

第 43 回日本核物質管理学会年次大会  
The 43<sup>rd</sup> Annual Meeting of INMM Japan Chapter

會議論文集  
Proceedings

2022 年 11 月 21 日・22 日

第 43 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)  
主催: 日本核物質管理学会 共催: 東京工業大学科学技術創成研究院ゼロカーボンエネルギー研究所

全体会合同会 東京工業大学 相楽 洋

1日目(11月21日)

デジタル多目的ホール(オンライン会場1)

9:30～ 開場

10:00-10:15 開会セッション

10:00 - 10:05

開会の辞

日本核物質管理学会 プログラム委員長 相楽 洋

10:05 - 10:15

開会挨拶

日本核物質管理学会 会長 直井 洋介

10:15-11:30 招待講演

座長: 日本核物質管理学会 会長 直井 洋介

招待講演 I: Safeguards: reflecting on the past and anticipating the future

講師: IAEA 東京地域事務所 所長 Michael Farnitano

招待講演 II: ウクライナ戦争と第 10 回 NPT 再検討会議

講師: 同志社大学 教授 浅田 正彦

11:30-12:00 企画セッション

座長: 日本原子力研究開発機構 堀 雅人

企画講演: ウクライナと原子力

講師: 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  
技術開発支援室 室長 山口知輝

12:00-12:30 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 三星 夏海

12:30-13:30 休憩

メディアホール(オンライン会場1)

13:30 - 14:10 若手・学生ポスターセッション I

企画・運営: 学生部会

P4351 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(3)核拡散抵抗性評価および枢要区域の特定

○三星夏海<sup>1</sup>, 相楽洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東工大

P4352 Once-through High Burnup Fuel Management Strategy with Dual Neutron Energy Spectrum Core in HTGR (I) Effective Fissile Material Burning and Minimization

○チョン ホン ファット<sup>1</sup>, 相楽洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東工大



- P4353 受動的炉停止デバイス集合体を導入した長寿命な中小型ナトリウム冷却高速炉の安全性および核不拡散性  
○岡崎 陽香、川島 正俊、相楽 洋  
<sup>1</sup>東工大
- P4354 燃料交換不要な原子炉モニタリングへのミュオントモグラフィーの適用可能性  
(1)研究計画  
○江口綾<sup>1</sup>、三星夏海<sup>1</sup>、相楽洋<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大
- P4355 Evaluating the Material and Facility Attractiveness in Sodium-Cooled Fast Reactor Fuel Cycles to Enhance Proliferation Resistance  
○リソースキー エヴァ モルガン<sup>1</sup>、相楽 洋<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大
- P4356 Real-time Malicious Behaviors Identification for Nuclear Facilities using Vision-based Object Detection and Pose Estimation  
○Xingyu Song<sup>1</sup>, Zhan Li<sup>1</sup>, Shi Chen<sup>1</sup>, Kazuyuki Demachi<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東大
- P4357 Role of India-Japan Civil Nuclear Cooperation in QUAD Clean Energy Roadmap  
○Saurabh Sharma<sup>1</sup>, Masako Ikegami<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大

14:10 – 15:00 若手・学生セッション II

企画・運営: 学生会

- P4358 浮体式洋上原子力発電所(OFNP)の 3S 特性と実現可能性:(1)核セキュリティの概要  
○原 大輔<sup>1</sup>、相楽 洋<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大
- P4359 原子炉及び再処理利用計画の不確かさによるプルトニウム在庫量と核不拡散性への影響  
○寺山 正太郎<sup>1</sup>、韓 治暎<sup>1</sup>、相楽 洋<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大
- P4360 Developing of Nuclear Security Education Textbook for Universities in Saudi Arabia  
○Sarbaland Faisal Nasser<sup>1</sup>, Takaaki Sakai<sup>1</sup>, Naoko Noro<sup>2</sup>, Naoko Inoue<sup>2</sup>  
<sup>1</sup>東海大、<sup>2</sup>原子力機構
- P4361 光核反応を用いた Am の検出手法に関する研究  
○田辺鴻典<sup>1,2</sup>、相楽洋<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大、<sup>2</sup>科警研
- P4362 U3Si2 燃料を用いた中小型沸騰水型軽水炉の研究(1)回収ウランの効果  
○東 知希<sup>1</sup>、三星 夏海<sup>1</sup>、相楽 洋<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大
- P4363 An Attention-based Time Series Analysis Model for Ensuring Cyber Security in Nuclear Power Plants  
○Feiyan Dong<sup>1</sup>, Shi Chen<sup>1</sup>, Kazuyuki Demachi<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東大
- P4364 超高速衝突物に対する損傷機構の解明 (1)鉄筋コンクリート構造物の損傷機構  
○井上 週<sup>1</sup>、相楽 洋<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大
- P4365 原子炉等の遠隔監視に向けた原子炉ニュートリノ計算手法の開発と計算に用いる核データの検討  
○佐々木 華蓮<sup>1</sup>、千葉敏<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大

## デジタル多目的ホール(オンライン会場 1)

15:10 – 16:50 セッション A: 保障措置・核不拡散性

座長： 日本原子力研究開発機構 浅野 隆

- #4301 保障措置対応の適切性確保及び維持に向けた活動  
○白藤雅也<sup>1</sup>、野崎天生<sup>1</sup>、阿久津成美<sup>2</sup>、宮地紀子<sup>1</sup>、中村仁宣<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>原子力機構、<sup>2</sup>検査開発
- #4302 六ヶ所再処理工場における保障措置機器の保守性および冗長性向上のための改善  
○植村有希<sup>1</sup>、森賢仁<sup>1</sup>、田村崇之<sup>1</sup>、野口佳彦<sup>1</sup>、東海幸康<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>日本原燃
- #4304 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ーデバイス集合体の候補仕様選択とプラントにおける核不拡散性の検討ー  
○川島 正俊<sup>1</sup>、相楽 洋<sup>1</sup>、守田 幸路<sup>2</sup>  
<sup>1</sup>東工大、<sup>2</sup>九大
- #4305 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(3) Material Attractiveness 評価を活用した TRU 燃料サイクルの Safeguards by design  
○大泉昭人<sup>1,2</sup>、相楽洋<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大、<sup>2</sup>原子力機構

## コラボレーションルーム(オンライン会場 2)

15:10-16:50 セッション B: 非核化政策

座長： 東京工業大学 池上 雅子

- #4306 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究(1)非核化及びその検証プロセスと技術的措置  
○田崎真樹子<sup>1</sup>、清水亮<sup>1</sup>、中谷隆良<sup>1</sup>、木村隆志<sup>1</sup>、堀雅人<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>原子力機構
- #4307 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究(2)ウラン濃縮施設の廃棄・検証  
○堀雅人<sup>1</sup>、田崎真樹子<sup>1</sup>、中谷隆良<sup>1</sup>、清水亮<sup>1</sup>、木村隆志<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>原子力機構
- #4308 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究(3)原子炉施設の廃棄・検証  
○中谷隆良<sup>1</sup>、清水亮<sup>1</sup>、田崎真樹子<sup>1</sup>、木村隆志<sup>1</sup>、堀雅人<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>原子力機構
- #4309 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究(4)再処理施設の廃棄・検証  
○清水亮<sup>1</sup>、中谷隆良<sup>1</sup>、田崎真樹子<sup>1</sup>、木村隆志<sup>1</sup>、堀雅人<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>原子力機構
- #4310 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究(5)ウラン濃縮施設、原子炉施設及び再処理施設の廃棄・検証に関する比較評価  
○木村隆志<sup>1</sup>、田崎真樹子<sup>1</sup>、中谷隆良<sup>1</sup>、清水亮<sup>1</sup>、堀雅人<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>原子力機構

デジタル多目的ホール(オンライン会場 1)

17:00 – 17:20 日本核物質管理学会総会

コラボレーションルーム

17:20 – 18:30 意見交換会

## 2 日目(11 月 22 日)

### デジタル多目的ホール(オンライン会場 1)

10:00 – 10:40 セッション C:核不拡散・危機管理政策

座長: 電力中央研究所 稲村 智昌

- #4311 透明性なき中国のプルトニウム増産計画と核軍拡  
○小林祐喜<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>笹川平和財団
- #4312 「武力紛争時における原子力施設での日本の国内対応」—法的な観点での考察—  
○福井康人<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>原子力機構

10:45-12:25 セッション D:核セキュリティ・人材育成

座長: 日本原子力研究開発機構 中村 仁宣

- #4313 核セキュリティステークホルダーマトリックスを使った核セキュリティ強化について  
○直井 洋介<sup>1</sup>、野呂 尚子<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>原子力機構
- #4314 机上訓練を活用した最適対策案自動提示手法の提案  
○出町 和之<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東大
- #4315 機構における核セキュリティの法令遵守及び文化醸成活動に係る取組み  
○天野宰<sup>1</sup>、佐藤義治<sup>1</sup>、芝田陵大<sup>1</sup>、山崎勝幸<sup>1</sup>、白茂英雄<sup>1</sup>、中村仁宣<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>原子力機構
- #4316 核セキュリティ事案における時間変化を伴う被害想定  
○土屋兼一<sup>1</sup>、田辺鴻典<sup>1</sup>、秋葉教充<sup>1</sup>、角田英俊<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>科警研、
- #4317 フィジカル・サイバー空間にまたがる原子力プラント 3S を俯瞰し実践・主導する規制人材育成 (1)全体計画  
○松本 義久<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大

### コラボレーションルーム(オンライン会場 2)

10:00-11:40 セッション E:非破壊測定技術

座長: 東京工業大学 片淵 竜也

- #4318 Delayed Gamma-ray Spectroscopy for Mixed Nuclear Material Safeguards Verification  
○D.C. Rodriguez<sup>1</sup>, M. Koizumi<sup>1</sup>, F. Rossi<sup>1</sup>, T. Takahashi<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>原子力機構
- #4319 時間間隔をあけた2回の中性子測定による燃料デブリ中のプルトニウム定量手法の開発  
○長谷 竹晃<sup>1,2</sup>、相楽 洋<sup>2</sup>、小菅 義広<sup>3</sup>、中岫 翔<sup>1</sup>、能見 貴佳<sup>1</sup>、奥村 啓介<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>東工大、<sup>2</sup>原子力機構、<sup>3</sup>株式会社 NESI
- #4320 リチウムガラスシンチレータのガンマ線と中性子に対する応答特性  
○李 在洪<sup>1</sup>、弘中 浩太<sup>1</sup>、高橋 時音<sup>1</sup>、鈴木 敏<sup>1</sup>、小泉 光生<sup>1</sup>

伊藤 史哲<sup>2</sup>、堀 順一<sup>3</sup>、寺田 和司<sup>3</sup>

<sup>1</sup>原子力機構、<sup>2</sup>KEK、<sup>3</sup>京大

- #4321 Spectral Density of LCS Gamma-ray Source Accurately Measured.  
OMohamed Omer<sup>1</sup>, Toshiyuki Shizuma<sup>1,2</sup>, Ryoichi Hajima<sup>1,2</sup> and Mitsuo Koizumi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力機構、<sup>2</sup>QST

- #4322 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

○チン キムウェイ<sup>1</sup>、木村 礼<sup>2</sup>、相楽 洋<sup>1</sup>、田辺 鴻典<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東工大、<sup>2</sup>東芝エネルギーシステムズ

12:25-13:30 休 憩

### デジタル多目的ホール(オンライン会場 1)

13:30- 15:30 招待講演 核燃料の輸送

座長：日本原燃 小谷 美樹

招待講演 Ⅲ： 仏から日本への回収プルトニウム返還輸送

—「あかつき丸」による海上輸送から30年—

講師：日本核物質管理学会 メンター部会長(元日本原子力研究開発機構)

千崎 雅生

招待講演 Ⅳ： 京都大学における核燃料輸送

講師：京都大学 宇根崎 博信

招待講演 Ⅴ： 高速中性子源炉「弥生」の高濃縮ウラン燃料の米国返還

講師：東京大学 鈴木 美寿

15:30 - 16:30 特別講演

座長：日本核物質管理学会 岩本 友則

特別講演： 日本のプルトニウム政策の課題と提言

—「原子力平和利用と核不拡散の両立」の深化に向けて—

講師：日本核物質管理学会 前会長 齊藤 正樹

16:35-16:55 閉会セッション

16:35-16:50

論文賞、若手・学生セッション発表賞の発表

16:50-16:55

閉会挨拶

日本核物質管理学会 プログラム副委員長 中村 仁宣

**Program Schedule for the 43rd Annual Meeting of the Institute of Nuclear  
Materials Management Japan Chapter**  
(The program will be changed without notification)

**Plenary Meeting Host: Hiroshi Sagara, Tokyo Institute of Technology**

**Day 1 (21 November)**

**Multi-Purpose Digital Hall(Online room1)**

9:30~            **Opening**

10:00-10:15 **Opening Session**

10: 00 - 10:05 **Opening Remarks**

**Hiroshi Sagara, Chair, Program Committee**

10: 05 - 10:15 **Welcome Remarks**

**Yosuke Naoi, President, INMM Japan Chapter**

10:15-11:30 **Invited Lectures**

**Chair : Yosuke Naoi, President, INMM Japan Chapter**

**Invited Lectures I: Safeguards: reflecting on the past and anticipating the future**

**Guest Lecturer: Michael Farnitano, HEAD,TOKYO Regional Office, IAEA**

**Invited Lectures II : The War in Ukraine and the 10th NPT Review Conference**

**Guest Lecturer: Masahiko Asada, Professor, Doshisha University**

11:30-12:00 **Planning Session    Chair : Masato Hori. Japan Atomic Energy Agency**

**Planning Lectures: Ukraine and Nuclear Energy**

**Presenter: Yamaguchi Tomoki, The Integrated Support Center for Nuclear  
Non-proliferation and Nuclear Security at the Japan Atomic Energy  
Agency**

12:00-12:30 **Young / Student Short Presentation**

**Chair : Natsumi Mitsuboshi, Student Subcommittee President, INMMJ**

12:30-13:30 **Lunch Break**

**Media Hall (Online room1)**

13:30 – 14:10 **Young / Student Poster Session    I**

**Planning and operation : Student Subcommittee, INMMJ**

**P4351 Feasibility study on innovative small and medium modular light water reactor  
with inherent nuclear safety, security, and non-proliferation features**

**(3) Evaluation for Proliferation Resistance**

**\*Natsumi Mitsuboshi<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>**

**<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology**

- P4352 Once-through High Burnup Fuel Management Strategy with Dual Neutron Energy Spectrum Core in HTGR  
(I) Effective Fissile Material Burning and Minimization  
\*Hong Fatt Chong<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup> <sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology
- P4353 Safety improvement and 3S issues of small and medium-sized sodium-cooled fast reactors with a long core life time over ten years  
\*Haruka Okazaki<sup>1</sup>, Masatoshi Kawashima<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup> <sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology
- P4354 Feasibility of muon tomography to monitoring reactors without refueling  
(1) Research plan  
\*Aya Eguchi<sup>1</sup>, Natsumi Mitsuboshi<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>, <sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology
- P4355 Evaluating the Material and Facility Attractiveness in Sodium-Cooled Fast Reactor Fuel Cycles to Enhance Proliferation Resistance  
(1) HALEU Fuel Evaluation Research Planning  
\*Eva Lisowski<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup> <sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology
- P4356 Real-time Malicious Behaviors Identification for Nuclear Facilities using Vision-based Object Detection and Pose Estimation  
\*Xingyu Song<sup>1</sup>, Zhan Li<sup>1</sup>, Shi Chen<sup>1</sup>, Kazuyuki Demachi<sup>1</sup>, <sup>1</sup>The University of Tokyo
- P4357 Role of India-Japan Civil Nuclear Cooperation in QUAD Clean Energy Roadmap  
\*Saurabh Sharma<sup>1</sup>, Masako Ikegami<sup>1</sup> <sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

14:10 – 15:00 Young / Student Poster Session II

**Planning and operation : Student Subcommittee, INMMJ**

- P4358 Feasibility on Offshore Floating Nuclear Power Plant in terms of 3S characteristics (1) Overview of Nuclear Security  
\*Daisuke Hara<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup> <sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology
- P4359 Impact on Plutonium stockpile by uncertainty of nuclear reactor and reprocessing utilization planning  
\*Shotaro Terayama<sup>1</sup>, Chi Young Han<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup> <sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology
- P4360 Developing of Nuclear Security Education Textbook for Universities in Saudi Arabia  
\*Sarbaland Faisal Nasser<sup>1</sup>, Takaaki Sakai<sup>1</sup>, Naoko Noro<sup>2</sup>, Naoko Inoue<sup>2</sup>  
<sup>1</sup>Tokai University, <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency
- P4361 Study on americium detection method based on photonuclear reactions  
\*Kosuke Tanabe<sup>1,2</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology, <sup>2</sup>National Research Institute of Police Science
- P4362 Research on small and medium-sized boiling water light water reactors with U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> fuel. (1) Effect of recovered uranium.  
\*Tomoki Azuma<sup>1</sup>, Natsumi Mitsuboshi<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup> <sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology
- P4363 An Attention-based Time Series Analysis Model for Ensuring Cyber Security in Nuclear Power Plants  
\*Feiyan Dong<sup>1</sup>, Shi Chen<sup>1</sup>, Kazuyuki Demachi<sup>1</sup> <sup>1</sup>The University of Tokyo
- P4364 Damaging mechanism of structural materials by hypervelocity projectile impact  
(1) Damaging mechanism of reinforced concrete  
\*Shu Inoue<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup> <sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology
- P4365 Study of calculation method of reactor antineutrino production for remote reactor monitoring system and nuclear data used for calculation.  
\*Karen Sasaki<sup>1</sup>, Tadashi Yoshida<sup>2</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup> and Satoshi Chiba<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology, <sup>2</sup>Tokyo City University

## **Multi-Purpose Digital Hall(Online room1)**

15:10 – 16:50 Session A : Safeguards·Non-proliferation features

Chair: Takashi Asano, Japan Atomic Energy Agency

- #4301 Promotion for Establishing and Maintaining Appropriate Responses in the Safeguards Activities  
\*Masaya SHIRAFUJI<sup>1</sup>, Teo NOZAKI<sup>1</sup>, Narumi AKUTSU<sup>2</sup>, Noriko MIYAJI<sup>1</sup>, Hironobu NAKAMURA<sup>1</sup> <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency (JAEA), <sup>2</sup>Inspection Development Company
- #4302 An Improvement of Maintainability and Reliability for Safeguards Equipment in RRP  
\*Yuki Uemura, Masahito Mori, Takayuki Tamura, Yoshihiko Noguchi, Yukiyasu Tokai  
Japan Nuclear Fuel Limited
- #4304 Development of a passive reactor shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors - Feasibility Study on Major Specification of the Devices and its Non-proliferation Features -  
\*Masatoshi Kawashima<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>, Koji Morita<sup>2</sup> <sup>1</sup> Tokyo Institute of Technology, <sup>2</sup> Kyushu University
- #4305 Non-proliferation Features in Partitioning and Transmutation Cycle using Accelerator-driven System  
(3) Safeguards by Design by using *Material Attractiveness* Evaluation for TRU fuel cycle  
\*Akito Oizumi<sup>1,2</sup>, Hiroshi Sagara<sup>2</sup> <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Tokyo Institute of Technology

## **Collaboration Room(Online room2)**

15:10-16:50 Session B : Denuclearization policy

Chair: Masako Ikegami, Tokyo Institute of Technology

- #4306 Research on Technical Process for Achieving Denuclearization  
(1) Denuclearization Processes and Technical Measures  
\*Makiko TAZAKI<sup>1</sup>, Takayoshi NAKATANI<sup>1</sup>, Ryo SHIMIZU<sup>1</sup>, Takashi KIMURA<sup>1</sup>, Masato HORI<sup>1</sup> <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency
- #4307 Research on Technical Process for Achieving Denuclearization  
(2) Dismantlement and Verification of Uranium Enrichment Facility  
\*Masato HORI<sup>1</sup>, Makiko TAZAKI<sup>1</sup>, Takayoshi NAKATANI<sup>1</sup>, Ryo SHIMIZU<sup>1</sup>, Takashi KIMURA<sup>1</sup>, <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency
- #4308 Research on Factor Analysis and Technical Process for Achieving Denuclearization  
(3) Dismantlement and Verification of Nuclear Reactor  
\*Takayoshi Nakatani<sup>1</sup>, Ryo Shimizu<sup>1</sup>, Makiko Tazaki<sup>1</sup>, Takashi Kimura<sup>1</sup>, Masato Hori<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency
- #4309 Research on Technical Process for Achieving Denuclearization  
(4) Dismantlement and Verification of Reprocessing Facilities  
\*Ryo Shimizu<sup>1</sup>, Takayoshi Nakatani<sup>1</sup>, Makiko Tazaki<sup>1</sup>, Takashi Kimura<sup>1</sup>, Masato Hori<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency
- #4310 Research on Technical Process for Achieving Denuclearization  
(5) Comparative Evaluation for Dismantlement and Verification of Uranium Enrichment Facility, Nuclear Reactor and Reprocessing Facility



\*Takashi Kimura<sup>1</sup>, Takayoshi Nakatani<sup>1</sup>, Ryo Shimizu<sup>1</sup>, Tazaki Makiko<sup>1</sup>, Masato Hori<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

**Multi-Purpose Digital Hall(Online room1)**

17:00 – 17:20    **INMM Japan Chapter Annual Business Meeting • Achievement Award**  
                          (Non-members can also participate as observers)

**Collaboration Room(Online room2)**

17:20 – 18:30    **Opinion exchange meeting**

## Day 2 (22 November)

### Multi-Purpose Digital Hall(Online room1)

10:00 – 10:40 Session C : Nuclear non-proliferation・Crisis management policy

Chair: Inamura Tomoki, Central Research Institute of Electric Power Industry

#4311 Observations on Lack of Transparency in China's Nuclear Arms Expansion  
obayashi, Sasakawa Peace Foundation Security Studies Group

#4312 How to respond to armed attacks in nuclear facilities in Japan.  
\*Yasuhito Fukui, ISCN

10:45-12:25 Session D : Nuclear Security・Education

Chair: Hironobu Nakamura, Japan Atomic Energy Agency

#4313 Strengthening Nuclear Security Regime Using Stakeholder Matrix  
\*Yosuke NAOI, Naoko NORO, Japan Atomic Energy Agency

#4314 A Proposal of automatic proposal method for optimal countermeasures  
against BDBT utilizing tabletop training  
\*Kazuyuki Demachi<sup>1</sup>, <sup>1</sup>The University of Tokyo

#4315 Legal Compliance Activities and Nuclear Security Culture Development  
Activities in JAEA  
\*Tsukasa AMANO, Yoshiharu SATO, Ryodai SHIBATA, Katsuyuki YAMAZAKI, Hideo  
SHIROMO, Hironobu NAKAMURA, Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

#4316 Damage prediction under time variation of threat in nuclear- security incident  
\*Ken'ichi Tsuchiya<sup>1</sup>, Kosuke Tanabe <sup>1,2</sup>, Norimitsu Akiba <sup>1</sup>, Hidetoshi Kakuda <sup>1</sup>  
National Research Institute of Police Science, <sup>2</sup>Tokyo Institute of Technology

#4317 Nuclear Regulation Human Resource Development Program  
“The Advanced Nuclear 3S Education and Training in Cyber-Physical space”  
(1) Overview and Planning  
\*Yoshihisa Matsumoto<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>, Satoshi Chiba<sup>1</sup>, Noriyasu Hayashizaki<sup>1</sup>, Takehiko  
Tsukahara<sup>1</sup>, Masako Ikegami<sup>1</sup>, Tatsuya Katabuchi<sup>1</sup>, Hiroshige Kikura<sup>1</sup>, Koichiro Takao<sup>1</sup>, Hiroki  
Takasu<sup>1</sup>, Katsumi Yoshida<sup>1</sup>, Satoshi Matsuura<sup>1</sup> <sup>1</sup> Tokyo Institute of Technology

### Collaboration Room(Online room2)

10:00-11:40 Session E : Nondestructive Assay Technology

Chair: Tatsuya Katabuchi, Tokyo Institute of Technology

#4318 Delayed Gamma-ray Spectroscopy for Mixed Nuclear Material Safeguards  
Verification

\*D.C. Rodriguez<sup>1</sup>, M. Koizumi<sup>1</sup>, F. Rossi<sup>1</sup>, T. Takahashi<sup>1</sup> <sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

#4319 Development of a method for the determination of plutonium in fuel debris  
by dual times neutron measurements

\*Taketeru Nagatani<sup>1,2</sup>, Sagara Hiroshi<sup>2</sup>, Yoshihiro Kosuge<sup>3</sup>, Keisuke Okumura<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Tokyo Institute of Technology, <sup>3</sup>NESI

- #4320 Response Characteristics of a Lithium Glass Scintillator for Gamma-ray and Neutron  
 \*Jaehong Lee<sup>1</sup>, Fumiaki Ito<sup>1</sup>, Kota Hironaka<sup>1</sup>, Tohn Takahashi<sup>1</sup>, Satoshi Suzuki<sup>1</sup>, Mitsuo Koizumi<sup>1</sup>, Jun-ichi Hori<sup>2</sup>, Kazushi Terada<sup>2</sup>  
<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Kyoto University Research Reactor Institute
- #4321 Spectral Density of LCS Gamma-ray Source Accurately Measured.  
 \*Mohamed Omer<sup>1</sup>, Toshiyuki Shizuma<sup>1,2</sup>, Ryoichi Hajima<sup>1,2</sup> and Mitsuo Koizumi<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>QST
- #4322 Proposal of numerical method to solve multi-nuclides system based on Photofission Reaction Ratio methodology  
 (2) Applicability Study to Detect U-Th Multi-Nuclide System with Bremsstrahlung Photons  
 \*Kim Wei Chin<sup>1</sup>, Rei Kimura<sup>2</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>, Kosuke Tanabe<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology, <sup>2</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

12:25-13:30 Lunch Break

### **Multi-Purpose Digital Hall(Online room1)**

13:30- 15:30 Invited Lectures **Nuclear fuel transport**

**Chair: Miki Kodani, Japan Nuclear Fuel Limited**

**Invited Lectures III:** The Transportation of Plutonium from France to Japan -30 Years Since Sea Transportation by Akatsuki Maru-

**Guest Lecturer:** Masao Senzaki, Chairman of the Mentoring Group, INMMJ (Former Director, ISCN, Japan Atomic Energy Agency)

**Invited Lectures IV:** Nuclear Fuel Transportation at Kyoto University

**Guest Lecturer:** Hironobu Unesaki, Kyoto University

**Invited Lectures V:** Return of the HEU Fuel for the Fast Neutron Source Reactor "Yayoi" to the United States

**Guest Lecturer:** Mitsutoshi Suzuki, Tokyo University

15:30 – 16:30 Special Lecture

**Chair: Tomonori Iwamoto, INMMJ**

**Special Lecture: Issues and Recommendations of Japan's Plutonium Utilization Policy**

-Toward Deepening of Compatibility for Peaceful Use of the Nuclear Energy and Non-proliferation of the Nuclear-

**Lectures:** Masaki Saito, Immediate Past President, INMMJ

16:35-16:55 Closing Session

16:35-16:50

**Thesis award and young / student session presentation award**

16:50-16:55

**Closing Remarks Hironobu Nakamura, Vice Chair, Program Committee**

2021 年 11 月 21 日

日本核物質管理学会 第 43 回年次大会 開会挨拶

日本核物質管理学会 会長 直井 洋介

皆さん、おはようございます。前会長である齊藤正樹先生から、先月会長を引き継ぎました JAEA の直井でございます。

今年も、第 8 波がそこまで来ているコロナ禍の年次大会となりましたが、今年度はハイブリッドでの開催といたしました。無事、こうしてハイブリッド開催できること大変うれしく思います。現時点での参加登録者は、会場での参加、virtual での参加合わせて 88 名とのことで、今年も多くの方々にご参加いただきましたこと感謝申し上げます。

今年の年次大会では、招待講演として、IAEA の東京地域事務所からマイケル・フォーリターノ所長、同志社大学の浅田正彦先生、核燃料の輸送に係る招待講演では、千崎雅生元会長、京都大学の宇根崎博信先生、東京大学の鈴木美寿先生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、さらには、齊藤正樹先生による特別講演など大変盛りだくさんの企画を用意いたしました。

今回の年次大会の準備をしていただきました東工大の相楽プログラム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などの準備や投稿論文の査読等にご協力をいただきました皆様に、厚く御礼申し上げます。

さて、この機会に最近の学会の活動状況と今後の予定などにつき、少しお話をさせていただきます。

1. はじめに、年会費の値上げです。米国本部の年会費が今年の 10 月に 125 ドルから 150 ドルに値上げされました。すでに、メールでお知らせしている通り、円安も大きく進み、学会としては昨年度までの 12000 円の会費では、大変厳しい状況になっていることから 10 月からはじまる新年度より 15000 円に値上げさせていただくこととしました。なお、今後、米国本部年会費の値上げに対処するための対応措置の一環として、特典が国内の学会活動に限定されるものの、個人の会員の皆様の会費を安くすることが可能となるような新しい会員制度の新規創出を予定しております。このような制度を実現するために会則の改訂案を近々、会員の皆様に電子投票でお諮りする予定としておりますので、その際にはご協力の程、宜しくお願い致します。

2. 二番目に「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、昨年度「広報委員会」を設立いたしました。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」を定期的に発行しており、すでに、5回にわたってニュースレターを発行いたしました。「会員の声」のコーナーもありますので、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。どうぞ、ご協力方よろしくお願いいたします。
3. 3番目ですが、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」等のため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、「メンター部会」を今年の3月に設立いたしました。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です。すでにその活動を開始しています。ベテランの会員の経験・知識の活用ですが、部会の門戸は現役の方や若手の方にも開かれております。部員は自発的参加を基本としていますので、その活動に参加してみたいという方は、氏名・所属に簡単な略歴等を所定の様式で事務局に申し込んでいただければ、部会長の任命によって部会の活動に参加できます。是非、積極的な参加をお願いいたします。
4. 最後に本年6月より開始したエルダー制度についてご紹介いたします。エルダー制度は、核物質管理の分野における豊富な知識と経験を有する会員が活躍できる場を提供して学会を活性化することを目的に設立した制度です。満65歳の一般会員の方が所定の手続きを行っていただき登録されますと、年次大会への参加費や研究会などへの参加費が半額になる制度です。メンター制度とともに開始しておりますので、ご登録いただければと思います。

活動報告は以上です。

大幅な会費の値上げなど、学会員の方々にはご負担をお掛けしておりますが、どうぞご理解を賜りますようお願い申し上げて、開会のご挨拶とさせていただきます。ご清聴ありがとうございました。

# 招待講演 I

Safeguards: reflecting on the past  
and anticipating the future

IAEA 東京地域事務所 所長

Michael Farnitano

## Talking Points for Japan INMM

Dear Colleagues, it is my great pleasure to speak to you, the Japan chapter of INMM, today at the 43<sup>rd</sup> meeting of this distinguished group. It is an honor for me to be able to represent the IAEA at this meeting and provide a brief overview of the Agency's role in some high profile events. The challenges confronting the IAEA today make this one of the most complicated times in a generation, but the Agency is making every effort to actively assist our Member States through these difficult times. The context in which the Agency has, and continues, to operate has changed dramatically over the past year.

(UKRAINE)

Let me begin with the war in Ukraine. Since the onset of the war in Ukraine, DG Grossi has not only expressed his concerns about the safety and security of the nuclear installations in the country and of the people who work and live there, but he has also endeavoured to improve it.

The DG has called on the international community to do everything in its power to prevent a nuclear accident that would add tragedy to the suffering. We need to act. If something happens there, we will not have a natural disaster to blame, we will have to reckon with our own inaction, he has said.

Since the very first day, the IAEA has been keeping the world informed about the unprecedented situation of a large nuclear power programme being threatened by war. The IAEA's Incident and Emergency Centre has been in daily contact with Ukraine's regulator. The DG has reported to the Board of Governors and the United Nations Security Council, and published more than 100 public updates.

Four IAEA missions have travelled to Ukraine, three of which have been led by the DG himself. Following the Agency's mission to the Chornobyl Nuclear Power Plant and its Exclusion Zone, safeguards and radiation monitoring data was re-established and the IAEA was able to facilitate the provision to Ukraine of crucial protective equipment.

The most recent mission was the IAEA Support and Assistance Mission to Ukraine's Zaporizhzhya Nuclear Power Plant (ISAMZ), Ukraine and Europe's largest nuclear power plant. It took us six months of painstaking negotiation to get the team there.

The IAEA now has a permanent presence at the site, allowing us to engage directly with the Ukrainian operator to see first-hand the situation, and to assess, assist and find ways to help stabilise it.

The DG has called for the urgent establishment of a nuclear safety and security protection zone to stop shelling damaging the plant and its crucial offsite power supply. The DG has begun detailed talks with Ukraine and the Russian Federation aimed at agreeing and implementing the zone as soon as possible. We all know what needs to be done. It is possible. The DG stands ready to continue consultations in both countries so that we can protect this plant.

#### (NAVAL PROPULSION)

Another major topic that the Agency is contending with is naval nuclear propulsion. The DG has said that IAEA must provide the necessary and indispensable technical answers to this issue, which is foreseen in the existing legal framework.

Let me first address the subject of AUKUS, under which the United States and the United Kingdom have agreed to assist Australia in acquiring nuclear-powered submarines. The AUKUS Parties have been engaging with the Agency and we expect this to continue so that the parties deliver on their stated commitment of ensuring the highest non-proliferation and safeguards standards are met.

Brazil has also informed the Agency of its decision to initiate discussions with the Secretariat on an arrangement for Special Procedures for the use of nuclear material subject to safeguards in naval nuclear propulsion and in the operation of submarines and prototypes, as set out in the Quadripartite Safeguards Agreement. On this matter, the first meeting between Brazil, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and



Control of Nuclear Materials (ABACC) and the Secretariat was held in May and another meeting took place in Brazil last month.

In its work with AUKUS parties and with Brazil, the Agency has its verification and non-proliferation mandate as its guiding principle.

(IRAN)

The Agency's verification and monitoring of Iran's nuclear-related commitments under the JCPOA have been seriously affected by Iran's decision to stop the implementation of those commitments, including the Additional Protocol.

In the event of a full resumption of Iran's implementation of its nuclear-related commitments under the JCPOA, the Agency will need to address the gap in its knowledge of what took place while our surveillance and monitoring equipment related to the JCPOA was not in operation. There will be considerable challenges to confirming the consistency with the situation prior to 21 February 2021 of Iran's declared inventory of centrifuges and heavy water.

With regard to the NPT Safeguards Agreement with the Islamic Republic of Iran, the Agency has made efforts to engage with Iran to resolve outstanding issues related to the presence of uranium particles of anthropogenic origin at three undeclared locations in Iran. Since June, Iran has not engaged with the Agency. Consequently, these issues have not been resolved and the Agency is not in a position to provide assurance that Iran's nuclear programme is exclusively peaceful.

The DG has repeatedly reiterated that the Agency remains ready to re-engage with Iran without delay to resolve these matters. The DG has said that we need to find common solutions to problems that are not going to go away if we don't solve them in a collaborative fashion.

(DPRK)

The Agency continues to monitor the DPRK's nuclear programme. This year, the DG's report to the IAEA General Conference on the DPRK nuclear programme provides an overview of developments in the

DPRK's nuclear programme since the extensive report presented in 2011, as well as an update covering the past year. We have observed indications that a nuclear test site has been reopened. Furthermore, we have observed indications of the operation of facilities and of construction work at the Yongbyon site, as well as activities at other locations.

The continuation of the DPRK's nuclear programme, including the reopening of the nuclear test site, is a clear violation of relevant UN Security Council resolutions and is regrettable and deeply troubling. The DG has called upon the DPRK to comply fully with its obligations under relevant UN Security Council resolutions, to cooperate promptly with the Agency in the full and effective implementation of its NPT Safeguards Agreement and to resolve all outstanding issues, especially those that have arisen during the absence of Agency inspectors from the country. The Agency continues to maintain its enhanced readiness to play its essential role in verifying the DPRK's nuclear programme.

(Symposium)

To end on a slightly more positive note, just this past week, we held the Safeguards Symposium. In the year in which we celebrate the 50th anniversary of the Comprehensive Safeguards Agreement and the 25th anniversary of the Additional Protocol, the presentations and discussions were designed to anticipate and prepare for the changing safeguards landscape in the decades ahead.

(Conclusion)

This is a busy time, full of unprecedented challenges, but the Agency is working diligently to strengthen international peace and security.

# 招待講演 Ⅱ

ウクライナ戦争と第 10 回 NPT 再検討会議

同志社大学 教授 浅田 正彦

## ウクライナ戦争と第10回NPT再検討会議

浅田正彦（同志社大学）

### 1. ウクライナ戦争と核兵器

#### (1) ウクライナ戦争と核使用の威嚇

プーチン演説（2022.2.24）：侵攻の正当化。国連事務総長への報告（自衛権の行使）。

個別的自衛権（「ロシアの存在そのものに対する真の脅威」）

集団的自衛権（ドネツク人民共和国とルハンスク人民共和国からの支援の要請）

ロシアによる核兵器使用の脅し

・プーチン演説（2.24）：ロシアは「世界で最も強力な核大国の一つ」である。外部からの介入を考えている者への「きわめて重要な」警告として、「我々の邪魔をしようとする者、特に我々の国と人民を威嚇しようとする者は誰であれ、ロシアの反応は即時であり、その帰結はこれまでに見たことのないようなものとなることを知るべきである」。

・プーチン部分的動員令演説（9.21）：領土保全が脅かされる場合には、ロシアとその国民を守るために利用可能なすべての兵器システムを使用する。「これははったりではない(This is not a bluff)」。

ロシアの軍事ドクトリンにおける核兵器使用の権利留保（2014、2020）

①ロシアまたはその同盟国に対する核兵器その他の大量破壊兵器の使用に対応する場合

②ロシアに対する通常兵器による侵略の事態で「国家の存在そのものが危うくなる場合」

Cf. ロシア：ウクライナには米国防省の支援の下に生物兵器計画があり、化学兵器の使用を準備している

#### (2) ウクライナ戦争と核抑止・核拡散の危険

核抑止

・ロシアはウクライナに侵攻し、バルト三国には侵攻していない。

・ドイツの当初段階における抑制的武器支援

・アメリカの米軍を派遣しない旨の早期の発表

プーチン大統領による核抑止の利用

自国の侵略行為遂行を他国によって邪魔されないための核抑止の利用

→武力不行使原則の侵食、核兵器の軍事上・安全保障上の能力・価値の誇示→核拡散の危険

#### (3) ウクライナ戦争と消極的安全保証

1991 年 12 月：ソ連邦の崩壊（ウクライナ 1400 発）

1994 年 12 月：ブダペスト覚書

- ・消極的安全保証（核兵器国と同盟して攻撃しない限り非核兵器国に核兵器を使用しない）
- ・武力不行使
- ・独立・主権の尊重
- ・問題が生じた場合の協議

消極的安全保障の信頼性の低下、核兵器国への不信→核拡散の可能性

## 2. 第 10 回 NPT 再検討会議（2022.8）

### （1）NPT 再検討会議

主要委員会 I（核軍縮、消極的安全保証）、補助機関 1

主要委員会 II（不拡散・保障措置、非核兵器地帯）、補助機関 2

主要委員会 III（原子力の平和利用、その他の規定）、補助機関 3

主要委員会：当初案、改訂版、再改訂版

最終文書案：当初案、改訂版、再改訂版

最終文書不採択：第 2 回（1980）、第 4 回（1990）、第 5 回（1995）、第 7 回（2005）、第 9 回（2015）、第 10 回（2022）

### （2）ロシアの主張

#### （a）ザポリージャ原発

・主要委員会 II：

「・・・ウクライナのザポリージャ原子力発電所やその近傍において行われている軍事活動・・・およびウクライナの権限のある当局による管理の喪失に重大な懸念を表明」し、「安全（safety）およびセキュリティ（security）ならびにウクライナの包括的保障措置協定に基づくザポリージャ原子力発電所における IAEA の検証活動の効果的な実施を確保するため、同原子力発電所の管理を権限のある ウクライナ当局に戻すよう要求する（calls for）」

↓

「ロシア連邦によって行われた軍事活動の結果として（due to military activities conducted by the Russian Federation）」ウクライナの権限のある当局による管理が喪失された、「ザポリージャ原子力発電所・・・の管理を ロシア連邦から権限のあるウクライナ当局に戻すよう（restoration of control by the Russian Federation to the competent Ukrainian authorities）要求する」

↓

・最終文書案：

「ザポリージャ原子力発電所その他のウクライナ国内の施設および場所など、武力紛争区域にある IAEA の保障措置の対象である原子力施設その他の場所に対するウクライナの権限のある当局の管理を確保すること、および、・・・IAEA にアクセスを提供することが最重要であることを強調する」

Cf. ジュネーブ諸条約第 1 追加議定書（1977）

第 56 条（危険な力を内蔵する工作物及び施設の保護）

1 危険な力を内蔵する工作物及び施設、すなわち、ダム、堤防及び原子力発電所は、これらの物が軍事目標である場合であっても、これらを攻撃することが危険な力の放出を引き起こし、その結果文民たる住民の間に重大な損失をもたらすときは、攻撃の対象としてはならない。これらの工作物又は施設の場所又は近傍に位置する他の軍事目標は、当該他の軍事目標に対する攻撃がこれらの工作物又は施設からの危険な力の放出を引き起こし、その結果文民たる住民の間に重大な損失をもたらす場合には、攻撃の対象としてはならない。

2 1 に規定する攻撃からの特別の保護は、次の場合にのみ消滅する。

(a) ・・・

(b) 原子力発電所については、これが軍事行動に対し常時の、重要なかつ直接の支援を行うために電力を供給しており、これに対する攻撃がそのような支援を終了させるための唯一の実行可能な方法である場合

(c) 1 に規定する工作物又は施設の場所又は近傍に位置する他の軍事目標については、これらが軍事行動に対し常時の、重要なかつ直接の支援を行うために利用されており、これらに対する攻撃がそのような支援を終了させるための唯一の実行可能な方法である場合

(b) ブダペスト覚書

・主要委員会 I：

「〔ブダペスト覚書〕に従って関連当事国の引き受けた国際義務 (international obligations)」が引き続き重要であることに留意する

↓

「〔ブダペスト覚書〕に基づく約束 (commitments) を含む、非核兵器国である [NPT] 当事国への安全の保証に関する現行の義務および約束 (obligations and commitments) のすべての核兵器国による完全な履行の重要性を再確認する」

↓

・最終文書案：

(同上)

(c) 核兵器の使用

(i) 消極的安全保証

・最終文書案（＝補助機関1 報告書案）

「核兵器国は、核兵器の全廃までの暫定的な措置として、いかなる場合にも（under any circumstances）、非核兵器国である [NPT] 当事国に対して核兵器を使用しまたは使用することの威嚇を行わないことを約束する」

↓

「核兵器国は、核兵器の全廃までの間、非核兵器国である [NPT] 当事国に対して核兵器を使用しまたは使用することの威嚇を行わないことを約束する」

↓

「核兵器国は、核兵器の全廃までの間、そのそれぞれの国の声明に従って、非核兵器国である [NPT] 当事国に対して核兵器を使用しまたは使用することの威嚇を行わないことを約束する」

核兵器使用の敷居低下

(ii) 先制不使用

・最終文書案

「核兵器国は先制不使用のドクトリンを採用すべきである」

↓

削除

Cf. バイデン政権の『核体制見直し』（2022）、ロシアの『核抑止国家政策基本原則』（2020）

Cf. 中国の主張

(a) オーカス

アジア太平洋諸国の安全保障上の脅威

IAEA 保障措置への新たな挑戦

(b) 核共有

核共有はそれ自体が核拡散、核共有政策の放棄を

必要ならば容赦なく反撃する

おわりに

- ・核抑止が機能している。核抑止のジレンマと核使用の可能性。
- ・邪悪な目的のための核抑止の利用→核への固執、核拡散の危険増大
- ・国連憲章の成果の致命的侵食も

Cf. 中国のローキーからアサーティブへの転換→今後の再検討プロセスへの懸念

# 招待講演 Ⅲ

仏から日本への回収プルトニウム返還輸送  
—「あかつき丸」による海上輸送から30年—

日本核物質管理学会メンター部会長  
(元日本原子力研究開発機構)

千崎 雅生



第43回日本核物質管理学会 年次大会  
(招待講演Ⅳ)

仏から日本への回収プルトニウム返還輸送

- 「あかつき丸」による海上輸送から30年-

2022年11月22日

千崎 雅生

日本核物質管理学会 メンター部会長  
元日本原子力研究開発機構

# プロローグ

## プルトニウム輸送船「あかつき丸」、原電東海港に入港



2023年1月5日に、Pu輸送船「あかつき丸」が東海港に入港して30年周年となる。

- 1992年11月7日、Pu 1.7トンのPuO<sub>2</sub>を積んだ「あかつき丸」はフランスのシェルブール港を出航。
- 59日間の無寄港航海の後、1993年1月5日早朝、海上保安庁巡視艇約70隻、監視用ヘリコプター5機、警察官約1,000人が警戒にあたる中、原電東海港に入港。
- 本Pu輸送の目的は、高速増殖原型炉「もんじゅ」の取替燃料の原料プルトニウムを確保すること。
- 輸送方法は海上輸送を採用し、1988年7月発効した新日米原子力協定に、同年10月追記された実施取極付属書5「海上輸送のガイドライン」等に基づき実施。

# 目 次

1. 「あかつき丸」によるPu返還輸送の必要性
2. 「あかつき丸」輸送以前の海外からのPu輸送
3. 航空輸送・輸送容器等の開発試験
4. 「あかつき丸」によるPu輸送に至る経緯5
5. 日米原子力協定の改正交渉
6. 米国議会でマカウスキー修正条項の提出
7. 日米原子力協定で海上輸送も包括同意化へ
8. Pu返還輸送の当面の進め方について決定（原子力委員会）
9. 日米原子力協定のPu海上輸送の指針(概要)
10. あかつき丸輸送の準備概要
11. Puの輸送の実施内容
12. 輸送船「あかつき丸」と海上保安庁・護衛船「しきしま」
13. Pu輸送船「あかつき丸」の原電東海港へ入港
14. Pu輸送を巡る米国内各勢力の動向
15. 政府・動燃職員を派遣し説明を実施した国等(米, 英, 仏以外)
16. あかつき丸の経験からの教訓
18. 「あかつき丸」によるPu輸送の感想



# 1. 「あかつき丸」によるPu返還輸送の必要性




- 日本国内のPuの需給バランス上、東海再処理工場から回収されるPuのみでは原料Puが不足する。このため原子力委員会の決定に基づき動燃が実施主体となって、日本の電力会社が仏国COGEMA社に再処理を委託して得られた1.7トンの二酸化Pu粉末(核分裂性Puで約1.1トン)を、仏国から日本まで輸送。  
なお、高速増殖原型炉「もんじゅ」の取替燃料用原料粉として、東海事業所のPu燃料製造施設で使用されることになっていた。
- 「もんじゅ」の初装荷燃料の製造に必要なPuは、手持ちのものに加え東海再処理工場から回収されるもので賄われるが、引き続き「もんじゅ」を運転していくための取替燃料の製造のためには、東海再処理工場から回収されるPuだけでは不足するため、この時期（1992年）に輸送を開始する必要性があった。



## 2. 「あかつき丸」 輸送以前の海外からのPu輸送（1）

- 「あかつき丸」 輸送以前までの日本へのPu輸送は、1966年1月米国政府から日本国政府が買い付けた260gの輸入に始まり、約1.3t (1,329kg) 輸入。日本の電力会社による英仏への委託再処理により回収されたPu返還輸送は、航空輸送が8回(約195kg)、海上輸送が6回(約654kg)実施。この他、Puの合計約480kgが航空輸送と海上輸送で日本に輸入。
- 1984年11月、動燃事業団が「晴新丸」により約190kgのPuを海上輸送。それをNHKが特集で放送。当時は日米原子力協定下（未だ包括同意ではない）であったため、個別に米国政府の承認(米議会の了承)が必要で、放送ではそのやりとりなどを紹介。その後NHKは「追跡ドキュメント・核燃料輸送船」という単行本を刊行。  
なお、この時は、旧日米原子力協定に基づき実施されたため、輸送の度に個別に米国政府の承認、米国議会の了解を得る必要があった。晴新丸によるPu輸送計画の日米交渉過程で、米国側は議会を中心に、核ジャックの可能性が低いとの見地から、次回以降のPu輸送は航空輸送で行うよう日本に要求。
- このような米議会を中心とした強い意向を考慮して、その輸送の直後、1984年から次回輸送のための航空送の準備に取り掛かった。具体的には米国のサンディア国立研究所と航空輸送容器の共同開発に着手した。

## 2. 「あかつき丸」 輸送以前の海外からのPu輸送（2）

	1960年代	1970年代	1980年代
航空輸送	← - - - - - →		
海上輸送	<div>  </div> <div>  「晴新丸」 輸送 1984年11-12月、 280kg-PuO<sub>2</sub> （「常陽」用燃料 仏→パナマ運河→ 東海村） </div>		
関連する 条約、協 定	<div> <div>旧日米原子力協定</div> <div>新日米協定発効(1988年9月7日発効)</div> </div> <div> <div>核物質防護条約 採択(1980年)</div> <div>発効 (1987年)</div> </div>		
技術開発	<div>  </div> <div>           フルニウム航空輸送容器開発            （動燃と Battelle Columbus との共同研究）         </div>		

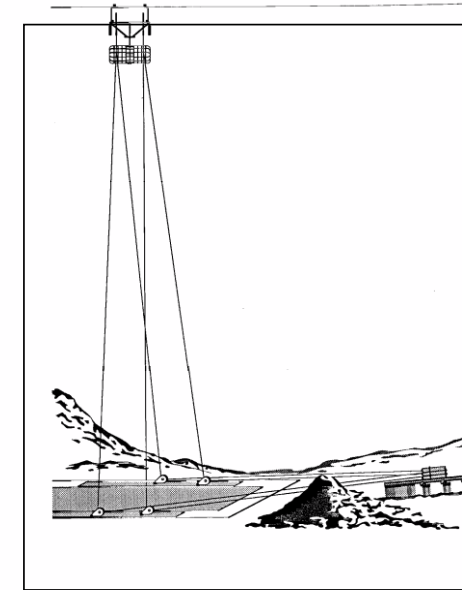
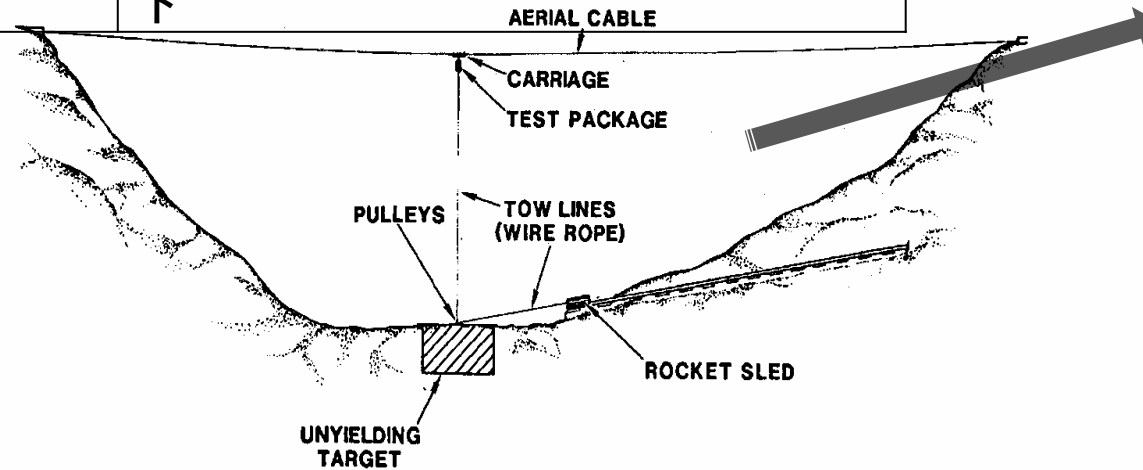
- ✓ 1975年頃まではPuの航空輸送が行われたが、1984年にパナマ運河経由で海上輸送（晴新丸）。旧米EURATOM協定の下で米国が個別合意を与えることにより実施。核物質防護上の懸念から、次回以降のPu輸送は航空輸送が望ましいとの判断
- ✓ 動燃事業団は、1984年から航空輸送容器の開発を実施

### 3. 航空輸送・輸送容器等の開発試験（1）

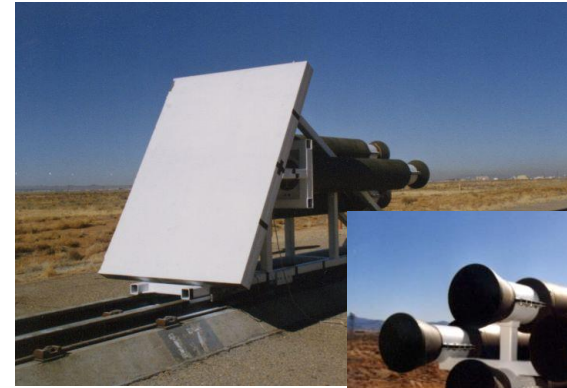
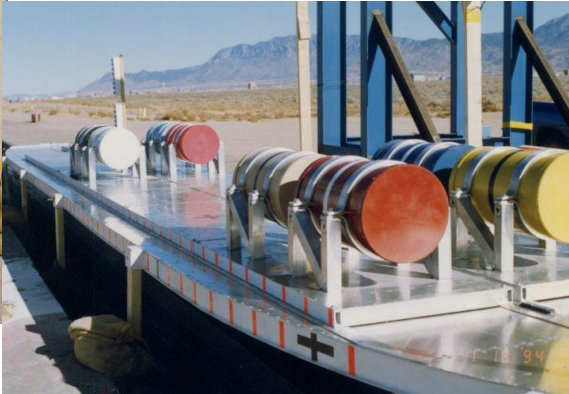
（米国サンディア研究所の試験施設）

米国NRCのNUREG-0360基準

衝撃試験	非降伏面へ129 m/sでの衝撃
圧潰試験	静的圧縮32 ton
貫通試験	高さ3 m から貫通棒上への落下
引裂試験	45.3 kg の山形鋼を高さ46 mから落下
火災試験	60 分間の航空機燃料のプール火災
浸漬試験	深さ0.9mの水中へ8時間の浸漬
合格基準	密封容器破損なし、漏えいA <sub>2</sub> /week以下



### 3. 航空輸送・輸送容器等の開発試験 (2) (米国サンディア研究所の試験施設)



コンテナの固縛装置及び輸送物を模擬した1／5スケールモデル

衝撃試験で用いたターゲット





## 4. 「あかつき丸」によるPu輸送に至る経緯（1）

- ・ 1982年8月 第1回 日米原子力協定の改正交渉開始
- ・ 1984年秋 「清新丸」による仏国からのPu海上輸送の実施
  - ・ 約189KgPu, パナマ運河経由 東京港
  - ・ ユーラトムから米政府への移転申請（MB # 10）
  - ・ 1982年4月 米国議会審議、米国政府手続き
  - ・ 1984年8月 米国政府承認
- ・ 1985年 次回輸送は核物質防護等の観点から航空機による輸送が望ましいと、日・米政府が判断
- ・ 1985年より 航空機輸送容器の開発開始  
(米国NRCの基準であるNUREG-0360を満足することを目標)
- ・ 1987年1月 新日米原子力協定案の実質合意（11月 新日米原子力協定署名）  
包括同意方式の導入とPuの航空機輸送ガイドラインが最大の課題  
協定交渉開始は、1982年8月が第1回
- ・ 1988年7月 新日米原子力協定発効(30年有効)、Pu航空輸送のガイドライン(実施取極付属書5)を含む

## 4. 「あかつき丸」によるPu輸送に至る経緯（2）

- ・ 1988年7月            新日米原子力協定発効(30年有効)、Pu航空輸送のガイドライン  
                            (実施取極付属書5)を含む
- ・            12月            Pu航空輸送容器の落下試験を求める「マコウスキー修正条項」を含む法  
                            案成立
- ・ 1988年10月            実施取極付属書5に海上輸送のガイドラインを追加
- ・ 1989年12月8日        原子力委員会 核燃料リサイクル専門部会は、
  - (1) 1992年秋頃までにPu返還輸送を実施
  - (2) 当面の輸送は海上輸送により行う
  - (3) 1992年の輸送は動燃が実施主体  
          となつて行うとの報告を取りまとめた。
- ・ 1989年12月19日      Pu海上輸送関係閣僚打ち合わせ会で海上保安庁巡視による護衛の方針を確認
- ・ 1990年7月            輸送計画に関わる日米協議の開始
- ・ 1990年12月            輸送計画に関わる日仏協議の開始

## 4. 「あかつき丸」によるPu輸送の経緯（3）

- 1991年～1992年前半 政府間協議、日仏英との調整、護衛船の建造、輸送船の改造  
乗組員確保・訓練、輸送容器等の手配、通信設備・施設等の設置
- 1992年4月 巡視船(護衛船)「しきしま」就役
- 1992年8月 24日 「あかつき丸」仏に向け横浜港を出港
- 1992年9月 護衛船「しきしま」, 仏に向け出港
- 1992年10月 輸送計画書を日米協定に基づき米国に正式に通報
- 1992年11月 8日 (日本時間)「あかつき丸」仏シェルブール港出港
- 1993年 1月 5日 「あかつき丸」日本の東海港に到着  
6日 動燃東海のPu燃料加工施設への搬入完了

## 5. 日米原子力協定の改正交渉（1）

○ 旧日米原子力協定では、米国から購入したウランを再処理する場合やそのウランやPuを移転する場合は個別案件毎に、米国政府の事前承認が必要。

日本政府は1977年、動燃東海の再処理施設運転開始に当たり事前承認を求めた際に、米国政府との交渉で様々な注文をつけられ交渉成立に難儀したこと等から、より普遍性のある内容の日米協定に改定を申し入れ。改定交渉は平行状態を続け1981年のレーガン共和党政権は、漸く日本の考えに理解を示し、「日本のような政策が安定しており、長期的予測が可能な信頼できる国に対しては、一定の条件の下に包括的同意を与える」との方針を打ち出した。

○ 1985年 11月から協定改定の両政府による正式交渉（1988年7月新日米原子力協定が発効）。この協定ではPuは「航空輸送」のみが包括同意され「海上輸送」などそれ以外の方法による輸送は改定前と同じく、個別に米国の同意が必要な仕組みになっていた。

ところが協定調印直後に Pu反対派は航空輸送ではPuを積んだ飛行機はアラスカ上空を通過したり、給油のためアラスカに着陸したりする可能性があると主張、これに説得されたアラスカ選出のマコウスキー上院議員が急遽、別の法案に付加する形で「Pu」航空輸送容器の安全性確認のため、実機の墜落・衝突試験や最高巡航高度からの容器の落下試験などを要求する修正案を上院に提出、通過させてしまった。この法律の要求を満たす航空輸送容器を短期間に開発することは事実上不可能なため、日米両国政府は代替輸送方法として海上輸送の可能性について検討し、交渉の結果海上輸送についても包括同意が得られることになった。

## 5. 日米原子力協定改正交渉（2）

（1986年6月：協議メンバー、協定の仮署名・米国国務省）





## 6. マカウスキー修正条項 (1)

### (成立経緯)

□ 1987年3月3日に核管理研究所(Nuclear Control Institute: NCI)\*が以下の報告書を発表

「米国籍の核燃料から日本が取得したPuの航空輸送」  
(Air Transport of Plutonium obtained by the Japanese from Nuclear Fuel Controlled by the United States)

- ✓ Pu航空輸送の現状の計画では、給油のためのアラスカへの着陸、カナダ領空の通過を想定
- ✓ 衝突に耐え得ることが実証された大量のPu輸送に適した容器の開発に成功していない。
- ✓ 日本のPu利用による環境やセキュリティ上の影響を懸念
- ✓ Pu輸送に関する技術的な問題が解決されるまでは大統領は協定を議会に提出すべきではない。



本報告書がメディアで大きく取り上げられたことから、アラスカ、カナダにおいてプルトニウムの航空輸送に対する懸念が高まる。

□ アラスカ州知事の国務長官に対する、協定の議会提出前に国家環境政策法(NEPA)で定められた環境影響評価を求める書簡の発出 (1987年4月2日)、環境影響評価を求める訴訟の提起 (1987年10月1日)

□ カナダ議会下院における議論 (1987年3月23日)

□ マカウスキー議員 (共和党、アラスカ州選出) による航空輸送に対する規制強化の法案提出の動き → 「マカウスキー修正条項」へ

\*創設者であり、本報告書の著者でもあるレーベンソール氏はプルトニウム利用に対する強硬な反対派として知られる。

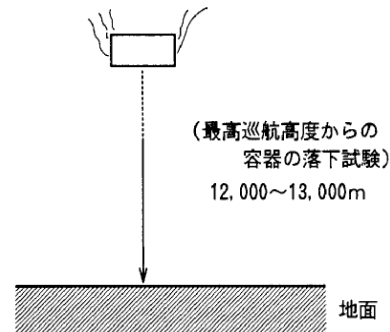
## 6. マカウスキー修正条項 (2)

### (内容)

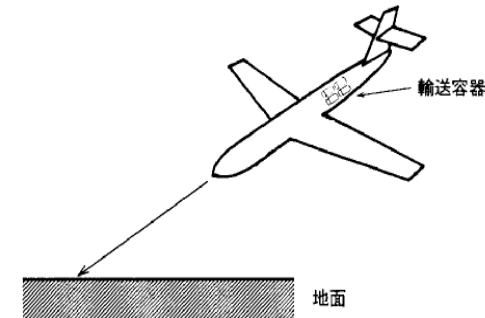
(1987年12月22日、予算関連法案の一部 (第5062項) として採択)

- 米国以外の国から他の米国以外の国への米国の領空を通過するPu航空輸送に関しては、NRCが、輸送容器が安全であることの認証を議会に対して行うことを必要とする。
- NRCによる輸送容器の安全性の認定にあたっては、以下の試験を必要とする。

考え得る最高巡航高度からの、試験試料を搭載した輸送容器の実際の落下試験



サンプルの輸送容器を搭載した飛行機の実際の墜落試験。ただし、独立した専門家の委員会との協議により、NRCが、他の試験によって輸送容器に生じるストレスが、航空輸送中における最悪の事故によるストレスを超えるものであると認定した場合を除く。



- 試験中に、輸送容器が破壊されたり、中身が漏れた場合にはNRCは安全性の認定はできない。
- 本条項は、核兵器の形態になっているPu等、軍事目的で輸送されるPuには適用されない。
- NRCによって既に認証された輸送容器には適用されない。
- 二国間原子力協力協定により米国の同意権の対象になる、Puの米国以外の国から他の米国以外の国への輸送に関し、大統領は海上輸送を含む代替の輸送手段、ルートに関する取極めの締結のため、あらゆる取組みを行う権限を与えられる。
- 試験実施に関しNRCに生じた費用に関しては、Puの受入れ国が負担する。

従来のNRCのPu航空輸送容器の認証基準 (NUREG-0360)を著しく超えるもの

## 7. 海上輸送の包括同意化へ（1）

### □ マカウスキー修正条項成立への影

- ✓ 米国への寄港、領空の通過を想定した場合、航空輸送を実現するための技術的ハードルが極めて高くなった。  
同条項の要件への合致を認定するためのNRCによる認証基準の策定、輸送容器の開発は短期間では困難
- ✓ 本修正条項は緊急時においてのみ米国への着陸や米国の領空の通過が想定されている場合であっても適用されるという解釈がなされた（日米原子力協力協定への同議員の支持を得るための拡大解釈？）。
- ✓ 緊急時の米国への着陸や米国の領空の通過をも排除するオプションは実際的ではない（冷戦下にあってソ連上空を通過するオプションをとることは困難）。

### □ 当時の日本の核燃料サイクル計画とPu輸送の関係

もんじゅの取替燃料として、1992年までにPu輸送が必要

### □ レーガン政権の間にこの問題に決着をつけたいという日米両国政府の意向



当時、核物質防護上の懸念は海上輸送の方が大きかったにもかかわらず\*、以上のような米国内法の制約、政治的な配慮、日本の核燃料サイクル計画の進捗との兼合いから、海上輸送を再検討

- 国防総省「欧州から日本へのPuのセキュリティが確保された形での移転に関する代替輸送方策」  
（1988年3月）



## 7. 海上輸送の包括同意化へ（2）

―日米協定実施取極附属書5に海上輸送を追加―

（1988年10月18日署名、同日発効）

### A. 航空輸送

1. 輸送は、英国又はフランスの飛行場から、北極經由又は自然の災害若しくは社会の騒乱の生じている地域を避けるように選定されたその他の経路で、日本国の飛行場まで、専用貨物航空機により実施

2. 個々の船積みの前に、以下を含む輸送計画を作成。

- (a) 武装護衛者の同行
- (b) 輸送に主要な責任を有する者の信頼性の確認
- (c) すべての飛行場において、航空機への接近を制限することにより、航空機の隔離を確保
- (d) 輸送容器は、航空機の墜落の際にもその健全性を維持するように設計、認定
- (e) 先端技術を用いた通信系の装備
- (f) 位置及び状況を監視するオペレーション・センターの設置
- (g) 緊急時計画の作成
- (h) 関係当局による特定計画作成の確認

### B. 海上輸送

1. 輸送は英国又はフランスの港から、自然の災害又は社会の騒乱の生じている地域を避けるように、かつ積荷及び輸送船の安全を確保するように選定された経路で、日本の港まで、専用輸送船により実施。輸送船は、輸送途上においては事前に予定する形での寄港を行わない。緊急時における寄港は、2に規定される輸送計画に記載される手続きに従ってのみ実施

2. 個々の船積みの前に、以下を含む輸送計画を作成

- (a) 武装護衛者の乗船、武装護衛船による護衛。ただし、輸送計画に記載される代替セキュリティ措置が、武装護衛船による護衛のないことを効果的に補填する場合には、この限りでない。
- (b) 輸送に主要な責任を有する者の信頼性の確認
- (c) すべての港における輸送船への接近の制限
- (d) 海上における積荷の移動を防ぐための措置
- (e) 先端技術を用いた通信系の装備
- (f) 位置及び積荷の状況を監視するオペレーション・センターの設置
- (g) 緊急時計画の作成
- (h) 関係当局による特定計画作成の確認

## 8. Pu返還輸送の当面の進め方について

(原子力委員会、核燃料リサイクル専門部会報告 (1989年12月12日) )

- 動燃は、運転中の高速増殖実験炉「常陽」及び新型転換原型炉「ふげん」でPuを利用しており、さらに、当時建設中であった高速増殖原型炉「もんじゅ」の運転のためのPuを必要としていた。
- 「もんじゅ」の初装荷燃料に関しては、当時、動燃が保有していたPuと、東海再処理工場で回収されるPuを利用し、1989年10月から燃料の製造が行われた。その後、引き続き、「もんじゅ」の取替燃料及び「常陽」の取替燃料の製造を行うこととなり、これらにPuが必要となるため、東海再処理工場が予定通り操業した場合においても、国内のPuに不足が生ずることは避けられない状況。
- 従って、1992年秋頃までには、Puの返還輸送を実施するものとする。
- マカウスキー修正条項を満たす輸送容器の開発にはなお相当の期間を要する見込みであり、1992年までに実用化することは、不可能と判断される。
- このため、当面の返還輸送は、海上輸送により行うものとする。
- 1992年の返還輸送は新日米原子力協定下の最初の輸送であり、原子力政策上の重要な課題であることから、関係省庁の密接な協力の下に、電気事業者等関係者の協力を得つつ、動燃が実施主体となっていくとし、動燃は、今後、輸送計画の作成等の諸準備を早急に進めていくものとする。

## 9. 日米原子力協定のPu海上輸送の指針(概要)

1 輸送経路は自然の災害，社会の騒音Lを避け，輸送の安全性が確保されるような経路

2. 専用輸送船により実施，緊急時を除き無寄港

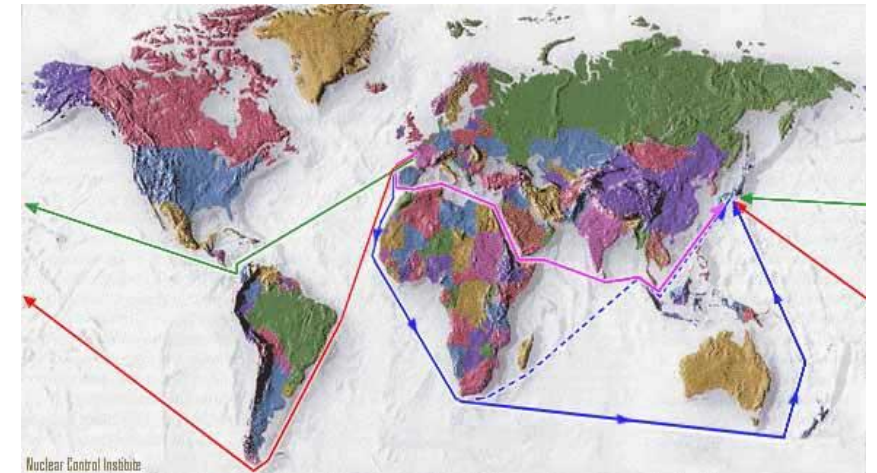
3. 以下の内容を含む輸送計画の作成

- ・ 武装護衛者の乗船
- ・ 武装護衛船が原則として同行
- ・ 輸送責任者の信頼性の確認
- ・ 港の防護措置
- ・ 海上における積荷の移動を防ぐ措置(クレーン及びハッチの無力化)
- ・ 信頼性のある二重の通信系(暗号化)
- ・ オペレーション・センターの設置，同センターによる常時監視
- ・ 緊急時計画等の作成
- ・ 他

# 10. あかつき丸輸送の準備概要

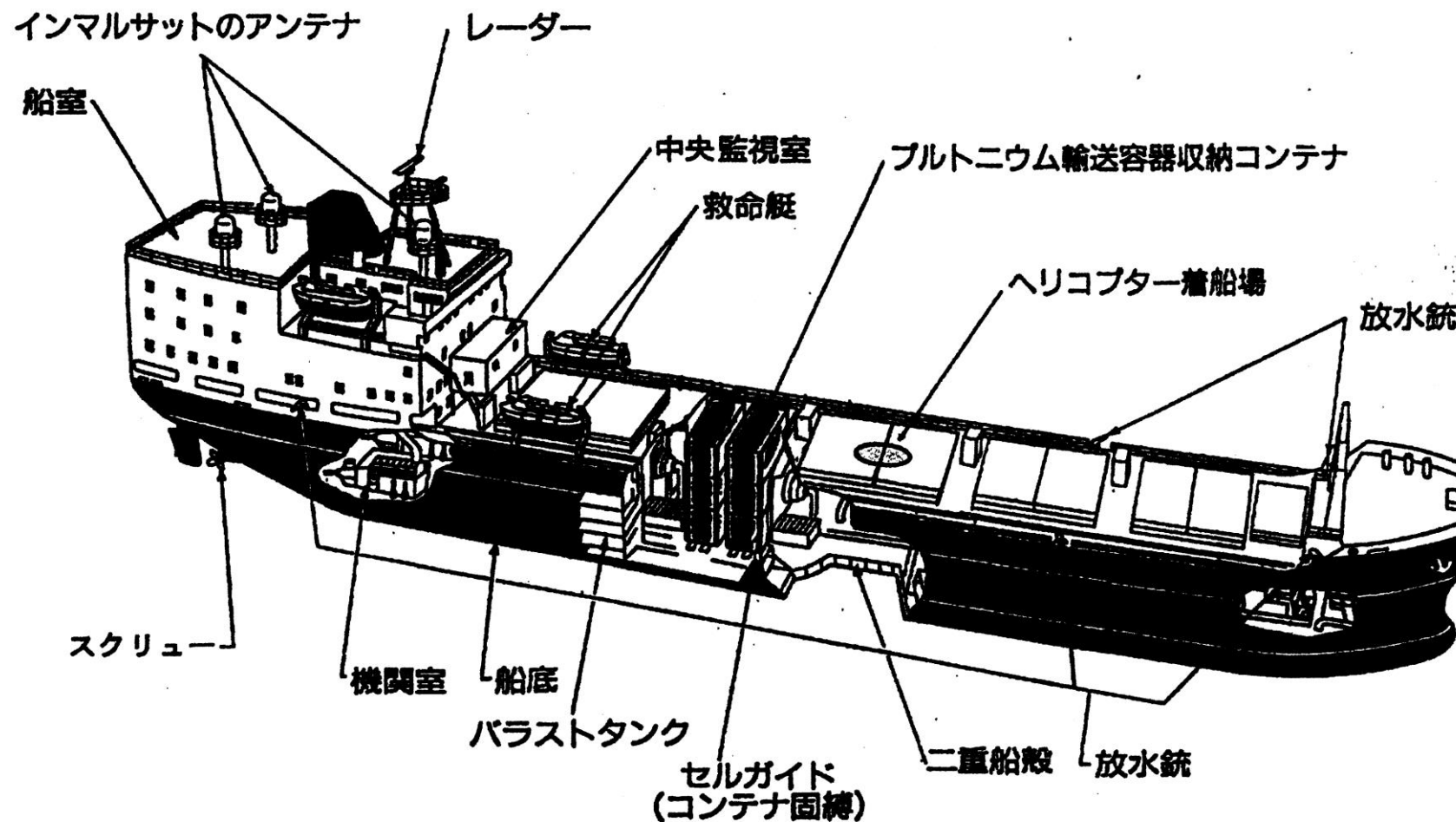
## 包括的事前同意の下での最初のPu輸送（1）

1. 日時：1992年11月8日（仏シェルブール港出発）～1993年1月5日（日本原電東海港到着）
2. 輸送船：あかつき丸（PNTL社が所有する使用済燃料の運搬船「パシフィック・クレーン号」を日米原子力協力協定の要件を満たすべく改造したもの）  
二重船殻で衝突や座礁にも耐えられる構造を有する。
3. 護衛船：海上保安庁巡視船「しきしま」  
35ミリ機関砲2基、20ミリ機関銃2基、ヘリコプター2機  
（当時最新のスーパーピューマ）、高速警備艇二隻、  
空域監視装置1基
4. 輸送Pu量：PuO<sub>2</sub> 1.7トン
5. 輸送容器： FS-47型輸送容器133個
6. 輸送ルート：大西洋⇒喜望峰⇒オーストラリアの南⇒タスマン海（オーストラリアとニュージーランドの間）  
→日本（青があかつき丸輸送のルート） 無寄港



## 10. あかつき丸輸送の準備概要

### Pu輸送船：あかつき丸の構造の概略（2）



プルトニウム輸送船「あかつき丸」



## 10. あかつき丸輸送の準備概要

### 荷積みの概況 (3)

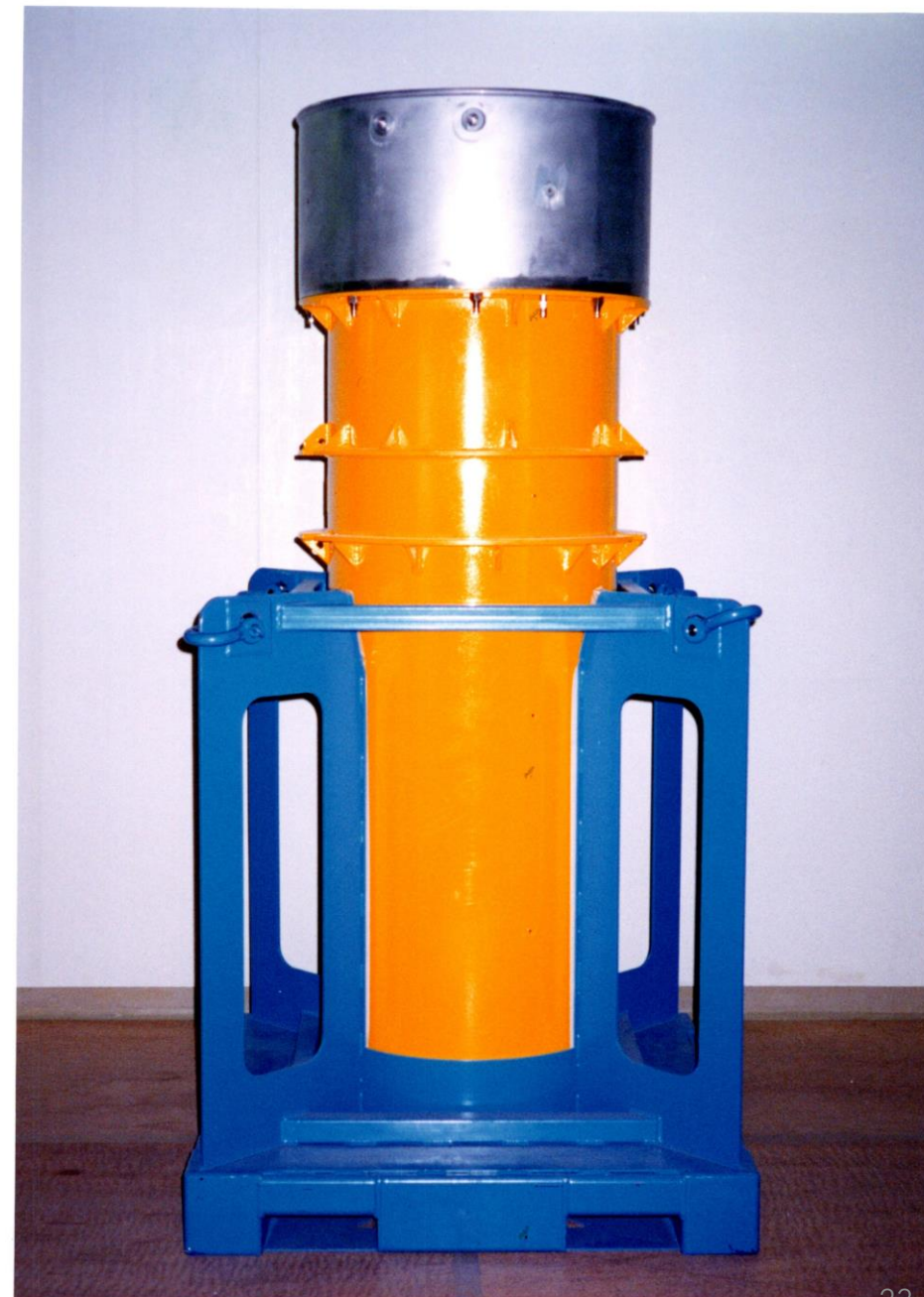
- ・ 二酸化プルトニウム : 1, 721Kg
- ・ (核分裂性プルトニウム量 : 1, 076Kg)
- ・ 輸送容器数 : 133基 (COGEMA社製 FS-47型)
- ・ 輸送コンテナ : 15台。標準の20フィートコンテナでPP対策等のため一部改良
- ・ 用 途 : 高速増殖原型炉「もんじゅ」  
取替燃料用

## 10. あかつき丸輸送の準備概要

### FS47型Pu輸送容器 (4)

(フランスのコジマ社製)

- ・長さ： 約2m
- ・外径： 約0.8m
- ・重量： 約1.5トン
- ・多重構造  
主要部分：ステンレス



## 10. あかつき丸輸送の準備概要

### 海上保安庁に護衛船「しきしま」建造の決定（5）

- 海上輸送を行う際の重要な用件の一つは輸送船に護衛船を同行させること。
- 1984年の晴新丸の輸送では、世界中の海で監視活動が続けている米国海軍がそれぞれの海域で護衛を実施。こうしたいきさつから、**当初海上自衛隊の艦船を使う案(国会ではケンケンガクガクの議論)**があったが、自衛隊の海外派兵に道を開くことになると、政治家も巻き込んだの論争となった。
- 今日ならば海上自衛隊の艦船の利用もあったかもしれないが、当時は無理筋な案であった。結局、**当時橋本龍太郎大蔵大臣の意向で海上保安庁がその任に当たる**ことになった。海上保安庁には欧州からノンストップで日本まで航行できる護衛船は無かった。
- そこで1989年12月、政府の方針として「1992年後半にPuの輸送」を実施することを決定。その際に、海上保安庁に護衛可能な能力を持った巡視船を建造することを決定。**時の大蔵大臣橋本竜太郎さん(「海保友の会」第一号会員であった)の鶴の一声もあり、動燃の予算枠から約20億円を海上保安庁の予算に移し、それに新規予算を加え約250億円が予算化。**
- 新巡視船は「しきしま」と命名された総トン数6,500t、当時最新鋭のハイテク巡視船で、35ミリ機関砲、20ミリ機関銃、フランス製ヘリコプター・スーパーピューマー2機、高速艇2隻、対空レーダーなどを装備しており、米国の国防総省の厳密なチェックにも合格、1992年4月に就役。



## 10. あかつき丸輸送の準備概要

### 海上保安庁の護衛船「しきしま」(6)



排水量	: 約 6700トン
全長	: 150m
幅	: 16.5m
喫水	: 5.3m
主機関	: ディーゼル 4基
軸	: 2軸
最大速力	: 25ノット以上
航続距離	: 20、000海里以上
最大搭載人員	: 110名
搭載ヘリコプター	: スーパーピューマ 2機
武器	: 35ミリ連装機関砲 x2基 20ミリ機関銃 x2基

## 10. あかつき丸輸送の準備概要

### 関係機関(者)とその役割 (7)

(1) 動燃事業団 : 輸送の実施主体(準備, 調整, 実施)  
オペレーション・センターの運用  
動燃内に輸送対策本部の設置

(2) 日本政府 : 科技庁、外務省、海上保安庁、運輸省、  
国会、警察庁、通産省(護衛責任)、税関、電力など

(緊急時計画、脅威評価、米・仏・英など関係国との交渉、  
国会・マスコミ等対応、レスポンスフォー(護衛責任))

## 10. あかつき丸輸送の準備概要

### 関係機関(者)とその役割 (8)

(3) 茨城県など地元関係者

(4) 電力関係者 ; Pu譲渡, P N T L船, 到着港など

(5) 協力業者(約 20社)

(6) 関係国 : 米国 (DOS, DOD, DOE, ACOA, NRC, CG, NSC)

仏国 (CI S N, 外務省 産業省, 国防省(海軍),

内務省, 原子力庁, 原子力安全防護研究所)

ルート沿岸国(南ア, 豪, ニュージーランド, S P Fなど)

## 10. あかつき丸輸送の準備概要

### 輸送計画、緊急時計画などの概要ーその1 (9)

#### (1) 日米、日仏政府間協議

- ① 輸送ルートの評価
- ② 核物質防護(護衛船能力を含む)
- ③ 緊急時計画：指揮命令、通信連絡、など

#### (2) 輸送計画・緊急時計画（日米原子力協定に基づき日本政府より米政府に通知）

- ① 輸送計画：積荷、輸送ルート、関係組織とその責任、オペレーション・センター  
通信システム、輸送船及びその防護、護衛船、その他

- ② 緊急時計画：緊急時計画作成の目的及び取扱い  
関係当局等のコンタクトポイント及び責任、緊急時対応体制の構成組織  
及びその任務、指揮命令系統、通信連絡、緊急時における基本的対応、  
想定される異体的緊急時の状況及び対応、緊急時寄港手続、他

## 10. あかつき丸輸送の準備概要

### 輸送計画・緊急時計画などの概要ーその2 (10)

#### (3) 輸送容器の健全性

- ① 米国，フランス，日本のような加盟国により十分適切とみなされている国際原子力機関(I A E A)の安全基準を満足する安全な容器の使用。
- ② 水深 1万メートルに相当する水圧で日本政府は容器の耐圧試験を行い、この水圧下において容器の密封性能は健全であることを確認。輸送容器はすでにフランス、ドイツ、ベルギー及び日本で・規則に従って認可。(輸送容器はPuの輸送用に欧州で広く安全に使用されており、1984年の欧州から日本へのPu海上輸送の際にも使用。

# 11. Puの輸送の実施内容 (1)

## 輸送内容

### (1)輸送期間(陸上輸送を含む)

- ①輸送開始:1992年11月7日(陸上輸送開始)
- ②輸送終了:1993年1月6日(陸上輸送終了)

### (2)輸送経路

- ①出発地:COGEMA社ラ・アーク再処理工場
- ②出発港:シェ・ルブール港
- ③ 経路 :希望岬、オーストリア南方経由
- ④ 到着港:東海港
- ⑤受入地:動燃東海事業所Pu燃料工場

### (3)輸送数量

- ① 輸送コンテナ総数: 15基(207フィート)  
海上輸送コンテナを改造して使用)
- ② 輸送容器の収納量:最大9基/1輸送コンテナ
- ③ 輸送容器総数 :133基(FS-47輸送容器)
- ④ 収納量 : 9.2KgPu以下/1基
- ⑤輸送核燃料物質質量 : 約1.7トンPuO<sub>2</sub>  
(約1トンPu)

# 11. Puの輸送の実施内容（2）

## 陸上輸送

### （1） 仏国内陸上輸送

- ① 輸送体制  
実施責任:事業COGEMA
- ② 輸送経路:ラ・アーク再処理工場  
～シェルブール港
- ③ 輸送車両:トレーラー(15台)
- ④ 警備状況:仏国の警察及び海軍が  
警備

### （2） 日本国内陸上輸送

- ① 輸送体制：実施責任－動燃事業団
- ② 輸送経路：東海港－東海事業所Pu燃料工場

### （3） 輸送車両及び隊列編成

- ① 輸送車両：トレーラー
- ② 隊列：運搬車両4台及び警備車両で隊列を構成し、  
2日間に渡り計4回輸送。

### （4） 警備状況

動燃事業団が自主警備、また港湾については海上保安庁、輸送経路については茨城県警が警備<sub>31</sub>

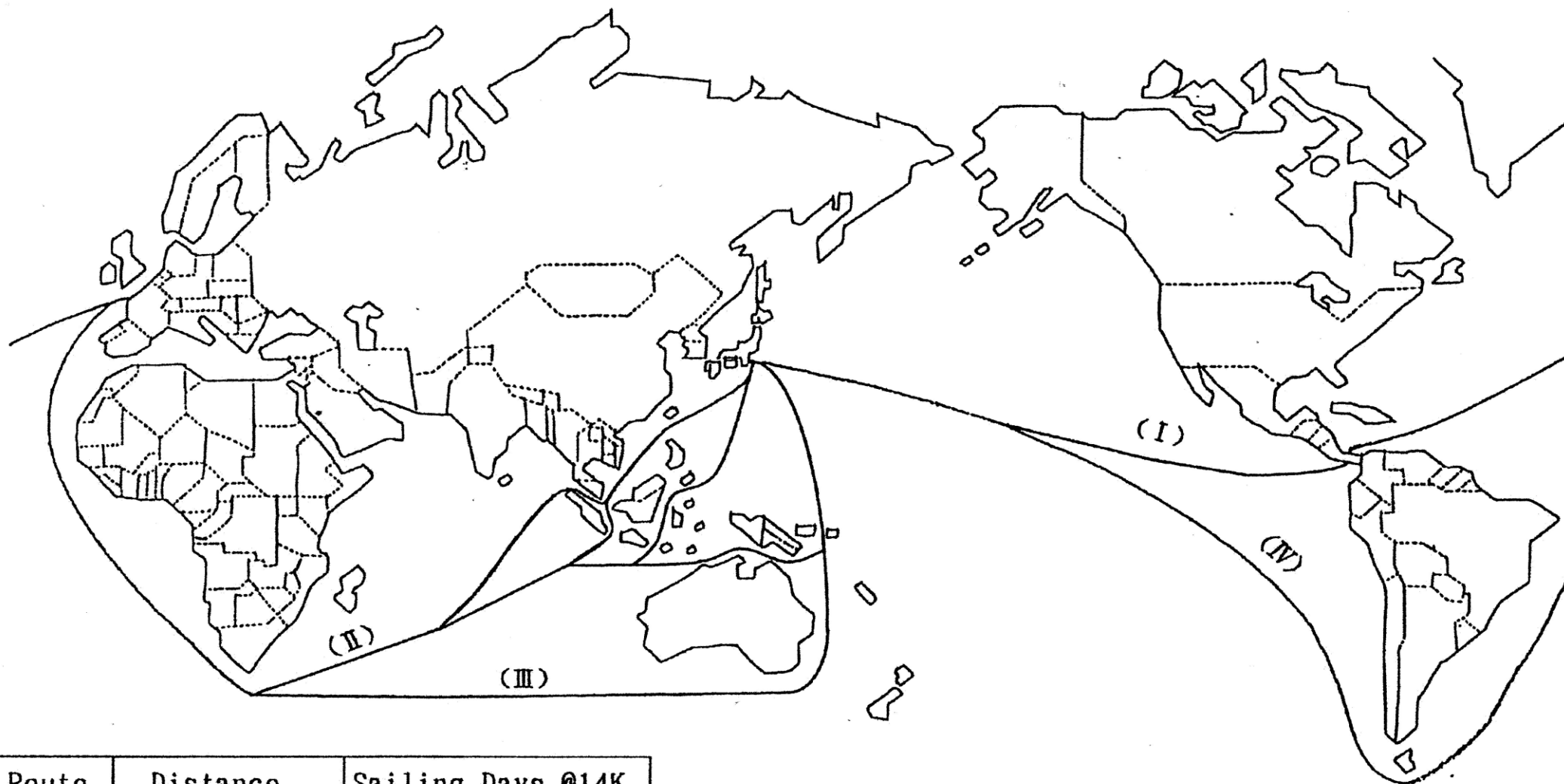
# 11. Puの輸送の実施内容 (3)

## 海上輸送

- (1) 輸送の実施責任：動燃事業団
- (2) 輸送船の適合基準  
運輸省で定めた構造要件(海査604号:Pu運搬船の構造及び設備の要件)、日米原子力協定下のガイドラインの要件及び仏国政府の核物質防護要件に適合
- (3) 輸送船の概要  
総トン数:4,800トン、全長:103.5m
- (4) 通信の概要  
日米原子力協定の要件に適合した通信システムを用いて;輸送船の位置及び積荷状況を常時監視。(国際海事衛星:インマルサット)
- (5) 海上輸送時の護衛  
仏国領海内においては仏国海軍に護衛され、公海及び日本領海内は海上保庁の護衛船(「しきしま」は公海のみ)が護衛した。
- (6) 輸送終了後の「あかつき丸」の処置  
日本にて必要最小限の改造をした後、船籍を英国籍に変更。船名も「パシフィッククレーン号」に戻して英国へ回航。英国にて使用済運搬船に復帰改造した。



## Possible Routes



Route	Distance	Sailing Days @14K
I	13000	4 0
II	16000	5 0
III	17000	5 3
IV	17000	5 3

## 12. 輸送船「あかつき丸」と 海上保安庁・護衛船「しきしま」 (1)



Plutonium transport ship, the Akatsuki Maru





# 13. Pu輸送船「あかつき丸」の原電東海港へ入港



1993年（平成5年）1月5日早朝、Pu専用輸送船「あかつき丸」が、フランスから約1.1トンの核分裂性Puを積んで東海村の日本原子力発電（株）専用港（東海港）に入港。

「あかつき丸」は、1992年11月7日（現地時間）フランスのシェルブール港を出港し、海上保安庁の巡視船「しきしま」の護衛のもと、大西洋を南下し、喜望峰を回り、インド洋、タスマン海、太平洋を經由し、横浜港を出港してから往復4ヶ月余り、約6千キロの長旅であった。輸送したPuは、高速増殖原型炉「もんじゅ」の取替燃料用原料として使用される予定だった。



東海港での荷揚げ



プルトニウム輸送容器（FS-35）

## 14. 政府・動燃職員を派遣し説明を実施した国等(米, 英, 仏以外)

平成 4年7月上旬 : 南太平洋フォーラム(ソロモン)

平成 4年9月上旬 : 南太平洋フォーラム事務局(フィジー)、  
米国ハワイ州

平成 4年9月中旬 : 南アフリカ共和国

平成 4年10月中旬 : ブラジル、アルゼンチン、チリ

平成 4年12月上旬 : ニューンーフード

平成 4年12月中旬 : ミクロネシア、ソロモン

(参考) 当時の南太平洋フォーラムのメンバー (15ヶ国・地域)

豪州・ニュージーランド, パプアニューギニア ギニア・フィジー・西サモア・ソロモン諸島  
ヴァヌアツ・トンガ・ナウル・キリバス・トウヴァル ミクロネシア連邦・マーシャル諸島・  
クック諸島・ニウエ

## 15. あかつき丸の経験からの教訓

### 1. 輸送目標を設定し、実現するとの関係者の強い意識

これまでのHEU輸送とは根本的に違うとの認識。専任の責任者、役所とJAEAの密接なコミュニケーション体制。機微情報管理方法の確立と担当への「NEED TO KNOW」の原則に基づき（しっかり本件情報を管理しつつ）、情報を共有し作業を実施することが肝要。

### 2. X-dayを設定し、その実現のための具体的ロードマップ

具体的ロードマップを作成し、実現のための関係者の責任と役割などを明確にし、またそのための強固な実施体制（段階的に強化）を確立し実施。

因みに、あかつき丸の時は、1990年ごろから準備作業に入り、1991年10月にJNCに輸送対策本部（規定に基づく）を設置して本格的作業を開始し、目標通り1993年正月に輸送終了。

JNCの本部体制は、本部長は理事長、事務局長は核管理部長。事務局体制は、計画調整班（班長・千崎）、管理班、輸送班、通信班、輸送船・乗船班を設置。その後実用実施前に、体制大幅に強化（特に輸送船出港対応、乗船班、通信班、輸送船入港対応、マスコミ対応など）。

### 3. ロードマップ・体制など

政府内及び関係者などと調整、また英国船籍・護衛の場合は英国（政府・事業者）との調整も必要。そして米国と協議して、役割分担も含めて合意して、早く本格的な準備を進めることが重要。

# 17. 「あかつき丸」によるPu輸送の感想（1）

## （1）特徴

- ① 日米・日仏の新原子力協定に基づく初めてのPu輸送
- ② 初めての大量、長距離かつ護衛船をつけての海上輸送
- ③ 核物質防護上の情報制限下で実施した大型の国際共同輸送
- ④ 厳しい国際情勢および世界が注目する中での輸送
- ⑤ 環境保護団体(G.P.)を中心とした反対派の国際的組織化と世界に向けたプロパガンダ
- ⑥ 受入時の現地における反対派デモ等は極左(中核, 革マル), 右翼およびグリーンピースを中心とした市民グループが中心。但し, 一般市民は冷静。

## （2）輸送完了の意義

- ① （改訂）日米原子力協定の枠組みが十分に機能したことを実証
- ② Pu輸送の基本が確立でき, 輸送の安全性を実証
- ③ 日本の核燃料リサイクル政策の実現に向けての第一歩



## 17. 「あかつき丸」によるPu輸送の感想（2）

### （3）Pu輸送の成功要因

米・仏を始め関係国の理解と協力、周到な事前準備、万全の警備 円滑な輸送業務等には国を始め多くの関係者の協力支援があった。

#### ① National Project としての位置付けの明確化、および圏内対応体制の確立

- ・ 原子力委員会が輸送方針を明示
- ・ 関係閣僚会議の申し合わせ
- ・ 関係省庁会議の定期的開催

#### ② 米・仏等との政府間協議の円滑な進展

- ・ 米側の主要メンバーは、協定改訂時とほぼ同一メンバー
- ・ 共和党政権下での輸送
- ・ 仏側は交渉窓口を一本化し、積極的に協力
- ・ 適切な輸送ルートを選定
- ・ 輸送ルート沿岸国など抗議、懸念を表明した国(30ヶ国以上)への精力的な説明  
(宮沢総理書簡の送付など)

## 17. 「あかつき丸」によるPu輸送の感想（3）

### ③ 茨城県を始め地元の理解と協力

- ・ 原電東海港の使用
- ・ 地元住民は極めて冷静

### ④ 綿密な実施計画の作成と輸送関係者の積極的な協力支援

- ・ 役割分担の明確化と緊密な連絡調整
- ・ 万全の警備と円滑な輸送・受入作業の実施

### ⑤ 情報収集と情報管理の徹底

- ・ 国内外情報の収集，分析評価(コンサルタント等を活用)
- ・ 関係者への情報連絡と情報管理の徹底
- ・ 受入時におけるマスコミへの適切な情報提供



## 18. 終わりにあたって

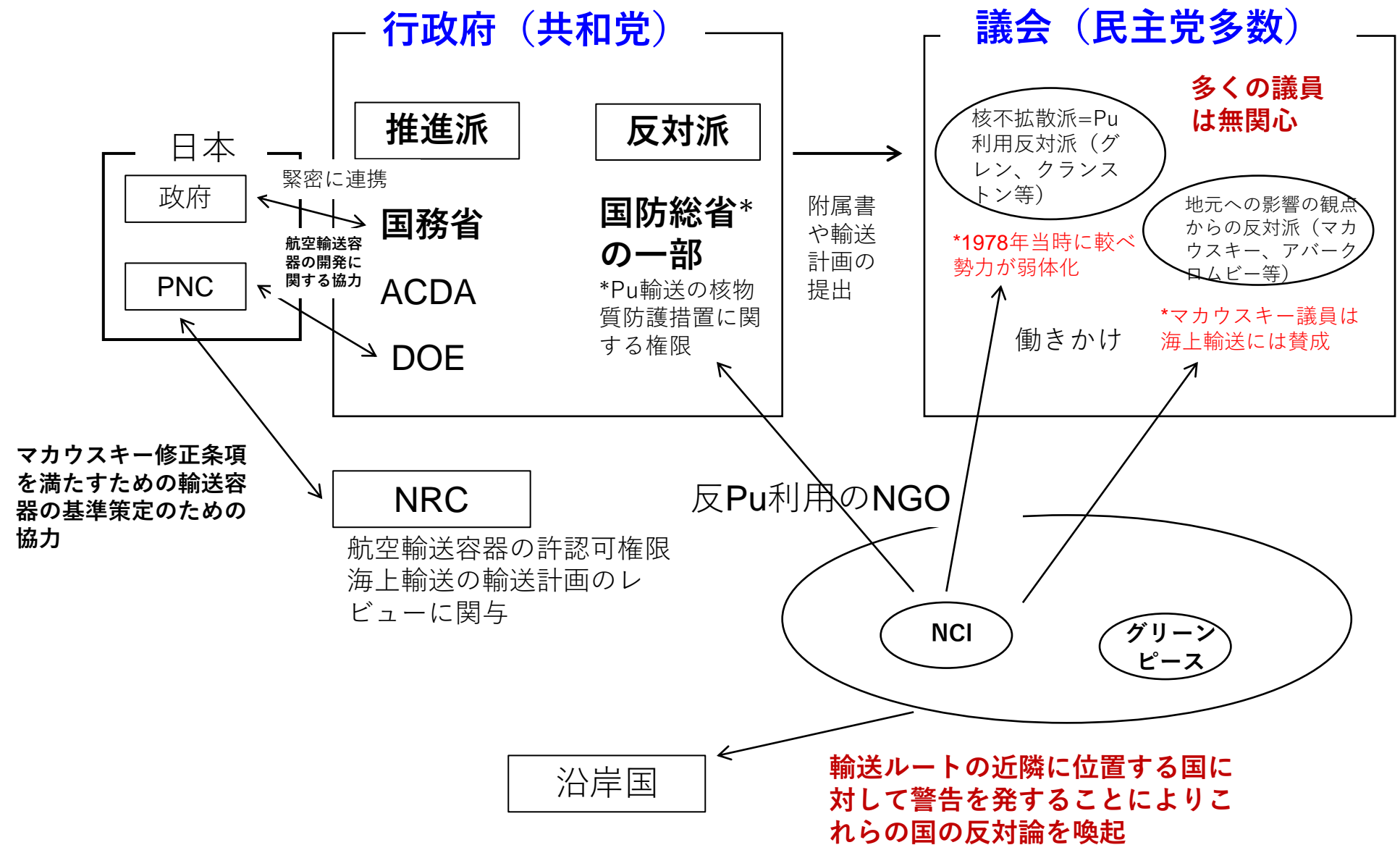
- 60日間にわたる、「あかつき丸」による無寄港航海をモデルにした、曾野綾子さんの書籍『陸影を見ず』（文芸春秋）がある。本輸送終了後、曾野さんが「あかつき丸」の乗組員から直接取材され執筆された作品である。船中状況を推し量るに貴重な資料である。
- 当初輸送方法として航空機輸送の案があった。欧州から日本までノンストップで、かつ余裕を持って飛べる航空機として、既にB747が日一欧間をノンストップで航行していた。しかし、これは旅客機で貨物を積めるように設計されていない。そこで、ボーイング社が既に開発済みだった「B-747-400コンビ」と呼ばれる貨客機（貨物室と客席部分が半分ずつになっている兼用機）が使えないかと検討。
- ⇒ しかしこれでは1回に50kg程度の積載量しか確保できないことが分った。  
約1トンのPuを運ぶには20回の航行になる。また日本の何処の空港に着陸させるかが問題だった。商業空港はまず無理と考え、航空自衛隊、もしくは米空軍基地を対象に検討した。飛行中や飛行場のインフラを考慮すると米軍の基地が優れているが、日米安保の絡みや、国民感情・市民反対運動を考えると容易ではなかった。本土から離れて硫黄島への着陸も検討したが、本土まで運ぶ船の港が無かった。もし航空輸送だったら、その輸送開始までにもっと時間と労力を必要としたかもしれない？？？
- 1995年12月8日のもんじゅNa漏洩事故とその後のもんじゅの廃止は、「あかつき丸」によるPu輸送を回顧するたびに無念な思いが蘇る。

ご清聴有難うございました！



Plutonium transport ship, the Akatsuki Maru

# 参考1. Pu輸送を巡る米国内各勢力の動向



## 参考2. 当時の時代背景とPA対応

- 1989年にはベルリンの壁が崩壊、東西冷戦構造が崩れ1991年にはソ連も崩壊、湾岸戦争が勃発。
- 1993年には世界貿易センタービル爆破事件。グローバリズムの流れ、市民運動の活発化、環境派やグリーンピースの躍進、宗教・民族対決の激化による紛争やテロの続発等
- フランスでも多くの環境NGOが生まれ、88年の大統領選では「緑の党」の躍進など政情は変動。  
「あかつき丸」入港時には、シェルブール港やラ・アーグ工場付近での座り込み、爆竹を投げる等かつて無い激しい反対運動がみられ、また[グリーンピースの船ソロ号による「あかつき丸」の追尾](#)、その航行ルートの発表などフランスの反核運動の勢い。
- こうした背景もあってか、フランス政府は「あかつき丸」のシェルブール軍港への入港から、積み込み作業、出航にいたるすべてをTV中継し、港近くのプレスセンターに流し公開。
- 一方、わが国への入港に当たっても当然プレスから入港に関する前広な情報開示が強く要求され、また入港時の公開・取材が求められ、動燃・関係機関はフランスでの出航時以上の対応に奔走した。

## 参考3. 当時の関連する条約規則指針など（1）

### 1) 国際条約, 協定

- ・海上人命安全条約 (SOLAS)
- ・国際海上危険物規定 (I M D G Code)
- ・IAEA放射性廃棄物安全輸送規則
- ・日米原子力協力協定
- ・日仏原子力協力協定、その他

### 2) 仏 国

- ・輸送時の核物質防護及び管理に関する規則など

### 3) 日本国

- ・原子炉等規制法
- ・船舶安全法
- ・危険物船舶運搬法
- ・Pu運搬船の構造設備に関する要件(運輸省)  
その他

## 参考3. 当時の関連する条約規則指針など（2）

Pu運搬船の構造設備の特別要件(海査 604号, 平成 3年12月)

1. 輸送船損傷時の復元性
2. 貨物格納
3. 耐衝突構造
4. 輸送容器の冷却装置
5. 固縛設
6. 貨物倉の防火設備
7. 非常時渡水装置
8. 非常電源設備
9. 航海設備
10. 核物質防護にかかわる  
構造・設備など



# 参考4. 輸送船「あかつき丸」と護衛船「しきしま」 (2)



フランスからの運送プルトニウムを輸送する「あかつき丸」と護衛の巡視船「しきしま」が、8月24日午前相次いで横浜を出港。ノンストップでシェールプールへ向かった。核シヤックを警戒して航路やシェールプール入港日は公けにされていないが、入港は約40日後になる。持ち帰るプルトニウムの量は約1トンで、帰国は11月末頃の見込みである。ここに掲載した「しきしま」と「あかつき丸」の船影は、去る7月、八丈島沖で撮影したもので、2隻の訓練中の写真が公開誌に掲載されるのはこれが初めてである。なお「しきしま」の今後の行動については「海上保安庁ニュース」に取り上げたので参照されたい。



↑輸送中の「あかつき丸」。本船は1980年8月竣工したイギリスの使用済み核燃料輸送船バシフィック・クレーンPacific Craneの隻身で、7月に日本船籍を取得して「あかつき丸」と改名したもの。プルトニウム輸送を行なうにあたり、三菱重工業横浜製作所で新装の改造を実施している。総トン数4,800トン、全長103.0メートル、幅16.1メートル、主機ディーゼル2基、2軸、出力4,078馬力、速力13.5ノット。固有の乗員のほか、海上保安庁の警備隊も乗り組んでいる。それにしても「しきしま」に比べて著しく低速なのが気になる。

↑左舷後方から見た「あかつき丸」。任務上安全性には充分な配慮がなされており、船体は二重船殻構造とされ、衝突防止レーダーや衛星通信装置を持つほか、プルトニウム容器を収めた船倉には火災時に浸水する装置も設けられている。また核シヤックに襲撃された場合、機銃を不能にする装置も取り付けられているという。航行中は人工衛星による監視が行なわれ、常時船位は正確に把握されることになっている。



プルトニウム輸送作戦開始！

「あかつき丸」と「しきしま」フランスに向けて出港

出典 1992. NO.457  
世界の艦船 11

写真：菊池 伸亮

PLUTONIUM CARRIER & HER ESCORT LEAVE JAPAN FOR FRANCE

↑「しきしま」の左舷プロファイル。いうまでもなく本船はこの任務のために新造されたもので、総トン数は6,500トンと巡視船としては世界最大である。速力は25ノット以上、航続力は20,000海里以上と発表されており、兵装も核シヤックに対する配備から従来の海上保安庁巡視船よりも強化されている。乗員100名。

一「しきしま」の左舷後部。後甲板には本船搭載のアエロスペースALAS32L1シュベル・ビューマ中型ヘリコプター2機が見える。シュベル・ビューマもこの任務のために新たに導入されたものである。写真では個々の機体番号は分からないが、685号機と686号機からなり、愛称はそれぞれ「わかたか」「おかたか」。

↑八丈島の線を背景に航行する「しきしま」。兵装は35ミリ連装機銃2基と20ミリ単装機銃2基だが、他に取外し式の13ミリ単装機銃も備えている。船体構造は軍艦式で、ダメージ・コントロールもそれに準じている。船内の水密区画は小区画方式をとっており、浸水に充分に配慮されている。また船体内の乗員居住区は同船通路の内側に配置されており、この点も従来の巡視船と異なる。



# 招待講演 IV

## 京都大学における核燃料輸送

京都大学 宇根崎 博信



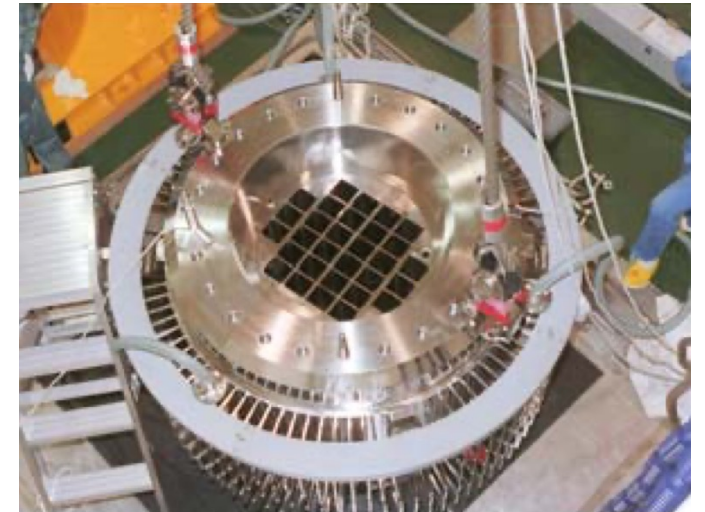
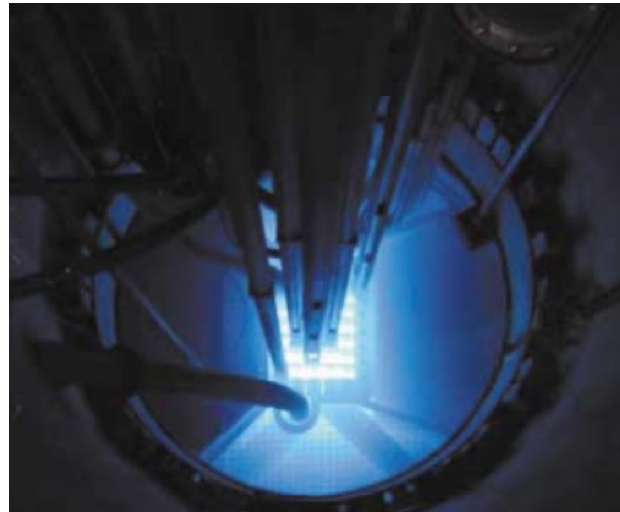
# 京都大学における核燃料輸送

- 試験研究炉燃料の低濃縮化への取り組みと核燃料管理 -

**京都大学 宇根崎博信**

(複合原子力科学研究所、大学院エネルギー科学研究科)

京都大学複合原子力科学研究所 核燃料管理室 室長



# この講演の内容

- ✓ 試験研究炉と高濃縮ウラン
- ✓ 試験研究炉の低濃縮化とこれまでの経緯
- ✓ 京都大学KUR、KUCAの低濃縮化における核燃料輸送と核燃料管理
- ✓ 世界的な核セキュリティ上の課題としての、ハイパフォーマンス試験研究炉の低濃縮化

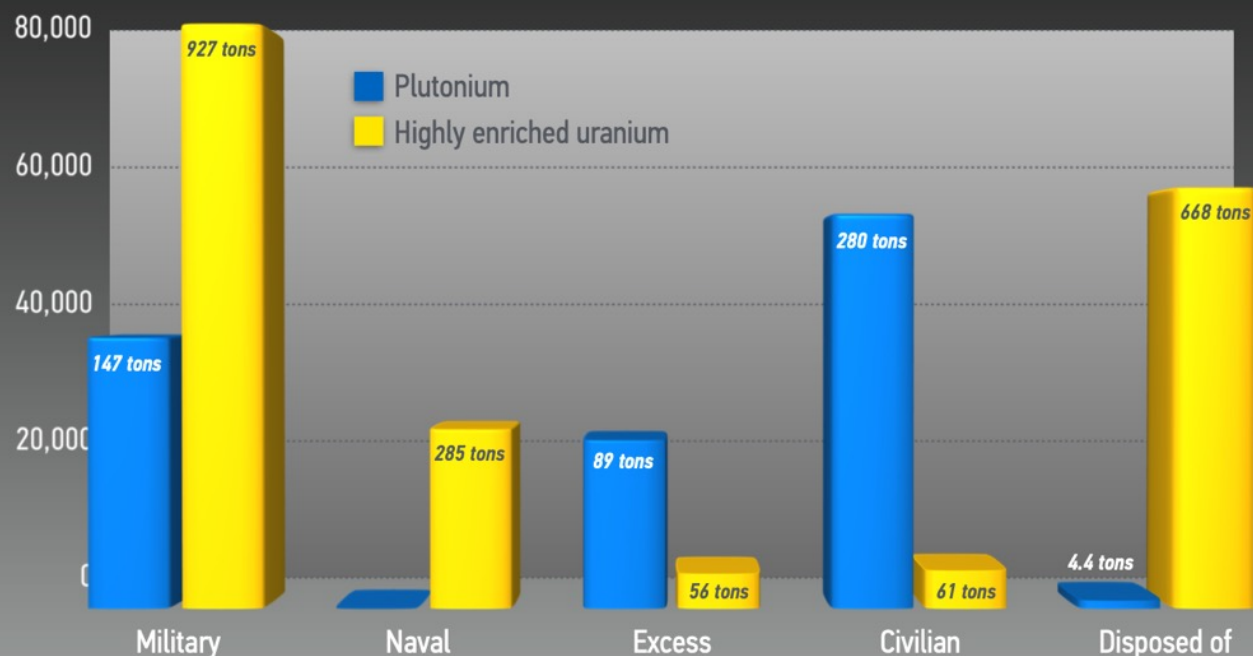
# 試験研究炉と高濃縮ウラン

- 試験研究炉：小型炉心＋高出力密度（＝高中性子束）
- これを実現するために**高濃縮ウラン**（大多数は濃縮度**93%**）を利用 → 1960年代から米国、ソ連が各国に供給
- 燃焼（U-235で25%～70%程度まで）した後の**使用済燃料も「高濃縮ウラン」**のまま

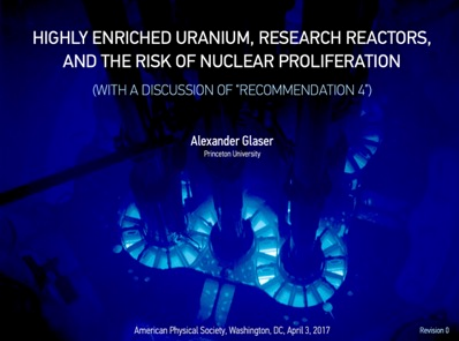
## FISSILE MATERIALS BY CATEGORY

### GLOBAL STOCKPILE OF PLUTONIUM AND HIGHLY ENRICHED URANIUM, 2016

Weapon equivalents

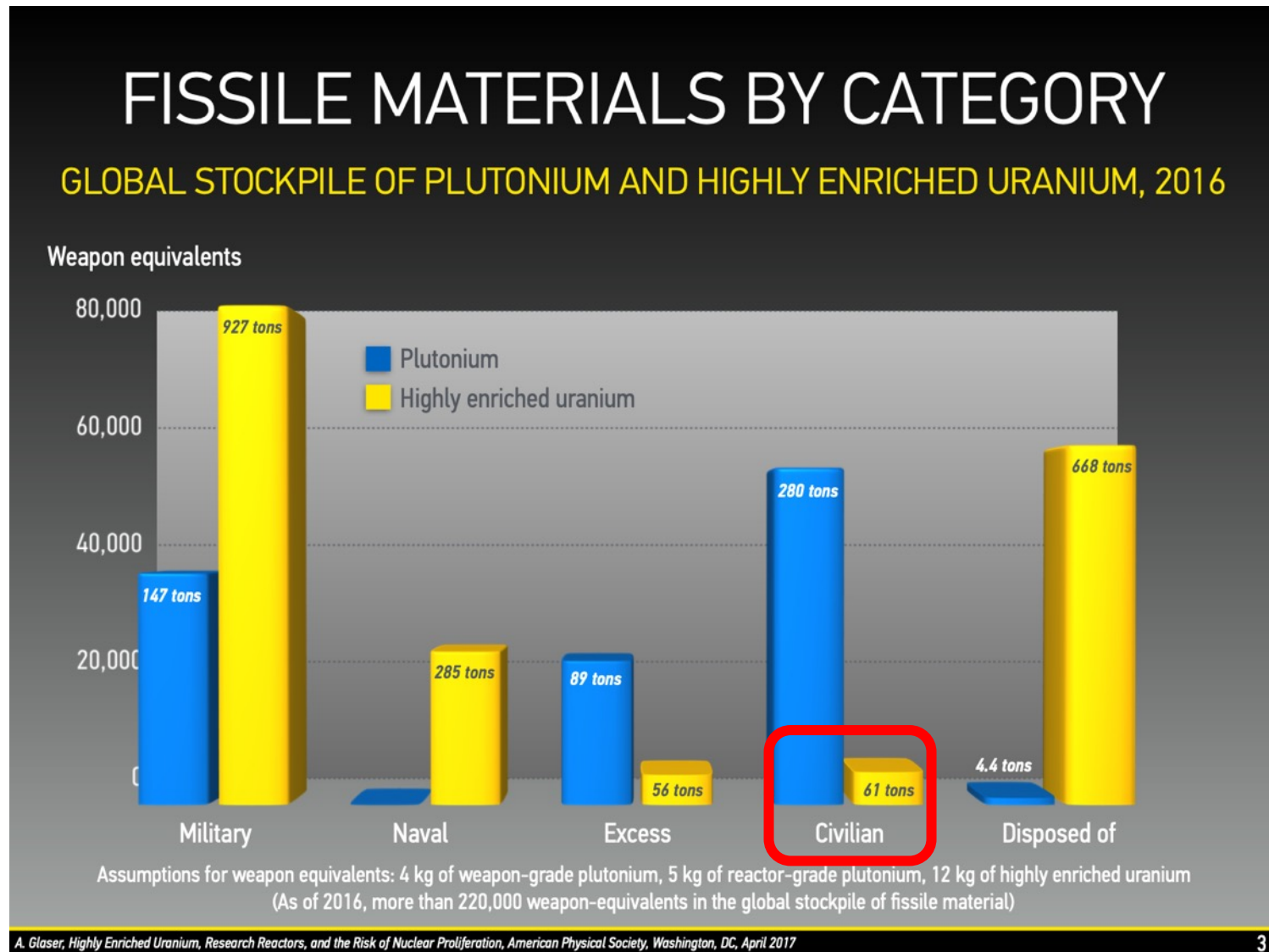


Assumptions for weapon equivalents: 4 kg of weapon-grade plutonium, 5 kg of reactor-grade plutonium, 12 kg of highly enriched uranium  
(As of 2016, more than 220,000 weapon-equivalents in the global stockpile of fissile material)



# 試験研究炉と高濃縮ウラン

- 試験研究炉の運転のためには**継続した高濃縮ウラン燃料の供給**が必要→燃料製造工程を含む燃料サプライチェーン全体(製造、貯蔵、輸送、使用、使用済燃料処理)で**高濃縮ウランが存在**
- 軍事部門における在庫量と比べると少ないものの、主に試験研究炉向け燃料として世界全体で**50t程度のHEU**が存在し、**核不拡散、核セキュリティの面で大きなリスク**という認識





# 試験研究炉と高濃縮ウラン

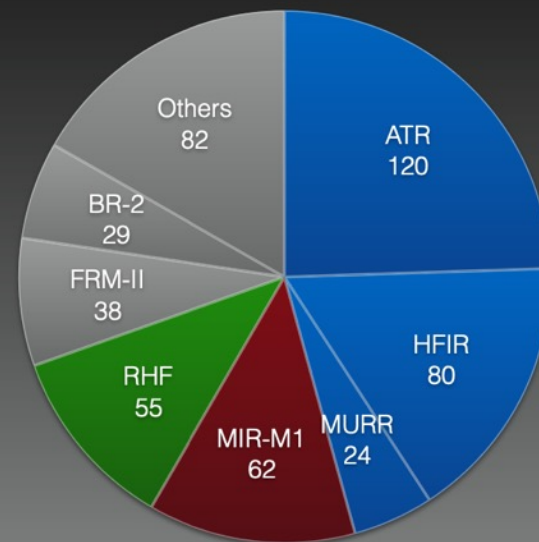


FCA, YAYOI, KUCA, UTR-KINKIの4基  
→ FCA, YAYOI, KUCAのHEUは全量撤去済み  
→ 2022年10月時点で我が国に残っているHEU利用炉はUTR-KINKIの1基

## WHERE (CIVILIAN) HEU IS USED TODAY



Number of HEU-fueled civilian research reactors (74)



Approximate annual HEU consumption (490 kg)

7基の試験研究炉で年間HEU供給の約80%を消費

490kg=およそ 20SQ

Data from M. K. Meyer, A Global Overview of High Density U-Mo Fuel Development Efforts, *International Symposium on Minimization of Highly Enriched Uranium (HEU) in the Civilian Nuclear Sector: The Way Ahead*, Oslo, Norway, June 17-20, 2006

A. Glaser, *Highly Enriched Uranium, Research Reactors, and the Risk of Nuclear Proliferation*, American Physical Society, Washington, DC, April 2017

5

**有意量(Significant Quantity: SQ)**：IAEAの保障措置に定義される用語で、1個の核爆発装置の製造の可能性を排除し得ない核物質のおおよその量  
**高濃縮ウラン（濃縮度20%以上）**：ウラン-235量で25kg

# 試験研究炉の低濃縮化

- ① 高濃縮ウラン(HEU)燃料→低濃縮ウラン(LEU)燃料（濃縮度20%未満）への転換(LEU化)
- ② HEU燃料の供給国（米国あるいはロシア）への撤去(HEU撤去)

米国：海外からのHEU撤去（米国としてはHEU回収）が核不拡散政策上は最重要課題→“Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel” (FRR SNF) Acceptance Programとして、条件付きで海外からのHEU回収を実施。

- 当初は1996年～2006年の10年間（正確には2006年5月までに照射された使用済燃料を2009年5月まで引き取り）→2004年に期限が延長されて2016年までとなった（引き取り期限2019年）

日本：例外的措置で引き取り期限を2029年まで延長

- 運転継続のためには**LEU化+HEU撤去の双方**が必要
- 運転終止の場合はHEU撤去のみ
- LEU化のための運転ライセンス取得が困難な場合、**HEU撤去により運転を休止せざるを得ないケースあり**→国際的に大きな問題としてユーザー側からUSDOE側へ問題提起

# 試験研究炉の低濃縮化 – LEU燃料について

- HEU燃料→LEU燃料への転換(LEU化)のためには、**HEU燃料と同等の核特性を有するLEU燃料**が必要 + 必要に応じて**炉心設計の変更**
- HEU燃料の大部分は**U-Al合金燃料**
- 同じ化学形の燃料を使うならば、**燃料内のU-235量を同じにするためには密度を約5倍**（=93%/20%）とする必要あり
  - U-Al合金の材料特性上、不可能
  - 別の形態の燃料（高密度燃料）を採用する必要あり
  - 現時点で実用化されているもの： **$\text{U}_3\text{Si}_2$** （ウラン密度の実用上限：4.8gU/cc）
  - より高密度燃料が必要な場合：**U-Mo合金ベースの燃料**（ウラン密度上限：約17gU/cc）

※**U-Mo合金ベースLEU燃料**：**高燃焼時の燃料挙動劣化**を解決する必要がある、現時点で**燃料挙動確認の最終段階**（試験用燃料板の照射実験 + 照射後実験）。工業的供給の目途は依然として立っていない状況。

# 試験研究炉の低濃縮化 – LEU化による炉心特性の変化（劣化）

- LEU燃料内に（HEU燃料と）**同じ量のU-235を装荷**したとしても、**U-238量も増える**ため、臨界性は劣化  
→ U-238増による中性子吸収増を相殺するために**U-235量を追加**する必要あり
- このために、同じ出力の場合は炉心の**中性子束が一般的に低下**  
$$\text{出力} = \text{中性子束} \times \text{U-235量} \rightarrow \text{同一出力でU-235量が増えると中性子束は減少}$$
- U-235量増加、U-238量増加のため、**中性子スペクトルも変化**

**一般論として、LEU化によって炉心の中性子利用特性が変化（劣化）する。**

特に高中性子束試験研究炉にとっては致命的な影響。

→ 炉心設計の変更、出力上昇、試験研究設備の設計変更等が必要となる場合あり



# 試験研究炉燃料の低濃縮化 - RERTRプログラム

- **RERTR** (Reduced Enrichment of Research and Test Reactor) Program : **1978年**にDOEにより立ち上げ。試験研究炉の低濃縮化に関する技術開発、国際協力の推進とステークホルダー間の調整
- 関係者が集う国際会議 (**RERTR international meeting**) としての開催は今年(2022年)で**42回**。米国エネルギー省が主導、米国アルゴンヌ国立研究所が事務局 + IAEAが協賛。世界各国の試験研究炉事業者(研究所、大学等)、燃料製造メーカー、輸送関係者に加えて政府関係者も出席。

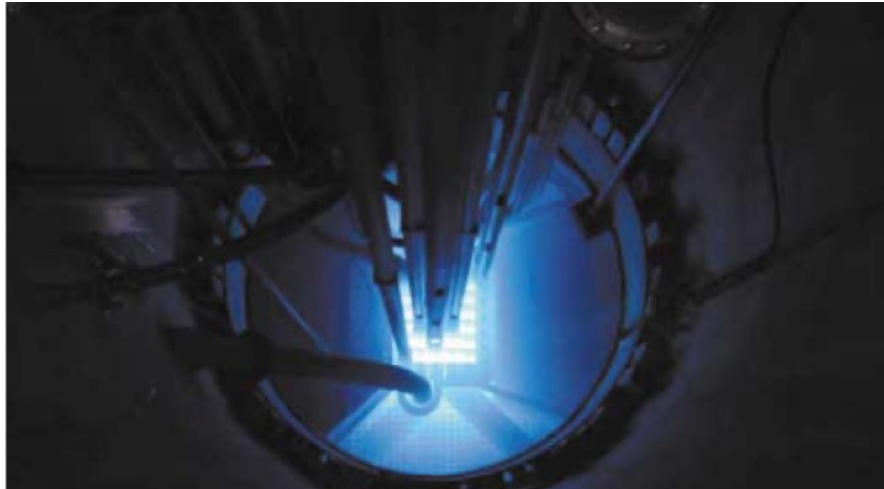
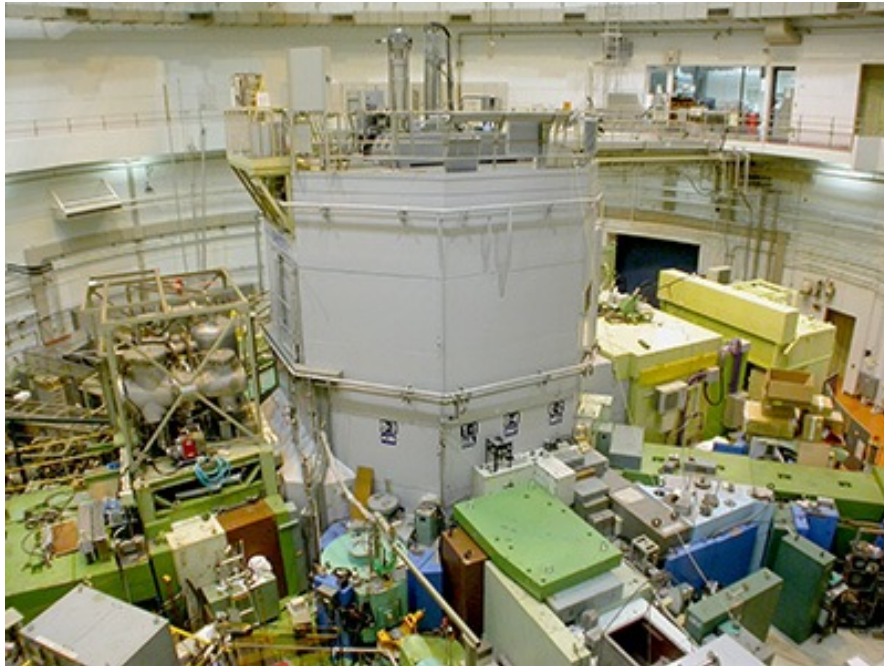
The screenshot displays the official website of the RERTR (Reduced Enrichment for Research and Test Reactors) Program. The header features the Argonne National Laboratory logo and the U.S. Department of Energy seal. The navigation menu includes links to Argonne, NSE, RERTR, Site Map, Contact us, Help, Privacy/Security, and a search bar. The main content area is divided into several sections:

- Mission Statement:** Describes the RERTR program's mission to support the minimization and, to the extent possible, elimination of the use of HEU in civil nuclear applications by working to convert research reactors and radioisotope production processes to the use of LEU fuel and targets throughout the world.
- Fuels for Research and Test Reactors:** Lists currently-qualified fuels, advanced fuel development, foreign research reactor spent nuclear fuel, and IAEA/USA interregional training courses.
- Design and Safety Analyses for Research and Test Reactors:** Lists analysis methods, FRM-II analyses, and LEU conversion analyses.
- Radioisotope Production:** Lists Mo-99 production using LEU targets.
- Reference Documents concerning the RERTR Program:** Lists reference documents.
- RERTR International Meetings:** Lists the 2022 RERTR Meeting.

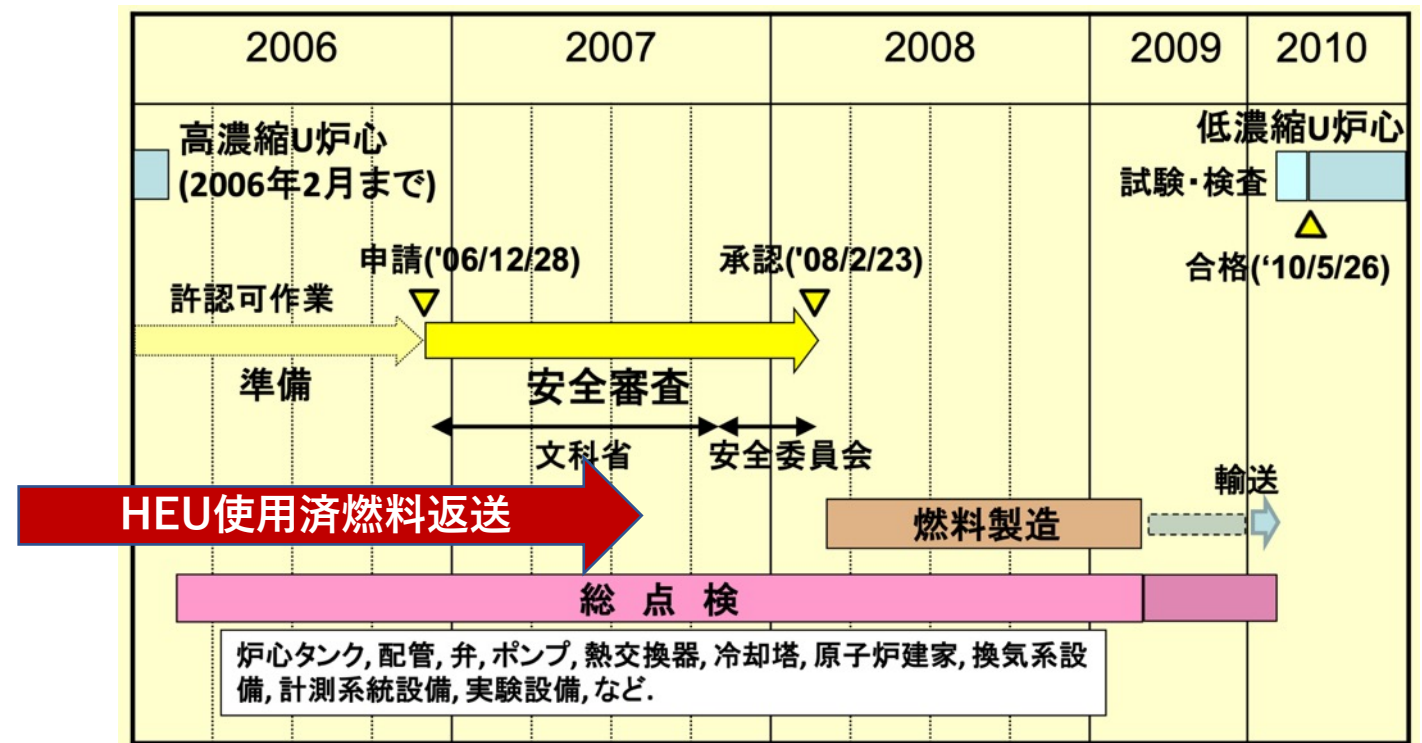
On the right side, there is a section for **RERTR NEWS** featuring a photo of the 2022 RERTR International Meeting in Vienna, Austria, held from October 2-5, 2022. Below this, there is a section for **Useful Links** listing various resources such as Fuel Development, Reactor Conversion Analyses, Mo-99 Production, and Spent Fuel Acceptance Policy.

# 京都大学：KURの低濃縮化

スイミングプールタンク型原子炉  
軽水減速・冷却、熱出力5,000 kW



- 2006年2月23日に高濃縮ウラン燃料を用いた運転を終了
- 1999年から2007年にかけて複数回の輸送により高濃縮ウラン使用済燃料全量を米国に返送
- 2010年5月26日に低濃縮ウランを用いた炉心の性能検査に合格し、約4年ぶりに運転を再開して現在に至る





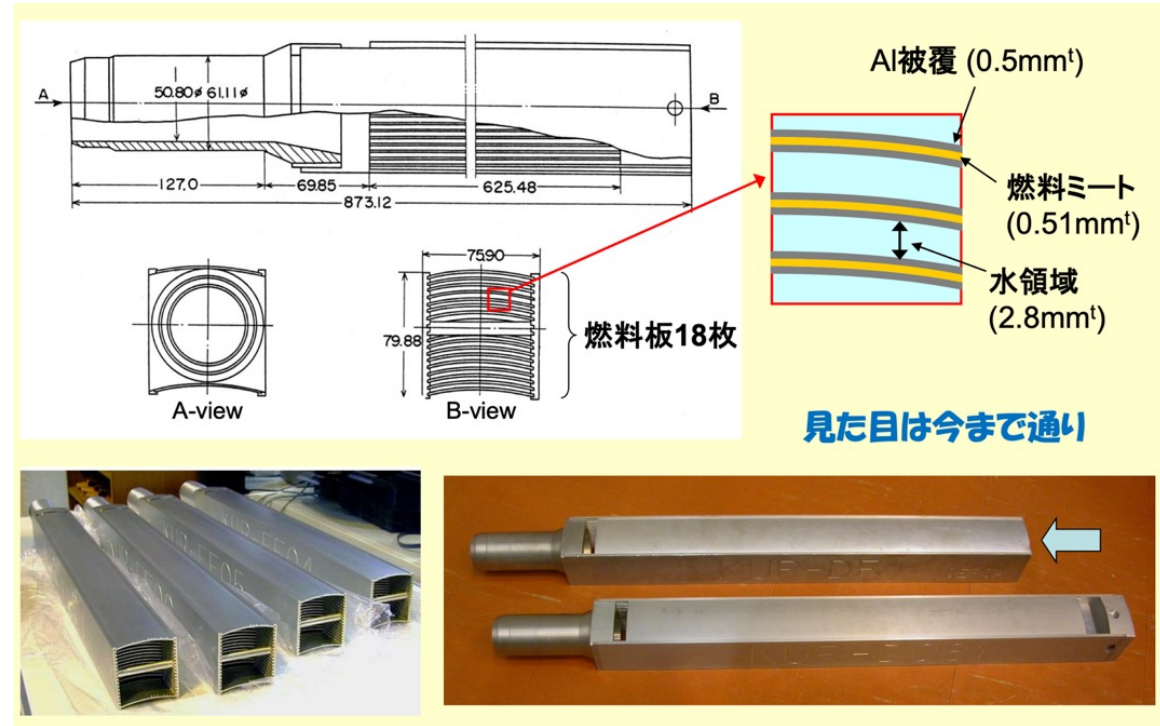
# 京都大学：KURの低濃縮化 – 低濃縮燃料の設計、製造

- 燃料組成は実績のあるウランシリサイド( $\text{U}_3\text{Si}_2$ )-アルミニウム分散型合金を使用
- 燃料の形状は同一として冷却材流動特性に影響を与えないこと
- 炉心の臨界性、制御棒反応度などの核特性の変化を最低限とし、安全性能に影響を与えないこと
- 実験特性（中性子束強度、中性子スペクトル）の劣化を最低限に



- 燃料開発上の技術的課題なし
- ウラン密度の調整による核特性、安全特性への影響緩和→**3.2gU/cc**を採用  
(燃料製造メーカーの対応範囲)

- 濃縮度低減:  
93% [高濃縮U] → 20%未満[低濃縮U]
- U密度の増加:  $0.58\text{gU/cm}^3 \rightarrow 3.2\text{gU/cm}^3$
- 燃料組成の変更:  
U-Al (ウラン-アルミ合金) →  $\text{U}_3\text{Si}_2$ -Al (シリサイド)
- 最高燃焼度の増加:  
25% of U-235 → 35% of U-235
- 燃料の外観・形状は変更なし



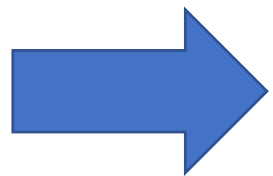
見た目は今まで通り

- フランスで製造
- 仏国内陸上輸送→国際海上輸送→日本国内陸上輸送にて搬入

# 京都大学：KURの低濃縮化 – HEU使用済燃料の返送



- 運転初期に用いられたHEU燃料：1968年から1973年まで複数回に分けて返送
- 1973年に積出港が使用不許可となり、以降の返送を中断せざるを得ない状況に  
→ 使用済燃料の一時貯蔵のための施設として1986年に使用済燃料室を新設し、KUR運転を継続
- 返送中断後、米国が主導する**RERTRプログラム**に協力する形で、低濃縮燃料研究開発（KUCAでの45%濃縮ウラン燃料を用いた臨界実験など）に着手
- **1990年代**より米国とHEU使用済燃料返還に係る**具体的なアクションの調整**に着手
- 米国**FRR SNF acceptance program**：「2006年5月までに照射された使用済燃料を2009年5月まで米国が引き取り」への**参画を決定**

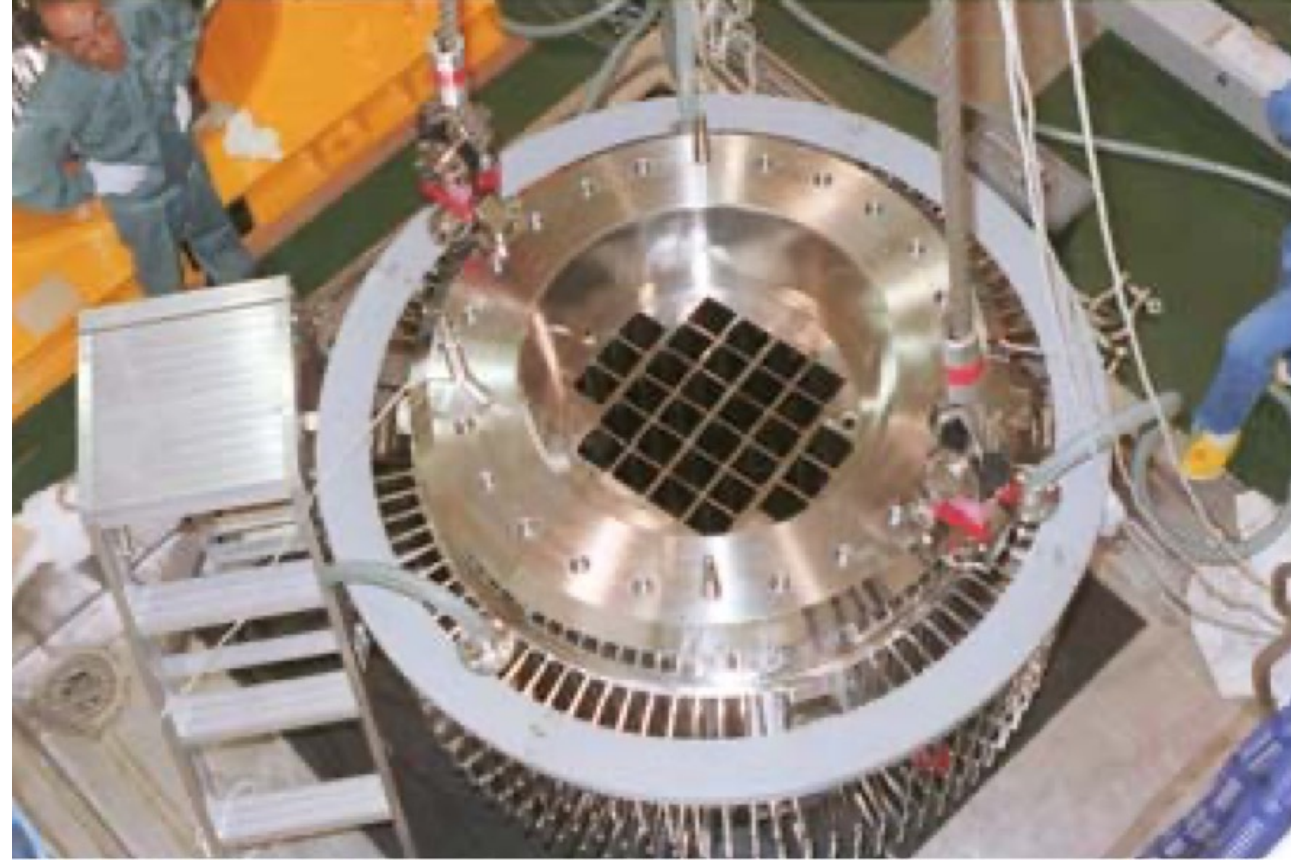


**1999年から返送を開始し、  
2007年に最終回の返送を完了**

上記の引き取り期限内  
での計画完遂→米国側  
から高い評価



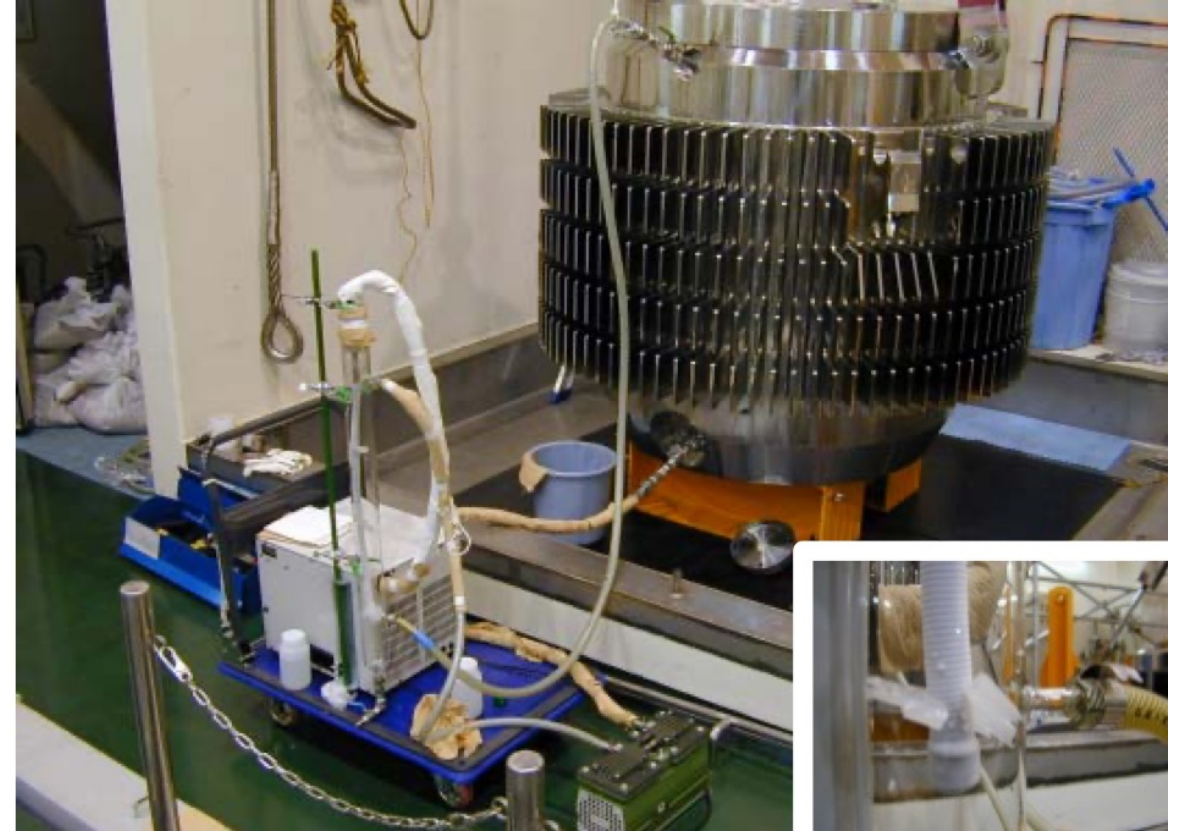
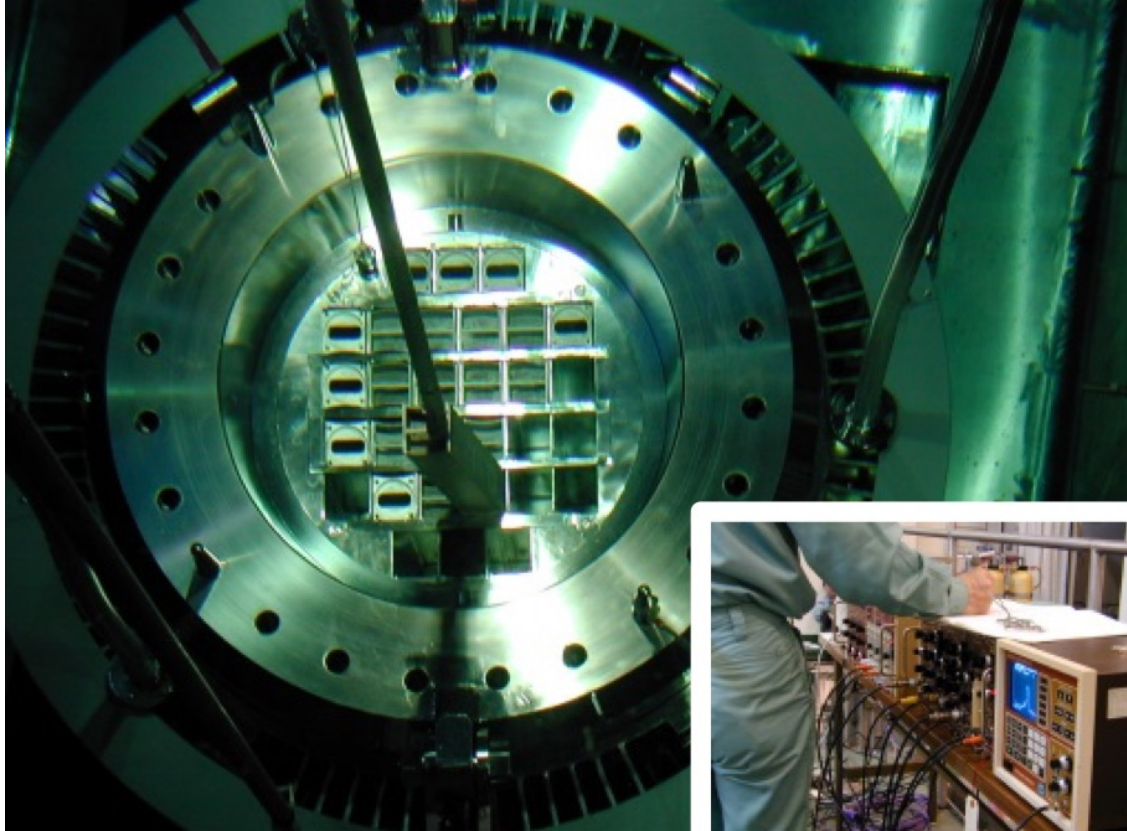
## 京都大学：KUR使用済燃料の輸送（米国への返送）



JMS-18.5T-90Y型輸送容器



# 京都大学：KUR使用済燃料の輸送（米国への返送）



JMS-18.5T-90Y型輸送容器への使用済燃料装荷

# 京都大学：KUR使用済燃料の輸送（米国への返送）



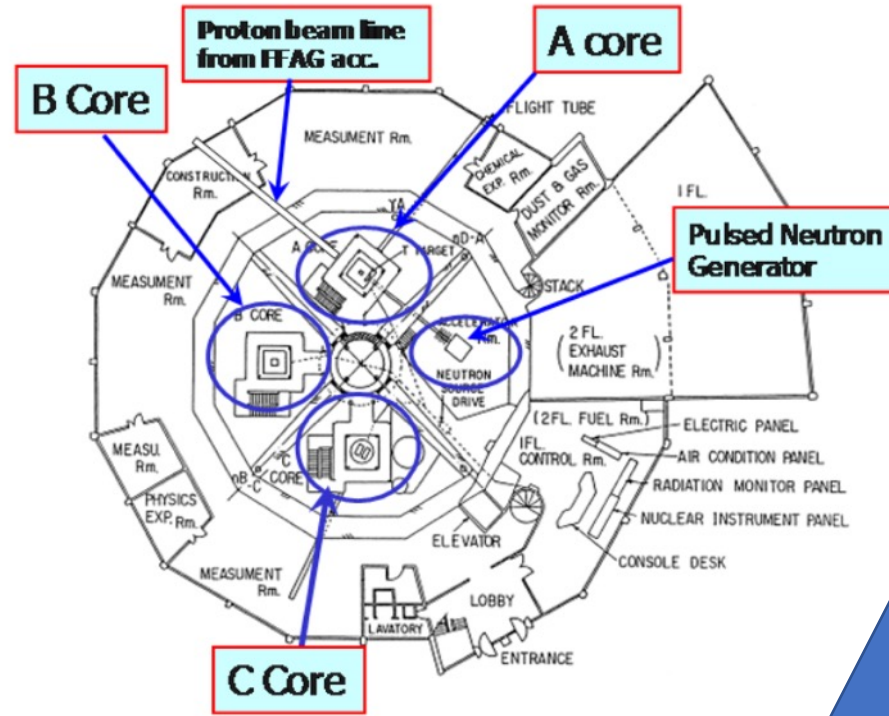
陸上輸送準備



# 京都大学：KUCAの低濃縮化

臨界集合体実験装置、最大出力10W

軽水減速・反射炉心x 1 + 個体減速・反射炉心x 2



- ◆ 米国はRERTRプログラムで低濃縮化できる試験研究炉はおおよそ対応完了
- ◆ プログラムの対象外であったKUCAのHEUを撤去したい
- ◆ KUCAの運転は継続させる必要あり
- ◆ ということは、KUCAを低濃縮化できないと、HEUは撤去できない

KUCA低濃縮化に係る日米間の協議：2005年頃から着手

- ✓ KUCAを低濃縮化して、実験性能が保たれるのか
- ✓ 低濃縮ウラン燃料の使用により、KUCAの安全特性が損なわれないか
  - + KUCA高濃縮ウラン燃料を既存の輸送容器で運搬できるか



# 京都大学：KUCAの低濃縮化

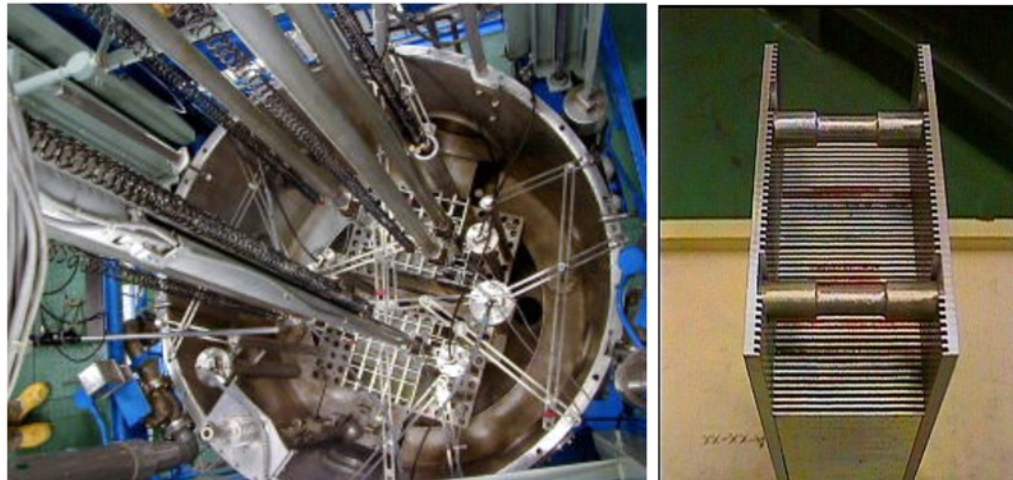
- ✓ 米国ANLとの炉心核特性評価フェージビリティスタディを通じ、KUCA低濃縮炉心の特性を確認し、**低濃縮燃料での運転可能**と判断
- ✓ KUCA**高濃縮ウラン燃料**を既存の**輸送容器(ES-3100)**で輸送することは**可能**で、物理的な作業スペースも確保できることを確認



- **2016年**第4回核セキュリティサミット日米声明で**KUCA低濃縮化（HEU撤去、LEU転換）**を表明
- 2021年7月に高濃縮ウラン燃料を用いた運転を終了
- **2019年から2022年**にかけて複数回の輸送により**高濃縮ウラン燃料全量**を米国に返送
- 2022年4月に低濃縮ウラン燃料利用の設置変更申請認可、現在は低濃縮ウラン燃料製造のための設工認審査中

# 京都大学：KUCAの低濃縮化

## 米国ANLとの炉心核特性評価フィージビリティスタディ



- 燃料板外観、構造は不変という条件
- LEU燃料のウラン密度を調整して、HEU炉心との互換性を最大限確保
- LEU化による実験特性の向上

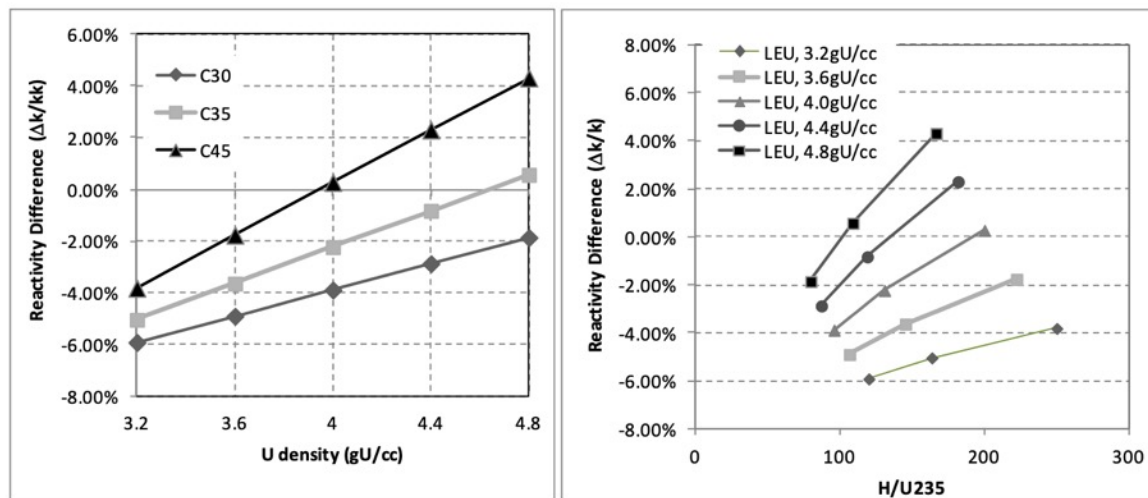
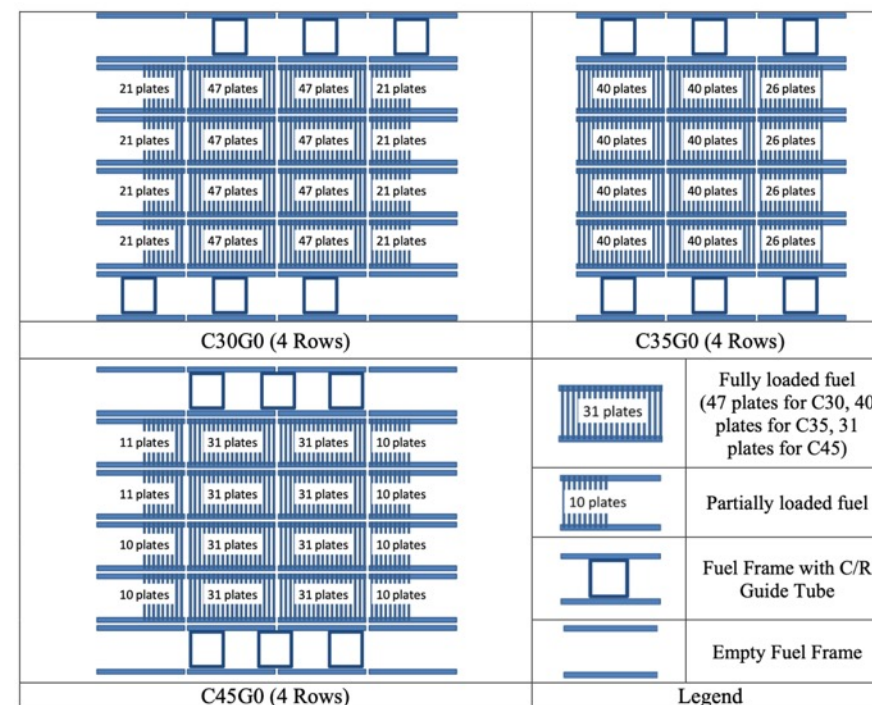
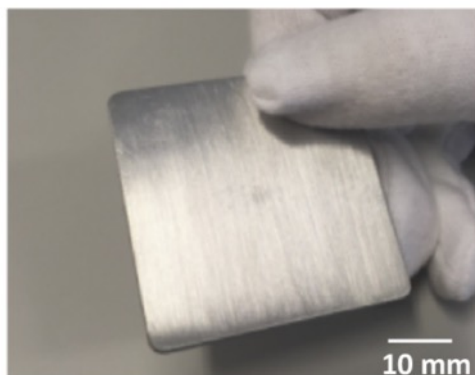


Figure 3: Reactivity difference between HEU and LEU U3Si2-Al with various U density



# 京都大学：KUCAの低濃縮化

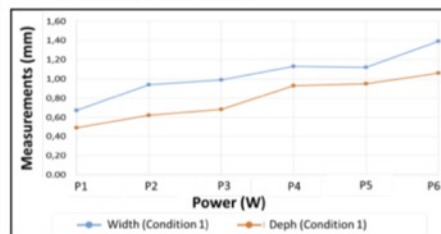
# 固体減速架台炉心向けLEU燃料： U-Mo分散型燃料の製造技術に係る研究開発 (米-仏-日 共同研究)



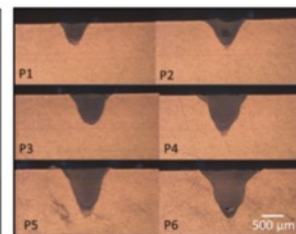
Inert Fuel Coupon Prototype - RERT 2017

## 5.1. Definition of the Laser Welding process conditions

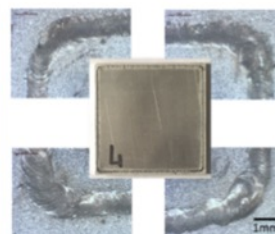
- ❑ 16 Al boxes machined and welded by laser.
- ❑ The welding process parameters :
  - Power : P1, P2, P3, P4, P5, P6,
  - Welding rate : V1, V2, V3,
  - Beam size : B1, B2, B3.
- ❑ Welding procedure according to the standard ISO 3834.
- ❑ Welding controls : visual, metallography, numerical X-ray radiography, bending test.



The weld bead size and as function the laser power



Characterization by metallography



Visual observation of the weld beam surface

⇒ Identification of process conditions to obtain a continuous welding, with cladding thickness to 0.3-mm goal and no box deformation.

## 5.2. Production of KUCA Fuel coupons

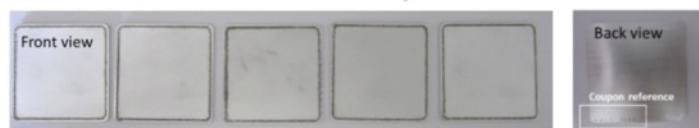
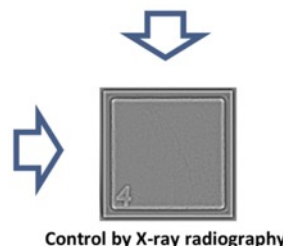


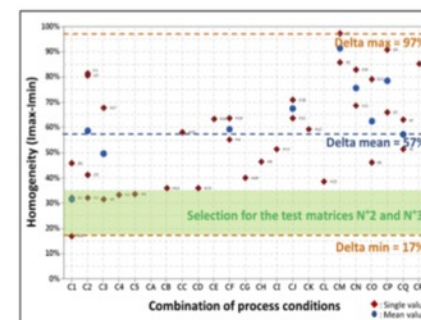
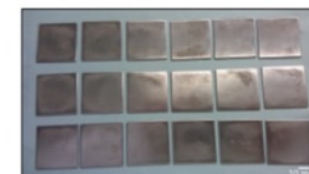
Illustration of 5 KUCA fuel coupons with an Al cladding welded and marked by laser



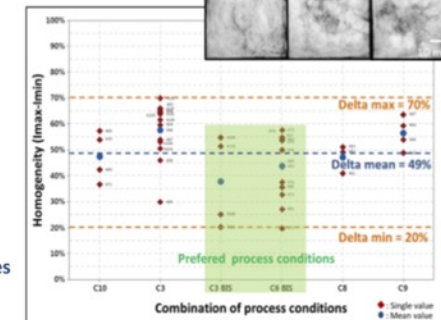
Control by X-ray radiography

## 4.1. Uranium homogeneity study

- ❑ 3 Test matrices - 150 Uranium cores produced in the Manufacturing Unit from FRAMATOME Romans (France)
- ❑ Methodology : Results of the test matrix N are analyzed to select the process parameters of the test matrix N+1
- ❑ The mixing process parameters :
  - Mixing parameter N : N0, N1, N2, N3,
  - Mixing parameter D : D0, D1, D2, D3,
  - Mixing rate : V1, V2, V3,
  - Mixing time : T1, T2, T3.
- ❑ The cold pressing process parameters :
  - Mode of filling of the compaction matrix : R1 and R2,
  - Punch shape: M1 and M2,
  - Pressure : P1, P2, P3,
  - Mode of ejection of the coupon: E1 and E2.
- ❑ Characterization of the Uranium cores by numerical X-ray radiography



Test Matrix N°1 : 40 Uranium cores



Test Matrix N°3 : 51 Uranium cores

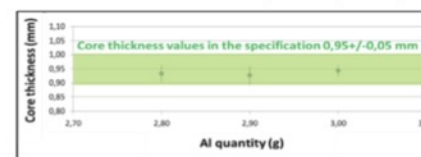


Gain on dispersion and mean values

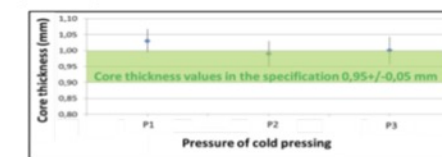
⇒ Reduction of the core failures and optimization of the Uranium core homogeneity up to  $\pm 25\%$

## 4.2. Dimensional study

- ❑ The influence of the Al quantity and pressure of the cold pressing on core thickness were studied :



Influence of the Al quantity (Punch shape M1)



Influence of the pressure (Punch shape M2)

⇒ Identification of process conditions to be in accordance with the thickness specification  $0.95 \pm 0.05$  mm

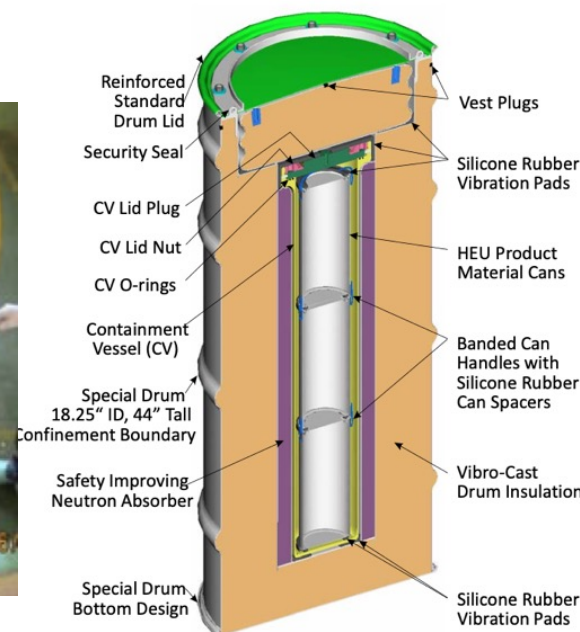


# 京都大学：KUCAの低濃縮化 – HEU返送

- 2019年から2022年にかけて複数回の輸送により高濃縮ウラン燃料全量を米国に返送
- 使用していない燃料から返送し、研究利用に必要な最低限の燃料を残しながら順次返送。2021年7月に高濃縮ウランによる運転を終了。

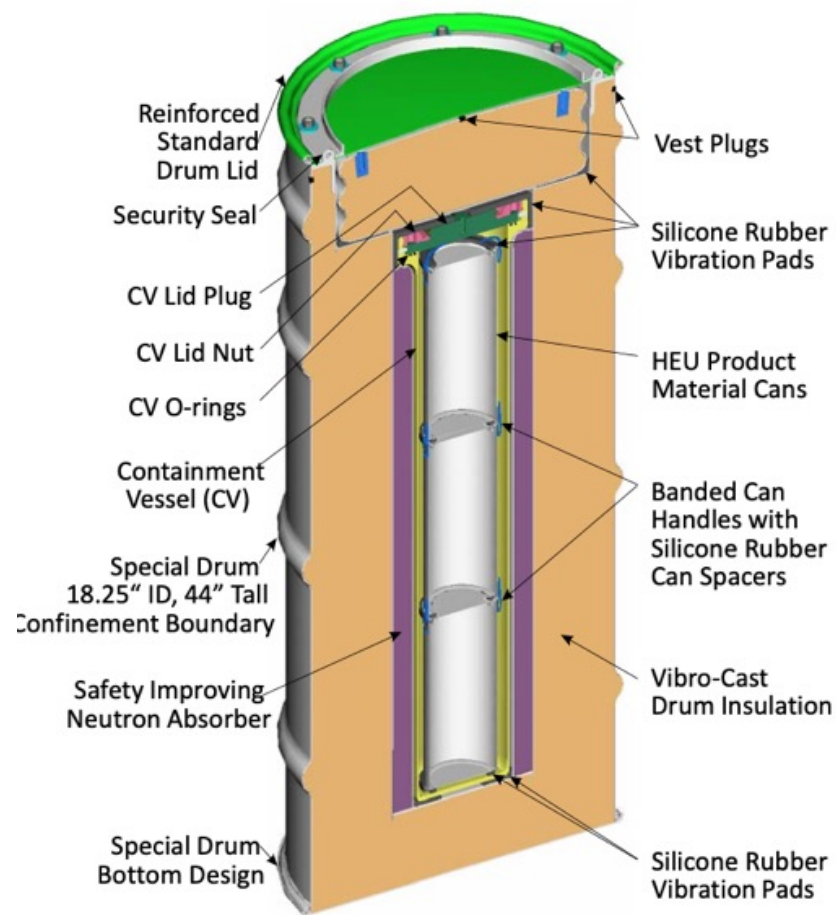
	U bearing Coupons	U bearing Plates	U bearing other
Items to Pack	6816	1548	20
Enrichment (%)	93	93/45	93
Covering	Epoxy	Aluminum Clad	Canned

ウラン総量 約45kg  
 総アイテム数 > 8000  
 延べ輸送容器数 > 70基



# 京都大学：KUCA高濃縮ウランの返送

- ES-3100型輸送容器を使用（米国より貸与）
- 米国ライセンスの範囲内でKUCA高濃縮ウラン燃料を輸送可能であることを事前調査で確認
- JAEA FCAでの使用実績あり→収納物を変更して新たに設計承認、容器承認を取得
- 輸送容器のハンドリング：KUCA炉室建屋内での取り扱い（容器搬入／搬出の動線及び作業スペース、燃料の収納作業、保管管理等）が可能であることを事前の現地調査により確認



# 京都大学：KUCA高濃縮ウランの返送 - ES-3100型輸送容器への燃料装荷

- 米国側での実績をもとに、KUCA燃料について新たに**装荷スキーム（手順書）を開発**
- ダミー燃料（アルミ製）を用いた**コールドラン**により収納物作成と輸送容器への装荷に係る**手順と安全性を事前に確認**
- IAEA&JSGO立会のもと、収納物作成、輸送容器への装荷、輸送容器の貯蔵までの一連の流れについて、**保障措置上の要求**（継続したヒューマンサーベイランス等）を満足することを**事前に確認**（手順書の作成+IAEAへの提出）

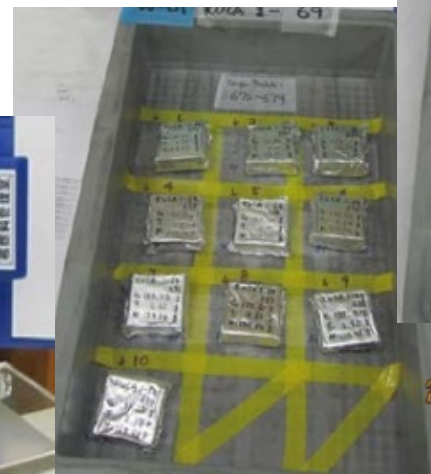
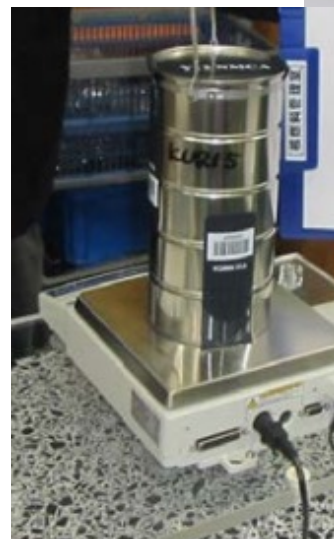
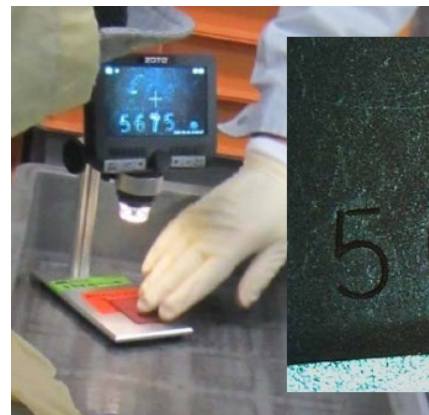


	U bearing Coupons	U bearing Plates	U bearing other
Items to Pack	6816	1548	20
Enrichment (%)	93	93/45	93
Covering	Epoxy	Aluminum Clad	Canned

- 燃料製造記録（紙媒体：青焼）のデータベース化
- 燃料IDの全数確認と貯蔵容器（バードケージ）毎の詳細リスト作成
- 運転履歴（時期、出力、炉心種別等）のデータベース化
- 詳細な運転履歴に基づくORIGEN-2を用いた燃焼評価と、米国受け入れ施設向け評価報告書の作成
- 燃料装荷に先だったパッキングリストの作成と、IAEAによるプレパッキング検認の実施（装荷する燃料の検認+貯蔵容器封印）

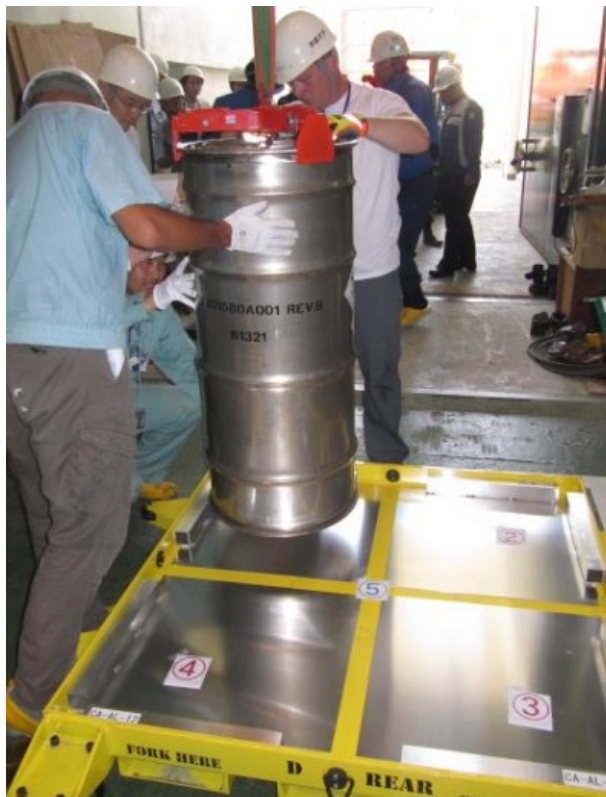


# 京都大学：KUCA高濃縮ウランの返送 - ES-3100型輸送容器への燃料装荷





# 京都大学：KUCA高濃縮ウランの返送 - コンテナへの輸送容器積み込み



専用パレット(CRT)への積み付け  
(CRTあたりES-3100容器 5基)



コンテナへのCRT積み付け



事業所内運搬を経て、積出港までの陸上輸送→米国への海上輸送を実施

# 我が国の試験研究炉のHEU撤去・LEU化： 近年の日米の核セキュリティ政策上、最大の具体的成果

National Nuclear Security Administration

## U.S. removes over 30 kilograms of highly enriched uranium from Japan

MAY 23, 2022



[National Nuclear Security Administration](#) » U.S. removes over 30 kilograms of highly enriched uranium from Japan


### PRESIDENT BIDEN AND PRIME MINISTER KISHIDA ANNOUNCE THE NONPROLIFERATION TRIUMPH, WHICH WAS THE RESULT OF YEARS OF COOPERATION

WASHINGTON – President Joe Biden and Prime Minister Fumio Kishida of Japan announced the successful removal of highly enriched uranium (HEU) from three Japanese sites to the United States. This joint effort, which took four years to complete, will make the world safer.

The shipment, which was completed in March, removed all HEU from:

- University of Tokyo's Yayoi Research Reactor
- Japan Atomic Energy Agency's Deuterium Critical Assembly
- Japan Atomic Energy Agency's Japan Research Reactor 4



 Japan Atomic Energy Agency lifting the transport cask from the spent fuel



東京大学工学部  
FACULTY OF ENGINEERING  
THE UNIVERSITY OF TOKYO



東京大学大学院  
工学系研究科  
SCHOOL OF ENGINEERING  
THE UNIVERSITY OF TOKYO

[アクセス](#) [採用情報](#) [広報室から](#) [関連リンク](#) [東京大学](#)

## 工学部/工学系研究科 プレスリリース

2022

2022.05.24

### 東京大学原子炉「弥生」の高濃縮ウラン燃料を米国に返還 ～弥生廃止措置活動の大きな進展～

国立大学法人東京大学大学院工学系研究科原子力専攻（以下「原子力専攻」という。）は、2018年8月に日米共同声明として公表された「弥生の高濃縮ウラン燃料を2022年3月末までに米国に返還する」という約束を達成し、日米協力の成果となる形で世界の核不拡散・核セキュリティの強化に貢献することができました。本成果は、2022年5月23日に行われた岸田首相とバイデン大統領の日米首脳会談において公表されました。

本プロジェクトは、3年以上の準備期間を要し、国内の関係省庁及び機関等と連携するのみならず、米英両国と連絡を取りながら進めました。原子力専攻は、高度な技術的専門性を活用し、長年の原子炉運転に裏付けられた経験を活かして、このプロジェクトを完遂いたしました。

<本プロジェクトに関すること>

東京大学 大学院工学系研究科 原子力専攻事務室

所在地：茨城県那珂郡東海村白方白根2-22

Tel: 029-287-8402

E-mail: tokaijimu@tokai.t.u-tokyo.ac.jp



# 我が国の試験研究炉のHEU撤去・LEU化： 近年の日米の核セキュリティ政策上、最大の具体的成果

National Nuclear Security Administration

## 45 kilograms of highly enriched uranium safely removed from Japan and returned to the United States

AUGUST 9, 2022



National Nuclear Security Administration »

45 kilograms of highly enriched uranium safely removed from

### SECOND MULTI-YEAR HEU REPATRIATION COMMITMENT AND DEMONSTRATES THEIR

WASHINGTON – Fulfilling a commitment made by the U.S. Department of Energy's National Nuclear Security Administration (NNSA) and the U.S. Department of Education, Culture, Sports, Science and Technology (MEXT), the U.S. and Japan have safely removed 45 kilograms of highly enriched uranium (HEU) from the Kyoto University

Over three years, NNSA, MEXT, and Kyoto University have safely removed 45 kilograms of highly enriched uranium (HEU) from the Kyoto University as part of their shared nuclear security accomplishment follows the May announcement.



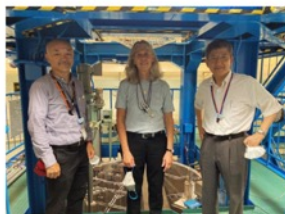
Kyoto University and Y-12 National Security Complex technical experts prepare the highly enriched uranium shipping containers for transportation.  
Kyoto University



Transferring a shipping container by crane within the Kyoto University Critical Assembly.  
Kyoto University



NNSA Administrator Jill Hruby and Ken Nakajima, Director of the Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science at Kyoto University, in the KUCA control room.



NNSA Administrator Hruby in the KUCA reactor room with Professor Hironobu Umesaki, left, and Ken Nakajima, Director of the Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science at Kyoto University.



文部科学省

MINISTRY OF EDUCATION,  
CULTURE, SPORTS,  
SCIENCE AND TECHNOLOGY-JAPAN

メニュー

> English

サイト内検索

検索

絞り込み検索 キーワード

トップ > 会見・報道・お知らせ > 報道発表 > 令和4年度 報道発表 > 京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA) における高濃縮ウラン燃料の米国への撤去が完了しました

## ● 京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA) における高濃縮ウラン燃料の米国への撤去が完了しました

令和4年8月10日

核セキュリティ・サミットにおいて決定された京都大学KUCAの高濃縮ウラン燃料撤去が完了したことから、柳孝文部科学審議官とジル・ルビー米国国家核安全保障庁長官は、その成果を評価するとともに、引き続き日米協力を推進することを確認しました。

京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA) は、同大学複合原子力科学研究所に設置された実験用の原子炉で、原子炉工学に関する基礎研究や学生実験に利用されています。

KUCAの高濃縮ウラン燃料は、第4回米国核セキュリティ・サミット※ (平成28年3月31日～4月1日) の核セキュリティ協力に関する日米共同声明において、世界規模での高濃縮ウランの保有量の最小化の取組に貢献するために米国へ撤去することが決定されました。

この度、日米両国の協力の下、同撤去が完了したことから、ジル・ルビー米国国家核安全保障庁長官は8月8日に文部科学省を訪問し、柳孝文部科学審議官と共にその成果を評価し、引き続き世界の核セキュリティ強化に向け日米協力を推進することを確認しました。

なお、KUCAは今後低濃縮化ウラン燃料へ切替え、運転を継続予定です。

※参考情報

第4回米国核セキュリティ・サミット [https://www.mofa.go.jp/mofaj/dns/n\\_s\\_ne/page25\\_000349.html](https://www.mofa.go.jp/mofaj/dns/n_s_ne/page25_000349.html)

# 我が国の試験研究炉のHEU撤去・LEU化： 近年の日米の核セキュリティ政策上、最大の具体的成果

National Nuclear Security Administration

## NNSA and Japan commit to convert Japan's last research reactor that uses highly enriched uranium

SEPTEMBER 27, 2022



文部科学省

MINISTRY OF EDUCATION,  
CULTURE, SPORTS,  
SCIENCE AND TECHNOLOGY-JAPAN

メニュー



> English

サイト内検索

検索

絞り込み検索 キーワード

トップ > 会見・報道・お知らせ > 報道発表 > 令和4年度 報道発表 > 近畿大学原子炉(UTR-KINKI)の高濃縮ウラン燃料の撤去及び低濃縮化の実施を決定しました

## ● 近畿大学原子炉(UTR-KINKI)の高濃縮ウラン燃料の撤去及び低濃縮化の実施を決定しました

令和4年9月27日

9月21日、増子宏文部科学審議官とジル・ルビー米国エネルギー省国家核安全保障庁長官は会談を行い、近畿大学原子炉(UTR-KINKI)の高濃縮ウラン燃料の撤去及び低濃縮化の実施を決定しました。

近畿大学原子炉(UTR-KINKI)は、同大学原子力研究所が保有する実験用の原子炉であり、教育、訓練及び研究用に広く活用されています。

9月21日、増子宏文部科学審議官とジル・ルビー米国エネルギー省国家核安全保障庁長官はオンラインにて会談を行い、UTR-KINKIにおける高濃縮ウラン燃料の撤去及び低濃縮化を実施することを決定しました。

会談においては、ジル・ルビー長官より「日本において高濃縮ウラン燃料を有する最後の大学原子炉であるUTR-KINKIの燃料撤去について決定したことは、両国の核不拡散のマイルストーンとして注目すべき本年における最新の成果である」とのご発言があり、増子宏文部科学審議官より「両国の協力のもと、UTR-KINKIの高濃縮ウラン燃料の撤去及び低濃縮化を着実に実施していきたい」と述べ、核不拡散・核セキュリティの更なる強化に向け、引き続き連携していくことで一致しました。

また、26日には、第66回IAEA総会の日本政府一般討論演説において、本プロジェクトの実施が表明されました。

文部科学省としては、両国共通の目標である世界規模での高濃縮ウラン保有量の最小化に向けて、本プロジェクトを着実に推進していきます。



NNSA's Jill Hruby holds up a signed version of the MOU as her Japanese colleague, on video, does the same.

### AGREEMENT CAPS A PRODUCTIVE YEAR IN MINIMIZING JAPAN'S HEU

WASHINGTON – Building on years of close nonproliferation cooperation, the U.S. Department of Energy's National Nuclear Security Administration (NNSA) and Japan's Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology (MEXT) announced a new commitment to convert the

# ハイパフォーマンス試験研究炉の低濃縮化

RERT2022国際会議プログラムより

**米国**：高中性子束や中性子高度利用のための**ハイパフォーマンス試験研究炉**を5基保有

→ 既存のLEU燃料ではLEU化はできない  
(性能が劣化するので存在意義がなくなる、  
というロジック)

→ U-Mo高ウラン密度燃料を用いたLEU化  
に向けた研究開発を（延々と）継続中

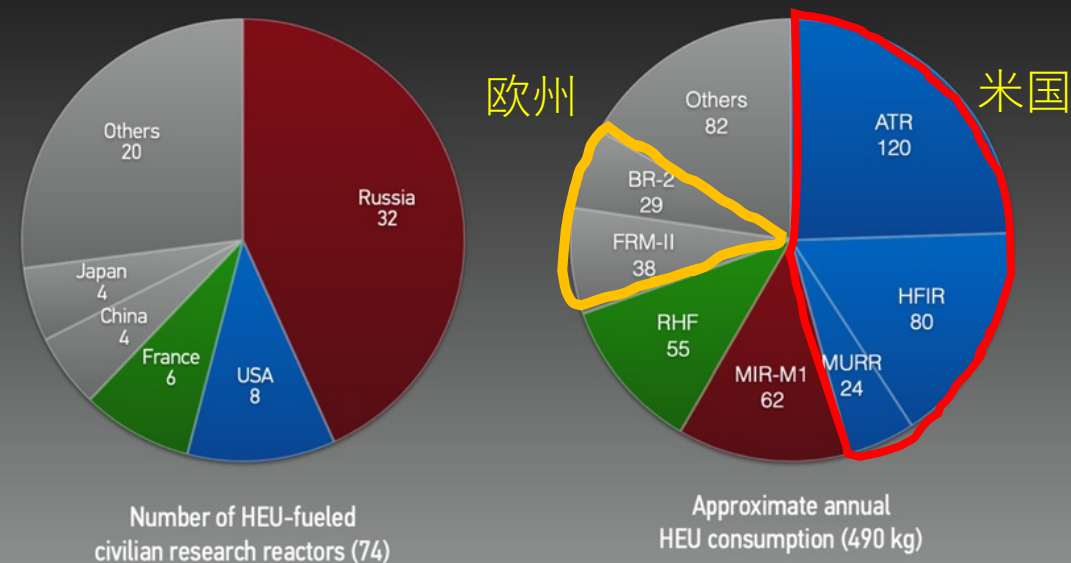
- **ATR、HIFR、MURRの3基で世界の年間HEU供給量の約半分を占める**

⇒ 「**他の国の試験研究炉を自国の政策で半ば強制的にLEU化させているのに、自国で、しかも顕著なHEU供給が必要な炉のLEU化が進んでいないのは何事？**」という批判的

**欧州**：ベルギー**BR-2**、ドイツ**FRM-II**の2基のハイパフォーマンス試験研究炉についても同様の状況。世界の年間HEU供給量の15%程度を占める。

7	U.S. High Performance Reactor Conversions	4:00 pm	1. U.S. High Performance Research Reactor LEU Conversion Design, Testing and Fabrication Progress	Erik Wilson	ANL/US
		4:20 pm	2. High Flux Isotope Reactor Low-Enriched Uranium Conversion Activities – 2022 Status Update	Carol Sizemore	ORNL/US
		4:40 pm	3. Alternative HEU-LEU Mixed Core Transition Strategy for the MIT Research Reactor	Lin-Wen Hu	MIT/US
		5:00 pm	4. A Progress Update on the Highly Enriched Uranium to Low-Enriched Uranium Fuel Conversion at the University of Missouri Research Reactor	Maria Pinilla	MU/US
		5:20 pm	5. Analysis Methods for Lead Test Assemblies in the Advanced Test Reactor	Collin Clark	INL/US
		Chaired by Andrew Hebden ANL	5:40 pm	6. NIST Neutron Source Preconceptual Design	Dagistan Sahin

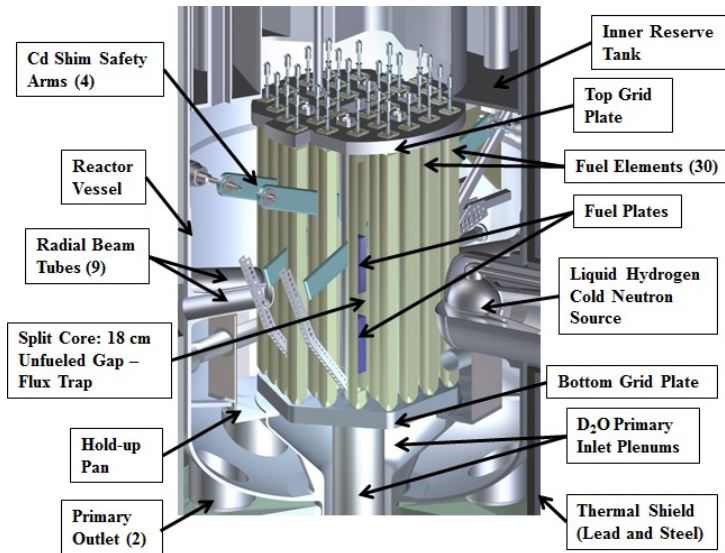
## WHERE (CIVILIAN) HEU IS USED TODAY



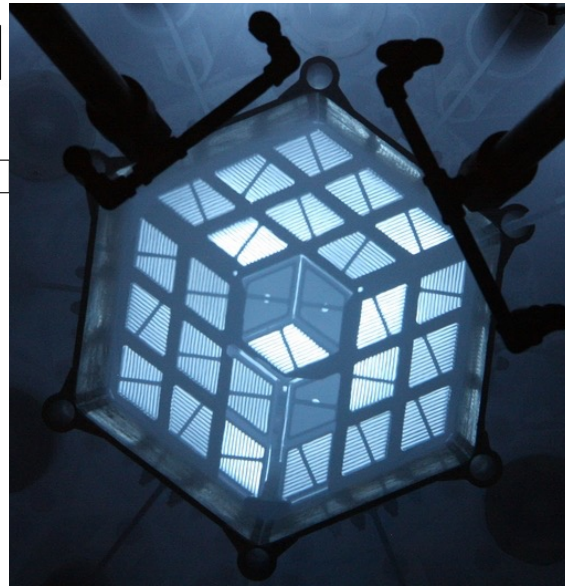
Data from M. K. Meyer, A Global Overview of High Density U-Mo Fuel Development Efforts, *International Symposium on Minimization of Highly Enriched Uranium (HEU) in the Civilian Nuclear Sector: The Way Ahead*, Oslo, Norway, June 17-20, 2006



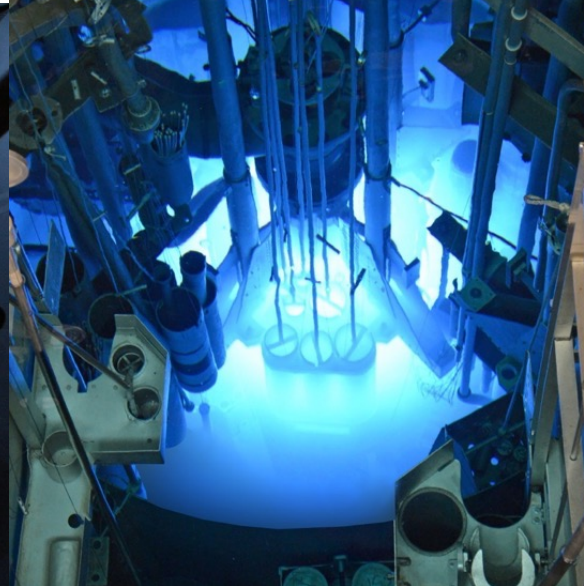
# ハイパフォーマンス研究炉



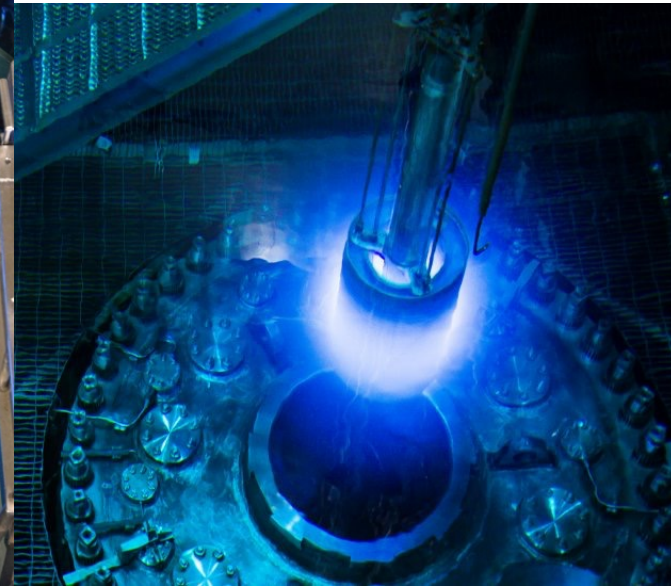
NIST Research Reactor (NCNR)



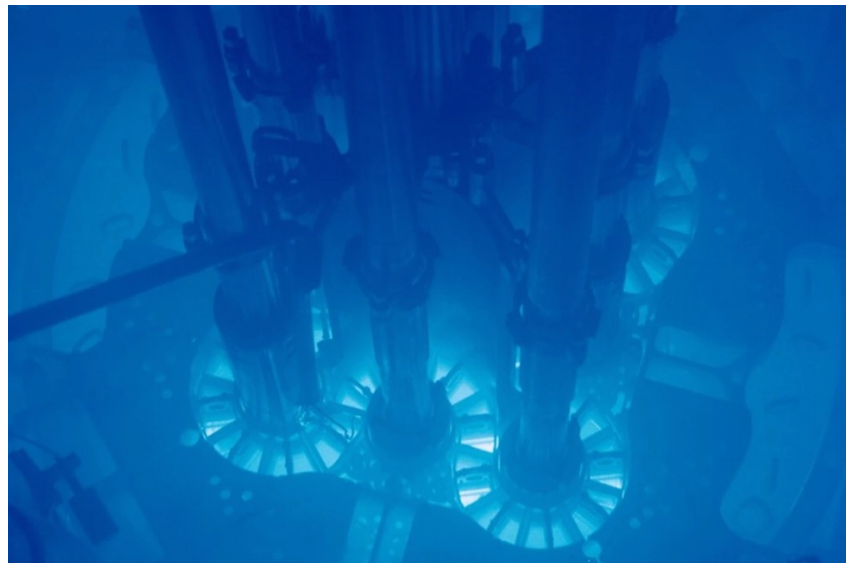
MIT Reactor (MITR)



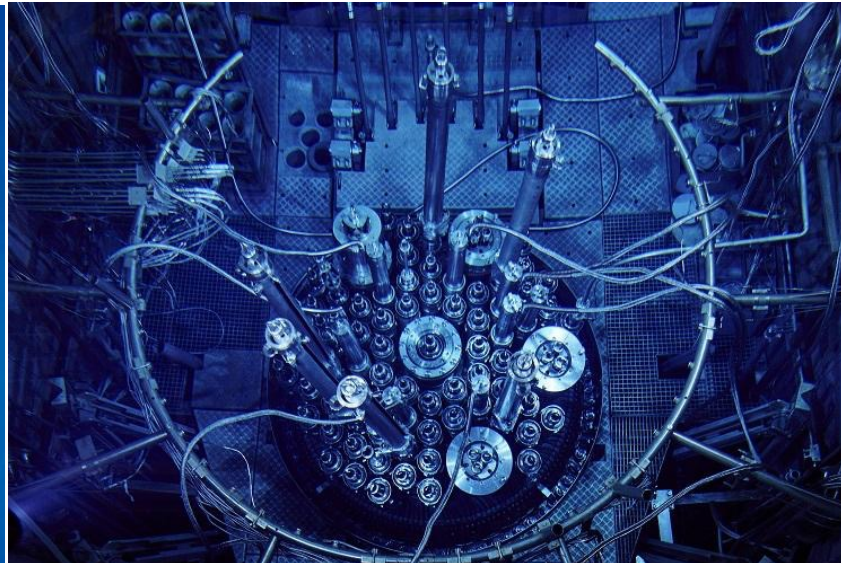
MURR



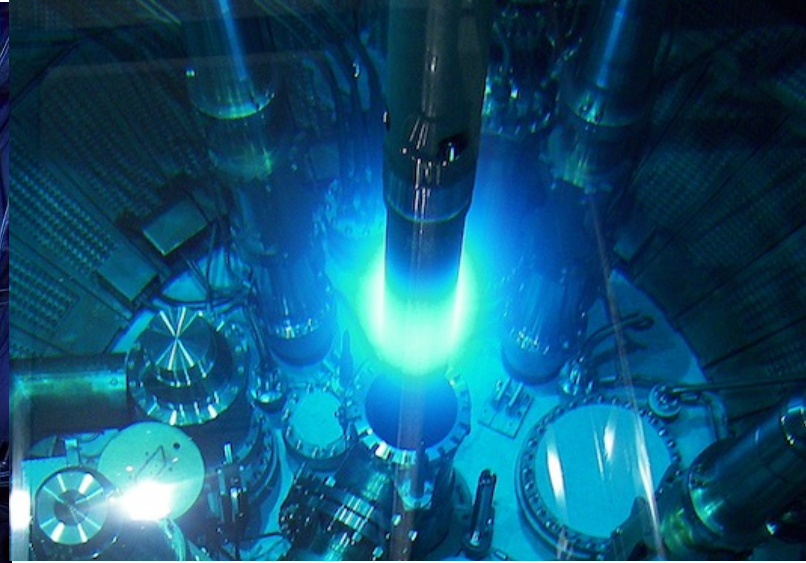
HIFR



Advanced Test Reactor (ATR)



BR-2



FRM-II



# ハイパフォーマンス研究炉の低濃縮化

## ENRICHMENT REQUIREMENTS FOR HIGH-PERFORMANCE REACTORS

	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> 4.8 g(U)/cc	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> 5.8 g(U)/cc	UMo(8wt%) 8.0 g(U)/cc	Monolithic 16 g(U)/cc	Years to conversion
ATR	35–40%	~ 30%	25–30%	LEU	14 years
HFIR	35–40%	~ 30%	25–30%	LEU	17 years
NBSR	~ 25%	LEU	LEU	LEU	12 years
MURR	~ 45%	~ 40%	~ 35%	LEU	12 years
MITR-II	~ 35%	~ 30%	20–25%	LEU	12 years
FRM-II	~ 50%	~ 35%	30%	LEU	n/a
BR-2	~ 27%	~ 22%	LEU	LEU	n/a
JHR	~ 27%	~ 22%	LEU	LEU	n/a
RHF	~ 27%	~ 22%	LEU	LEU	n/a

Only uranium-silicide fuel at 4.8 g(U)/cc would be immediately available  
(and make possible an interim conversion on the order of 5 years or less)

U-Mo高密度燃料の製造開発の完結と、燃料製造技術の産業化（安定した、大量のLEU燃料供給体制の確立）の目処が立っていないため、ハイパフォーマンス試験研究炉の低濃縮化実現まで今後10年以上はかかる見通し

民生部門における世界的な核セキュリティリスク低減にとって大きな障壁



# まとめ

- 京都大学におけるKUR低濃縮化・KUCA低濃縮化の取り組みと、燃料輸送&核燃料管理の紹介を通じて、試験研究炉の低濃縮化と核セキュリティリスク低減について紹介
- 核物質のSafety, Security, Safeguards全てに関わる管理が必要→多面的かつ国際的な、タイムリーな対応が要求されるプロジェクト

あわせて覚えておいていただきたいことから

- 試験研究炉の燃料供給チェーン→高濃縮ウランが存在
- 民生部門における高濃縮ウランの低減→試験研究炉の低濃縮化を通じて実施
- 我が国の近年の努力→ 近年の日米の核セキュリティ政策上、最大の具体的成果
- 海外のハイパフォーマンス研究炉の低濃縮化→民生部門における高濃縮ウランサプライチェーンを断ち切るための最後のアクション

# 招待講演 V

高速中性子源炉「弥生」の  
高濃縮ウラン燃料の米国返還

東京大学 鈴木 美寿

---

# 高速中性子源炉「弥生」の 高濃縮ウラン燃料の米国返還

2022年11月22日（火）

東京大学大学院工学系研究科原子力専攻

鈴木美寿

# 自己紹介



- 埼玉県浦和市育ち
- 東京工業大学で学ぶ
- 動力炉・核燃料開発事業団、その後、核燃料サイクル開発機構に改称、現日本原子力研究開発機構
  - ✓ レーザーウラン濃縮
  - ✓ 核不拡散・核セキュリティ
  - ✓ FCA燃料輸送
- 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻
  - ✓ 弥生燃料輸送、廃止措置

# 目 次

---

1. 弥生の廃止措置
2. 米国核不拡散政策と研究炉使用済み燃料
3. 米国返還輸送計画の策定
4. 同輸送計画の実施（許認可・施工・調整）
5. 性能確認（机上・実地訓練等）
6. 輸送の実施と成果の取り纏め

# 東京大学原子炉「弥生」の仕様

---

## 原子炉の仕様

- 炉のタイプ：高速炉
- 定格熱出力： **2 kW**
- 炉心燃料体： **濃縮金属ウラン**、ステンレス被覆、水平円柱形（3体）
- ブランケット燃料体：劣化金属ウラン、ステンレス被覆、中空水平円柱形
- 反射体：鉛一式
- 冷却方式： **強制空気冷却**（吸引方式）
- 制御棒：劣化金属ウラン、円柱形、水平駆動、中性子漏洩率制御方式
- 即発中性子寿命：29 nsec
- 遅発中性子割合：0.725 %
- 温度係数：約 $-1.28 \times 10^{-5} \Delta k / k / ^\circ\text{C}$
- 永久停止時の燃焼度： **10.125 MWh**

# 運転の歴史と廃止措置の経緯

- 1968年12月12日：東京大学原子炉施設の**設置承認**。
- 1971年：**初臨界**、その後、他大学・研究機関の研究者・学生等を含め、多くの特徴ある研究と教育を実施。
- 2009年10月9日：研究教育設備の運用見直しを行い、東大炉の**運転の永久停止と廃止の決定**を外部表明。
- 2011年3月11日以降：東日本大震災以降の規制強化により、弥生の**廃止措置に大幅な遅れ**が発生した。設備についても高経年化の為、**新たな安全対策が必要**となった。
- 2012年8月24日：**廃止措置計画（初版）の認可**、HEU燃料を切断した上で**日本原子力研究開発機構**に運び、常陽燃料用にダウンプレンディングすることとした。
- 2017年～：**米国返還とする方針変更**の為に、**米国エネルギー省**と協議検討を行う。
- 2018年8月：**米国エネルギー省と文部科学省との間でSOIに署名し、2022年3月迄の返還に合意した**。
- 2019年9月25日：**廃止措置計画（第3版）の認可**、米国返還に方針変更。



東大原子力専攻施設



弥生原子炉施設



# 廃止措置計画スケジュール

弥生炉廃止措置計画の全体工程



廃止措置計画書の初版申請及び承認年度を+1年として表記している。  
また、第3段階では、廃止措置終了確認申請後、原子力規制委員会の確認をもって、原子炉施設の廃止を完了する。

廃止措置終了の時期は、  
廃棄物の措置により変化する。

# 金属ウラン燃料体の切断と切粉回収

金属ウラン燃料の払出に際しての制約条件

- 国内措置の場合は、譲渡先施設設備の1回あたりの最大受入量
- 米国返還の場合は、輸送容器1基あたりの最大収納量



## 金属ウラン燃料体の切断



## ウラン切粉の回収

- 発火性が高いことから水中切断に伴う臨界安全評価の実施
- ワイヤ材の選択、切断速度等、SUS被覆材と共に切断するので未経験の課題を克服



ワイヤ放電加工機



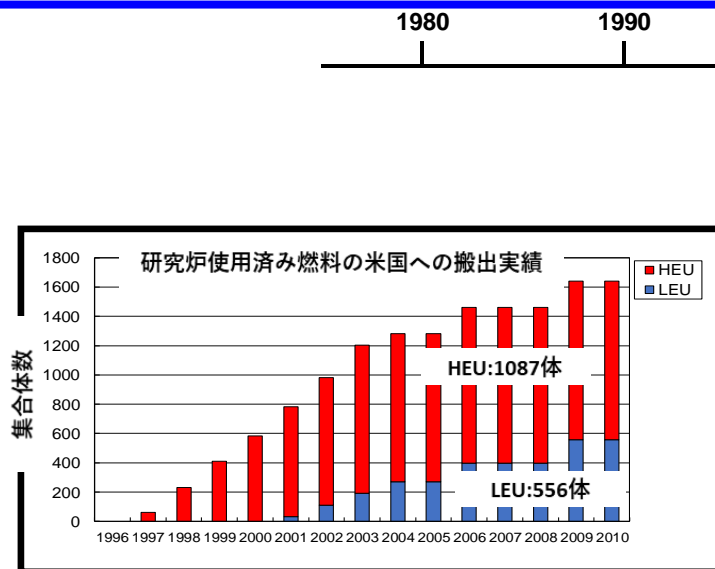
大型・中型・小型蒸留装置

# 米国の核不拡散政策

---

- 米国は、1950年代当時にAtoms for Peaceで、西側諸国の原子力導入支援の為に、世界中に供給した高濃縮ウラン（HEU）について、1968年以降、自国の核不拡散政策に基づき、回収及び低濃縮化への技術的・財政的支援を開始した。
- HEUを返却し、低濃縮化に応じれば、その後の低濃縮使用済み燃料も引き続き引き取るという、低濃縮化へのインセンティブを包含した内容。
- 特に、2001年の世界同時多発テロ以降、2004年に地球的規模脅威削減イニシアチブ(GTRI)を提唱し、米国から他国の研究炉に提供した核テロの脅威となる核物質（HEU・プルトニウム（Pu））の回収や、低濃縮燃料への転換を支援してきた。
- こうした努力によって、核テロの脅威となる核物質を今までに合計7,140kg（HEU：6,730kg、Pu：410kg）撤去、回収した。

# JAEA及び大学等の取り組み



1978年—

## RERTR 研究炉燃料低濃縮化計画

1MWth以上の研究炉が対象  
・ KUR, JRR-3, JRR-4, JMTR

●JRR-3: 1990年代低濃縮化完了

●JMTR: 1994年低濃縮化完了

●JRR-4: 1998年低濃縮化完了

●KUR: 2010年低濃縮化完了

●KUCA: 2022年度まで低濃縮化 (2018年合意)

●弥生: 2022年度までに米国へ返還予定 (2018年合意)

\* GTRIにより対象を1MWth未満に拡大

## GTRI 地球規模脅威削減イニシアチブ

●2016年～は、M3

1996年—

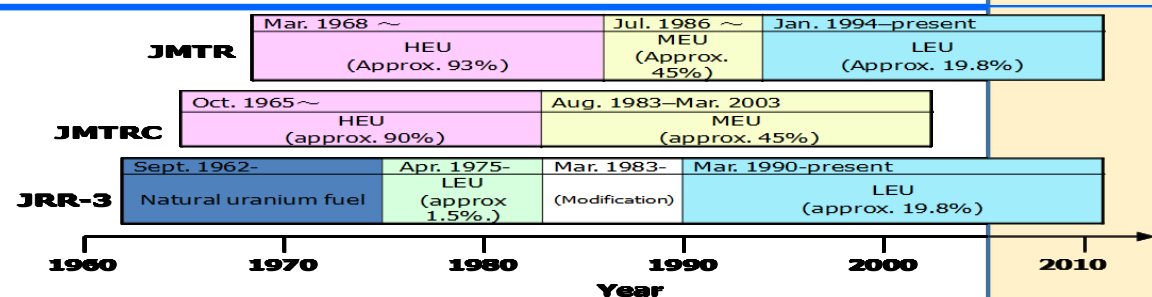
## FRRSNF-AP 外国研究炉使用済燃料受入プログラム

対象炉:  
KUR, JRR-3,  
JRR-4, FCA,  
JMTR,  
JMTRC

●2029年までに、JMTR, JMTRC, JRR-3の使用済み燃料を米国へ搬去予定。(2014年合意)

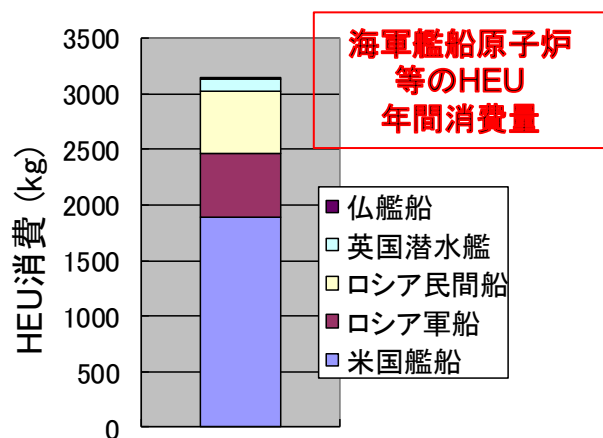
●FCA: 2016年HEU/Pu搬去完了

●2022年度までに、DCA, JRR-4のHEUを米国へ返還予定 (2018年合意)



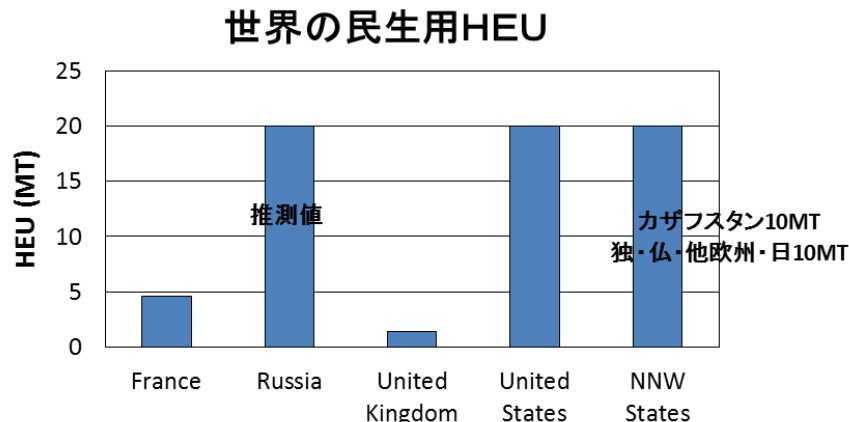
国際約束達成  
に向けて活動中。

# 世界の民生用HEUとアジア地域のHEU



Naval propulsion reactor

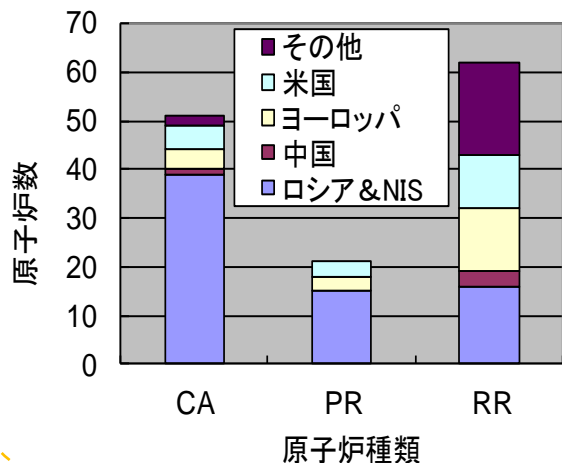
Ole Reistad, et al., "HEU Fuel Cycle Inventories and Progress on Global Minimization", The Nonproliferation Review, 15(2), 265-287, 2008.



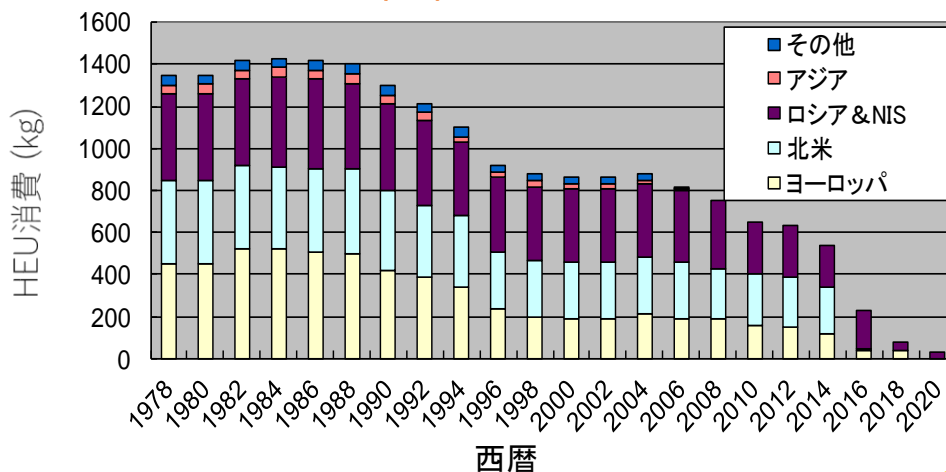
"Global Fissile Material Report 2011" 6<sup>th</sup> annual report of the IPFM, <http://www.fissilematerials.org>

RERTR、GTRIの対象HEU

臨界集合体、パルス炉の数(保有量は不明)



研究用原子炉(RR)のHEU年間消費量の推移と予測



Ole Reistad, et al. ibid.



# 試験研究炉設置者の今後

---

- GTRIは2016年5月まで照射した使用済み燃料（引取は2019年まで）で終了。
- 日本は特別措置（FCAの時に米国とSOI締結）により、2026年まで照射可（引取は2029年まで）
- 仏企業が、La Hagueを用いて、試験研究炉ユーザーに対してU-Alの再処理を行ってきたが、 $U_3Si_2$ も課題を克服して商業運転開始。U-Moは将来課題。
- ふげんSFも、仏企業と協同。

# 日米政府間約束

---



- 日米政府間で核セキュリティ分野での協力を推進するために、「日米核セキュリティ作業グループ (NSWG)」が、2010年11月に設置。
- 第9回NSWG会合の開催に併せて、2018年8月に、米国エネルギー省と文部科学省との間で、2022年3月までに、東大弥生の高濃縮ウラン燃料等を、米国に返還するとした SOI(Statement of Intent)に署名。
- 海上輸送を英国の船会社に委託することで、日米英三か国政府の緊密な連携の下に、本返還計画が進行した。

# 輸送計画策定の要点

---

## ✓輸送船

- 核物質防護区分
- 他のステークホルダーとの調整

## ✓輸送容器

- 米国の輸送容器に係る“1 + 1規制”

## ✓荷役港

- 原子力発電所の専用港

## ✓輸送時間帯

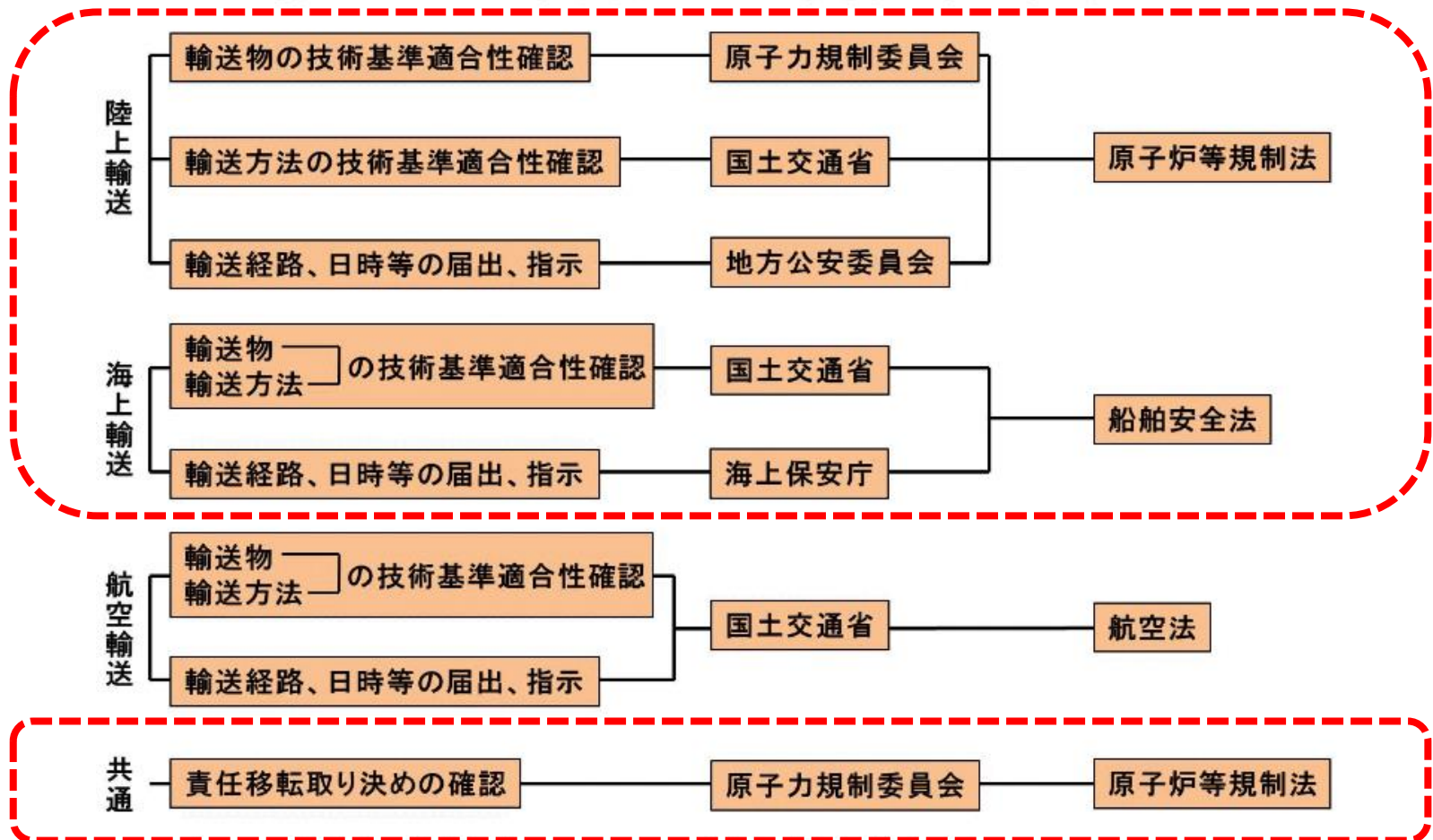
# 国際条約及び勧告文書（セキュリティ）

---

- **核物質防護条約**：締約国に対して、平和利用に使用される核物質で、国際間を輸送されている核物質については、条約の付属書に規定されている防護措置を採ること等を義務付け、核物質の不法な取得や使用を防止する。
- **改正核物質防護条約**：原子力施設や平和目的に使用される核物質の国内における使用・貯蔵・輸送に関する核物質防護、核物質や原子力施設に対する妨害破壊行為の犯罪化を規定。
- **INFCIRC/225/Rev.5**：核物質及び原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告
- **IAEA NSS No.26-G**：輸送中の核物質のセキュリティ（実施指針）

# 輸送の安全(セキュリティ)規制

## 輸送の安全に関する行政機関の規制体系

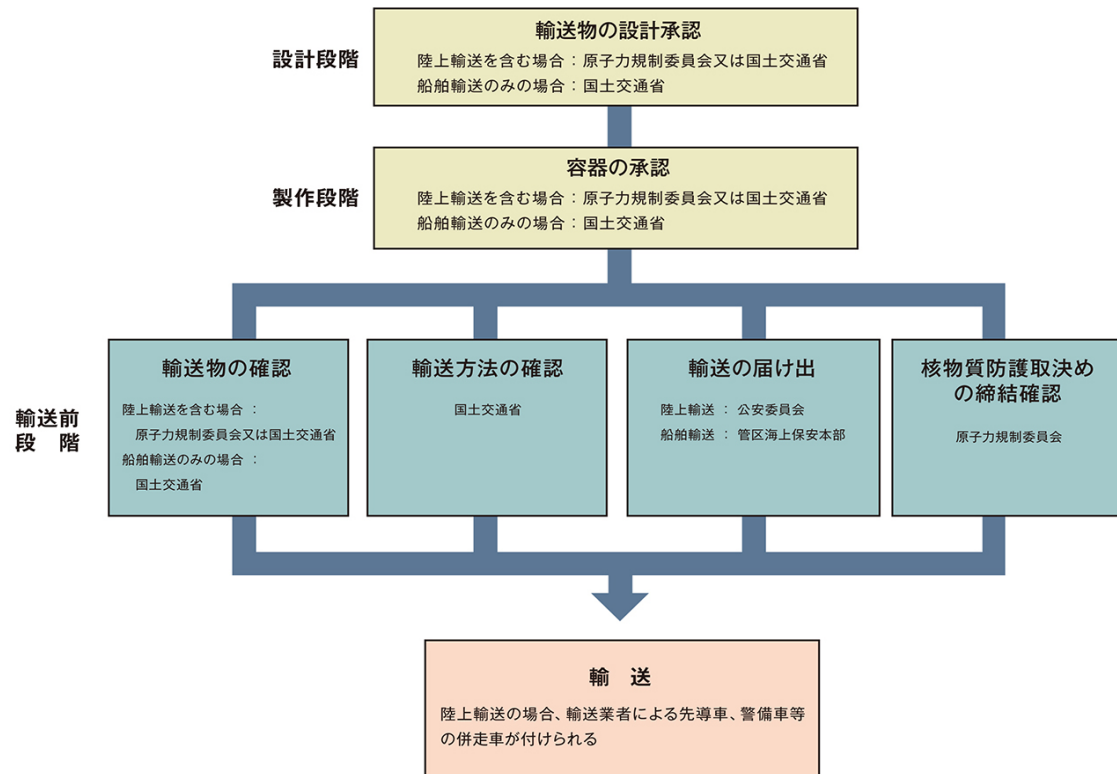


出典：原子力規制委員会HP：[運搬に関する安全規制 概要 | 原子力規制委員会 \(nra.go.jp\)](https://www.nra.go.jp/)



# 輸送の安全(セキュリティ)規制

## 原子燃料の輸送に係わる安全規制の流れ



出典：（財）日本原子力文化財団「原子力・エネルギー」図面集より

# 陸上輸送

## 核燃料物質等車両運搬規則（核車則）

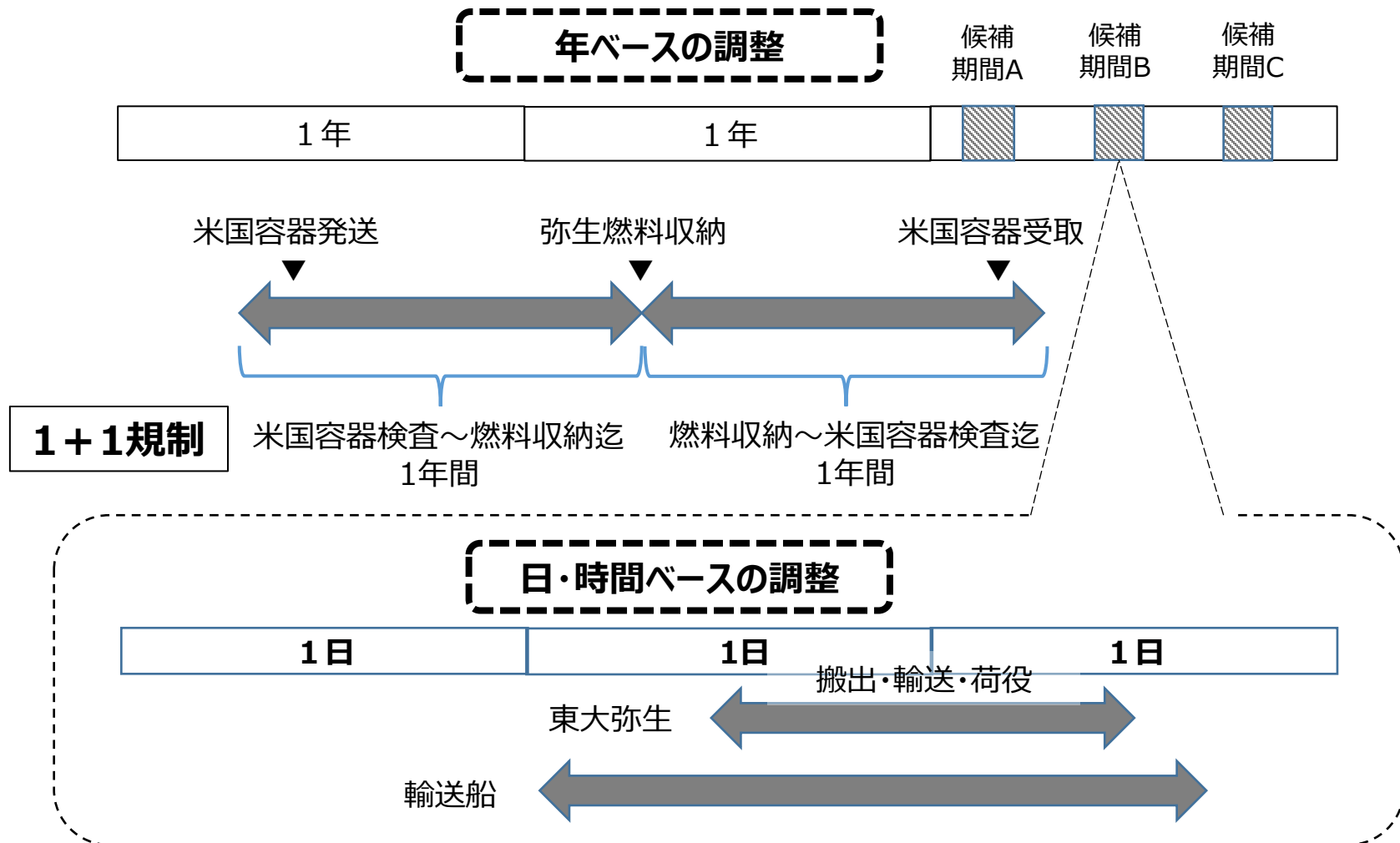
1. 書類の携行（第14条）
2. 非開放型コンテナ及び車両に対する施錠、封印（第17条の2第1項）
3. 保安及び特定核燃料物質の防護のために必要な方法で積載（第17条の2第2項）
4. 車両の盗取を防止するための措置（第17条の2第3項）
5. 連絡通報体制の整備（第17条の2第4項）
6. 運搬責任者及び見張人の配置並びにこれらの者の運搬中の業務（第17条の2第5項）
7. 運搬責任者は、保安及び防護のための措置について知識と経験を有すること（第17条の2第6項）
8. 妨害破壊行為等に対応した緊急時対応計画及び、特定核燃料物質の防護のために必要な体制を継続して適切に維持するための計画の作成（第17条の2第7項）
9. 情報管理の方法の策定及び情報漏えい防止（第17条の2第8項）
10. 特定核燃料輸送物等（告示で定める物質が収納されているものを除く。）に業務上近づき得る者の指定及び当該者以外の者の近接防止（第17条の2第9項）
11. 特定核物質防護秘密保持者の指定又は業務上近づき得る者の指定を受けようとする者に対する個人の信頼性確認の実施（第17条の2第10項）
12. 別途国が定める妨害破壊行為等の脅威に対応した防護の措置（第17条の2第11項）
13. 運搬の安全の確認（第20条）（原子力事業者等は、…については国土交通大臣の確認）

# 海上輸送

## 危険物船舶運送及び貯蔵規則（危規則）

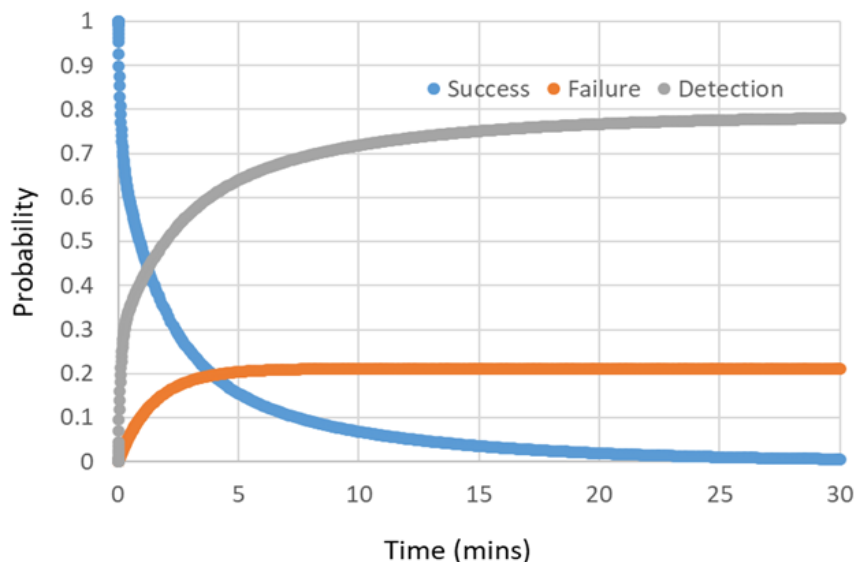
1. 輸送容器の施錠及び封印（第85条）
2. 施錠及び封印の確認等（第87条）
3. コンテナの施錠及び封印（第90条）
4. **計画書の作成（第96条）**（荷送人は、…）
5. 運送責任者及び見張り人の配置（第97条）
6. 連絡体制の整備（第98条）
7. **計画書の確認（第99条）**（船長は、…）
8. **運送の届出（第106条）**（船長は、…）
9. 積み付け検査（第111条）

# 年ベース、日・時間ベースの調整



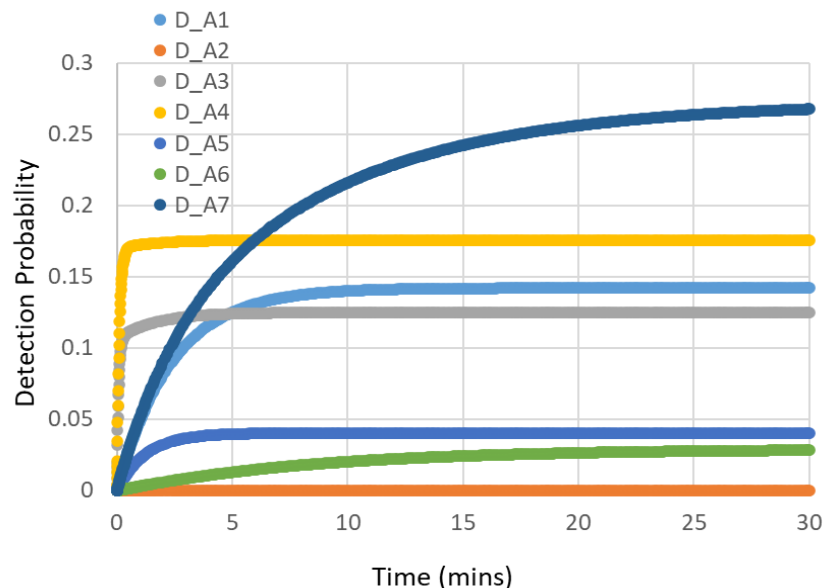
# 陸上輸送におけるリスク評価（＊）

## 輸送セキュリティリスク



Success : セキュリティ事案が発生した時に成功する確率  
Failure : 検知から対抗までの遅れ時間を考慮して失敗に終わる確率  
Detection : セキュリティ事案が検知される確率

## 各エリアにおける検知確率

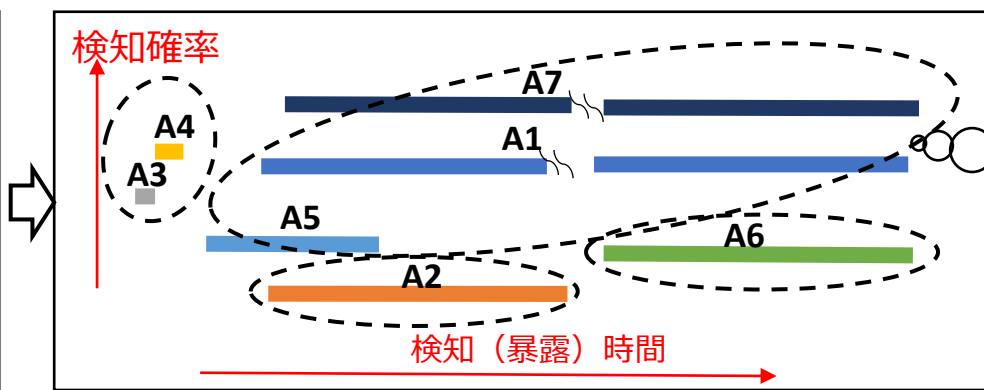
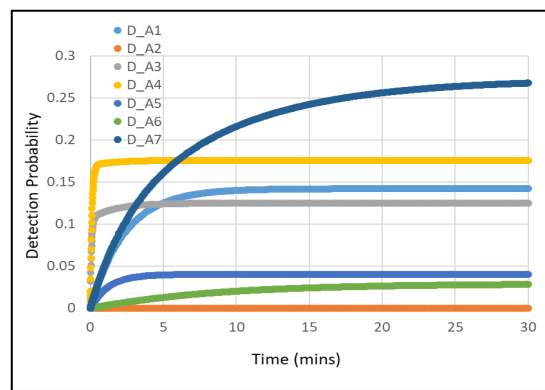


- 輸送全工程を7つのエリアに分ける。
- エリア3,4では、経過時間が小さく、直ぐに最終的な検知確率に至る。→非定常に検知性能を達成する為のオペレーション上の課題解決。
- エリア1,7では、その逆で、ゆっくりと最終的な検知確率の値に近づく。→定常的なPPSのタイムライン評価が適している。

（＊）第42回日本核物質管理学会年次大会会議論文集、#4221「施設と輸送のセキュリティに係るシナジー」、2021年11月18,19日



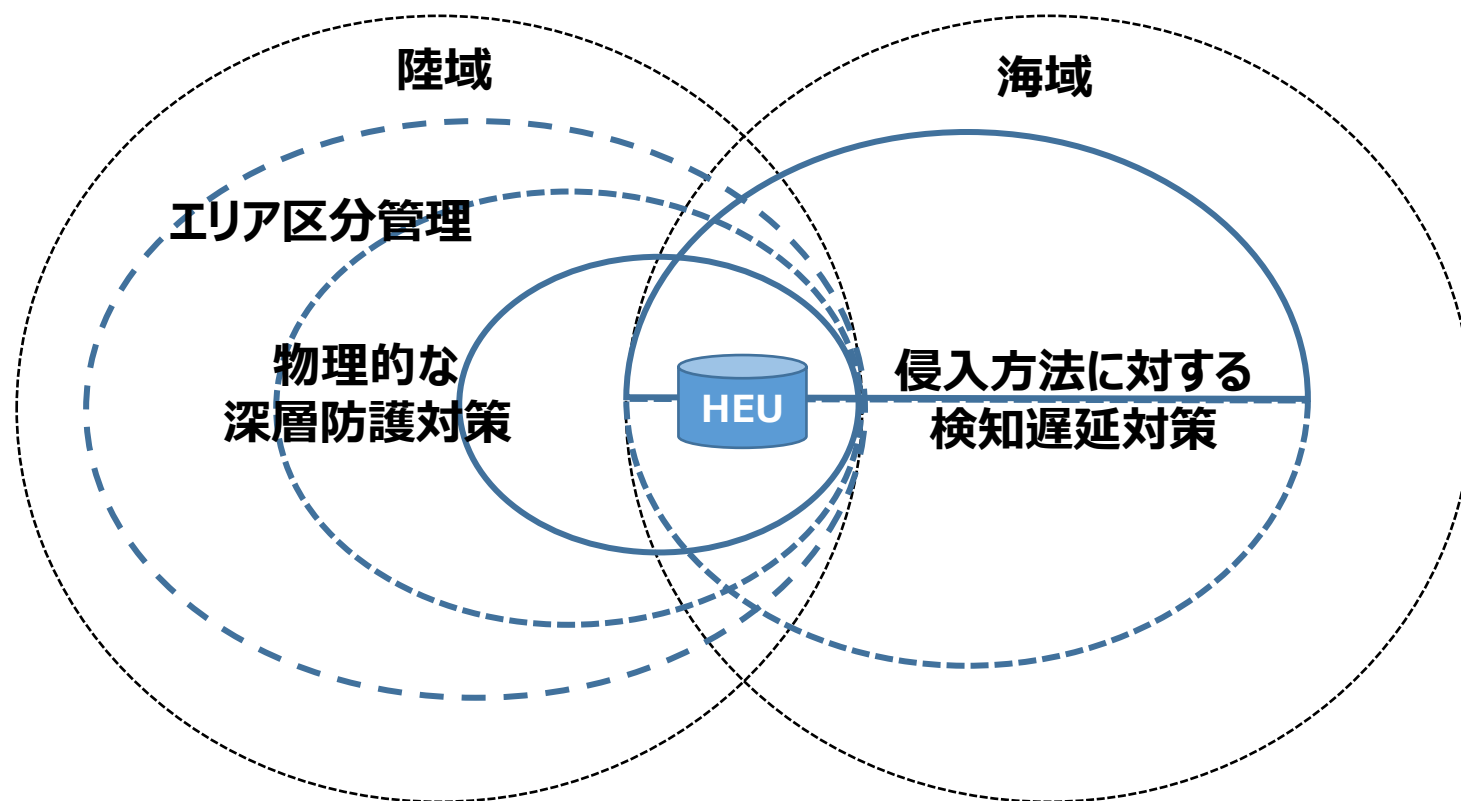
# 評価結果に対応した核物質防護対策



実輸送時間  
に対し、暴露  
時間がはるかに  
長い！

エリア	防護対策	タイプ
A1, A5, A7	<u>タイムライン評価を重視</u> 。暴露時間が長いので機械警備や立ち入り制限の措置が有効	タイプⅠ
A2	<u>内部脅威に注視</u> （暴露時間は長い、検知では防ぐことが困難）	タイプⅡ
A3, A4	<u>警備員の立哨</u> （暴露時間が短く、直接的なリアルタイム監視が可能） <u>セイフティとセキュリティのインターフェース考慮</u>	タイプⅢ
A6	<u>コンパクト及びノンストップ走行有効</u> （暴露時間が長く、遅延効果は必要なし）	タイプⅣ

# 港湾における核物質防護対策



# 各種手続き

---

- 高濃縮ウラン燃料の引取契約
- 輸出許可・承認申請
- 税関関係（他所蔵置、SI、IV、PL）
- 取決め締結確認
- 防護措置確認（経済産業省）
- 核物質防護情報管理、信頼性確認
- 原子力損害賠償保険、貨物保険
- 港湾関係手続き
- 特車申請、道路使用許可、コンテナ総重量届出、乗船手続

# 治安・自治体・組合等への対応

---

- 安全協定
- 使用済み燃料輸送協定
- 茨城県公安委員会
- 茨城県海上保安部
- ひたちなか・東海広域事務組合消防本部
- 漁業協同組合
- 港湾労働者組合

# 訓練とリハーサル

---

訓練時期	訓練	訓練対象エリア
～約半年前	TTX、輸送物搬出訓練、プレ走行訓練、 夜間実地検証試験(1) 夜間実地検証試験(2)、走行試験	各エリア 及び 全エリア
2か月前	仮想敵に対する模擬訓練	搬出施設
1か月前	輸送における全ての関係者による総合訓練	全エリア
	通報訓練、緊急離岸訓練	港湾エリア



# 搬出施設での仮想敵への対応訓練

## 侵入者への模擬訓練←滞在時間が長いエリアでの防護対策確認

### ○目的：

- ・ 緊急時の対応（積込区域等を含む）
- ・ 情報伝達（輸送管理センター及び各指揮所間）
- ・ セキュリティ事案発生時の核物質防護対応訓練

### ○参加者：

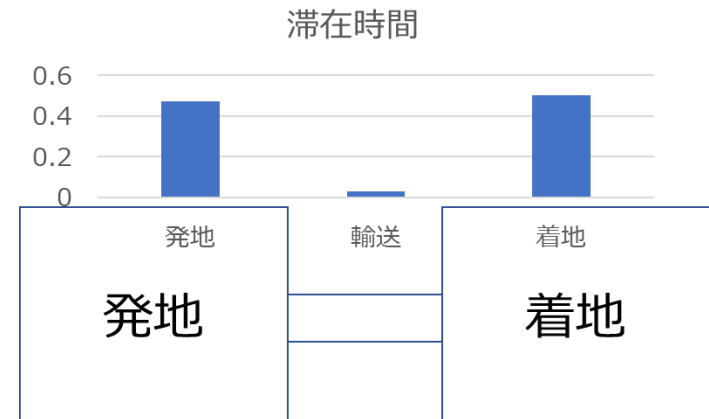
- ・ 荷主、機構、運搬業者、警備会社、治安機関等

### ○訓練内容：

- ・ 不審者の構内侵入、積込区域での妨害破壊行為を試みる。
- ・ 通報によって駆け付けた治安機関によって、説得後確保。
- ・ 輸送再開に向けての状況分析と指示連絡。

### ○評価と改善策：

- ・ 輸送管理センター及び警備員との通報連絡方法
- ・ 警察と事業者間での情報共有方法
- ・ 効率よく的確でスピーディーな報告の為に、無線機（IP無線）の活用



**発地&着地【滞在時間(≒暴露時間)大は、セキュリティリスク大】**

# 全ての関係者による総合訓練

---

## 総合リハーサル訓練←事前に輸送障害を出来る限り排除することが出来ているかの防護対策確認

### ○目的：

- ・ 輸送管理センター（TCC）への情報の上げ方、TCCに収集された情報を治安機関へ情報提供方法
- ・ 各指揮所の役割分担の確認
- ・ 輸送の全体（輸送物の搬出～輸送隊走行）について参加者全員の確認

### ○参加者：

- ・ 荷主、機構、運搬事業者、警備会社、船会社、オブザーバー等

### ○訓練内容：

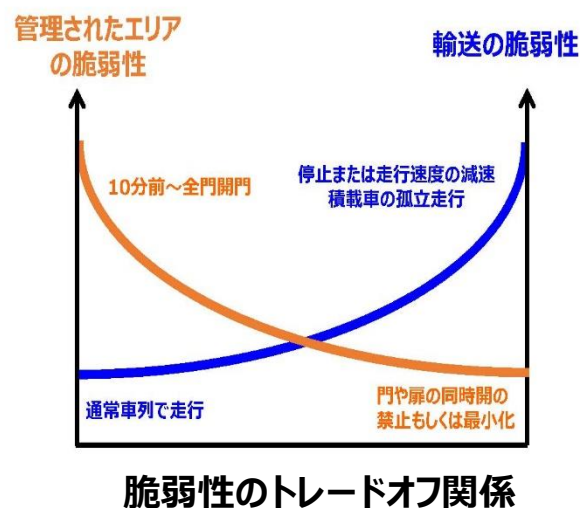
- ・ 侵入者への模擬訓練時における反省点を踏まえてのTTX
- ・ 輸送物の施設からの搬出、コンテナ収納、規制機関の検査
- ・ 輸送隊出発前の準備と調整（点検含む）
- ・ 輸送隊の実ルート走行

### ○評価と改善策：

- ・ 輸送隊出発前の遅れの対応
- ・ 輸送全行程についての位置情報の共有化
- ・ 事前確認（門扉の開錠、岸壁照明、他の輸送船の入出港状況）の徹底
- ・ 荷役前の非常事態発生時の対応方針

# SafetyとSecurityのインターフェース

案件	Safety	Security
・管理された場所の通行において、扉の二面同時開放	×	○
・重量物制限箇所における積載車の孤立走行	○	×
・走行速度の減速（停車）	○	×
・車列隊のコンパクト走行	×	○
・管理された場所の通行における警察車両の警備活動	○	○
・輸送実施の曜日と時間帯の選択（夜間輸送・荷役）	×	○
・管理されていない輸送路における走行	○	×
・管理エリアへの出入り口を 1 カ所のみとし、他の箇所の施錠	×	○



29

# コロナ下でのTCC等の運営

---

- 密閉空間で多くの人が収容不可
- 人が動けないので大型モニターによる視覚情報の共有化
- 窓を開けられないので喚起空調システムの強化
- 通信手段、無線電波の性能確保
- 外国人の空間分離、移動時の動線分離
- 外国人との接触リスクがある日本人に対して、事前・事後の自主検査徹底



コロナ感染者ゼロ



# 教訓

---

- 海域でのPP対策
- 情報管理の徹底
- 荷役時のトラブル

# 輸送の公表と感謝状

National Nuclear Security Administration

## U.S. removes over 30 kilograms of highly enriched uranium from Japan

MAY 23, 2022

The U.S. Department of Energy's National Nuclear Security Administration (NNSA) and Japan's Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology worked together on the removal as part of their mutual nonproliferation goal of reducing HEU around the world. The shipment was undertaken in close cooperation with the United Kingdom's Nuclear Transport Solutions and Civil Nuclear Constabulary.

The removal fulfills a commitment first announced at a 2018 U.S.-Japan Bilateral Commission on Civil Nuclear Cooperation meeting in Tokyo.

"This HEU removal is the result of years of close cooperation and hard work—made all the more challenging by the pandemic and travel restrictions. It speaks to the

Credit: Japan Atomic Energy Agency



In cooperation with Savannah River National Laboratory, University of Tokyo technical experts practice procedures for highly enriched uranium packaging at the Yayoi research reactor Credit: University of Tokyo

## 米国エネルギー省のプレスリリース



## 感謝状（文科省研究開発局長）

工学部/工学系研究科 プレスリリース

2022

2022.05.24

東京大学原子炉「弥生」の高濃縮ウラン燃料を米国に返還 ～弥生廃止措置活動の大きな進展～

国立大学法人東京大学大学院工学系研究科原子力専攻（以下「原子力専攻」という。）は、2018年8月に日米共同声明として公表された「弥生の高濃縮ウラン燃料を2022年3月末までに米国に返還する」という約束を達成し、日米協力の成果となる形で世界の核不拡散・核セキュリティの強化に貢献することができました。本成果は、2022年5月23日に行われた岸田首相とバイデン大統領の日米首脳会談において公表されました。

本プロジェクトは、3年以上の準備期間を要し、国内の関係省庁及び機関等と連携するのみならず、米英両国と連絡を取りながら進めました。原子力専攻は、高度な技術的専門性を活用し、長年の原子炉運転に裏付けられた経験を活かして、このプロジェクトを完遂いたしました。

東京大学工学部/工学系研究科のプレスリリース

# 成果の取り纏め

---

- “施設と輸送のセキュリティに係るシナジー”、鈴木美寿他、#4221、第42回**日本核物質管理学会**年次大会、2020.11.19,20
- “ステップバイステップアプローチによる高いセキュリティ輸送の実現”、吉廻智江他、2022年**日本原子力学会**秋の大会、2022.9.7-9
- “高速中性子源炉「弥生」の高濃縮ウラン燃料の米国返還”、鈴木美寿、第43回**日本核物質管理学会**年次大会、2022.11.21,22
- “東京大学原子炉「弥生」廃止措置における高濃縮ウラン燃料の米国返還”、吉廻智江他、**日本原子力学会誌**へ投稿中
- “Realization of High-Secure Transportation Using a Step-by-Step Approach”、Tomoe Yoshizako, et al., The International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials(**PATRAM**) 22,11-16 June 2023, submitted

# 最後に

---

- 核燃料輸送は、許認可や関係者間の調整業務等、遂行上の課題が殆どで、輸送容器開発等を除けば、技術開発課題は少ない。
- また、施設の核物質防護と同様に厳格な情報管理が求められることから、技術的内容を関係者外に共有化できず、事業者間の知識の活用は困難。
- 今後、廃止措置が進むに従って使用済み燃料の搬出が増える。
- 施設や輸送のセキュリティ案件について、技術開発課題を特定し、新たな研究者・技術者を巻き込み、参画者を増やして、技術継承・人材育成に繋げて行くことが重要。
- この為にも、輸送実施案件について、概念的な内容に抽象化する等の工夫をして、外部発表を行い広く周知することが大事。
- 一方で、米国の核不拡散政策に基づく核燃料輸送については、我が国の外部発表が米国の国内議論に影響を与える可能性もあることから、関係省庁と良く調整して進めて行くことが必要。

# 特別講演

日本のプルトニウム政策の課題と提言  
—「原子力平和利用と核不拡散の両立」  
の深化に向けて—

日本核物質管理学会 前会長 齊藤 正樹



# 「日本のプルトニウム政策の課題と提言」

—「原子力平和利用と核不拡散の両立」の深化に向けて—

## Issues and Recommendations of Japan's Plutonium Utilization Policy

—Toward the Deepening of Compatibility for Peaceful Use of the Nuclear Energy and  
Non-proliferation of the Nuclear—

東京工業大学 名誉教授

齊藤正樹

ふげんの使用済燃料のフランスでの再処理に関して、再処理後のプルトニウムは「使い道がない」、「譲渡する」という報道<sup>(1)</sup>には驚いた。

原子力機構としては「使い道がない」かもしれないが、日本にとっては貴重な財産。関係者は譲渡に関し「利用目的のないプルトニウムを持たないという政府方針を考慮して決めた」としている。そう判断した原子力機構や文部科学省のスタンスは国内外からのプルトニウム利用に対する懸念の回避にあると思われるが、この判断は我が国の長期的エネルギー政策の在り方に影響を及ぼすばかりではなく、プルトニウムの価値（経済的資産価値、環境への二酸化炭素放出削減効果など）を損失させる可能性を含んでおり、さらにはプルトニウムの品質（核兵器転用への技術的課題）についても十分な検討がなされたかは不明で、再検討が必要なのではないかと考える。

この文科省・原子力機構の判断は政府の方針に従った訳だから間違っていない。問題は「利用目的のないプルトニウムは保有しないとの原則に拘り、我が国保有の分離プルトニウムは削減する」とした原子力委員会の方針にある。

2018 年、原子力委員会は「現在、日本が国内外で保有しているプルトニウムは利用目的のないプルトニウムであるため、分離プルトニウムの保有の上限量を定め、削減する。」とする方針を公表した。これでは、2020 年現在、日本が保有している分離プルトニウム約 46.1 トン（国内 8.9 トン、海外 37.2 トン）<sup>(2)</sup>を利用目的のないプルトニウムと、政府自ら宣言してしまうことになり、却って、国内外の不要な疑惑を招いてしまう。

海外で保管している分離プルトニウムは、「日本が核兵器へ転用することは不可能」であることは明らかで、米国をはじめ国際社会は理解している。海外で保管している分離プルトニウムは急いで削減する必要はない。必要な時に使うための「エネルギー

の海外貯金」と考えればいい。(但し、これらの貴重な分離プルトニウムの保管料を民間の事業者だけに負担させるのではなく、これを担保にして、国益の観点から、国も支援する方策を検討すべきであろう。)

最初に、現在、我が国が保有するプルトニウムやウランのエネルギー資源としての資産価値を最新の「石油価格」及び「石炭価格」に換算して評価した。また、それらの核燃料エネルギー資源を石油や石炭で代替した場合の二酸化炭素(CO<sub>2</sub>)の放出量を概算し、我が国が保有するプルトニウムやウランの二酸化炭素(CO<sub>2</sub>)放出量削減効果を評価した。その結果を、以下にまとめて紹介する。

- ① フランスに譲渡する「ふげんの 1.3 トンのプルトニウム」は、「最近の石油価格」で換算すると、約 1,600 億円(軽水炉で燃焼した場合)、約 2,300 億円規模(高速炉で燃焼した場合)の資産価値がある。また、「もんじゅの 1.4 トンのプルトニウム」は、「最近の石油価格」で換算すると、約 1,800 億円(軽水炉で燃焼した場合)、約 2,500 億円規模(高速炉で燃焼した場合)の資産価値がある。これらの資産を担保にすれば、「ふげん」や「もんじゅ」の廃止処置費などを調達することも十分可能である。
- ② 現在日本が国内外に保有している分離プルトニウムの 46.1 トンのエネルギー資源としての資産価値を「現在の石油価格」で換算すると約 8.3 兆円(高速炉で利用した場合)、約 5.8 兆円(軽水炉で利用した場合)となる。また、石油燃焼で代替した場合に比べて、高速炉で燃焼すると約 2.4 億トンの CO<sub>2</sub> 削減効果があり、軽水炉で燃焼すると約 1.7 億トンの CO<sub>2</sub> 削減効果がある。これらの分離プルトニウムのエネルギー資源としての資産価値を「直近の石炭価格」で換算すると約 7.2 兆円(高速炉で利用した場合)、約 5 兆円(軽水炉で利用した場合)となり、また、石炭燃焼で代替した場合に比べて、高速炉で燃焼すると約 3.3 億トンの CO<sub>2</sub> 削減効果があり、軽水炉で燃焼すると約 2.3 億トンの CO<sub>2</sub> 削減効果がある。
- ③ 我が国が保有するプルトニウム(234トン<sup>(3)</sup>)のエネルギー資源としての資産価値を「最近の石油価格」に換算すると、高速炉で利用した場合約 42 兆円、軽水炉で利用した場合でも約 29 兆円の資産価値がある。また、このプルトニウムのエネルギー資源としての資産価値を「直近の石炭価格」に換算して評価した場合、高速炉で利用した場合約 36 兆円、軽水炉で利用した場合でも約 26 兆円の資産価値があり、「石油価格」に換算した場合の値に近くなる。

- ④ 我が国が保有する使用済燃料中のウラン(18,290トン<sup>(3)</sup>)のエネルギー資源としての資産価値を、「最近の石油価格」に換算すると、約 20 兆円から約 46 兆円の資産価値がある。また、この日本が保有する使用済燃料中のウランのエネルギー資源としての資産価値を「直近の石炭価格」に換算すると、約 17 兆円から約 40 兆円の資産価値がある。
- ⑤ 現在、日本が保有するプルトニウム及びウランは、それぞれ 2020 年度の日本の温室効果ガスの総排出量 11 億 5,000 万トン(二酸化炭素(CO<sub>2</sub>)換算)<sup>(4)</sup>に匹敵する二酸化炭素の削減効果を持っている。

また、プルサーマルによって我が国が保有するプルトニウムを利用した場合の「プルトニウムバランス」を評価した結果を以下にまとめて紹介する。

- ① 1/3MOX 炉 4 基稼働した場合、国内保管の分離プルトニウム 8.9 トンは約 5 年の短期間で装荷(消費)してしまう。
- ② 海外保管の分離プルトニウム 37.2 トンも、1/3MOX 炉 9 基稼働した場合、約 10 年で装荷(消費)してしまう。
- ③ 従って、早急に、国内保管の使用済燃料の再処理を開始し、国内の MOX 加工施設を完成し、新しい MOX 燃料を準備する必要がある。
- ④ 1/3MOX 炉「17 基稼働」で、再理施設「稼働率 50%」の場合でも、海外保管の分離プルトニウム 37.2 トンは約 10 年で装荷(消費)してしまう。
- ⑤ 現在、国内外で保有している 46.1 トンの分離プルトニウムを利用しながら、再理施設が「100%稼働」し、1/3MOX 炉「17 基と大間フル MOX 炉」を稼働した場合、約 27 年間装荷可能で、その間に 246 トンのプルトニウムを消費する。その総発電量は 100 万kWで 1 年間稼働した場合の 496 倍の電力を供給する。

一方、「プルトニウムの核兵器転用」問題は、「量」の問題より「質」の問題である。現在日本が保有する分離プルトニウムや使用済燃料中のプルトニウムは核兵器級プルトニウムに比べて、Pu-238、Pu-240、Pu-242 の同位体を多く含むため品質が非常に悪く、核兵器には不向きである。解体核兵器から取り出される「余剰プルトニウム(Surplus defense plutonium)」とは全く品質が異なる。

加えて、NPT 条約加盟(平和利用の権利)や IAEA 保障措置・査察を受け入れは、軍事転用できない仕組み。また、国際的な不必要な疑念を払拭するために在庫量は毎年公表して「透明性」を示している。

日本には、ふげんの廃止、もんじゅの廃止、東日本大震災後に停止した原子力発電所の再稼働の遅れなどで、プルトニウムの消費が出来ず、プルトニウムの需給バランスが崩れたために「余剰プルトニウム」は存在するのは事実。しかし、日本には「利用目的のないプルトニウム」は存在しない。すべての日本が保有する国内外の「分離プルトニウム」は利用目的がある。核兵器に転用するために「分離プルトニウム」を保有している訳ではないことは明白である。

要は、『「利用計画が公表されてない余剰プルトニウムは持たない原則」の基に、当面はプルサーマルで MOX 燃料として着実に利用し、将来は高速炉でも利用することにより、適切なプルトニウムバランスを保つ。』とし、「国家としてのプルトニウム利用計画」を明確にして、施設区分(再処理施設、加工施設、原子炉施設等)ごとにプルトニウムの保有量を国際社会に公表することが重要である。

「今後の日本のプルトニウム政策への提言」を以下にまとめる。

- ① 「平和の目的であれば、日本の核燃料サイクル計画は長期的な見通しのもとで安定的に運用可能である」ことになった現行の「日米原子力協力協定」は日本のエネルギー政策だけでなく、日米の安全保障の根幹にかかわる極めて重要な協定である。これを維持するためには「日米の良好な信頼関係」の継続が絶対必要である。「日米原子力協力協定」が崩れると日本の原子力利用は平和利用だとは言え総崩れになる。
- ② そのためには、日本の核燃料サイクルを着実に進めること。核燃料サイクルの全体像、将来像を絵に描いた餅でなく、合理的な形で示すことである。具体策を示さずに、「保有するプルトニウムの削減を唱えるだけでは何の役にも立たない。」
- ③ 加えて、日本は「我が国の保有するプルトニウムは、適切な需給バランスを保ちながら、これまで通り、これからも平和の目的に限り着実に利用する」と、米国をはじめ国際社会に向けて、自信をもって宣言すべきである。
- ④ そのためには、各省庁間や電力会社間の壁を越えて、「国家安全保障」「エネルギー安全保障(エネルギーの自給率向上)」、「環境安全保障(カーボンニュートラル)」、「国際安全保証(核不拡散)」等の観点から、我が国が保有する核エネルギー資源を将来どのように利活用するか、「短期的な(30 年までの)国家エネルギー戦略」(軽水炉(プルサーマル)の早期再稼働、大間フル MOX 炉の建設・稼働、再処理施設と MOX 加工施設の事業開始)と「長期的な(50 年まで及びそれ以降の)国家エネルギー戦略」(次世代軽水炉の新設、小型 Pu 専焼(Pu Deep Burning)高速炉等の開発・実用化、核燃料サイクルの完結)を検討し、その推進を主導する新しい「司令塔」(仮称:原子力庁(原子力委員会の業務も引き継ぐ))

を作ることを提案する。

本資料が、今後の日本のプルトニウム政策について議論する上で参考になれば幸いである。

#### 参考文献

- (1)例えば、日本経済新聞(2022 年 6 月 24 日、2022 年 7 月 21 日)、共同通信など
- (2)令和 2 年における我が国のプルトニウム管理状況 令和 3 年 7 月 9 日(内閣府 原子力政策担当室資料)
- (3)「原子力・エネルギー図面集(電気事業連合会 HP のデータより作成)」及び「使用済燃料受入量、再処理量及び 在庫量並びに製品の生産量計画報告書(令和 4 年 3 月報告)(原燃 HP)」の使用済燃料貯蔵ウラン量より筆者が評価
- (4)環境省と国立環境研究所が取りまとめた「確報値」資料



# 企画セッション

## ウクライナと原子力

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

技術開発支援室 室長

山口知輝



# ウクライナと原子力

-日本核物質管理学会年次大会-

2022年11月21日



核不拡散・核セキュリティ総合支援センター  
技術開発推進室長  
山口 知輝

本日の講演は公開情報を基に個人の資格で行うもので、どの組織を代表するものでもありません。

# 経歴

- 1995年、旧動力炉・核燃料開発事業団に入社。以降、再処理、MOX施設の廃棄物、高速炉再処理、ウラン濃縮開発に係る保障措置、核セキュリティに従事。
- その後、JAEA本部でJAEA全施設の核不拡散・核セキュリティに係るとりまとめ業務を経て、現在、JAEA核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）において、核不拡散・核セキュリティ技術開発、国際協力を担当。
- その間、
  - － 軍縮会議日本政府代表部において核軍縮を担当し、軍縮交渉等に従事
  - － 保障措置室（当時：文科省）
  - － IAEA保障措置局で旧ソ連地域での査察業務に従事（2015-2020）

# 目次

- 旧ソ連諸国について
- ウクライナについて
- ウクライナの原子力について

# 旧ソ連諸国について

## 旧ソ連とは

- 一般にはソ連条約締約国  
ソビエト連邦構成共和国（15か国）

ロシア、**ウクライナ**、**ベラルーシ**、ウズベキスタン、**カザフスタン**、ジョージア、アゼルバイジャン、モルドバ、キルギス、タジキスタン、アルメニア、トルクメニスタン+バルト三国

- 領土問題
  - ✓ ウクライナ
  - ✓ モルドバ
    - ・ トランスニストリア
  - ✓ ジョージア
    - ・ アブハジア
    - ・ 南オセチア
  - ✓ アルメニア
  - ✓ アゼルバイジャン

⇒ ナゴルノカラバフ

# 旧ソ連諸国について（基礎データ）

- **ウクライナ**

首都 キエフ

人口 約4200万人

一人当たりのGDP 約3700USD

面積 60.4万km<sup>2</sup>

ルーマニア、モルドバ、ハンガリー、スロバキア、ポーランド、ベラルーシ、ロシアの7か国と国境を接している。



- **ベラルーシ**

首都 ミンスク

人口 約930万人

一人当たりのGDP 約7300USD

面積 21万km<sup>2</sup>



- **カザフスタン**

首都 ヌルスルタン（2019年改称）

人口 約1900万人

一人当たりのGDP 約9000USD

面積 273万km<sup>2</sup>





# 旧ソ連諸国と原子力



## 原子力発電

- 現在は3か国

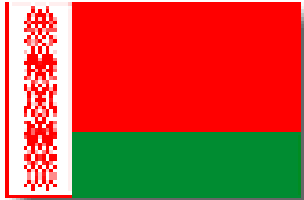
✓ **ウクライナ 15基**

✓ アルメニア 1基（1988年の地震で停止。  
その後1995年に1基のみ運転再開）

✓ ベラルーシ 2基（2021-）

✓ カザフスタン 廃炉中（BN-350）

- チェルノブイリ事故後、多くの計画が中止



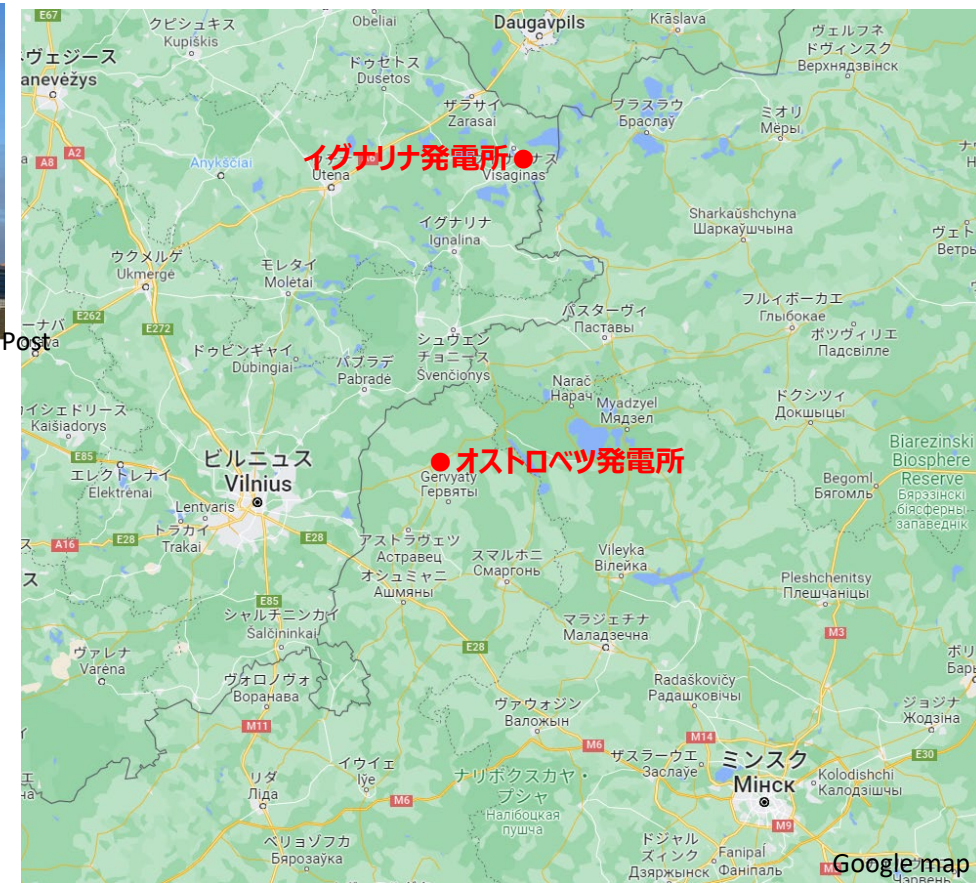
# 旧ソ連諸国と原子力（ベラルーシ）



- オストロベツ発電所
  - ✓ VVER1200 2基
  - 1号機は2020年運転開始
  - ✓ リトアニアの首都から約40km
- ソスニ研究所
  - ✓ Minsk郊外
  - ✓ 様々な研究
  - ✓ Памир-630Д



Astravec nuclear power plant



<http://sosny.bas-net.by/technologies/yalina>



<http://sosny.bas-net.by/>





# 旧ソ連諸国と原子力（カザフスタン）



- ウラン鉱山  
生産量 世界1位
- ウルバ冶金工場
  - ✓ UMP JSC
  - ✓ Ulba-FA 2021年運開
  - ✓ IAEA燃料バンク
- BN-350 (@Aktau)
  - ✓ 発電、水の供給、Pu生産
  - ✓ 1999年廃止決定、以降解体中
- 核物理研究所 (INP@アルマティ)
- 原子力研究所 (IAE@クルチャトフ)
- セミパラチンスク

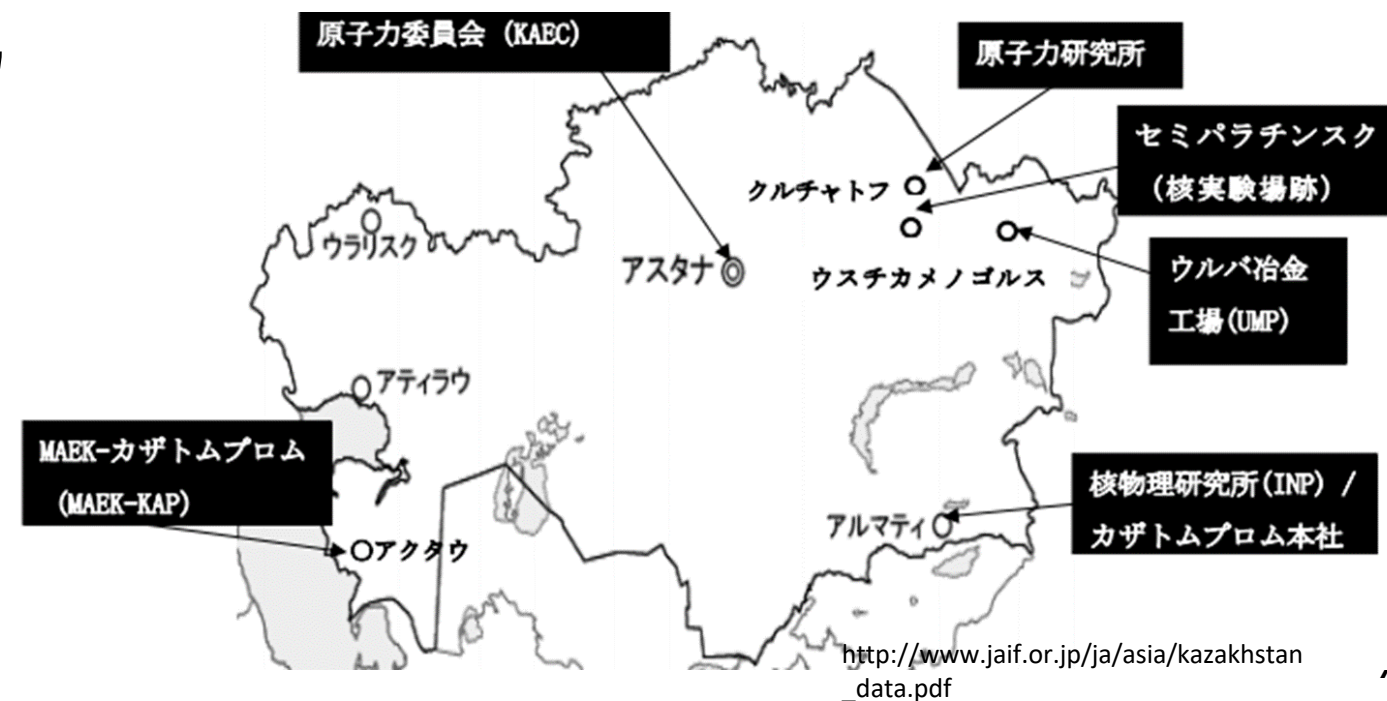


イエローケーキ

[https://www.kazatomprom.kz/en/page/dobicha\\_prirodnogo\\_urana](https://www.kazatomprom.kz/en/page/dobicha_prirodnogo_urana)



燃料ペレット  
([http://www.ulba.kz/en/production1\\_03.htm](http://www.ulba.kz/en/production1_03.htm))

PWR Fuel(<https://ulba-fa.kz/>)IAEA LEU Storage Facility([www.iaea.org](http://www.iaea.org))



## ウクライナについて（産業）

### ● 主要産業

卸売・小売業、自動車・二輪車修理業  
（14.0%）

製造業（10.1%）

農業、林業、漁業（9.3%）

行政・防衛・社会保障（7.2%）

不動産業（6.4%）

運輸・倉庫業（6.3%）

情報・通信（5.0%）

鉱業・採石業（4.5%）

教育（4.3%）

専門・科学・技術的活動（3.3%）

### ● 輸出

穀物（19.1%）、鉄・鉄鋼  
（15.6%）、鉱石（9.0%）、電子  
機器（5.2%）

### ● 輸入

鉱物性燃料（14.7%）、機械類  
（11.2%）、輸送機器  
（10.1%）、電子機器  
（10.1%）、医薬品（4.6%）



# ウクライナについて

- ソ連時代は，連邦内で分業体制
- 鉄鋼，造船，航空宇宙産業等の軍需産業，穀物生産
  - ✓ Ан-225 Мрія  
旧アントノフ設計局（現在は国営企業「O・K・アントノウ記念航空科学技術複合体」）
  - ✓ Дніпро Rocket (R-36)  
ユーージュノエ設計局
  - ✓ Варяг  
中国が改修、完成させ遼寧として就役
  - ✓ その他  
Азовсталь  
小麦



Ан-225 Мрія

@Antonov company



Варяг

Wikipediaより



小麦の収穫

農林水産省  
食料安全保障月報





# ウクライナについて

- 旧核兵器国

- 保有量世界第3位  
(当時)

- START-I

以下の国も継承国

- ✓ ウクライナ
- ✓ カザフスタン
- ✓ ベラルーシ

リスボン議定書でNPT加入へ

- ブダペスト覚書

アメリカ・イギリス・ロシアが  
この3ヶ国の安全を保障







# ウクライナと原子力

- 国営企業Energoatom
- 発電量の54%が原子力（2019）
- 原子力発電所（計15基、12基は30年超）

## ■ Zaporozhe・・・ヨーロッパ最大

VVER-1000 6基

## ■ Rovno

VVER-440 (V213) 2基

VVER-1000 2基

## ■ South Ukraine

VVER-1000 3基

## ■ Khmel'nitsky

VVER-1000 2基

## ■ Chelnobyl

RBMK-1000 4基 運転停止

- ✓ Centralized Spent Fuel Storage Facility (CSFSF)  
9/15基分の使用済み燃料を保管
- ✓ Interim Spent Nuclear Fuel Dry Storage Facility (ISF-2)  
RBMK燃料

- キエフ研究所
- ハリコフ研究所







# ウクライナと原子力

## ● VVER (WWER)

(Водо-водяной энергетический реактор)

- ✓ 現在ウクライナで稼働している発電炉はすべてVVER型

VVER440(V213:第2世代)及びVVER1000

- ✓ 中国、チェコ共和国、フィンランド、ドイツ、ハンガリー、スロバキア、インド、ブルガリア、イラン、アルメニア、ウクライナ、ベラルーシ、トルコなどで採用
- ✓ 燃料は六角形
- ✓ 横置ききの蒸気発生器
- ✓ 第2世代で安全上の大きな改良

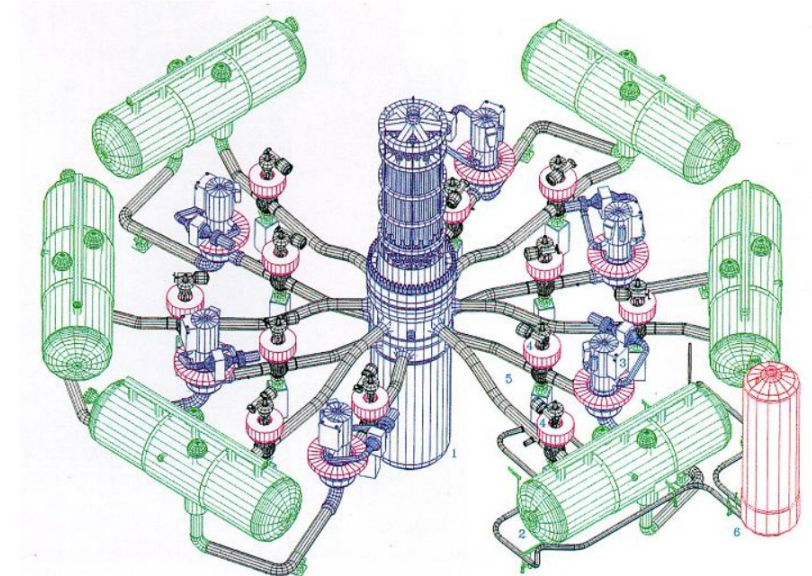
## ● 新燃料

- ✓ 以前はすべて、ロシアのTVEL社製
- ✓ Westinghouse



@Westinghouse

VVER1000燃料

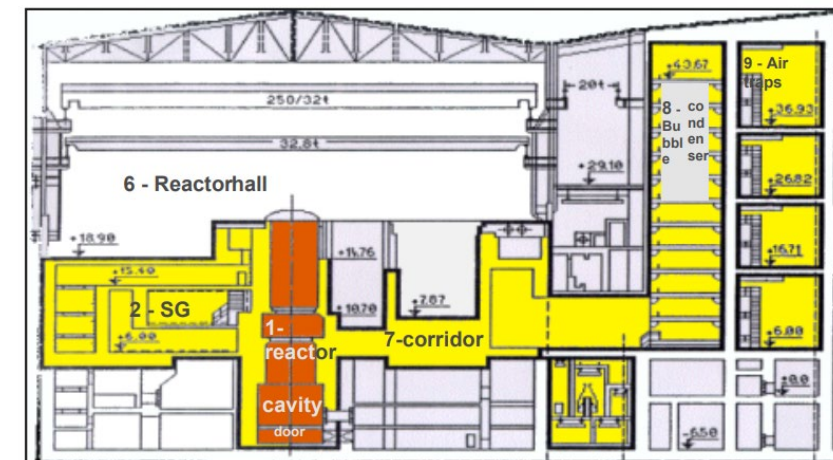


Jadrová elektrárň V1 - 3D model reaktora s cirkulačnými slučkami

VVER440 3Dモデル

<https://www.javys.sk/>

Fig. 2.1 Containment system of VVER-440/213



OECD-NEA "Activity Report of the OECD NEA Bubbler-Condenser Steering Group (January 2003)"

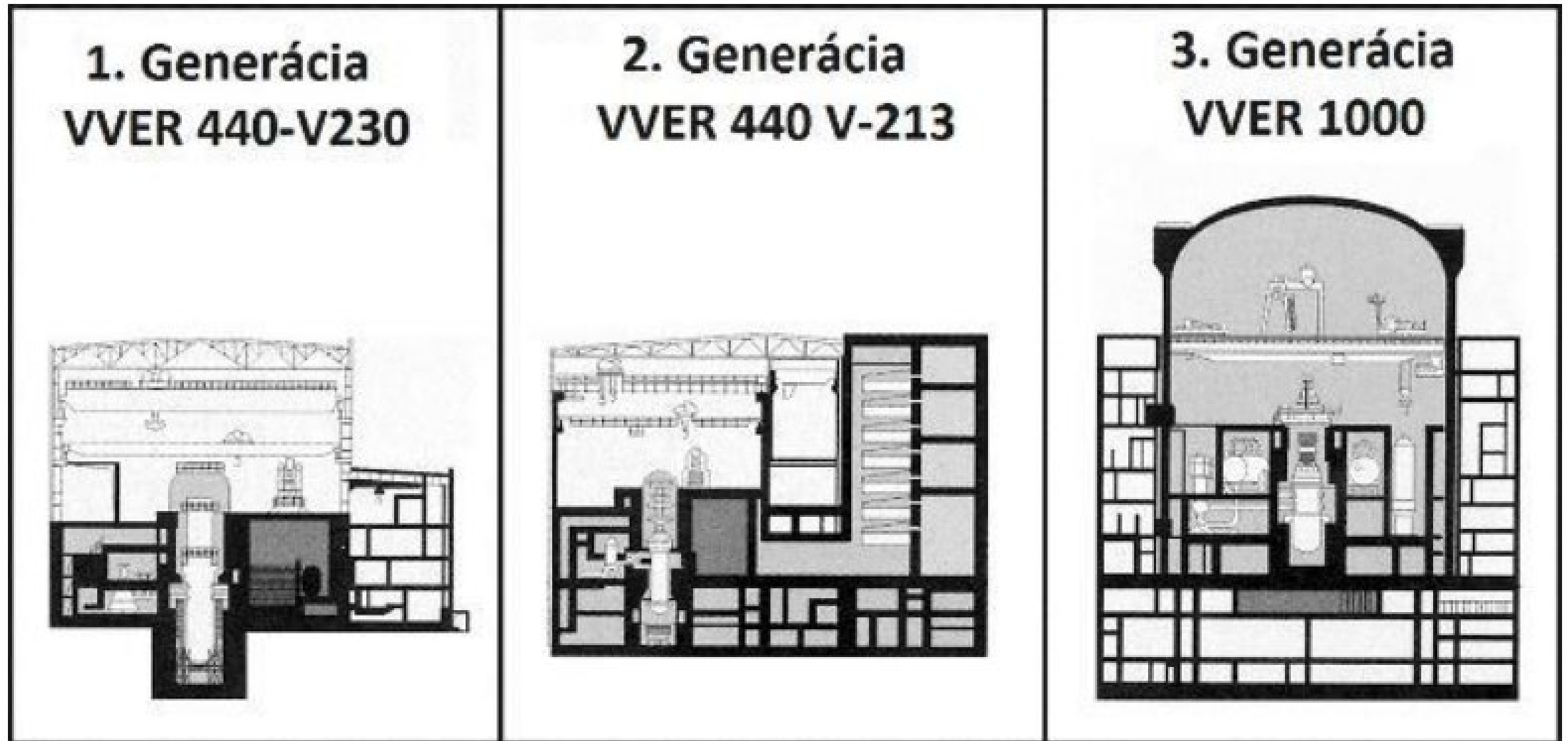


VVER440 reactor hall

@rosatom



# ウクライナと原子力



*Obr. 2-1: Generácie reaktorov VVER [4]*





# ウクライナと原子力

## ● 使用済み燃料

- ✓ 従来はロシアへ返却
- ✓ **Zaporozhe**発電所6基分のSF  
⇒サイト内のDSFSF

## ● **Chelnobyl**事故後、多くの原発建設が中止

- ✓ Chelnobyl 5, 6号機
- ✓ Khmel'nitsky 3, 4号機・・・3号機は75%完成
- ✓ South Ukraine 4号機
- ✓ Crimea
- ✓ ベラルーシなど他の国でも



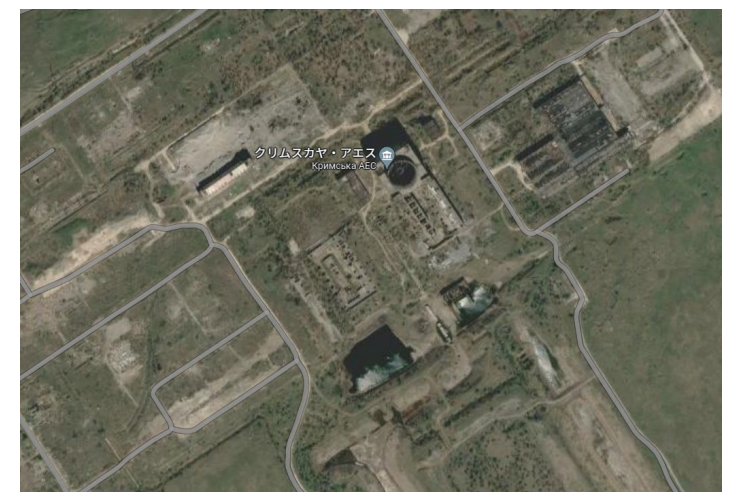
DSFSF at Zaporozhe

Uatom.org



Khmel'nitsky 発電所

Google map



Crimea 発電所

Google map



# ウクライナと原子力（今後）

## ● Khmelnytsky及びその他の新設

- ✓ 3, 4号機完成はウクライナの優先事項
- ✓ 2016年、KHNPと2基の建設再開でMOU合意
- ✓ 2021年にはWH社とMOC締結（4号機をAP1000に、その後4基のAP1000建設）

2022年6月には全基の新燃料供給及びAP1000建設（9基）に関するAgreementに署名。最初の2基はKhmelnytskyの予定。

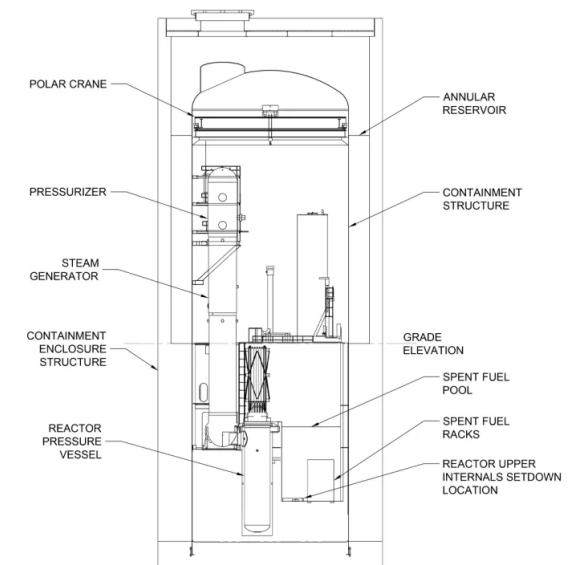
## ● SMR

### ✓ Holtec SMR-160

- 2018年 SMR-160建設に関するMOU合意
- 最初の2基はRovno1,2（VVER-440）のリプレースを想定
- 設置だけでなく、ウクライナをコンポーネントの製造拠点にの思惑。

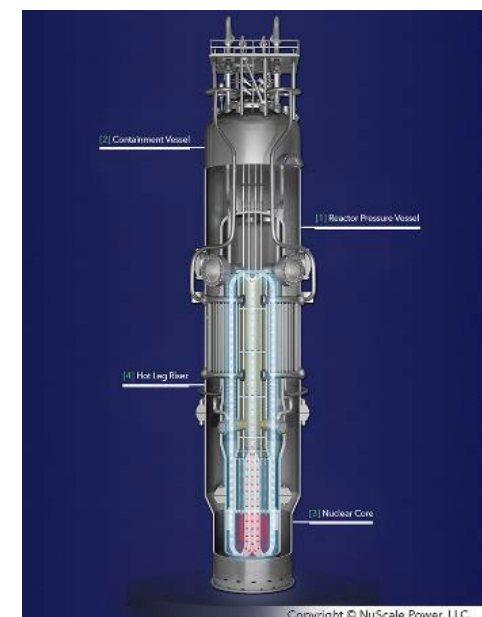
### ✓ NUSCALE

- 2021年9月VOYGR™ の導入に関するMOU合意



SMR-160

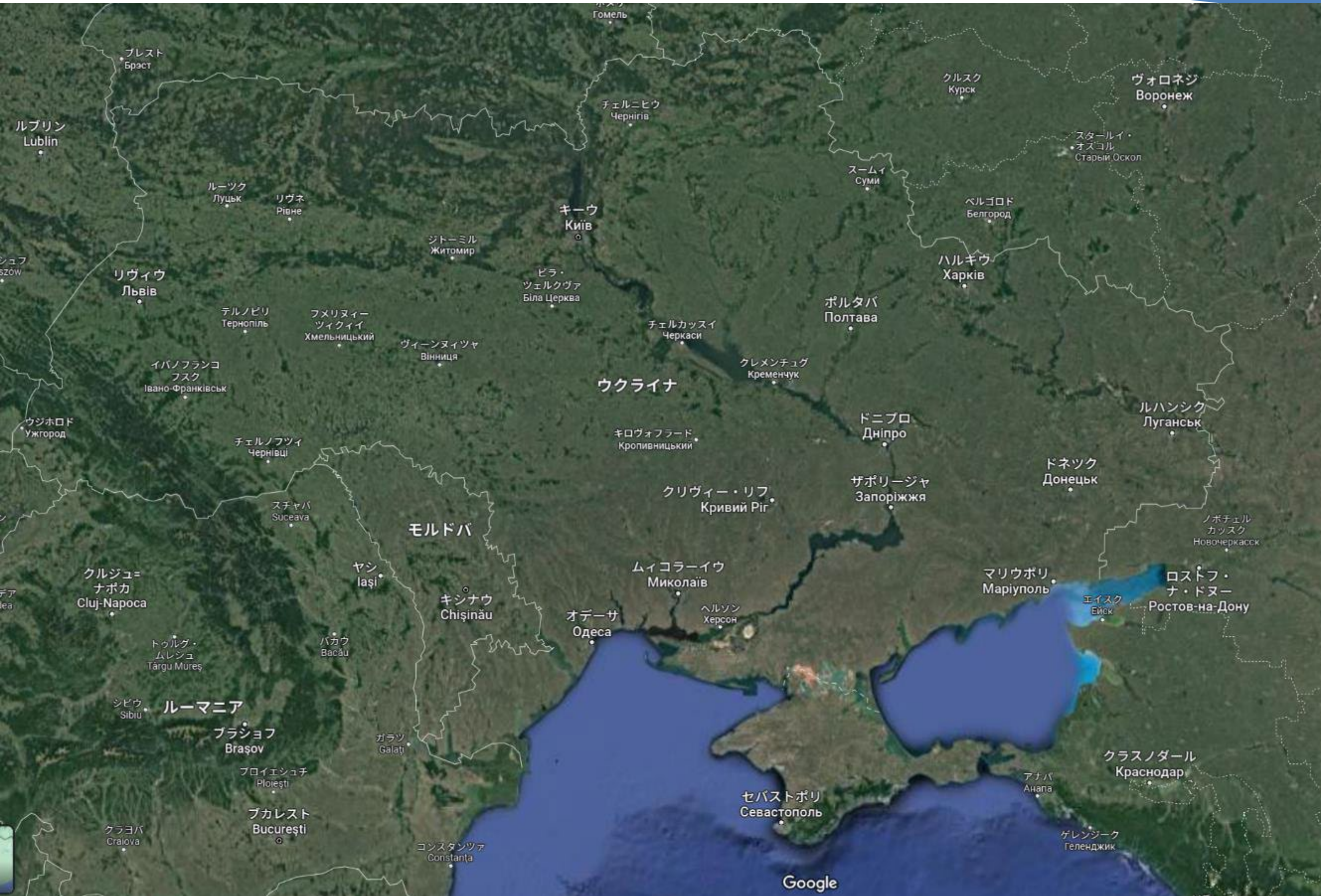
Holtecinternational.com



VOYGR™ SMR power plant

ご清聴ありがとうございました。

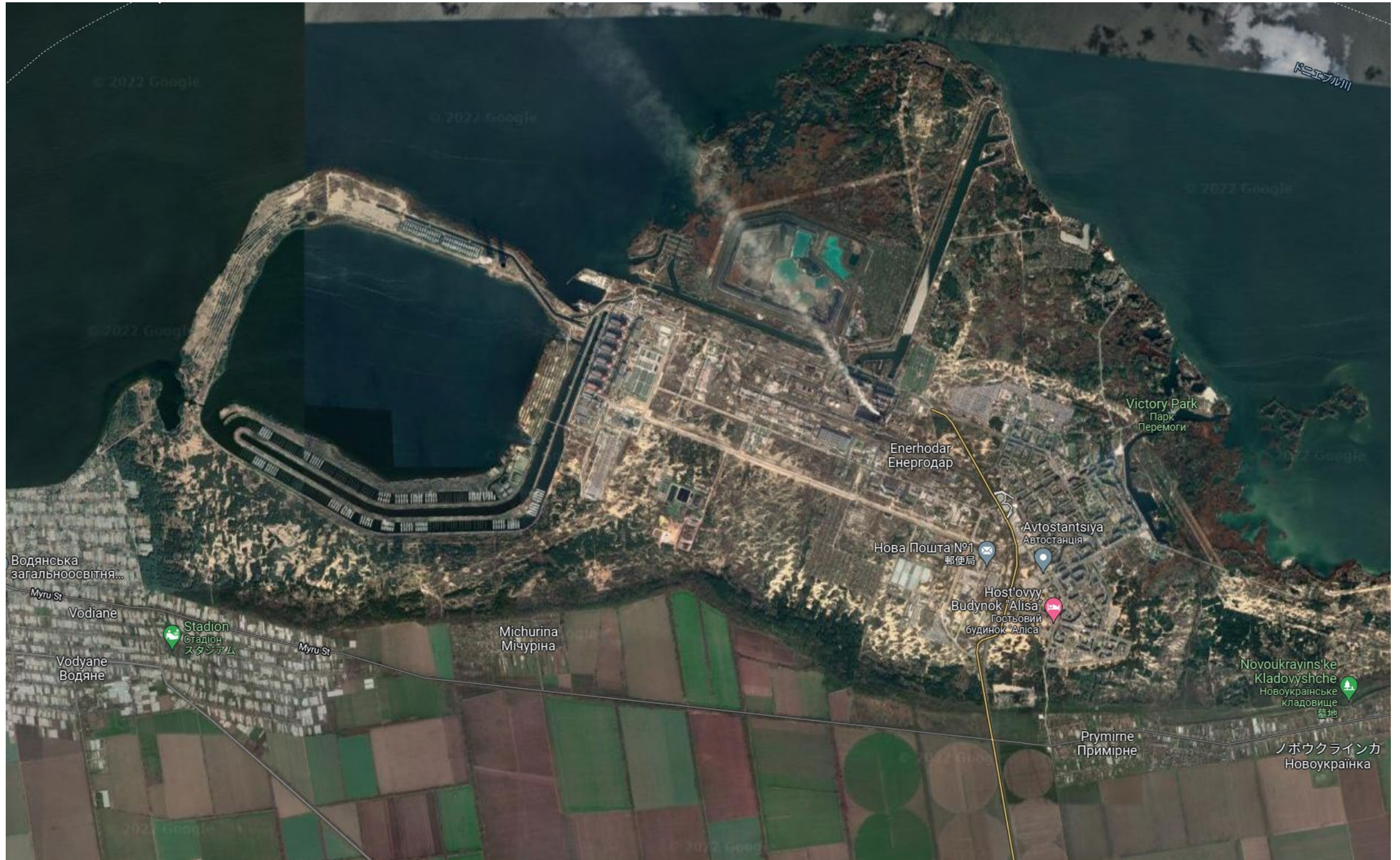








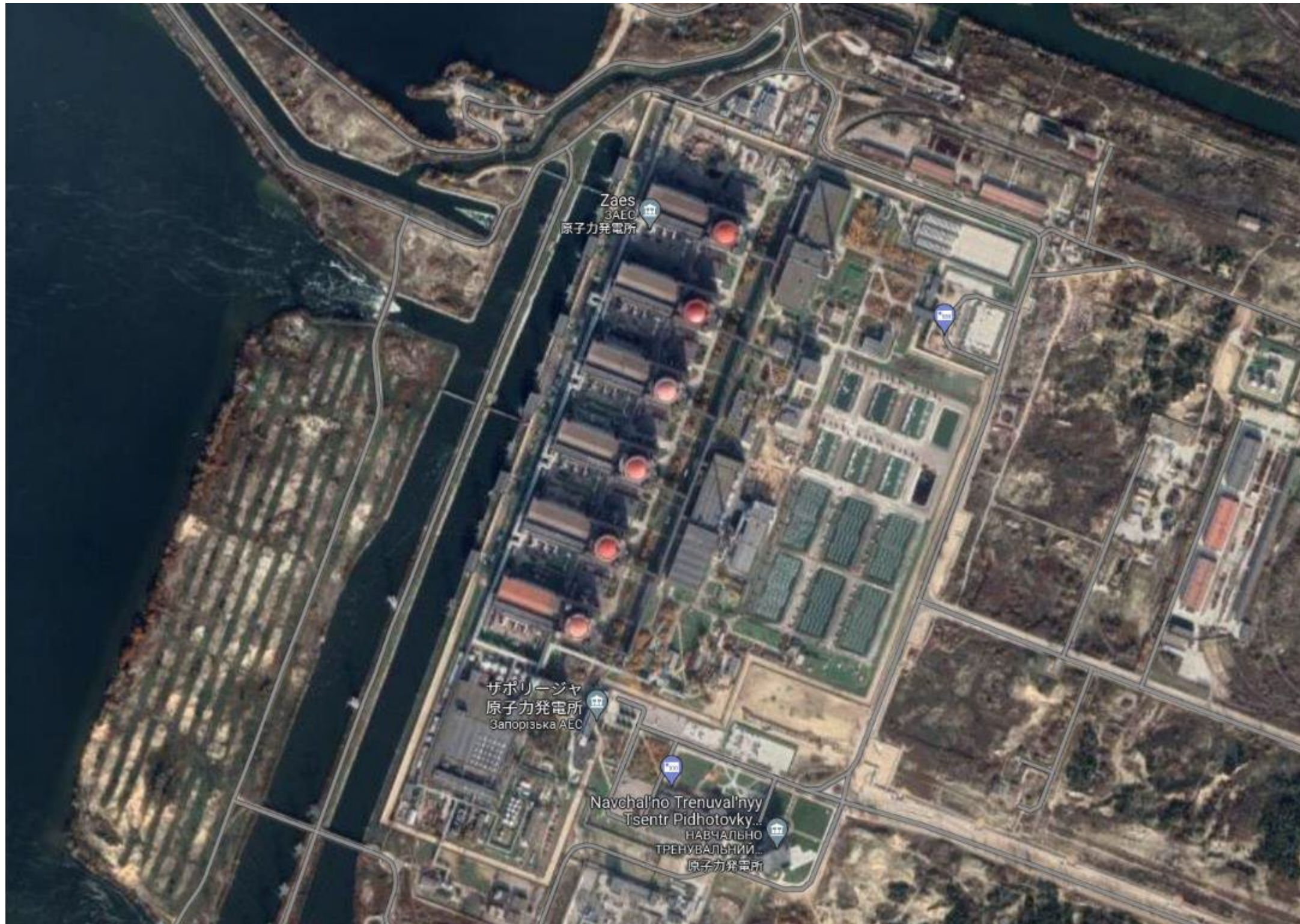
# ウクライナと原子力（Energodar）







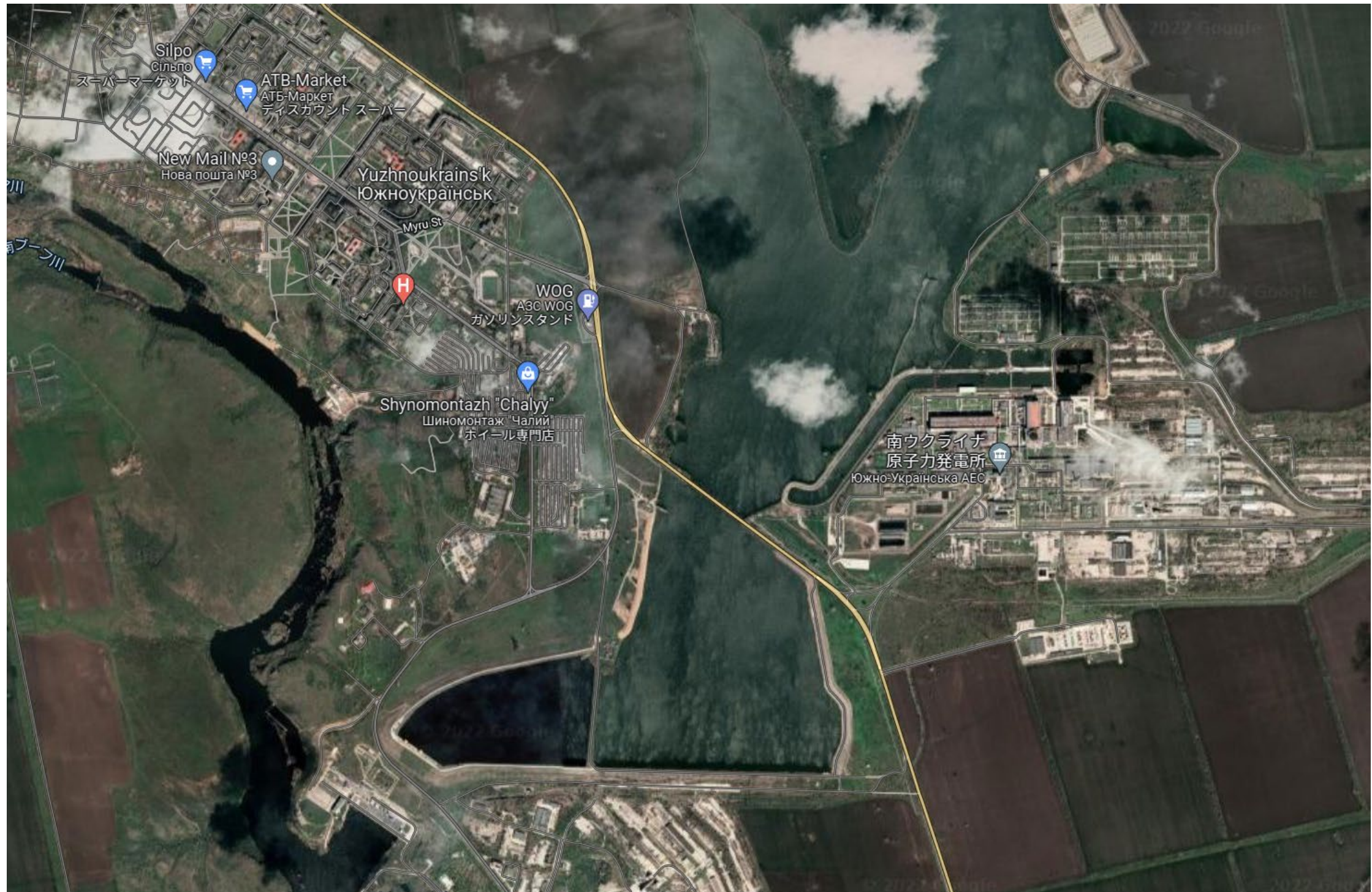
# ウクライナと原子力（ZNPP）







# ウクライナと原子力 (Южноукраїнськ)



Google map

# 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。



## 保障措置対応の適切性確保及び維持に向けた活動

### Promotion for Establishing and Maintaining Appropriate Responses in the Safeguards Activities

\* 白藤 雅也<sup>1</sup>, 野崎 天生<sup>1</sup>, 阿久津 成美<sup>2</sup>, 宮地 紀子<sup>1</sup>, 中村 仁宣<sup>1</sup>

日本原子力研究開発機構<sup>1</sup>, 検査開発<sup>2</sup>

\* Masaya SHIRAFUJI, Teo NOZAKI, Narumi AKUTSU, Noriko MIYAJI, Hironobu NAKAMURA

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency (JAEA), <sup>2</sup> Inspection Development Company

In order to maintain transparency in the peaceful use of nuclear materials in Japan, it is important to appropriately respond to safeguards activities conducted by the IAEA/Japan. Failure to respond appropriately to these activities could have significant impacts, such as raising suspicion from the international community about the misuse of nuclear materials by not only the operators but also by Japan. In order to strengthen activities to appropriately respond to safeguards activities, JAEA has started (I) education on safeguards for all employees directly employed by JAEA, (II) lectures, (III) case studies, and (IV) standardization of procedures related to safeguards response since FY2020, following the methods used to foster nuclear security culture in the past. This report describes these specific activities.

## 1. 緒言

日本の核物質の平和利用の透明性維持のためには、国際約束や国内法に従って、IAEA/国が実施する保障措置活動に適切に対応することが重要である。その活動に適切に対応できなかった場合、事業者のみならず、日本の核物質利用に対して国際社会から疑念をもたれるなど、甚大な影響が発生する可能性がある。

日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）では、従来、拠点の保障措置担当部署が中心となって適切な対応に向けた取組みを行っており、原子力機構全体としては、本部が各拠点への情報共有や水平展開を中心に実施してきた。今般、適切な対応をより確実なものとするため、保障措置活動に対する原子力機構全体の対応の強化を視野に入れ、先行する核セキュリティ文化の醸成活動を参考にした活動を 2020 年度より開始した。強化した活動は、知識向上のための活動として、①原子力機構と直接雇用関係にある全ての従業員（以下「全従業員」という。）に対する教育、また、実際の保障措置対応を的確に行うための活動として、保障措置関係者に対する②講演会、③事例研究、及び④保障措置対応に関わる要領の標準化である。それらの活動の一覧を表 1 に示す。本報告では、これらの具体的な内容等について紹介する。

## 2. 活動の内容

### 2-1. 従業員の知識向上のための活動

#### 2-1-1. 保障措置の知識向上教育

原子力機構が実施する研究開発活動や施設運転等の普段の業務が保障措置に影響する可能性があること及び IAEA が核物質を扱わない事務棟を含む建物にも立入る可能性があることから、全従業員が保障措置に係る知識を持ち、保障措置関係者と連携し、必要な情報を IAEA/国へ提供するなど、適切な対応を行うことが重要である。そこで、原子力機構では、保障措置全体の理解の促進及び認識の底上げを目的として、全従業員を対象に、e ラーニングシステムを活用した教育を 2021 年度より実施している。教育に使用した教材の一例を図 1-1 及び図 1-2 に示す。

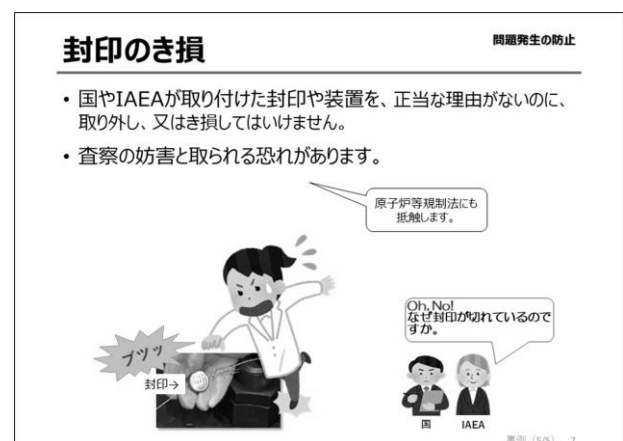


図 1-1 e ラーニング教材の一例  
(封印のき損)

表 1 活動の一覧(実績・予定)

	①eラーニングによる 知識向上教育	②保障措置講演会	③事例研究	④要領の標準化
活動の種類	知識向上のための活動	実際の保障措置対応を的確に行うための活動		
対象者	全従業員	保障措置関係者	保障措置関係者	保障措置関係者
2020年度		●		●
2021年度	●	●		●
2022年度	●	●	●	



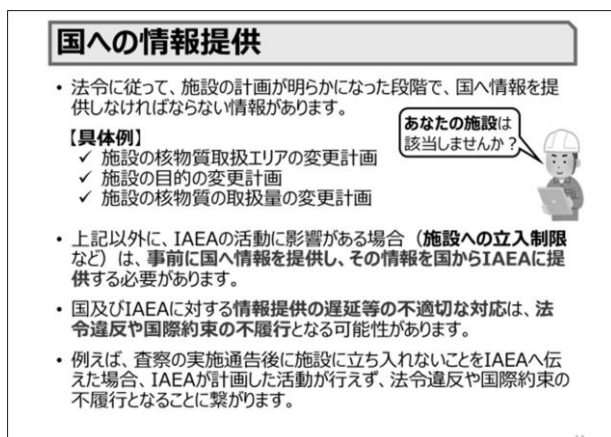


図 1-2 e ラーニング教材の一例  
(国への情報提供)

教材は、教育の対象に核物質を直接取り扱わない者も含まれることを考慮し、スライド形式として、専門用語を極力避け、イラストを多用して、理解しやすいように工夫した。内容は、全従業員が理解する必要のある、①保障措置の枠組み、②保障措置に関連する活動（計量管理、封じ込め/監視、査察）、③国への情報提供とした。

## 2-2. 保障措置対応を的確に行うための活動

### 2-2-1. 保障措置講演会

保障措置に対する重要性認識の維持は、適切な保障措置対応を実施する上で基本となるものである。そこで、原子力機構では、核物質の平和利用の透明性維持の重要性や不適切な対応が与える影響の大きさについて再認識する機会として、保障措置関係者を対象に、2020 年度より保障措置の有識者を講師とした講演会を開催している。これまでに、保障措置上の課題対応の重要性、保障措置を円滑に進めるための事業者の対応、及び過去の不備事例と影響の度合い等について、講演を行ってきた。

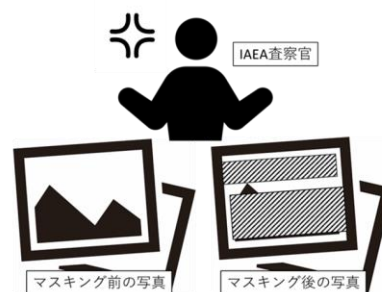
講演会は、対面と TV 会議を併用して開催するなど、多くの者が参加できるように工夫した。また、講演会に参加できなかった者についても対応するため、資料及び講演の映像を原子力機構のイントラネットに掲載し、オンデマンドで関係者が視聴・閲覧できるように整備した。

### 2-2-2. 事例研究

実際の保障措置対応業務に携わる者は、保障措置に関わる協定やルールを理解し、不適切な保障措置対応に繋がる恐れのある状況について理解

する必要がある。そこで、原子力機構では、2022 年度に不適切な保障措置対応に関わる事例集を作成し、保障措置関係者を対象に、同事例を用いた事例研究を実施することとした<sup>[1]</sup>。

事例研究を行うために、保障措置上の問題がある事例を 10 事例（IAEA への写真提供の不備、査察の制限に係る情報提供の不備や IAEA 査察機器への無断触手など）作成し、事例集としてまとめた。事例は内容を容易に理解しやすいように、イラストを使い、そこに、簡単な状況の説明文を入れ、1 事例 1 シートとして作成した。事例の一例を図 2 に示す。



- IAEA による査察の際、IAEA からホットセル内の写真撮影・提供を求められた。
- 核物質防護担当が、撮影された写真をチェックしたところ、核物質防護情報に相当するものが映り込んでいたため、該当箇所の周囲を含めマスキングした。
- 保障措置担当者は、マスキングされた写真を国・IAEA に提供した。

図 2 事例研究の状況説明イラスト及び説明文例

次に、作成した一つひとつの事例に対する解説シートを作成した。解説シートでは、協定やルールの要求事項を明確化し、発生原因、本来の対応、保障措置への影響等について解説すると共に、保障措置対応のポイント等を記載した。

事例研究はこれらの事例集及び解説集を用いて、2～6 名のグループで実施した。具体的には、選択した事例について、①問題点の抽出（現状把握）、②本質となる問題点の抽出（本質追及）、③保障措置への影響（本質追及の応用）、④上記①～③を踏まえた対応（対策立案・目標設定）について、順にグループで議論を進める形式とした。議論の終了後には、解説をグループで確認し、自分たちが導き出した問題の本質と合致しているか、合致していない場合は、なぜ合致していなかを話し合うなど、実施後のフォローを行うこととし、適切な保障措置対応に資することができるように工夫した。事例研究の結果については、本部が

原子力機構全体でまとめ、それを各拠点にフィードバックすることとした。

### 2-2-3. 保障措置対応に関わる要領の標準化

保障措置活動への適切な対応を図るためには、保障措置の重要性の認識を維持するだけでなく、原子力機構全体で実際の保障措置対応に係る要領の整備を行うことも重要である。そこで、2020年度、2021年度にかけて保障措置対応に係る手順を標準化する取組みを実施した。標準化を行った要領を次に示す。

- ① 保障措置情報提供に係る要領
- ② 補完的なアクセス対応に係る要領
- ③ 設計情報質問書の維持管理に係る要領

従来、保障措置対応は、各拠点で定めた要領に従って行っていたため、拠点ごとに対応が異なっていた。今回、対応の注意点やポイント、IAEA/国の要求事項の他、適切な対応ができなかった場合の影響を盛り込んだ原子力機構全体の標準要領を作成した。これによって、原子力機構で統一した対応が可能となり、保障措置対応の適切性の確保をより確実にした。

## 3. 保障措置に対する認識の維持・向上の結果

### 3-1. 保障措置の知識向上教育

教育内容について、受講者の理解度を確認するため、2021年度は全受講者に対し、アンケートを行った。アンケートでは、①「内容が理解できたか」、②「自分が保障措置の一端を担っていると自覚できたか」について調査した。その結果、①に対しては、「できた」、「どちらかというときできた」と答えた人の割合が、全体の99%以上を、②に対しては、「できた」、「どちらかというときできた」と答えた人の割合が、全体の97%以上を占めた。また、②の質問について、「どちらかというときできていない」、「できていない」と答えた人（全体の約2%）に対し、その理由を調査した。その結果、理由として最も多かったのが、自分の業務は保障措置に関係していないため、であり、次いで多かったのが、自分の業務が保障措置にどう関係するかわからなかったため、であった。図3に2021年度のアンケート結果を示す。

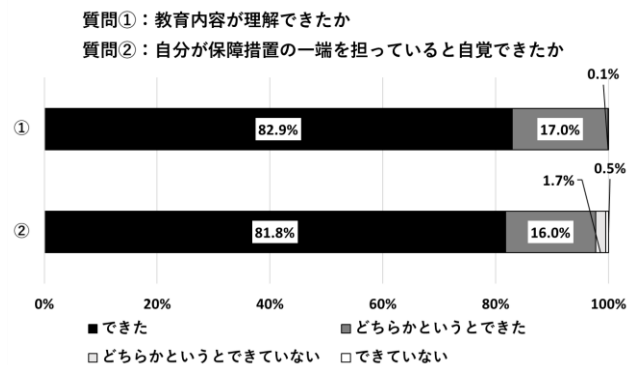


図3 2021年度アンケート結果

これらの結果を受け、2022年度の教材では、保障措置が様々な業務に関連することを示すため、業務に関連する具体例を挙げることで、自らの業務と保障措置の関連性を常に確認する意識が持てるように改善した。例えば、査察などの保障措置に関連する活動について、活動の概要だけでなく、核物質防護上や放射線管理上の入域手続き等、査察を円滑に実施するための具体的な事業者の対応についても説明するものとした。また、保障措置に係る情報の国への提供について、施設の工事等による立入りが制限されている区域や、施設の設計変更など、保障措置に関連する情報の具体例を挙げるものとした。

2022年度は、全受講者に対して、理解度確認テストの受検と合格を義務付けた。テストは、合格基準点を設けて、基準点に満たない者に対しては、再テストを実施した。eラーニングシステムの利点を生かし、設問を予め複数用意し、その中からランダムに出題される形式とし、回答後に解説を確認できるようにした。これによって、問題文や解説を理解しなければ複数回受検しても合格できないようにした。

テストの受検回数の結果を図4に示す。受講者全体の約73%が1回目、残りの約27%が複数回目の受検で合格した。複数回受検した約27%について、テストの合格を義務付けたことが、理解の促進と認識の底上げに繋がったと考えられる。

今後も継続して教育を実施することで理解を促進し、1回目の受検で合格する者の割合を100%に近づけていく。

また、受講者より、「知識の定着には地道な取り組みが必要であり、継続することに意味がある」など、保障措置の基本の理解に役立つ活動であることを趣旨とする感想が寄せられた。

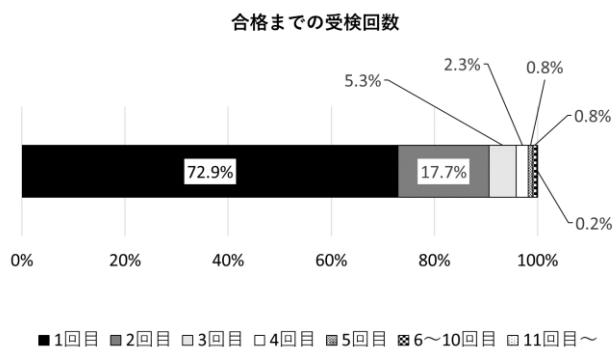


図4 2022年度テスト合格までの受検回数

に対する講演会、事例研究、保障措置対応に関わる要領の整備の取組みを開始した。これらの活動は保障措置対応の適切性確保及び不適切対応発生のリスク低減に資するものであり、今後もその効果を十分に評価し、必要な改善を加えながら、活動を継続していく。

#### 参考文献

[1] 北尾貴彦ほか、東海再処理施設における核セキュリティ文化醸成活動について、日本核物質管理学会第38回年次大会論文集、2018

### 3-2. 保障措置講演会

保障措置業務の重要性認識の維持・向上が図れたかを確認するため、2020年度、2021年度ともに講演会参加者に対して、「自分が保障措置・計量管理の重要な一端を担っていると自覚できたか」を問うアンケートを実施した。結果を図5に示す。

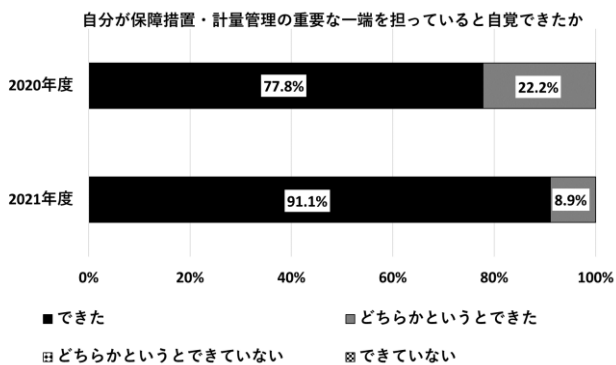


図5 講演会のアンケート結果

2020年度と2021年度では、参加者が異なるものの、いずれの年度においても「どちらかというときできた」を含めると、参加した全員が、自分が保障措置・計量管理の重要な一端を担っていると自覚できたと回答した。この結果より、講演会は、重要性認識の維持に有効であったと考えられる。

また、参加者より、「講師により紹介された保障措置の問題が自分の担当施設でも起こる可能性があるか、また、対策が十分か等、自分事として考える契機となった」、など、保障措置・計量管理の重要な一端を担っていることを再認識したことを趣旨とする感想が寄せられた。

### 4. まとめ

保障措置対応の適切性確保及び維持のための活動として、eラーニングを活用した全従業員に対する保障措置の知識向上教育、保障措置関係者



## 六ヶ所再処理工場における保障措置機器の保守性および冗長性向上のための改善 An Improvement of Maintainability and Reliability for Safeguards Equipment in RRP

\*植村 有希, 森 賢仁, 田村 崇之, 野口 佳彦, 東海 幸康

日本原燃株式会社

\*Yuki Uemura, Masahito Mori, Takayuki Tamura, Yoshihiko Noguchi, Yukiyasu Tokai

Japan Nuclear Fuel Limited

The plutonium inventory measurement system (PIMS) in the uranium-plutonium mixed denitration building has been in operation for nearly 20 years. It is increasing frequency of failures of the electronic components. In addition, replacement parts for the PIMS have already been discontinued, and there is a concern that this will affect safeguards activities in the future. Therefore, JNFL has started modification of the PIMS to improve maintainability and performance with the cooperation of the inspectors. Preliminary studies, conceptual design, and detailed design have been completed, and JNFL plans to produce a test model in the future.

### 1. 緒言

六ヶ所再処理工場(RRP)におけるウラン・プルトニウム混合脱硝建屋では、大量のプルトニウム粉末を取り扱うことから、保障措置上、在庫量やその変動について非常に重要な管理が求められる。そのため適切な核物質の計量管理および効率的な保障措置を実施することを目的に、Cavendish Nuclear Limited(CNL)によって開発されたプルトニウム在庫測定システム(PIMS)を導入した。

PIMS は設置して 20 年近く経過していることから、構成部品の故障が増加している。また生産終了に伴う構成部品調達の困難化、故障個所の特定や保守に時間を要することなどの問題も発生している。過去の PIMS 運用経験から、故障時の迅速な復旧が可能となるよう保守性や信頼性向上のために様々な検討および調査を CNL と共同で実施し、改善が必要な構成部品を精査し、PIMS の更新計画に着手した。

### 2. PIMS 概要

PIMS は、当社の計量管理機器、査察側の検認機器として利用されており、検出器や HUB は共用している。構造として主に He-3 中性子検出器、光ケーブル、HUB と呼ばれる電気信号をデジタル変換するための装置および時刻を記録する Timestamper 等から構成される。図 1 に PIMS 構成図を示す。

検出器は外装がステンレス管となっており、内部に高密度ポリエチレン(HDPE)で覆われた He-3 比例計数管が収納されている。HUB は電源ユニット、調整機能付き印加電圧ユニット、通信ユニット、HUB の診断機能を持つロジックボード、インターフェースボードで構成された電子部品を組み込んだ本体が一つの箱の中に収納された構造となっており、HUB が故障した際は個々の電子部品を交換することができ

ないため、本体ごと交換する必要がある。

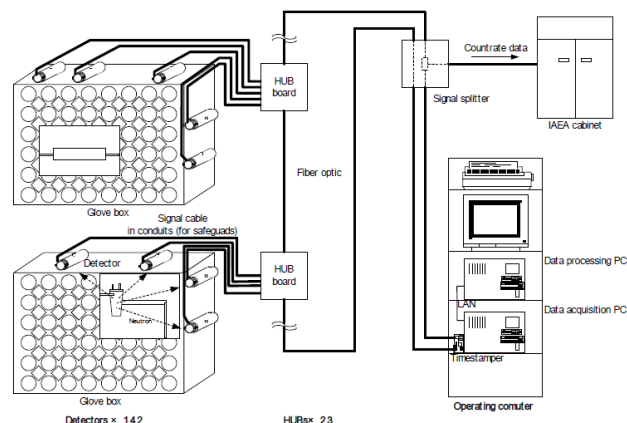


図 1 PIMS 構成図(現在)

### 3. PIMS 更新プロジェクト

更新プロジェクトは CNL から受領した HUB 構成部品の生産終了の水平展開として、2016 年度から 2017 年度に実施した今後の PIMS の保守方法の検討結果が基となっている。2018 年度に予備調査を実施し、保守方法検討と同様に PIMS を構成する HUB、検出器などの PIMS 全体でなく、各部品の詳細機能面等から調査した。また、目標とする設計要求を検討し、機能の更新方法を明確にすることで、PIMS 更新プロジェクトの詳細や全体工程を決定した。この全体工程には確実にプロジェクトを進めるために必要な設計区分毎に国際原子力機関(IAEA)が設計レビューを行うホールドポイントを設定した。ホールドポイントでは、IAEA、CNL および当社間で打ち合わせを実施し、設計、試験や製作などの設計区分において内容が要求事項通りに沿っているかを書類検査や中間試験などで確認した。その際に、機能項目の追加が発生した際は適宜計画に反映した。

工程	2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024
予備調査							
概念設計							
詳細設計							
プロトタイプHUBおよびTimestamper製作、 各機器の機能試験							
ソフトウェア更新(DAC, DPC)							
ソフトウェア試験							
HUB製作							
データ通信および電子機器試験							
工場受入試験							
日本へ移送							
RRPへの設置							
最終試験							

図2 PIMS 更新プロジェクトスケジュール

予備調査の結果を基に 2020 年度から実施した概念設計において、HUB や Timestamper の設計概要図や 3D の概要図を示すと共に HUB の構成部品について現行設計との違いを明確にした。さらに、概念設計に基づき、2021 年度から実施した詳細設計において現在の設計との違いを具体化した。そして、その結果を基に 2022 年度から実施予定のプロトタイプ製作および機能試験工程では、要求事項を満足するまで試験および調整を繰り返し行い、設計工程を完了し、2024 年度に RRP へ設置する計画である。図 2 にスケジュールを示す。

### 3-1. 予備調査

予備調査では PIMS を構成する機器やその要素部品まで調査し、市場での供給状態、保守性および機能性の観点から、PIMS 更新プロジェクトの対象範囲を HUB、Timestamper およびコンピュータシステム(データ収集計算機:DAC、データ処理計算機:DPC および関連ソフトウェア)と決定した。なお検出器、光ケーブルや通信方法については調査の結果更新対象外となった。供給状態においては現在利用可能とするだけでなく、操業開始後 40 年間継続的に供給できることの観点から調査した。保守性においては過去 20 年間の保守実績から、より容易に修繕が可能であり、保障措置活動への影響を最小限にすることの観点から調査した。機能性においては現行システムにおける印加電圧の不安定性の解決や自己診断機能の追加の観点から調査した。

#### (1) 供給の観点

- HUB の通信ユニット、ロジックボードの光ファイバー送受信機および Timestamper を予備品調達可能な物へ更新
  - HUB 診断のインターフェースを RS232 から USB に変更
- (2) 保守性の観点
- 故障頻度が高い HUB の電源ユニットを容易に交換可能な着脱式電源ユニットに変更
  - HUB 内のロジックボードの高電圧値、低電圧値および温度をコンピュータに転送する機能を追加
  - Timestamper へ HUB 通信状態の診断機能を追加

#### (3) 機能性の観点

- 電源ユニットのアップグレード
- 高電圧回路のアップグレード
- CPU を 16 bit から 32bit へアップグレード
- HUB の低電圧コネクタを金メッキ仕様に変更

### 3-2. 概念設計と詳細設計

予備調査の結果に基づき、表 1 のように概念設計において PIMS の HUB、Timestamper、コンピュータシステムの主要な設計変更の概要と設計の要求事項を明確化し、詳細設計に反映した。また、更新後の PIMS 構成図を図 3 に示す。

今後の予定として詳細設計の結果に基づき、HUB と Timestamper のプロトタイプを製作し、設計要件が満足していることの確認のため機能試験を行う。



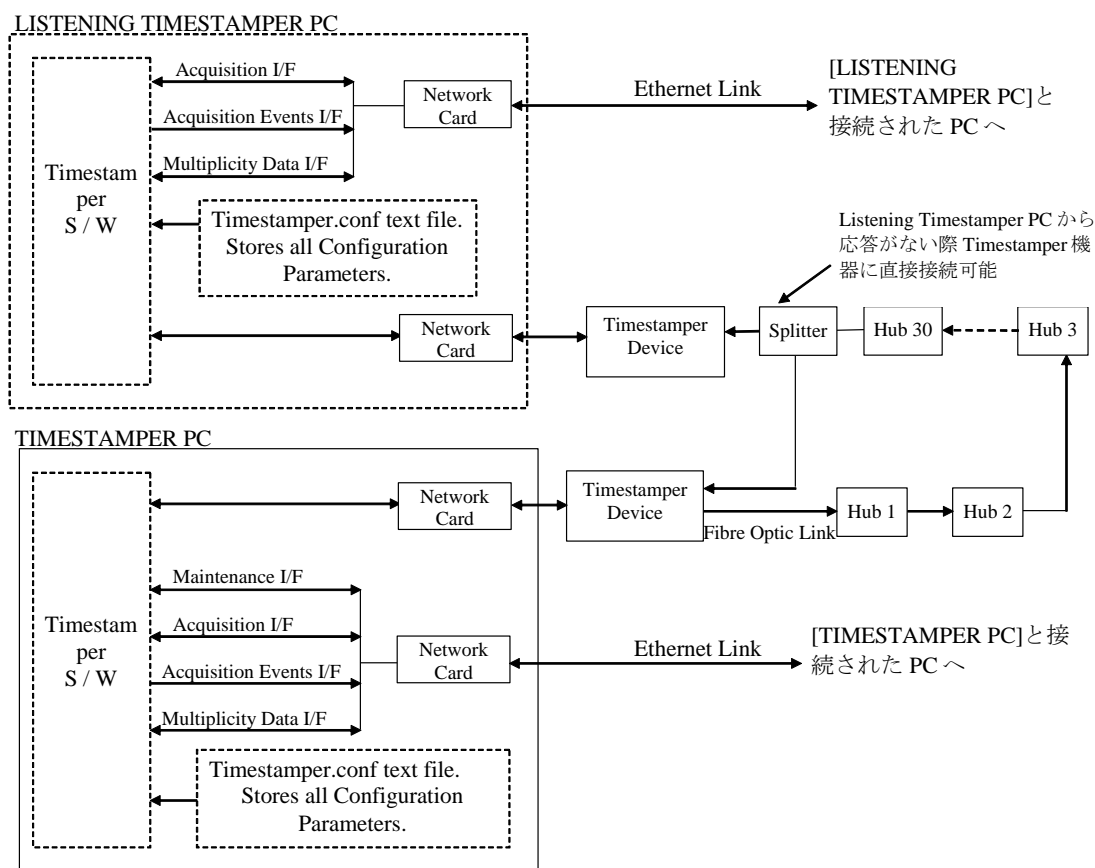


図 3 PIMS 構成図(更新後)

表1 概念設計と詳細設計の作業概要一覧

構成部品	開発要素	概念設計	詳細設計
HUB	仕様	電氣的、機械的および機能的な面から新規 HUB の詳細を明確化	概念設計の結果に基づく更新
	診断メッセージの仕様	(1)光ファイバー通信と USB による新しい診断メッセージ構造を定義 (2)CPU を 16 bit から 32 bit に変更し、各 HUB の診断と光ファイバー断線検知方法の改善 (3)PC からの指令/応答パラメータを定義	概念設計の結果に基づく更新
Timestamp er	通信プロトコル	(1)TCP/IP 接続に変更し、新規インタフェースを定義 (2) 制御プロトコルのメッセージフォーマットと様々なコマンド等の概要	概念設計内容の精査
	仕様	対象外	電氣的、機械的および機能的な面から新規 Timestamp er の設計詳細を明確化(イーサネット規格の電源モジュールに更新)

HUB/Time stamper	部品配置	部品の配置設計	概念設計内容の精査
PIMS ソフトウ ェア	仕様	新規 HUB および Timestamper 導入に伴う、新規 PIMS ソフ トウェアの更新	概念設計内容の精査
HUB ソフトウ ェア	仕様	対象外	製造後に使用者が構成を設定 できる集積回路(FPGA)を実装 した HUB ソフトウェアの構造 および機能の明確化
Timestamp er ソフト ウェア	仕様	対象外	FPGA を実装した Timestamper ソフトウェアの構造および機 能の明確化

#### 4. まとめ

PIMSの構成部品の故障頻度増加や生産終了に伴う構成部品調達の困難化などの問題から、システムの改善のため更新計画を立案し、それに基づき更新を実施した。過去のPIMS運用経験から、故障時の迅速な復旧が可能となるよう保守性や信頼性向上のために様々な検討および調査を行い、詳細設計まで完了した。

PIMSは施設の計量管理だけではなく、査察側の検認にも利用されている重要な設備である。今後も査察側へ継続して定期的に情報を提供し、査察側の協力を得ながら、2024年度の設置完了に向け、新たなPIMSの開発を進めている。

#### 謝辞

論文作成においてご協力いただいた皆様、ありがとうございました。

#### 引用・参考文献

- [1] Y. Noguchi, et al., “Application of Plutonium Inventory Measurement System (PIMS) and Temporary Canister Verification System (TCVS) at RRP”, The 25<sup>th</sup> Annual Meeting of INMM Japan Chapter, 2004.
- [2] Y. Noguchi, et al., “Material Accountancy and NDA approach for U-Pu Co-Denitration Area at Rokkasho Reprocessing Plant (RRP)”, The 44<sup>th</sup> Annual Meeting of INMM, 2005.
- [3] T. Tamura, et al., “An Improvement of Maintainability and Reliability for Safeguards Equipment in RRP” Symposium on International Safeguards 2018.
- [4] M.Mori, et al., "An Improvement of Maintainability and Reliability for Safeguards Equipment in RRP", The 40th Annual Meeting of INMM Japan Chapter, 2019.

## 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 ーデバイス集合体の候補仕様選択とプラントにおける核不拡散性の検討ー

Development of a passive reactor shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors  
- Feasibility Study on Major Specification of the Devices and its Non-proliferation Features -

\*川島 正俊<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>, 守田 幸路<sup>2</sup>

1 東工大, 2 九大

\*Masatoshi Kawashima<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>, Koji Morita<sup>2</sup>

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. Two types of the device subassembly are discussed in this work; one device utilizes metal-fuel-alloys and another salt compound to meet required passive capability. We have investigated target measures to achieve inherent safety capability under unscheduled (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 designs, taking into accounts for engineering restrictions to be required in some design phase. In this study we have determined the basic specifications of device fuel materials for alloy-type Pu-U-Fe alloy and salt-type (U-Pu) Cl<sub>3</sub>, respectively. Ternary Pu-U-Zr alloy is selected for the candidate fuel materials used in the pre-heating pins placed with in this device subassembly. 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. Both nuclear security and safeguards requirements were shown to be similar to those of MOX fuel.

### 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)。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が期待できる方策を継続して検討している。デバイス燃料には、融点の低い材料候補として金属燃料物質と塩燃料物質を利用するデバイス概念を検討している。これら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。

750 MWe 混合酸化物燃料高速炉である(二領域炉心で基本体系は炉心燃料集合体数 285 体、炉心部長さ 100cm、上下軸ブランケット 20cm、冷却材入口温度 395℃、出口温度 550℃、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(ラッパ管内)約 6\$))。

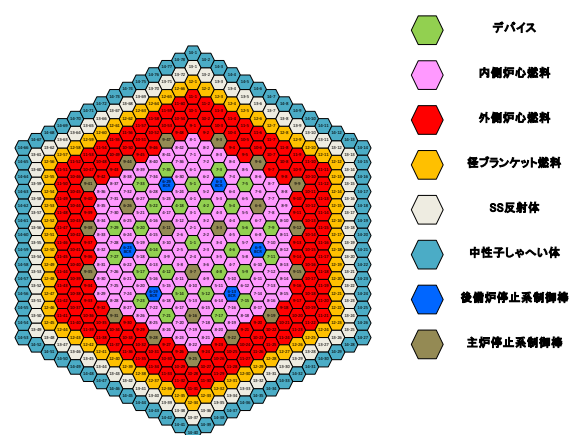


図1. 炉心断面図 (28 体デバイス)

### 2. デバイス基本仕様と材料候補の選定

#### 2-1. 対象とする大型酸化物燃料高速炉の概要

デバイス導入を想定した対象とする高速炉は、

これまでのデバイス仕様・性能の検討結果(2)から、図1の炉心断面図に示すように燃料集合体 275 体、本デバイス 28 体を分散配置する設定とし

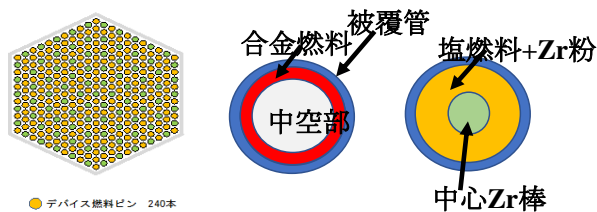
た。この本数は制御棒本数 21 本と同程度となっているが、通常運転時は燃料集合体と同様にエネルギー生産に寄与するという特性を有している。炉心特性および ATWS 過渡特性を検討した。

## 2-2. デバイス燃料候補材選択と性能評価

デバイス燃料候補材として、通常運転時は、燃料は固体であり、ATWS 事象発生時には、炉心燃料が破損する温度状況となる前に先行的にデバイス燃料がデバイス燃料ピン内で溶融・落下することにより負の反応度が受動的に挿入できる低融点材候補を選択した。

- ・作動用合金タイプデバイス燃料 U-Pu-10mol% Fe 合金（中空 25SD%）
- ・作動用塩タイプデバイス燃料 (U-Pu)Cl<sub>3</sub> + Zr 粉 24% 混合（中心 Zr 棒）
- ・冷却材昇温用予加熱燃料 U-Pu-10w%Zr 合金 75SD%

Pu 組成は軽水炉使用済み燃料から得られる同位体比を利用する。



(a) 331 ピン集合体 (b) 合金デバイスピン (c) 塩デバイスピン

図 2. デバイス燃料集合体断面図とピン断面例

作動するデバイス燃料の温度挙動に重要な物性（密度・熱伝導度・液相温度・固相温度など）の違いを反映した。特に、塩燃料は熱伝導度を大きくするために Zr 金属粉を体積比 24% 程度混合している。図 2. にデバイス燃料ピン断面仕様を示した。

図 3. にデバイス燃料ピンの軸方向模式図を示す。高密度な合金デバイス燃料では、ピン中央部に大きな中空部があり被覆管内面に配置された薄い合金層の上端から溶融し、内面に沿って燃料が落下できる。この事例では ATWS 発生時に軸方向長さ 30cm 分が 0.5 秒程度で落下する。

燃料物質密度が低めの塩燃料では、燃料スミア密度を高めている。そのために合金デバイスとは別な燃料落下方式を用いる。ATWS 時には軸方向全体にわたって燃料温度を液相温度に上昇する

ようにし、デバイス燃料直下に配置された可溶栓が作動とともに、液化した塩燃料は一気に落下し負の反応度投入となる。この事例では軸方向には 70cm 分である。

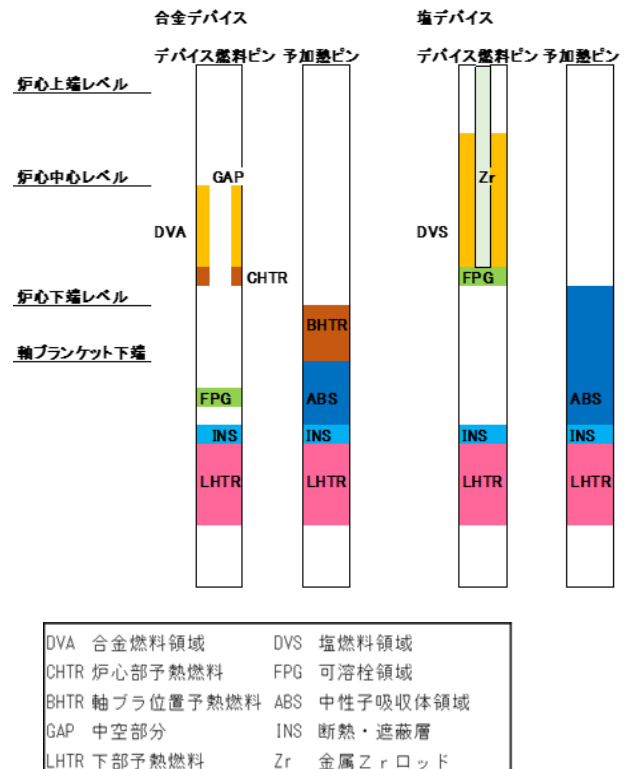


図 3 デバイスピン内の軸方向物質配置概要

これらの形状と物質配置は、通常運転時と ATWS 時にデバイスに求められる性能を達成するために選択されている。

今回の組成・材料選定結果では両方のデバイス燃料の Pu 富化度として約 25% (Pu: U=1:3) を候補とした。また、予加熱燃料には融点の高い U-Pu-10wt.%Zr 合金(75%スミア密度)で Pu: U 比は 1:1 と設定した。

合金デバイス燃料として U-Pu-10a%Fe 合金 (Pu: U 比=1:3 程度) では、28 体装荷体系で全体の反応度価値約 2.5\$~3\$ の負の反応度効果を得た(2)。塩燃料デバイス (Pu-U) Cl<sub>3</sub> (Pu: U 比=1:3 程度) は約 2.5\$ の負の反応度となり、若干デバイス本数を増加させ ULOF 事象能力を調べた。それぞれのデバイスは、ATWS 時に作動することにより短時間で炉の安定冷却にむけて炉出力を低下させ、事象終息に導く結果を得た。

また、この事例からデバイス 1 体あたりの燃料重量は次のようにまとめられる。

- ・合金燃料デバイス 1 体当りの Pu/U 重量

デバイス燃料部 Pu 6Kg (U 18Kg)  
 予加熱燃料部 Pu 47Kg (U 51Kg)  
 ・塩燃料デバイス 1 体体当りの Pu/U 重量  
 デバイス燃料部 Pu 7Kg (U 20Kg)  
 予加熱燃料部 Pu 40Kg (U 40Kg)  
 炉心燃料 (外側) では、Pu 31Kg (U 96Kg)である。

### 3. 安全・核不拡散性の検討

合金・塩燃料デバイスに使用する核燃料の組成範囲データをもとに、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. デバイス燃料物性に基づく核不拡散性評価

デバイス燃料・集合体のプラントサイトにおける核物質の取得・処理・使用フェーズに対する核不拡散性評価を行った。手法として、核不拡散が網羅する核セキュリティ (テロリスト等の非国家主体による核物質・放射性物質の盗取や施設の妨害破壊等、悪意のある行為の防止、検知及び対応) と、保障措置 (国家によって核物質が平和利用目的意外に使用されていないことを検認すること。) 両方に共通で基盤となる Material Attractiveness (不正利用価値) (4), (5)を用いた。不正利用価値は、核爆発装置 (NED : Nuclear Explosive Device) の製造を目論む脅威 (非国家主体や国家) にとっての核物質の相対的な有用性を表す。核物質の物性のみに基づいた定量的な評価が可能であり、不正利用価値が低いことは NED を製造しにくいことを意味する。

不正利用価値は基盤となる物質障壁の尺度であり、その大小が示す重要度に応じ外在的措置や技術的要素の強度が決められる。手段は大きく異なるものの、本質的には国家、非国家に対する深層防護構造は共通である。

選択したデバイス燃料候補材・集合体仕様の範囲を評価対象とした。

今回の評価対象核物質に対して、まず物性値を求めたのちに、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 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は最も難しく技術的に不可能であることを指す。

本検討における想定プラントにおいて、核セキュリティにおける敵対者の取得対象として最も好ましいのは、新燃料貯蔵庫または原子炉装荷前の燃料一時貯蔵庫においてである (図 4)。合金系燃料デバイス、塩系燃料デバイスは、通常の炉心 MOX 燃料集合体と同様の取り扱いがなされると仮定した。

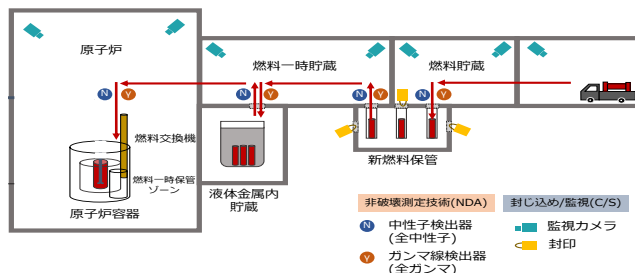


図 4. 高速炉プラントにおける新燃料の取り扱い経路と保障措置機器の設置例

デバイス新燃料が炉容器内に移送される前に一時貯蔵される炉外貯蔵槽 (液体金属ナトリウム内) に貯蔵された燃料デバイスを、燃料取り扱いマシンを不正操作して抜き取り、敷地外に持ち出す一連を想定した。評価結果を表 1 に示す。

表 1. デバイス燃料集合体の不正利用価値評価結果

フェーズ	取得			処理	使用		
対象燃料	正味重量	取得時間	1m放射線量		裸の臨界質量	崩壊熱	中性子発生数
金属デバイス	(II)	(II)	(I)	(II)	(I)	(I)	(III)
塩燃料デバイス	(II)	(II)	(I)	(II)	(I)	(I)	(III)
参考: MOX 集合体	(II)	(II)	(I)	(II)	(I)	(I)	(III)

取得フェーズでは、核物質防護規制におけるカテゴリーⅠ相当量 (2 kg Pu) 以上の不正取得を想定し、燃料集合体 1 体を燃料取り扱いマシンの操作及び持ち出すために合計 20 分程度要し、合金系燃料デバイス、塩系燃料デバイスともに MOX 燃料集合体同様、不正利用価値区分Ⅱの評価結果となった。

次に、金属 Pu 分離までの処理フェーズでは、上記表 1 の通り、合金系燃料デバイス、塩系燃料デバイスともに MOX 燃料集合体同様、不正利用価値区分Ⅱの評価結果となった。使用フェーズでは、合金燃料デバイス、塩燃料デバイスともに MOX 燃料集合体同様、不正利用価値区分Ⅲの評価結果となった。以上より、今回検討した合金系燃料デバイス及び塩系燃料デバイスの仕様の範囲では、



いずれも MOX 燃料と同等の不正利用価値をとり、核セキュリティ上の防護措置が求められることが分かった。

使用 (NED 製造) フェーズにおける評価結果 (3) からは、原子炉級 Pu の 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) の物性評価結果をもとに、炉心燃料 MOX と同様に偶数番号 Pu 同位体が 10~30 %含まれており、 $10E+6$  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が示されている。

### 3-3. 水没時の臨界性の基本特性検討

キャスク様の鋼鉄製容器の中に作動前・作動後デバイス 1 体が存在する場合をモデル化した臨界評価を行った。デバイス燃料周りは Na または水としたモデルを使用した (3)。

合金デバイスと塩デバイス単体の臨界性計算結果を表 2 に示す。水中では臨界性は、Na 中に比べて大きい、作動前・後ともに十分未臨界である。作動後は 100 %スミア密度となる (高さは低減) が、予加熱ピン中に配置する中性子吸収体の効果もあり、作動前の未臨界レベルと同等な未臨界レベルである。デバイス下部の予加熱領域の燃料物質が単体の臨界性の支配要因である。

表 2

デバイス燃料*)	冷却材密度 (常圧・対応温度)	デバイス 燃料状態	実効増倍率*2)
合金デバイス 燃料部 40 cm	Na 100 °C	動作前	0.5093
		動作後	0.5282
塩系デバイス 燃料部 70 cm	Na 100 °C	動作前	0.5128
		動作後	0.5145
合金デバイス 燃料部 40 cm	水 25 °C	動作前	0.8295
		動作後	0.8311
塩系デバイス 燃料部 70 cm	水 25 °C	動作前	0.8301
		動作後	0.8311

\*1) 非均質セル断面使用、70群、RZモデル、拡散近似計算

### 3-4. 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。

炉心損傷に至った場合について、炉心燃料の溶融、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る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. まとめ

炉心燃料の融点より大幅に低い融点を持つ合金燃料や塩化物燃料を用いる本デバイスの基本的な仕様と燃料材料を提案した。デバイスは通常運転時はエネルギー生産に寄与し、ATWS 時には受動的炉停止機能を有する。そのために、この集合体中には、冷却材の加熱のためのヒーター機能を持つ短尺な合金燃料部分を有する。

デバイス燃料ピンと予加熱ピンの運転中・動作時の機能・役割の検討と要求される基本仕様をもとに、合金燃料 U-Pu-10a%Fe と塩燃料 (U-Pu)Cl<sub>3</sub> で、U:Pu 比はほぼ 1:3 組成を候補に選定した。下部ヒーター燃料には U-Pu-10w%Zr 合金 (Pu : U 比約 1:1~1:2 程度) を選択した。これらにより過渡解析により ULOF 事象は終息した。

さらに、合金及び塩燃料デバイスについてデバイスピン内の物質材料・配置候補を選択し、デバイス燃料の核不拡散上重要な物理量を定量評価し、MOX 燃料と同程度の保障措置要求となる可能性を確認した。

付記 本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0219213057 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] K. Morita et. al., Proc. 28<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering IICONE29-91812), August 8-12, 2022, Virtual, Online
- [3] 川島正俊、相楽 洋、守田 幸路、日本核物質管理学会 第 42 回年次大会 会議論文集#4211、
- [4] C.G. Bathke et al., Proc. Global 2013 (2013)
- [5] T. Aoki, Ann. Nucl. Energy, Vol. 126, P. 427-433 (2019)

## 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

### (3) *Material Attractiveness* 評価を活用した TRU 燃料サイクルの Safeguards by design

Non-proliferation Features in Partitioning and Transmutation Cycle using Accelerator-driven System

#### (3) Safeguards by Design by using *Material Attractiveness* Evaluation for TRU fuel cycle

\*大泉 昭人<sup>1,2</sup>, 相楽 洋<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構, <sup>2</sup> 東京工業大学

\*Akito Oizumi<sup>1,2</sup>, Hiroshi Sagara<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Tokyo Institute of Technology

Research and development of partitioning and transmutation (P&T) cycle with accelerator-drive systems (ADSs) transmuting minor actinides separated from the commercial cycles has been continuously conducted to reduce the high-level radioactive waste discharged from nuclear power plants. Since the ADS fuel is different in features from the current commercial fuels, it is necessary to examine the safeguards inspection goal required for the P&T cycle. The *Material Attractiveness* (*Attractiveness*) of the uranium (U) in the ADS fuel has been evaluated as 2, the second highest on a 4-point scale. In this study, risk reduction methods of potential nuclear proliferation were examined for the rationalization of the P&T cycle design considering nuclear non-proliferation. The amount of recovered U (RepU) added to the ADS fuel, which was required to increase the bare critical mass of U, was quantitatively evaluated as one of the reduction methods of potential nuclear proliferation risk. As a result, the RepU addition, which was about 1.3- 2.7 times U in the ADS fuel, lowered the *Attractiveness* to 3 - 4. The rationalization of the P&T cycle design based on the safeguards by design can be expected by reviewing the U decontamination standards in reprocessing steps based on these quantitative data.

## 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 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の酸化物燃料よりも、発熱量や放射能が大きい。そのため、ADS 燃料は、熱伝導率が高い窒化物が第一候補となっている。また、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)での査察目標について検討を行い、Safeguards by design の考え方に基づきサイクル設計を合理化することが望ましい。

次世代核燃料サイクルに要求される SG での査察目標を検討する指標の一つとして、*Material Attractiveness*(*Attractiveness*) がある [2,3] 。*Attractiveness* は、核物質の核爆発装置(Nuclear Explosive Device; NED)製作を目的とした敵対者視点での相対的有用性を示すことで、評価対象の

潜在的核拡散リスクの定量化が可能である。

これまでに未照射 ADS 燃料(ADS 新燃料)の集合体中のプルトニウム(Pu)を対象に評価を行った結果、*Attractiveness* は 4 段階中の上から 3 番目となる 3 であり、一般的な軽水炉の使用済燃料相当であった。一方、同集合体中のウラン(U)の評価結果は、4 段階中の上から 2 番目となる 2 となる可能性を残した[4]。これは、一般的な軽水炉 MOX の新燃料中の Pu と同等の *Attractiveness* である。

本研究では、サイクル中の乾式再処理施設や燃料製造施設で扱う物質(燃料ピン、ペレット、組成調整前後の窒化物粉体、カドミウム(Cd)陰極棒)についても、過去に行われた燃料集合体と同様に U の *Attractiveness* を評価し、サイクル中で Overall *Attractiveness* が最も大きくなる物質を特定する。また、ADS 燃料中の Pu と同程度かそれ以下まで U の *Attractiveness* を下げることができれば、一般的な軽水炉 MOX よりも潜在的核拡散リスクが下がり、保障措置を含めた設計を合理化できる可能性がある。そのため、ADS の核設計に影響のない範囲で、ADS 新燃料中の U の *Attractiveness* を低減する方法についても議論する。

## 2. *Attractiveness* 評価

### 2-1. 評価方法

まず、評価対象とする ADS 燃料中の U の組成は、先行研究[4]に合わせ、最新の ADS モデル[5]

を用いた計算値の内、第1サイクルと第10サイクルを、それぞれ代表的にサイクル初期と末期として選出した(表1)。また、*Attractiveness* 評価において重要な、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。*Attractiveness* 評価方法についても、先行研究[3]と同様に、国際原子力機関(IAEA)による査察を受け入れている施設から不正に持ち出した核物質

表1 ADS 燃料中の U 同位体組成比

Nuclide	Mass fraction (wt%)			
	Fresh (1 <sup>st</sup> )	Spent (1 <sup>st</sup> )	Fresh (10 <sup>th</sup> )	Spent (10 <sup>th</sup> )
<sup>232</sup> U	0.00	0.07	0.01	0.01
<sup>233</sup> U	0.00	0.00	0.01	0.01
<sup>234</sup> U	80.00	96.54	83.55	82.42
<sup>235</sup> U	0.00	1.08	12.67	13.17
<sup>236</sup> U	20.00	2.30	3.76	4.39
<sup>238</sup> U	0.00	0.01	0.01	0.01

を純粋な U 製の金属球に処理する Phase (Processing phase)と、処理した物質を使用する Phase (Utilization phase)の2つに分け、表2に示す指標に基づいて行った。評価値が1に近いほど *Attractiveness* が高いことを意味しており、一般的に SG においてもより高い査察目標が必要になる。Processing phase の評価には、IAEA が提唱する Conversion time[6]を指標として用いた。Utilization phase では、裸の金属臨界球の質量(Bare Critical Mass; BCM)と発熱量を評価対象とした。BCM の計算には、MCNP-6.2[7]と、JENDL-4.0[8]を基に作成された300Kの温度点での ACE 形式のライブラリを用いた。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[9]と ORLIBJ40[10]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。最後に、各項目で得られた *Attractiveness* の内、最も評価が低かった実用性区分を、Overall *Attractiveness* とした。

## 2-2. 評価結果

本研究と先行研究での評価結果を表3に示す。まず、Processing phase の Conversion time について

表2 *Attractiveness* 評価指標[3]

実用性区分	Processing phase	Utilization phase	
	Conversion time	BCM <sup>a</sup> (kg)	発熱量 <sup>b</sup> (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：<sup>235</sup>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：<sup>238</sup>Pu の同位体割合、8%, 80%の各 Pu 発熱量に相当する量で区別。

表3 *Attractiveness* 評価結果

盗取対象				Processing phase	Utilization phase	
燃料	化学形態 (物質)	サイクル	NED-type	Conversion time	BCM (kg)	発熱量 (kW/BCM)
BWR-MOX	- 酸化物 (新燃料集合体 <sup>a</sup> )	-	Pu	(2)	14 (1)	0.14 (1)
	- 酸化物 (使用済燃料集合体 <sup>a</sup> )	-		(3)	16 (1)	0.30 (1)
ADS	- (An+RE+Zr)N <sup>b</sup> (新燃料集合体 <sup>a</sup> , 燃料ピン, ペレット, 組成調後の窒化物粉体)	1 <sup>st</sup>	U	(2)/(3)	180 (2)	0.03 (1)
		10 <sup>th</sup>		(2)/(3)	94 (2)	0.02 (1)
	- (An+RE+Zr)N (使用済燃料集合体 <sup>a</sup> )	1 <sup>st</sup>		(3)	113 (2)	0.08 (1)
		10 <sup>th</sup>		(3)	94 (2)	0.02 (1)
	- (An+RE)N (組成調整前の窒化物粉体), - An-RE-Cd (Cd 陰極棒)	1 <sup>st</sup>		(2)/(3)	113 (2)	0.08 (1)
		10 <sup>th</sup>		(2)/(3)	94 (2)	0.02 (1)

- a. 先行研究[4]より引用  
b. An: アクチノイド(U, Np, Pu, Am, Cm), RE: レアアース(Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd)  
c: カッコ内の数字: 表2の *Attractiveness* 評価指標の実用性区分

議論する。ADS 燃料の場合、サイクル初期と末期、転用対象物質に関わりなく、使用済燃料集合体以外は全て、先行研究[4]の ADS 新燃料の集合体の評価結果と同じく実用性区分 2 又は 3 となった。これは、重核(HM)中の U 割合がサイクル中最大 6.35 wt%程度であるのに対し、全サイクル内で常に、MA が HM 中の半分程度を、かつ核分裂生成物(FP)のレアアース(RE)が HM 中の 3.3 wt.%を不純物として占める[11]ADS 燃料を、未照射燃料として扱うべきか、新燃料であっても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 2 か 3 で変わるためである。なお、ADS 燃料中の  $^{235}\text{U}$  同位体割合は、サイクル初期と末期いずれにおいても 20 wt.%未満であるため、現行の IAEA の Conversion time の定義に基づいて  $^{235}\text{U}$  の濃縮度の観点から判断すると低濃縮 U(LEU)とみなされ、実用性区分 4 に位置付けられるとも考えられる。しかし、IAEA の Conversion time の区分けで用いている  $^{235}\text{U}$  の濃縮度の定義は、 $^{235}\text{U}$  以外の同位体割合の大半を  $^{238}\text{U}$  が占めていることを前提としているのに対し、ADS 燃料の U 同位体の大半は  $^{234}\text{U}$  である(表 1)。ここで、潜在的核拡散リスクを評価する上で基本となる BCM について、 $^{234}\text{U}$  及び  $^{238}\text{U}$  を主とする各 U を対象に  $^{235}\text{U}$  の濃縮度との相関について比較する(図 1)。 $^{234}\text{U}$  単体の BCM 111kg は、一般的

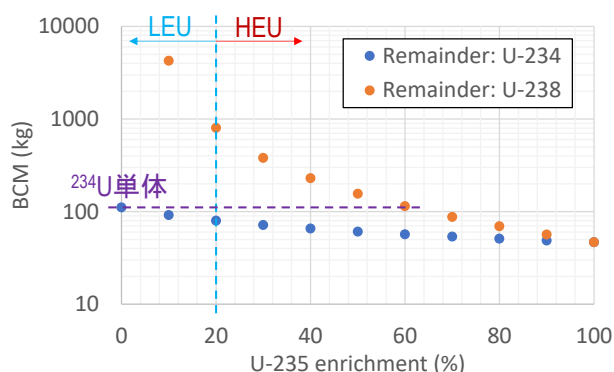


図 1  $^{235}\text{U}$  濃縮度と BCM の相関

な  $^{238}\text{U}$  を主とする U の  $^{235}\text{U}$  濃縮度に換算すると 60wt.%であり、高濃縮ウラン(HEU)相当となる。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、使用済燃料集合体以外の ADS 燃料の Processing phase は、実用性区分 2 又は 3 が妥当であると考えられる。

次に、Utilization phase の BCM に着目する。ADS 燃料中の U 組成での BCM は、サイクル初期と末期、転用対象物質に関わりなく 80kg を超えたた

め、先行研究[4]の ADS 燃料集合体の評価結果と同じくいずれも実用性区分 2 となった。また、Utilization phase の BCM 当たりの発熱量においても、サイクル初期と末期、転用対象物質に関わりなく、いずれも 0.45kW/BCM を下回るため、先行研究[4]の ADS 燃料集合体の評価結果と同じく実用性区分 1 の扱いとなった。

以上の一連の評価結果より、使用済燃料の集合体以外が全て同じ Overall Attractiveness 2 又は 3 となり、最も大きい評価値となった。

### 3. Attractiveness 低減方法の検討

#### 3-1. 低減方法

Overall Attractiveness を下げるには、Conversion time、BCM、発熱量のいずれかの項目の評価結果が下がるよう、ADS 燃料設計を工夫する必要がある。この中で、BCM が大きくなるように U 同位体組成を改質する方法の一つとして、ADS の燃料サイクルに MA を持ち込む直前の再処理工程における、U の除染係数の緩和が考えられる。従来設計では、MA の核変換量を大きくするために、MA の生成元である U を持ち込まないよう除染係数 100%を目標としている。一方で、 $^{238}\text{U}$  を多く含む商業サイクル中の U の低除染化を行うことで、ADS 燃料中の  $^{238}\text{U}$  の同位体組成比を大きくし、BCM を大きくすることが望め、Attractiveness の低減が可能となる。そこで本研究では、ADS の核設計に影響のない範囲で、ADS 燃料に段階的に軽水炉由来の回収 U(RepU)を添加することで、BCM の Attractiveness を低減可能な U 組成について定量的な検討を行った。

#### 3-2. 解析手法

検討に用いる ADS 燃料中の U の基本組成には、BCM が最も小さくなるサイクル末期の新燃料の組成(表 1)を用いた。これに、表 4 に組成を示す軽水炉由来の RepU[5]を段階的に添加した。

表 4 軽水炉の使用済燃料由来の回収ウランの組成 (45GWd/t, 10 年冷却)[5]

Nuclide	Mass fraction (wt%)
$^{234}\text{U}$	0.02
$^{235}\text{U}$	0.88
$^{236}\text{U}$	0.54
$^{238}\text{U}$	98.56

BCM の計算は、既述の Attractiveness 評価と同様の方法で行った。

#### 3-3. 解析結果



解析結果を図2に示す。縦軸はBCM、横軸は

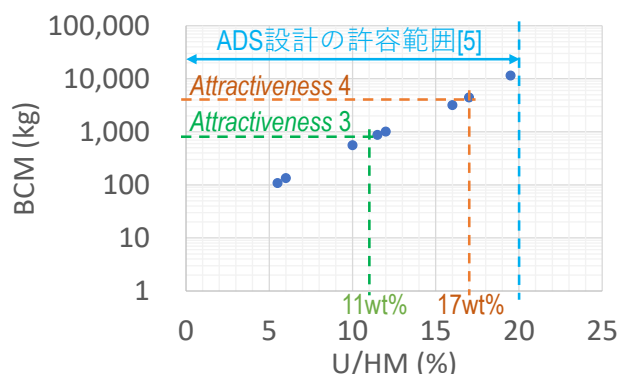


図2 回収ウラン添加量と BCM の相関

RepU添加後のADS燃料中のHMに対するU割合(U/HM)を示している。解析の結果、U/HMが11wt%程度、すなわち、ADS燃料中に元々存在したU量の約1.3倍のRepUを添加したことで、*Attractiveness*を3とする800kgまでBCMが大きくなることが明らかとなった。さらには、U/HMが17wt%程度、つまり、ADS燃料中に元々存在したU量の約2.7倍のRepUを添加すると、*Attractiveness*を4とする4000kgまでBCMを大きくできることが明らかとなった。なお、過去に行われたADS設計に対する不純物の影響評価によれば、20wt%までであれば、Uの混在はADS設計上容認できるとの結果を示している[5]。そのため、軽水炉燃料の再処理時において、ADS燃料中に元々存在するU量の1.3倍(U/HM=11wt%)から2.7倍(U/HM=17wt%)程度のUが残るように低除染化する分には、ADSの設計上問題はなく、Overall *Attractiveness*を3や4まで低減することが可能である。なお、低除染化による $^{238}\text{U}$ の同位体割合の増大は、再処理工程の設計合理化の観点での利点があるだけでなく、計量管理上の非破壊検査の適応可能性が未知数である $^{234}\text{U}$ の一部が、実績豊富な $^{238}\text{U}$ へ置き代わる事となるため、核物質定量測定の一助となるものと考えられる。

#### 4. 結論

ADSの乾式再処理施設や燃料製造施設で扱う物質(燃料ピン、ペレット、組成調整前後の窒化物粉体、Cd陰極棒)中のUを対象に、*Attractiveness*を評価した結果、過去に評価したADS新燃料の集合体と同じくOverall *Attractiveness*が2となる可能性を残し、使用済の燃料集合体以外全ての物質が、サイクル内で最も大きい評価値となった。さらに、核不拡散性を考慮したP&Tサイクル設計合理化のため、*Attractiveness*低減方法として、

軽水炉燃料再処理時のUの低除染化を提案した。*Attractiveness*低減に必要なU低除染化の目標値として有用な定量データを得るため、ADS燃料へのRepU添加量とBCMの相関を評価した。その結果、ADS燃料中に元々存在するU量の約1.3倍から約2.7倍のRepUを添加することで、*Attractiveness*を3及び4に低減できることを明らかにした。これらの定量データを基に、商用サイクルにおける再処理工程でのUの除染係数を見直すことで、Safeguards by designに基づいたP&Tサイクルの設計合理化が期待できる。

#### 謝辞

東京工業大学の菊池昌廣氏には、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] A. Oizumi, et. al., "Material attractiveness evaluation of fuel assembly of accelerator-driven system for nuclear security and non-proliferation," Annals of Nuclear Energy, 169, 108951 (2022).
- [5] 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).
- [6] International Atomic Energy Agency, "IAEA Safeguards Glossary 2001 Edition," International Atomic Energy Agency, International Nuclear Verification Series No.3 (2002).
- [7] J.T. Goorley, et al. "Initial MCNP6 release overview - MCNP6 version 1.0," LA-UR-13-22934, (2013).
- [8] K. Shibata, et al. "JENDL-4.0: a new library for nuclear science and technology," JNST. 48, pp.1–30 (2011).
- [9] Ludwig, S.B., et. al., "Revision to ORIGEN2 – Version 2.2, Transmittal memo of CCC-371/17," Oak Ridge National Laboratory, (2002).
- [10] K. Okumura, et al., "A Set of ORIGEN2 Cross Section Libraries Based on JENDL-4.0: ORLIBJ40," JAEA-Data/Code 2012-032 (2013).
- [11] 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).



## 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究

### (1)非核化のプロセスと技術的措置

#### Research on Technical Process for Achieving Denuclearization

##### (1) Denuclearization Processes and Technical Measures

\*田崎 真樹子, 中谷 隆良, 清水 亮, 木村 隆志, 堀 雅人

日本原子力研究開発機構

\*Makiko TAZAKI, Takayoshi NAKATANI, Ryo SHIMIZU, Takashi KIMURA, Masato HORI  
Japan Atomic Energy Agency

To improve preparedness of future denuclearization, series of study on technical process to achieve effective and efficient denuclearization have been performed in JAEA. As part of this study, this paper briefly summarizes clarification of (1) denuclearization flow, (2) target facilities and materials for denuclearization, (3) denuclearization methods, and (4) verification methods, based on past and current denuclearization cases, namely of South Africa, Libya, Iraq, 3 states of former Soviet Union (Ukraine, Kazakhstan, and Belarus), Iran and DPRK.

## 1. 緒言

原子力機構は、2018 年度～2020 年度に「非核化達成のための『要因分析に関する研究』」を実施した。非核化を「核開発に関与していた国が、核兵器（核爆発装置を含む、以下同）及び・または核開発を放棄し、核兵器及びその原料物質とそれらの製造施設、設備、機器及び資機材等を廃棄し、その検証を行うこと」とし、非核化を実施または非核化に向けた取組が実施・模索されている9 か国（南アフリカ（以下、「南ア」と略）、リビア、イラク、旧ソ連3 か国（ウクライナ、カザフスタン、ベラルーシ）、イラン、北朝鮮及びシリア）を事例調査対象国（以下、「対象国」と略）として、①核開発と非核化の経緯、②核開発の動機、③非核化決断時の内外情勢、④核開発の進捗度、⑤制裁の効果、⑥非核化のインセンティブ、⑦非核化の国際的枠組、⑧非核化の方法、⑨非核化の検証者と検証方法、⑩非核化の特徴・教訓、の観点から調査・分析してまとめた<sup>[1]</sup>。

本稿では、2021 年度から実施している研究の次フェーズの「技術的プロセスに関する研究」を実施するに際し、その前提として、事例調査から見る(1)非核化の流れ、(2)非核化の対象、(3)非核化（廃棄）の方法、及び(4)検証の方法を、主に上記の⑦～⑩を基にまとめた。

## 2. 事例調査から見る非核化の流れ

リビア及びイラクの非核化事例から非核化の流れを概観する。まずリビア<sup>[2]</sup>は、大量破壊兵器(WMD)開発の廃棄宣言後、核については国際原子力機関(IAEA)に保障措置追加議定書(AP)と同等の無制限のアクセスを付与し、IAEA は同国の過去の秘密裏の核活動の検証、即ちリビアによる申告の完全性と正確性及び未申告の活動が無いことを確認する作業を行った。その後 IAEA は、

核物質や遠心分離機等の所在を確認・封印し、それらは英米の主導及びIAEA の監視下で米露等に搬出された（HEU は露国に搬出後 LEU 燃料として利用、遠心分離機等は米国のオークリッジ研究所(Y-12)で保管）。

またイラク<sup>[3]</sup>は湾岸戦争に敗北し、国連安保理決議第 687 号(UNSCR 687)<sup>[4]</sup>で WMD 開発・製造の廃棄を受入れ、IAEA はイラクのそれまでの秘密裏の核活動の検証、即ちイラクによる申告の完全性と正確性及び未申告の活動が無いことを確認する作業を行い、また湾岸戦争時の空爆で破壊された原子力施設や、イラクが実施した核物質やウラン濃縮及び核兵器研究開発施設等の廃棄（破壊、搬出または無害化）を監視すると共に、当該作業が確実に実施されたことを確認した。

上記の事例から非核化の流れをまとめると、図1に示すように、まず非核化対象国の非核化の決断後、関係国間または検証者(IAEA)も交えてその具体的な実施内容や方法、スケジュール、役割及び費用分担を含む種々の事項に係る協議と合意がなされ、そして非核化作業（技術的措置）と検証者による検証が実施される。

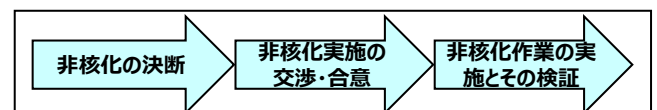


図1 非核化の流れ-1

また図1のうち、3 つめの非核化作業は以下の3 つからなる。

- ① 対象国の非核化決断前の過去の未申告の核活動・核能力（活動、核物質、施設等）の検証。つまり、対象国の申告の完全性と正確性及び未申告の活動が無いことの確認。

- ② 「核兵器及び核兵器に利用可能な核物質」の廃棄とその検証。つまり当該廃棄（搬出、処分、希釈等）が確実に実施されていること（監視）・実施されたことの確認。
- ③ 「核兵器及び核兵器に利用可能な核物質の製造施設、設備、機器及び資機材」の廃棄の実施とその検証。つまり当該廃棄が確実に実施されていること（監視）・実施されたことの確認。

本研究では、先ず①過去の未申告の核活動・核能力の検証と、③「核兵器及び核兵器に利用可能な核物質の製造施設、設備、機器及び資機材」の廃棄の実施とその検証、の2つに焦点を当てることとした。

上記2つの事例から非核化の流れを再度概観すると、図2に示すように、まず対象国の非核化決断後、核活動が停止（凍結）され、IAEAが対象国の過去の核活動の検証を実施後、または並行して、「核兵器及び核兵器に利用可能な核物質の製造施設、設備、機器及び資機材」の廃棄とその検証を実施した。

なお南ア<sup>[1]</sup>の非核化事例では、南アが核爆発装置を自ら廃棄し、その後IAEAが関連施設の訪問を含む検証（当該廃棄が確実になされたことの確認）を実施したが、廃棄後の検証が故にIAEAの活動は申告施設の確認や解体記録等の確認に止まった。それを鑑みると、廃棄の検証は、廃棄と同時並行的になされることが必要である<sup>[5]</sup>。

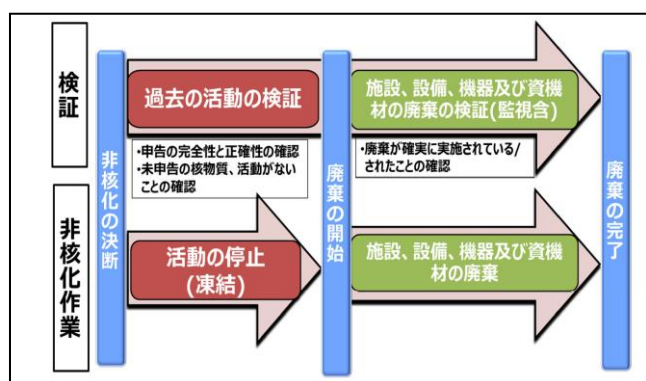


図2 非核化の流れ-2

### 3. 非核化（廃棄）の対象

表1に、③「核兵器及び核兵器に利用可能な核物質の製造施設、設備、機器及び資機材」に関連し、対象国が保有していた主な施設と廃棄として講じられた措置を示す<sup>[1]</sup>。

表1のとおり、廃棄の主な対象施設は、核兵器

製造関連施設、ウラン濃縮施設、再処理施設、原子炉及びそれらの設備、機器及び資機材である。

表1 対象国の施設と講じられた措置

	南ア	イラク	リビア	旧ソ連諸国	北朝鮮	イラン
核兵器製造関連施設(研究開発施設を含む)	○	○	×	×	○	×
ウラン濃縮施設(同)	○ <sup>*1</sup>	○	○ <sup>*2</sup>	×	○	○
再処理施設(同)	×	○	×	×	○	×
原子炉	○ <sup>*3</sup>	○	○ <sup>*3</sup>	○	○	○ <sup>*5</sup>

○: 保有、×: 保有せず、  
 ■: 破壊、国外搬出、無害化 ■: 凍結、無能力化、■: 制限の付与、■: 廃止措置  
<sup>\*1</sup>HEU関連施設のみ、<sup>\*2</sup>遠心分離機及び関連資機材等、  
<sup>\*3</sup>LEU仕様へ転換、<sup>\*4</sup>放棄、<sup>\*5</sup>重水炉に係る制限

なおイラクにおいてウラン濃縮施設（電磁法及び遠心分離法）とプルトニウム(Pu)分離・取扱施設（再処理実験室）、及び核兵器研究開発センターで廃棄対象となった設備、機器及び資機材の詳細は、検証を実施したIAEAから国連安保理に提出された報告書<sup>[6]</sup>に記載されている（本稿では紙面の制約上、割愛）。それらの主要機器等はNSGガイドラインPart1<sup>[7]</sup>記載品目に記載されており、またイラクが輸入したウラン濃縮関連の資機材等は後に上記ガイドラインPart2<sup>[7]</sup>に結実した。

### 4. 非核化（廃棄）の方法

ウラン濃縮、再処理及び原子炉等に対して、対象国の非核化で講じられた・講じることが意図された非核化の方法は、上述したように廃棄であり、より具体的には、「凍結(freeze)」、「破壊(destruction)」、「搬出(remove)」、「無害化(render harmless)」、「無能力化(disable)」及び「廃止措置(decommission)」である<sup>[1]、[3]</sup>。

表2に、③「核兵器及び核兵器に利用可能な核物質の製造施設、設備、機器及び資機材」に関連して講じられた廃棄方法を核物質に対しての措置等を含めて示す。

表2 非核化対象毎の廃棄方法の概要

非核化の対象	対象国	非核化(廃棄)の方法
核兵器製造施設(含: 研究開発施設)	南ア、イラク	破壊、爆破による破壊
HEU製造施設(同)	南ア、イラク	廃止措置、破壊、無害化
LEU製造施設	イラン	能力制限
再処理施設(同)	イラク、北朝鮮	無害化、凍結
黒鉛炉	北朝鮮	凍結、無能力化
HEU仕様研究炉	イラク、南ア、リビア	破壊、LEU仕様へ転換

非核化の方法について、「凍結」は、例えば北朝鮮の非核化に関する 1994 年の米朝枠組合意で、軽水炉の建設及び重油の供与と引き換えに合意された措置で、核脅威イニシアティブ(NTI)は、この「凍結」を、「解体(dismantle)を見据えた封印、活動の停止」と説明しており<sup>[8]</sup>、後述するその他の廃棄措置のための一時的な措置である。

「(国外) 搬出」は、例えば旧ソ連諸国やリビア等で講じられた核弾頭や遠心分離機器等の国外への移送である。リビアの場合は、機器等の搬出先は米国であり、リビアから米国への 2 回の移送は僅か 4 か月間で終了した<sup>[2]</sup>。

「破壊」は、例えば湾岸戦争で多国籍軍がイラクの原子力施設を空爆したように施設や機器等をそれらの原型を保たない状態までに壊すことで、湾岸戦争では 1 か月強でイラクの Tuwaitha 原子力研究所の主要施設や、ウラン製錬・転換施設及びウラン濃縮施設(電磁法)の設備や機器及び関連資機材が破壊された<sup>[3]</sup>。

また「廃止措置」は、「原子力施設の利用終了後に行われる解体、撤去、汚染除去、廃棄物処理などの措置」と一般的に定義されており<sup>[9]</sup>、南アの HEU 製造施設の廃棄措置として講じられた。

さらにイラクの核開発、製造、調達等の禁止の無条件受入れを規定した UNSCR 687 (1991)では、イラクに求める措置として核関連資機材等の「破壊」と「搬出」に加えて、「無害化」を要求しているが、UNSCR 687 (1991)はイラクの核開発を禁止していることから、この無害化は不可逆性を意図した措置であると考えられる。

一方、「無能力化」は、例えば北朝鮮の非核化に関する 2007 年の「共同声明の実施のための第二段の措置」<sup>[10]</sup>で、北朝鮮が、米国によるエネルギー支援とテロ支援国家リストからの除外を条件に、寧辺の 3 施設(5MWe の黒鉛炉、放射化学施設(再処理施設)、及び核燃料棒製造施設)に講じた措置である。なお北朝鮮は、米国が上記の条件を守らなければ 3 施設を再稼働するスタンスであり、米国のヘッカー博士もこの「無能力化」を「原子力施設の再稼働をより困難にするが、しかし不可能ではない」とし、不可逆性が必ずしも担保されない旨を言及している<sup>[11]</sup>。

なお米国ジョージ・W・ブッシュ大統領(当時)は、北朝鮮に対して CVID (Complete, Verifiable, and Irreversible Dismantlement / Denuclearization、完全で、検証可能かつ不可逆的な(核兵器の)解体/非核化)を主張し、実際は 3 施設の不可逆性の

担保を基本方針としていたが、北朝鮮との交渉の結果、上記 3 施設には「無能力化」の措置が講じられることとなった。ただしヘッカー博士が列挙している北朝鮮側が定義・実施した 12 の非核化措置<sup>[11]</sup>は、移動(remove)、保管(reserve)といった措置が多い。またこの「無能力化」は、その後の北朝鮮によるミサイル発射実験(2009 年 4 月)を非難する安保理議長声明<sup>[12]</sup>に関して、同国が IAEA 査察官を追放したため完遂しなかった。

さらに南アでは、核爆発装置の製造には供されず、専ら民生利用に供された LEU 生産施設は、廃棄の対象とならず、また HEU 仕様の研究炉も LEU 仕様に転換され、IAEA との包括的保障措置協定(CSA)の下、原子力の平和的利用の一施設として運転を継続した。このように対象国の原子力施設は、非核化対象として全てが廃棄されたわけではなく一定条件の下で平和的利用(民生用利用)に供される選択肢もある。

図 3 に、図 2 に廃棄方法の詳細及び施設の平和的利用の選択肢を追加した非核化の流れ-3 を示す。

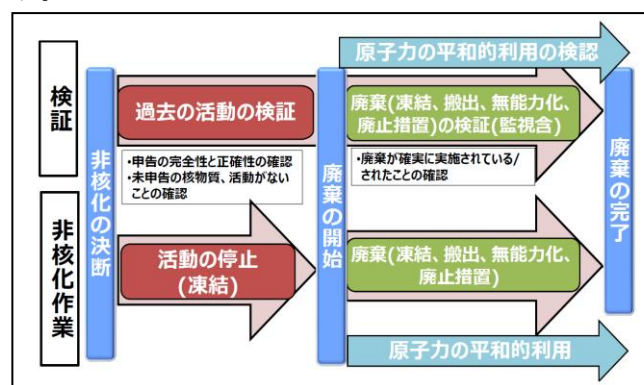


図 3 非核化の流れ-3

なお本研究では、イラクの事例のように戦争に伴う空爆で施設が破壊され、またそれを前提に無害化の措置がなされることは極めて稀と考えられることから、廃棄の方法としては、主に「凍結」、「搬出」、「無能力化」、及び「廃止措置」とし、加えて「民生用利用」の選択肢も加えて検討することとする。

## 5. 検証の方法

上述したように、非核化の検証は、対象国の過去の核活動の解明、つまり申告の完全性と正確性の確認と未申告の活動(核物質や施設を含む)がないことの確認と、②非核化の検証、つまり廃棄



が当初の目的や計画に従い、確実に実施されていること（監視）・実施されたことの確認である。

南ア、イラク及びリビアの非核化において非核化の検証者であった IAEA は、CSA と、実態的には AP に基づいて検証を実施した（1991 年から 1995 年の IAEA による検認・検証は 1997 年の AP モデル議定書採択以前であるが、南アは IAEA に協力的で「理由があればいつでもどこでも（申告以外の場所や関連書類等への）アクセス」を提供した<sup>[1]</sup>。またイラクの非核化で IAEA は、UNSCR 687(1991)で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、UNSCOM が指定したイラクが未申告の場所に立ち入る(entry)ことができた<sup>[2]</sup>。またリビアの AP 発効は 2006 年 8 月であるが、リビアの非核化検証を実施した IAEA には発効以前から AP の暫定的適用が許容された<sup>[3]</sup>。さらに IAEA は、イランとの JCPOA においてイランが JCPOA に基づいて暫定的適用を許容している AP に基づいて同国の JCPOA 遵守を検証している。

このような観点からは、AP をより普遍化させることが非核化の検証における未申告活動の探知及び核開発の抑止、及びその兆候の探知に貢献すると考えられる<sup>[4]</sup>。

## 6. まとめ

本稿では、「技術的プロセスに関する研究」を実施するに際し、その前提として、(1)非核化の流れ、(2)非核化の対象、(3)非核化の方法、及び(4)検証の方法を、以前に実施した「非核化達成のための『要因分析』に関する研究」の実施内容を基にまとめた。

現在、原子力機構は、「要因分析に関する研究」を土台とした「技術的プロセスに関する研究」において、非核化を効果的・効率的に進めることを目的とし、ウラン濃縮、原子炉及び再処理施設の 3 つの施設について、同施設の主要な機器を選定し、廃棄の主要な方法として、凍結、無能力化、廃止措置、(国外)搬出と、併せて民生利用も含めてその具体的方法について検討を行うと共に、必要なリソース（コスト、時間等）についても研究を実施している。それらについては本稿に続く「非核化達成のための『技術的プロセスに関する

研究』」の(2)～(5)を参照されたい。

## 引用・参考文献

- [1]田崎真樹子 他,「非核化達成のための要因分析と技術的プロセスに関する研究; 非核化の事例調査と要因分析」, JAEA-Review 2021-076,原子力機構, 2022 年 3 月, <https://doi.org/10.11484/jaea-review-2021-076>
- [2]玉井広史 他,「非核化達成のための要因分析と技術的プロセスに関する研究; リビアの事例調査」, JAEA-Review 2021-073,原子力機構, 2022 年 3 月, <https://doi.org/10.11484/jaea-review-2021-073>
- [3]田崎真樹子 他,「非核化達成のための要因分析と技術的プロセスに関する研究; イラクの事例調査」, JAEA-Review 2022-020,原子力機構,2022 年 9 月, <https://doi.org/10.11484/jaea-review-2022-020>
- [4]UNSCR, Resolution 687 (1991), 3 April 1991, <https://www.un.org/Depts/unmovic/documents/687.pdf>
- [5]David Albright with Andrea Stricker, “Revisiting South Africa’s Nuclear Weapons Program”, URL: <https://isis-online.org/uploads/isis-reports/documents/RevisitingSouthAfricasNuclearWeaponsProgram.pdf>
- [6]UNSC, S/1997/779, 8 October 1997, <https://nsarchive2.gwu.edu/NSAEBB/NSAEBB80/wmd07.pdf>
- [7]IAEA, INFCIRC/254, Part 1 及び Part 2, <https://www.iaea.org/publications/documents/infircs/communications-received-certain-member-states-regarding-guidelines-export-nuclear-material-equipment-or-technology>
- [8]NTI, “US-DPRK Agreed Framework”, <https://www.nti.org/education-center/treaties-and-regimes/us-dprk-agreed-framework/>
- [9]原子力機構, 原子力基本用語集, <https://www.jaea.go.jp/glossary/%E5%BB%83%E6%AD%A2%E6%8E%AA%E7%BD%AE>
- [10]外務省, “Second-Phase Actions for the Implementation of the Joint Statement”, URL: [https://www.mofa.go.jp/region/asia-paci/n\\_korea/6party/action0710.html](https://www.mofa.go.jp/region/asia-paci/n_korea/6party/action0710.html)
- [11]“Report of Visit to the Democratic People’s Republic of North Korea (DPRK). Pyongyang and the Nuclear Center at Yongbyon, Feb. 12 - 16, 2008. Prof. Siegfried S. Hecker, Center for International Security and Cooperation, Stanford University”, <https://fsi-live.s3.us-west-1.amazonaws.com/s3fs-public/HeckerDPRKreport.pdf>
- [12]UN, “Statement by the President of the Security Council”, S/PRST/2009/7, 13 April 2009, [https://www.mofa.go.jp/policy/un/disarmament/n\\_korea/unsc\\_state0904.pdf](https://www.mofa.go.jp/policy/un/disarmament/n_korea/unsc_state0904.pdf)
- [13]Article 17.b, INFCIRC/282/Add.1, <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/documents/infircs/1980/infirc282a1.pdf>

[i] 従来の CSA ではイラクの秘密裏の核開発を検知・防止できなかった経験は、のちに保障措置の強化と効率化についての「93+2 計画」を経て、AP(INFCIRC/540(corrected))の導入に繋がった<sup>[3]</sup>。

# 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究

## (2) ウラン濃縮施設の廃棄・検証

Research on Technical Process for Achieving Denuclearization

### (2) Dismantlement and Verification of Uranium Enrichment Facility

\*堀 雅人, 田崎 真樹子, 中谷 隆良, 清水 亮, 木村 隆志

日本原子力研究開発機構

\*Masato HORI, Makiko TAZAKI, Takayoshi NAKATANI, Ryo SHIMIZU, Takashi KIMURA,  
Japan Atomic Energy Agency

To improve preparedness of future denuclearization, series of study on technical process to achieve effective and efficient denuclearization have been performed in JAEA. As part of this study, this paper focus on dismantlement and verification of uranium enrichment facility, considering (1) peaceful use operation, (2) freeze, (3) disablement, (4) dismantlement, (5) removal as potential options. Quantitative evaluation of effectiveness (irreversibility) and resources requirement including resources for verification of each option were performed and summarized in this paper.

## 1. 緒言

本研究は、発表(1)で示された、非核化のプロセスと技術的措置について、特に、ウラン濃縮施設の廃棄・検証に焦点をあてたもので、民生利用として運転を継続、施設の凍結、施設の無能力化、施設の廃止措置、設備の国外移転の5つのオプションについて、そのプロセスを整理し、廃棄・検証の効果と効率化について比較し、考察を行った。

## 2. 遠心分離法ウラン濃縮施設と主要機器

### 2-1 対象ウラン濃縮技術の特徴

ウラン濃縮は、核分裂性の<sup>235</sup>Uの濃縮度を高める技術で、核兵器の原料物質となる高濃縮ウラン(HEU)の製造が可能なことから、非核化の対象として、ウラン濃縮施設は必須の施設である。

種々のウラン濃縮技術が存在し、NSGガイドライン Part. 1<sup>1)</sup>には、遠心分離法、ガス拡散法、エアロダイナミクス法(ノズル法)、電磁法(EMIS、カルトロン法)、原子レーザー法(AVLIS)、分子レーザー法(MLIS)、化学法(イオン交換法を含む)、プラズマ法の8つのウラン濃縮技術が記載されている。

このうち、商業化、または、核兵器の原料物質のHEU製造に実際に用いられた手法は、上記の①～④で、その他の手法は、原理的に実証されていても、実験室レベルまたは工学規模レベルの研究にとどまっている。表1に、実用化された代表的な4つのウラン濃縮手法の概要・比較を示す。

代表的な4つの手法のうちで、遠心分離法が、分離係数が比較的高く、消費電力が小さく、商業目的及び核開発の目的で開発が行われてきた技術であることから、本研究においては、遠心分離法ウラン濃縮施設を対象に廃棄・検証の検討を行う。

### 2-2 検討対象機器の選定とプライオリティ

非核化における廃棄等の措置を効果的に実施するために、措置の対象とする主要機器を特定し、その優先順位を特定することが重要である。主要機器の重要度及び専門性の観点で評価し、措置の優先順位を表2のとおりまとめた。

表2 主要機器と廃棄のプライオリティ

主要機器	機器の重要度	機器の専門性	プライオリティ
遠心分離機	◎HEUへの濃縮に必須	◎専門性の高い技術	1
原料供給、製品及び劣化ウラン回収システム	◎原料供給・回収に必須	△汎用技術	3
周波数変換器	◎遠心分離機を高速回転させるために必須	○専門性の比較的高い技術	2
UF6質量分析装置・イオン源	△必要な技術であるが、代用技術もある	◎専門性の比較的高い技術	4

表1 代表的なウラン濃縮手法の概要・比較

	遠心分離法	ガス拡散法	エアロダイナミクス法	電磁法
ウラン濃縮の原理	<sup>235</sup> Uと <sup>238</sup> Uの質量差を利用し、高速回転体のなかで生じる遠心力及び重力を利用して濃縮。	質量差による運動速度の差を利用し、隔膜を通過する比率により濃縮。	質量差を利用し、湾曲壁で生じる遠心力により濃縮。	質量差を利用し、高電圧場における湾曲軌道の違いにより濃縮。
分離係数	1.1-1.5	1.003-1.005	1.01-1.02	5-10
消費電力 kWh/kgSWU	100-400	2,000-3,000	3,000-4,000	10,000
核不拡散上の特徴	短時間で、HEUの濃縮が可能。遠心分離機的设计・製造技術が流出。	平衡到達時間が長く、工程内在庫も大。大規模施設が必要。幅広く技術が公開。	平衡到達時間が長い。大規模施設が必要。幅広く技術が公開。	大型の電源設備、電子部品等の調達が必要。少ない段数でHEUが得られる。

上記の優先順位に従い、遠心分離機等を優先し、効率的に措置を適用することとした。



### 3. ウラン濃縮施設の廃棄・検証

ウラン濃縮施設の威嚇化を効果的・効率的に実施するために、廃棄・検証プロセスとして、以下のプロセスについて検討を行った。

- ・核開発の申告の完全性/正確性を確認するための検証
- ・核開発の再開を不可逆的に阻止するための機器等の凍結・無能力化・廃止措置
- ・民生利用・凍結・無能力化・廃止措置後の検証  
各プロセスについて、その効果と必要なリソースについて、前提条件を定め、定量的な評価を行った。

### 4. 核開発の申告の完全性/正確性を確認するための検証

核開発の申告の完全性を確認するための活動としては、ウラン濃縮施設においては、以下が考えられる。

- ① ウラン濃縮能力の確認を行うため、カスケードの設計、遠心分離機の台数及び仕様、周波数変換器の台数及び仕様、原料供給、製品及び廃品回収システムの仕様の検証
- ② 高濃縮ウランの生産履歴を確認するため、運転履歴を示した運転記録の検証、廃品シリンダ、空シリンダの本数、廃品シリンダ中の UF6 の量及び濃縮度の検証
- ③ 目視、放射線モニタリング、環境サンプリングを用いた未申告のウラン濃縮が行われていないことの検証

このうち①、②の活動は、必要があれば検証実施機関（IAEA）立ち合いの下で、1週間から数週間で作業は実施可能。疑義が生じた場合には、より長期間必要。③は、継続的に実施が必要である。

### 5. 非核化の措置のオプション

ウラン濃縮施設の非核化のための措置のオプションとして、民生利用として運転を継続、施設の凍結、施設の無能力化、施設の廃止措置、設備の国外移転を想定し、各々のオプションについて評価を実施した。

#### 5-1 民生利用

非核化の交渉の結果、施設の廃棄を行わず、平和的な民生利用として施設の運転を継続することが想定される。

ウラン濃縮施設の場合は、民生利用への転換は、比較的容易に可能であり、必要に応じて、ウラン濃縮度の上限値、年間分離作業量の上限を設定す

る。これら必要な措置を、専門家立ち合いの下で実施した場合は、比較的短時間（1週間以内）で実施可能と想定される。

#### 5-2 凍結

非核化の交渉の際には、施設を凍結し、ウラン濃縮作業が行われていないことを担保する必要がある。また、交渉の結果、施設の凍結の措置が長期にわたり適用される可能性がある。凍結の措置としては、以下の措置が要求される。

- ・遠心分離機の停止
- ・周波数変換器の停止
- ・原料供給、製品及び劣化ウラン回収システムの停止、
- ・原料・製品・廃品シリンダの取り外し
- ・UF6 質量分析装置・イオン源の停止

これら必要な措置を、専門家立ち合いの下で実施した場合は、比較的短時間（1週間以内）で実施可能と想定される。

#### 5-3 施設の無能力化

無能力化の措置として、プライオリティの高い機器を優先して無能力化することが重要である。遠心分離機については、ローター等の内部構成物を①仕様以上の高周波数運転により、ローターに対して歪を生じさせることによる破壊、②高速回転体中に水分を含む空気を導入し、空気流入によるバランスの喪失、ローター表面で固形物生成による偏荷重による破壊、③遠心分離器に穴をあけるオプションの3つのオプションを検討し、装置は取り外しを行わず、機器本来の機能を喪失させる無能力化の措置を表3まとめた。

表3 無能力化のための措置

主要機器	廃棄のオプション	不可逆性(効果)
遠心分離機	①仕様より高い周波数で運転し、遠心分離機を破壊。	△完全に破壊できたかどうかの確認が必要。
	②回転状態で、水分を含む空気を導入し、遠心分離機を破壊。	△同上
	③遠心分離器に穴をあける。	◎目視で破壊を確認可能。
原料供給、製品及び劣化ウラン回収システム	塔槽類は外部より穴をあけるなど密閉性を破る。真空ポンプ類はオイルを抜いた状態で運転し、使用不能とする。	◎目視で破壊の確認が可能。
周波数変換器	基板、ケーブル、コネクタを物理的に破壊し、腐食性溶液(塩水、酸性水など)をスプレーして絶縁不良処置を行う。	◎同上
UF6質量分析装置・イオン源	基板、イオンソース、マグネット、検出部(コレクター)等を破壊。	◎同上

#### 5-4 無能力化のためのコスト試算

5-3 の無能力化のオプションについて、必要なリソースの計算・評価を行った。

- ・無能力化のコスト・時間の試算（①、②高周波数運転、空気導入による遠心分離機を破壊するオプション）

（時間の試算）現地作業員が破壊作業に協力する前提で、1日目：遠心分離機の運転状態の確認、2~4日目：破壊操作と周波数変換器の表示、カスケード室内の音・振動等により破壊の確認（3日間で8000機を処理）、1~4日目：並行して遠心分離機以外の機器の破壊、5日目：機器の破壊状態の確認。すべての作業は、5日間（1週間）要する。

（費用の試算）現地に6名の専門家チーム（専門家2名、技術者3名、コミュニケーション（英語）・全体監督者1名）を派遣し、現地の作業チームを指揮し、作業を実施する想定で、人件費、旅費・宿泊・滞在費、防護具・線量計等の費用を合計すると1000万円程度。

- ・無能力化のコスト・時間の試算（③遠心分離器に穴をあけるオプション）

遠心分離機はケーシングの外部からドリルにて穴をあける物理的破壊（内部の回転胴ごと破壊または変形）し、念のためコネクタ等も破壊。現地作業員が破壊作業を行う前提で、1つの班が破壊できる遠心分離機の数に100機/1日として、2~3班が同時に作業を行うことを想定した。

（時間の試算）事前調査・準備：1週間、遠心分離機の破壊：8週間、遠心分離機以外の装置の破壊：1週間、事後処理・確認：1週間、すべての作業に11週間要する。

（費用の試算）上記のオプションと同様に、現地に6名の専門家チームを派遣し、現地の作業チームを指揮し、作業を実施する想定で、人件費、旅費・宿泊・滞在費、防護具・線量計、必要な工具等の費用を合計すると7000万円程度。

何れのオプションについても、実作業を行う際には、以下の点について、考慮する必要がある。

- ・宿泊、食事、通信手段、通訳の確保
- ・万一の際の医療体制の整備
- ・工具等が不足している場合には、その手配（運搬を含む）・費用
- ・作業環境（放射線被ばく・汚染管理）が悪い場合には、作業効率が低下

#### 5-5 廃止措置

ウラン濃縮施設の廃止措置については、人形峠ウラン濃縮原型プラント（人形峠 DP）の廃止措置計画の実例<sup>2</sup>を用いて廃止に必要なリソースを評価した。

2021年1月に承認された廃止措置計画には、施設解体費用見積総額は約55億円、期間約20年と記載されている。

人形等 DP の分離作業能力は200tSWUで、比較的、大きな施設で、運転期間1988~1999年で、回収ウランのウラン濃縮運転も行われた。

廃止措置が想定される施設に対しては、安全規制が日本よりも厳しくないこと、より小規模な施設であることを想定し、人形峠 DP の1/4~1/2で計算すると、廃止措置の費用は、16~28億円、期間は、5~10年と試算される。

#### 5-6 国外搬出

過去の非核化では、リビアの非核化において、遠心分離機等の国外搬出を行った事例がある。ここでは、主要機器を国外に搬出オプションについて検討を行った。

遠心分離機及び高周波電源装置の取り外しと梱包を行うが、特に、遠心分離機の配管等の切り離し、遠心分離機本体の取り外し等のために、無能力化のオプション③（遠心分離器に穴をあけるオプション）よりも5倍程度の期間（20機/1日・1グループ）が必要となる想定される。

大雑把な推定で約55週、必要な遠心分離機等の取り外し費用が約5億円、それに加えて輸送・輸送容器のコスト、保管にかかるコストも必要となる。

#### 5-7 各措置のオプションの効果・不可逆性の評価

各措置のオプションの効果・不可逆性は、措置後に、核兵器原料物質の製造に必要な施設を運転可能な状態に戻すのに必要と推定される期間で評価することとした。

必要な原材料が容易に調達可能であると仮定し、ウラン濃縮施設においては、各装置等の製造・設置に必要な期間を以下と想定した。

- ・建屋の建設（ユーティリティ系の設置を含む）：1年
- ・遠心分離機の部品の製造・組み立て：16か月（500機/月）
- ・高周波電源の製造：6か月、ウラン供給・回収装置の製造：6か月

並行して作業も可能なことから、必要な期間

(不可逆性)を以下のように評価した。

- ・廃止措置・国外搬出（新規施設の建設）：2年
- ・無能力化（措置後の施設内の装置を撤去し、新規装置製造・設置）：2年
- ・運転の継続・凍結（すべての装置が使用可能な状態のため）：0～数週間

遠心分離機の製造・設置が律速になると想定すると、ウラン濃縮施設では、無能力化、廃止措置、国外搬出の効果・不可逆性は、ほぼ同じであると評価される

ウラン濃縮施設。に関しては、専門性の高い、遠心分離機の部品及び高周波電源を製造可能な施設を廃棄することにより、効果・不可逆性はさらに高まると考えられる。

## 6 民生利用・凍結・無能力化・廃止措置後の検証

各措置を実施後の検証について検証の目的、方法及び必要なリソースについて、ウラン濃縮施設の保障措置実施経験を基に評価し、その結果を表5にまとめた。

表4 民生利用・凍結・無能力化・廃止措置の検証の比較

措置	検証の目的・方法	必要なリソース
民生利用	転用の検知、不正使用の検知。年1回PIV/DIV、年数回～月1回中間査察、年数回のLFUA、配管モニタの適用。	30～200人日/年(1,500万円～1億円・年)
凍結	停止中の施設の未申告の運転を検知。年数回～月1回のLFUAまたはDIV。	6～12人日/年(300万円～600万円/年)
無能力化	装置の置き換え等の検知。年1回程度の目視確認。	2人日/年(100万円/年)
廃止措置	基本的に必要なし。	廃止措置の確認の検証
国外搬出	基本的に必要なし。	国外搬出の確認の検証

検証業務は1人日＝50万円で計算

## 7. まとめ

ウラン濃縮施設に関しては、遠心法ウラン濃縮施設を対象に、民生利用として運転を継続、施設の凍結、施設の無能力化、施設の廃止措置、設備の国外移転の5つのオプションについて、廃棄・検証に必要な時間及びリソースを定量的に評価し、表5のとおりまとめた。

非核化の効果と効率化を比較すると、「無能力化」がその効果が比較的高く、必要なリソースが「廃止措置」と比べて低いことから、有効なオプションであると考えられる。

「民生利用」、「凍結」のオプションは、施設的能力が維持されることから、不可逆性が極めて

低く、非核化のオプションとしての効果は低い。

ウラン濃縮施設の主要機器の重量が軽く、放射性物質による汚染が限られていることから、小規模の施設であれば、「リビアモデル」のような「国外搬出」もオプションとして考えられる。

なお、ウラン濃縮施設ばかりでなく、遠心分離機の部品の製造施設及び高周波電源を製造可能な施設を廃棄することにより、廃棄の効果・不可逆性はさらに高まるので、これらの設備も廃棄対象に加えるのが望ましい。

表5 非核化のオプションの廃棄・検証の比較

オプション	措置の効果・不可逆性	措置に要するリソース	検証に要するリソース
民生利用 JCPOAに近いモデル	× すべての装置が再利用可能。	◎ 作業は限定的(1週間以内)。	× 転用、不正使用の検知活動が必要。 1,500万～1億円/年
凍結 施設を完全に停止	× すべての装置が再利用可能。 数週間～。	◎ 作業は限定的(1週間以内)。	× 高頻度で凍結の監視活動が必要。 300～600万円/年
無能力化 遠心分離機に穴をあける	○ 機器材料の転用の可能性はあるが、不可逆的な廃棄。2年～。	○ 1週間～11週間(数か月) 1000万～7000万円	○ 目視により、主要機器が機能しないことの確認が可能 100万円/年
国外搬出 主要機器を国外搬出(リビアモデル)	◎ 機器の転用を含め、完全に不可逆的な廃棄。数年。2年～。	△ 55週間(1年) 5億円程度+輸送・保管のコスト及び期間	◎ 継続的な検証は不要。
廃止措置 すべての装置を解体	◎ 不可逆的な廃棄。2年～。	× 5-10年 16～28億円	◎ 継続的な検証は不要。

## 引用・参考文献

- 1 「INFCIRC/254/Rev.14/Part 1」  
<https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/documents/infcircs/1978/infcirc254r14p1.pdf>
- 2 「廃止措置実施方針(核燃料物質加工施設)」、2021年10月、原子力機構  
<https://www.jaea.go.jp/04/zningyo/211029-1.pdf>  
「規制委、原子力機構人形峠ウラン濃縮原型プラントの廃止措置計画を認可」、2021年1月20日、原子力産業新聞  
<https://www.jaif.or.jp/journal/japan/6168.html>  
「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の認可について(案)」、2021年1月20日、原子力規制委員会  
<https://www.nsr.go.jp/data/000340193.pdf>

## 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究 (3) 原子炉施設の廃棄・検証

### Research on Factor Analysis and Technical Process for Achieving Denuclearization (3) Dismantlement and Verification of Nuclear Reactor

\*中谷 隆良, 清水 亮, 田崎 真樹子, 木村 隆志, 堀 雅人  
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

\*Takayoshi Nakatani, Ryo Shimizu, Makiko Tazaki, Takashi Kimura, Masato Hori  
Japan Atomic Energy Agency

To improve preparedness of future denuclearization, series of study on technical process to achieve effective and efficient denuclearization have been performed in JAEA. As part of this study, the technical process of measures and verification methods to effectively and efficiently achieve denuclearization at nuclear reactor is examined and considered from a technical point of view.

#### 1. 緒言

非核化は、核開発の検証と核兵器(核爆発装置を含む)、核兵器に利用可能な核物質 (HEU 及び Pu) 及びそれらの製造施設・設備・機器及び資機材等を、凍結、無能力化、廃止措置しそれらを検証することである。過去の研究[1]では、核兵器、Pu 生産 (5MWe 原子炉、放射化学実験所等)、HEU 生産 (ウラン濃縮施設等) を完全に廃棄 (廃止措置) する工程の検討・評価は行われているが、長期にわたるこれらの措置は、関係国間の方針変更により、その計画的実行には不確定要素が内包されている。

この際、対象の選定と有効な措置 (効果的な廃棄) 等を検討することが重要となる。これら目標に加え、措置履行に必要なコスト、要する期間、不可逆性 (抵抗性) 等を加味した検討を行うことは、事態が発生した際、柔軟な対策検討の基本情報として有益と考える。

本研究では、原子炉施設の非核化を達成するための技術的措置や検証について、技術的視点から、プロセスを整理・比較・考察した。

#### 2. 検討対象とする原子炉の型式の整理

##### 2-1. 対象原子炉の構造・特性

原子炉施設のタイプは減速材、冷却方式等の様々な組み合わせで分類されるが、ここでは、熱回収方法等によらず、減速材の違いによる、軽水炉、重水炉、黒鉛炉の 3 分類を基本系と設定した。これらのうち、黒鉛炉は天然ウランを燃料として利用できること、Pu 生産能力に関係する転換率が大きい等から、本研究においては、

黒鉛減速炉を基軸に検討を行うこととした。

##### 2-2. 検討対象設備類の選定とプライオリティ

原子炉施設は、炉心をはじめ、その機能を維持するため、多種多様な設備類で構成されたプラントである[例えば2]。ここで、Pu 生産に求められる重要な性能として、「核燃料を燃焼 (臨界) させる機能・設備」、及び「燃料装荷、その他必要な機能・設備」を想定した。例えば、新燃料の搬入と使用済燃料の搬出に係るクレーン等搬送設備が候補になりうる。措置に要する期間、作業の確実性 (廃棄されたことの検証性) では利点があるものの、前述の着目機能 (不可逆性) としては、技術的専門性に依拠する効果は低いと考えられる。そのため、より効果の高い措置として、専門知識が必要であり、原子炉としての機能不全を確実にするための設備として炉心や反応制御系、熱交換系統も候補とした。

- ・ 炉心 (減速材、燃料装荷孔等)
- ・ 反応制御系統 (制御棒/制御棒駆動装置/制御棒装荷孔)
- ・ 燃料装荷系 (燃料取替機/制御・駆動系)
- ・ 熱交換系統 (配管系統/循環ポンプ/熱交換器)

これら選定した設備の重要度と技術的専門性から、廃棄等の措置を行うべき優先順位を検討した結果を表 1 に示す。

表 1 検討対象の廃棄等プライオリティ

主要機器	機器の重要度	機器の専門性	廃棄等のプライオリティ
炉心(燃料装荷孔/減速材)	◎原子炉運転に不可欠	◎専門性の高い技術	1
反応制御系統(制御棒/制御棒駆動装置)	◎原子炉制御に必須	○専門性の高い技術	2
燃料装荷系統(燃料搬入クレーン、炉心装荷設備等)	○物質移動に必須	○比較的専門性の高い技術	3
熱交換系統(配管系統/循環ポンプ/熱交換器)	○必要な技術であるが、特殊性は低い	△他の発電施設で用いられる汎用技術	4

### 3. 原子炉施設の廃棄・検証

核開発の申告の完全性を確認するための過去の過去活動、以後の廃棄等技術的措置の検討に必要な措置としては、非核化に先立ち必須な要件として、原子炉施設においては、以下が考えられる。

- ① Pu 生産能力（構成及び仕様（性能））の検証
- ② Pu 生産履歴（運転記録、燃料集合体の搬入・搬出数記録等）の検証
- ③ 未申告の施設・核物質がないことを検証するための、目視、放射線モニタリング、環境サンプリング

先に述べた通り、必要な措置については、効果（不可逆性）、効率を整理する上で、要する日数等は重要なファクターである。ここでは上記措置に必要な日数について、①、②の活動は、必要があれば検証実施機関（例えば IAEA）立ち合いの下で、1～数週間程度で作業を実施（疑義が生じた場合、より長期を要する）。③は、平和利用からの逸脱や申告外活動がないことを確認するために継続的に実施が必要と考えられる。

### 4. 非核化のための措置のオプション

既存の研究報告[3]等を参考にした場合、取りうるべき措置として、以下に示す 5 つの対応が想定される。

- ① 民生利用として運転を継続
- ② 施設の凍結
- ③ 施設の無能力化
- ④ 施設の廃止措置
- ⑤ 設備の国外搬出

この内、「⑤国外搬出」については、原子炉施設の設備規模（大きさ）、検討対象設備の 1 つであるである炉心の放射化（作業・輸送安全）の観点から、遂行は困難と考え、本研究では検討の対象外とした。

### 4-1. 民生利用の可能性

ここでは、非核化のオプションとして「民生利用」を選択した場合に必要な措置について以下のように整理した。

- ① 基本的に施設の設備を継続的に使用。
- ② 必要に応じて、燃焼度の管理、年間燃料装荷数の管理値を変更。
- ③ 熱エネルギーの利活用方法・設備の明確化（発電、暖房など）
- ④ 監視機器（カメラ、放射線モニタ等）の整備

### 4-2. 施設の凍結措置

ここでの凍結(freeze)とは“核兵器に利用可能な物質の生産停止”とし、「2-2」で選定した設備類に対する工学的措置は以下のように整理した。

- ① 炉心内燃料の撤去
- ② 燃料取扱装置の制御装置、駆動装置の一部を撤去
- ③ 制御棒駆動装置の制御装置、駆動装置の一部を撤去
- ④ 制御棒そのものを撤去

これらの作業は、核兵器利用物質生産停止のため、専門家立ち合いの下で、約 1～2 週間（措置の範囲に依存）で実施されるものと仮定した。

### 4-3. 無能力化のための措置

無能力化(disablement):とは、“施設を使用できない(rendered useless)状態”と、ここでは定義する。そのため、対象とした設備類への措置は、次の 6 つの対処を想定した。

- ① 炉心の減速材撤去
- ② 炉心の炉心開口部の鋼板溶接
- ③ 炉心開口部へのモルタル等注入
- ④ 制御棒駆動機構を破壊、制御棒を炉心に残したまま、制御棒の引き抜きを困難にする。
- ⑤ 燃料取替機の制御系/駆動系撤去、又は本体解体
- ⑥ 炉心冷却に必要な熱交換系統の部分撤去。

これら 6 つの措置について、不可逆性（措置の確認のしやすさ・復旧の難しさ）と措置に要するリソース（主に所要期間）を評価した。その結果を表 2 に示す。



表 2 無能力化のための措置

主要機器	廃棄オプション	不可逆性(効果)	必要なリソース
炉心	①原子炉領域構造物のうち一部(燃料装荷孔や黒鉛)等の解体。	◎ 炉の主要構造物の機能不全が可能	× 周辺機器の撤去や構造物大きさ、放射化の程度により、長期間要する。被ばくの可能性あり。
	②開口部(燃料装荷孔等)の一部閉止(銅板溶接)	△ 目視で確認が可能	○ 短時間、効率的措置が可能
	③開口部(燃料装荷孔等)へのモルタル等注入。	◎ 充填量から閉塞確認復旧の難易度は高い	○ 比較的短時間で実施可能。
燃料取替系	燃料装荷装置の駆動電源を遮断(ケーブル撤去)/制御装置の破壊・撤去 / 取替機そのものの破壊・撤去	○ 目視で破壊の確認が可能だが、復旧可能性はある	○又は△ 比較的短時間で措置が可能。※取替機本体解体には、時間を要する
反応制御系	制御棒駆動機構の破壊・撤去。	○ 目視で破壊の確認が可能だが、復旧可能性はある	○ 比較的短時間で措置が可能。
熱交換系	接続配管の撤去及び貫通部閉止措置	○ 目視で破壊の確認が可能だが復旧可能性はある	○ 比較的短時間で措置が可能。汚染の可能性はある。

この内、不可逆性（非核化の効果）と必要なリソース（短期での措置が可能）の視点から、「原子炉開口部（燃料装荷孔）へのモルタル等注入」は評価として高いと判断される。

#### 4-4. 無能力化のためのコストの試算

無能力化に関するコスト試算においては、次の要件を仮定した。

- ①方法は、「2-3」で選定したプライオリティの高い方法である、炉心燃料交換用の開口部からモルタル等を注入し、燃料の再装荷を不可能にする、を指標とした。
- ②必要な人作業期間は、8 週間とし、各段階での要員変動考慮した総人工数は 334 人日と仮定した。

これら人件費に加えて、渡航費、宿泊費、資機材等の諸経費を試算・合計した概算費用は、0.7～1 億円程度と見積った。

#### 4-5. 廃止措置のためのコスト

比較のため、原子炉施設の建屋、設備等を完全に廃止措置する場合の費用・期間について試算した。例えば、商用炉の黒鉛減速ガス冷却炉（Gas Cooled Reactor, GCR）である日本原電東海発電所の場合、施設解体費用見積総額は約 350 億円、要する期間は約 30 年と示されている[4]。試算方法は、既往研究[5]で廃止措置費用の積算条件の一つに機器重量が示されていることを参考に、炉心内構成部材（黒鉛、減速/反射）を主要機器と想定した。ここで、試算の対象は、東海発電所（炉心内構成部材は 1,550ton[6]）よりも小型（例えば公開文献[7]に示された GCR では 600ton）であるとの数値をベンチマークと設定した。この結果、前述の例の約 1/3~1/2 と見積もられ、費用は 100~200 億円、期間は、10～15 年と推定された。

#### 4-6. 非核化のオプションの効果・不可逆性の評価

各措置のオプションの効果・不可逆性は、措置後に、核兵器原料物質の製造に必要な施設を運転可能な状態にする（戻す）のに、必要な期間で評価した。原子炉施設においては、過去の事例（日本原電 東海発電所における設備建設期間、海外の Pu 生産炉の建設期間）を参考に再稼働に必要な期間（不可逆）を以下の条件で想定。

- ・炉心設備建設の実績では、約 4 年[8]であったため、前項のファクターから、1 年～と仮定。
- ・廃止措置からの復旧（新規建設）は、Pu 生産炉（黒鉛炉）の実績から、1.5～2 年程度と仮定。[9]
- ・運転継続及び凍結からの再稼働は、すべての装置が使用可能な状態のため燃料再装荷、周辺設備（制御系）復旧に要する期間を、1～数週間と想定。（ただし、凍結措置等の範囲により、想定は変動する）

以上の事から、各オプションに対する廃棄の効果と必要なリソースを整理した結果を表 3 に示す。

表 3 非核化の措置のオプションの比較

オプション	廃棄の効果・不可逆性	廃棄に必要なリソース
平和利用の監視 監視のもと、運転継続	× すべての装置が再利用可能。(1週間程度～)	◎ 特設作業はなし(運転制限のみ) (1週間程度)
凍結の監視 炉心の燃料取り出し後、施設を完全に停止	× すべての装置が再利用可能。(数週間～)	◎ 一部機器撤去など、作業は限定的 (1～2週間)。
無能力化 炉心挿入孔の閉塞	◎ 不可欠な機器自体の、不可逆的な廃棄。(炉心再設計・製作能力に依拠。補機類は再利用可)(1年～)	○ 8週間 (現地協力の程度により数か月) 0.7～1億円
廃止措置 すべての装置を解体 (廃棄物処理処分除く)	◎ 材料が転用される可能性があるが、機器自体は、不可逆的な廃止措置。(1年～1.5年)	× 10～15年間 100～200億円

#### 4-7. 民生利用・凍結・無能力化・廃止措置の検証

ここでは、先ず本章で設定した 4 つのオプションについて、状態に変化がない（不可逆状態）ことを検証するためのリソースについて検討した。

この結果、オプションの強度（廃棄の深度）により、平和利用→凍結→無能力化→廃止措置の順に検証の対象・項目が減少するため、相対的に費用は低減されることがわかる（表 4）。

**表 4 民生利用・凍結・無能力化・廃止措置非核化の措置のオプションの比較**

廃棄のオプション	検証の目的・方法	必要なリソース
運転状態を維持	転用の検知、不正使用の検知。年1回PIV/DIV、年数回の中間査察、短期通告ランダム査察。	PIV＝2人×2日 IIV＝2人×1日×2回/年 受払計量＝2人×1日×2回/年 (600万円/年) 2人×3日/年(300万円/年)
すべての装置の凍結	停止中の施設の未申告の運転を検知。年数回の状態監視。	
無能力化	装置の置き換え等の検知。年1回程度の目視確認。	2人×1日(100万円/年)
廃止措置	枢要機器が廃棄されたことの確認(基本的に必要なし。)	廃止措置の確認、廃棄期間中凍結の検証

※PIV (Physical Inventory Verification) : 実在庫検認  
IIV (Interim Inventory Verification) : 中間在庫検認  
注) 検証業務は1人日＝50万円で計算

## 5. 廃棄・検証の効果・効率化の評価

「廃棄の効果・不可逆性」については、施設をほぼそのまま維持する「平和利用」及び「凍結」は軍事利用に復旧する労力が小さく低いが、措置に要するリソースは小さい。

一方で、設備類の一部又はすべてを廃棄する「無能力化」及び「廃止措置は」不可逆性は高いものとなる。判定となったが、措置に要する期間・費用(リソース)に関しては、それぞれ約1億円、約100-200億円が、見込まれ、4つのオプションでは「無能力化」が最も有効な措置であると思われる。(表5)

**表 5 非核化の措置のオプションの比較**

オプション	廃棄の効果・不可逆性 (期間は復旧まで要する日数)	廃棄に要するリソース	検証に要するリソース
平和利用の監視 JCPOAに近いモデル	×	◎	△
凍結の監視 施設を完全に停止	×	◎	△
無能力化 炉心チャンネル閉塞	◎	○	○
廃止措置 すべての装置を解体	◎	×	◎

## 6. 結言

原子炉施設に関しては、ガス冷却式黒鉛減速型原子炉を対象に、民生利用として運転を継続、施設の凍結、施設の無能力化、施設の廃止措置、の4つのオプションについて、その効果と効率を評価した。

原子炉施設は主要機器が大型であり、炉心構造材の放射化が想定されることから、当該国内での対応に限定される。また、非核化の効果と効率化を比較すると、「無能力化」がその効果

(期間、費用等)が比較的高く、廃止措置に必要なリソースも低いことから、有効なオプションであると考えられる。「廃止措置」のオプションは、恒久的な対処として最も有効であるものの、被ばく対策、要する期間(10-20年)、コスト(解体のみで100億円～)により、他のオプションに比べ、非核化対応として優位性は低いと言える。なお、「民生利用」は、軍事目的で建設された場合、どのような民生利活用が可能か、施設詳細情報の取得・検証が重要である。

## 引用・参考文献

- [1][https://fsi-live.s3.us-west-1.amazonaws.com/s3fs-public/hecker\\_carlin-serbin\\_denuc\\_rlc.pdf](https://fsi-live.s3.us-west-1.amazonaws.com/s3fs-public/hecker_carlin-serbin_denuc_rlc.pdf)
- [2]東海発電所発電用原子炉施設 廃止措置実施方針、令和3年5月、日本原子力発電株式会社、p.8～p.9
- [3]非核化達成のための要因分析と技術的プロセスに関する研究; 非核化の事例調査と要因分析、田崎ら、JAEA-Review 2021-076, 2022/03, URL <https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2021-076.pdf>
- [4]東海発電所発電用原子炉施設 廃止措置実施方針(令和3年5月、日本原子力発電株式会社), URL: [http://www.japc.co.jp/tokai/haishi/pdf/jisshiho\\_ushin/20210512/tokai.pdf](http://www.japc.co.jp/tokai/haishi/pdf/jisshiho_ushin/20210512/tokai.pdf)
- [5]原子力施設廃止措置費用簡易評価コード(DECOST) 利用マニュアル、高橋ら、<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Testing-2018-002.pdf>
- [6]わが国の原子力発電黎明期における導入の歴史的事実と教訓・英国及び米国パートナーと協業した日本原子力発電(株)での実体験を通して(2019年6月、日本原子力発電(株)、元取締役副社長 藤江 孝夫)、URL: [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/51/015/51015548.pdf](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/51/015/51015548.pdf)
- [7]Dismantlement and Radioactive Waste Management of DPRK Nuclear Facilities, WHANG Jooho et.al, Sandia National Laboratory, URL: <https://www.osti.gov/servlets/purl/957471/>
- [8]昭和35年版 原子力白書、昭和36年7月、原子力委員会、URL: <http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/wp1960/sb60202.htm>
- [9]URL: <https://atomica.jaea.go.jp/data/pict/03/03041104/02.gif>

## 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究 (4) 再処理施設の廃棄・検証

### Research on Technical Process for Achieving Denuclearization (4) Dismantlement and Verification of Reprocessing Facilities

\*清水 亮、中谷 隆良、田崎 真樹子、木村 隆志、堀 雅人

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

\*Ryo Shimizu, Takayoshi Nakatani, Makiko Tazaki, Takashi Kimura, Masato Hori  
Japan Atomic Energy Agency

To improve preparedness of future denuclearization, series of study on technical process to achieve effective and efficient denuclearization have been performed in JAEA.

As part of this study, this paper focus on dismantlement and verification of reprocessing plant, considering (1) peaceful use operation, (2) freeze, (3) disablement, (4) dismantlement, (5) removal as potential options. Quantitative evaluation of effectiveness (irreversibility) and resources requirement including resources for verification of each option were performed and summarized in this paper.

#### 1. 緒言

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、本学会でも報告している[1]。現在、対象国の核施設を解体廃棄するプロセスにおいて、効果的・効率的に非核化を実施可能な技術的プロセスの検討を行っている。

本研究では、原子力施設の中で再処理施設の非核化について、民生利用、凍結、無能力化、廃止措置の各選択肢における措置や検証方法について検討し、効果的・効率的に非核化を実施できる技術的プロセスを整理・考察する。

#### 2. 再処理施設の概要

再処理施設は、照射済原子炉燃料からウラン、プルトニウムを回収する施設であり、核兵器用のプルトニウム生産に必須となる施設である。現在、実用規模の再処理施設は、湿式再処理法である Purex 法を採用した複雑な化学処理施設であり、廃棄物処理、貯蔵のための周辺施設も含め大規模な施設群で構成される。

照射済原子炉燃料に含まれる多量の放射性物質を取り扱うことから、再処理の主要な工程は高度に汚染されており、内蔵する多量の放射性廃棄物の処理・処分等、その廃止措置には多くの困難を伴う。例として日本原子力機構東海再処理施設の廃止措置の実施に当たっては、7700 億円の費用と、70 年に及ぶ期間が見積もられている[2]。

#### 3. 再処理活動の検証

非核化の際の再処理施設の検証では、申告に基づく、申告の時点での施設の能力、仕様、核物質

保有量の確認と、過去の運転実績の検証が求められる。

申告に基づく検証では、IAEA の実施する PIV (実在庫検証)、DIV(設計情報検証)に相当する現地確認により、検証することが想定される。これは、非核化受入後、数週間以内を目標に実施される。

一方、プルトニウム生産量の検証が主となる過去の活動の検証では、原子炉での燃料照射実績、再処理量、廃棄物量の物質収支等の整合性から矛盾がないことを確認する作業が主になる。これには、過去の活動規模によるが、数か月を目標に実施されると見込まれる。

なお、封込・監視及び環境サンプリング等のモニタリングは定常的に実施されることになる。

#### 4. 再処理施設の非核化のオプション

本研究では非核化のオプションとして、①施設の民生転用、②施設の凍結監視、③施設の廃止措置、④施設の無能力化、⑤国外搬出の 5 つのオプションを想定し、それぞれについて比較検討を行った。

##### 4-1. 施設の民生転用

軍事用再処理施設は、黒鉛炉、重水炉等のプルトニウム生産炉の天然ウラン燃料の再処理を対象としており、民生用として想定される軽水炉燃料の再処理に転用することは、対象とする燃料の形状、濃縮度、燃焼度が全く異なることから、臨界管理や遮蔽等に課題が生じることが予想される。さらに、回収されるプルトニウムの平和的利用を担保できない限り、民生転用は困難と判断され、選択肢とはならない。

#### 4-2. 施設の凍結監視

再処理施設の凍結にあたっては、制御室等への監視モニター設置や、核物質移動経路の閉鎖、放射線検知装置等の設置が必要となるが、これは数週以内で実施可能であると予想される。

しかし、凍結中であっても再処理施設内の多量の核物質、放射性廃棄物等を安全に管理するためには、換気、冷却等適切に行う必要がある。また、計量管理も必要である。このため、凍結中の施設であってもユーティリティー設備の運転及び要員を必要とするため、凍結中であっても施設の維持管理コストは発生する。

コスト削減のために核物質、放射性廃棄物等を処理した後に凍結することも考えられるが、その実施には貯蔵量に依存するものの、年単位の長期間を要することが予想される。

#### 4-3. 施設の無能力化

再処理施設は上述した様に、施設内の核物質、放射性廃棄物等の処理には年単位の長期間を要するため、施設の解体廃棄作業に着手までには、数年の準備期間を要する。このため、対象国が非核化の方針を転換した場合、容易に施設の復旧が可能であることから、長期に渡りリスクを抱えることになる。

施設の無能力化では、施設の運転には不可欠で、維持管理には不要である一部の設備を使用不能として、凍結の効果を高めるための措置である。再処理施設は、連続工程であることから、一か所でも連続性を断ち切ることができれば、再稼働を困難にすることが可能である。

方法としては、主要機器である抽出器や、工程間の送液機器・配管へ、外部から接続される配管等を通じエポキシ樹脂やコンクリートを注入し閉塞する方法が考えられる。この方法が可能な施設ならば、少人数かつ短期間で、放射線被曝のリスクを避けて実施可能である。閉塞 1 箇所あたりの経費は、およそ 3000 万と見積もられる。

デメリットとしては、閉塞箇所周りの除染が困難になり、将来の廃止措置の障害となる可能性が上げられる。

#### 4-4. 施設の廃止措置

再処理施設の廃止措置には、東海再処理施設の例を示した通り、長期の作業期間と莫大な費用を要する。再処理の主体工程（燃料解体・剪断から抽出、分離工程）の廃止措置のみに限るにしても、

およそ 1000 億の費用と、数十年の年月が必要と予想される。

このため、その全てを関係国が実施・支援していくことは非現実的である。非核化の後戻りが無いとの見込みが立ったところで、国際機関等への監視の引継ぎや、対象国自身が廃止措置を実施していけるような方策を検討すべきであろう。

#### 4-5. 施設の国外搬出

再処理施設の廃止措置で発生する再処理資機材等の撤去物は高度に汚染されていることから再利用を目的とした転用リスクは低い。また放射性廃棄物の処分は発生国で実施することが原則であり[3]、国外搬出は選択肢とはならない。

### 5. 非核化のオプションの比較

再処理の非核化のオプションで、選択肢となる 3 つのオプション（凍結監視、無能力化、廃止措置）について、効果・不可逆性及び検証について比較した結果を以下に示す。

#### 5-1. 効果・不可逆性

効果・不可逆性は、各非核化措置に要するリソースと、非核化措置後に、再処理施設を復旧させるまでの期間で比較した。結果を表 1 に示す。

表 1 効果・不可逆性、必要なリソースの比較

オプション	効果・不可逆性	必要なリソース
凍結	× 封印施錠等の解除で早期復旧可	◎ 短期・低コストで実施可 施設の維持管理コストは実施後も継続
無能力化	◎ 対象設備の復旧には 1～2 年	○ 凍結コストに加え無能力化に 1 週間、3000 万
廃止措置	◎ 不可逆的復旧には新規建設が必要 2 年～	× 長期間を要しかつ高コスト 10 年～、1000 億

凍結措置は監視装置の設置及び封印施錠等であり、実施は容易であるが、同時に施設の復旧もまた容易である。また、施設の維持管理のためのリソースは継続する。したがって、凍結措置は、一時的なものにならざるおえない。

無能力化では、再処理工程の機器又は配管を物

理的に閉塞させることから、復旧には閉鎖箇所  
の交換等の作業が必要であり、高度に汚染された箇  
所の放射線作業であることから 1～2 年程度の期  
間を要する。

廃止措置は、不可逆性は担保されるが、長期の  
作業期間と高額な廃止措置費用を要する。また、  
施設内の放射性廃棄物や核物質の除去等に時間  
を費やし着工が遅れると、その間施設は凍結状態  
と同様であり復旧のリスクが残る。したがって、  
早期の再稼働のリスクを避けるためには、廃止措  
置を選択した場合でも、無能力化を行っておくこ  
とは有効であると言える。

なお、廃止措置完了後の復旧は代替機器や施設  
を新規に設置あるいは建設することになるが、除  
染や放射線防護等の作業の制約が外れるため、復  
旧の範囲や対象国の国力に影響されるが、プルト  
ニウム分離のための施設だけならば最短 2 年程  
度で復旧させることが可能である。

## 5-2. 検証

ここでは、運転時、年間 300 人日の検証リソ  
ースが必要な再処理施設を想定し、各非核化措置  
を実施した場合の検証リソースを比較した。結果を  
表 2 に示す。非核化対象国が包括的保障措置協定  
や追加議定書を締結しているとは限らないが、保  
障措置が実施される想定で記載する。

運転中の再処理施設では、核物質の転用が無い  
か、実在庫検認(PIV)、中間在庫検認(IIV)等が実  
施され、また、施設の不正使用が無いか、設計情  
報検認(DIV)、24 時間体制での施設運転状況確認  
(OSP-OS) 等が実施される。凍結中であっても、  
核物質が施設内に残留し、施設が稼働可能な状態  
であれば、定期的な核物質の検認と、未申告の活  
動が無いか検証することが必要になる。

施設の凍結を実施した場合、検証リソースは  
1/5 程度に圧縮できるが、核物質が施設内に在る  
ため、ある程度検証リソースは必要である。無能  
力化の実施後は施設運転の可能性が削減される  
ため、さらに 2/3 程度に圧縮できると考えられる。  
施設内の核物質搬出後 (Closed-down) は、補完  
的なアクセス (CA) 等例外を除き不要となり、リ  
ソースの大幅な削減が可能であると考えられる。

再処理施設の場合、廃止措置の完了までに長期  
間を要すると予想され、また検証リソースは核物  
質の有無によるところが大きいので、早期に施設  
内の核物質を処分し、検証リソースを圧縮するこ  
とは重要である。

表 2 検証の比較

オプション	検証の目的・方法	必要なリソース
運転中 (参考)	核物質転用の検知 不正使用の検知	300 人日/年 1.5 億円/年
凍結後	核物質転用の検知 不正使用の検知 (核物質搬出後) 不正使用の検知	60 人日/年 3000 万円/年 (核物質搬出後) 6~12 人日/年 300~600 万円/年
無能力化 後	同上	40 人日/年 2000 万円/年 (核物質搬出後) 4~8 人日/年 200~400 万円/年
廃止措置	廃止措置の確認	-

## 6. 結論

再処理施設は、廃止措置の完了までに長期間を  
要し、多額な費用を必要とする。一方、廃止措置  
完了までの期間が長いほど、施設を復旧し核開発  
を再開させる潜在的リスクが継続することになる。

このため、短期間かつ低コストで施設の復旧を  
困難にする無能力化を実施した上で、将来の廃止  
措置の実施方法について、関係国、対象国と協議  
していくのが、最も効率的な非核化の方法ではな  
いかと考えられる。

検証のリソースの面からは、運転の恒久的な停  
止と核物質の搬出がポイントとなるが、核物質の  
搬出に期間を要することを考慮すると、その間、  
単なる凍結より無能力化に踏み込んでリソース  
を削減した状態で維持することが有利と考えられ  
る。

以上のことから、非核化は、無能力化を実施し  
た上で、廃止措置を行うことが、最も効果的・効  
率的であると考えられる。

## 引用・参考文献

- [1] 日本核物質管理学会第 40, 41, 42 回年次大会
- [2] 令和 4 年 6 月 廃止措置実施方針(再処理施設),  
[https://www.jaea.go.jp/04/ztokai/effort/haishi\\_hoshin/index.html](https://www.jaea.go.jp/04/ztokai/effort/haishi_hoshin/index.html)
- [3] 「使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全  
に関する条約」前文, [https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/treaty/treaty156\\_8.html](https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/treaty/treaty156_8.html)



## 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究

### (5) ウラン濃縮施設、原子炉施設及び再処理施設の廃棄・検証に関する比較評価

#### Research on Technical Process for Achieving Denuclearization

### (5) Comparative Evaluation for Dismantlement and Verification of Uranium Enrichment Facility, Nuclear Reactor and Reprocessing Facility

\*木村 隆志, 中谷 隆良, 清水 亮, 田崎 真樹子, 堀 雅人

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

\*Takashi Kimura, Takayoshi Nakatani, Ryo Shimizu, Tazaki Makiko, Masato Hori

Japan Atomic Energy Agency

To improve preparedness of future denuclearization, series of study on technical process to achieve effective and efficient denuclearization have been performed in JAEA. As part of this study, this paper reports on a summary of conceivable verification methods for the confirmation of completeness and correctness of the declared nuclear weapon program in association with key facilities (uranium enrichment facility, nuclear reactor and reprocessing facility) and on comparative and quantitative evaluations results: effectiveness (irreversibility) and efficiency (necessary resources and period) of each option in case of 5 options (civilian use, freeze on production of weapon useable nuclear material, disablement of those facilities, decommissioning of the facilities and carrying essential equipment out of the country); and efficiency (necessary resources and period) of verification after completion of each option.

## 1. 緒言

将来の非核化を想定し、原子力機構では、非核化を効果的・効率的に達成するための技術的プロセスについて研究を行っている。本発表では、ウラン濃縮施設、原子炉施設及び再処理施設を使用した核開発の申告の完全性/正確性（核物質生産能力、生産量、未申告の施設・核物質等）を確認するために想定される検証方法の概要を紹介するとともに、同3施設に対する施設廃棄等の5つのオプション（「民生利用(運転継続)」、「施設の凍結」、「施設の無能力化」、「施設の廃止措置」、「設備の国外搬出」）を想定した場合のオプション毎の効果（不可逆性）と、効率性としての必要なリソース及び検証に必要なリソースを定量的に評価した結果について比較評価した結果を報告するものである[1][2][3][4]。

## 2. 核開発の申告の完全性/正確性を確認するために想定される検証方法の概要

ウラン濃縮施設、原子炉施設及び再処理施設に対し、核物質生産能力、核物質生産量、未申告の核物質・施設がないことを確認することで、核開発の申告の完全性(未申告の施設・核物質がないこと)/正確性(申告された内容が正確であること)が検証できるものと考えられ、その想定される検証方法の概要を以下に示す。なお、想定される検証方法は、包括的保障措置協定及び追加議定書上の活動を参考としている。

### (1) 濃ウラン縮施設

- ① U濃縮能力の確認：主要機器であるカスケード設計、遠心分離機の台数及び仕様、周波数

変換器の台数及び仕様、原料供給、製品及び廃品回収システムの仕様の検証

- ② 高濃縮ウランの生産履歴の確認：運転履歴を示した運転記録の検証、廃品シリンダ及び空シリンダの本数、廃品シリンダ中のUF<sub>6</sub>の量及び濃縮度の検証（①②の作業期間は原則1週間から数週間、疑義が生じれば長期間）
- ③ 未申告の活動等がないことの確認：目視、放射線モニタリング、環境サンプリングによる検証（継続的に実施が必要）

### (2) 原子炉施設

- ① Pu生産能力の確認：構成及び仕様（性能）の検証
- ② Pu生産履歴確認：運転記録、燃料集合体の搬入・搬出数記録等(作業期間は原則1週間から数週間)（①②の作業期間は原則1週間から数週間、疑義が生じれば長期間）
- ③ 未申告の活動等がないことの確認：目視、放射線モニタリング、環境サンプリングによる検証（継続的に実施が必要）

### (3) 再処理施設

- ① 再処理能力の確認：DIV(設計情報検証)に相当する検証
- ② 核物質保有量・運転実績(Pu抽出履歴)確認：Pu生産量の検証、過去の活動の検証では原子炉での燃料照射実績、再処理量、廃棄物量の物質収支等の整合性から矛盾がないことの確認作業が主。これには、過去の活動規模によるが、数か月を目標に実施されると見込み

③未申告の活動等がないことの確認：目視、封じ込め/監視、環境サンプリング等による（継続的に実施が必要）

### 3. 施設廃棄等の5つのオプションの効果・効率

本研究の（2）から（4）にてウラン濃縮施設、原子炉施設及び再処理施設（以下、「3施設」という。）に対する施設廃棄等の5つのオプション、即ち、「民生利用(運転継続)」、「施設の凍結」、「施設の無能力化」、「施設の廃止措置」、「設備の国外搬出」を想定した場合の効果（不可逆性）、また、効率性として、施設廃棄等に必要なリソース・期間及び施設廃棄等の後の検証に必要なリソース・期間を定量的に評価した。個々の施設の評価結果を以下のとおり比較整理した結果を示す。

なお、3施設の凍結及び無能力化の方法は、本研究の（2）から（4）に示すとおりであり、その概要を表1に示す。

表 1.3 施設に対する凍結及び無能力の概要

	凍結	無能力化
濃縮	遠心分離機・周波数変換器の停止、原料供給・製品回収システムの停止など	高周波運転等、遠心分離機への穴あけ
原子炉	炉心内燃料撤去、燃料取扱装置の制御装置等の一部撤去など	炉心の燃料装荷孔の閉塞
再処理	制御室、核物質移動経路への監視・検知装置の設置、試薬供給弁等施錠	機器又は配管の物理的に閉塞

#### 3-1. 施設廃棄等の5つのオプションの効果

3施設に対する施設廃棄等の5つのオプション、「平和利用転換(運転継続)」、「施設の凍結」、「施設の無能力化」、「施設の廃止措置」、「設備の国外搬出」を想定した場合の個々の施設の効果（不可逆性：運転再開までの時間）の評価結果を比較整理したものを表1に示す。

表2のとおり、3施設ともに、施設廃棄等の5つのオプションのうち、無能力化、廃止措置、濃縮施設においては国外搬出も含め、運転再開までに要する時間が比較的長いことから、不可逆性の観点での一定程度の効果が有ると言える(表中の時間的表現は施設を運転可能に戻すために必要と推定される期間を意味する)。また、施設の違いの特徴としては、上記の濃縮施設の場合は設備の国外搬出のオプションがあり得ることである。

表 2.3 施設に対する施設廃棄等の5つのオプションの効果（不可逆性の程度）の比較

	運転継続	凍結	無能力化	廃止措置	国外搬出
濃縮	× 0-数週間	× 0-数週間	◎ 2年	◎ 2年	◎ 2年
原子炉	× 1週間程度～	× 数週間～	◎ 1年～	◎ 1~1.5年	- 検討の対象外
再処理	- 検討の対象外	× 早期	◎ 1~2年	◎ 2年～	- 検討の対象外

#### 3-2. 施設廃棄等の5つのオプションの効率性（施設廃棄等に必要なリソース・期間）

3施設に対する施設廃棄等の5つのオプション、「平和利用転換(運転継続)」、「施設の凍結」、「施設の無能力化」、「施設の廃止措置」、「設備の国外搬出」を想定した場合の個々の施設の廃棄等に必要なリソース・期間の評価結果を比較整理したものを表2に示す。

表3のとおり、3施設ともに、施設廃棄等の5つのオプションにおいて廃止措置の効率的な措置ではない、即ち、多くのリソースと長い期間を要する。上記項目3-1.に示した効果（不可逆性の度合い）の観点からは、無能力化及び廃止措置が比較的の良いと言えるも、施設廃棄等のリソース等の観点からは、廃止措置はリソース等が突出して多くかかることから、効果と効率性のバランスを考えると、無能力化が妥当とも言える。また、施設の違いの特徴としては、1つ目として、再処理の「運転継続」は検討対象外となることである。その理由は、軍事用再処理施設を民生用として想定される軽水炉燃料の再処理に転用することは、臨界管理等の課題が予想されるとともに、回収プルトニウムの平和的利用の観点から民生転用(平和利用転換(運転継続))は困難となるためである(詳細は研究の(2)の論文を参照)。2つ目は、「廃止措置」の場合に再処理はリソース（費用）が著しく高いことである。

表 3.3 施設に対する施設廃棄等の 5 つのオプションの効率性（必要なリソース・期間）の比較

	運転継続	凍結	無能力化	廃止措置	国外搬出
濃縮	◎ 作業は限定的 (1週間以下)	◎ 作業は限定的 (1週間以下)	○ 1週間～11週間(1週間～数か月) 1000万円～7000万円	× 5-10年 16～28億円	△ 55週間(1年) + 輸送・保管作業期間 5 億円程度 + 輸送・輸送容器・保管コスト
原子炉	◎ 1週間程度	◎ 作業は限定的(1～2週間)	○ 8週間(数か月) 0.7～1億円	× 10-15年 100～200億円	- 検討の対象外
再処理	- 検討の対象外	◎ 作業は限定的(数週間、機材費数百万円)	○ 1週間 3000万円	× 10年 1000億円	- 検討の対象外

### 3-3. 施設廃棄等の 5 つのオプションの効率性(施設廃棄等後の検証に必要なリソース・期間)

3 施設に対する施設廃棄等の 5 つのオプション、「平和利用転換(運転継続)」、「施設の凍結」、「施設の無能力化」、「施設の廃止措置」、「設備の国外搬出」を想定した場合の個々の施設の廃棄等が終了した後に必要な検証のリソースの評価結果を比較整理したものを表 4 に示す。

表 3 のとおり、3 施設ともに、廃止措置後の検証に要するリソースが圧倒的に小さく効率が良い。逆に運転継続の 1 年あたりのリソースとなる検証者の人工数とそのコストが高く効率が悪い。上記項目 3-1. に示した効果（不可逆性の度合い）の観点と上記項目 3-2. に示した施設廃棄等の効率性の観点のバランス上、無能力化が妥当とも言え、検証のリソースにおいてもバランスを考えると無能力化が良いと言える。また、施設の違いの特徴としては、運転継続、凍結、無能力化の何れにしても再処理の検証のリソースが突出して高いことである。

表 4.3 施設に対する施設廃棄等の 5 つのオプション後の検証の効率性（必要なリソース）の比較

	運転継続	凍結	無能力化	廃止措置	国外搬出
濃縮	× 30～200人日/年 1,500万円～1億円・年)	△ 6～12人日/年 300万円～600万円/年	○ 2人日/年 100万円/年	◎ 廃止措置の確認	◎ 国外搬出の確認
原子炉	△ 12人日/年 600万円	△ 6人日/年 300万円	○ 2人日/年 100万円	◎ 廃止措置の確認	- 検討の対象外
再処理	× 300人日/年 1.5億円/年	△ 6～60人日/年 300万円～3000万円	△○ 4～40人日/年 200万円～2000万円	◎ 廃止措置の確認	- 検討の対象外

## 4. 結論

- 「核開発の申告の完全性/正確性を確認するための検証」は、最低 1 週間程度の期間が必要。工程が複雑で多様な核物質が存在する再処理施設では、より長い期間が必要になる可能性あり。
- 非核化の各オプションの効果について、「民生利用」、「凍結」のオプションは、施設の能力が維持されることから、不可逆性が極めて低く、非核化のオプションとしての効果は低い。
- 非核化のオプションについて、「廃止措置」は、効果（不可逆性）が高いが、5 年以上の期間、数 10～1000 億の費用が必要。検証に必要なリソースは低いが、必要な時間と費用を考慮すると現実性が低い。
- 「無能力化」が比較的高い効果が期待でき、数か月、1 億円以下の費用で実施可能で、現実的なオプション。ただし、「無能力化」の措置を行うための設備等を選択するにあたり、将来の廃止措置の困難性を高めて、廃止措置に必要なリソースを増やさないよう考慮が必要。
- 「国外搬出」のオプションは、効果が高く、ウラン濃縮施設については、必要なリソースも「廃止措置」に比べると低いので、小型施設であれば、考えられるオプションである。

## 引用・参考文献

本学会の発表論文である以下を引用。

- [1] 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究  
(1)非核化及びその検証プロセスと技術的措置

- [2] 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究  
(2)ウラン濃縮施設の廃棄・検証
- [3] 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究  
(3)原子炉施設の廃棄・検証
- [4] 非核化達成のための技術的プロセスに関する研究  
(4)再処理施設の廃棄・検証

## 透明性なき中国の核軍拡に関する考察：核分裂性物質の視点から

Observations on Lack of Transparency in China's Nuclear Arms Expansion: From the perspective of fissile material

\*小林 祐喜, 笹川平和財団

\*Yuki Kobayashi, Sasakawa Peace Foundation

### Short summary

There are issues of particular concern for Japan in the Asian region about China pursuing nuclear armament with no transparency. As a matter of fact, China has increased its production of plutonium for civilian use and is allegedly secretly attempting to convert this for military use. Lack of transparency in plutonium production and nuclear arms expansion not only heightens tension between the U.S. and China and in the Asian region, but it may also emaciate the IAEA's regime for international nuclear materials management.

### 1. 中国による核分裂性物質の増産の問題

新型コロナウイルスの感染拡大によって延期されていた核兵器不拡散条約 (NPT) 再検討会議が、2022 年 8 月、ニューヨークで開催された。再検討会議は 5 年に一度開催され、同条約の履行状況、とりわけ第 6 条に定められた「核軍縮交渉を誠実に行う義務」[1]について締約国間で検証する場であるが、ウクライナに軍事侵攻したロシアがザポリージャ原子力発電所に関する記述などに反対し、最終合意文書を採択できなかった。こうした動向に加え、アジア地域、とりわけ日本にとって懸念されるのは、同会議において、現状以上の核軍拡を抑える効果が期待される核分裂性物質の生産一時停止の提案に強硬に反対した中国の動きである。

米国防総省が毎年議会に提出している中国の軍事動向に関する報告書「MILITARY AND SECURITY DEVELOPMENTS INVOLVING THE PEOPLE'S REPUBLIC OF CHINA」2020 年版においては、「現在 200 発台前半と見込まれる中国の核弾頭数は 2030 年までに少なくとも二倍に増える」[2]と分析されていた。同報告書の 2021 年版では、この核弾頭保有数の予測が「2030 年までに 1000 発に至る可能性」に引き上げられている[3]。

予測を上方修正した理由の一つとして、中国が民生（発電）用のプルトニウムを増産し、秘密裏に軍事転用を図ろうとしていることが指摘されている。NPT 再検討会議での反対もこうした動きと関連があるとみられる。

実際、中国は 2017 年、それまで毎年行ってきた国際原子力機関 (IAEA) への民生用プルトニウム保有量の報告を突如停止し、時期を同じくして、原子力発電所の使用済み燃料からプルトニウムを分離する核燃料再処理施設 2 基の建設を開始していたことが、核不拡散の専門家や政策立案経験

者らで組織する「Nonproliferation Policy Education Center」(NPEC) の衛星画像分析により発覚した[4]。米国防総省の報告書もこうした分析に基づいている。

不透明な形でプルトニウム生産や核軍拡は米中間およびアジア地域の緊張を高めるばかりでなく、IAEA による国際的な核物質の管理体制を骨抜きにする恐れがある。ひいては、NPT を基軸とする核秩序の崩壊をもたらしかねない。

本稿ではまず、今後の中国のプルトニウム生産能力を展望しながら、中国の核戦略の変化を分析する。続いて、同国の核軍拡が近隣諸国や国際社会に与える影響を分析し、影響を低減するため、日本が果たすべき役割について考察する。

### 2. 中国のプルトニウム生産動向と予測される核弾頭保有数

#### 2-1. プルトニウム生産の歴史と今後の想定

中国は長年、内陸部甘粛省の軍用施設でプルトニウムを生産してきたが、その施設は 1987 年までに閉鎖された[5]。

一方、原子力の民生利用は 1980 年代に本格的に開始された。2010 年以降は福島第一原発事故による世界的な原子力利用の停滞とは逆に、地球温暖化対策として石炭火力発電の割合を低減するため、原発を増設している。フランスから技術移転を受けた加圧水型軽水炉 (PWR) を中心として、2021 年 1 月現在、日本を超える 48 基の原子炉が運転中で、16 基が建設中である[6]。

しかし、経済発展により、2040 年の電力需要は 2020 年の倍と見込まれ、このまま PWR の増設により電力需要の増加を補うとすれば、中国は世界のウラン供給量の 50%を確保する必要に迫られる[7]。核燃料の不足という状況を回避するため、中国は、PWR の使用済み燃料からプルトニウムを



分離し、ウランと混ぜた混合酸化物燃料（MOX 燃料）にして発電効率の良い高速増殖炉で利用する核燃料サイクル技術の確立を目指している。この技術によって中国は、2050 年までに、原子力由来エネルギーのうち 80%を高速増殖炉で供給することを計画している。そのため、閉鎖された軍用施設に隣接する敷地に、プルトニウムを取り出す再処理施設の試験工場が新設され、2010 年ごろに運転を開始したとされる。しかし、不具合が続き、同施設が通常運転に至ったのは 2019 年ごろと推定されている[8]。

2015 年以降、この試験工場からそれほど離れていない甘粛省の砂漠地帯で、新たに二つの再処理工場の建設が開始された。中国政府、および運営主体となる中国核工業集团公司（CNNC）は、これらの再処理工場について詳細を明らかにしていないが、NPEC の衛星画像分析によると、第一工場は 2020 年 2 月までに土木工事の段階を終了し、機器設置の段階に入った。工事の進捗状況から、第一工場が 2025 年ごろ、第二工場が 2030 年ごろに運転を開始するとみられる。

上記の再処理工場で生成されたプルトニウムの活用を見込む高速増殖炉は、運転中の核燃料の反応によって核分裂性プルトニウムが新たに「生産」され、挿入した燃料以上の燃料プルトニウム回収が可能なることから「夢の原子炉」と呼ばれてきた。米国、ロシア、フランス、イギリス、日本が実用に向けた技術開発で先行し、日本では 1994 年から 1995 年にかけて「もんじゅ」とよばれる原型炉が稼働していた。だが、原子炉を冷却するためのナトリウムの管理が難しく、米国は 80 年代に開発を中止し、英国、フランスは 90 年代、日本は 2018 年に「もんじゅ」の廃炉を決めている。中国はロシアの技術支援を受けつつ高速増殖炉の開発を進め、CFR-600 と呼ばれる大型の高速増殖炉（1500MW: 日本で運転されている PWR の 1.5 倍から 2 倍の発電能力）2 基がそれぞれ 2023 年、2026 年ごろに運転を開始する予定である[9]。

しかしながら、高速増殖炉の開発には核物質の軍事転用の懸念が付きまとう。兵器用の超高純度プルトニウム 239 の取り出しが容易なためである。

PWR など、現在、世界で運転されている発電用原子炉では純度の高いプルトニウム 239 の取り出しが難しい一方、高速増殖炉では、炉内で新たに生成される核分裂性プルトニウムの再処理により、兵器用プルトニウムを大量に獲得できる。そのため、IAEA は核不拡散の観点から、日本におい

て「もんじゅ」運転中は、燃料の動向を厳しく監視していた。しかし、中国は NPT において核兵器保有を認められた国であり、IAEA による査察は義務づけられていない。同国で高速増殖炉の本格運転が始まれば、国際社会が燃料の動向を把握できない可能性が高い。

## 2-2. 中国のプルトニウム保有の動向

IAEA による「国際プルトニウム管理指針」において各国が報告しているプルトニウムの累積量によると、中国にとって最後の報告となった 2016 年は 40.9 キログラムとなっている（表 1 参照）。

表 1：国際プルトニウム管理指針（中国）

年	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016
累積量 (kg)	13.8	13.8	13.8	13.8	25.4	25.4	40.9

今後、CFR-600（2 基）が予定通り運転開始すれば、これだけで年間最大 330 キログラム超の兵器用プルトニウムを獲得できる、と NPEC は試算している。ミサイルに装填する核弾頭 1 発に必要な兵器用プルトニウムを  $3.5 \pm 0.5$  キログラムと換算すれば、82－110 発の核弾頭に相当する。NPEC は、核燃料サイクルの技術上の困難を加味し、取り出せる量に幅を持たせたうえで、すでに稼働している小型のものを加えた高速増殖炉による兵器用プルトニウムの年間当たりの生産量と 2030 年時点の累積について、表 2 のように試算している。

表 2：高速増殖炉による中国の兵器用プルトニウム生産

年	小型増殖炉 (kg)	CFR-600 (2 基、kg)	累計量 (kg)
2012-2020	45-46		45-56
2021	5-7		50-63
2022	5-7		55-70
2023	5-7		60-77
2024	5-7	91-164	156-248
2025	5-7	91-164	252-419
2026	5-7	91-164	348-590
2027	5-7	187-337	540-934
2028	5-7	187-337	732-1278
2029	5-7	187-337	924-1622
2030	5-7	192-346	<u>1121-1975</u>

NPEC は、表 2 中の 2030 年時点の高速増殖炉によるプルトニウム生産の累計量(太字)、現在保有しているとみられるプルトニウムと二つの再処理工場の稼働によって新たに生成される量を追加し、2030 年末時点の中国の兵器用プルトニウムの推定値を 2.9 トン±0.6 としている。核弾頭 830 発±210 に相当する。米国防総省の「2030 年までに 1000 発の核弾頭保有の可能性」という分析が、今後の中国のプルトニウム増産見込みと合致していることがうかがえる。

### 3. 中国の核戦略の変化

#### 3-1. 最小限抑止から相互確証破壊へ

中国によるプルトニウム増産が米国や近隣諸国の疑念を招くのは、その活動自体が不透明なうえ、中国の核戦略の変化と結びついているとみられるためである。

中国は 1964 年、初の核実験に成功して以来、核攻撃に対する最低限の報復能力を持つことで抑止力を確立する最小限抑止政策を志向してきた。具体的には、米国あるいはソ連からの第 1 撃に耐えて残存した核弾頭により、米ソの大都市への反撃能力を担保する。経済力で劣る当時の中国の実情に鑑み、第 2 撃で相手も確実に破壊できる「対称な均衡」ではなく、大都市への反撃力により、相手に核使用を思いとどまらせる「非対称な均衡」だった[10]。

しかし、冷戦終結以降、米国が核兵器の近代化を進め、2002 年にはロシアとの間で締結していた弾道弾迎撃ミサイル制限条約（ABM 制限条約）を破棄し、ミサイル防衛の強化を図ったことにより、中国が最小限抑止を維持してきた前提が崩れた。米国への都市攻撃の主力となる核弾頭ミサイル「東風 5 号」(射程 12,000 キロ)は固定式であり、米国の偵察衛星による情報収集能力により、先制攻撃に対するぜい弱性を持つ。さらに、米国本土のミサイル防衛システム配備により、第 1 撃で残存したミサイルも無力化される可能性があり、中国の第 2 撃能力の確保は容易ではなくなった[11]。

そのため、中国は核弾頭の保有数を引き上げ、運搬手段も多様化することにより、米国との間で相互に決定的な打撃を与える能力を保有し、勢力均衡を図る戦略的安定性を追求し始めた[12]。1999 年、移動式のミサイル「東風 31 号」(射程 8,000 キロメートル)の実験に成功したほか、「東風 5 号」は複数個別目標再突入弾頭（MIRV）化を

進めた。さらには、極超音速ミサイルの開発など、ミサイル防衛システムを突破できる兵器の開発を進めている。

#### 3-2. 核の透明性をめぐる問題

この中国の核政策の変更もまた、不透明な形で進められている。

二大核兵器国である米国、ロシア（旧ソ連を含む）は二国間条約により、実戦配備される核弾頭数や運搬手段の保有数、場所といった定量情報を交換し、双方の検査官による検証措置を義務付けること、ミサイル発射実験を通告すること、双方の技術（主に偵察衛星）による監視を認めることで、核の「透明性」を確保し、偶発的な核戦争の防止など、核リスクの低減を図ってきた。

一方、中国は米ロ間の核の軍備管理をめぐる条約に加わっておらず、多国間条約である NPT 再検討会議の場を含め、核戦力の実態を全く公表していない。この状況に対し、中国は「核兵器に関して意思の透明性を有しており、定量情報の公開は必要ない」との立場を取っている。

「意思の透明性」とは、中国が NPT で核保有を認められた五カ国（米国、ロシア、中国、イギリス、フランス）のうち唯一、無条件の核兵器の先制不使用を宣言していることを指している。「いかなる場合も核兵器を先制使用しない」との国家意思は明確であり、最小限の第 2 撃能力しかもたないのだから、米ロと同様の基準で運搬手段の保有数や場所を明らかにすれば、国家安全保障が成り立たない」と主張している[13]。

表 3：世界の核弾頭数（2021 年 6 月現在）

国名	全弾頭数	作戦配備
ロシア	6,260	1,600
米国	5,550	1,800
中国	350	0
フランス	290	280
イギリス	225	120
パキスタン	165	0
インド	160	0
イスラエル	90	0
北朝鮮	40	0
合計	13,130	3,800

長崎大学核兵器廃絶研究センター（RECNA）

この主張に沿うように、先制不使用政策の下、敵の核攻撃がなされた後に報復するとの考えか

ら、中国は核弾頭と運搬手段を分離して保管しているとみられる。新戦略兵器削減条約（新 START 条約）など、過去も含めた米ロ間の条約の定義に基づけば、中国の作戦配備の核はゼロになる（表 3 参照）<sup>〔14〕</sup>。

とはいえ、核搭載ミサイルの MIRV 化をはじめ、近年の中国の核戦力の整備状況は、先制不使用中核とする核政策が維持されるのか、国際社会に疑問を抱かせている。

## 4. 中国の核戦略の変化がもたらす影響と求められる対応

### 4-1. 中国の核軍拡の影響

中国の核戦略の変化や軍拡は、軍事的にも核不拡散の上でも、国際社会に深刻な影響を与える。軍事面では、中国が米国との間で「相互確証破壊」を確立できると認識すれば、アジア地域の安全保障問題に対する米国の介入を抑止できると判断し、力による現状変更を含めた高圧的な行動を引き起こす懸念がある。

核不拡散体制への影響も深刻である。NPT は第 4 条で、非核兵器国が核物質を民生利用することを「奪い得ない権利」と定める一方、第 3 条で、「核物質が核兵器その他の核爆発装置に転用されることを防止するため、非核兵器国は IAEA の保障措置（監視、査察）を受諾する」ことを規定している。核兵器国は保障措置の対象外であり、非核兵器国側から「核兵器取得の選択肢を放棄して、NPT に加盟したにもかかわらず、非核兵器国のみに厳しい監視や査察が課せられるのは公平でない」との不満が高まっている。中国が IAEA の目が届かないところで、本来民生利用すべきプルトニウムを軍事転用すれば、イランなど核開発に意欲を見せる国が追随しかねない。

### 4-2. 求められる対応と日本の役割

日本の新防衛大綱 2019 年版は、中国の核軍拡を念頭に、「核兵器の脅威に対しては、核抑止力を中心とする米国の拡大抑止が不可欠であり、我が国は、その信頼性の維持・強化のために米国と緊密に協力していくとともに、総合ミサイル防空や国民保護を含む我が国自身による対処のための取り組みを強化する。同時に、長期的課題である核兵器のない世界の実現へ向けて、核軍縮・不拡散のための取り組みに積極的・能動的な役割を果たしていく」と表明している。短期的には両立しがたい抑止力の向上と核廃絶を追求する姿勢で

ある。

米国の核抑止力を中心とする拡大抑止の信頼性強化のために、具体的に日本が何をなすべきかの検討は抑止の専門家に譲るが、日本にとっては、米ロ間で締結されていた中距離核戦力全廃条約（INF 条約）が 2019 年に失効したことにより、中距離巡航ミサイルの配備を強化するロシア、核・ミサイル開発を加速させる北朝鮮にも対応する必要がある。中国の核軍拡が加わったこともあり、自国が世界で最も厳しい安全保障環境に置かれるとの認識を持つことが重要だろう。

核軍縮および核不拡散への日本の貢献としては、NPT 体制の信頼性を維持し、核軍備を管理していくため、多国間の枠組みで核の透明性を向上させることを提唱すべきである。

日本はオーストラリア、ドイツ、カナダなど現実的な核軍縮路線をとる 10 カ国で構成する国際会議「軍縮・不拡散イニシアティブ」（NPDI）の一員であり、NPDI は、核兵器国の核弾頭数や運搬手段の状況報告のための標準報告フォームを提案している。中国を含めた核兵器国の配備状況について、NPT 再検討会議の場で他国が理解できる仕組みを作ることは、核軍縮へ向けた具体的な議論を行う第一歩になる。

原子力の民生利用を核兵器開発にリンクさせない点でも、日本の知識や経験を生かせる。日本は核燃料サイクル施設によるプルトニウムの分離と高速増殖炉での再利用を認められた唯一の非核兵器国である。それは、日本が世界で唯一の戦争被爆国として、軍事転用可能な核物質を利用するにあたり、IAEA に全面協力し、核不拡散と原子力民生利用の両立に尽力してきた実績が認められたためである。今後、日本は NPT で IAEA による査察を義務づけられていない核兵器国に対しても、兵器転用が可能な高濃縮ウランやプルトニウム、およびそうした物質の生成に関する施設の運営について、IAEA への報告の義務付けなど透明性の確保を求め、非核兵器国の不満を代弁すべきである。さらには、日本が蓄積してきた技術を非核化や核軍縮検証などに活用することで、原子力民生利用の模範国、核不拡散を推進する国として国際的な信頼の向上につなげることができる。

中国を NPT に引き入れたのは日本である。1989 年の天安門事件により、国際的に孤立した中国に対し、円借款を再開する環境整備として、国際社会への貢献を求め、1992 年に加盟を実現させた。

その日本外交の成果を生かすためにも、多国間の枠組みの中で、核不拡散の強化と核軍縮への道筋を示すべきだろう。

#### 引用・参考文献

- [1] NPT 第 6 条「各締約国は、核軍備競争の早期の停止及び核軍備の縮小に関する効果的な措置につき、並びに嚴重かつ効果的な国際管理の下における全面的かつ完全な軍備縮小に関する条約について、誠実に交渉を行うことを約束する」外務省「核兵器の不拡散に関する条約」  
[<https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/treaty/pdfs/B-S51-0403.pdf>]
- [2] Office of the Secretary of Defense, “MILITARY AND SECURITY DEVELOPMENTS INVOLVING THE PEOPLE’S REPUBLIC OF CHINA 2020”  
[<https://media.defense.gov/2020/Sep/01/2002488689/-1/-1/1/2020-DOD-CHINA-MILITARY-POWER-REPORT-FINAL.PDF>]
- [3] Office of the Secretary of Defense, “MILITARY AND SECURITY DEVELOPMENTS INVOLVING THE PEOPLE’S REPUBLIC OF CHINA 2021”  
[<https://media.defense.gov/2021/Nov/03/2002885874/-1/-1/0/2021-CMPR-FINAL.PDF>]
- [4] Henry D. Sokolski, “China’s Civil Nuclear Sector: Plowshares to Swords?”, 2021, pp.6-22.
- [5] 張会 (Hui Zhang) 「中国のプルトニウム・リサイクル計画－現状と問題点」『New Diplomacy Initiative』2022, Vol115, 1 頁。
- [6] 一般社団法人原子力産業協会プレスリリース「世界の原子力発電開発の動向 2021 年版を刊行」2021 年 5 月 28 日。
- [7] Mark Hibbs, “The Future of Nuclear Power in China”, 2018, p.77.
- [8] 「中国のプルトニウム・リサイクル計画－現状と問題点」1 頁。
- [9] “China’s Civil Nuclear Sector: Plowshares to Swords?”, p. 16.
- [10] 秋山信将、高橋杉雄『「核の忘却」の忘却の終わり～核兵器復権の時代』勁草書房、2019 年 6 月、73-92 頁。
- [11] 『「核の忘却」の忘却の終わり～核兵器復権の時代』78-80 頁。
- [12] “MILITARY AND SECURITY DEVELOPMENTS INVOLVING THE PEOPLE’S REPUBLIC OF CHINA 2020”, pp.85-86.
- [13] 西田充『核の透明性』信山社、2020 年 11 月、260-285 頁。
- [14] 『核の透明性』260-285 頁
- [15] 太田昌克『核の大分岐 既存秩序の溶解か新規秩序の形成か』かもがわ出版、2021 年 6 月、146-152 頁。

## 武力紛争時における原子力施設での日本の国内対応 How to respond to armed attacks in nuclear facilities in Japan

\*福井康人

日本原子力研究開発機構

\*Yasuhito Fukui

Japan Atomic Energy Agency

After the Russian invasion on Ukrainian territory, which accompanied armed attacks in nuclear facilities in Ukraine, these incidents triggered serious concerns in Japan. Fortunately, in Japan, the necessary administrative mechanism is already established based on the currently effective laws and regulations and no additional measures are necessary to prepare for this purpose. Usually, an ordinary physical protection operation is deemed to execute in accordance with the Nuclear Reactor Regulation Act for the operators together with Japanese police force and Japan coastal guards etc. However, once the unexpected incident exceeds the threshold of police-based level physical protection, upon request of local governments etc., Armed Attack Situations Response Act and Civil Protection Act is activated. In addition to the ordinary physical protection, thus Prime Minister's Cabinet Office and competent authorities concerned order to protect nuclear facilities especially by Japan self-defense force, local government, and designated institutions etc. in other words to protect Japanese nationals. In this way, in case of armed attacks to nuclear facilities in Japan, necessary operations are already planned and prepared by the Prime minister's cabinet office and competent authorities.

### 1. 緒言

昨今のロシアによるウクライナ侵攻の際にウクライナ国内の原子力施設が武力紛争の対象になったこともあり、日本で類似のことが起きると大丈夫なのかとの懸念する動きもあり、5月19日には知事会が原発攻撃のあった時の国の対応を要請している。[1]。本稿では、既存の法律に従った、原子力事業者等による核物質防護措置に加えて、国及び地方公共団体等による措置により、対応が可能であることを明らかにする。

### 2. 原子炉等規制法の下での核物質防護等

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）に基づき原子力規制委員会が制定している委員会規則（実用炉、研究炉、再処理、加工等で区別されている）に規定されている核物質防護措置が原子力事業者等により取られている。例えば、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）では、第91条（防護措置）、第96条（核物質防護規定）により、詳細に規定されている。[2]

それ以外にも同じ原子炉等規制法には安全規制（新規規制基準）も規定されている。また放射線障害を防止し、公共の安全を確保することを目的とする放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（いわゆるRI法）があり[3]、使用の許可又は届出、販売・賃貸業の届出、廃棄業の許可、立入検査、更には、廃止の届出、廃止等に伴う措置の報告について定められている。更に、原子力災害対策特別措置法があり、原子力災害の特殊性にかん

がみ、原子力災害の予防に関する原子力事業者の義務等、原子力緊急事態宣言の発出及び原子力災害対策本部の設置等並びに緊急事態応急対策の実施その他原子力災害に関する事項について特別の措置を定めている。[4]。また、核燃料物質の盗取等が生じたときには、原子力事業者等による警察官又は海上保安官への遅滞なき届出を原子炉等規制法に規定されており、これは国際法的には対テロ条約が適用されることにも対応している。更には、安全管理や保障措置も関連するので、原子力安全条約及び放射性廃棄物等安全条約等が、保障措置については各国がIAEAとの間で締結する包括的保障措置協定（CSA）や追加議定書（AP）が関連する。

### 3. 武力攻撃への移行に関する基本的考え方

2022年のロシアによるウクライナ侵攻に伴い実際に原子力発電所への攻撃・占領が発生したこともあり、令和4年防衛白書にはゲリラ等による攻撃への移行に関する基本的考え方が示されている。即ち、侵入者の実態や生起している事案の状況が不明な段階においては、第1義的には警察が対処を実施し、防衛省・自衛隊は情報収集、自衛隊施設の警備強化を実施する。状況が明確化し、一般の警察力で対処が可能な場合、必要に応じて警察官の輸送、各種機材の機材への提供などの支援を、一般の警察力で対応が不可能な場合は、治安出動により対処することとしている。更に、我が国に対する武力攻撃と認められる場合には防衛出動により対処することになるとの基本的考え方が公開されている[5]。



もっとも、警察力で対応できる攻撃は、基本的に事業者が対応するテロ対策レベルであり、DBT（設計基礎脅威）が前提になっている。他方で、この状況を超えるいわば **beyond DBT** の状況下では、前述のように国が対応する前提となっている。もっとも先述の原子力災害対策特別措置法は DBT の状況から **beyond DBT** の状況まで関係しうるのであり、両者の状態をつなぐものでもある。

かかる非常事態になると、日本では武力攻撃事態等及び存立危機事態における我が国の平和と独立並びに国及び国民の安全の確保に関する法律（平成 15 年法律第 79 号）が適用される[6]。同法第 2 条の定義には武力攻撃につき、「我が国に対する外部からの武力攻撃をいう。」としか書かれておらず、このような事態か否かは個々の事例毎に、本件の主務官庁である内閣官房にて判断されることになる。

更に、武力攻撃事態等における国民の保護のための措置に関する法律（以下、「国民保護法」という。）が適用される[7]。特に第 105 条（武力攻撃原子力災害への対処）、第 106 条（原子炉等に係る武力攻撃災害の発生等の防止）、第 107 条（放射性物質等による汚染の拡大の防止）が原子力事業者等に関係しうが、それ以外にも危険物質等に係る武力攻撃災害の発生の防止（同法第 103 条）、石油コンビナート等に係る武力攻撃災害への対処（同法第 104 条）も書かれており、基本的には原子炉等以外の場合と同様の措置が取られることが想定されており、上述の原子力災害保護法も相俟って対処されることとなる。

#### 4. 原子力災害への対応

原子力災害の特殊性から特に第 105 条は 15 項に亘り詳細に記述しており、総理による国会質問に対する政府答弁でも回答が行われている。

**岸田総理の国会答弁（第 208 回国会・衆議院本会議第 19 号・令和 4 年 4 月 12 日における末松義規議員に対する岸田文雄総理大臣による国会答弁）**

「まず、原子力発電所の安全については、原子炉等規制法に基づく発電所の設備上の対応や事業者の対応によって確保しており、意図的な航空機衝突等のテロリズムへの備えまで事業者に要求をしています。その上で、原発へのミサイルによる武力攻撃に対しては、海上配備型の迎撃ミサイル(SM3)や地上配備型の地対空誘導弾(PAC3)により対応するほか、事態対処法や国民保護法等の枠組みの下で、原子力施設の使用停止命令、住民避

難等の措置を準備しています。」と答弁[8]。

もっとも、国会答弁はあくまでも質問を誘発しないように分かりやすく書かれており、重要な点は DBT の範囲内では警察・海上保安庁の支援を受けつつ事業者が対処し、他方、DBT を越えたところでは国が主体となって対処すべきことである。具体的には、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則には「設計想定事象」（同規則 2 条 11 項、「大規模損壊」（同条 12 項）が規定されている他、重大事故（同法第 4 条）や設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置（同法第 83 条）、防護措置（同法第 93 条）及び核物質防護規定（第 96 条）等に詳細に規定されている。その根幹にあるのが国民保護法上の「国民の保護のための措置」であるが、定義に係る同法第 2 条に具体的に規定されている。

同法第 2 条 3 項はこの措置について、「対処基本方針が定められてから廃止されるまでの間に、指定行政機関、地方公共団体又は指定公共機関若しくは指定地方公共機関が法律の規定に基づいて実施する次に掲げる措置その他の武力攻撃から国民の生命、身体及び財産を保護するため、又は武力攻撃が国民生活及び国民経済に影響を及ぼす場合において当該影響が最小となるようにするための措置（第 6 号に掲げる措置にあっては、対処基本方針が廃止された後これらの者が法律の規定に基づいて実施するものを含む。）をいう」とされており、その柱書の下に具体的措置が例示してある。

更に、同条第 4 項において武力攻撃災害については、「武力攻撃により直接又は間接に生ずる人の死亡又は負傷、火事、爆発、放射性物質の放出その他の人的又は物的災害をいう。」と規定している。従って、同法はこのような事態を回避するための措置についても規定しており、先ず、国、地方公共団体等の責務（同法第 3 条）及び国民等の協力（同法第 4 条）、更には基本的人権の尊重（第 5 条）から始まり、高齢者、障害者等への配慮や国際人道法的確な実施の確保等について定めた留意事項（同法 9 条）まで、同法の実施に際して基本的人権が順守されるように通則が規定されている。

それらを踏まえて、国民保護の措置の実施、そのための体制、国民保護に関する基本指針等、協議会等の組織、組織の整備、訓練等が第 1 章の総則に規定されている。その上で、第 2 章には住民

の避難に関する措置、第3章には避難住民等の救援に関する措置、第4章には武力攻撃災害への対処に関する措置、第5章には国民生活の安定に関する措置等、第6章には復旧、備蓄、その他の措置、第7章には財政上の措置等、第8章には緊急処理事態に対処するための措置等が規定されている。また、それ以外にも、国民保護法第105条にも言及されている原子力災害対策特別措置法(原災法)の規定も踏まえる必要があり、更なる詳細は武力攻撃事態等における国民の保護のための措置に関する法律施行令に規定されている。因みに、改正核物質防護条約、核テロ防止条約は、この段階に至っては、除外規定があるため国際人道法により規律されることになり国際法的には適用法が変わる。例えば、改正核物質防護条約第2条4項(b)は、「国際人道法の下での武力紛争法の活動とされている活動であって、国際人道法によって規律されるものは、この条約によって規律されない。(以下略)」と規定している。

## 5. 結論

日本を取り巻く安全保障環境は、日米安保体制による拡大抑止の供与を受けているため、直ちに実際に武力攻撃が発生する可能性は大きくないものと思われるものの、日本では既に関連する国民保護法等の法整備が整っている。万が一原子力施設が武力行使の対象になっても対応しうる体制が既に出来上がっており、このため有事の際には法令に従って、内閣官房から始まり中央官庁の中でどこが関係するか、警察や自衛隊等の実力・武力行使の対応可能な中央官庁の組織、県庁や市町村の地方自治体、関係しうる指定された団体等の関係者が粛々と対応することが期待されており、国民保護法の想定する防衛出動等も発動もあり得よう。なお、必要に応じて組織を超えた連携の机上演習・指揮所演習及び地方公共団体の実施する防災訓練等のシナリオに、原子力施設への武力攻撃を入れることを検討する価値がある。先日、筆者の住む東海村で原発事故を想定した訓練が行われていたが、かかる訓練も万が一のことを考えると極めて有益である。

## 引用・参考文献

- [1] <https://www.jiji.com/jc/article?k=2022030401286&g=Pol> : <https://www.asahi.com/articles/ASQ5M3T1DQ5MUTFK007.html> : 朝日新聞デジタル版「原発攻撃に対して「自衛隊が迎撃を」 島根県知事、首相官邸訪れ要請」

- [2] <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=332AC0000000166> (炉規法)
- [3] <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=332AC0000000167> (RI法)
- [4] <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=411AC0000000156> (原子力災害対策特別措置法)
- [5] 平成4年防衛白書、255頁。
- [6] <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=415AC000079> (武力攻撃事態等及び存立危機事態法)
- [7] <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=416AC000000112> (国民保護法)
- [8] <https://kokkai.ndl.go.jp/#!/detailPDF?minId=120805254X01920220412&page=6&spkNum=27&current=1>

## 核セキュリティ・ステークホルダーマトリックスを使った核セキュリティ強化について Strengthening Nuclear Security Regime Using Stakeholder Matrix

\*直井 洋介, 野呂 尚子

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)

\*Yosuke NAOI, Naoko NORO

Japan Atomic Energy Agency

States are responsible for establishing, implementing and operating nuclear security regimes. There are a wide range of competent authorities and users of nuclear materials involved in the regime, and it is necessary for these parties to work together to strengthen the regime. Proposal of a "Nuclear Security Stakeholder Matrix" that contributes to the strengthening of the nuclear security regime by identifying stakeholders for each element that constitutes the nuclear security regime, and making a matrix of their roles, responsibilities, and the knowledge and skills required to fulfill their responsibilities will be reported.

### 1. 緒言

核セキュリティ確保の責任はそれぞれの国にある。各国は自国の核セキュリティ体制の全体像を把握するとともに弱い部分を確認し、より強靱な体制を構築する必要がある。各国が核セキュリティ体制を確固たるものとするツールとして、核セキュリティステークホルダーマトリックス表（マトリックス表）を提案する。国連 1540 委員会でも、類似のマトリックス<sup>i</sup>を使って大量破壊兵器の拡散防止を図る試みがなされている。マトリックス表は、核セキュリティに関与するすべての機関を特定し、それぞれがどのような責任を持っているかを整理し、それを実行するための知識やスキルを明確にするものである。このようなマトリックス表の作成を通じて、現状足りない部分や強化が必要な部分を明らかにし、具体的な改善策を明らかにし、必要に応じてトレーニングなどに反映することを目的としている。関係する機関が連携をしてこのような作業を行うことができれば、核セキュリティ強化を効果的・効率的に達成することができる。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では、このプロジェクトに参加している FNCA メンバー国それぞれの国のマトリックスを試験的に作成してもらい、良好事例を共有した<sup>ii</sup>。その成果や課題を報告する。

### 2. マトリックス表

マトリックス表では、核セキュリティ体制を構成する要素をカテゴリとして抽出し、さらにカテゴリ分けが必要となる要素をサブカテゴリとして設定した。国の核セキュリティ戦略の策定、核セキュリティ脅威の評価、施設における対応者、能力構築、国際協力にはサブカテゴリを設けてい

ない。また、サブカテゴリを設定したのは、規制機関のカテゴリであり、サブカテゴリとして、i) 原子力施設（核物質と施設）、ii) 放射性物質、iii) 輸送を設定した。また、運転許可者のカテゴリにも、サブカテゴリとして、i) 原子力施設設置者、ii) 放射性同位元素 (RI) 使用者、iii) 運搬業者を設定した。また、カテゴリ規制の管理を外れた核物質・放射性物質のセキュリティ (Material Out of Regulatory Control: MORC) の対応については、サブカテゴリとして初動、犯罪現場の管理、データ分析（核鑑識）、技術支援の4つのサブカテゴリを設定した。

また、それぞれのカテゴリに対して、関係する機関名、その機関が負う責任について、さらには、その責任を全うするために必要となる知識とスキルを記載することとした。我々が提案するマトリックス表の例を表-1 に示す。表-1 は、MORC カテゴリについて、ISCN が試験的に作成した日本におけるマトリックス例を示した。

### 3. マトリックス表の使い方

表-1 に示す MORC のカテゴリにおいて、それぞれの機関が負うべき責任に対して、それを全うするために必要となる知識やスキルがリストアップされる。その知識やスキルをどのように身につけさせているかを、表-2 に示す能力構築に係るカテゴリのマトリックス表で確認することができる。

それぞれの責任を果たすための能力構築をどの機関が行っているかを示すものである。これに従って現状を評価し不足している部分を補い、強化に資することができる。

### 4. 得られた知見・成果

FNCA 核セキュリティ保障措置プロジェクト

表-1 An Example of Nuclear Security Stakeholder Matrix (Example of Category, “MORC” Japan case)

Category	MORC (security of MORC (Materials Out of Regulatory Control))			
Sub-category	First Response	Crime Scene Management	Data analysis (nuclear forensics)	Technical Support
<b>Organization</b>	(1) Customs (2) National Police Agency (NPA, local police) (3) Fire department (4) Japan Coast Guard (JCG)	(1) NPA(local police) (2) JCG (3) Public Prosecution's office	(1) JAEA (2) Japan Chemical Analysis Center (3) NPA (4) National Research Institute of Policy Study (NRIPS) (5) University	(1) JAEA (2) Japan Chemical Analysis Center (3) Public health center
<b>Responsibilities on nuclear security</b>	(1) Rescue and evacuation (2) Detection of MORC (3) Location of material (4) Hazard risk assessment	(1) Securing the incident site (2) Collection of evidence (3) On-site analysis (4) Transport of contaminated evidence (5) Maintaining chain of custody of evidence	(1) Nuclear forensics analysis (2) Maintaining chain of custody of evidence	(1) Advicing on-scene personnel on radiation protection (2) Monitoring physical health of on-scene personnel
<b>Knowledge and skill to fulfill nuclear security responsibilites</b>	(1) Basic knowledge of nuclear and radioactive materials (2) Basic radiation safety (3) Use of detector (4) Use of Personal protection equipment	(1) Basic knowledge of nuclear and radioactive materials (2) Radiation safety (3) Knowledge of the law (4) Contaminated evidence collection (5) Chain of custody procedure	(1) Measurement techniques for nuclear forensics analysis (2) Chain of custody procedure and quality control (3) Database/tools (4) SME of NM/RM, fuel cycle, statistics and others	(1) Knowledge of nuclear and radioactive materials (2) Radiation safety (3) Environmental protection (4) Radiological health science



表-2 Capacity Building に係るマトリックス表

Category	Capacity building
sub-category	
Organization	(1) Each organization (OJT) (2) Customs Training Institute (3) NRA's training center (4) ISCN/JAEA
Responsibilities on nuclear security	(1) Offering training course (2) Identification of training needs (3) Curriculum development (4) Supporting fostering nuclear security culture
Knowledge and skill to fulfill nuclear security responsibilities	(1) International and national framework related to Nuclear Security (2) regulatory requirement (3) IAEA NSS(Nuclear Security Series) (4) PP(Physical Protection) (5) Teaching and communication skill (6) Instructional design

のメンバー国のうち、インドネシア、日本、カザフスタン、モンゴル、フィリピン、タイの6か国が、このマトリックス表を作成し、2022年2月に開催したワークショップにおいて、作成にあたって何が難しかったか、どのような知見が得られたかなどについて議論を行った。得られた知見（課題を含む）は以下の通りである。

- マトリックス表は参加するFNCAプロジェクトリーダーを中心に一つの機関で作成されたが、核セキュリティに関係する機関は広範囲にわたっており、一つの機関だけで、核セキュリティ確保に関与するすべての関係者を網羅して、それぞれの役割などを同定することは困難であり、すべてが明確にはならない。
- 原子力施設の核セキュリティ確保戦略、国境における核セキュリティ確保戦略、規制管理外の核物質・放射性物質のセキュリティ確保戦略など、それぞれの分野で戦略が策定されるため、単一の国家核セキュリティ戦略文書がないケースが多い。
- 国の核セキュリティ確保体制は時々変更されるため、その都度マトリックス表をアップデートしていくことが必要である。
- 責任と能力のギャップを特定するために

は、責任と必要な能力をできる限り詳細に記述することが必要となる。

- RI セキュリティを確保するための関係者は幅広く、まずは、その関係者たちにアプローチすることが必要で、その上で能力を身に付けてもらうことが必要である。

## 5. 課題解決に向けた今後の進め方

マトリックス表を試験的に埋める作業を通じて、課題が明らかになってきた。今後、その課題を解決していくためには、一つの機関がハブとなり、利害関係者から情報を収集してマトリックス表の精度上げていく必要がある。また、利害関係者とはキャッチボールをしながらこれら作業を進めていくことが重要である。マトリックス表作成のための情報の収集の仕方としては、アンケートと聞き取りが考えられる。まずは、利害関係者へのアンケートの作成を行うとともに、アンケートへの協力要請をメール等によって発信する。また、核セキュリティ分野のトレーニングセンターが設置されている国においては、トレーニングの実施時に利害関係者が集まるので、その際に聞き取りやアンケートを実施して情報を収集することが考えられる。

情報収集の仕方は、どの方法で行うと決め打ちするのではなく、いずれの方法をも用いて集め、マトリックス表を作成して、それを利害関係者にフィードバックし、ギャップの有無の確認や改善にそれを使ってもらうことが重要となる。また、マトリックス表は公開情報のみとすることで、核セキュリティ体制をこれから構築して行こうとしている国にとっても大変貴重な情報になるものとする。この作業は、利害関係者間の連携にも寄与するものとする。

さらに、このマトリックス表は、それぞれの施設ごとに応用することもできる。それぞれの原子力施設、RIを利用する事業所において、すべての部署が、核セキュリティを確保する上でどのような役割責任を有するかをまとめ、それを遂行するのに必要なスキルや知識をまとめることによって、足りないところを同定して、改善に役立てることができる。このようなマクロなマトリックス表の使い方も有効と考えられる。

## 6. まとめ

核セキュリティ体制を強化する手段として、マトリックス表の活用を提案した。これは、FNCA



核セキュリティ・保障措置プロジェクトの活動として開始したもので、このプロジェクトに参加する FNCA メンバー6 か国がマトリックス表の作成を行った。その結果、マトリックス表作成にあたっていくつかの課題が明らかになった。それは、核セキュリティに関与する利害関係者が広範であるために、一つの機関だけでマトリックス表を完成できないことに由来しているが、一つの機関がハブになり、情報を収集してマトリックス表を作成し、それを利害関係者とのキャッチボールを通じて活用していくことが重要であることを提案した。また、マトリックス表は公開できるように作成することで、核セキュリティ体制をこれから構築しようとしている国にも利用することができる。

#### 引用・参考文献

---

- i. <https://www.un.org/en/sc/1540/national-implementation/1540-matrices.shtml>
- ii. [https://www.fnca.mext.go.jp/nss/ws\\_2021.html](https://www.fnca.mext.go.jp/nss/ws_2021.html)

## 机上訓練を活用した最適対策案自動提示手法の提案 A Proposal of automatic proposal method for optimal countermeasures against BDBT utilizing tabletop training

\*出町 和之<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京大学

\*Kazuyuki Demachi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>The University of Tokyo

In March 2022, the Zaporizhzhia nuclear power plant in Ukraine was occupied and fortified by Russian forces. This will force nuclear security to step up its response to BDBT. In BDBT, the situation to be assumed is too diverse, so the use of tabletop training is effective. Here, we propose the construction of a system for automatically presenting optimal countermeasures by making a database of the actions of each player during tabletop training and learning this by deep learning.

我々原子力に関わる者の最上の目的は原子力・核物質の平和利用であり、それを達成するためのミッションは、原子力安全・核セキュリティ・核不拡散の3つから構成される。そして、そのおのこのミッションを実現するための手段が、原子力発電所等への安全対策、非国家主体に対する核物質防護措置等、および国家に対する保障措置である。

このうち、核セキュリティの歴史について簡単に触れておく。

1970年、常任理事国以外の国家への核兵器の拡散を禁止する核不拡散防止条約NPTが発行され、1975年には頻発する国際的テロに対抗するための核物質防護勧告文書であるINFCIRC/225がIAEAより発行された。このときはまだ、核兵器と核物質の非国家主体からの盗取を主要な驚異の対象とされており、核セキュリティではなく核物質防護という言葉が使われていた。

1986年のチェルノブイリ事故をきっかけに当時東西冷戦の当事国だったソビエト連邦が連邦諸国からの絶対的信頼を失い、1991年のソ連崩壊に繋がった。その結果として、体制の混乱で管理されなくなったソ連核物質の国外への密輸が横行し、非国家主体に大量の核物質が渡った可能性が生じた。

2001年に米国で発生した同時多発テロにより、非国家主体による越境テロの脅威が現実化すると、翌2002年、米国NRCは原子力事業者にテロ攻撃に対する特別な対策を義務付け、これは後にB.5.bと呼ばれた。米国はこのときから安全と核セキュリティの共通性を認識していたのである。

そして、米国同時多発テロのようなテロの多様化と巧妙化を懸念したIAEAは、2011年1月、第5回目のINFCIRC/225改訂を行い、このとき、核物質防護が核セキュリティへと名前を変えて拡

張されたのである。

だが、その2か月後に福島第一原子力発電所(以下、1F)事故が発生し、原子力プラントが魅力的ターゲットであるとテロリストに認識されてしまったことは、残念としかいいようがない。

その後、米国・オバマ大統領が提唱し4回に渡って核セキュリティサミットが開催されるなど、世界は協力して核セキュリティへ対策を進めてきた。

しかし2022年3月、ウクライナに侵攻したロシア軍が、ザポリージャ原子力発電所の占拠および要塞化という前代未聞の行動に踏み切ったことにより、核セキュリティの世界では国家の責任とされていた戦時などの脅威、すなわち設計基礎を超える脅威(Beyond Design Based Threats, BDBT)をも、あらためて考慮せざるを得ない状況が発生し、我が国でも国会等で今後の対応などが盛んに議論されている。

このように、先行して国家間の核不拡散がはじまり、その次に行われた、非国家主体(テロリスト)に対する核物質防護は、密輸横行による核物質の拡散とテロの多様化・巧妙化に対応するため、核セキュリティへと変化を遂げた。その直後、原子力発電所は2011年の1F事故によりテロの魅力的なターゲットとして認識され、2022年は「国家」に占拠されるという想定外の事象が発生し、脅威のパラダイムシフトが起きたと言える。

一方で、あらゆる事象への対策強化と、残る想定を超える事象へも備えをするなど、想定を超えた1F事故後、原子力安全は十分に強化された。

核セキュリティと原子力安全は深層防護の概念や防止・検知・緩和・対応の段階性など共通性が高く、安全と同様に強化が可能なはずである。核セキュリティも、原子力安全のように、新たな脅威への対策の強化と、想定を超える脅威への備

えを強化せねばならない。

以上の背景に基づき、想定を超える脅威への備えとして、机上訓練を活用した対 BDBT ストレステスト手法の提案について述べる。

これまで我が国における原子力発電所の BDBT に対する対策は、規制側においては航空機衝突などを想定した特定重大事故等対処施設（特重）の設置で思考停止し、事業者側でも BDBT は国の管轄だからと「特重」以外に対応していない。事業者側の姿勢の理由としては、BDBT では脅威の規模も種類も多すぎて何を決めればよいか分からないという実態もある。

しかし、福島第一原子力発電所事故のように、二度と「想定外でした」という事態となることを防ぐには、出来る限り広範囲で多様な状況を検討しておく必要がある。しかし、あまりに広範囲にわたる場合にはコストの問題が発生する。その問題を解決する手段のひとつが机上訓練による BDBT に対するストレステストであり、これにより現在の「人」と「ハード」で BDBT にどこまで対応可能かを見極めることが可能となる。

机上訓練とは、緊急時の対応ルールが定まった段階で、災害状況を想定したシナリオに従いプレイヤー対応を模擬する形式の訓練であり、机上で実施するため1ケースあたりにかかる時間もコス

トが大幅に抑えられる利点がある。しかし、ここでの目的は、机上訓練を通して BDBT 時における状況を出来るだけ広範囲・多様に想定した場合の対応案の有効性を評価するためのストレステストである。よって、既存の対応ルールを適用することは出来ず、寧ろ、原子力プラントの状態進展を反映してプレイヤー（原子力安全、核セキュリティ、テロリスト、対抗部隊、etc.）に行動を決定させることで、リアリティを高めねばならない。

このため、第一段階として、机上訓練とプラントシミュレータ訓練を組み合わせた新たなシステムを構築する。具体的には、東京大学原子力専攻の有する原子炉「弥生」プラントシミュレータを再利用し、「シミュレータ」と「ヒトの思考」とを机上で融合した BDBT ストレステスト手法を新たに構築する。さらに第二段階として、ストレステスト時に得られるプラント状態の時系列データ・プレイヤーの行動・対応の成功・不成功をデータベース化して深層学習モデルの教師データとして活用し、これにより、実際のプラント状態を入力とした場合に最適の対応案を自動提示する AI システムを構築する。

図1に第二段階のDBDTストレステストのためのアルゴリズムを示す。詳細は発表の場にて声明し、ここでは割愛する。

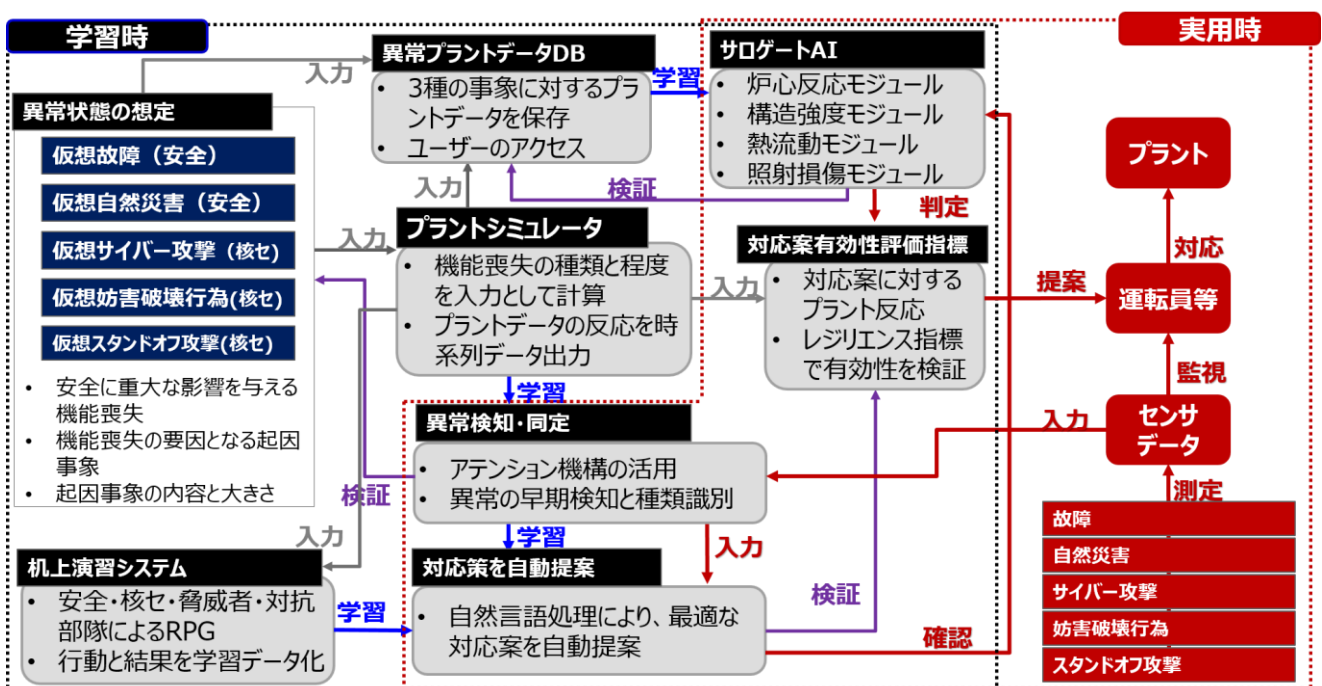


図1 机上訓練による対 BDBT ストレステストのための提案アルゴリズム

## 機構における核セキュリティの法令遵守及び文化醸成活動に係る取組み Legal Compliance Activities and Nuclear Security Culture Development Activities in JAEA

\*天野 幸, 佐藤 義治, 芝田 陵大, 山崎 勝幸, 白茂 英雄, 中村 仁宣  
日本原子力研究開発機構

\*Tsukasa AMANO, Yoshiharu SATO, Ryodai SHIBATA, Katsuyuki YAMAZAKI, Hideo SHIROMO,  
Hironobu NAKAMURA  
Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

About ten years have passed since the introduction of nuclear security compliance and security culture development activities. While there have been changes in domestic and international situations, it is essential for nuclear security that the entire organization maintains an attitude that emphasizes compliance with laws and regulations and nuclear security. JAEA has been effectively implementing various activities with evaluation and improvement. Especially, e-learning which combines education and awareness, case studies, and internal audits are considered effective in maintaining nuclear security compliance and security culture development activities.

### 1. 緒言

我が国では、2012年の法令改正により、核セキュリティ文化を醸成・維持することが事業者には義務付け<sup>1)</sup>られてから約10年が経過した。この間、国内外の原子力を取り巻く情勢も大きく変動しており、法令遵守及び核セキュリティを重視する姿勢の維持は、その重要性が益々高くなっている。

日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）では、核セキュリティに関する法令の遵守及び文化の醸成・維持のため、原子力機構本部（以下「本部」という。）においては全社的に共通する内容について、全国6か所に点在する核物質防護対象拠点（以下「拠点」という。）においてはそれぞれの拠点内の施設の特性に応じた個別具体的な内容について、法令遵守及び文化醸成活動の評価改善を繰り返しつつ、種々の活動を継続的に実施している。

本報告では、核セキュリティに関する法令遵守及び文化醸成活動として、本部が全社的に実施している、eラーニングを活用した教育及び意識調査、核物質防護に係る気づきを題材とした事例研究及び本部が拠点に対して実施する内部監査について報告する。

### 2. 法令遵守及び文化醸成活動の内容

原子力機構では、毎年度、法令遵守及び文化醸成活動の活動方針等を理事長等が定めている。これを受け、各拠点では、所長が活動方針等に沿った年度活動計画を作成し、体系的に法令遵守及び文化醸成活動を展開している。

本部は、全社的な核セキュリティの法令遵守及び文化醸成活動として、以下を実施し、拠点が実施する活動とともに、核セキュリティ文化の底上

げを図っている。

#### 2-1. eラーニングを活用した教育及び意識調査

教育及び意識調査では、脅威の存在と核セキュリティの重要性について、原子力機構と直接雇用関係にある全ての従業員（以下「全従業員」という。）に対し教育を実施するとともに、全従業員の核セキュリティに対する意識調査を行っている。これらを実施するにあたり、本部では拠点の協力を得つつ、核セキュリティ文化の底上げが最大限図れるよう、なるべく多くの受講者数が得られるよう努めている。この結果、受講者数が4~5千名程度の規模となることから、受講の進捗管理や結果の集計等が容易に出来るeラーニングシステムを利用している。

教育では、対象者に直接核物質等を取り扱う業務に従事しない者も含まれていることや、各拠点の実情に応じた教育との役割分担も考慮し、核セキュリティの重要性（脅威の存在）、核セキュリティの措置（防護措置）、核セキュリティに係る理事長方針といった基本的な内容とし、全社的な知識の底上げを図っている。教材の一例を図1に示す。

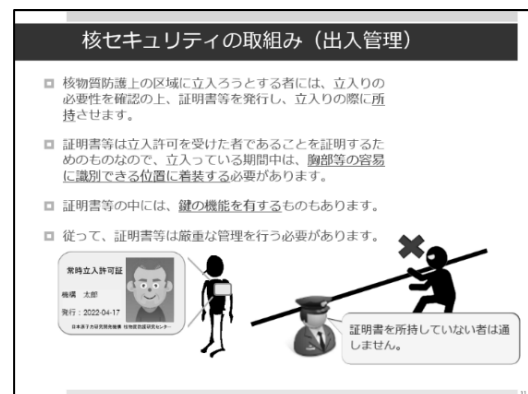


図1 eラーニング教材の一例

教材は、全従業員が対象であるため、イラスト等を用いて、直接核物質等を取り扱う業務に従事していない者にも容易に理解ができるように努めるとともに、毎年度、受講者の意見や、最新の核セキュリティに係る知見を取り入れる等の継続的な改善を行っている。

今年度より開始した理解度確認テストは、e ラーニングシステムの利点を生かし、設問を予め複数用意し、その中からランダムに出題される形式としている。合格基準点を設けて、基準点に満たない者に対しては、再テストを実施することとしており、再テストを実施する場合でも、設問をランダムに出題するように設定することで、一定程度の難易度が確保されるように努めている。

アンケート方式の意識調査は、「核テロの脅威は、現実にあると思いますか」、「核物質防護は重要だと思いますか。」等を問い、それぞれ「そう思う」「どちらかというと思う」「分からない」「どちらかというと思わない」「そう思わない」の選択肢によるアンケート形式と、「核物質防護は重要だと思いますか。」の回答に対する理由を自由記述形式とした。なお、自由記述の結果で得られた意見等をもとに、次年度の教育資料に反映する等の改善を図っている。

## 2-2. 事例研究

一般的に、核セキュリティに対する意識が希薄な状態で業務を遂行している場合は、防護措置の改善が可能な点について見過ごされがちであり、簡単にはリスクに気付くことはできない。

このため、核物質防護の観点からは、従業員自らが核セキュリティ上のリスクにいち早く気づき、防護措置のパフォーマンスに影響を及ぼす前に処置することが重要である。

そこで、原子力機構では、各施設や本部における気づき事例を題材とした、核セキュリティ上のリスクに対する気づきの感度を向上させる事例研究を 2021 年度から開始した。昨年度の活動では、気づき事例は、参加者いずれの階層（一般従業員、警備員、核セキュリティ担当者）においても事例研究が実施できるように、多種多様な 11 事例を選定し、参加者が自由に選択できるようにした。また、各拠点における核セキュリティ担当者を本事例研究の対象者とし、その他の一般従業員、警備員については自由参加とした。

事例研究の手順は、危険予知訓練（KYT）の手法を参考にした。まず、少人数のグループを編成

し、進行役を 1 人決定する。次に、進行役は、予め用意された現状把握、本質追及、対策立案及び目標設定等を問う 4 つの設問で議論を進め、グループとして最終的な結論を出す流れとした。図 2 に一例を示す。

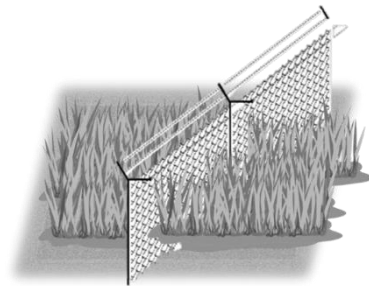


図 2 事例研究の状況説明イラスト例  
(フェンス周辺の雑草)

状況：核物質防護対象施設を囲っているフェンスの周りに、人の背丈くらいの雑草が生い茂っていた。

具体的な流れとしては、まず、図 2 の状況イラスト及び状況説明文が与えられる。次に、下記の 4 つの設問についてグループで議論を行い、グループ内で回答を検討する。

Q1：この状況について、核物質防護上の問題点(気づき等)を全てあげてください。(現状把握)

Q2：前問で挙げた問題のうち、この事例の本質となる問題は何でしょうか。1 点選んでください。(本質追及)

Q3：前問で挙げた問題を放置すると、どのような事例に発展するのでしょうか。(本質追及の応用)

Q4：上記を踏まえ、どのように対応すればよいでしょうか。(対策立案・目標設定)

なお、各グループの進行役及び各拠点の核物質防護担当課長から考察や意見等を募り、その結果をもとに次年度の事例研究の改善を図っている。

## 2-3. 内部監査

前項の事例研究の取組みの他に、施設で勤務する従業員以外の外部の視点を取り入れることにより、より多くの核セキュリティ上のリスクに気づく取組みとして内部監査を実施している。内部監査では、本部従業員が拠点に出向き、拠点と共通認識を持ちつつ、拠点で定めた要領（手順書）の内容や、現場における防護措置の実施状況等を



確認し、その実効性を確認している。

内部監査の実施に当たっては、毎年度の冒頭の計画立案の際に、前年度の法令遵守及び文化醸成活動の評価結果や、核セキュリティに関する情勢及び各拠点の意見を踏まえつつ、重点確認項目を定めている。また、内部監査結果については、本部の一方的な意見ではなく、拠点との相互理解が得られるまで議論した後、正式な気付き事項として拠点の核物質防護管理者に通知している。

結果の通知を受けた核物質防護管理者は、各拠点における核物質防護は正処置プログラム（PP-CAP）活動の一環として、気付き事項を拠点内に設置された委員会において議論し、処置対策を講じるまでの一連の改善活動を実施している。

### 3. 法令遵守及び文化醸成活動の結果

#### 3-1. e ラーニングを活用した教育及び意識調査

本教育及び意識調査は、全従業員に脅威の存在と核セキュリティの重要性を再認識させるとともに、核セキュリティに関する意識を把握することで、法令遵守及び文化醸成活動に係る改善点を次年度の活動に反映することを目的として実施している。本部が適宜受講状況を確認し、未受講者に対しては各拠点の協力を得つつ連絡を実施したことにより、長期不在等の理由で受講出来ない者を除いた全ての従業員が受講した。2021年度の受講者数は4,416名であった。

意識調査の結果について、以下に過去4年間の結果を示す。

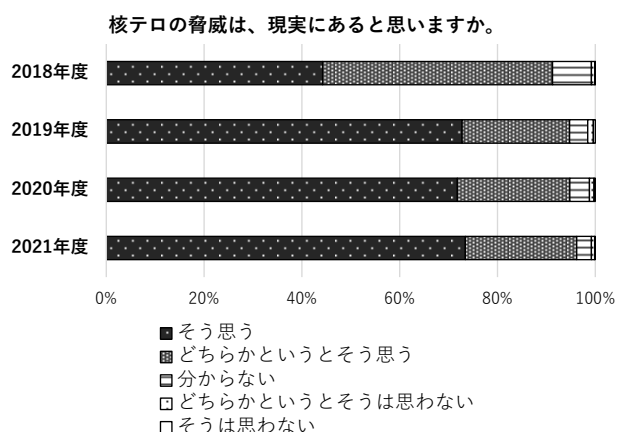


図 3-a e ラーニング結果（例 1）

図 3-a より、核テロの脅威があると思うかという設問に対して肯定的な者（「そう思う」「どちらかというと思う」）の割合は、4 年連続 90% 以上で維持されていることがわかる。

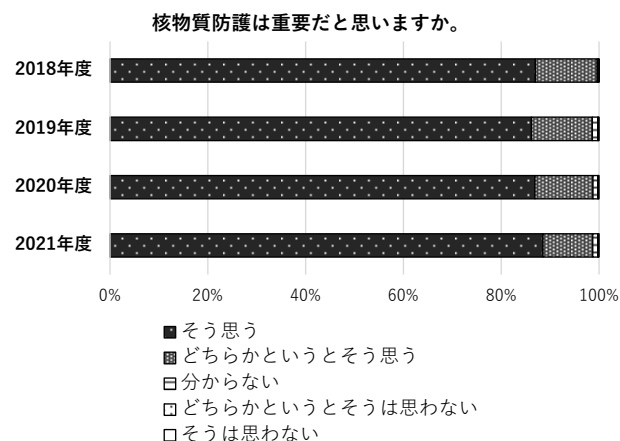


図 3-b e ラーニング結果（例 2）

図 3-b より、核物質防護は重要だと思うかという設問に対して肯定的な者の割合は、4 年間 98% 前後で維持されていることがわかる。

意識調査の全体的な結果からは、原子力機構では、従業員が核セキュリティに対する高い意識を有し、それが維持されているものと判断している。これは、継続的な教育の実施や、各拠点における種々の文化醸成活動の取組みによる成果と考察している。

#### 3-2. 事例研究

2021 年度は、核物質防護の関連業務に従事する 208 名（42 グループ）が事例研究に参加した。アンケートの結果、全グループより「事例研究を通じて、気付きの感度が向上し、防護措置の改善活動に繋げることができた」、「事例研究を実施して良かった」との回答を得た。また、各拠点の核物質防護担当課長より、「防護措置の脆弱性に自ら気付くための多角的な視点を得ることが出来た」、「担当者が所掌業務の想定事例に対し、正しい理解と高い意識を持っていることが確認できた。また、本事例研究を通して更なる意識の高揚を図ることが出来た」等の評価を得た。この事例研究の実施により、リスクが進展した場合の防護措置への影響のみならず、事象に対する改善策についても議論したことにより、核セキュリティ上のリスクに対する気付きの感度を向上させ、気付き事項からの防護措置の更なる改善に寄与していると推察する。

一方で、核物質防護担当課長からは本事例研究について、「事例の状況説明文について、理解しにくい部分があったため、もう少し詳細な記載が必要であったと思われる」という意見を得た。これ

は、原子力機構は多種多様な施設を有することから、一部の施設の従業員にとってはイメージし難い事例しか用意されていなかったことが原因と考察した。そこで、今年度は、各拠点からも資料作成の協力を得て、2021年度の11事例から23事例に拡充させる改善を図った。現在、各拠点において事例研究を実施中である。

### 3-3. 内部監査

内部監査では、施設で定めた要領（手順書）の内容や、現場における防護措置の実施状況等を調査し、是正事項（要求事項を満たしておらず、コンプライアンスの観点から直ちに是正を必要とする事項）、改善事項（一定の要求事項は満たしているが、計画的に是正を必要とする事項）や、良好事例（業務水準・業務品質の向上に高い効果が期待できる事項）を抽出した。例えば、是正事項として「巡視における連絡方法について」、改善事項として「要領の記載の充実化について」、良好事例として「核セキュリティ強化月間の設定について」といった内容を抽出した。これらの結果を当該拠点に通知し、拠点ではこの結果をPP-CAP活動のインプット情報として、処置改善が図られた。

更に、内部監査によって得られた改善事項のうち、特に防護措置のパフォーマンスに影響し得ると思われるものについては、速やかに、他拠点にも情報共有し、同様事例の発生防止に努めた。これら内部監査の活動を通じて、原子力機構の防護措置水準の向上及び拠点間の差の解消に繋がったと推察する。

### 4. 今後の予定

今回報告したこれらの活動は、いずれも原子力機構における核セキュリティの法令遵守及び核セキュリティ文化を重視する姿勢の維持に効果的な結果が得られた。そのため、これまでの活動を継続するとともに、今後は、事例研究用資料の更なる充実化等、PDCAを回しつつ、継続的改善を図っていく予定である。

### 5. 結言

原子力機構では、本部と各拠点で役割分担しつつ、核セキュリティに関する種々の活動を継続的に実施している。

事例研究の実施では、核セキュリティ上のリスクに対する気付きの感度を向上させる取り組みと

して有効であったと参加者より評価を得ている。また、意識調査においても、原子力機構の従業員が、核セキュリティに対する高い意識を有し、それが維持されていることを確認している。

これらの結果は、機構の取組みが、全体として核セキュリティ文化の醸成、維持に十分機能していることを示唆している。

### 参考文献

[1] 原子力委員会, “令和3年度版 原子力白書”, p.140.

## 核セキュリティ事案における時間変化を伴う被害想定

### Damage prediction under time variation of threat in nuclear- security incident

\*土屋 兼一<sup>1</sup>, 田辺 鴻典<sup>1,2</sup>, 秋葉 教充<sup>1</sup>, 角田 英俊<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 科学警察研究所, <sup>2</sup> 東京工業大学

\*Ken'ichi Tsuchiya<sup>1</sup>, Kosuke Tanabe<sup>1,2</sup>, Norimitsu Akiba<sup>1</sup>, Hidetoshi Kakuda<sup>1</sup>

National Research Institute of Police Science, <sup>2</sup>Tokyo Institute of Technology

This report defines a strategy that first responders could adopt to prepare for, and respond to radiological-terrorist attacks. We devote diffusion of radiological residue and its time variation of threat. Considerations for zoning settings and decontamination activities were obtained for unintentional contamination with Radiological Dispersal Device.

## 1. 緒言

近年、規制外の核物質及びその他の放射性同位元素(RI)に関連する犯罪行為や放射線テロといった核セキュリティ事象の脅威が国際的な懸念事項になっている。こうした事案が日本国内で発生した場合、NBC(Nuclear,Biological,Chemical)テロその他大量殺傷型テロ対処現地関係機関連携モデル[1]に沿って初動対処が行われる。初動対応機関は、こうした核セキュリティ事案を含めたテロに的確に対処すべく、平素から訓練に取り組んでおり、検知手順や資機材の確認、関係機関の機能確認等が実施されている。原子力関連施設における訓練及び教育においては、VR（仮想現実）を用いた訓練 [2,3]や事例研究トレーニング[4]、演劇型訓練 [5]、シミュレーションコードを用いた教育[6]等精力的に実施されている一方、規制を外れた RI が関連する事案については、具体的な被害状況が想定しづらく、形式的な訓練で終わることも多かった。

これまで、我々は放射線挙動シミュレーションを活用した被害想定を提案し、実働訓練や教養実習で活用してきた[7]。中性子線源とガンマ線源の線量分布の違いや都市部における爆発残さ分布を反映した線量推定、さらに金属片の RI が爆発物で拡散した場合の線量推定等を示してきた[8]。一方、実働訓練では、教育・訓練用仮想放射線測定システム「USOTOPE」を開発し、疑似線源を用いた検知訓練を実施してきた[9]。このシステムは放射線源に見立てた Wi-Fi ルーターの電波強度をスマートフォンで測定し、擬似的にサーベイメータの表示が再現できるもので、初動対応者の検知訓練で活用している。また、開発中の「USOTOPE2」は GPS 位置情報を基に仮想的に線量を表示させるため、ゾーニング訓練（後述）で使用している。このような訓練を実施する際は、あらかじめ汚染区域や点線源を想定して、線量が距離の2乗に反比例する被害状況を想定している。しかし、核セキュリティ事案の形態によっては、

汚染範囲が時々刻々と変化する被害も予測される。そこで本稿では、これまで核セキュリティ事案の被害想定で検討されてきた空間的な被害の広がりだけではなく、時間発展に注目し、事案の形態ごとにどのような脅威の時間変化が考えられるか検討したので報告する。

## 2. これまでの被害想定

米国の国家安全保障計画のために示された「15 のシナリオ」では様々なテロの形態について被害想定が記述されているが、放射線テロについても塩化セシウム (<sup>137</sup>Cs) を国内 3 カ所の都市で爆発させて散布させた例が示されている[10]。放射能汚染者数は 1 カ所で 20000 人、汚染地域は 1 カ所で 36 ブロックに及ぶと見積もられている。また、RI を爆発物で拡散させるダーティーボムや隠された数量の高い線源で被ばくさせるサイレントソースアタックも懸念されており[11,12]、RI を用いた実験による被害想定も海外ではなされている[13,14]。一方、初動対応については、国民保護訓練のような多くの関係機関が参加するものから各初動対応部隊が定期的に行っている訓練まで、核セキュリティ事案への対処訓練が日本では実施されている。例えば、平成 25 年に青森県で実施された国民保護訓練では、ダーティーボムが発生したシナリオで訓練が実施された[15]。その際用いられたゾーニングの例を図 1 に示す。



図1 ダーティーボム発生後のゾーニングの例。青森県で実施された国民保護訓練の概要（公開資料）[15]を改変。

一般的には危険区域 (hot zone)、準危険区域 (warm zone)、警戒区域 (cold zone) といった区域設定を初動対応部隊が実施する。ゾーニングの設定は、初動対応者による空間線量率の測定結果を基に行われるが、被害範囲が時間変化を伴う場合、ゾーニングを修正する必要があるため、時間変動を伴うことも想定した訓練が必要となる。

### 3. 時間変動を伴う被害想定

核セキュリティ事案における被害範囲について、時間変動を伴う形態はどのようなものがあるのか検討した。まず、核セキュリティ事案を2つのカテゴリに分ける。一つは、核・放射性物質拡散装置を使用して核物質やその他の RI 自体を拡散させる RDD (Radiological Dispersal Device) である。もう一つは、放射線の発散装置を使用する RED (Radiological Exposure (Emitting) Device) である。表1に主要な核セキュリティ事案の脅威について、高線量率場の汚染範囲 (空間軸) と空間線量率の時間変動 (時間軸) で被害想定を表す。被害範囲や線量率の具体的な数値については、使用される数量や核種、半減期にもよるため、ここでは定性的な議論にとどめる。想定される空間線量率や汚染範囲については参考文献[11,12]を参考にしていきたい。時間変化を伴う被害想定として以下の5つが考えられる。

1) 屋外でのダーティーボム爆発後、風により、粉末状の放射性残さが拡散される事案。特に都市部ではビル風もあるため、汚染範囲は爆発中心から単純な同芯円状とはならない可能性が大きい。  
2) 核物質及びその他の RI をそのままばらまく事案のうち、比較的大きな粉末または液体状のもの。国内では大阪府高槻市の駅構内でばらまかれた事案が発生している。当初は拡散した狭い範囲での被害が想定されるが、ばらまきの認知が遅れると、通行人の靴底に RI が付着することによる汚染範囲拡大が予想される。

3) 核物質及びその他の RI をそのままばらまく事案のうち、細かい粉末状、あるいは霧状に噴霧されるケース。屋外においては、風下方向への汚染被害が予測される。

4) 火災による核物質や RI の拡散。消火活動に伴う初動対応者の被ばくの懸念がある他、風下方向への汚染被害が予測される。

5) 臨界装置による放射線の発散事案。東海村で発生した JCO 事故を模擬したデバイスが使用され、臨界が継続した場合、広範囲にわたって特に中性子による被ばくが予想される。

表1 核セキュリティ事案の脅威

事案	汚染範囲	空間線量率の時間変動
RDD		
ダーティーボム爆発前	線源近傍	なし
ダーティーボム爆発後 (屋内または屋外無風)	爆 発 残 さ 到達範囲	少ない
ダーティーボム爆発後 (屋外かつ風あり)	広範囲	<u>あり</u> <u>風下方向に拡散</u>
ばらまき (比較的大きな粉末または液体状)	広範囲	<u>あり</u> <u>通行人による拡散</u>
ばらまき (細かい粉末または霧状。屋外)	広範囲	<u>あり</u> <u>風下方向に拡散</u>
建物空調への散布	建物内に限定	散布初期のみ
上水道への混入	広範囲だが限定的	なし
火災による拡散	広範囲	<u>あり</u> <u>風下方向に拡散</u>
RED		
サイレントソースアタック (線源盗難も含)	線源近傍	なし
臨界装置による放射線の発散 (JCO 事故型)	広範囲 (中性子)	<u>あり</u> <u>臨界時強度大</u> <u>臨界継続中はほぼ一定</u>

これらの被害想定のうち、1)、3) 及び4) については、例えば、米国ローレンスリバモア研究所が開発した HotSpot の利用が有効である[16]。HotSpot は核爆発や放射線災害を想定した被害予測シミュレーションソフトウェア (シミュレータ) であり、気象条件、使用された核物質質量や濃縮度を設定し、10 km 圏内の被害状況を線量率又は放射線濃度で地図上に図示できる (図2)。さらに、日本原子力研究開発機構が開発した局所域高分解能大気拡散・線量評価システム「LHADDAS」[17]を用いれば、建物の影響を考慮した線量分布推定が可能であるため、原子力災害だけではなく、都市部における核セキュリティ事案の被害想定でも活用が期待される (図3)。



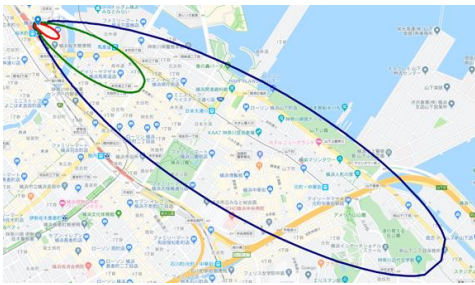


図2 HotSpotによる気象条件で変化する被害想定  
の例。核物質の量や気象条件を設定すれば、お  
およその被害予測は可能である。

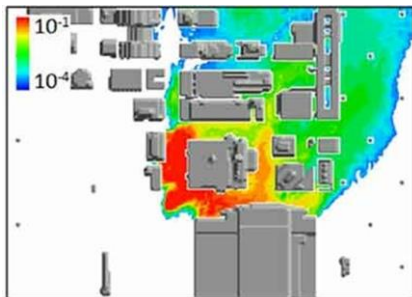


図3 建物を考慮した大気拡散シミュレーショ  
ンの例[17]。都市部において発生した核セキュ  
リティ事案において詳細な被害想定が可能となる。

被害想定5) については、図4で示すような  
臨界に伴うパルス型の高線量の脅威が考えられ  
る[18]。図で示した例以外にも臨界装置の体系や  
運転状況によって放射線強度のプロファイルは  
異なるが、現場において放射線発散装置が臨界に  
達しているのか、あるいは未臨界の状態であるか  
を見極める検知資機材の開発も期待される。初動  
対応におけるゾーニングについては、中性子の空  
気中の平均自由行程も考えながら、危険区域を設  
定する必要がある。

被害想定3) については、通行人による汚染範  
囲の拡大が予想されるが、これまで定量的な議論  
はなされていない。靴底へのRIの付着について  
は、福島原発事故後の除染作業時の表面汚染検査  
に伴う実施要件に関する研究が参考になる。辻村  
らは、除染作業の現場から退出する労働者に対し  
て実施する表面汚染検査の要件を緩和するため  
の基礎データとして、作業現場における空間線量  
率から土壌中放射能濃度を概算する手法を検討し  
、作業服や靴に付着した土壌の量を測定してまと  
めている[19-21]。ここでは都市部での事案を想  
定し、運動場のデータを用いると、500歩程度(約  
500m)の範囲の通過に相当)の歩行で、晴れの日  
に約5~8mg/cm<sup>2</sup>(2~3g)の放射性土壌が初期の

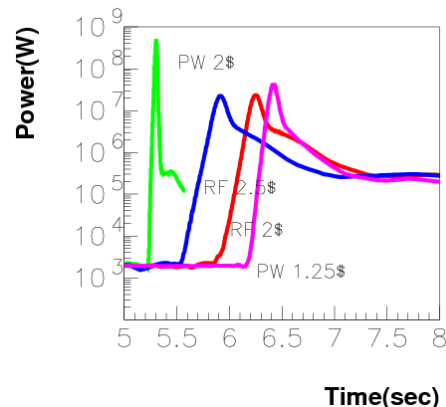


図4 臨界に伴う放射線強度の時間変動例  
[18]。非常に短時間でパルス状に中性子・ガンマ  
線強度が大きくなるが、その後はほぼ一定の強度  
を保つ。

汚染区域外へ拡散すると見積もられる。また、線  
量率0.3~6μSv/h(BGの10~200倍)のセシウム  
汚染地域で作業した長靴から最大で6~2100Bq  
の放射能が検知されたという結果を基に、核セキ  
ュリティ事案(粉末ばらまき事案)のケースを検  
討してみる。初期の汚染地域がセシウム(<sup>134</sup>Cs,  
<sup>137</sup>Cs)で汚染され、0.3~6mSv/hの空間線量率であ  
ったとし、靴底に付着したRIが初期の汚染区域  
外において歩行と異なる動作(立ち止まりやエス  
カレータ等の上り降り等)で付着量の半分が落ち  
たとすると、最大で10MBqのホットスポットが  
あらゆる場所に出現することになる。ばらまき事  
案においては、空間線量率だけではなく、地上表  
面の簡易の汚染検査の情報もゾーニングで活用  
すべきである。また、広範囲での表面汚染確認と  
除染作業が予想されるため、ガンマ線イメージ  
ング装置の積極的な活用も望まれる。

#### 4. 時間変化を伴う被害想定の実働訓練への活用

緒言で紹介した教育・訓練用仮想放射線測定シ  
ステム「USOTOPE2」に、時間変化を伴う被害想  
定を組み込むことで、訓練受講者が検知からゾー  
ニング設定、その後の対処までを自発的に考えな  
がら進めることができる「ブラインド型実働訓練  
」が実現する。訓練手法が確立できれば、核セキ  
ュリティ事案だけでなく、原子力災害における  
訓練においても活用が期待できる。

#### 5. 結論

本稿では、規制を外れたRIが関連する核セキ  
ュリティ事案について、空間的な広がりだけでは  
なく時間発展により被害状況が変化する想定を  
検討した。一般市民や初動対応者による意図しな



い拡散を検討し、ばらまき事案のゾーニング設定及び除染活動に対する留意事項が得られた。また、今後開発を進める教育・訓練用仮想放射線測定システム USOTOPE2 に時間変化する被害想定を組み入れることで、これまでのシナリオ型訓練からブラインド型訓練へ発展させていくことの重要性が認識できた。IAEA の示すガイドライン[22]によると、放射線緊急時において検知機材がない場合、暫定的な安全境界線の設定（ダーティーボムの場合半径 400m を推奨）を行った後に、検知により危険区域を狭めることが示されているが、本稿で示したように時間とともに被害が広がる想定も考慮する必要がある。核セキュリティ事案ではないが、原子力災害や RI 取り扱い施設の火災、RI 輸送時の交通事故等においても同様である。

本稿が、核セキュリティ事案の対処訓練や核セキュリティ文化の醸成に係る教育等で活用されることができれば幸いである。

#### 引用・参考文献

- [1] NBC テロ対策会議幹事会「NBC テロ対処現地関係機関連携モデル（平成 13 年 11 月 22 日）」。（平成 28 年 1 月 29 日に改訂、NBC テロその他大量殺傷型テロ対処現地関係機関連携モデル）
- [2] 山口康雄 他「核セキュリティ訓練用バーチャル・リアリティ(VR)システムの開発」第 35 回 INMMJ 年次大会論文集 #3514（2014）
- [3] 野呂尚子「核不拡散・核セキュリティの人材育成」日本原子力研究開発機構広報誌「未来へげんき」Vol.63 p10-11（2022）
- [4] 北尾貴彦 他「東海再処理施設における核セキュリティ文化醸成活動について」第 38 回 INMMJ 年次大会論文集 #3814（2017）
- [5] 中村陽「ISCN-WINS 共催ワークショップ開催報告～核セキュリティと原子力安全のインターフェース～」日本原子力学会誌 ATOMO Σ 57 巻 5 号 p. 362-364（2015）
- [6] 韓治暎 他「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」(3)放射性物質環境動態実習」第 39 回 INMMJ 年次大会論文集 #3921（2018）
- [7] 土屋兼一 他「仮想放射線測定システム "USOTOPE" の開発-核セキュリティ対策における効果的な訓練のために-」第 39 回 INMMJ 年次大会論文集, #3914, 126-131（2018）
- [8] 田辺鴻典 他「ダーティーボムを用いたテロ発生時の線量分布予測に関する研究」第 40 回 INMMJ 年次大会論文集, #4020, 260-266（2019）
- [9] Tsuchiya, K. et al. 「Development of a radiation-detection simulator with smartphones and beacons for first responders to radiological threats」Proc. the 4th International CBRNe Workshop "IW CBRNe 2018 -Countering radiological and nuclear threats-", 179-184 (CBRNe Book Series 15) (2020)
- [10] 岩城征昭「CBRN (e) 脅威の実相とその技術的側面」防衛技術ジャーナル October 2017, 32-37 (2017)
- [11] Medalia, J. 「"Dirty Bombs": Technical Background, Attack Prevention and Response, Issues for Congress」Congressional Research Service 7-5700 (2011).
- [12] 土屋兼一「放射線テロ対策に資する検知技術と初動対応」科学警察研究所報告,70(1-2) P1-17 (2021)
- [13] Musolino, S. V. et al. 「Emergency Response Guidance for the First 48 Hours after the Outdoor Detonation of Anexplosive Radiological Dispersal Device」Health Phys. 90 (4), 377-385 (2006)
- [14] Rojas-Palma, C. et al. 「On the reconstruction of a radiological incident and its possible implications for an R-type terror attack」Proc. SICC2017, O1. 7 (2017)
- [15] 内閣官房国民保護ポータルサイト HP: <http://www.kokuminhogo.go.jp/kunren/>
- [16] Homann, S. G. et al. 「HotSpot Health Physics Codes Version 3. 1. 1 User's Guide」LLNL-SM-636474, Lawrence Livermore National Laboratory (2019).
- [17] Nakayama, H., et al. 「Development of local-scale high-resolution atmospheric dispersion and dose assessment system」Journal of Nuclear Science and Technology Volume 59, Issue 10 1314-1329 (2022)
- [18] Tsuchiya, K., et al. 「Evaluation of Personal Dosimeters and Electronic Modules under High-Dose Field」IEEE Nucl. Sci. Symp. 2010 Conf. Records, 506-507 (2010).
- [19] 辻村憲雄「除染等作業における作業環境の線量率・土壤中放射能濃度と労働者の身体汚染の関係に関する研究：平成 25 年度総括・分担研究報告書：厚生労働科学研究費補助金労働安全衛生総合研究事業（2014）
- [20] 星勝也 他「除染等作業における体表面汚染に関する研究（1）靴底への土壌付着量の評価」日本原子力学会 2015 年春の年会 L55（2015）
- [21] 辻村憲雄 他「除染等作業における体表面汚染に関する研究（2）労働者の作業服等の放射能測定」日本原子力学会 2015 年春の年会 L56（2015）
- [22] IAEA Manual for First Responders to a Radiological Emergency (2006)

# フィジカル・サイバー空間にまたがる原子力プラント 3S を 俯瞰し実践・主導する規制人材育成

## (1)全体計画

Nuclear Regulation Human Resource Development Program  
“The Advanced Nuclear 3S Education and Training in Cyber-Physical space”

### (1) Overview and Planning

\*松本義久<sup>1</sup>, 相楽洋<sup>1</sup>, 千葉敏<sup>1</sup>, 林崎規託<sup>1</sup>, 塚原剛彦<sup>1</sup>, 池上雅子<sup>1</sup>,  
片瀧竜也<sup>1</sup>, 木倉宏成<sup>1</sup>, 鷹尾康一朗<sup>1</sup>, 高須大輝<sup>1</sup>, 吉田克己<sup>1</sup>, 松浦知史<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

\*Yoshihisa Matsumoto<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>, Satoshi Chiba<sup>1</sup>, Noriyasu Hayashizaki<sup>1</sup>, Takehiko Tsukahara<sup>1</sup>, Masako Ikegami<sup>1</sup>,  
Tatsuya Katabuchi<sup>1</sup>, Hiroshige Kikura<sup>1</sup>, Koichiro Takao<sup>1</sup>, Hiroki Takasu<sup>1</sup>, Katsumi Yoshida<sup>1</sup>, Satoshi Matsuura<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Tokyo Institute of Technology

In Tokyo Institute of Technology (Tokyo Tech), the nuclear human resource development program, “the Advanced Nuclear 3S Education and Training in Cyber-Physical space (ANSET-CP)”, has just started in 2022, supported by Nuclear Regulation Authority in Japan. The ANSET-CP program provides students with an advanced 3S curriculum (3S Lectures, 3S Exercises, 3S Internships and 3S Research projects), which educates them in 3S expertise, insight and leadership, and practical skills covering in both physical and cyber space. In the present paper, the program overview and its 5-year-plan are described.

## 1. 緒言

東京工業大学（東工大）では、原子力安全、核セキュリティ、保障措置/核不拡散（3S）教育カリキュラムを構築し実践してきた。これまで構築してきたカリキュラムに、原子力プラントの核セキュリティ・保障措置で実際に求められる実燃料の取扱や分析などの基礎的事項や、サイバー空間を含め変化し続ける新たな技術・脅威への対応を大幅に強化・拡充させた、新たな人材育成事業「フィジカル・サイバー空間にまたがる原子力プラント 3S を俯瞰し実践・主導する規制人材育成（ANSET-CP）」が、令和4年度原子力人材育成等推進事業費補助金の対象事業として採択された[1]。

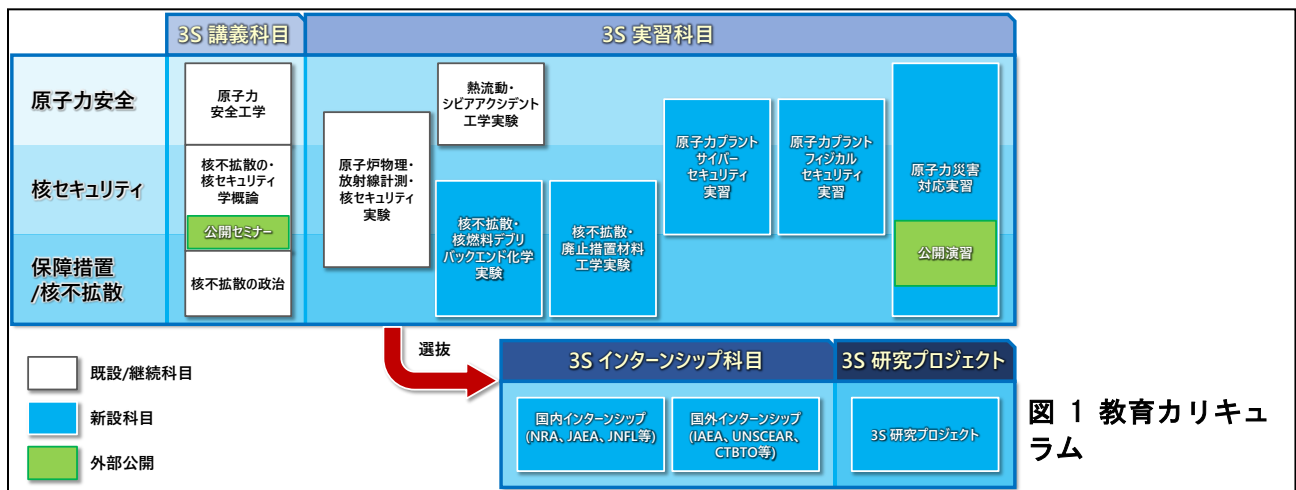
本論文では、ANSET-CP プログラムの2022-2027 年度までの事業全体計画を概観し、新

たに開発する実習科目、研究活動を通じた 3S の深化を狙った研究プロジェクト、外部機関と連携したインターンシップについての計画を述べる。

## 2. 事業計画

### 2-1. 目標とする人材像

原子力の安全の確保のみならず社会からの安心を得るためには、個々の科学的安全性確保のための、確かな「専門性」に加え、個々を超越した事象への対応能力（「3S 俯瞰力、実践力、主導力」）が強く求められる。特に原子力プラントの核セキュリティ・保障措置では、体系的な知識の修得のみならず、**実際の核物質や放射性物質の取扱や破壊・非破壊分析**といったハンズオントレーニングへの強いニーズがある。また、フィジカル空間のみならず**サイバー空間を含めた新たな脅威**への対応が強く求められる。以上より、「核セキュリ



ティ・保障措置を理解しフィジカル・サイバー空間にまたがる原子力プラント 3 S を俯瞰し、実践・主導できる人材」の育成を目標設定した。

## 2-2. 教育カリキュラム

図1に本事業の教育カリキュラム体系図を示す。これまで開発してきた講義実習科目（白抜き四角）に加え、新たに以下の5つの実習科目を新設する。

- (1)核不拡散・核燃料デブリバックエンド化学実験
- (2)核不拡散・廃止措置材料工学実験
- (3)原子力プラントサイバーセキュリティ実習
- (4)原子力プラントフィジカルセキュリティ実習
- (5)原子力災害対応実習

(1)、(2)については、実際の核物質や放射性物質の取扱や破壊・非破壊分析といったハンズオントレーニングを、東工大ゼロカーボンエネルギー研究所の核燃料及び非密封放射性元素(RI)取扱施設において行う、新たな実験科目である(図2)。

(3)については、東工大情報理工学院サイバーセキュリティ研究教育センターの協力の下、三菱重工のサイバーセキュリティ教育ツール並びに原子炉シミュレータを活用した、原子力プラントサイバーセキュリティ実習を新設する(図3)。



図3 原子力プラントサイバーセキュリティ実習のイメージ（左：机上演習、右：三菱重工における原子炉シミュレータを用いた模擬演習）

(4)については、原子力プラントの核物質防護において重要な構造物の衝撃解析、ならびに妨害破壊行為や放射性物質の飛散を狙った行為において重要な拡散挙動解析を活用した、原子力プラントフィジカルセキュリティ実習を新設する。

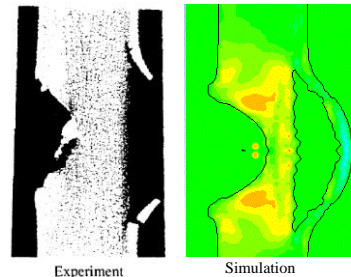


図4 構造物の衝撃解析例

(5)については、核セキュリティ事象等を起因とする原子力災害を想定し、放射線緊急事態対応チームとして不明な核物質や放射性物質の検知・回収を計画・実行する実習を実施する。



図5 原子力災害対応実習のイメージ（左：フィールド実習、右：放射線発生装置を用いた実習[2]）

## 2-3. 国内・国外インターンシップ

外部連携機関として、原子力規制庁、日本原子力研究開発機構、警察庁科学警察研究所、日本原燃株式会社、国際原子力機関、米国テキサス A&M 大学に参画いただき、本事業を多角的に推進する。

中でも、要件を満足した学生には、国内・国外インターンシップとして連携機関に派遣し、実践性の取得を行う機会を提供する。



図2 核燃料及び非密封 RI 実験施設を使用した実験科目の新設(1, 2)[2]

## 2-4. 3S 研究プロジェクト

学生が主体的に 3S 研究計画を立案し実施する 3S 研究プロジェクトを公募により募集し、要件を満足した学生の研究プロジェクトを支援する。研究活動を通じて 3S への理解を深化させる新たな試みである。

## 2-5. 認定証の授与

要件を満足した学生には、大学正規の認定証を発行し、本事業の認定を与える。これにより、学生には、単位取得や知識修得以上の付加価値を与えることができ、より多くの履修を促進することを狙う。

## 2-6. 公開講義・実習

本事業で構築した教育資源の一部を、特に他大学学生の中で希望者に対して参加を認め、3S 分野への関心を拡大することを狙う。3S 分野の教育展開は日本国内では全く十分ではなく、他大学からのニーズに応えることを狙っている。

## 3. 結言

東工大において 2022 年度から新たに開始した原子力規制人材育成事業 ANSET-CP について、今後 5 年間の全体計画を述べた。

本分野の専門家からの忌憚ないご意見をいただき、より実践的で社会ニーズに応えられる事業内容へと発展させ、本分野への貢献の一端を担うことを心から希望している。

## 謝辞

本論文は、令和 4 年度原子力人材育成等推進事業費補助金事業の成果を含んでいる。

## 引用・参考文献

[1]東京工業大学原子力規制人材育成事業

<http://www.ne.titech.ac.jp/kiseijinzai/jp/index.html>

[2]東京工業大学ゼロカーボンエネルギー研究所共通設備 <http://www.zc.iir.titech.ac.jp/jp/research/usage/>



## 混合核物質保障措置の検証のための遅延ガンマ線分光法

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

ロドリゲス ダグラス チェイス, 小泉 光生, ロッシ ファビアナ, \*高橋 時音

日本原子力研究開発機構/ISCN

Douglas Chase Rodriguez, Mitsuo Koizumi, Fabiana Rossi, Tohn Takahashi\*

Japan Atomic Energy Agency/ISCN

\*発表者/Presenter

The amount of used nuclear fuel is increasing worldwide with even more expected to be produced from efforts to reduce carbon emissions. Since 2015, the JAEA/ISCN has been developing delayed gamma-ray spectroscopy (DGS) for nuclear safeguards verification of used nuclear fuel. Additional studies indicate DGS can be applied to alternative fuels and process monitoring. Past and ongoing experiments show important capabilities to verify composition and mass of small, standard U and Pu samples. Final development will focus on comprehensive analysis and associated instrumentation for multiple mixed nuclear material types. This presentation summarizes and describes the goals of this DGS project.

#### 1. Introduction

Energy needs worldwide are increasing with most nations seeking to reduce carbon dependence [1]. Previous predictions of nuclear energy use were expected to increase by ~50% by 2035 [2], though changes in availability of other energy sources could drive nuclear energy needs higher [3]. Consequently, nuclear material accountancy International Atomic Energy Agency (IAEA) verification would subsequently increase, expanding the need to improve safeguards capabilities. Notably, Rokkasho Reprocessing Plant would perform a significant role in the expanded Japanese nuclear energy need, potentially requiring additional in-line safeguards verification to reduce the burden on IAEA inspectors.

The JAEA/ISCN has been developing Delayed Gamma-ray Spectroscopy (DGS) in anticipation of these growing safeguards needs [4]. DGS can provide an accurate and precise evaluation of fissionable nuclide content in mixed nuclear material by looking for gamma rays from short-lived fission products generated from neutron-induced fission [5]. Specifically, JAEA/ISCN has studied how to apply DGS to the irradiated nuclear fuel in the input accountancy tank of reprocessing plants since DGS could deconvolute the composite gamma-ray spectrum from the fissile U and Pu nuclides [6].

In this paper we present the latest JAEA/ISCN DGS developments and scope for applying DGS to safeguards and other material accountancy needs. First, we describe our analysis and the capabilities DGS can provide. From this we describe the concurrent instrument capabilities and experiments to improve our measured signatures. Finally, we discuss our current activities for improving our research capabilities for current and expanded applications.

#### 2. Delayed Gamma-ray Spectroscopy Analysis

DGS is an active-interrogation non-destructive

analysis technique utilizing neutrons to induce fission and generate a unique gamma-ray signature from a sample. Consequently, this interrogation of the sample requires a period of neutron irradiation to generate the fission products followed by a measurement period to collect the gamma rays emitted by the decaying short-lived fission products. Significantly, the length of the irradiation period time will affect the number of fission product nuclei that are created and that decay into daughter products concurrently created. The measurement period time will change the amount of relative gamma rays observed, demonstrating that the gamma-ray spectrum is highly sensitive to time. Additionally, reality requires an instrument to perform the interrogation, with practical considerations that further constrain the observed spectrum, like moving a sample could make gamma rays from very short-lived fission products impossible to observe.

The measured spectrum is more complex due to contributions from all of the dominant fissionable nuclides:  $^{235,238}\text{U}$ ,  $^{239,241}\text{Pu}$ . Consequently, the dominant goal of DGS is to perform spectral deconvolution to determine the composition of the sample. This is performed by evaluating gamma-ray peak intensities, especially the intensity-ratios relative to the 3575-keV gamma-ray from  $^{97}\text{Y}$ , the longest of the short-lived nuclides. Figure 1 shows measured spectra dominantly from  $^{235}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  and the relative peak counts from a 1-hour interrogation consisting of 60-s irradiation times ( $T_i$ ) and 60-s measurement times ( $T_m$ ) for 29 cycles [7]. Notably, the  $^{239}\text{Pu}$  the absolute gamma-ray peak signals are lower than the  $^{235}\text{U}$  signals, even with greater relative content and absolute mass. Comparing the peak ratios, though, show that there is more distinction between the relative gamma-ray contributions, for instance the 3600-keV gamma ray from  $^{91}\text{Rb}$  is more intense ( $>1$ ) than the 3575-keV gamma ray in the  $^{235}\text{U}$  spectrum and less intense ( $<1$ ) in the  $^{239}\text{Pu}$  spectrum.



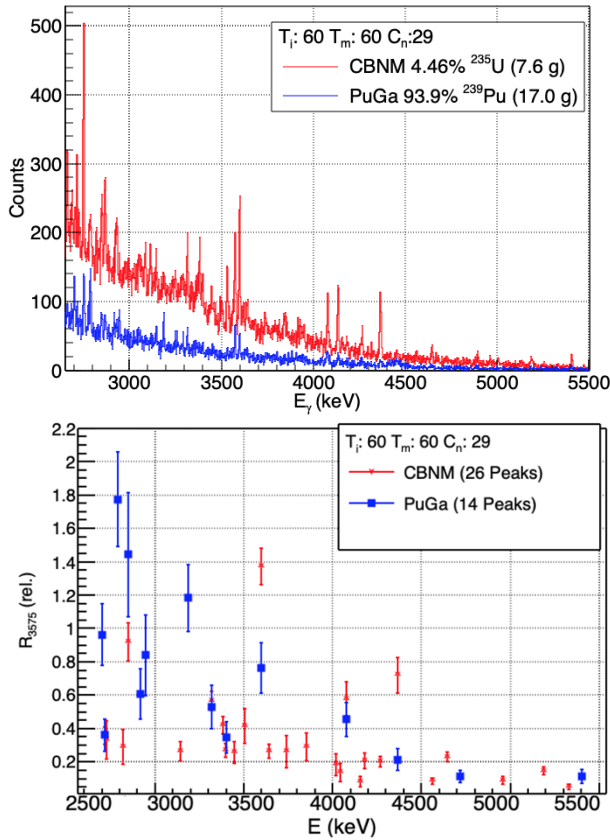


Figure 1. Comparisons between  $^{235}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  delayed gamma-ray spectra (top) and peak ratios (bottom) [7].

Full analysis of the measured spectra showed significant differences in the spectra depending on the interrogation time pattern [7]. Analyzing the ability to distinguish the  $^{235}\text{U}$  spectrum from the  $^{239}\text{Pu}$  spectrum was best using the shown 60-s irradiation/60-s measurement pattern. However, the peak ratios are independent of the sample mass itself. Consequently, it was also shown that there was a correlation between the measured gamma rays and  $^{235}\text{U}$  masses with a  $\leq 1\%$  difference from the quoted mass [8].

In order to efficiently analyze the verification samples, the JAEA/ISCN is developing an Inverse Monte Carlo (IMC) analysis method [9]. IMC utilizes accurate Monte Carlo (MC) of the instrument, neutron source, and sample to simulate the expected measured interrogation spectrum. The MC utilizes known nuclear data [10,11] for neutron interaction cross-sections, half-lives, branching ratios, etc. to calculate reaction rates, decay rates, and expected spectra. Early studies showed reasonable capabilities to distinguish  $^{235}\text{U}$  from  $^{239}\text{Pu}$  spectra, though fission yield uncertainties affected the evaluation when also including  $^{241}\text{Pu}$  [12], thus requiring better nuclear data evaluations for improved safeguards.

### 3. DGS Instruments and Experiments

Understanding that the instrument used to perform a DGS interrogation can affect the signature, the JAEA/ISCN has been investigating optimized spectrometers. In 2018, the Delayed Gamma-ray Test Spectrometer (DGTS) was designed and fabricated to use Cf as the external neutron source [13]. In preparation for our demonstration workshop in March 2022, JAEA/ISCN fabricated a new irradiator with improvements over DGTS. First, the Delayed Gamma-ray Demonstration Irradiator (DGDI) was designed to use the DGTS sample transfer and detector systems, but with better sample flux capabilities [14]. Further, beyond the standard samples used previously, rod-like samples could also be used inside DGDI for sample geometry studies. Additionally, the Cf source could be inserted into DGDI using tongs and a crane system operated from a distance, significantly reducing the dose rate. Finally,  $^3\text{He}$  neutron detectors could be placed at multiple positions inside DGDI to measure count rates and correlate them to the source intensity or the fission rate with the sample inside.

These studies were made to expand our understanding for our final DGS instrument for small samples. Currently under final design before fabrication, this instrument will be further improved over DGTS/DGDI by utilizing an Adelphi Technologies DD108+ deuterium-deuterium neutron generator (DDNG) [15] that can be turned off for lower dose conditions (see Figure 2). This generator uses active cooling and will be able to reach  $3 \times 10^8$  neutrons-per-second emission rates, roughly 10x that of the deuterium-tritium neutron generator used for previous experiments [7,8]. Additionally, expanding on DGDI,  $^3\text{He}$  detectors will be used to measure fission neutrons during the irradiation period, as well as delayed neutrons emitted by fission products concurrently with the gamma rays. However, a  $^4\text{He}$  detector to monitor the source intensity for proper scaling for mass correlations [16]. This Fission Signature Assay Instrument (FSAI) will arrive in March 2023 with characterization starting soon thereafter.

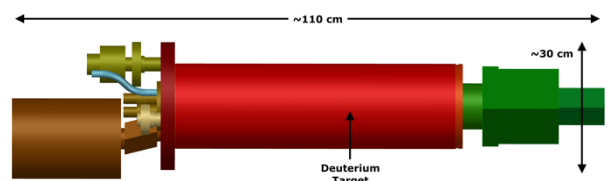


Figure 2. Model representation of Adelphi Technology DD108+ neutron generator that will be used in the FSAI.

In preparation for designing FSAI, studies have been underway to better understand instrumentation effects to the DGS signatures. Currently, activation analysis of gold and indium foils are being performed to better understand the sample geometry conditions that appeared when comparing DGTS and time-sensitivity results [14, 7, 13]. Additionally,  $^4\text{He}$  detector response evaluated using effectively mono-energetic neutron beams is under final analysis to help distinguish source and sample neutrons [16]. These results will be published in conjunction with detector response results of the  $^3\text{He}$  counters that will also be used in FSAI.

#### 4. Current and Planned DGS Activities

In addition to designing and fabricating FSAI, JAEA/ISCN is also improving the laboratory to install FSAI and expand research capabilities. Due to the high dose-rate potential, the laboratory was divided with a fence to prevent operators from approaching the instrument during an interrogation. Additionally, interlocks will be in place to prevent the generator from running during maintenance or sample changes.

One of the primary research uses of FSAI will be to improve the analysis of  $^{235}\text{U}$  and other nuclides. Many small nuclear material samples will be introduced into the JAEA/ISCN laboratory and encapsulated for use in FSAI. Studies will be performed with increasing  $^{235}\text{U}$  masses, multiple distributions, and enrichments between 0.31% and 98%. These will be used to perform variance reduction studies to improve the understanding of fission product yields through delayed gamma-ray spectra. These more precise yields will then be used to improve the JAEA/ISCN DGS Monte Carlo validation started with comparisons to previous experimental data (see Figure 3).

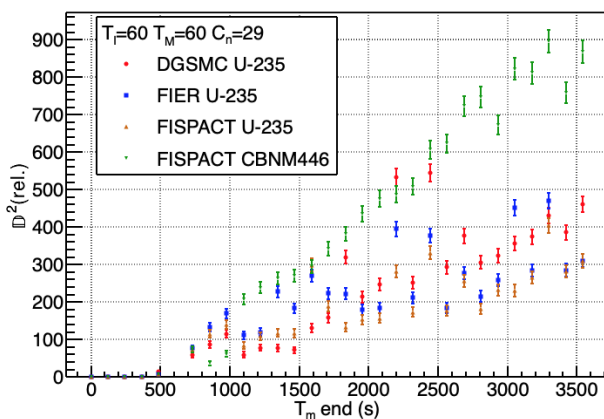


Figure 3. Dynamism between experimental fission product gamma-ray peaks [7] and the simulation codes noted in the legend for an interrogation of 60-s irradiation ( $T_i$ ), 60-s measurement ( $T_m$ ), and 29 cycles ( $C_n$ ).

Additional studies are being made to understand how DGS can be applied to full irradiated fuel assemblies. Expanding upon the Campbell concept [5], JAEA/ISCN is evaluating the removal of the Pb collar in lieu of utilizing DDNG or  $^{252}\text{Cf}$  as used in FSAI. Further, studies are underway evaluating the possibility to utilize DGS on alternative fuel cycle nuclear materials. For example, measuring  $^{233}\text{U}$  content in molten salt reactor fuel and interrogating TRISO fuel pebbles as they exit the reactor core.

#### 5. Conclusion

The JAEA/ISCN is making significant progress toward developing DGS for standard fuel cycle nuclear materials. Our primary focus is to develop an analysis capability that can be applied universally to any form of mixed nuclear material, especially irradiated fuel that presents significant challenges to quantifying the U/Pu content. Latest results indicate the JAEA/ISCN analysis could quantify the sample mass and composition (content) to ~1% uncertainty based on studies of small standard samples. These studies also lead the JAEA/ISCN to design the FSAI that can be applied to small samples of low- and high-radioactivity nuclear material, like reprocessing plant irradiated fuel dissolution. FSAI will be used to validate the DGS Monte Carlo as well as evaluate improvements to fission yield nuclear data within the new JAEA/ISCN laboratory. These improvements will be used in our evaluation of full irradiated fuel assemblies and as a foundation for evaluating alternative fuel cycles. Concurrently, FSAI will be used to validate the DGS technique itself and demonstrate the potential to improve reprocessing plant safeguards.

#### Acknowledgements

This work is supported by the Japanese Ministry of Education, Culture, Sports, Science, and Technology (MEXT) under the subsidy for “the promotion for strengthening nuclear security and the like”.

#### Bibliography

- [1] GREENE, C., “Global Spent Fuel Overview”, INMM Spent Fuel Management Seminar, Georgia, 2020.
- [2] JOHNSON, S.J., “Development of the Safeguards Approach for the Rokkasho Reprocessing Plant”, Paper No. IAEA-SM-367/8/01, Symposium on International Safeguards, Vienna, 2001.
- [3] “Japanese support for a nuclear restart is at its highest since Fukushima disaster, says former IEA executive director”, CNBC, Aug. 17, 2022.
- [4] NAVIN, J., “Growing Contributions of Nuclear Energy and Advanced Reactors to Sustainable Development”, Paper No. 284, Institute for Nuclear Materials Management 63<sup>rd</sup>

Annual Meeting, Virtual, 2022.

[5] CAMPBELL, L.W., SMITH, L.E., MISNER, A.C., High-energy delayed gamma spectroscopy for spent nuclear fuel assay, Nucl. Science, IEEE Transactions on **58** 1 (2011) 231 –240.

[6] RODRIGUEZ, D.C., “Concepts for and demonstration of gamma-ray process monitoring for reprocessing facilities”, Paper No. IAEA-CN-267/72, Symposium on International Safeguards, Vienna, 2018.

[7] RODRIGUEZ, D.C., BOGUCARSKA, T., KOIZUMI, M., Evaluation of high-energy delayed gamma-ray spectra dependence on interrogation timing patterns, Nuc. Inst. and Methods A **997** (2021) 165146.

[8] ROSSI, F., BOGUCARSKA, T., KOIZUMI, M., Correlating the fissile mass of standard uranium samples with delayed gamma-rays from fission products, Nuc. Inst. and Methods A **977** (2020) 164306.

[9] RODRIGUEZ, D.C., “Delayed gamma-ray spectroscopy inverse Monte Carlo analysis method for nuclear safeguards nondestructive assay applications, Paper No. 3003, IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference, Georgia, 2017.

[10] CHADWICK, M.B., HERMAN, M. OBLOŽINSKÝ, 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.

[11] TULI, J., Evaluated Nuclear Structure Data File Retrieval (2022), <http://www.nndc.bnl.gov/ensdf/>, last accessed Oct. 11, 2022.

[12] RODRIGUEZ, D.C., “Development of delayed gamma-ray spectroscopy for nuclear material analysis”, Paper No. 199, Institute for Nuclear Materials Management 59<sup>th</sup> Annual Meeting, Maryland, 2018.

[13] RODRIGUEZ, D.C., ABBAS, K., KOIZUMI, M., 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.

[14] ROSSI, F., “Developing delayed gamma-ray spectroscopy for nuclear safeguards (2): designing a compact instrument”, Paper No. 165, Institute for Nuclear Materials Management 63<sup>rd</sup> Annual Meeting, Virtual, 2022.

[15] Adephi Technology, Inc. DD109 Neutron Generator, <http://www.adelphitech.com/products/dd109-dd110.html>, last accessed Oct. 11, 2022.

[16] LEE, H.J., Characterization of <sup>4</sup>He and <sup>3</sup>He detectors for the delayed gamma-ray spectroscopy project, JAEA-Technology-YYYY-XXX, Japan Atomic Energy Agency, Japan, in preparation.

## 時間間隔をあけた2回の中性子測定による 燃料デブリ中のプルトニウム定量手法の開発

Development of a method for the determination of plutonium in fuel debris  
by dual times neutron measurements

\*長谷 竹晃<sup>1,2</sup>, 相楽 洋<sup>2</sup>, 小菅 義広<sup>3</sup>, 中嶋 翔<sup>1</sup>, 能見 貴佳<sup>1</sup>, 奥村 啓介<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構, <sup>2</sup> 東京工業大学, <sup>3</sup> NESI

\*Taketeru Nagatani<sup>1,2</sup>, Sagara Hiroshi<sup>2</sup>, Yoshihiro Kosuge<sup>3</sup>, Sho Nakaguki<sup>1</sup>, Takayoshi Nohmi<sup>1</sup>, Keisuke Okumura<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>Tokyo Tech, <sup>3</sup>NESI

Neutrons emitted from fuel debris are dominated by Cm-244, and plutonium cannot be quantified only by nondestructive measurements based on the neutron measurements. In this paper, focusing on the difference in half-lives of Cm-244 and plutonium, we devised a method to quantify the Pu-240 effective mass in fuel debris by measuring it two times and evaluated numerically its applicability. As the results, it was confirmed that long time interval, more than five years, will be required to evaluate the Pu-240 effective mass accurately. It was also confirmed that for fuel debris with high burnup, the Pu-240 effective mass will be overestimated by Cm-246, and we devised a method to correct this.

### 1. 緒言

2011年3月11日に発生した東日本大地震後に襲った津波により、福島第一原子力発電所では核燃料を冷やすシステムが機能しない冷却機能喪失過酷事故が発生した。その結果、1号機から3号機の原子炉の核燃料が崩壊熱により溶融し、圧力容器または格納容器の底部に冷え固まり、燃料デブリの状態が存在している。燃料デブリから放出される中性子は、Cm-244によるものが支配的であり、中性子を計測する非破壊測定のみでは、プルトニウムを定量することはできない。本論文では、Cm-244とPu-240の半減期の違いに着目し、時間間隔をあけて2回測定することにより、Cm-244の減衰量から、Cm-244を定量し、さらには、Cm-244量を差し引くことにより、Pu-240実効質量(以下、Pu-240eff量)を定量する手法を考案し、シミュレーションによる数値解析により、その適用性を評価した。

### 2. 原理の考案

燃料デブリ中の自発核分裂性中性子は、主にCm-244及びプルトニウム自発核分裂性核種から放出される。プルトニウムの主な自発核分裂中性子源となるPu-240は約6,500年と長半減期であるのに対し、Cm-244の半減期は、約18.11年と比較的短半減期である。このため、燃料デブリから放出される自発核分裂性中性子は、数十年という時間規模においては、時間の経過に伴い、概ねCm-244の半減期に従い、指数関数的に減少する。この半減期の違いを利用し、中性子漏れ増倍率(発生した中性子が体系外に漏れ出る確率)を補正した中性子同時計数値(multiplication corrected doubles:  $D_{mc}$ ) [1]を時間間隔をあけて2回以上取得し、燃料デブリ中に含まれるCm-244量及びPu-

240eff量を評価する。本手法をDual-Time Measurement (以下、DTM)法と表す。

図1にDTM法の原理概要を示す。DTM法は、時間の経過とともにCm-244量のみが減少し、プルトニウム量は不変であるとの仮定をしている。時間を置いて測定した2つの $D_{mc}$ 、測定した2つの時間 $t$ 及びCm-244の崩壊定数 $\lambda$  ( $1.231\text{e-}9$ )を式1に与えることにより、 $D_{mc}$ をCm-244量(成分a)とPu-240eff量(成分b)に分離する。

$$D_{mc} = ae^{-\lambda t} + b \quad (1)$$

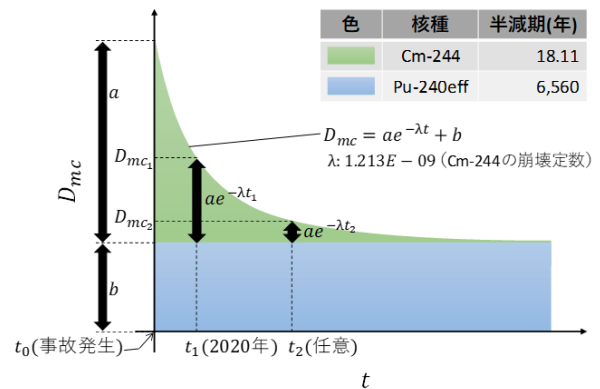


図1 DTM法の原理の概要

### 3. 適用性評価の方法

1回目と2回目の測定時における $D_{mc}$ を計算コードにより評価し、式2によりb (Pu-240eff量)を、式3により不確かさ $\sigma_b$ を評価した。

$$b = D_{mc} - ae^{-\lambda t} \quad (2)$$

$$\sigma_b = \frac{\sqrt{(e^{\lambda t_2} \sigma(D_{mc_2}))^2 + (e^{\lambda t_1} \sigma(D_{mc_1}))^2}}{|e^{\lambda t_2} - e^{\lambda t_1}|} \quad (3)$$



計算コードについては、MCNPX 2.7.0 (連続エネルギーモンテカルロコード) を使用し、核データライブラリには Acelibj40 [2] (JENDL-4.0 に基づく連続エネルギーモンテカルロコード用の Ace 形式中性子・光子・電子断面積ライブラリーセット) を使用した。中性子同時計数値から  $D_{mc}$  を導出するために必要な中性子漏れ増倍率については、Differential Die-Away Self-Interrogation 法により評価する手法を採用した。[3] 燃料デブリの測定時間については 20 分と仮定した。燃料デブリの組成については、1 号機の事故直前までの燃焼計算の結果から、炉内平均燃焼度 (25.8 GWd/t) に相当する燃料組成とジルカロイ被覆管等の構造材を混合させることによりモデル化を行った。[4] [5]

1 回目の測定時期については、当初燃料デブリ取り出し開始を予定していた事故後 10 年 (2020 年) とし、2 回目の測定時期については、1 回目の測定からの経過時間 ( $\Delta t$ ) が 30 日、60 日、90 日、120 日、150 日、180 日、210 日、240 日、300 日、330 日、1 年、2 年、4 年、8 年、16 年、32 年と仮定した。

#### 4. 評価結果

図 3 に各  $\Delta t$  における Pu-240eff 量及び  $\sigma$  (Pu-240eff 量) の評価結果を示す。 $\Delta t$  の増加に伴い、 $\sigma$  (Pu-240eff 量) が減少した。これは、DTM 法では 2 組のデータを用いて最小二乗法による指数近似を行うが、 $\Delta t$  が小さいほど 2 組のデータのそれぞれの  $D_{mc}$  の変化量が指数関数の決定に与える影響が大きくなるためである。このため、精度良く Pu-240eff を定量するためには、 $\Delta t$  を長くする必要がある。なお、3 回以上測定を行うことにより、更なる精度向上が期待できる。

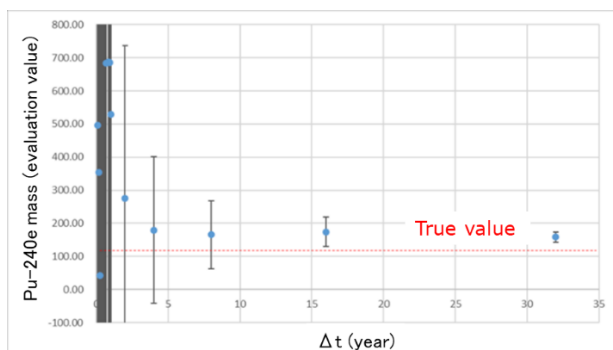


図 3 各  $\Delta t$  における Pu-240eff 量及び  $\sigma$  (Pu-240eff 量) の評価結果

DTM 法により求めた Pu-240eff 量は、モデル値と比較して約 30% 過大評価する傾向となった。これは、図 4 に示す通り、b の成分には、Pu-240eff 以外にも、4,780 年 [6] と長半減期の自発核分裂性核種である Cm-246 が含まれるためであり、燃焼度の高い燃料デブリほど、Cm-246 の生成量が増加するため、この傾向は顕著となる。

これを改善するため、Cm-246 量を推定する手法を検討した。図 5 に、福島第一原子力発電所 1 号機の 6 バッチ装荷領域に相当する燃焼度 [5] の燃料デブリに対し、測定から得られる図 1 中の a/b と燃焼計算で得られた Cm-246/Cm-244 の相関を示す。

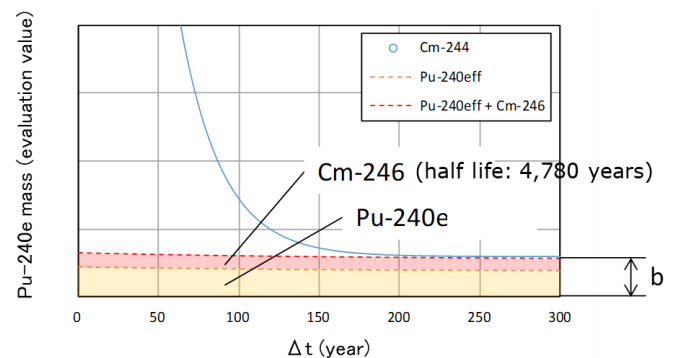


図 4 Cm-246 量の影響

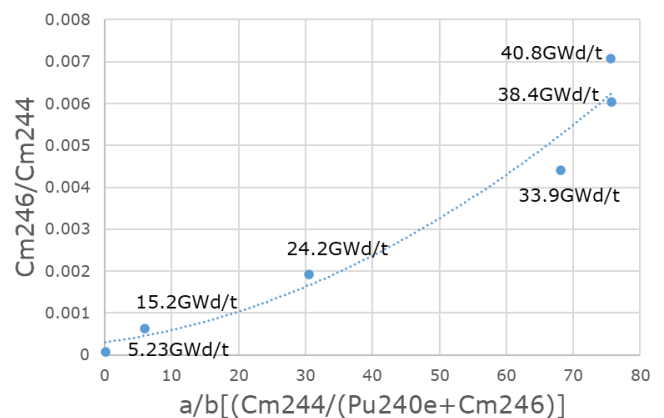


図 5 a/b と Cm-246/Cm-244 の相関

図 6 に、図 5 に示した相関関数より、Cm-246 量を評価し、図 4 中の b から差し引くことにより評価した Pu-240eff 量とモデル値との相対差を示す。本補正手法の適用により、全ての燃焼度の燃料デブリに対し、10% 以下の相対差で Pu-240eff の定量が可能となった。



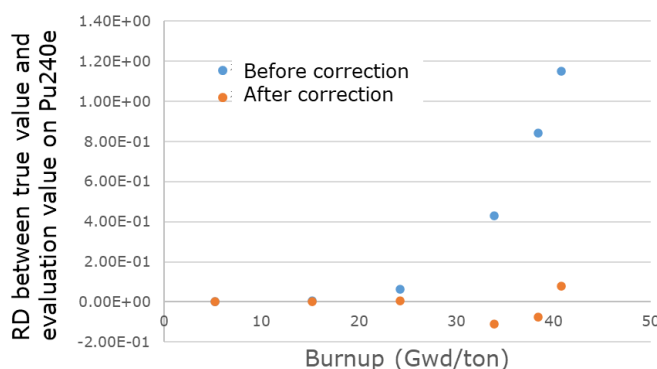


図 6 Pu-240eff 量のモデル値と評価値の相対差

## 5. 結論

時間間隔をあけて2回中性子を計測することにより、Pu-240eff 量の定量が可能な DTM 法を考案した。2 回の測定の時間間隔については、長いほうが、より正確な測定が可能となる。また、燃烧度が高い燃料デブリについては、Cm-246 の影響により、Pu-240eff 量を過大評価する傾向にあり、これを補正する手法を考案した。

## 引用・参考文献

- [1] D. Reilly, N. Enssilin, H. J. Smith, S. Kreiner, "Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials," Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1991.
- [2] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, J.-i. Katakura, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 48, 2011 - Issue 1, 2011.
- [3] T. Nohmi, T. Nagatani, Y. Kosuge, H. Shiromo, T. Asano, "Characterization Study of Four Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (2) - Numerical Simulations for Passive Neutron Technique - , " proceedings of GLOBAL 2017, Seoul, 2017.
- [4] T. Nagatani, M. Komeda, T. Shiba, Y. Nauchi, M. Maeda, H. Sagara, Y. Kosuge, M. Kureta, H. Tomikawa, K. Okumura, C. Heinberg, "Characterization Study of Four Candidate Technologies for Nuclear Material

Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, " 5th International Symposium on Innovative Nuclear Energy Systems, 2016.

- [5] K. Nishihara, H. Iwamoto, K. Suyama, "福島第一原子力発電所の燃料組成評価," JAEA-Data/Code 2012-018, 2012.
- [6] R. Radev, T. McLean, "Neutron Sources for Standard-Based Testing, LLNL-TR-664160," Lawrence Livermore National Laboratory, 2014.

## リチウムガラスシンチレータのガンマ線と中性子に対する応答特性 Response Characteristics of a Lithium Glass Scintillator for Gamma-ray and Neutron

\*李 在洪<sup>1</sup>, 伊藤 史哲<sup>1</sup>, 弘中 浩太<sup>1</sup>, 高橋 時音<sup>1</sup>, 鈴木 敏<sup>1</sup>, 小泉 光生<sup>1</sup>,  
堀 順一<sup>2</sup>, 寺田 和司<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構, <sup>2</sup> 京都大学複合原子力科学研究所

\*Jaehong Lee<sup>1</sup>, \*Fumiaki Ito<sup>1</sup>, Kota Hironaka<sup>1</sup>, Tohn Takahashi<sup>1</sup>, Satoshi Suzuki<sup>1</sup>, Mitsuo Koizumi<sup>1</sup>,  
Jun-ichi Hori<sup>2</sup>, Kazushi Terada<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Kyoto University Research Reactor Institute

\*これらの著者は、この研究に平等に貢献した。\*These authors contributed equally to this work.

GS20 lithium glass scintillator has been widely used for neutron detection in research fields, because of its relatively fast decay time and tolerable light yield to the neutrons. However, it has a little  $n/\gamma$  discrimination capability for high energy gamma-rays. In neutron measurement environments, the 2.2 MeV gamma-rays generated from the hydrogen in the moderator after the neutron capture reactions are a main background component. It is important to know the response characteristics of the GS20 scintillator for high energy gamma-rays. Therefore, the response characteristics of the GS20 scintillator for high energy gamma-rays were experimentally investigated by the two gamma-rays of 1.37 and 2.75 MeV emitted by  $^{24}\text{Na}$  and coincidence measurement using the GS20 detector with a gamma-ray detector. The pulse height spectrum of the GS20 scintillator for neutrons was also obtained by the neutron TOF measurement.

### 1. はじめに

$^3\text{He}$  資源の供給問題[1]と中性子検出器の需要の増加[2]により、 $^3\text{He}$  ガス検出器に代わる中性子検出器としてリチウムガラスシンチレータ ( $^6\text{Li-glass:Ce}^{3+}$ ) の利用機会が増えている[3, 4]。リチウムガラスシンチレータの代表格である GS20 は、発光の減衰時間が相対的に早く ( $\sim 70$  ns) [5, 6]、ある程度大きな発光効率 ( $\sim 6000$  photons/neutron) [5]が得られるため、中性子を利用する研究分野に幅広く使用されており、特にパルス中性子源を用いた中性子飛行時間 (TOF) 測定等での利用価値が高い。

加速器や原子炉を用いた中性子実験では、中性子が減速材に用いられる水素原子核に吸収され放出された 2.2 MeV ガンマ線が主なバックグラウンド成分となる。しかし、GS20 は  $n/\gamma$  波形弁別能力がほとんどなく、特に中性子の検出効率を確保するためにシンチレータを厚くする場合、ガンマ線背景事象が大きくなってしまう。それにも関わらず、GS20 のガンマ線応答特性に関する報告[7-9]は、現状、エネルギーが高いものでも  $^{60}\text{Co}$  のガンマ線 (1.17 MeV と 1.33 MeV) に対するものしか存在しない。中性子測定環境でガンマ線背景事象を正確に把握し、より高い精度の中性子測定を行うためには、GS20 の高エネルギーガンマ線と中性子に対する応答特性を知ることが望ましい。

そのため、本研究では、 $^{24}\text{Na}$  が崩壊した後に放出される 1.37 MeV と 2.75 MeV のガンマ線を、厚さ 1 cm の GS20 に照射し、高エネルギーガンマ線に対する応答特性を調べた。ただし、GS20 内で

は、コンプトン散乱が支配的なガンマ線の相互作用であり、GS20 内での光電効果の確率が非常に低い。そのため、ガンマ線の GS20 の単位付与エネルギー当たり発生する光の量 (光出力)  $dL/dE$  を正確に推定することは簡単ではない。そこで、GS20 検出器とガンマ線検出器との同時測定を行い、GS20 の単一エネルギー電子による波高スペクトルを求め、その結果から、ガンマ線に対する光出力、エネルギー分解能を調べた。

また、中性子 TOF 施設で、中性子の波高スペクトルも同条件の GS20 検出器及び検出器システムを用いて測定し、中性子による波高スペクトルを求め、 $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$  ピークに対する電子当量エネルギー (MeVee) を調べた。

### 2. 実験

#### 2-1. 同時測定

$^{24}\text{Na}$  は約 15 時間の半減期で  $\beta^-$  崩壊し  $^{24}\text{Mg}$  に変換され、 $^{24}\text{Mg}$  から 1.37 MeV と 2.75 MeV の 2 本のガンマ線が同時放出される。一方、GS20 とガンマ線検出器にて同時測定を行う場合、 $^{24}\text{Mg}$  から放出される片方のガンマ線をガンマ線検出器で検出した時、GS20 によって同時に検出された信号は、もう一方のガンマ線である確率が非常に高い。このように、GS20 検出器とガンマ線検出器との同時測定を行うことにより、GS20 の入射ガンマ線に対するより多くの情報をガンマ線検出器から取得でき、ガンマ線に対する GS20 の反応特性をより深く研究することが可能となる。

本実験のレイアウトを図 1 に示す。本実験では、厚さ 1 cm の GS20 とガンマ線検出器である厚さ 7.6 cm の  $\text{LaBr}_3:\text{Ce}$  シンチレータを用いた同時測

定を行い、2つの検出器の間には密封された約  $10^4 \sim 10^5$  Bq の  $\text{Na}_2\text{CO}_3$  粉末 (容器内径  $5 \times 8 \times 2$  cm,  $1.15 \text{ g/cm}^3$ ) を設置した。両検出器のアナログ信号は直接 CAEN 社製のデジタイザ (V1720D) に入力され、デジタル変換される。その信号が 72 ns 以内に存在すれば、エネルギーと時間情報が、CAEN 社製のコントローラ (V1718) を介してコンピュータに送られ、処理される。

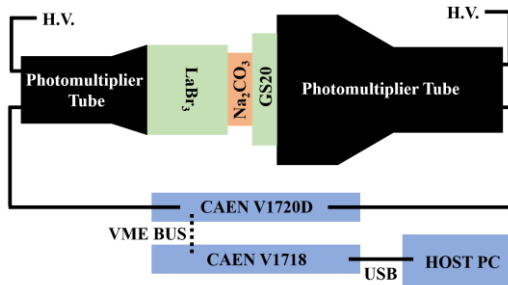


図1 同時測定の実験レイアウト

## 2-2. 分析

同時測定から得られた2次元スペクトルを図2に示す。同時計測をすることにより、様々な特徴的なピークを持つ2次元スペクトルが得られた。

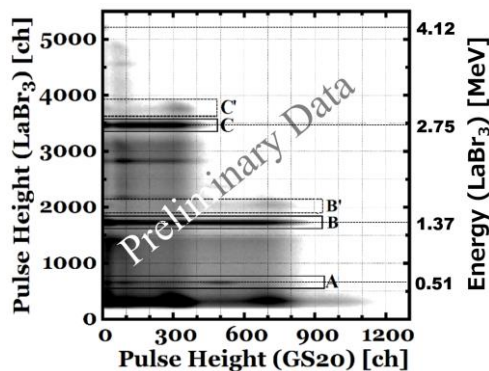


図2  $^{24}\text{Na}$  から放出されたガンマ線の2次元スペクトル

以下では、図2に示した領域A, B, B', C, C'についての各特徴を述べる。

領域A :  $\text{LaBr}_3:\text{Ce}$  検出器の場合、このピーク領域は、0.51 MeV のガンマ線を全吸収したイベントで構成される。 $\text{LaBr}_3:\text{Ce}$  検出器で0.51 MeV のガンマ線を観測したことは、GS20 内で1.37/2.75 MeV のガンマ線による電子対生成後0.51 MeV の消滅ガンマ線が放出されるイベントが発生した確率が高い。そのため、GS20 検出器の波高スペクトルは、1.37/2.75 MeV のガンマ線のダブルエスケープピークが強調される。

領域B/C :  $\text{LaBr}_3:\text{Ce}$  検出器の場合、このピーク領域は、1.37/2.75 MeV のガンマ線を全吸収したイベントで構成される。 $^{24}\text{Na}$  から放出される2本のガンマ線のうち、片方のガンマ線を  $\text{LaBr}_3:\text{Ce}$  で検出した瞬間、GS20 でも信号が検出されれば、それはもう一方のガンマ線である確率が非常に高い。そのため、GS20 検出器の波高スペクトルは、主に2.75/1.37 MeV のガンマ線による散乱スペクトルになる。

もしGS20 内でガンマ線が後方散乱を引き起こすと、約0.25 MeV の後方散乱ガンマ線が、GS20 反対側の  $\text{LaBr}_3:\text{Cs}$  内で吸収される可能性が高く、 $\text{LaBr}$  内で1.37/2.75 MeV のガンマ線と共に吸収され、領域B/Cの上で観測されてしまう。すなわち、領域B/Cにおいては、後方散乱イベントが抑制される。

領域B'/C' :  $\text{LaBr}_3:\text{Ce}$  検出器の場合、このピーク領域は、約1.6/3.0 MeV のガンマ線エネルギーを吸収したときのイベントで構成される。約0.25 MeV の後方散乱ガンマ線が、 $\text{LaBr}$  内で1.37/2.75 MeV のガンマ線と共に吸収される場合、ガンマ線の合計エネルギーは約1.6/3.0 MeV である。したがって、GS20 検出器の波高スペクトルは、2.75/1.37 MeV のガンマ線の後方散乱イベント (2.75/1.37 MeV のガンマ線によるコンプトンエッジ) が強調される。

その特性を利用し、本測定では、GS20 の単一エネルギー電子による波高スペクトルを導出した。まず、領域C'でのGS20での波高スペクトルを図3に示す。図3から分かるように、領域C'でのGS20 検出器の波高スペクトルには、1.37 MeV のガンマ線によるコンプトンエッジ (約1.14 MeV の電子エネルギー) が強調されて観測された。しかし、領域C'のスペクトルには、1.14 MeV の電子エネルギーと異なる電子エネルギーで構成された背景事象がまだ含まれていた。その背景事象を除去するため、本実験では、領域C'のスペクトル内のコンプトン連続部に規格化した領域Cでのスペクトルを領域C'のスペクトルから引くことでその背景事象を消した。その結果、図3(b)に示したように約1.14 MeV の電子エネルギーだけが付与された波高スペクトルを得ることができた。領域B'での波高スペクトルからは、2.75 MeV のガンマ線によるコンプトンエッジ (約2.50 MeV の電子エネルギー) が強調されたスペクトルが観測され、領域B'のスペクトル内のコンプトン連続部に規格化した領域B及びCでのスペク

トルを領域 B'のスペクトルから引くことで、約 2.50 MeV の電子による波高スペクトルを得た。領域 A での波高スペクトルからは、2.75 MeV のガンマ線によるダブルエスケープピーク（1.73 MeV の電子エネルギー）が強調されたスペクトルが観測され、ピークの周りの背景事象を引いた後 1.73 MeV の電子・陽電子エネルギーだけが付与された波高スペクトルを得た。

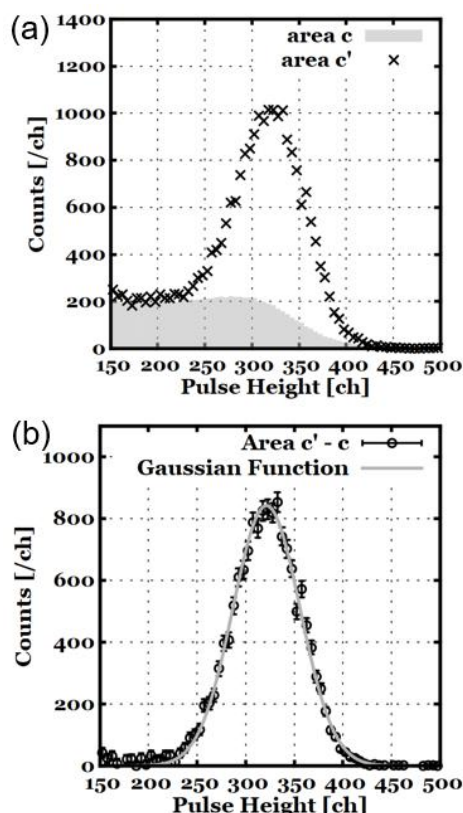


図3 領域 C'での GS20 の波高スペクトル(a)と得られた 1.14 MeV の電子による波高スペクトル(b)

得られた波高スペクトルをガウシアン関数でフィットした結果を表 1 に示す。ここで 0.87 MeV の結果は、1.73 MeV の電子によるスペクトルから得られたピーク値と半値全幅をそれぞれ 2 と  $\sqrt{2}$  で割ったものである。

表 1 波高スペクトルから得られたパラメータ

電子エネルギー	ピーク値	半値全幅
0.87 MeV	$248.0 \pm 0.2$ ch	$77.5 \pm 3.0$ ch
1.14 MeV	$325.0 \pm 0.7$ ch	$81.0 \pm 1.6$ ch
2.50 MeV	$716.6 \pm 1.1$ ch	$127.6 \pm 1.6$ ch

## 2-3. 中性子 TOF 測定

京都大学複合原子力科学研究所の電子線加速器施設を用いてパルス中性子を発生させ、約 12 m の飛行距離での中性子 TOF 測定を行った。本測定では、同時測定の時と同じ GS20 検出器と検出器システムを使用した。

中性子 TOF 測定では、ガンマ線背景事象が減速材内の中性子減速過程において、指数関数的に減少する。そこで、熱中性子が減速材から中性子検出器に到達する時間になると、ガンマ線背景事象の影響は非常に小さくなり、中性子信号は高い S/N 比で観測できる。

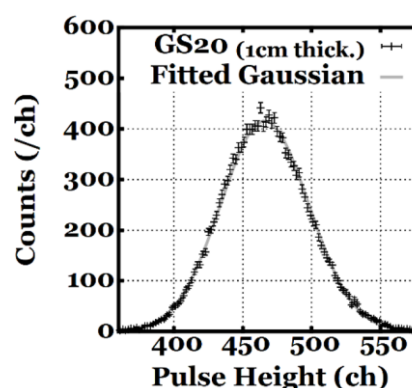


図4 中性子の波高スペクトル

その特性を利用し、本測定では、加速器のトリガー信号（スタート信号）から約 600  $\mu\text{sec}$  以降に検出器の出力される信号（中性子エネルギー約 1 eV 以下）を用いて、中性子の波高スペクトルを作成した。その結果を図 4 に示す。ガウシアン関数でフィットしたところ、半値全幅  $75.1 \pm 0.1$  ch、ピーク値  $466.1 \pm 0.1$  ch で、エネルギー分解能は  $16.1 \pm 0.1$  % であった。

## 3. 結果と考察

### 3-1. 光出力

単位付与エネルギー当たり発生する光の量（光出力） $dL/dE$  [10]は、単位長さ当たりの付与エネルギー量  $dE/dx$  によって変化するため、粒子種別とその運動エネルギーによって変化する [10, 11]。本実験で得られた GS20 の光出力を図 5 に示す。ここで、L に対応する波高スペクトル ch は、フィットで得られたピーク値であり、誤差は統計誤差、規格化及びフィット誤差が反映されている。図 5 から分かるように、高エネルギー電子に対する GS20 の光出力は一定である（リニアリティーがある）ことを確認できた。



また、この 3 点の重み付き平均 ( $285.7 \pm 0.3$  ch/MeV) を用いて、中性子信号 (ピーク値  $466.1 \pm 0.1$  ch) による発光量を電子当量エネルギー (MeVee) にて表すと、 $1.63 \pm 0.04$  MeVee となった。ここで、本結果は温度依存性による不確かさ [12] も考慮された結果である。本実験で得られた結果は、Firk et al. (1961) [7] で得られた Ce doped  $^6\text{Li}$ -glass シンチレータの結果 (1.6 MeVee) と誤差範囲内で一致している。本結果から、GS20 を利用する中性子測定では、約 1.6 MeV 以上のガンマ線は背景事象となることが分かった。

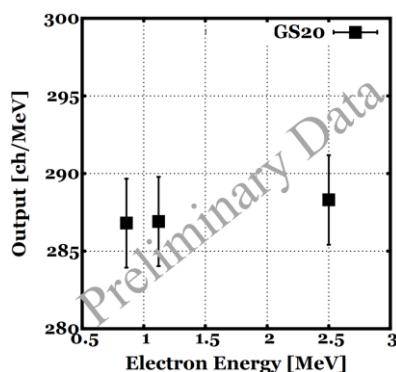


図 5 電子の単位付与エネルギーに対する光出力

### 3-2. エネルギー分解能

検出器に単一エネルギーが付与された時、出力される応答関数の測定値は検出器の有限なエネルギー分解能に起因して広がる。そのため、単一エネルギー粒子に対する応答関数を求めるためには、エネルギー分解能を確認する必要がある。本実験で得られた高エネルギー電子に対する GS20 のエネルギー分解能 (半値全幅/ピーク値) を表 2 に示す。得られた結果は、高エネルギーガンマ線に対する GS20 の応答関数の計算へ使用される予定である。

表 2 GS20 の電子に対するエネルギー分解能

電子エネルギー	エネルギー分解能
0.87 MeV	$31.3 \pm 1.2\%$
1.14 MeV	$24.9 \pm 0.5\%$
2.50 MeV	$17.8 \pm 0.2\%$

## 4. まとめ

本研究では、 $^{24}\text{Na}$  の崩壊により生じる 1.37 MeV と 2.75 MeV の高エネルギーガンマ線を用いて、ガンマ線検出器との同時測定を行うことにより、ガンマ線のコンプトン散乱が支配的な相互作用であるリチウムガラスシンチレータ GS20 につい

て、単色に近い電子に対する波高スペクトルを求めた。そのスペクトルから、GS20 の光出力を求め、光出力は高エネルギー電子のエネルギーに対して線形性があることを確認した。また、エネルギー分解能を求め、現在、応答関数の計算を行っているところである。さらに、GS20 の中性子による電子当量エネルギー ( $1.63 \pm 0.04$  MeVee) を求め、約 1.6 MeV 以上のガンマ線が背景事象となることを確認した。

本研究に用いたガンマ線検出器との同時測定手法とその分析技術は、プラスチックシンチレータ等のコンプトン散乱が支配的な検出器のガンマ線応答特性を調べる上でも有効である。よって、核物質を精度よく定量するための中性子共鳴分析のみでなく、様々な分野で行われている放射線測定の精度向上に寄与し得る手法であると考えられる。

## 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。

## 引用・参考文献

- [1] R.T. Kouzes, Technical Report PNNL-18388 (2009).
- [2] Reportlinker.com, <https://www.reportlinker.com/> (accessed on September, 2021).
- [3] R.T. Kouzes *et al.*, Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. A. 623 1035–1045 (2010).
- [4] R.T. Kouzes *et al.*, Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. A. 784 172–175 (2015).
- [5] Scintacor, <https://www.scintacor.com/>
- [6] E.J. Fairley, and A.R. Spowart, Nucl. Instr. Meth. 150 159–163 (1978).
- [7] F.W.K. Firk *et al.*, Nucl. Instr. Meth. 13 313–316 (1961).
- [8] A.R. Spowart, Nucl. Instr. Meth. 82 1–6 (1970).
- [9] Y. Oshima *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 1 296–299 (2011).
- [10] R.B. Murray and A. Meyer, Phys. Rev. 122, 815–826 (1961).
- [11] G.F. Knoll, Radiation detection and measurement, 3rd ed., John Wiley & Sons, New York, 2002.
- [12] J. Ruan, *et al.*, Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. A. 953 163190 (2020).



## LCS ガンマ線源のスペクトル密度の正確な評価

### Accurate Estimation of Spectral Density of LCS Gamma-ray Source

\*オマル.モハマド<sup>1</sup>, 静間俊行<sup>1,2</sup>, 羽島良一<sup>1,2</sup>, 小泉光生<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力機構, <sup>2</sup>量研

\*Mohamed Omer<sup>1</sup>, Toshiyuki Shizuma<sup>1,2</sup>, Ryoichi Hajima<sup>1,2</sup>, Mitsuo Koizumi<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>IAEA, <sup>2</sup>QST

Gamma-rays originated from laser Compton scattering (LCS) are convenient photon sources for nondestructive interrogation of nuclear materials. LCS can be used with nuclear resonance fluorescence (NRF) and x-ray fluorescence (XRF), the two of which are considered photon-based active interrogation techniques. However, an accurate estimation of the incident LCS  $\gamma$ -ray flux is crucial. The  $\gamma$ -ray flux is customarily measured using high purity germanium (HPGe) detectors, usually calibrated using standard point-like radioactive  $\gamma$ -ray sources. These standard sources are entirely different from LCS beams in terms of detection geometry. Therefore, the calibration process must be corrected to meet the LCS beam conditions. Here, we demonstrate how to implement the required corrections and provide experimental validation of these corrections.

## 1. Introduction

Nuclear resonance fluorescence (NRF) and x-ray fluorescence (XRF) are two photon-based methods of active interrogation of nuclear materials. These two methods are included in the list of nondestructive assay (NDA) techniques provided by the Next Generation Safeguards Initiative's (NGSI) [1]. NRF is superior to XRF because of the ability of isotopic identification and deep penetration in possible shielding materials [2]. Nonetheless, in both techniques, accurate estimation of the spectral profile of the interrogating photon source is essential, especially for the quantitative identification of isotopes of interest.

Laser Compton scattering (LCS)  $\gamma$ -ray sources are the most reliable photon sources for this purpose because the energy of the produced  $\gamma$ -rays can be varied to match the energy levels of the resonating nucleus. However, it is rather difficult to estimate LCS  $\gamma$ -ray spectral profile from the LCS machine parameters (electron beam energy and energy spreads, laser parameters, collimation, etc.). Alternatively, the spectral profile is measured by the standard  $\gamma$ -ray spectroscopy with high-purity germanium (HPGe) detectors.

However, there are two issues with such kind of measurements. The first one is connected to the efficiency calibration of the HPGe detector, which is usually performed by isotopically emitted  $\gamma$ -rays from point-like calibration sources, while the LCS  $\gamma$ -ray beam is emitted in one direction. Therefore, a correction must be applied to the efficiency calibration to account for the difference in the detection geometry. This difference between the two geometries is demonstrated in Fig. 1. The second issue arises from the energy spread of the LCS  $\gamma$ -ray beam. This energy spread implies complications in the measured response

of the detector.

It is the purpose of the present work to resolve the above-mentioned issues relevant to the measurement of LCS  $\gamma$ -ray beam profile. We performed Monte Carlo simulations to correct the efficiency calibration of the detector and estimate the true spectral profile of the LCS  $\gamma$ -ray source. The simulation results were validated by NRF experiments driven by LCS  $\gamma$ -ray beams.

## 2. Methods

### 2-1. Efficiency Calibration

A HPGe detector of a relative efficiency of 120% was exploited to measure the LCS  $\gamma$ -ray beam profiles in the energy range of 2-3 MeV. LCS beams were measured at the High Intensity  $\gamma$ -ray Source (HI $\gamma$ S), Duke University, USA. Two efficiency calibrations were performed on the detector. The first one was conducted using a standard calibration point-like sources of <sup>56</sup>Co, <sup>54</sup>Mn, <sup>65</sup>Zn, <sup>88</sup>Y, <sup>134</sup>Cs, and <sup>137</sup>Cs, which emit  $\gamma$ -rays of energies up to 3.5 MeV. The other calibration was carried out in the beam geometry. In this case, the number of  $\gamma$ -rays incident on the detector was estimated from NRF measurements using <sup>27</sup>Al and <sup>181</sup>Ta isotopes as resonating targets. Details of this NRF measurement are described in Ref. [3]. The incident  $\gamma$ -ray beam was set to hit the detector at an off-axis distance of 2.5 cm. This makes the efficiency of the detector higher than the axial configuration [3].

### 2-2. Monte Carlo Simulations

We used the general particle transport toolkit of Geant4 [4] to perform our Monte Carlo simulation. The details of the experiments were implemented in the simulations, including the structure of the detector as

provided by the manufacturer. The standard electromagnetic physics list [4] was registered in all simulations.

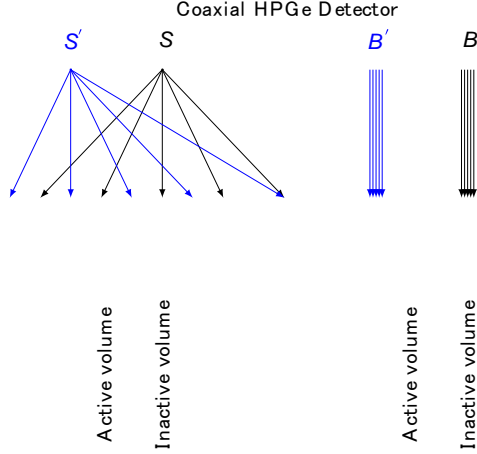


Fig. 1: Point geometry is represented by a point-like  $\gamma$ -ray source  $S$  while beam geometry is represented by a directed  $\gamma$ -ray beam  $B$ .

Efficiency calibration was also conducted using Monte Carlo simulation for both the point geometry (isotropically emitted  $\gamma$ -ray) and beam geometry ( $\gamma$ -ray are emitted in one direction), as shown in Fig. 1. The results of the point geometry were used to correct the dimensions of the detector. Slight modifications in the detector diameter (from 82.5 mm to 82 mm) and length (from 109.2 mm to 108.7 mm) we required to obtain consistency between the measured and simulated efficiencies.

### 2-3. Prediction of $\gamma$ -ray beam profile

In our Monte Carlo simulation model, we control the energy distribution of the incident  $\gamma$ -ray beam profile. In addition, we record all  $\gamma$ -ray interactions occurring within the active volume of the detector. Therefore, we obtain  $\gamma$ -ray spectra from the simulation as responses to the incident  $\gamma$ -ray beams. The incident beam profile is adjusted such that the  $\gamma$ -ray spectra from the simulation agree with those measured experimentally. When the difference between the simulated and measured spectra is minimum, the incident  $\gamma$ -ray beam profile is obtained.

## 3. Results and Discussion

Fig. 2 shows the efficiency calibration curves for the point and beam geometries. The intrinsic efficiency

curves in both geometries show the agreement between the measured and simulated values within the experimental uncertainty. The consistency shows the validity of the simulation.

As can be observed from Fig. 2, the efficiency curve of the beam geometry is 71% (on average) higher than the point geometry. This demonstrates the necessity of the correction needed to account for the difference in detection geometry from point to beam configurations.

It should be noted that the uncertainty of the measured efficiency in beam geometry is relatively large (approximately 20%) compared to the point geometry. This is attributed to the large uncertainties associated with the widths of the energy levels, especially for the  $^{181}\text{Ta}$  nucleus [5]. Nonetheless, using the NRF method in efficiency calibration indicates the possibility of using NRF coupled with LCS in nondestructive quantitative analysis of isotopes.

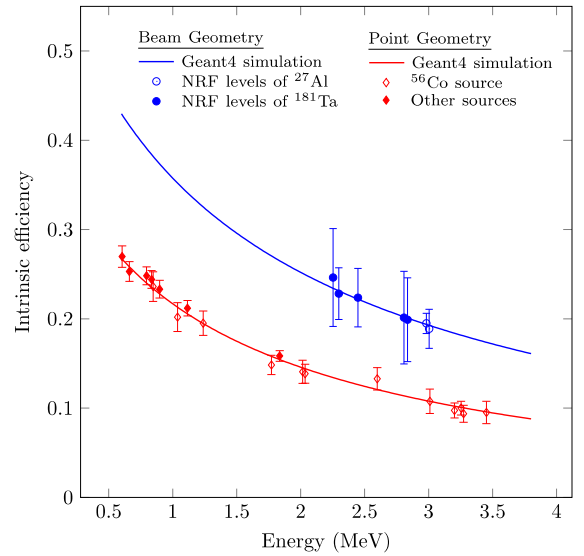


Fig. 2: Efficiency calibration curves in point and beam geometries as determined from the experiment with  $1\sigma$  error bars. The calibration curves estimated from the simulation are also shown to demonstrate the validity of the simulation [3].

An example of the estimation of  $\gamma$ -ray beam profile is shown in Fig. 3. The LCS  $\gamma$ -ray beam of energy of  $E_\gamma = 2.30^{+0.07}_{-0.08}$  MeV was incident on the HPGe detector. The measured and simulated spectra are in good agreement, which is indicated by the difference graph between them (the middle plot of Fig. 3). It should be emphasized that the width of the energy distribution is considered as the full width at half maximum (FWHM).

The estimation of the  $\gamma$ -ray beam profile shows slight asymmetry with a narrow high energy edge against a wide low energy edge. This asymmetry may

be caused by the collimation of the beam [6]. This asymmetry is also observed at all energies considered in the present work.

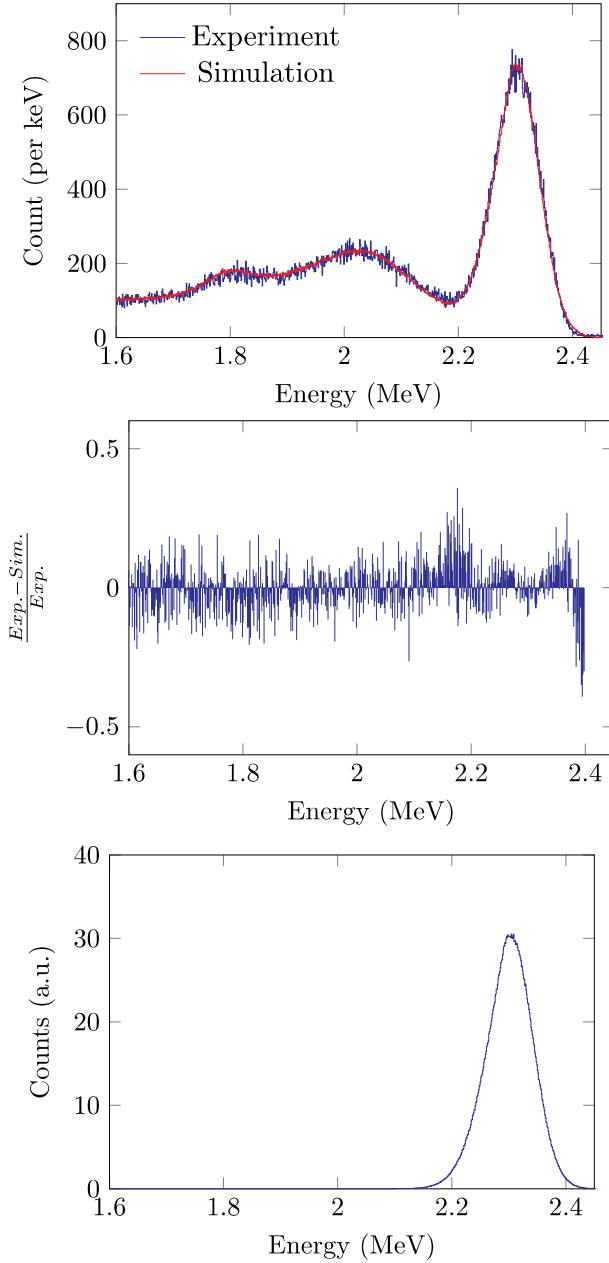


Fig. 3: The measured and simulated spectra (top), the difference between the two spectra (middle), and the estimated  $\gamma$ -ray beam profile (bottom) at an incident beam energy of 2.3 MeV.

The FWHM of the  $\gamma$ -ray profile shown in Fig. 3 is approximately 150 keV. This width makes the photopeak (centered at 2.30 MeV) overlap with the Compton edge (centered at 2.04 MeV) and single escape peak (centered around 1.8 MeV). The width and asymmetry of the  $\gamma$ -ray energy distribution

cause complications of the measured LCS  $\gamma$ -ray spectra, which imply inaccuracy in the estimation of true beam profile using measured spectra only. Monte Carlo simulation provides an accurate method to estimate the LCS  $\gamma$ -ray spectral density.

Practically, at high energies, LCS  $\gamma$ -ray beam energy spread increases beyond 500 keV. This makes the measured spectrum even more complicated. Moreover, LCS  $\gamma$ -ray beams are contaminated by bremsstrahlung radiation arising from the interaction of the electron beam with residual gases in the electron beam pipe. The bremsstrahlung radiation adds more difficulty in estimating the true beam profile. We plan to improve our simulation models to include such effects in order to obtain better levels of accuracy in the determination of the LCS  $\gamma$ -ray beam profiles for nuclear security applications.

#### 4. Conclusions

In the present work, we estimated the absolute profile of LCS  $\gamma$ -ray beams using a HPGe detector and Monte Carlo simulations. Results of the simulations reveal that the detection efficiency in the beam geometry is 71% higher than the efficiency of the point geometry. These results agree, within the experimental uncertainty, with the experimental values of the efficiency conducted using NRF measurement for the beam geometry and point-like sources for point geometry. Furthermore, the real LCS  $\gamma$ -ray beam profiles could be estimated by comparing the spectra resulting from Monte Carlo simulations with the spectra directly measured by the HPGe detector. The proposed procedure for the estimation of the LCS  $\gamma$ -ray beam profiles would be beneficial in the quantitative analysis relevant to the nondestructive assay of nuclear materials using the NRF technique.

#### References

- [1] M.A. Humphrey and K.D. Veal, *J. Nucl. Mater. Manag.*, vol. 40, No. 3, pp. 6-11, 2012.
- [2] R. Hajima et al., *J Nucl. Sci. Technol.*, vol. 45, pp. 442-451, 2008.
- [3] M. Omer et al., *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 198, pp. 110241, 2022.
- [4] S. Agostinelli et al., *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. Sect. A*, vol. 506, pp. 250-303, 2003.
- [5] A. Wolpert et al., *Phys. Rev. C*, vol. 58, pp. 765-770, 1998.
- [6] C. Sun et al., *Phys. Rev. ST Accel. Beams*, vol. 12, pp. 062801, 2009.

# 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

## (2) 制動放射光を用いた U-Th の多核種システムの検出への適用性検討

Proposal of numerical method to solve multi-nuclides system based on Photofission Reaction Ratio methodology

### (2) Applicability Study to Detect U-Th Multi-Nuclide System with Bremsstrahlung Photons

\*チン キムウエイ<sup>1</sup>, 木村 礼<sup>2</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>, 田辺 鴻典<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東京工業大学, <sup>2</sup>東芝エネルギーシステムズ株式会社

\*Kim Wei Chin<sup>1</sup>, Rei Kimura<sup>2</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>, Kosuke Tanabe<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology, <sup>2</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

This paper contextualizes the applicability study of the proposed methodology onto solving a U-Th multi-nuclide system using bremsstrahlung photons. The sequential quadratic solver provided by *scipy.optimize* module in python, which employed the active-set algorithm, was used to solve Non-Negative Least Square (NNLS) problem of the multi-nuclide system. This research also explored the optimal incident electron energy combinations from several different incident electron energy combinations by evaluating their responding the relative composition error, of each ten composition evaluation cases conducted on the nuclides for study from the thorium fuel cycle with depleted uranium: <sup>233</sup>U, <sup>238</sup>U and <sup>232</sup>Th. The emergent findings revealed that highly enriched <sup>233</sup>U ( $\geq 11\%$ ) can be detected with sufficient relative error across the evaluation cases, by a few electron energy combinations especially those with substantial energy interval.

## 1. Introduction

The principle of a photofission reactions ratio (PFRR) methodology based on inverse matrix method to detect highly enriched uranium (HEU) using Gaussian photons and bremsstrahlung photons was proposed and validated in extant study [1, 2]. However, the inverse matrix method encounters limitation in solving a complex 3 and above nuclides system. The main reason is because the instability of the equation increases with the addition of nuclides onto the  $N_{nuc}/N_n$  vector of the solution. The advent of a methodology solving the multi-nuclide system using numerical solutions and multiple mono-energy photons was ensued [3]. The applicability of the developed methodology to bremsstrahlung photons to detect highly enriched <sup>233</sup>U is of interest in this paper.

## 2. Methodology

### 2-1. Numerical solution

The photofission reactions of a nuclide in nuclear material can be calculated with the following equation:

$$R_i = N_{nuc} \sum_{E_{thres}}^{E_{max}} \varphi_i(E) \sigma_{f,nuc}(E) dE \quad (1)$$

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  $nuc$ ,  $\varphi$  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 was further expanded to obtain an inverse matrix to estimate  $N_{nuc}$  based on the ratio of

photofission reaction rate by different incident photon energies [1]. This inverse matrix method can only solve a two-nuclide system. A numerical solution is proposed to solve a multi-nuclide system with 3 or more nuclides. The solver used is the sequential quadratic solver that employs active-set algorithm by *scipy* module in python, which solves the NNLS problem of the multi-nuclide system. The object function with Euclidean norm is defined as follows.

$$\arg \min_x \| Ax - y \|_2^2 \text{ subject to } x \geq 0 \quad (2),$$

where  $A$  is a real value  $m \times n$  matrix;  $x$  is the goal vector of the numerical solution, nuclide density ratio,  $N_j/N_n$ ;  $y$  is a real value  $m$  vector, as follows.

$$A(i) = \sum_{j=1}^n \left( \frac{R_i}{R_n} A_{n,j} - A_{i,j} \right), \quad x = \frac{N_j}{N_n} \quad (3),$$

$$y(i) = A_{i,n} - \frac{R_i}{R_n} A_{n,n} \quad (4).$$

### 2-2. Bremsstrahlung photons and evaluation cases

Three distinct bremsstrahlung electron energies – 7, 7.5 and 13.5 MeV<sub>e</sub> – were simulated and varied in several combinations for the numerical solution. The bremsstrahlung fluxes of 7 and 13.5 MeV<sub>e</sub> are shown in Fig. 1. 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. In the MCNP 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 bremsstrahlung 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. Ten compositions

evaluation cases have been conducted: ( $^{238}\text{U} : ^{233}\text{U} : ^{232}\text{Th}$ ) = (0.9 : 0.05 : 0.05), (0.8 : 0.1 : 0.1), (0.6 : 0.2 : 0.2), (0.4 : 0.3 : 0.3), (0.2 : 0.5 : 0.3), (0.1 : 0.8 : 0.1), (0.1 : 0.1 : 0.8), (0.1 : 0.2 : 0.7), (0.1 : 0.3 : 0.6) and (0.1 : 0.4 : 0.5).

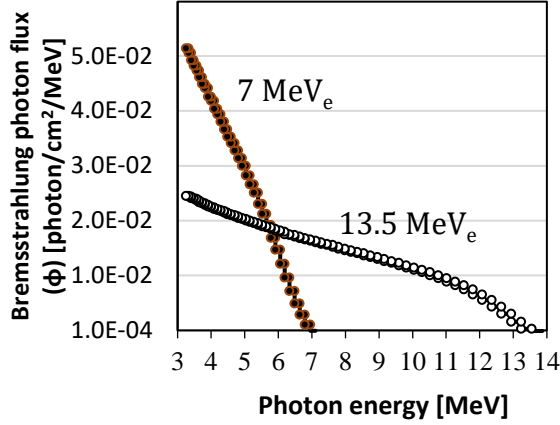


Fig. 1 Bremsstrahlung flux of 7 and 13.5 MeV<sub>e</sub>

### 3. Results

In comparison with mono-energy photons which has around 10% composition difference, the initial trial of the bremsstrahlung photons showed worse results, with up to 23% composition difference, as in Fig. 2. In response, efforts were made to seek better combinations with better statistics.

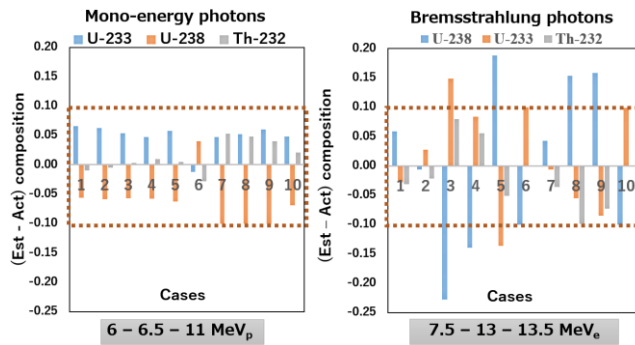
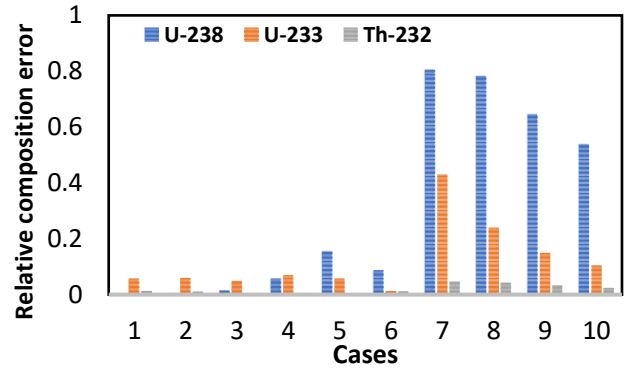
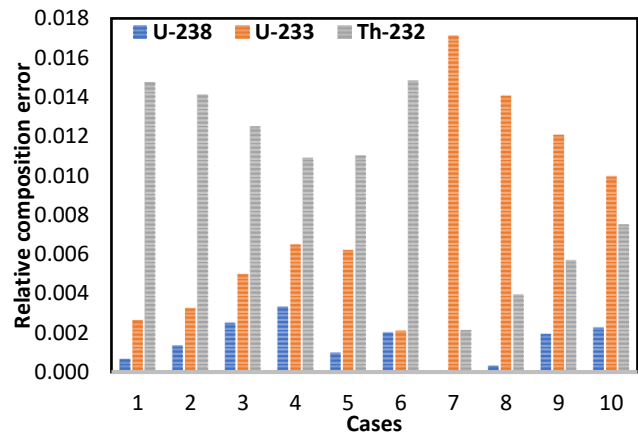


Fig. 2 Comparison of composition difference between mono-energy and bremsstrahlung photons

There seems to be a tendency of a small energy interval often produces large relative error, i.e. 7–7.5–12MeV<sub>e</sub> combination produces relative error up to 80% as seen in Fig. 3(a). The minimum relative error of 0.02 was found on the combination 7–11–13.5MeV<sub>e</sub>, as illustrated in Fig. 3(b). We consider 11% enrichment of  $^{233}\text{U}$  as the boundary of HEU over here. Almost all combinations except 7–7.5– $N$  MeV<sub>e</sub> have relative error of  $^{233}\text{U}$  as low as 12.4%, which shall suffice the detection requirement of a highly enriched  $^{233}\text{U}$ . Considering many other uncertainties factor from surrounding materials, the beam, and etc., the greater the interval between the energies is better.



(a)



(b)

Fig. 3 Minimum relative error for the electron energy combination of (a) 7–7.5–12MeV<sub>e</sub> (b) 7–11–13.5MeV<sub>e</sub>.

### 4. Conclusion

The low relative error especially on the combination 7 – 11 – 13.5 MeV shows good reproducibility for considerable electron energy interval, signifying the proposed methodology has worked on solving Th-U multi-nuclide system using bremsstrahlung photons. Highly enriched  $^{233}\text{U}$  can be detected with sufficient relative error across the evaluation cases for almost all bremsstrahlung electron energy combinations.

### Acknowledgement

The authors express gratitude to Dr. K. Kosako for providing the ACE format photonuclear cross section library of the  $^{232}\text{Th}$  and  $^{233}\text{U}$ .

### References

- [1] Kimura R., Sagara H., Chiba S., 2016. Principle validation of nuclear fuel material isotopic composition. J. Nuc. Sci. & Eng. 1177471.
- [2] 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.
- [3] Chin K.W., Kimura R., Sagara H., Tanabe K., 2022. On the numerical method for photofission-based nuclear material isotopic composition estimation in thorium-uranium systems. Nuc. Sci. and Eng. Vol. 196, issue 7, p. 852-872.



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 (3) 中小型軽水炉の核拡散抵抗性評価

Feasibility study on innovative small and medium modular light water reactor with inherent nuclear safety, security, and non-proliferation features

### (3) Evaluation for Proliferation Resistance

\*三星 夏海<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

\*Natsumi Mitsuboshi<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Tokyo 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. In this study, through the proliferation resistance evaluation of SMRs, we report the issues on safeguards of SMRS and propose a new safeguards approach.

## 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 ( $U_3Si_2$ ) 燃料は、事故耐性燃料の候補材料の一つであり、 $UO_2$  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  $U_3Si_2$  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。

核不拡散性とは、核兵器やその他の核爆発装置の獲得を目論む国家による核物質の転用や未申告生産、原子力技術の不正使用を妨げる原子力システムの特性と定義されている[2]。核拡散抵抗性を、物質的特性、技術的特性、制度的特性に基づいて評価する手法は様々研究されている。第四世代炉原子力システムの核拡散抵抗性及び核物質防護 (GIF PR/PP) 評価手法[2]は、仮想的な原子力システムの拡散脅威に対するシステム応答を評価し、核拡散抵抗性や妨害破壊行為およびテロ行為の脅威に対する堅牢性を明らかにすることができる。

本研究では、MA 添加  $U_3Si_2$  燃料を装荷した中小型軽水炉の核特性や安全性、核不拡散性への影響を明らかにしてきた[1]。本論文では、中小型軽水炉の核拡散抵抗性の評価を行い、中小型炉シス

テムの保障措置上の課題について報告を行う。

## 2. 研究手法

本研究では GIF PR/PP[2]で採用されている6つの評価項目 (技術的困難性、拡散コスト、拡散時間、検知確率、検知リソース効率、核分裂性物質タイプ) に基づいて中小型軽水炉の核拡散抵抗性を評価した[3]。

今回の評価対象とする中小型軽水炉システムは、これまでの研究で設計してきた中小型 PWR システム[1]とする。評価のシナリオとして、従来大型 PWR と同様にオンサイトで燃料交換を実施する標準型(シナリオ A)と、オンサイトで燃料交換を実施せず長期間運転させる長期運転型(シナリオ B)を想定した。表 1 に各シナリオの中小型軽水炉システムについてまとめた。図 1 には各シナリオにおける核燃料の初装荷時及び燃料交換時における核燃料の動きを示した。

シナリオ A 及び B において、統合保障措置が適用されている先進工業国が申告施設である原子炉から秘密裏の核物質転用をすることを脅威として想定した。

次に、図 2 のように保障措置設計を行った場合の転用経路解析を行い、核拡散抵抗性を評価した。査察業務としてシナリオ A では、大型 PWR と同様に IIV (中間在庫検認)、PIV(実在庫検認)、DIV(設計情報検認)が実施されると仮定した。ただし、燃料交換のタイミングで他の炉が運転中でも十分な生体遮蔽が施されており、査察業務上必要なアクセスは制限されなかったとした。シナリオ B では、原子炉製造施設あるいは燃料交換施設から輸送されてきた原子炉は密閉されているため、従来のようなオンサイトでの核燃料の直接検認が不可能である。しかし、原子炉建屋内において非

破壊測定により炉内燃料や炉内構造を検認できるとする。したがって、シナリオ B においては、IIV および DIV が実施されると仮定した。

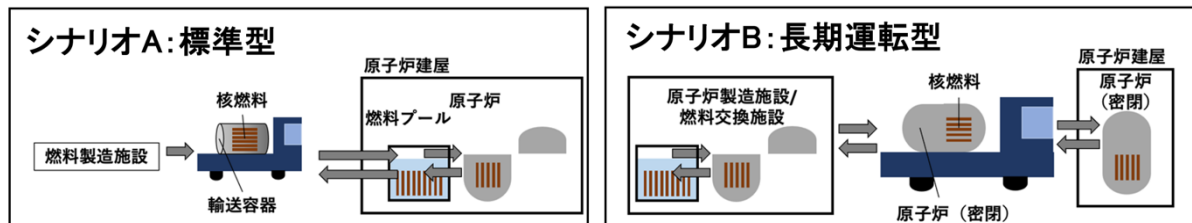


図 1 初装荷/燃料交換における核燃料の動き

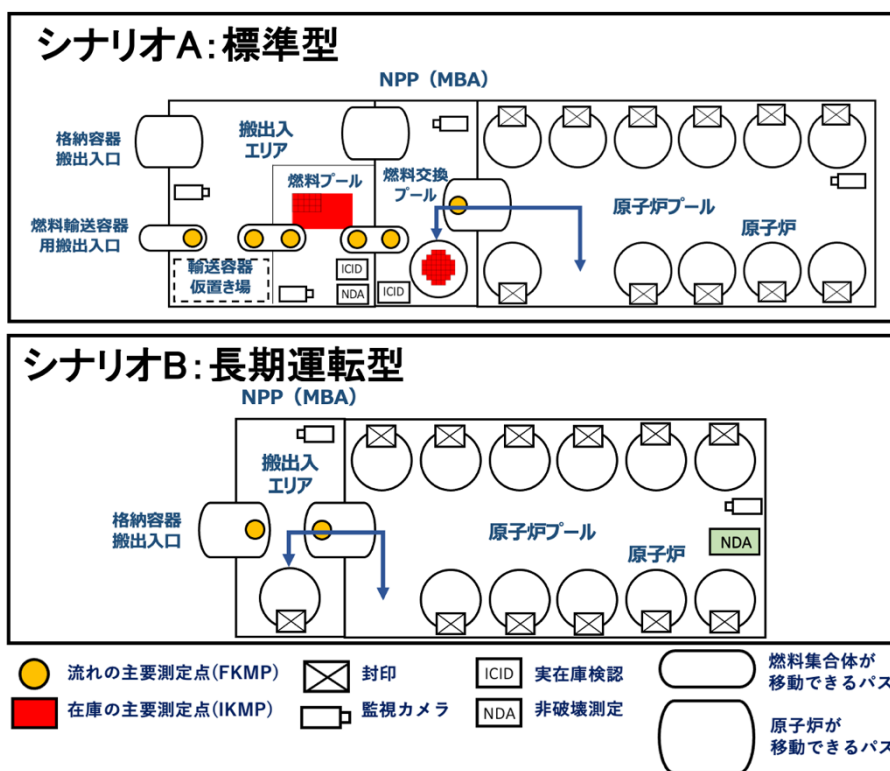


図 2 各シナリオにおける保障措置設計

したがって、オンサイトでの保障措置アプローチとしては、封じ込め・監視(C/S)のみを仮定した。

今回の評価対象である原子炉は、原子炉本体をトラックで輸送できるほどの大きさであるため、核燃料が装荷されたままの原子炉を取得する転用経路も想定される。したがって、転用ターゲットとして、燃料集合体と原子炉容器を想定した。

表 1 評価対象の中小型 PWR システム

	シナリオ A	シナリオ B
炉型	標準型	長期運転型
燃料交換方式	オンサイトで燃料交換 1 バッチ 2 年間・ 3 バッチ燃焼	オフサイトで燃料交換 1 バッチ 10 年間
出力	160MWth×12 基 45MWe×12 基	←
核燃料	MA 添加 $U_3Si_2$ 燃料	←
建設方法	大型炉と同様 オンサイト組立	燃料装荷済の原子炉を原子炉製造施設から輸送
格納容器サイズ	高さ 23 m 直径 4.6 m	←
査察業務	IIV, PIV, DIV (大型 PWR と同様)	IIV, DIV

## 参考文献

- [1] N. Mitsuboshi, H. Sagara, “Effects of  $U_3Si_2$  fuel and minor actinide doping on fundamental neutronics, nuclear safety, and security of small and medium PWRs in comparison to conventional  $UO_2$  fuel”, Ann. Nucl. Energy 153, 2021.
- [2] GIF/PRPP WG, “Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy System Revision 6”, 2011.
- [3] GIF/PRPP WG, “PR&PP Evaluation: ESFR Full System Case Study Final Report”, 2009.

## 3. 結果

シナリオ A では、オンサイトでの燃料交換を行うため、従来大型 PWR と同等の保障措置アプローチが基本的には適用できる。一方、核燃料の転用経路として、燃料輸送容器の搬出入に加え、原子炉容器の搬出入経路が加わり、従来大型 PWR との違いを明らかにした。

シナリオ B は、転用経路が限定的である。原子炉は常に密閉及び封印されているため、C/S による間接的検認のみが実施されている。さらに、12 基分の査察業務（IIV, DIV）を一度に実施できることから、査察業務が大幅に低減されるため、シナリオ A よりも検知リソース効率が高くなることを明らかにした。一方で、10 年間の運転期間に渡り、C/S に大きく依存し、直接検認機会がない。このような炉の炉内の直接情報が取得できる検認手法の検討が必要である。

## 4. 結言

中小型軽水炉の核拡散抵抗性の評価を行い、中小型炉システムの保障措置上の課題の抽出を行った。標準型中小型炉の核拡散抵抗性は、大型炉と同等であることを明らかにした。また、長期運転型中小型炉の核拡散抵抗性は、検知リソース効率の向上により、大幅に向上できることを明らかにした。今後の課題として、原子炉内の直接情報取得が可能な新たな非破壊測定技術を含む Safeguards By Design の検討が重要である。

# Once-through High Burnup Fuel Management Strategy with Dual Neutron Energy Spectrum Core in HTGR

## (I) Effective Fissile Material Burning and Minimization

\*Hong Fatt Chong<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

Owing to its excellent neutron economy, the High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) has the flexibility to burn fuel with a small quantity of fissile material, such as irradiated fuel which had reached its design burnup by adjusting the neutron energy to sustain criticality. This research aims to develop a new fuel management strategy to ultimately utilize fissile material in HTGR fuel without any reprocessing. This is done by adopting a dual neutron energy spectrum zoning core, one zone for fresh uranium fuel up to the design burnup and the other for effective fissile material burning of irradiated fuel. The fuel irradiated up to the design burnup will be shuffled into another fuel region with softer energy spectrum so its burnup can be extended while maintaining core criticality. In this research, a parametric survey is performed by performing burnup calculation with pin-cell fuel model to simulate the fuel management process. Results showed that fuel burnup could be extended from 120GWd/t up to 160GWd/t while maintaining core criticality. The extended burnup reduced the residual U-235 enrichment from 4.2wt.% to 2.4wt.% and enhanced the Pu-238 ratio from 3.89wt.% to 9.26wt.%.

### 1. Introduction

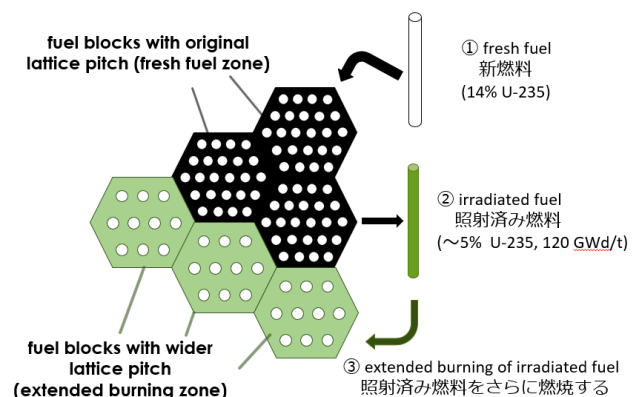
Owing to its excellent neutron economy, the High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) has the flexibility to burn fuel with a small quantity of fissile material, such as irradiated fuel which had reached its design burnup by adjusting the neutron energy to sustain criticality. This feature may be taken advantage of to further extend the burnup of irradiated fuel so the remaining fissile material may be utilized to the utmost before being disposed. This research aims to develop a new fuel management strategy to ultimately utilize fissile material in HTGR fuel by introducing a dual neutron energy spectrum core. The core comprises a fuel zone which irradiates fresh fuel up to a designated burnup value; the irradiated fuel would then be shuffled into another fuel zone with softened neutron energy spectrum for extended burning. In the present study, a burnup calculation with a simple pin-cell fuel model is performed to investigate the performance of extended burning of irradiated fuel in different neutron energy spectra represented by the cell pitch.

### 2. Methodology

#### 2-1. Overview of the Strategy

The general idea of the fuel management strategy being studied in this research is illustrated in **Figure 1**. Firstly, the fresh fuel is irradiated for a designated period in the fresh fuel zone until it reaches the design burnup. The irradiated fuel is then removed from the fresh fuel zone and is reinserted into fuel blocks with wider lattice pitch which are placed in the extended burning zone for burnup extension. The irradiated fuel is expected to become critical again as the

extended burning zone has a higher moderator-to-fuel ratio which results in a softer neutron energy spectrum.



**Figure 1** General idea of the fuel management strategy for HTGR

GTHT300, a prismatic pin-in-block type HTGR with an annular core, is used as a reference core to demonstrate the potential capability of this strategy. At the current stage of this research, a preliminary study is performed using only the pin-cell fuel model based on GTHT300.

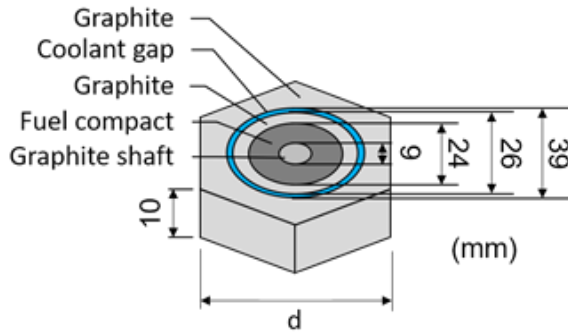
#### 2-2. Burnup Calculation with Pin-cell Model

The HTGR reactor core is simulated with a pin-cell model with heterogeneous fuel compact to demonstrate the core characteristics in a simple way with minimal computation cost. In this research, the pin-cell model is made based on the fuel block of GTHT300 [1].

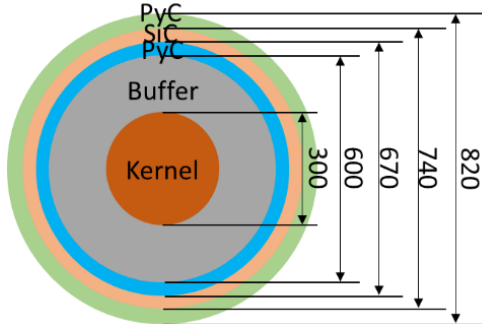
The pin-cell model used in this research has a height of 1cm and hexagonal lattice with graphite



structure surrounding the coolant region and fuel compact as shown in **Figure 2**. The distribution of TRISO particles in the fuel compact is simulated using the statistical geometry model in MVP3. The cell pitch of the pin-cell model was determined by adding the mean excess graphite thickness to the mean fuel pin distance of the fuel block in GTHTR300 (4.7 cm). The mean excess graphite thickness is estimated by calculating the mean of extra graphite thickness measured from each side of the hexagonal pin-cells in the fuel block. The cell pitch of the pin-cell model is determined to be 5.1 cm [2].



(a) Pin-cell geometry. The apothem of hexagon (d) is the cell pitch.



(b) Geometry of TRISO fuel particles in the compact (measured in  $\mu\text{m}$ )

**Figure 2** Geometry for MVP-BURN calculation

MVP-BURN with nuclear data library JENDL-4.0 is used to perform a one-batch burnup calculation with the standard pin-cell (the hexagonal pin-cell with cell pitch of 5.1 cm). The burning period is set to be the same as fuel in GTHTR300, which is 1460 EFPD (2 refueling batches x 2 years operation) [1]. This burning process is hereinafter referred to as “standard burning”.

### 2-3. Extended Burning of Irradiated Fuel in Softened Neutron Energy Zone

To simulate the extended burning of irradiated fuel in the softened neutron energy zone as described in Section 2-1, the composition of the fuel irradiated for 1460 days and cooled for 30 days in the standard pin-cell is set as the initial fuel composition for burnup calculations of pin-cells with larger cell pitches. The linear heat rate for burnup calculations with larger cell pitches is assumed to be the same as the standard pin-cell. This burning process is hereinafter referred to as “extended burning”.

## 3. Results and Discussions

The burnup and composition at a certain point is selected for comparison to evaluate extended burning performance of each cell pitch. According to the one-batch whole core burnup calculation criticality result of GTHTR300 in reference [3], the effective multiplication factor reaches unity at 80GWd/t. Since the infinity multiplication factor ( $k$ -infinity) of the pin-cell calculation at 80GWd/t is approximately 1.017, it is assumed that the core is critical if  $k$ -infinity is more than that. Thus, in this research, the burnup and amount of residual fissile nuclides at the point which the  $k$ -infinity just drops below 1.017 is compared to evaluate the performance of extended burning while the criticality of the core is maintained.

### 3-1. Criticality and Burnup

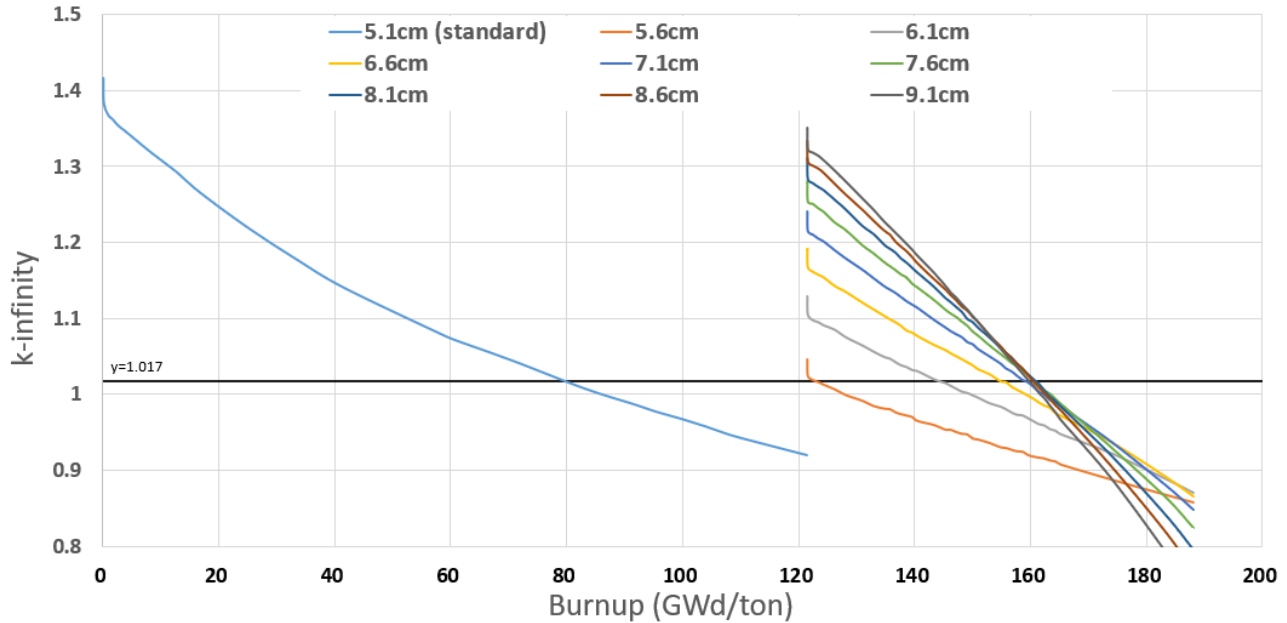
The results of  $k$ -infinity and burnup is shown in Figure 3. The standard burning process achieved a burnup of approximately 121 GWd/t. The initial  $k$ -infinity for every cell pitch used for extended burning exceeds 1.017, showing that criticality can be achieved by burning irradiated fuel in a region with softened neutron energy spectrum. Pin-cells with cell pitches of more than 7.1 cm showed especially desirable results in terms of burnup, reaching 160 GWd/t while maintaining criticality.

### 3-2. Major Actinide Composition

Results of burnup calculation with MVP-BURN has showed that the amount of residual U-235 decreases with higher burnup. **Table 1** shows the mass of major actinides per fuel block for standard burning and extended burning. Mass of U-235 is found to decrease with higher burnup. The residual enrichment of U-235 reduced from 4.23 wt.% to as low as 2.36wt.% with extended burning.

On the other hand, the mass of Pu-239

decreases with wider cell pitch due to decrease in



**Figure 3** Change in k-infinity for standard burning (up to 121 GWd/t) and extended burning. The horizontal line indicates the points which k-infinity is 1.017, any values above it means that the core is critical.

**Table 1** Burnup and mass of major actinides at the end of standard burning and at k=1.017 for extended burning.

		Standard burning	Extended burning							
Cell pitch (cm)		5.1	5.6	6.1	6.6	7.1	7.6	8.1	8.6	9.1
Burnup (GWd/t)		121.50	121.52	144.48	154.78	159.36	160.73	160.96	160.43	159.80
Mass per fuel block (g)	U-235	423.2	415.5	326.9	282.9	255.8	245.9	236.1	237.3	239.3
	U-236	176.5	177.4	188.2	194.0	197.9	199.8	201.5	201.8	201.9
	U-238	7841.5	7831.9	7741.6	7722.8	7723.7	7735.1	7743.9	7755.5	7765.1
	Pu-238	11.3	11.7	15.8	17.3	17.8	17.7	17.6	17.2	16.9
	Pu-239	144.5	139.7	91.8	63.2	46.5	38.3	32.1	29.3	27.3
	Pu-240	44.6	45.6	54.0	56.0	56.4	57.3	57.8	59.3	60.7
	Pu-241	63.0	62.7	55.0	45.8	38.6	34.4	31.1	29.5	28.4
	Pu-242	27.2	28.0	38.7	44.6	48.1	49.2	50.1	49.8	49.4

resonance capture rate by U-238 as the moderator-to-fuel ratio increases. This would contribute to the enhancement of proliferation resistance which will be discussed in the next section.

### 3-3. Proliferation Resistance

Extended burning in wider cell pitches also contributed to the improvement of proliferation resistance in the spent fuel. Since the formation of Pu-239 decreases while the fission reaction rate of Pu-239 increases with wider cell pitches, there will be less Pu-239 in the spent fuel composition with extended burning. Besides,

burnup extension would increase the amount Pu-238 which is formed by neutron capture and decay of Np-237. Pu-238 has a high alpha decay heat of 570 W/kg which increases the technical difficulty of making nuclear explosive device (NED), thus a higher ratio of Pu-238 in the plutonium composition would strengthen the proliferation resistance of the spent fuel [4]. The degree of technical difficulty is evaluated by calculating the decay heat of Pu-238 in a plutonium mixture containing 8 kg of Pu-239, which is one unit of significant quantity (SQ)\* of Pu-239 [5]. The plutonium mixture is assumed to have the same plutonium compositions as

the results in Table 1.

Results in **Table 2** showed that extended burning can increase the Pu-238 ratio up to 2.4 times the value of that in standard burning (5.1 cm). Furthermore, the decay heat in plutonium mixture containing 1 SQ of Pu-239 can reach up to 6-8 times higher with extended burning.

**Table 2** Pu-238 ratio and decay heat of Pu-238 per SQ

Cell pitch (cm)	Pu-238 ratio (%) total Pu	Decay heat of Pu-238 per 8kg of Pu-239 (W)
5.1	3.89%	356.68
5.6	4.05%	380.63
6.1	6.17%	782.49
6.6	7.62%	1247.50
7.1	8.60%	1747.10
7.6	8.98%	2106.18
8.1	9.33%	2499.03
8.6	9.31%	2680.27
9.1	9.26%	2825.19

\*Significant quantity is defined as the quantity of nuclear material in which the possibility of manufacturing a NED cannot be excluded [6].

### 3-4. Limitations of Present Study

The methodology used in this preliminary study has certain limitations in terms of accuracy. The pin-cell calculation model assumes that the mean neutron flight distance is short enough to consider that most neutron interactions occur around one fuel pin in the fuel block. However, the thermal diffusion length of graphite is greater than 50 cm [7] which is much larger than the cell pitch, so the neutron transport simulated in the pin-cell calculation model deviates considerably from the actual neutron flight path in the core. Besides, the standard burning and the extended burning processes were simulated separately, so the effects of extended burning on the overall performance of the whole core is not evaluated in the present study.

Nevertheless, the present methodology is sufficient to provide quantitative insights about the potential performance of this fuel management strategy. Pin-cell calculation is

capable of showing trends in burnup and composition which would be similar to results expected from using more complicated models. This preliminary study serves as a reference to determine the optimal fuel pitch for the extended burning zone, and could be done with minimal computation time.

### 4. Conclusion

A new fuel management strategy using a dual neutron energy spectrum HTGR core has been proposed. The performance of different fuel pitches used for extended burning have been evaluated in terms of criticality, burnup, fissile material minimization and proliferation resistance. Results showed that wider cell pitches could achieve a higher burnup and have lower amount of residual U-235 and Pu-239. The proliferation resistance of spent fuel also increased with wider cell pitches due to higher decay heat release per SQ of pu-239.

### References

- [1] T. Nakata, S. Katanishi, et al., "Nuclear, thermal and hydraulic design for gas turbine high temperature reactor (GTHTR300)", Trans. Atom. Energ. Soc. Jap., 2 (4) (2003) 478-489 [in Japanese]
- [2] T. Nakata, S. Katanishi, et al., "Nuclear design of the Gas Turbine High Temperature Reactor (GTHTR300) (Contract research)", JAERI-Tech 2002-066 (2002) [in Japanese]
- [3] Y. Fukaya, M. Goto, T. Nishihara, "Development on nuclear design model for detailed design of clean burn HTGR", Japan Atomic Energy Agency, JAEA-Technol. 2015-017 (2015) [in Japanese]
- [4] G. Kessler, "Plutonium denaturing by  $^{238}\text{Pu}$ ", Nucl. Sci. Eng., 155[1] (2007) 53-73
- [5] Y. Kimura, M. Saito, H. Sagara, "Evaluation of Proliferation Resistance of Plutonium Based on Decay Heat", Journal of Nuclear Science and Technology, 48(5) (2011) 715-723
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "IAEA Safeguards Glossary", International Nuclear Verification Series No. 3, IAEA, Vienna (2003)
- [7] Argonne National Lab, "REACTOR PHYSICS CONSTANTS" (1963)

## 超長寿命な中小型ナトリウム冷却高速炉の安全性向上および 3S 上の課題

Safety improvement and 3S issues of small and medium-sized sodium-cooled fast reactors with a long core life time over ten years

\*岡崎 陽香<sup>1</sup>, 川島 正俊<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

\*Haruka Okazaki<sup>1</sup>, Masatoshi Kawashima<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

This study proposed a long-life small and medium-sized fast reactor with passive shutdown devices that inserts negative reactivity during Anticipated Transient Without Scram (ATWS). Adopting metal fuel for the core, an available core lifetime was found to be extended than that of oxide fuel. As a result of evaluating the power coefficients for the core, the negative reactivity of metal fuel was confirmed though its absolute value was smaller than the oxide core, and the required reactivity insertion for the devices under ATWS was smaller than that of the oxide core. The challenges were considered from the aspects of nuclear safety, security, and non-proliferation from the viewpoint of its fuel management and transportation strategy difference between small and medium-sized modular reactors and conventional large reactors.

### 1. 緒言

近年、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、導入の容易さから、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。従来では、オンサイト燃料での燃料交換やプラントの建設が行われるが、中小型炉では工場で燃料装荷・交換し原子炉ごとに出荷・返却を行うモジュール炉をも想定される。これによってオンサイトでの設備を簡素化することが可能である。しかしながら、核燃料を個別の輸送容器による輸送を行う場合と異なり、原子炉容器に装荷し一体的に輸送を想定するため、輸送時の安全性、核セキュリティ、保障措置(3S)を含めこれまでにない課題が想定される。

高速炉はTRU燃料を効率的に使用することができ、核廃棄物の毒性と量の低減に寄与することができる。また、燃料として重金属密度の高い金属燃料を使用することで、TRU変換比の向上が期待でき、運転期間の長期化が期待される。さらに、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型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<sup>[1]</sup>。

よって本研究では、デバイスを挿入したオンサイトの燃料交換をしない、長寿命な金属燃料炉心をもつ高速炉を対象とし、燃料交換なしで運転可能な期間、ATWS時に求められる受動的に挿入する負の反応度効果の評価、3S上の課題の分析を目的とする。本発表では、燃焼期間の評価結果、運転時の負のフィードバック効果、さらに本研究で扱う原子炉に対して考えられる3S上の課題点について報告する。

### 2. 研究手法

#### 2-1. 金属燃料炉心の評価

金属燃料は酸化物燃料と比較し、重金属密度が1.3倍(金属燃料 8.3g/cc, 酸化物燃料 6.3g/cc)<sup>[2]</sup>であり、酸化物燃料よりも運転サイクルの長期化が期待できる。また、金属燃料は酸化物燃料よりも高い熱伝導度を持ち、運転中の燃料の径方向温度勾配が小さいことが特徴である。よって燃料温度に依存し、負のフィードバック効果として支配的なドップラー効果が酸化物と比較して小さくなると考えられる。そのため、炉の反応度寿命検討においては、実効増倍率の評価だけでなく、安全性評価のため、出力係数の評価を行い、超長寿命金属燃料炉心の1バッチ当たりの運転サイクル長さ設定の検討を行った。

#### 2-2. 出力係数の評価

原子炉の安全運転のために、原子炉は負の出力係数を持つ設計が行われる。出力係数の評価式を式(1)に示す<sup>[3]</sup>。内側炉心、外側炉心、上下軸ブランケット、径ブランケットの等温温度係数(ドップラー効果, 燃料温度反応度係数, 被覆管温度係数, ラップ管温度係数, 冷却材温度係数, 炉心支持板等温係数)を評価し、炉心全体での出力係数を評価した。

$$\Delta F^P = [\sum_i (\Delta F_i^T \times \Delta T_i) + F^d \ln((T_f + \Delta T_f) / T_f)] / \Delta P^{[3]} \quad (1)$$

$\Delta F_i^T$ : 炉心各部の温度反応度係数( $\Delta k/kk'^{\circ}C$ )

$\Delta T_i$ : 出力変化に伴う炉心各部の温度変化( $^{\circ}C$ )

$F^d$ : ドップラー係数 ( $Tdk/dT$ )

$T_f$ : 燃料温度  $\Delta P$ : 炉出力変化(MW)



## 2-3. 解析手法

断面積ライブラリは 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、表 1 に示す中小型高速炉炉心の領域ごと(内側炉心,外側炉心,上下軸ブランケット,径ブランケット)に SLAROM-UF を用いて実効断面積を求めた。次に CITATION コードを用いて SLAROM-UF で作成した実効断面積から拡散燃焼計算を行った。

表 1 炉心設計(左:酸化物, 右:金属)

	Items	酸化物.ref [4]	金属
	出力(MWt)	714	500
	冷却材温度(°C)(入口/出口)	397/530	397/530
	炉心直径(cm)	330	330
	炉心高さ(cm)	93	120
	サイクル長さ(day)	150	15×365
	バッチ数	5	1
炉心	燃料	(U,TRU)-Oxide	U-TRU-10w%Zr
	スミア密度(%)	85	75
	濃縮度(U)(wt%)	0.2	0.2
ブランケット	燃料	UO <sub>2</sub>	U-TRU-10w%Zr/SUS
	スミア密度(%)	93	85
	濃縮度(U)(wt%)	0.2	0.2

## 3 結果と考察

### 3-1. 炉心燃焼特性と出力係数

燃焼期間中の中性子実効増倍率を評価した。反応度変化( $\Delta k/k$ )は、酸化物燃料炉心が 0.0297、金属燃料炉心は 0.0353 であった。金属燃料は燃料体積比および重金属密度が大きいいため燃焼期間は長く、15 年間で中性子実効増倍率は 1 以上であった。金属燃料炉心では運転に伴う燃料の軸方向への伸びの影響も含めてサイクル末期の反応度を評価した。

次に、等温温度係数と出力係数を評価した。出力係数は、酸化物燃料炉心が  $-9.1 \times 10^{-6} [\Delta k/kk' / MW]$ 、金属燃料炉心が  $-1.1 \times 10^{-6} [\Delta k/kk' / MW]$  であった。出力係数への寄与は酸化物、金属燃料炉心ともにドップラー効果が支配的であり、ドップラー効果は燃料温度に依存し、燃料中心温度は高い熱伝導率をもつ金属燃料では低いため(酸化物燃料 1200°C, 金属燃料 550°C)、負のフィードバック効果は金属燃料が小さかった。

### 3-2. 中小型モジュール炉の 3S 上の課題

本研究で想定した中小型モジュール炉は、オンサイト燃料交換がなく、工場で燃料装荷・交換し原子炉ごと出荷・返却を想定している。しかしながら、従来の大型炉ではオンサイトでの燃料交換を行うため、核燃料を個別の輸送容器により輸送を行うが、本モジュール炉は原子炉容器と一体的な

輸送を想定しているおり、特に輸送時の 3S においてこれまでにない課題が想定される。

具体的には、従来、核燃料の敷地外運搬に対しては、輸送容器の落下試験や耐火試験、浸漬試験が求められる<sup>[5]</sup>が、モジュール炉の運搬の際、燃料が装荷された格納容器や圧力容器そのものに、輸送容器としての安全性能が求められる可能性がある。または、原子炉全体を収納する輸送容器を必要とするが、安全性能を満足するためには大規模なものが求められ、モジュール炉が目指す可搬性に大きな影響を及ぼしうる。

また、オンサイトでの燃料交換を行わないため、核燃料や施設の直接検認は工場での装荷・交換時に限られ、オンサイトでは封じ込め・監視といった間接検認に制限される。15 年間もの長期にわたる運転期間を想定しており、Safeguards by design を取り入れた新たな合理的な保障措置アプローチが求められる。

## 4. 結論

本研究では、ATWS 中に負の反応度を挿入する受動的停止装置を挿入した長寿命の中小型高速炉を提案した。長寿命な炉心を目指すため、重金属密度の高い金属燃料を採用した結果、炉心寿命 15 年を達成した。また、炉心の出力係数を評価した結果、金属燃料炉心は酸化物炉心よりも絶対値が小さいことから、ATWS 整定に必要な受動的な外部からの反応度への要求は酸化物炉心よりも小さいことが確認できた。また、運用プロセスが従来の大型炉とは大きく異なる中小型モジュール炉に対して、安全性、核セキュリティ、核不拡散の観点から課題検討を行った。

### 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", ICONE28, 2021
- [2] 太田 宏一, 金属燃料高速炉による核変換, 電力中央研究所, 2015
- [3] PNC, 高速実験炉「常陽」100MW 性能試験報告書, 1987
- [4] PNC, Monju Fast Breeder Reactor, Power Station, Proposal for Licensing, 1980
- [5] <https://www.nra.go.jp/data/000187159.pdf>, 輸送キャスクの特別の試験条件の概要と判断基準を規定している規則等, 2022/10/05



# 燃料交換不要な原子炉モニタリングへのミュオントモグラフィーの適用可能性

## (1) 研究計画

### Feasibility of muon tomography to monitoring reactors without refueling

#### (1) Research plan

\*江口 綾<sup>1</sup>, 三星 夏海<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>,

<sup>1</sup>東京工業大学

\*Aya Eguchi<sup>1</sup>, Natsumi Mitsuboshi<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>,

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

For the safeguards in nuclear reactors that do not require refueling, it's possible to apply indirect verification methods like containment and surveillance. However, it is not possible to measure nuclear materials directly over long periods of several decades. Muon tomography using highly penetrating muons enable visualization inside nuclear reactors, and it is expected as a surveillance technology for nuclear reactors including nuclear materials. The purpose of this study is to evaluate the feasibility of muon tomography to safeguards of nuclear reactors that do not require refueling. This paper describes the research plan.

## 1. 緒言

ミュオンは大気中の宇宙線の主な成分であり、地表上に1個/cm<sup>2</sup>/分で降り注いでいるGeV以上のエネルギーを有する荷電粒子である。高エネルギーのミュオンは大型構造物を通過できるほど透過力が高く、物質中をクーロン多重散乱を受け、進行方向を曲げられながら通過するため、ミュオンフラックスの減衰を測定することで物質の密度分布を得ることができる。また、ミュオンの散乱角が物質の原子番号により増加するため、物質識別する技術にも利用されている。

ミュオントモグラフィーは原子炉の外部から原子炉内の密度分布や物質の状態の識別が期待できる手法であるが、計測時間の短縮や精度の向上、測定システムの簡素化などの課題がある。

燃料交換が不要な原子炉における保障措置では、封じ込め・監視による間接的な検認手法の適用は可能であるが、数十年もの長期に渡り核物質を直接測定することができない。透過性の高いミュオンを利用したミュオントモグラフィーにより原子炉内可視化が可能となり、核物質を含む原子炉内監視技術として期待される。

本研究では、オンサイトでの燃料交換不要な原子炉保障措置へのミュオントモグラフィーの適用可能性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

ミュオントモグラフィーによるイメージングのシミュレーションとして、MCNP6.2を用いて、ミュオンの輸送計算を行った。計算体系は図1に示すように、測定対象物質を2つのミュオン検出

器で挟み込むように設置する。

2つの検出器を用いることによって、対象物質の通過前後のミュオンの透過率や散乱角度を導出することができる。

透過法では、ある物質の透過率と密度と厚さの関係から、単位面積当たりの質量分布が二次元的に取得できる。透過率は地上での飛来ミュオン数と物質を透過したミュオン数の比較で求められるため、原子炉の下側に設置した検出器①のみを用いて求めることができる。透過ミュオンの数をI、吸収物質のない時のミュオンの数をI<sub>0</sub>、吸収物質の密度をρ、吸収物質の質量減弱係数をμ<sub>m</sub>、吸収物質の厚さをtとすると、透過率は以下の式[1]で表せる。

$$\frac{I}{I_0} = e^{-\rho\mu_m t} \quad (1)$$

一方、散乱法では散乱角と元素との関係から、物質分布を取得でき、その関係は以下の式[2]で表すことができる。また、散乱法では図1の検出器①、②の2つ検出器を通過する際の軌道を測定し、それぞれの軌道の最近接点で散乱角θ<sub>0</sub>を求める。

$$\theta_0 = \frac{13.6}{\beta cp} \sqrt{\frac{x}{X_0}} \left[ 1 + 0.038 \ln \left( \frac{x}{X_0} \right) \right] \quad (2)$$

βはミュオンの速度と光速の比、cは光速、pはミュオンの運動量、xは物質の厚さ、X<sub>0</sub>は吸収物質の放射長である。

核燃料に多く含まれているウランは、原子炉の構造材に使われている鉄などに比べて、相対的に原子番号が大きい。そのため、原理的には原子炉内の核燃料を通過するミュオンの軌道は大きく曲げられ、核燃料が存在する場所における散乱角は、核燃料が存在しない場所よりも相対的に大きく

なる。

実際の地上でのミュオンの天頂角における強度は以下の式[3]に示される関係になっている。そのため、式3に基づいてミュオン線源を設定した。

$$j_{\theta}=j_{\theta=0}\cos^2\theta \quad (3)$$

MCNP6.2からの出力結果を処理し、画像再構成を行う。

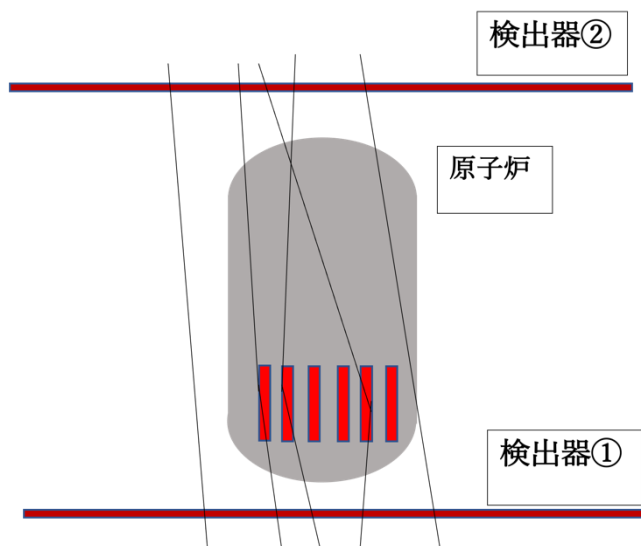


図1. 計算体系

### 3. 研究計画

本研究の研究計画とその流れを図2に示した。研究の流れとしてまず、MCNP6.2でミュオンの地上での角度分布やエネルギー分布を再現し、簡単な透過法や散乱法の計算を行い、実際の測定結果と比べ、妥当性の確認をする。そして対象物質を原子炉としたシミュレーションを行い、透過法と散乱法それぞれの方法で物質判別を行い、その結果から保障措置への適応可能性を評価する。

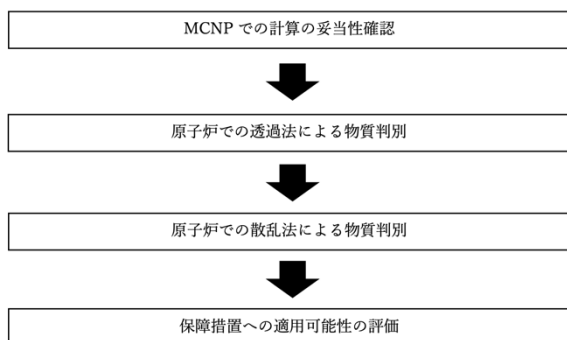


図2.研究計画

### 4. 結言

オンサイトで燃料交換を行わない原子炉にお

ける炉内燃料の検認手法としてのミュオントモグラフィの適用性可能性検討を行うための研究計画を立案した。

#### 引用・参考文献

- [1] G.F.Knoll, “放射線計測ハンドブック(第4版)”, 株式会社オーム社, 2013.
- [2] G. R. Lynch and O. I. Dahl, “Approximation to multiple Coulomb scattering”, Nucl. Instrum. Meth. B58, 6 1991.
- [3] 小田稔, “宇宙線(改訂版)”, 裳華房, 1972.

# Evaluating the Material and Facility Attractiveness in Sodium-Cooled Fast Reactor Fuel Cycles to Enhance Proliferation Resistance

## (1) HALEU Fuel Evaluation Research Planning

\*Eva Lisowski<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

Due to its ability to breed fissile material from natural uranium, the nuclear fast reactor has the potential to reduce the high-level radioactive waste volume, achieve better fuel efficiency, and reduce dependence on enrichment facilities. Sodium-cooled reactors (SFRs), in particular, can achieve higher thermal efficiencies and have more passive safety features than conventional light-water reactors. However, since fast reactors can be configured to produce nuclear-weapons-usable Pu-239, they continue to face criticism from nuclear non-proliferation policy advocates. This research aims to increase the difficulty of fissile material production for weapons-use in the SFR fuel cycle by equipping materials and facilities with proliferation-resistant features.

### 1. Introduction

With a history of over 400 reactor-years of operating experience internationally, the sodium-cooled fast reactor is the most mature nuclear fast reactor design concept. Initiatives such as the Generation IV International Forum (GIF), International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), and the IAEA's Technical Working Group on Fast Reactors [1] have established SFR technology as a front-runner energy source of the future.

Research is underway in several nations to commercialize Generation IV SFRs, which have the potential to help ensure energy security and mitigate global climate change. In the United States, the Natrium™ reactor project, which will begin by utilizing high-assay low-enriched uranium (HALEU) fuel, is led by TerraPower and GE Hitachi [2].

Due to its ability to breed fissile material from natural uranium, the nuclear fast reactor has improved fuel utilization over conventional light-water reactors, and the potential to reduce dependence on enrichment facilities. SFRs also have the potential to reduce the high-level radioactive waste volume, promoting safer spent fuel management at the back end of open or closed fuel cycles. However, this same feature has also given rise to criticism from nuclear non-proliferation policy advocates, who point out that fast reactors have been utilized to produce nuclear-weapons-usable fissile material,

particularly plutonium-239. To address this concern, various SFR core configurations will be examined to evaluate the material attractiveness to states potentially interested in diverting fissile material away from peaceful purposes. SFR facilities should be designed while considering not only material attractiveness, but also facility attractiveness. In other words, facilities should be designed in such a way that is inherently difficult to physically configure the reactor core for a fissile material production mode, such as adding a blanket layer of fuel.

This research will simulate whole-core configurations of SFRs using the SERPENT2 model, evaluate the material attractiveness of the configurations, and utilize a basic Proliferation Resistance & Physical Protection (PRPP) [3] evaluation methodology to suggest ways to decrease the facility attractiveness of SFR fuel cycles. This paper outlines the current status of the research plan.

### 2. Methodology

Before conducting simulations of novel sodium fast-reactor cores, benchmark calculations of the JAEA Joyo Sodium-cooled Fast Reactor [4] and other existing SFRs will be performed using the SERPENT2 simulation model.

Next, full-core models of SFRs will be analysed using the SERPENT2 simulation model. Criticality and burnup calculation results will be compared between models, with a particular focus on fissile material breeding

modes that have the potential to be misused for nuclear weapons-usable material production.

At first, particular focus will be given to SFRs utilizing HALEU fuel. The material attractiveness of nuclear materials at various stages of the burnup calculation will be evaluated and compared. Next, the simulated core configurations will be evaluated in the context of the entire fuel cycle, and the fuel cycle will be evaluated using a PRPP methodology. Figure 1, which shows the generic steps to make a nuclear explosive device, is important to developing PRPP methodologies. A methodology will be developed to evaluate the facility attractiveness of an SFR, considering the time required to produce significant quantities of fissile materials. Diversion scenarios, such as the concealed use of blanket fuel material, will be considered.

### 3. Research Plan

The research will be performed by the following steps:

(1) Benchmark criticality and burnup calculations of existing SFRs will be carried out using SERPENT2 simulation model.

(2) Criticality and burnup simulation of SFR core utilizing HALEU fuel.

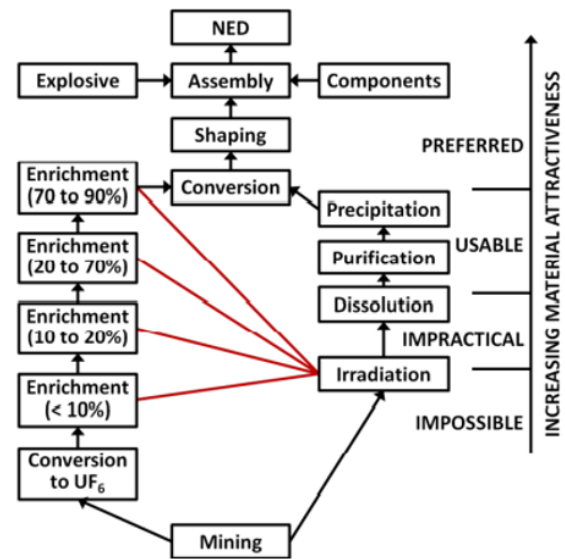
(3) Calculation of separative work units (SWUs) required to enrich fresh and spent HALEU fuel, assuming a goal of 70% HEU, and material attractiveness evaluation.

(4) Proliferation resistance of materials and facilities in SFR fuel cycles will be analysed.

(5) Comparison to other SFR core fuel configurations and sizes, assuming potential fissile material misuse or diversion pathways.

### 4. Conclusion

This paper summarizes the research plan to simulate, compare, and evaluate the proliferation resistance of materials and facilities in SFR fuel cycles to potential misuse and diversion pathways.



**Figure 1:** Generic Steps to make a Nuclear Explosive Device [5]

### References

- [1] International Atomic Energy Agency. IAEA. Accessed August 2, 2022. <https://www.iaea.org/topics/fast-reactors>
- [2] TerraPower, LLC and GE Hitachi Nuclear Energy Americas, LLC. Natrium. Last modified 2020. <https://natriumpower.com/>.
- [3] Gen IV International Forum, "PR&PP Evaluation: ESFR Full System Case Study Final Report," October 2009.
- [4] [https://www.jaea.go.jp/04/o-arai/joyo\\_users\\_guide/joyomk3/performance/index.html](https://www.jaea.go.jp/04/o-arai/joyo_users_guide/joyomk3/performance/index.html)
- [5] Bathke et al., "Sum. of Joint US-Jap. Study of Potential Approaches to Reduce Attractiveness of Var. Nuc. Mat. for Use in Nuc. Exp. Dev. by a Ter. Group," Int. Nuc. Fuel Cycle Conf, vol. 1, pp. 230–236, Sep. 2013.

# Real-time Malicious Behaviors Identification for Nuclear Facilities using Vision-based Object Detection and Pose Estimation

\*Xingyu Song<sup>1</sup>, Zhan Li<sup>1</sup>, Shi Chen<sup>1</sup>, Kazuyuki Demachi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>The University of Tokyo

Nuclear security is potentially seriously compromised by external threats to nuclear facilities, such as breaking fences and standoff attacks. However, commonly employed intrusion detection systems rely on manual monitoring and extensive sensor deployment, which is time-consuming and costly. To this end, we propose a vision-based approach to automatically identify malicious behaviors against nuclear facilities. First, we adopt a deep learning-based object detection model to recognize and localize abnormal entities, together with a pose estimation model to obtain individual characteristics in surveillance frames. Subsequently, with the association of abnormal entities with individuals and their positions relative to reference entities in surveillance frames, time series analysis is performed to identify malicious behaviors of individuals. The experimental results demonstrate that the proposed approach was capable of identifying malicious behaviors while ensuring real-time performance.

## 1. Introduction

Nuclear security aims to protect people, property, society and environment from the harmful effects of nuclear research and production applications [1]. External threats to nuclear facilities, including malicious behaviors such as intrusions and stand-off attacks, have increasingly become important topics for nuclear security. Notably, malicious behaviors identification is currently a bottleneck for nuclear security as further responses will not work if detection fails.

At present, the prevailing approaches for malicious behaviors identification in nuclear security are generally based on the use of sensors. Kai Vetter, et al. [2] fuse gamma-ray imaging with contextual data from portable or moving platforms for malicious identification. Seung Hyun Kim, et al. [3] an intelligent intrusion detection system combining vision and sensors to address the limitations of requiring standby human resource. An extensive use of sensors required by these approaches can significantly increase the cost of deployment and maintenance, resulting in a lower practicality.

Therefore, we propose an automatic malicious behaviors identification approach for nuclear security with guaranteed accuracy while ensuring real-time

performance.

## 2. Methodology

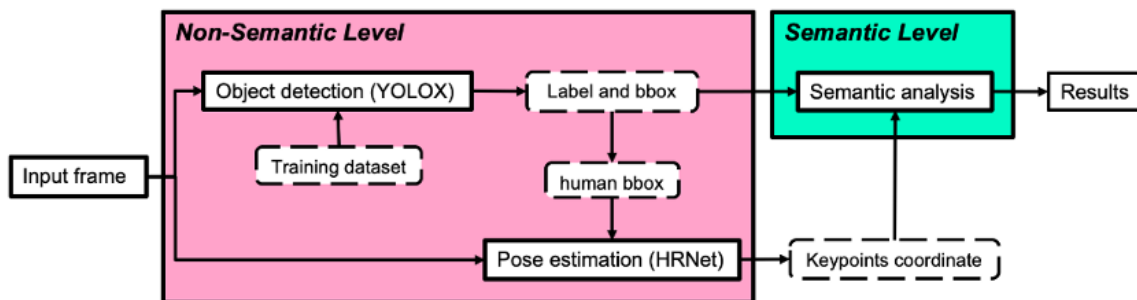
In this section, the approach of the proposed malicious behaviors identification approach is detailed. The framework of proposed approach is illustrated in **Figure 1** which is divided into the following stages: object detection, pose estimation and semantic analysis.

### 2-1. Object detection

Object detection is a computer vision technique for recognizing and locating instances of objects in images or videos, using bounding box with label to indicate the class and position of a specific object. We adopt YOLOX [4] for object detection, which is a novel high-performance detector developed by Zheng Ge et al. in 2021. YOLOX is constructed in anchor-free manner and conduct other advanced detection techniques. These improvements assure a better trade-off between speed and accuracy than other counterparts across all model size, which make YOLOX suitable for fast detection in real-time identification.

### 2-2. Pose estimation

Human pose estimation obtains individual characteristics by identifying the location of specific



**Figure 1.** The framework of proposed model



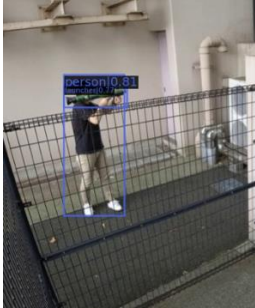
keypoints, such as hips, ankles, and shoulders. We adopt HRNet [5] for pose estimation, which is a top-down pose estimation model presented by Ke Sun et al in 2019. Compared with bottom-up approaches, top-down approaches first detect bounding boxes including each human and estimate human pose by each bounding box, which can achieve better performance.

### 2-3. Semantic Analysis

Semantic analysis is the process of integrating non-semantic information, such as labels and locations of objects, and key point coordinates to generate semantic information, such as human actions and intentions. We present three scenarios that nuclear facilities may face in an intrusion or stand-off attack with different analysis approaches.

#### Object-identified-behavior (OIB)

For some malicious behaviors, such as carrying an RPG launcher to attack a nuclear facility in **Figure 2**, such objects can be immediately identified as malicious as soon as they appear in surveillance videos, for such malicious objects as RPG should not appear around nuclear facilities. Therefore, this scenario identification can be performed by the object detection results.



**Figure 2.** An example of OIB with object detection results.

#### Pose-identified-behavior (PIB)

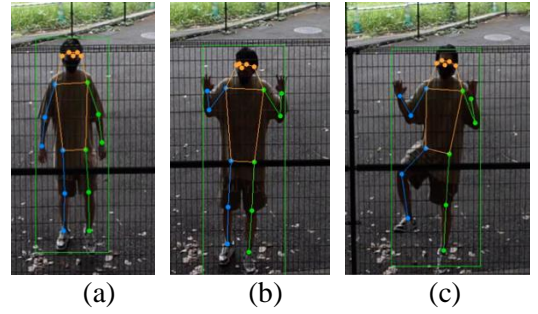
For some behaviors without objects, such as climbing a fence in front of a nuclear facility, identification is available only through pose estimation results. For example, for the behavior of climbing the fence in **Figure 3**, we first obtain the coordinates of the "wrist" and "elbow" of both arms. Subsequently, we obtain the "hip", "knee" and "ankle" joints of both legs. We assume that the "climbing" action requires both hands to be raised while at least one leg is raised from the ground. We assume that if the Y-coordinate of the wrist is higher than the elbow and the angle between the thigh and the calf reaches a threshold, the behavior is identified to be malicious, which is given by the following equation:

$$Malicious = \begin{cases} 1, & \text{if } Y_{wrist} > Y_{elbow} \text{ and } \theta < t \\ 0, & \text{otherwise} \end{cases} \quad (1)$$

where  $Y_{wrist}$  and  $Y_{elbow}$  represents the y-coordinates of wrist and elbow,  $t$  is the threshold for identification (set to  $15^\circ$  in current experiments),  $\theta$  is the angle between thigh and calf:

$$\theta = \arccos \frac{\vec{kh} \cdot \vec{ak}}{|\vec{kh}| |\vec{ak}|} \quad (2)$$

where  $\vec{kh}$  is the inverse cosine of the vector from point hip to knee, and  $\vec{ak}$  is the vector from point knee to ankle.



**Figure 3.** Examples of PIB with pose estimation results. (a) and (b) are identified as safe, (c) is identified as malicious.

#### Object-pose-identified-behavior (OPIB)

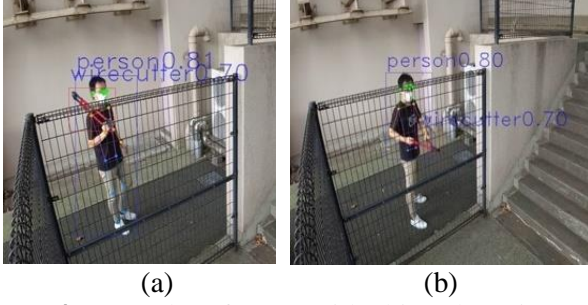
Some object-related behaviors are both potentially malicious and safe, while whether they are malicious depends on the interaction between person and objects. For example, when someone is holding a cutter near a fence, a malicious behavior is identified only when the person uses the cutter to cut the fence. Therefore, it is essential to integrate the results of object detection and pose estimation to generate semantic information about human intentions. Take the cutting fence videos in **Figure 4** as an example. First, we detect the label of the cutter and obtain the location of its bounding box. Secondly, we obtain the coordinates of the person's keypoints. Finally, we assume that if the operator holds the cutter with both hands, which means that the coordinates of both hands are contained in the bounding box of the cutter, then this behavior can be defined as "cutting fence" which is identified as "malicious".

## 3. Experiments and results

### 3-1. Datasets

In this experiment, we include three scenarios from three different behavior types respectively, which is shown in **Table 1**. Therefore, the training dataset contains images obtained by web crawler from internet

in three types of objects: person, cutter and launcher, the distribution of bounding box in different class is shown in **Table 2**.



**Figure 4.** Examples of OPIB with object detection and pose estimation results. (a) is identified as safe, (b) is identified as malicious.

**Table 1.** Experimental scenarios

Type	Scenario
OIB	Holding an RPG launcher
PIB	Climbing a fence
OPIB	Cutting a fence

**Table 2.** Bounding box distribution of the training dataset

Class	Number
Person	612
Launcher	401
Wire cutter	334

The testing datasets in this experiment can be divided into two types: positive and negative, both contain video clips recorded in The University of Tokyo. The samples contain frames with three different scenes and two different characters. The positive contains the above three scenarios. The negative samples contain the frames of three safe actions: “walking”, “Staying around fence” and “holding the cutter”, comparing with the malicious scenarios. The distribution of positive and negative frames in testing datasets with different scenes and characters is shown in **Table 3**.

**Table 3.** Frame distribution of the testing dataset

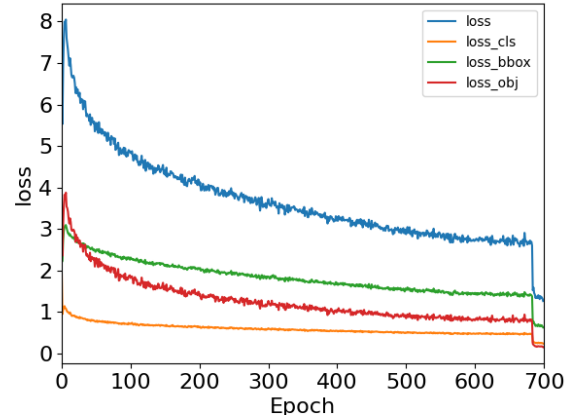
Scenario	Positive	Negative
Holding an RPG launcher	871	769
Climbing a fence	745	715
Cutting a fence	970	977

### 3-2. Configurations

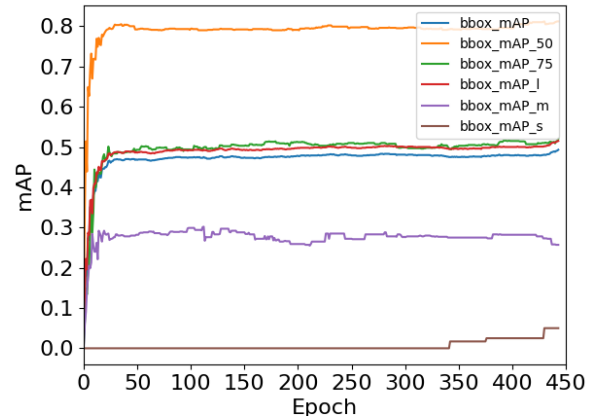
All experiments are performed on a machine with Intel Core i7-7700 (8 cores, 3.6GHz), 32GB DDR4 SDRAM RAM, NVIDIA GeForce GTX 3060 GPU.

We used YOLOX\_S for object detection and

initialize the model based on the pre-trained weights on the MSCOCO 2017 object detection dataset. We train the YOLOX\_S model for 700 epochs by stochastic gradient descent (SGD) with 0.001 weight decay. The learning rate is initialized to 0.01 and is decreasing following the cosine function. 90% samples in the training dataset are used for training the model, and the remaining 10% samples are reserved for validating the training process to prevent overfitting. The validating loss and mAP (mean Average Precision) are plotted in **Fig. 5**.



(a) Loss curve



(b) mAP curve

**Fig. 5** Loss and mAP on the validating dataset.

### 3-3. Evaluation metrics

We adopt precision and recall to evaluate the performance of the models:

$$Precision = \frac{TP}{TP + FP} \quad (3)$$

$$Recall = \frac{TP}{TP + FN} \quad (4)$$

where  $TP$  (true positive) is defined as the number of correct identifications of malicious behaviors,  $FP$  (false positive) is the number of safe behaviors

identified as malicious behaviors, while  $FN$  (false negative) is the number of malicious behaviors identified as safe behaviors.

### 3-4. Results

The quantitative results under different scenes are reported in **Table 4**. The identification precision for the OIB scenario “holding an RPG launcher” is high (0.995) because malicious behavior is identified as soon as the object “RPG launcher” is detected, which makes it easy to distinguish between malicious and safe behaviors. The recall (0.726) is relatively low, which is due to the performance of object detection. As for the PIB scenario “climbing a fence”, the precision (0.863) and recall (0.553) are lower than that of the OIB scenario. This is mainly because the object detection model fails to correctly detect human bounding boxes at certain angles, which results in the pose estimation model unable to correctly obtain keypoints. In addition, some safe behaviors involving similar actions may also be identified as malicious due to the occlusion of other objects and camera angles. Occlusion of objects and certain parts of human body may affect the detection of object bounding boxes. This likewise compromises the identification of the OPIB scenario (“cutting a fence”). Besides, camera angles may also affect the calculation of the relative distance between objects and persons, which leads to a decrease in precision (0.811) and recall (0.462).

In addition, the average processing speed to perform malicious behaviors identification is 9.44 FPS (frame per second), which indicates that real-time identification is ensured.

### 4. Conclusion

In this paper, we propose a vision-based approach to automatically identify malicious behaviors against nuclear facilities. First, we adopt a deep learning-based

object detection model to recognize and localize human and abnormal entities, together with a pose estimation model to obtain individual characteristics in surveillance frames. Subsequently, with the association of abnormal entities with individuals and their positions relative to reference entities in surveillance frames. The experimental results demonstrate that the proposed approach was capable of identifying malicious behaviors while ensuring real-time performance.

For the future work, additional training data of multi-angle object images will be introduced to improve the performance of object detection. Furthermore, time series analysis will be employed to improve the performance of complex behaviors identification.

### References

- [1] IAEA Nuclear Security Series <https://www.iaea.org/resources/nuclear-security-series>
- [2] Vetter, K., Barnowski, R., Haefner, A., Joshi, T. H., Pavlovsky, R., & Quiter, B. J. (2018). Gamma-Ray imaging for nuclear security and safety: Towards 3-D gamma-ray vision. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 878, 159-168.
- [3] Kim, S. H., & Lim, S. C. (2018). Intelligent intrusion detection system featuring a virtual fence, active intruder detection, classification, tracking, and action recognition. *Annals of Nuclear Energy*, 112, 845-855.
- [4] Ge, Z., Liu, S., Wang, F., Li, Z., & Sun, J. (2021). YoloX: Exceeding yolo series in 2021. *arXiv preprint arXiv:2107.08430*.
- [5] Sun, K., Xiao, B., Liu, D., & Wang, J. (2019). Deep high-resolution representation learning for human pose estimation. In *Proceedings of the IEEE/CVF conference on computer vision and pattern recognition* (pp. 5693-5703).

**Table 4.** Malicious identification results

	TP	TN	FP	FN	Precision	Recall
Holding an RPG launcher	632	762	7	239	0.995	0.726
Climbing a fence	411	650	65	333	0.863	0.553
Cutting a fence	448	874	103	522	0.811	0.462
Overall	1941	2286	175	1094	0.917	0.505

# ROLE OF INDIA-JAPAN CIVIL NUCLEAR COOPERATION IN QUAD CLEAN ENERGY ROADMAP

Saurabh Sharma<sup>1</sup>, Masako Ikegami<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology, Japan

In this paper, the authors have discussed the possible role of India-Japan civil nuclear cooperation in the Quadrilateral Security Dialogue (Quad) clean energy roadmap. Following the Quad framework on clean energy as one of the key pillars in the Quad Climate Change Adaptation and Mitigation Package initiative known as Q-CHAMP, which the Climate Working Group instructs, it is vital to examine the possible solutions to mitigate climate change based on bilateral and multilateral energy cooperation between or among the Quad countries namely; Australia, India, Japan, and the USA, where India-Japan civilian nuclear cooperation is the basis of this study. In this direction, to promote and develop the clean energy framework within the Quad, it is essential to involve nuclear power generation in climate change mitigation. Moreover, the motivation for this research comes from the European Commission's recent proposal to include nuclear as one of the solutions in climate change mitigation and strengthening the decarbonization efforts.

## 1. INTRODUCTION

The present research focuses on the possible role of India-Japan civil nuclear cooperation in Quad's clean energy roadmap. To strengthen the Quad nations' clean and green energy development, it is vital to develop a framework to act on climate change mitigation globally through energy innovation and strategies. In this direction, the authors propose a strategic recommendation to utilize the resources optimally through the existing bilateral and multilateral cooperation of Quad countries. To develop this research idea, this paper emphasizes on the India-Japan civil nuclear cooperation as the benchmark of this study in section two. Furthermore, in section three, Quad Climate Change Adaptation and Mitigation Package (Q-CHAMP) [1] is explained to highlight the importance of climate change mitigation under the Quad framework [1].

In section four of this paper, the authors have examined the significance of bilateral and multilateral cooperation in

Quad's clean energy roadmap. Finally, in the last section, results and discussions are presented.

## 2. OVERVIEW OF INDIA-JAPAN CIVIL NUCLEAR COOPERATION

The India-Japan civil nuclear cooperation agreement [2] was signed in 2016 in Tokyo in the presence of both Indian and Japanese prime ministers.

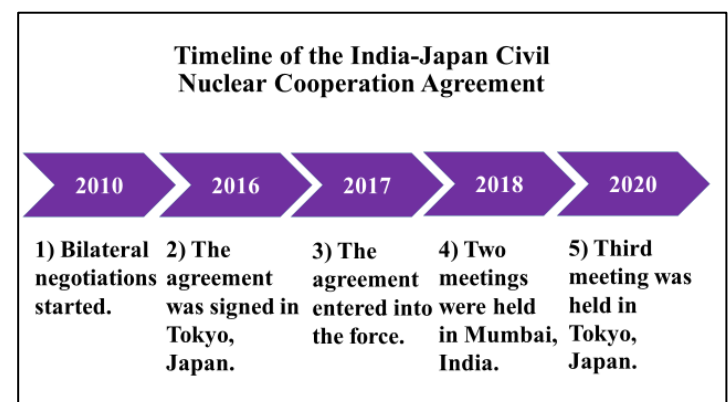


Fig. 1. Timeline of the India-Japan Civil Nuclear Cooperation Agreement [2, 3, 4]

As shown in fig. 1 that this agreement entered into force in 2017, two working group meetings were held in Mumbai in 2018, and third working group meeting was held in 2020 in Tokyo [2, 3, 4].

This agreement thoroughly covers the details of the nuclear fuel cycle including reprocessing, physical protection of nuclear material, intellectual property, IAEA safeguards, international conventions on nuclear safety, right to terminate the agreement, national security, emergency responses, Vienna convention on the law of treaties, applications of radioisotopes, joint committee for the consultation of the agreement and others [2].

### **3. QUAD CLIMATE CHANGE ADAPTATION AND MITIGATION PACKAGE INITIATIVE (Q-CHAMP)**

Quad stands for--Quadrilateral Security Dialogue. Quad is a group of four countries: Australia, India, Japan, and the United States of America. The first time Quad was formed was from 2007 to 2008. In 2017, it was re-established.

Recently in May 2022, Quad leaders had a meeting in Tokyo and determined to strengthen their commitment to climate change issues, Paris agreement implementation, and efficient executions of COP26 recommendations [1]. To achieve this, Quad nations launched an initiative named as—Quad Climate Change Adaptation and Mitigation Package (Q-CHAMP). In this Q-CHAMP initiative, as the Climate Working Group recommended, clean energy is one of the three pillars, and the other two are climate ambition, and adaptation/resilience [1]. Q-CHAMP at large involves the Mitigation and Adaptation or Resilience.

The Mitigation focuses on decarbonizing, the clean energy transition, strengthening clean energy supply chains, emission reduction, net-zero goals achievements, and a decrease in hydrofluorocarbons emissions [1].

The Adaptation or Resilience broadly covers disaster risk reduction, climate information services advancement, Japan's Asia-Pacific Climate Change and Adaptation Information Platform (AP-Plat), and others [1].

### **4. SIGNIFICANCE OF EXISTING BILATERAL AND MULTILATERAL COOPERATION IN QUAD'S CLEAN ENERGY ROADMAP**

As clean energy is an essential pillar in Q-CHAMP, that's why; the authors have highlighted the role of nuclear energy in achieving the net zero goals and the significance of bilateral and multilateral civilian nuclear cooperation. To utilize the resources efficiently under the Quad framework, existing bilateral and multilateral cooperation between or among the Quad nations can play an important role.

To explain the significance of bilateral and multilateral cooperation, the authors have examined the India-Japan bilateral civilian nuclear cooperation supporting nuclear energy for the green investments following the recommendation of the European Commission's recent proposal announcement [5] on recognizing nuclear power for climate change mitigation achieving net zero goals through clean & green energy transition mechanism.

With this motivation, under the Quad framework, this research also proposes other bilateral cooperation such as India-USA civil nuclear cooperation, Japan-USA civil nuclear



cooperation, and based on authors' recent research recommendations on trilateral civilian nuclear cooperation on fast reactor programme among India, Japan, and USA [6]. Furthermore, in Q-CHAMP, India-Japan Clean Energy Partnership [1] is proposed, and the authors would like to recommend involving India-Japan civil nuclear cooperation [2] to heighten the clean & green energy transition under the Quad framework.

## 5. RESULTS AND CONCLUSION

Due to the need for clean and green energy development under the Quad framework, the importance of bilateral and multilateral cooperation becomes critical to analyze and incorporate. In this direction, this research has the potential to develop strategies for the Quad clean energy framework through the additional proposals for civilian nuclear cooperation under the Quad framework.

To highlight the significance of bilateral and multilateral civil nuclear cooperation, the authors have emphasized on the possibility of trilateral cooperation among India, Japan, and the USA following the current development in the Japan-USA fast reactor collaborative research agreement [6]. This trilateral civilian nuclear cooperation background comes from the successful Indian fast reactor programme.

## REFERENCES

[1] Ministry of Foreign Affairs of Japan (2022), "Q-CHAMP", <https://www.mofa.go.jp/files/100347798.pdf>

[2] 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",

<https://www.mofa.go.jp/mofaj/files/000202920.pdf>, November 11, 2016.

[3] Saurabh Sharma, Masako Ikegami, "Research Review on India-Japan Civil Nuclear Cooperation Agreement towards the Progress of Peaceful Uses of the Nuclear Energy", Abstract Proceedings of 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 Economy, Trade and Industry (2020), [https://www.meti.go.jp/english/press/2020/0221\\_002.html](https://www.meti.go.jp/english/press/2020/0221_002.html)

[5] EU (2022), "EU Taxonomy: Commission presents Complementary Climate Delegated Act to accelerate decarbonisation", [https://ec.europa.eu/commission/presscorner/detail/en/ip\\_22\\_711](https://ec.europa.eu/commission/presscorner/detail/en/ip_22_711)

[6] Saurabh Sharma, Masako Ikegami (2022), "A Study of Trilateral Civilian Nuclear Cooperation Strategy for Fast Reactor Programme among India, Japan, and the United States", Proceedings of the 63rd INMM Annual Meeting (Online), July 24-28, 2022.

# 浮体式洋上原子力発電所の 3S 特性と実現可能性

## (1) 核セキュリティの概要

Feasibility on Offshore Floating Nuclear Power Plant in terms of 3S characteristics

### (1) Overview of Nuclear Security

\* 原 大輔<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

\* Daisuke Hara<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Tokyo Institute of Technology

The concept of offshore floating nuclear power plant (OFNP) was proposed and has been developed, which comprises a cylindrical floating structure combined with a reactor that floats a few dozen kilometers offshore. And it is expected to drastically reduce the impact of earthquakes and tsunamis, and fundamentally eliminates the risks of massive spreading of radioactive materials that require large-scale evacuations, based on the lessons learned from the 2011 accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. Furthermore, it is expected to be constructed at the production base and be deployed at the berth, for enhanced industrial competitiveness. On the other hand, due to the difference of the site location between shore and offshore plant, the different approaches would be needed to be established for nuclear security and safeguards based on the non-traditional threat assumptions. This paper described the concept of nuclear security of OFNP and the research elements required for its practical installation.

## 1. 緒言

浮体式洋上原子力発電所(OFNP)は、既往の発電用軽水炉と石油産業の浮体式プラットフォームを融合したものとして提案されており、地上から約 30km 沖合への配置を想定しているため、地震・津波や住民避難の大幅なリスク低減等の長所が期待されている[1][2](図 1)。その一方で、洋上特有の 3S の検討が必要である。

本論文では、陸上との対比によって洋上の特性を考え、OFNP の社会実装に必要な核セキュリティについて、検討項目及び研究手法を抽出し概説を行う。

核セキュリティ上の代表的な脅威の手段を整理した。

地上からの脅威については、陸上の原子力発電所で検討されており、加えて OFNP は陸上から十分な離隔距離があるため検討不要とした。水上からの脅威としては、船舶移乗、航空機衝突、船舶衝突を選定した。また、水中からの脅威としては魚雷を核セキュリティ上検討すべき脅威の手段として選定した(表 1)。

また、OFNP の安全上重要な機器は、海水面より下に配置され、核セキュリティ上の抵抗性を高める設計としているため、妨害破壊行為に係る枢要区域については、IAEA NSS-No.16[4]による特定プロセス(図 2)を基に選定を行う。

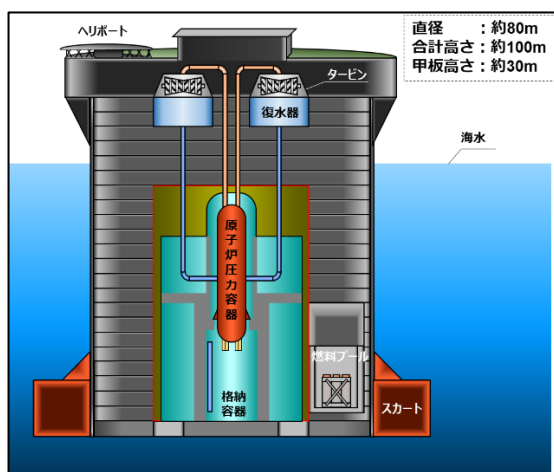


図 1 OFNP の概要図

表 1 脅威の手段の分類[3]

	地上	水上	水中
テロリスト・ 非国家主体	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 直接的な攻撃</li> <li>➢ 地上攻撃</li> <li>➢ 自殺爆撃</li> <li>1. トラック</li> <li>2. 航空機/ドローン</li> <li>➢ スタンドオフ型攻撃</li> <li>✓ インフラへの攻撃</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 直接的な攻撃</li> <li>➢ 船舶移乗 <span style="border: 1px solid red;">タイムライン評価</span></li> <li>➢ 自殺爆撃</li> <li>1. 高速ボート</li> <li>2. タイバー</li> <li>3. 航空機/ドローン <span style="border: 1px solid red;">衝突評価</span></li> <li>➢ スタンドオフ型攻撃</li> <li>1. 小型ボート</li> <li>2. 陸上式</li> <li>➢ 船舶衝突 <span style="border: 1px solid red;">衝突評価</span></li> <li>✓ インフラへの攻撃</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 直接的な攻撃</li> <li>➢ 自殺爆撃</li> <li>➢ 魚雷 <span style="border: 1px solid red;">衝突評価</span></li> <li>1. 空中発射</li> <li>2. 潜水艇発射</li> <li>➢ タイバー</li> <li>✓ インフラへの攻撃</li> </ul>

## 2. 研究手法

MIT 既往研究により整理された OFNP に対するテロリスト等による脅威の手段[3]を参考に、陸上と異なる点に着目し、OFNP で新たに考慮すべ

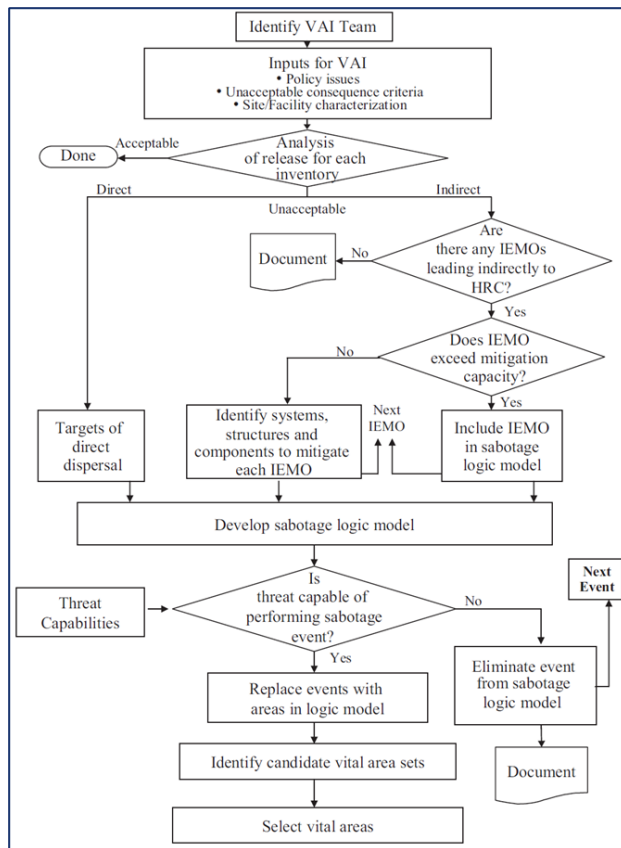


図2 枢要区域特定プロセス[4]

## 2-1. 船舶移乗

OFNP の物理的防護システム(PPS)設計について、建屋内だけではなく、建屋外である洋上も含めて技術障壁を設定する。「船舶移乗」については、設計した PPS について、敵対者シーケンスダイアグラム(ASD)に基づいた脆弱な経路に対する阻止確率  $P_I$ (式 1)評価[5]を行うこととする。

$$P_I = 1 - \prod_{i=1}^m (1 - P_i) \quad (\text{式 1})$$

$P_I$ : 阻止確率

$m$ : 重要検知点 CDP の前にある検知機器の数

$P_i$ :  $i$  番目の機器の検知確率

## 2-2. 航空機衝突

OFNP 内の安全上重要な機器は基本的に海水面より下に配置されるため、海水面とほぼ平行に衝突することが想定される「大型航空機」は、防護対象設備へ有意な影響は無いものと考えられる。

ただし、「小型航空機」等が上空から急降下した場合は、防護対象設備が影響を受ける虞があるため、その評価が必要である。局部的損傷について、防護対象設備に係る壁への貫通と裏面剥離の衝突影響評価[6]を行う。

## 2-3. 船舶衝突

船舶の意図的な衝突について、衝突船舶及び OFNP に係る構造部材の体積、速度、排水量により衝突影響評価[7]を行う。

## 2-4. 魚雷

成型爆薬の爆発においては、発生した超高速の飛翔体は進行方向への強い貫通力を有する。その対策としては、水中ネット等により、意図的に爆発時の進行方向をずらすことや、早期爆発させることが考えられる。魚雷の爆発時の水中における挙動を評価する。

## 3. 結言

本論文では、陸上との対比によって洋上の特性を考え、OFNP の核セキュリティについて検討項目及び研究手法を抽出した。

今後の予定として、OFNP の物理的防護システム(PPS)設計について、建屋内だけではなく、建屋外である洋上も含めて技術障壁の設定を検討する。「船舶移乗」については、タイムライン評価により、検知・遅延・対応の PPS 設計を評価・提案する。「航空機衝突」と「船舶衝突」については、数値計算による衝突影響評価を行い、OFNP の防護設計を評価・提案する。「魚雷」については、計算コードにより水中における挙動を明らかにし、水中ネット等の防護設計に活用する。

## 謝辞

COCN 事務局の中野さまには、多数のアドバイスをいただきました。ありがとうございます。

## 引用・参考文献

- [1] J. Buongiorno, et al., The Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) Concept, NUCLEAR TECHNOLOGY/ VOLUME 194/1-14, 2016
- [2] 産業競争力懇談会 COCN, 産業競争力懇談会 2021 年度プロジェクト最終報告:浮体式原子力発電
- [3] V. Kindfuller, et al., Overview of Security Plan for Offshore Floating Nuclear Plant, ICONE24-61029, 2016
- [4] IAEA, Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities, NSS-No.16
- [5] Mary Lynn Garcia, Design Physical Protection System, Elsevier, 2006
- [6] NEI 07-13, Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs
- [7] 海査第 520 号, 照射済み核燃料等運搬船の取扱いについて

## 原子炉及び再処理利用計画の不確かさによる プルトニウム在庫量と核不拡散性への影響

Impact on Plutonium stockpile by uncertainty of nuclear reactor and reprocessing utilization planning

\*寺山 正太郎<sup>1</sup>, 韓 治暎<sup>1</sup>, 相樂 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東京工業大学

\*Shotaro Terayama<sup>1</sup>, Chi Young Han<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

Japan's Pu stockpile in the nuclear fuel cycle depends on the difference between the reprocessing plant capacity based on the nuclear energy policy and the actual MOX fuel utilization by the nuclear reactor and reprocessing plant operation. This research is to evaluate the quantitative impact on the Pu stockpiles by uncertainty of nuclear reactor and reprocessing utilization planning through material balance analysis of the nuclear fuel cycle, and to explore a proper range of the current Pu stockpile quantitatively.

### 1. 緒言

日本は2021年末時点で約46トン[1]の分離Puを保有している。このPuに対して、原子力委員会ではプルサーマルの実施により保有量の減少を図るとしており[2]、2030年と2050年までのエネルギー政策を見通した経済産業省のエネルギー基本計画にも、プルサーマルの実施が盛り込まれている[3]。

一方で、原子炉・再処理施設といった核燃料サイクル関連施設の稼働計画には不確かさが存在し、計画通り行われるとは限らない。そのため、Pu在庫量もこれらの不確かさに応じて変動する。安定したプルサーマルの実施には、在庫量の変動に対応できるだけのPu量が必要となる一方、核不拡散の観点からはPu在庫量の減少が求められている。

本研究では、原子炉及び再処理利用計画の不確かさが、Pu在庫量に与える影響を核燃料サイクル物質収支解析により定量的に評価し、不確かさの影響を受けずに安定供給が可能なPu在庫量を定量的に明らかに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[3]を用い、核燃料サイクルを継続的に運用した際に発生するPu量について計算を行った。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(0,0.33,1.0、1.0はBWRのみ)を変動させ計算を行い、一年間で発生する物質量を算出した。再処理施設の最大処理能力は800t/年と想定した。

次に、原子炉出力が年ごと増大する原子炉利用計画を想定するとき、使用済み燃料の年間再処理

量(t/年)の変化によるPu量への影響を算出した。第六次エネルギー基本計画[4]を参考に、原子炉出力が10GWeから10年間で30GWeに増大すると想定した。また、再処理量も原子炉出力と同様に、10年間で0t/年から最大再処理量まで達するとした。このとき、10年後に到達する使用済み燃料の最大再処理量を0t/年から800t/年まで80tずつ変化させ、再処理量の変化によるPu在庫量への影響を求めた。MOX燃料を利用する原子炉の割合やPWR/BWRの割合についても、エネルギー基本計画や、2022年現在の稼働状況[5]、MOX燃料利用が想定されている原子炉[6]などの資料を参考に数値を設定した。この計算により、想定した原子炉利用計画の下で、Pu在庫量が少なくとも維持・減少する最大再処理量を求めることができる。

最後に、ここまで求めたPu量が維持・減少する最大再処理量と、想定した原子炉出力の下で、原子炉および再処理計画の不確かさがPu在庫量に与える影響を算出した。ここまでの計算では、再処理量と原子炉出力が同じ年から10年間に亘って同時期に増大するとして計算したが、この計算では増大する時期に前後5年の不確かさを与えてPu在庫量の変化を算出した。これにより、再処理によって生じたPuが、MOX燃料として利用されるまでの時間に応じたPu在庫量の変化と、原子炉利用計画に比べ原子炉稼働実績が遅延した場合のPu在庫量の変動幅を求めることができる。また、Pu在庫量の変動幅と原子炉および再処理計画の不確かさの関係性から、あるPu在庫量を先に定めた場合に、要求される再処理・原子炉利用計画の細やかさを求めることができる。

### 3. 結果

表1に出力1GWeの軽水炉1基における1年間

のウラン、プルトニウム物質収支を示した。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 $\text{UO}_2$ 燃料が45 GWd/t、MOX燃料が33 GWd/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の回収ロスを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20 t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0.3 t、約1 tとなった。

表1 出力1GWeの軽水炉1基における1年間のU・Pu物質収支

		新燃料装荷量 (t/GWe)		使用済燃料取出 量(t/GWe)		再処理回 収量(t)	
軽水 炉型	MOX 燃料装 荷割合	U	Pu	U ( $\text{UO}_2/\text{MOX}$ ) <sup>a</sup>	Pu ( $\text{UO}_2/\text{MOX}$ ) <sup>a</sup>	U	Pu
PWR	0.00	19.5	0.00	18.4	0.198	18.3	0.188
	0.33	21.1	0.285	20.1 (13.4/6.64)	0.365 (0.145/0.220)	13.4	0.138
BWR	0.00	19.5	0.00	18.4	0.191	18.3	0.182
	0.33	21.1	0.285	20.1 (13.4/6.68)	0.327 (0.140/0.187)	13.4	0.133
	1.00	25.5	1.06	24.9	0.698	0.00	0.000

※a 括弧内は $\text{UO}_2/\text{MOX}$ それぞれからの使用済燃料取出量を表す

図1に、最大再処理量に応じたPu在庫量の変化を示した。最大再処理量が800tの場合、再処理を開始してから10年間でPu在庫量が17t増加することが分かった。再処理を全く行わない(最大再処理量が0tである)場合は、Pu在庫量が31t減少することが分かった。また、再処理を開始してから10年後にPu在庫量が増加しない最大再処理量は、約480t以下であることが分かった。

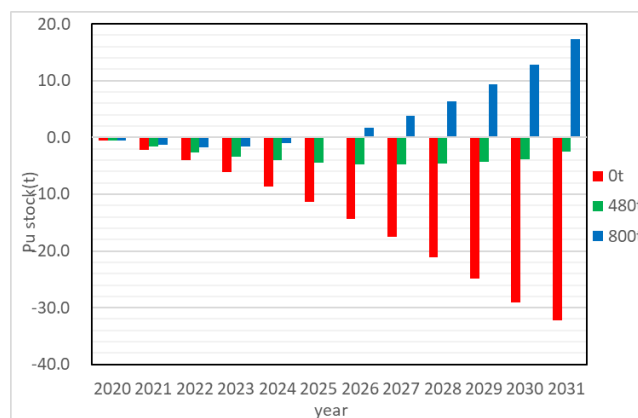


図1 最大再処理量に応じたPu在庫量の変化

図2、図3に原子炉および再処理利用計画の不確かさに応じたPu在庫量の変動幅を示した。それぞれ図2は3年、図3は5年の不確かさを与えた場合を表した。最大再処理量は先の計算により求められた、再処理開始後10年間でPu在庫量が増加しない再処理量である、480t/年を想定した。原子炉および再処理利用計画に3年の不確かさを想定する場合、10年後のPu在庫量は計画通りの原子炉・再処理利用の場合と比して+10~-13tの範囲で変動することが分かった。同様に、原子炉および再処理利用計画に5年の不確かさを想定する場合、10年後のPu在庫量は計画通りの原子炉・再処理利用の場合と比して+17~-20tの範囲で変動することが分かった。

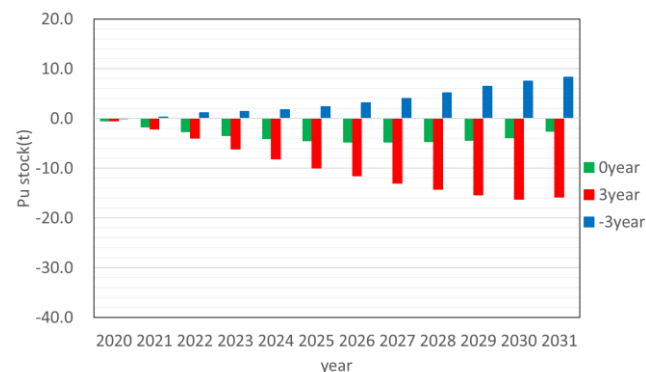


図2 原子炉および再処理利用計画に3年の不確かさを想定した場合のPu在庫量の変動幅

※図2中の「0year」「3year」「-3year」は、それぞれ「原子炉出力と再処理量が同時期に増加した場合」「原子炉出力が3年先行して増加した場合」「再処理量が3年先行して増加した場合」を表す。



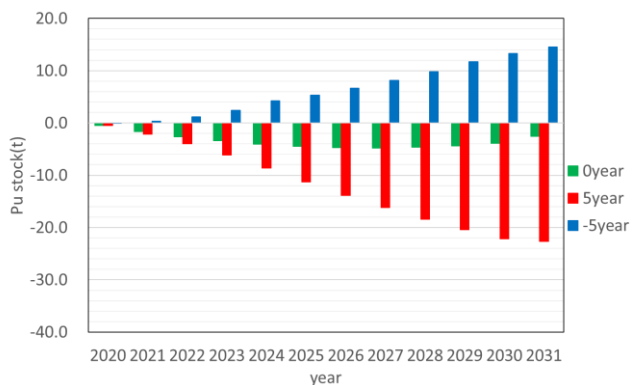


図 3 原子炉および再処理利用計画に 5 年の不確かさを想定した場合の Pu 在庫量の変動幅

※図 3 中の「0year」「5year」「-5year」は、それぞれ  
「原子炉出力と再処理量が同時期に増加した場合」  
「原子炉出力が 5 年先行して増加した場合」「再処理量が 5 年先行して増加した場合」を表す。

#### 4. 結論・今後の課題

本論文では、最大再処理量と原子炉および再処理利用計画の不確かさが Pu 在庫量に与える影響を核燃料サイクル物質収支解析によって定量的に評価し、不確かさの影響を受けずに安定供給が可能な Pu 在庫量を定量的に明らかにした。

原子炉出力が 10 年間で 10GWe から 30GWe まで段階的に増加する原子炉利用計画の下では、最大再処理量が 480t 程度より小さければ、再処理を開始してから 10 年後の Pu 在庫量が増加しないことが分かった。最大再処理量が 480t の条件下で原子炉と再処理利用計画に 5 年の不確かさを持たせた場合、Pu 在庫量は±20t 程度の変動幅を取ることが明らかにした。また、3 年の不確かさを持たせた場合の変動幅が±10t 程度であることから、Pu 在庫量が 10t である場合、3 年程度の不確かさに対応できることが分かった。

以上の結果より、再処理・MOX 燃料利用計画が 3～5 年単位で策定される場合、不確かさの影響を受けずに安定供給が可能な Pu 在庫量は、今回の検討条件の範囲では 10～20t である。

#### 引用・参考文献

- [1] 内閣府 原子力政策担当室，“令和 2 年末における我が国のプルトニウム管理状況” 2021 年 7 月 9 日
- [2] 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 年 7 月 31 日
- [3] IAEA, “Nuclear Fuel Cycle Simulation System” <https://infocis.iaea.org/NFCSS/About.cshtml>
- [4] 経済産業省 資源エネルギー庁，“第 6 次エネルギー基本計画” 2021 年 10 月

一基本計画” 2021 年 10 月

[5] 原産協会、“日本の原子力発電炉（運転中、建設中、計画中など）” 2022 年 6 月 7 日

[6] 電気事業連合会，“プルトニウム利用計画” 2022 年 2 月 18 日

## Developing of Nuclear Security Education Textbook for Universities in Saudi Arabia サウジアラビアの大学における核セキュリティ教育教科書の開発

\*Sarbaland Faisal Nasser<sup>1</sup>, Takaaki Sakai<sup>1</sup>, Naoko Noro<sup>2</sup>, Naoko Inoue<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Tokai University, <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency

\*サラバランド ファイサル ナーセル<sup>1</sup>, 堺 公明<sup>1</sup>, 野呂 尚子<sup>2</sup>, 井上 尚子<sup>2</sup>

<sup>1</sup>東海大学, <sup>2</sup>日本原子力研究開発機構

Nuclear security is one of the most important matters to focus on in case any state decided to adopt nuclear power as a part of its energy sector. However, in recent years, there has been a noticeable need for nuclear security education all around the world. In this context, many recommended educational curriculums have been published. Nonetheless, all of these curriculums include a nuclear security introductory course as a required course. Therefore, in this research, we are aiming to create a comprehensive textbook that covers the different aspects of nuclear security. As a result, so far, we have managed to create a textbook that consists of three major sections. The first section is the introduction to nuclear security. This section covers the fundamentals of nuclear security. The second section focuses on nuclear security in a specific region. In this study, we will look at the region of Saudi Arabia and how its characteristics may affect nuclear security within the kingdom. The third and final section focuses on modern issues that affect international nuclear security. The primary objective of this study is to provide each section with essential and informative knowledge to assist in the development of human resources in the nuclear security industry.

### 1. Introduction:

In recent years, nuclear security education has become an important component to develop qualified human resources that are able to contribute positively to the nuclear security industry. The protection of nuclear or radioactive materials, as well as nuclear facilities, is ensured by establishing nuclear security measures and systems that are suitable to the national characteristics and regional circumstances. In acknowledgment of this need, there various educational bodies all around the world have contributed to supporting human resources development by providing nuclear security educational curriculums that focus on educating students and staff about the different aspects of nuclear security, including the International Atomic Energy Agency (IAEA), which published nuclear security educational program directed to universities and other educational bodies as an international standard [1]. In August 2020, I had the chance to join a summer program provided by the Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security (ISCN) and Japan Atomic Energy Agency (JAEA). During this program, we have been through most of the available educational curriculums. However, we noticed something in common between all of them. That was the need for a course titled “Introduction to nuclear

security”. The objective of this course is to introduce nuclear security concepts to the students by covering all the important parts and sections. Here where we noticed that only a few textbooks are focusing on introducing nuclear security to people who have no knowledge about it, fresh graduates of high schools for example. We also noticed that there is a huge shortage in nuclear security education around the world in general, and in the Middle East in specific. For example, in the Kingdom of Saudi Arabia, there are only a few universities that offer nuclear engineering education programs, but it does not cover nuclear security education at all. We see that the basic education of nuclear security is essential as an introductory course to nuclear security is required. Our vision in this study is to develop a textbook that covers all sections related to nuclear security, to support the development of nuclear security human resources. Therefore, the main goal of this study is to create and publish an introductory textbook that covers the fundamentals and basic knowledge of nuclear security. Also, to promote the concept of nuclear security in the middle east, we are aiming to focus on the characteristics of Saudi Arabia, and how could these aspects affect nuclear security in the Kingdom of Saudi Arabia. And finally, we are looking forward to covering other modern

topics and matters that are related to nuclear security and how could these topics affect nuclear security internationally. For sure, there are many sources that cover different parts of nuclear security. But almost all these sources do not fully cover the concept of nuclear security, as well as it's directed to people who already have some knowledge or experience regarding nuclear security. As a result, our textbook's target audience can be divided into three categories. The first one is bachelor's degree students. The second one is the universities of Saudi Arabia. The third and final category is every personnel who is involved or related to the nuclear power generating industry. Thus, in this paper, we introduce and discuss the topics chosen for the textbook's content. Also, we discuss the research progress until the moment, as well as future outlooks of the research.

## 2. Research Method:

Regarding the research method, the first step to take was trying to ensure that the textbook is an introductory level textbook, covering all the basics and important parts of nuclear security. Thus, to determine what topics must be included in the textbook, we conducted a survey directed at nuclear engineering students at Tokai University, in order to decide the topics from a student's point of view. (Link to the video we used uploaded to YouTube: <https://youtu.be/IMx7XRY8sz8>) This survey also has been directed to nuclear engineering students from the middle east, to have their opinion about the situation in the middle east region. All students who

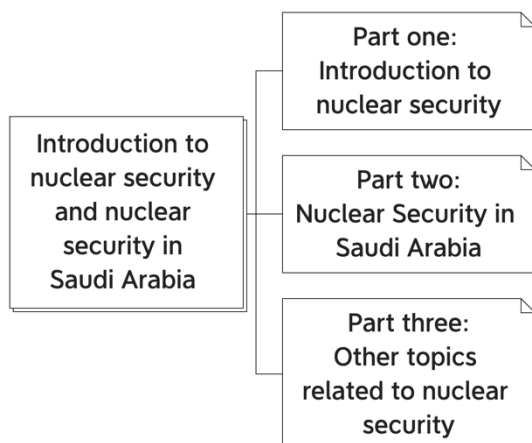


Figure 1: Textbook's Structure

contributed to this survey were students at Tokai university, including 3<sup>rd</sup> year students, senior year students, as well as postgraduate students who we concluded their answers to the textbook's content. Firstly, we created a baseline structure of the textbook that consists of three sections, as shown in Figure 1. After that, we used the results we collected to select the topics of each section. The first section is (Introduction to Nuclear Security). In this section, we are trying to cover the basic knowledge about nuclear security. For example, the definition and objectives of nuclear security, what is nuclear security, and why do we need it? In addition, we are attempting to introduce the history of nuclear security, as well as why and when this concept was first created. It's

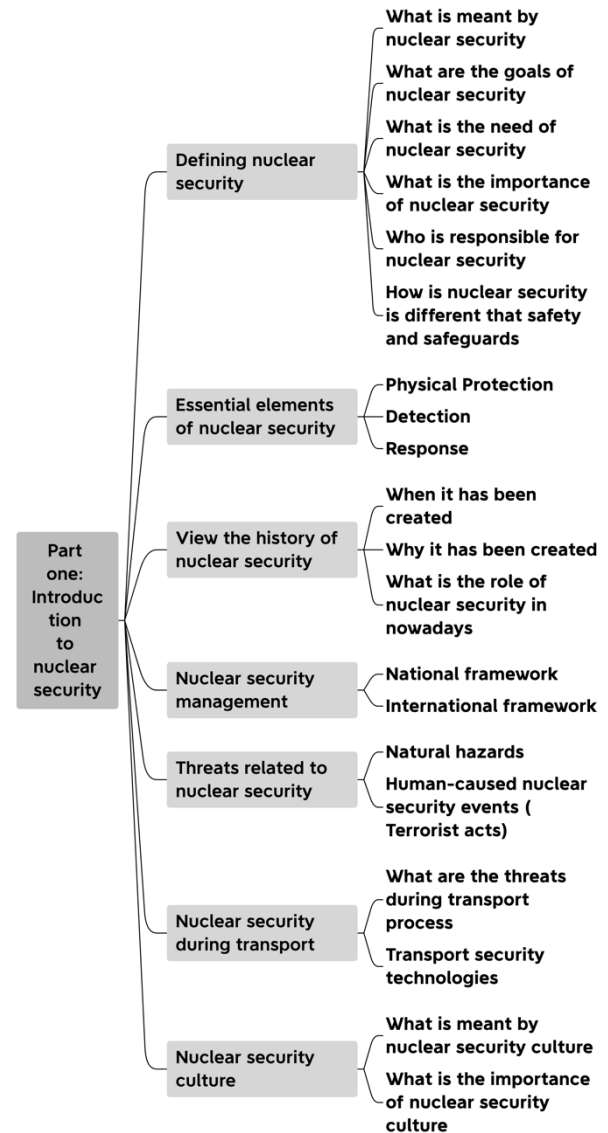


Figure 2: Topics covered in Section 1

also important to cover the essential elements of nuclear security. Also, we covered the nuclear security culture as an important part of establishing an effective nuclear power program in the state. More topics are also covered on this section, as shown in Figure 2. The second section is (Nuclear Security in Saudi Arabia). In this section, as shown in Figure 3, we are aiming to evaluate the characteristics of Saudi Arabia, and how could these characteristics affect nuclear security in the region. For example, we are evaluating the political issues in the region of Saudi Arabia. As well as the different laws related to the construction and operation of nuclear facilities within the Kingdom of Saudi Arabia. Also, we are covering the geographical structure of Saudi Arabia, as well as what are the natural and external hazards that commonly occur on the region of Saudi Arabia.

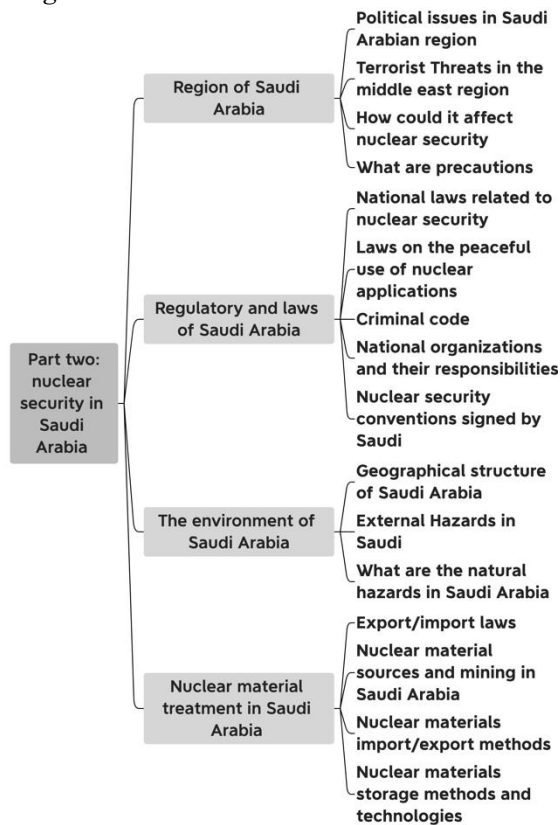


Figure 3: Topics covered in Section 2

The third and final part of the textbook is (Other Topics Related to Nuclear Security). As shown in Figure 4, in this section, we are aiming to cover different topics that have a direct effect on nuclear security. For example, and so far, we are discussing cyber security. As

the use of computers is everywhere now, including in nuclear power plants and facilities, it's important to know how to safely use computers in nuclear power plants. Also, we discussed the nuclear power industry ethics. Engineering is a job that has a direct effect on people's life. Thus, understanding the ethic related to this industry will help to avoid making harmful decisions that put humans' life at risk. Therefore, we believe that it is important to understand the ethical code of the nuclear power industry.

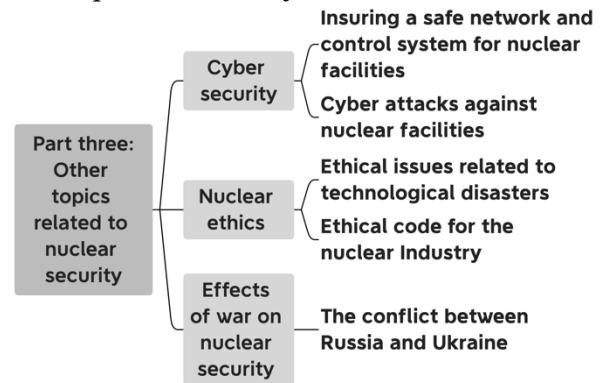


Figure 4: Topics covered in Section 3

### 3. Conclusion:

In conclusion, our main goal is to support the development of human resources in the nuclear security industry, in order to prepare the next generation of well-qualified nuclear security professionals. We are planning to develop an introductory textbook that covers all the essential parts related to nuclear security, by reevaluating the existing materials and information and creating an original textbook that fully covers nuclear security and is directed to the students who have zero knowledge about nuclear security. also, we are planning to include more knowledge that will be needed in the future. We hope to contribute positively to the capacity building of nuclear security personnel in Saudi Arabia and the world.

### Acknowledgements

I would like to express my gratitude to my supervisor, Mr. Sakai, for his help, support, and patience during this research.

### References

- [1] IAEA, Model Academic Curriculum in Nuclear Security, Nuclear Security Series No. 12-T (2021).

# 光核反応に基づいた Am の検出手法に関する研究

## Study on americium detection method based on photonuclear reactions

\*田辺 鴻典<sup>1,2</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学, <sup>2</sup> 科学警察研究所

\*Kosuke Tanabe<sup>1,2</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology, <sup>2</sup>National Research Institute of Police Science

The photon-induced multiple neutron generation reaction rate ratio (PMNRR) method is a novel active gamma-ray method that detects fissionable materials based on the photonuclear reaction rate ratio. In the present study, the feasibility of detection of <sup>241</sup>Am and <sup>243</sup>Am by the PMNRR method was verified using numerical analysis simulation. As a result, the optimal combination of incident photon energies showed the discriminability of Am and U even assuming a nuclear data uncertainty of 10%.

### 1. 緒言

非国家主体やテロ組織等による不法行為を予防し対応する、核セキュリティの強化が世界的に求められている。U や Pu といった特殊核物質と同様に、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、<sup>237</sup>Np と <sup>241,243</sup>Am の核セキュリティ上の取扱いは、高濃縮ウラン中の <sup>235</sup>U 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、Np と Am は U や Pu の代替核物質として扱われており [2]、次世代の原子炉と核燃料サイクルにおいては、MA を U や Pu とともに再利用する研究開発も進められている [3]。従って、MA を検知・計量する非破壊測定技術の開発は、将来的な重要課題の 1 つである。

そこで我々は、PMNRR (光子起因マルチ中性子放出反応率比) 法と呼ばれる、新たなアクティブガンマ線法を提案し、本手法による <sup>237</sup>Np 検知の実現可能性を示した [4,5]。本研究では対象核種を <sup>241</sup>Am 及び <sup>243</sup>Am とし、PMNRR 法による検知可能性を明らかにすることを目的とした。

### 2. 研究手法

#### 2-1. PMNRR 法

PMNRR 法とは、測定対象物にエネルギーの異なる複数の高エネルギー光子を入射した際に発生する光核反応の反応率比を測定することで、核分裂性物質の有無や同位体比を推定する手法である。図 1 に <sup>241</sup>Am、<sup>243</sup>Am、<sup>235</sup>U 及び <sup>238</sup>U の光核反応断面積の入射光子エネルギー依存性を示す [6,7,8]。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、(γ, fission) 及び (γ, 2n) 反応に着目した。

本研究では、数値解析シミュレーションを用いて、核種及び入射光子エネルギー毎の中性子発生

数の違いから、Am の検出可能性を検証した。

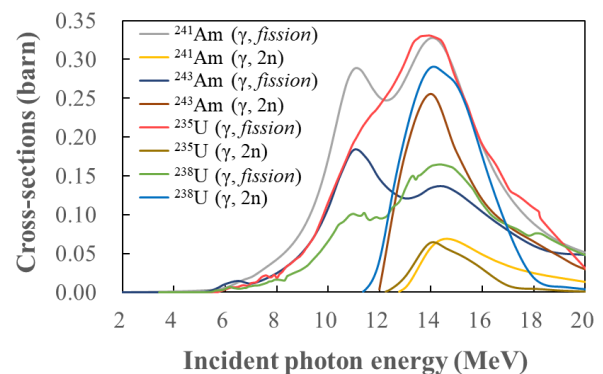


図 1 光核反応断面積

#### 2-2. 解析手法

解析には MCNP6.2 [9] 及び ENDF/B-VII.1. [6] を使用した。ただし、<sup>243</sup>Am の (γ, fission) 及び (γ, 2n) 反応については、JENDL-5 [7] 及び TENDL-2019 [8] をそれぞれ使用した。標的 (10<sup>W</sup> × 10<sup>H</sup> × 1<sup>T</sup> mm) に単色光子ビーム (ヒストリー数: 10<sup>6</sup>) を垂直入射した際に、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。標的としては単体金属を想定し、<sup>241</sup>Am (12.00 g/cm<sup>3</sup>)、<sup>243</sup>Am (12.00 g/cm<sup>3</sup>)、<sup>235</sup>U (19.10 g/cm<sup>3</sup>) 及び <sup>238</sup>U (19.10 g/cm<sup>3</sup>) を対象とした。入射光子のエネルギー範囲は 5~20 MeV とした。

### 3. 結果

図 2 に PMNR 反応率の計算結果を示す。PMNR の閾値は約 5 MeV であり、いずれの核種も 14 MeV 付近で極大を示した。約 12 MeV 以降に (γ, 2n) 反応の閾値があり、特に <sup>243</sup>Am と <sup>238</sup>U において支配的になった。



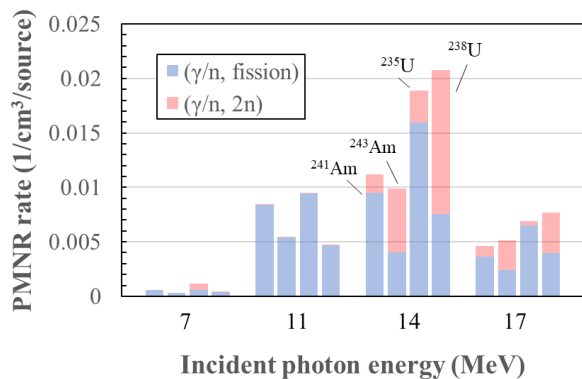


図2 PMNR 反応率

各エネルギーにおける、 $^{238}\text{U}$  に対する  $^{241}\text{Am}$  の PMNR 反応率比 (PMNRR) を図3に示す。12 MeV 付近を境に、PMNR の大小関係が逆転しており、PMNRR 差が大きい入射光子のエネルギーペアを用いることで、両者の識別が期待された。

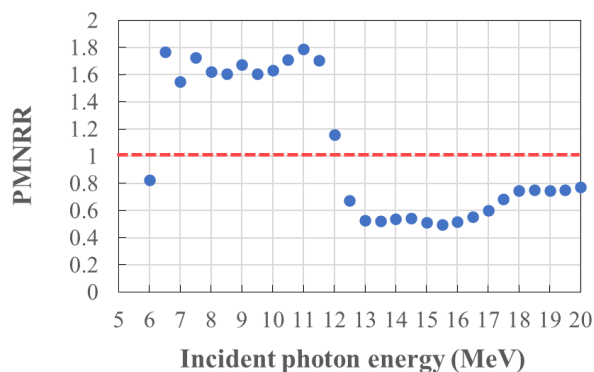


図3 PMNR 反応率比 ( $^{241}\text{Am}/^{238}\text{U}$ )

核データ不確かさを  $x$  (%) と仮定した際に、任意のエネルギーペア ( $E_1$ ,  $E_2$ ) について、両核種の識別可否は以下の式で判別できる。ただし、 $P$  値 =  $\text{PMNRR}_{E_1}/\text{PMNRR}_{E_2}$  ( $\text{PMNRR}_{E_1} > \text{PMNRR}_{E_2}$ ) と定義した。

$$P \text{ 値} > (1 + \sqrt{2}x/100)/(1 - \sqrt{2}x/100) \quad (1)$$

例として、核データ不確かさを 10% と仮定した際、 $P$  値が 1.33 より大きい場合に両者を有意に識別できる。また、 $P$  値が最大となる 2 光子が最適なエネルギーペアとなる。 $\text{Am}$  と  $\text{U}$  を識別する際の最適なエネルギーペアとその時の  $P$  値を表1に示す。なお、実測定での統計量を考慮し、入射光子のエネルギー範囲を 10.5~17.5 MeV に限定した。

表1 最適なエネルギーペア ( $P$  値)

	$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$
$^{241}\text{Am}$	10.5 と 13.0 MeV (1.741)	11.0 と 15.5 MeV (3.602)
$^{243}\text{Am}$	12.0 と 17.5 MeV (2.017)	11.0 と 15.0 MeV (2.590)

結果として、核データ不確かさ 10% を考慮した場合も、PMNRR 法により、 $\text{Am}$  と  $\text{U}$  を有意に識別できることが確認された。本手法は、単体金属の識別に加え、 $\text{U}$  燃料中の  $\text{Am}$  同位体比の推定にも適用可能である。また、 $\text{U}$  濃縮度に応じて、最適なエネルギーペアを選択することで、燃料中の  $\text{Am}$  に対する感度増加も示唆された。

#### 4. 結論

本研究では、PMNRR 法による  $^{241}\text{Am}$  及び  $^{243}\text{Am}$  の検知可否を、数値解析シミュレーションを用いて検証した。結果として、最適な入射光子エネルギーの組合せにより、核データ不確かさ 10% を仮定しても、 $\text{U}$  と  $\text{Am}$  の識別可能性が示された。従って、PMNRR を測定することで、 $\text{U}$  燃料中の  $\text{Am}$  同位体比の推定が期待される。今後は、次世代核燃料サイクルでの取扱いを想定し、多核種が混在する場合として、 $\text{UO}_2$  及び  $\text{MOX}$  燃料中の  $\text{Am}$  同位体比の推定可否及び精度を検証する。また、実光子源を用いた実証実験について、実施可能性検証のため、収量予測を実施する。

#### 謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP20K15213 の助成を受けたものです。東京工業大学の山野直樹博士より、 $^{243}\text{Am}$  の核データ評価ファイルを作成し提供いただきました。感謝申し上げます。

#### 参考文献

- [1] Department of Energy (DOE), “Nuclear material control and accountability”, DOE-STD-1194, USA (2019)
- [2] International Atomic Energy Agency, 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/> (Accessed 2022.10.03).
- [4] K. Tanabe, H. Sagara, “A novel method of neptunium-237 detection in its separated form and advanced fuel based on photonuclear reactions”, Annals of Nuclear Energy 170(3):108990 (2022)
- [5] K. Tanabe, H. Sagara, “Study for a new method to detect neptunium-237 based on photonuclear reactions”, Proceedings of the INMM Annual Meeting; 2022 July

24-28; Online (2022)

- [6] M.B. Chadwick et al., “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. (2011)
- [7] O. Iwamoto et al., "Status of JENDL", EPJ Web of Conferences, 239, 09002\_1-6 (2020)
- [8] A.J. Koning et al., "TENDL: Complete Nuclear Data Library for Innovative Nuclear Science and Technology", Nuclear Data Sheets 155 (2019)
- [9] "Monte Carlo N-Particle Transport Code System Version 6.2-EXE," CCC-850, Radiation Safety Information Computational Center, (2018)

# U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料を用いた中小型沸騰水型軽水炉の研究

## (1) 回収ウランの効果

Research on small and medium-sized boiling water light water reactors with U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> fuel

### (1) Effect of recovered uranium

\*東 知希<sup>1</sup>, 三星 夏海<sup>1</sup>, 相樂 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

\*Tomoki Azuma<sup>1</sup>, Natsumi Mitsuboshi<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> fuel has higher uranium density and thermal conductivity than current UO<sub>2</sub> fuel and is being developed as an accident tolerant fuel. Recovered uranium obtained from reprocessing spent light water reactor fuel contains not only <sup>235</sup>U and <sup>238</sup>U, but also <sup>234</sup>U and <sup>236</sup>U, and re-enrichment produces uranium with high <sup>234</sup>U and <sup>236</sup>U content. The Pu produced through the irradiation of this re-enriched recovered uranium contains more <sup>238</sup>Pu than usual, which is expected to reduce the material attractiveness of Pu and enhance nuclear nonproliferation. This study evaluates the effects on core characteristics, safety, and nonproliferation of using re-enriched recovered U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> fuel in small and medium-sized boiling water reactor fuels, which are expected to be used in various ways around the world.

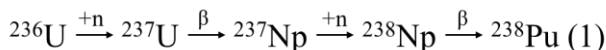
## 1. 緒言

シリサイド (U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>) 燃料は現行の UO<sub>2</sub> 燃料に比べ、ウラン密度が高く、熱伝導率が高いという特性を有しており、事故耐性燃料として開発が進められている[1]。さらに、シリサイド燃料は化学的に安定であるため、シリサイド燃料から核物質を単体分離することは技術的に困難である。したがって、シリサイド燃料は高い核不拡散性を有することが期待される[2]。また、軽水炉使用済核燃料を再処理して得られる回収ウランには天然ウランに含まれる <sup>235</sup>U, <sup>238</sup>U だけでなく <sup>234</sup>U, <sup>236</sup>U 等が含まれる。これを再濃縮することで <sup>234</sup>U や <sup>236</sup>U の多いウランが生成される。この再濃縮回収ウランの燃焼を通じて生成される Pu 中には、通常より多くの <sup>238</sup>Pu が含まれ、Pu の不正利用価値を下げ、核不拡散性を強化することが期待される。本研究では、世界中で多様な使い方が期待される中小型沸騰水型軽水炉燃料に再濃縮回収 U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料を用いた場合の、炉心特性、安全性及び核不拡散性への影響を評価する。

## 2. 評価手法

### 2-1 回収ウランの基本特性調査

回収ウランは天然ウランには含まれない <sup>236</sup>U を含んでいる。<sup>236</sup>U は中性子吸収とベータ崩壊を繰り返し、最終的に <sup>238</sup>Pu になる(式 1)。この過程で生成される <sup>237</sup>Np は中性子吸収断面積が大きく可燃性毒物として作用する。また <sup>238</sup>Pu はその自発核分裂中性子(SFN)の発生数、崩壊熱の大きさから核不拡散性を高める物質である。



### 2-2 再濃縮回収ウラン燃料の計算

本研究では回収ウラン(RepU)燃料および RepU を用いた U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料の核特性を評価し、中小型軽水炉に対する回収ウランの効果を評価する。

本研究では燃焼計算に対して Scale を用い、核データライブラリには JENDL-4.0 を用いた。

今回は RepU を用いた RepUO<sub>2</sub> 燃料と比較対象として同じ濃縮度の UO<sub>2</sub> 燃料に対して燃焼計算を行い、回収ウランの核特性評価を行った。RepU を再濃縮する方法として遠心分離やガス拡散法により再濃縮する再濃縮法を想定した。RepU として典型的な軽水炉からの使用済燃料で燃焼度 45GWd/t、冷却期間 5 年間の UO<sub>2</sub> 使用済燃料を仮定した。濃縮法の同位体比は簡易計算により導出するため、対象とするウラン同位体は <sup>235</sup>U、<sup>236</sup>U、<sup>238</sup>U の 3 成分のみの分離とし、存在がごく僅かな <sup>234</sup>U を除いて計算を行った。理想カスケードを用いた 3 成分分離の式(2)、(3)を用いた。表 1 に UO<sub>2</sub> 及び RepUO<sub>2</sub> の初期ウラン同位体比を示す。

$$Py_{6,P} + Wx_{6,W} - Fz_{6,F} = 0 \quad (2)$$

$$\frac{Py_{6,P}}{\left\{ \frac{y_{5,P}}{1 - y_{5,P} - y_{6,P}} \right\}^{\frac{1}{3}}} + \frac{Wx_{6,W}}{\left\{ \frac{x_{5,W}}{1 - x_{5,W} - x_{6,W}} \right\}^{\frac{1}{3}}} - \frac{Fz_{6,F}}{\left\{ \frac{z_{5,F}}{1 - z_{5,F} - z_{6,P}} \right\}^{\frac{1}{3}}} = 0 \quad (3)$$

$x_{5,W}$ :<sup>235</sup>U の廃棄流[wt%],  $y_{5,P}$ :<sup>235</sup>U の製品流[wt%]

$z_{5,F}$ :<sup>235</sup>U の供給流[wt%],  $x_{6,W}$ :<sup>236</sup>U の廃棄流[wt%]

$y_{6,P}$ :<sup>236</sup>U の製品流[wt%],  $z_{6,F}$ :<sup>236</sup>U の供給流[wt%]

P:製品流 [kg], P:廃棄流 [kg], P:供給流 [kg]

表 1 UO<sub>2</sub> 及び RepUO<sub>2</sub> ウラン同位体比

	UO <sub>2</sub> Fuel	RepUO <sub>2</sub> Fuel
<sup>234</sup> U	0.04 wt. %	-
<sup>235</sup> U	3.80 wt. %	3.80 wt. %
<sup>236</sup> U	-	1.48 wt. %
<sup>238</sup> U	96.16 wt. %	94.72 wt. %

### 2-3 炉心特性の評価手法

大型炉における燃焼解析を行った後、燃料集合体数を削減した中小型炉を設計し、回収ウランの影響評価を行う。

燃焼計算はSCALE6. 2. 4/TRITON の二次元拡散計算モジュールを用いる。核データは JENDL-4. 0 を使用する。表 2 に大型炉における運転条件を示す[4]。

表 2 運転条件

バッチ数	4
燃焼度[GWd/t]	45
熱出力[MW <sub>th</sub> ]	160 相当
電気出力[MW <sub>e</sub> ]	45 相当
1 サイクル当たりの運転日数[day]	377
サイクル間冷却期間[day]	90
運転停止後冷却期間[year]	10

### 3. 研究計画

本研究の研究計画と流れを図 2 に作成した。

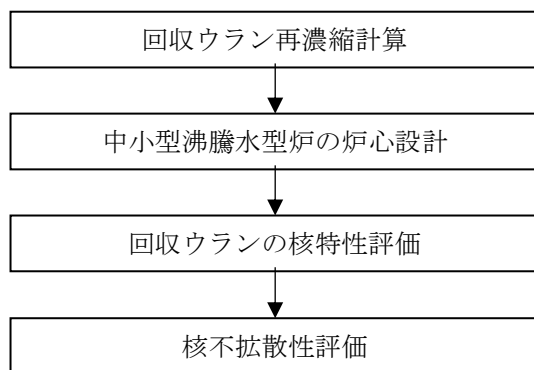


図 2 研究計画と流れ

### 4. 結言

本研究では、世界中で多様な使い方が期待される中小型沸騰水型軽水炉に再濃縮回収 U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料を利用した場合の炉心特性、安全性及び核不拡散性を評価する研究計画を立案した。

今後は U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料及び RepU<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料のウラン同位体比計算を行う。中小型炉を設計し UO<sub>2</sub>、RepUO<sub>2</sub>、U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>、RepU<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>、4 つの燃料を対象に燃焼解析を行う予定である。

### 引用・参考文献

- [1] Kyle D. Johnson et al. “Fabrication and microstructural analysis of UN-U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> composites for accident tolerant fuel applications”, J.Nucl. Mat. 477.,(2016)
- [2] N. Mitsuboshi and H. Sagara, “Effects of U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> fuel and minor actinide doping on fundamental neutronics, nuclear safety, and security of small and medium PWRs in comparison to conventional UO<sub>2</sub> fuel” Annals of Nuclear Energy, Volume 153, April 2021, 108078
- [3]. OECD-NEA, “Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C,” 2015.
- [4] “伊方発電所高燃焼度燃料(ステップ 2)の採用計画等について,” 四国電力株式会社, 2002.

# An Attention-based Time Series Analysis Model for Ensuring Cyber Security in Nuclear Power Plants

\* Feiyan Dong<sup>1</sup>, Shi Chen<sup>1</sup>, Kazuyuki Demachi<sup>1</sup>

<sup>1</sup> The University of Tokyo

Due to the industrial control systems (ICSs) of the nuclear power plants (NPPs), the cyber-attacks existing in system expose the vulnerable connection within the system to the terrorists. Generally, to ensure the cyber security of NPPs, the cyber-connection level data will be monitored, which cannot detect the cyber-attacks in control circuits. Therefore, to sustain the defense-in-depth of NPPs, an attention-based time series analysis model is proposed to complete the cyber-attacks detection based on the operational-level data. The verification experiments were implemented on the SWaT benchmark dataset and the remarkable experimental performances demonstrate the feasibility of detecting anomalies in cybers.

## 1. Introduction

As industrial sectors of the industrial control systems (ICSs), nuclear power plants (NPPs) involve numerous control circuits combined with physical operational equipment via the bidirectional interconnected communication cyber networks, which enhance the efficiency of energy production by the widespread digitalization in plants. Formally, the control circuits, such as, programmable logic controllers (PLCs), transmit the implementation information to the controlled sensors as well as actuators meanwhile the status of the physical equipment is also backpropagated to the controlling system. Nevertheless, due to the considerable and isolated components in NPPs, the increased network capabilities and large variety of the dataflow indeed raise the concerns of potential vulnerabilities to malicious cyber-attacks targeting to plant deceive from the control system, for instance, manipulating the sensor feedback data to PLCs resulting in the damage to nuclear safety. Therefore, to ensure nuclear cyber security along with nuclear safety, attacks on the vulnerabilities of either part need to be detected accurately and timely.

Generally, the target-oriented attacks access to the inner network through some typical approaches. First, the operators download the scumware or open up the suspicious link attached in the email, which can be nearly being prohibited by establishing the oriented operation rules. Second, the infected portable devices, such as a USB or a CD, distributes the scumware into the networks and connected control circuits. The Stuxnet [1] malware that happened in NPPs of Iran 2010 was one of the instances. Third, discredit or compromise the intranet within the plant, by which the traffic information within the plant will be stolen and the false information will be revealed. Moreover, currently, due to the emerging benefits of the information technology environment, the cyber connectivity in NPPs is not merely confined to the

inner facilities, but also to the cloud platform, which expose more vulnerabilities of ICS and be furthermore susceptible to cyber-attacks. The dimensionality of one facility owned in the cyber connection makes it impossible to detect the intrusions manually. Thanks to the time series dataset all the conditions can be summarized, a time series analysis model is proposed to achieve automatic anomaly detection of connective cybers and to sustain the normal working state of the entire plant. Intuitively, the monitoring approaches for ensuring the cyber security along with safety can be divided into two directions according to the dataset coming form: monitoring the networks of cyber connectivity and monitoring the controlled physical equipment system.

As for the first approach based on cyber connectivity dataset, research [2, 3] estimated the statistical attributes of the traffic information in cybers through mathematical assumptions. Even though it can detect the attacks of cyber in most cases, since the physical attacks cannot be identified, the false alarm attack was also included. To deal with this, research [4, 5] monitored the control circuits to avoid false alarm attacks. Nevertheless, comprehending the entire control logic is quite time-consuming and low efficiency work since the design for different plants is conducted from diverse requirements, making it not applicable and portable to other plants. Moreover, there also exist incidents when malicious insiders directly attack the PLCs or revise the feedback value of the monitoring sensors. If merely detecting the cyber connectivity of the communication layer, this kind of attack cannot be detected. Herein, the second approach completing the cyber-attack detection based on the physical substantial equipment datasets is preferable. Due to the fruitful performance, deep learning models are widely utilized to ensure the cyber security of plants based on the physical operational datasets. MR et al. [6] employed the multilayer perceptron (MLP) prediction model and the cumulative sum (CUSUM) to



secure the cyber security within the plant. However, the model was trained only through the normal working data, resulting in losing knowledge of the cyber-attack features. The sparse frequency of the attack events than normal samples exacerbate the problem that the subtle anomaly features and perturbation might be neglected when detecting in realistic plants, which is essential to the final detection results and need more attention. In accordance with [7], the detection accuracy will be therefore decreased. Kim et al. [8] deployed the sequence-to-sequence (Seq2Seq) model for predicting the working states of the input dataset. By calculating the deviation between the prediction and sequential input data, the anomaly detection was completed. Nevertheless, the input dataset was fed into the model directly, leading to its inability to parallelize computation and hence decreasing the computation efficiency.

Therefore, to alleviate these problems, this paper proposes an attention-based time series analysis model for automatically attending to more important anomaly features during the training process to secure the cyber connectivity. In a summary, the contributions of this paper are:

- Time series analysis is deployed on the physical operational data of the plant for cyber-attack detection to prevent the neglect of the attack conducted by the insiders and to prevent the false alarm attack in the cyber layer.
- Both normal working states and abnormal cyber-attack dataset were input into the detection model to ensure the extraction ability for anomaly features. Moreover, to ensure the even distribution between normal samples and attacked samples, the pre-process of sampling approaches and sliding windows with intersection ratio of 30% were introduced into the experiments.
- The automatic cyber-attack detection task will be completed by the detection model, consisting of the attention mechanism and one-dimensional convolutional neural network model (1D-CNN). By doing so, the sparse occurring but important anomaly features will be attended more with the attention mechanism, meanwhile the 1D-CNN can preserve the temporal features of the input dataset. The experimental performance shows the effectiveness and feasibility of the proposed model.

The rest of this paper is organized as follows. Section 2 describes the details of the proposed model. The implementation experiments and results are illustrated

in Section 3. Section 4 concludes the paper and proposes the future work.

## 2. Method

In this paper, an attention-based time series analysis model, as illustrated in Figure 1 is proposed to detect the cyber-attacks. During detection, the pre-processed time series data is fed to the model and output the anomaly scores for each data segment. Other than direct utilization the sequential information in Seq2Seq, the 1D-CNN is selected for feature extraction since it can traverse the original data only through one dimension, which can preserve the temporal features of the input batch and ensure the feasibility for time series analysis tasks.

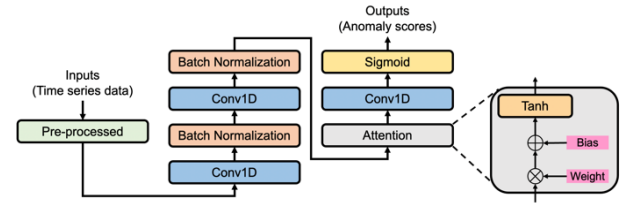


Figure 1. The overall architecture of the proposed model

Sequentially, the extracted features construct the input of the attention layer, which can introduce the extra attention for emphasizing the apparent attack features via attention mechanism, quantitatively measuring the related importance of one-time stamp to the overall divided time segments. By doing so, the sparsely occurring but important anomaly features can be focused more for the detection task, as calculated in the Formula (1), which can be more applicable in the time series analysis attack detection tasks.

$$Attention = X * SoftMax(Tanh(X) * w + b)(1)$$

where  $X$  denotes to the input of the attention layer.  $w$  represents for the trainable weight, which will be obtained from the training process and is decisive to the final detection results.  $b$  refers to the bias of the attention layer.  $Tanh(.)$  and  $SoftMax(.)$  are the activation function for this attention layer.

Consequently, the output of the informative attention scores will assist the time series analysis task. Since the entire detection process of the proposed model is independent to the temporal sequence of the input dataset, the parallel computation can be therefore implemented to ensure the computation efficiency.

## 3. Experiments and results

To verify the feasibility of the proposed model, the experiments were conducted on the benchmark Secure Water Treatment (SWaT) datasets [9]. The SWaT

dataset is a realistic ICS dataset, similar to the NPPs, which was collected from a fully scaled-down water purification plant being run on proprietary hardware and software in a physically secure location. During the treatment, the water went through a 6-stage process to produce the purified water and the condition of equipped 26 sensors as well as 25 actuators was recorded as 51 channels dataset per second. The SWaT dataset contains first recording of 7-day under normal conditions and additional records of attacked 7-day including 41 cyber-attacks in control circuits. The comparison visualization of the selected channels of Level Transmitter 301, Motorized value 301, Pump 302 in normal and cyber-attack introduced abnormal working state of the system was shown in Figure 2 and Figure 3 respectively.

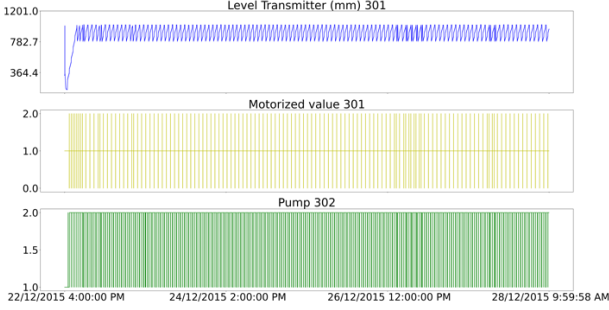


Figure 2. The normal state of the selected channels

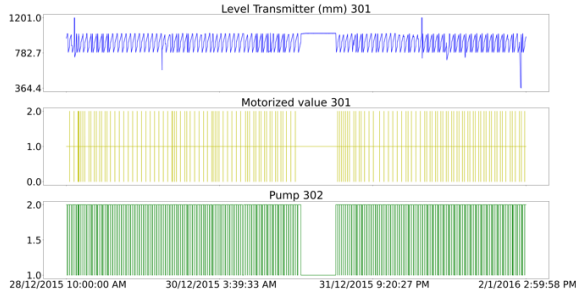


Figure 3. The anomaly state of the selected channels

All experiments are performed on a machine with Intel Xeon W-2125 (4 cores, 4.0GHz), 128GB DDR4 RDIMM RAM, NVIDIA Quadro RTX 6000 GPU (24GB of GDDR6 memory and 4608 CUDA cores).

The pre-process was firstly conducted for the recorded 51-channel time series data to filter the redundant channels without sufficient variables by the standard deviation threshold value of  $10^{-4}$ . Secondly, after filtration, the remaining input data were divided by the sliding window with the intersection ratio of 30%, which can also augment the abnormal cyber-attack samples. Thirdly, to deal with the uneven distribution in the normal samples and abnormal cyber-attacks, which will impedes the effective training process, the over-sampling and under-sampling were conducted. These sampling processes involve the

selection process where in the under-sampling process the majority class is randomly removed and in the over-sampling process samples from the minority class are replicated, as illustrated in Figure 4 and Figure 5 correspondingly. Both two sampling techniques were employed in the experiments.

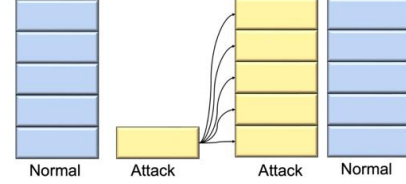


Figure 4. The detailed process of the over-sampling

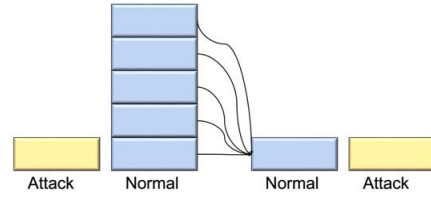


Figure 5. The detailed process of the under-sampling

The sampled datasets were used to complete the 10-fold training and evaluation process. The performance was evaluated via the precision, recall, and F1 scores, which were defined by following four parameters:

- TP (True Positive): The number of the anomalies were correctly detected as anomalies
- TN (True Negative): The number of the normal samples were correctly detected
- FP (False Positive): The number of the normal samples were incorrectly detected as anomalies
- FN (False Negative): The number of the anomalies were incorrectly detected

The calculation of precision, recall, and F1 scores are given in Formula (2) to Formula (4) respectively. According to the definition, the precision reflects the fraction of truly being detected anomaly samples in all anomaly samples where the recall represents for the fraction of truly being detected anomaly samples in all detected as anomaly samples. Conform to different situations, the importance of both needs to be trade-off and hence, the F1 score is proposed. Generally, the higher F1 score of one model exemplified the better performance it acquired.

$$Precision = \frac{TP}{TP + FP} \quad (2)$$

$$Recall = \frac{TP}{TP + FN} \quad (3)$$

$$F1 = 2 * \frac{Precision * Recall}{Precision + Recall} \quad (4)$$

As tabulated in Table 1, the attention-based model with over-sampling methods acquired the best

performance at 100-time steps with an F1 score of 0.9002, showing the effectiveness and feasibility of the proposed model.

Table 1: The comparison results of the proposed model on the SWaT dataset

Time steps	F1 score	Precision	Recall
w/o sampling			
10	0.4986	0.4971	0.5000
50	0.4984	0.4968	0.5000
100	0.4984	0.4968	0.5000
200	0.4979	0.4958	0.5000
500	0.4973	0.4946	0.5000
600	0.4967	0.4934	0.5000
Under sampling			
10	0.8929	0.9165	0.8972
50	0.7484	0.7501	0.7611
50	0.8782	0.9209	0.8892
100	0.8662	0.9181	0.8821
200	0.8505	0.9091	0.8722
Over sampling			
10	0.8882	0.9159	0.8941
50	0.8811	0.9014	0.8868
<b>100</b>	<b>0.9002</b>	<b>0.9227</b>	<b>0.9027</b>
200	0.8681	0.8910	0.8742
500	0.8094	0.8862	0.8345

#### 4. Conclusions

In this paper, to ensure the cyber security of nuclear facilities, other than based on the general cyber connectivity dataset, the physical operational dataset was utilized, which can reduce the false alarm in the monitoring network as well as ensure the cyber-attack more comprehensively. Moreover, the model is trained through both abnormal cyber-attack dataset and normal samples to be less likely to ignore the abnormal features. Besides, to deal with the hardly occurring but important attack features, an attention-based time series analysis model is proposed to automatically detect the cyber-attack, which is composed of two modules: 1D-CNN and attention mechanism. The 1D-CNN can preserve the temporal features of input physical operational-level data of the ICSs for effective time series analysis tasks. Additionally, the attention mechanism can focus more on the important anomaly features quantitatively. Moreover, the overall detection process was calculated independently to each time step and hence did not suffer from the decreasing of computation efficiency, which is optimal to secure the cyber connectivity. The performance was experimentally verified on the real-world scaled down ICSs benchmark dataset SWaT dataset. From the

results, the attack can be detected in 0.9002 F1 score, demonstrating the feasibility of the proposed model.

As for the further extensions of this paper will be investigated in the following directions. Firstly, the detection will be further extended to provide the detailed location of the attack. Due to the composition of the uneven datasets, the multi-classification of this benchmark dataset cannot work as expected. Secondly, the inner relationship existing in the high dimensional dataset is also an extraordinary aspect for analyzing the rooting reason of the cyber-attacks. At this stage, the attention is introduced only in the temporal dimension and will be further extended to the channel dimension in the next step. Thirdly, the reliability of the input dataset is also needed to be considered since the attack might pass by the false appearance of the sensors or it might cause the missing data problem. How to complete the detection based on this type of dataset and the confidence score of each anomaly process also need to be taken into considerations.

#### References

- [1] J. Farwell and R. Rohozinski, "Stuxnet and the Future of Cyber War," *Survival (Lond)*, vol. 53, pp. 23–40, Jun. 2011, doi: 10.1080/00396338.2011.555586.
- [2] J.-H. Yun, Y. Hwang, W. Lee, H.-K. Ahn, and S.-K. Kim, "Statistical Similarity of Critical Infrastructure Network Traffic Based on Nearest Neighbor Distances," in *Research in Attacks, Intrusions, and Defenses*, 2018, pp. 577–599.
- [3] C.-Y. Lin, S. Nadjm-Tehrani, and M. Asplund, "Timing-Based Anomaly Detection in SCADA Networks," 2018, pp. 48–59. doi: 10.1007/978-3-319-99843-5\_5.
- [4] Y. Chen, C. M. Poskitt, and J. Sun, "Learning from Mutants: Using Code Mutation to Learn and Monitor Invariants of a Cyber-Physical System," in *2018 IEEE Symposium on Security and Privacy (SP)*, 2018, pp. 648–660. doi: 10.1109/SP.2018.00016.
- [5] R. Mitchell and I.-R. Chen, "Behavior-Rule Based Intrusion Detection Systems for Safety Critical Smart Grid Applications," *IEEE Transactions on Smart Grid*, vol. 4, no. 3, pp. 1254–1263, 2013, doi: 10.1109/TSG.2013.2258948.
- [6] G. Raman MR, N. Somu, and A. P. Mathur, "A multilayer perceptron model for anomaly detection in water treatment plants," *International Journal of Critical Infrastructure Protection*, vol. 31, p. 100393, 2020, doi: <https://doi.org/10.1016/j.ijcip.2020.100393>.
- [7] P. Gogoi, B. Borah, and D. K. Bhattacharyya, "Anomaly Detection Analysis of Intrusion Data Using Supervised & Unsupervised Approach.," *JCIT*, vol. 5, pp. 95–110, Feb. 2010, doi: 10.4156/jcit.vol5.issue1.11.
- [8] J. Kim, J.-H. Yun, and H. C. Kim, "Anomaly Detection for Industrial Control Systems Using Sequence-to-Sequence Neural Networks," in *Computer Security*, 2020, pp. 3–18.
- [9] J. Goh, S. Adepu, K. Junejo, and A. Mathur, "A Dataset to Support Research in the Design of Secure Water Treatment Systems," Jun. 2016.

## 超高速衝突に対する構造物の損傷機構の解明

### (1) 鉄筋コンクリート構造物の損傷機構

Damaging mechanism of structural materials by hypervelocity projectile impact

#### (1) Damaging mechanism of reinforced concrete

\*井上 週<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東京工業大学

\*Shu Inoue<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

The damage mechanisms of structures against ultrahigh-speed impacts exceeding several kilometers per second have not been elucidated, which is extremely important in discussing structural safety against new threats such as forming explosives. The purpose of this study is to provide a fundamental understanding of the damage mechanisms of structures subjected to ultrahigh-speed collisions. This paper describes a research plan on damage mechanisms in reinforced concrete structures.

## 1. 緒言

成形爆薬等の新たな脅威に対する構造安全性を議論することは核セキュリティ上極めて重要であるが、一方で秒速数 km を超える超高速衝突に対する構造物の損傷機構の解明はなされていない。本研究では、超高速衝突に対する構造物の損傷機構の基礎的解明を行うことを目的とする。本論文では、鉄筋コンクリート構造物の損傷機構に関する研究計画を述べる。

## 2. 研究手法

### 2-1. 使用解析コード

本論文では、衝撃解析コード ANSYS AUTODYN[1]を用いて 2 次元軸対称形で解析を行う。

### 2-2. 解析モデル

飛翔体として、円筒型成形爆薬(CSC: Conical shaped charges)より生成されるジェットを想定する。ライナー材にはアルミニウムを使用し、爆薬についてはトリニトロトルエン(TNT)を使用する。解析モデルを図 1 に示す。また、図 1 における各部の寸法を表 1 に示す[2]。

衝突する鉄筋コンクリートは、十分な厚さ、高さを持っているものとし、コンクリートの材料物性値は圧縮強度が 35MPa となるように補正する。鉄筋は SD345 とし、鉄筋径が 110 mm となるように設定する。鉄筋モデルの材料物性値を表 2 に示す[3]。

### 2-3. 解析条件

#### (1) 鉄筋の有無とジェットの速度変化

ジェットが鉄筋コンクリートに衝突した際に鉄筋がジェットに与える効果を評価する。まずは、ジェットが鉄筋へ正面から直撃した場合と鉄筋がない場合のジェットの速度変化を比較する。

#### (2) ジェットの鉄筋への衝突位置及び角度依存性

ジェットを衝突させる鉄筋の位置を変えていき、衝突後のジェットの直進方向及び垂直方向への速度変化、侵徹深さの変化を評価する。

#### (3) 鉄筋のかぶり厚さによる侵徹深さの変化

次に、鉄筋のかぶりの厚さを変えて解析を行い、各かぶりの厚さにおける侵徹深さを比較する。

#### (4) 鉄筋の配筋とジェットの侵入深さ

(1)~(3)の結果を踏まえ、鉄筋の配筋がジェットの侵入深さに与える影響を考察する。

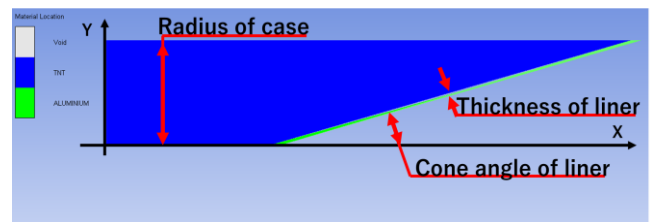


図 1 CSC シミュレーション解析モデル

表 1 シミュレーションモデルのパラメータ

円筒半径	35.0 mm
ライナー厚み	2.0 mm
ライナー角度	30°

表 2 鉄筋モデルの材料物性値

密度	$7.8 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$
体積弾性係数	$1.71 \times 10^5 \text{ MPa}$
横弾性係数	$7.88 \times 10^4 \text{ MPa}$
降伏応力	215 MPa
伸び	19 %

## 3. 研究計画

本研究の計画とその流れを図 2 に示す。

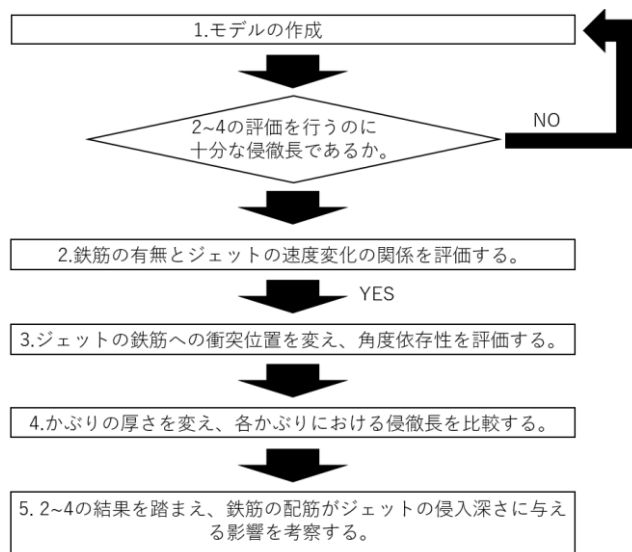


図 2 研究計画と流れ

#### 4. 結言

鉄筋コンクリート構造物の損傷機構に関する研究計画を作成した。今後の展開としては鉄筋コンクリートの損傷機構に重要な因子を明らかにし、新たな構造材料の開発につなげていく。

#### 引用・参考文献

[1] ANSYS, Inc. “ANSYS AUTODYN”  
<https://www.engineering-eye.com/AUTODYN/>

[2] 永尾陽典, “成形爆薬による超高速射出装置の開発と CFRP 板への超高速衝突による損傷評価法に関する研究”, 東京大学 学位博士論文, 2008 年 7 月

[3] 白井孝治, 影山典広, 片山雅英, 伊藤雅晴,  
“ 航空機衝突に対する鉄筋コンクリート構造物の衝撃応答解析”, 土木学会 第 7 回 構造物の衝撃問題に関するシンポジウム講演論文集, 2004 年 11 日



# 原子炉等の遠隔監視に向けた原子炉ニュートリノ計算手法の開発と 計算に用いる核データの検討

## Study of calculation method of reactor antineutrino production for remote reactor monitoring system and nuclear data used for calculation

\*佐々木 華蓮<sup>1</sup>, 吉田 正<sup>2</sup>, 石塚 知香子<sup>1</sup>, 千葉 敏<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東京工業大学, <sup>2</sup>東京都市大学

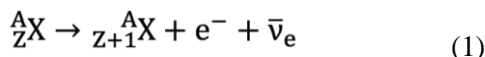
\*Karen Sasaki<sup>1</sup>, Tadashi Yoshida<sup>2</sup>, Chikako Ishizuka<sup>1</sup>, Satoshi Chiba<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Tokyo Institute of Technology, <sup>2</sup> Tokyo City University

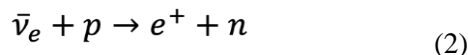
In nuclear reactors, antineutrinos are emitted in a process of beta decay of fission products, and they are referred to as reactor antineutrinos. Reactor antineutrinos are key to get information inside reactors and for detecting presence of spent nuclear fuel. Therefore, they draw attention in nuclear safeguards. This study aims to build nuclear data for calculating the energy spectra and yields of reactor antineutrinos based on summation calculation of fission products and compare the difference of calculation results among nuclear data libraries (JENDL-5, JEFF-3.3, ENDF/B-VIII). We found that some nuclides are keys to determine the spectrum in energy region above 7MeV.

### 1. 緒言

原子炉ニュートリノは、原子炉内の核分裂生成物が $\beta^-$ 崩壊する際に放出される反電子ニュートリノである：



ニュートリノは弱い相互作用しかしないため、原子炉内で物質と反応せずほぼ全てが炉外に放出される。放出された原子炉ニュートリノは、炉心外に置かれたニュートリノ検出器で、通常は逆ベータ崩壊反応（IBD 反応）によって検出される：



この原子炉ニュートリノのエネルギースペクトルや数などを計測することで、本来であれば原子炉施設内部に立ち入らなければ分からない原子炉の運転状況や大まかな燃料組成、使用済み燃料の所在を外部から把握することができる。そのため、核物質の平和利用を目的とする保障措置の分野で近年注目されている。さらに、放出される反電子ニュートリノを離れた地点で観測するという点から他種のニュートリノに変化するニュートリノ振動や、それに基づく（未知の）ステライルニュートリノの存在可能性探索等の素粒子物理学の分野へも繋がるトピックである。そのためには原子炉ニュートリノの生成数、エネルギースペクトルがソースタームとして必要となる。

本研究は、原子炉ニュートリノの生成過程の理論計算を通じた原子炉等の遠隔監視システムの実現を目的とし、今回はその計算に用いられる国内外の核データの比較を行い、現状と課題について検討した。

### 2. 手法

計算のフローチャートを図 1 に示す。

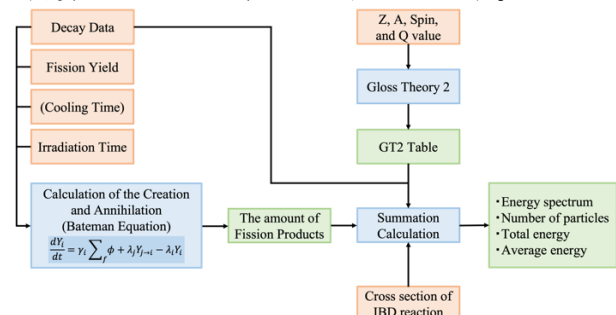


図 1 計算のフローチャート

図中のオレンジ色は入力データ、青色は計算、緑色は計算により得られたデータを表している。計算手順は以下の通りである。

- ① 崩壊データ、核分裂収率、中性子の照射時間を用いて、Bateman 方程式で核分裂生成物の分布を計算した。この時、約 1000 核種に渡る核分裂生成物の計算を行った。使用した核データは JENDL-5、JEFF-3.3、ENDF/B-VIII、中性子の照射時間は計算結果の比較対象とした Schreckenbach らの研究グループの実験<sup>[1]</sup>での値を用いた。
- ② それぞれの核分裂生成物の反電子ニュートリノスペクトルを大局的理論<sup>[2,3]</sup>により求め、その結果を GT2 Table とした。
- ③ ①と②の結果を用いて総和計算を行い、全体の反電子ニュートリノスペクトルを計算した。この時、IBD 断面積を用いて実際のニュートリノ検出器から得られるスペクトルを模擬した計算も行った。

- ④ 反電子ニュートリノのエネルギースペクトル、数、全エネルギー、平均エネルギーを得て、これらを実験データ等と比較し検討した。

### 3. 結果

$^{235}\text{U}$  の反電子ニュートリノのエネルギースペクトルを図2に示す。図2では、崩壊データを JENDL-5 に固定し、核分裂収率を JENDL-5、JEFF-3.3、ENDF/B-VIIIの3つの場合について計算を行った。グラフの縦軸は対数表示となっている。図より、7MeV以降から実験値と計算値の差が開き、核データにより出力される結果に差があることが分かる。

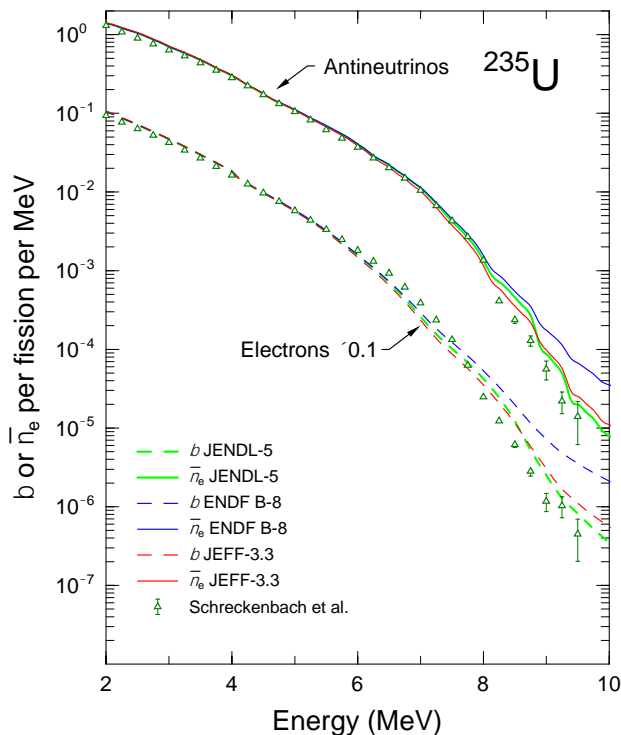


図2 核データの違いによる反電子ニュートリノエネルギースペクトルの比較

次に、核分裂収率として JENDL-5 のデータを用いた場合の全体のエネルギースペクトルに対する各核種の寄与を図3に示す。エネルギーの低い領域では非常に多くの核種が全体のエネルギースペクトルに寄与しているのに対し、7MeVを超える領域では特定の突出した核種、 $^{92}\text{Rb}$ 、 $^{95}\text{Rb}$ 、 $^{98}\text{Y}$  が全体のエネルギースペクトルの形状を決める鍵となっていることが分かる。これらは  $Q_\beta$  値の大きな核種であり、核分裂収率としては小さい核種であるために核データライブラリー間の収

率の差異が大きく、図2に示したような差異が現れたものと考えられる。さらに、ニュートリノスペクトルを計算した大局的理論は多くの核種の平均的なふるまいを記述するモデルであり、このように少数個の核種が関与する高エネルギー領域でのスペクトルには理論的な不確かさがもたらされていると考えられる。

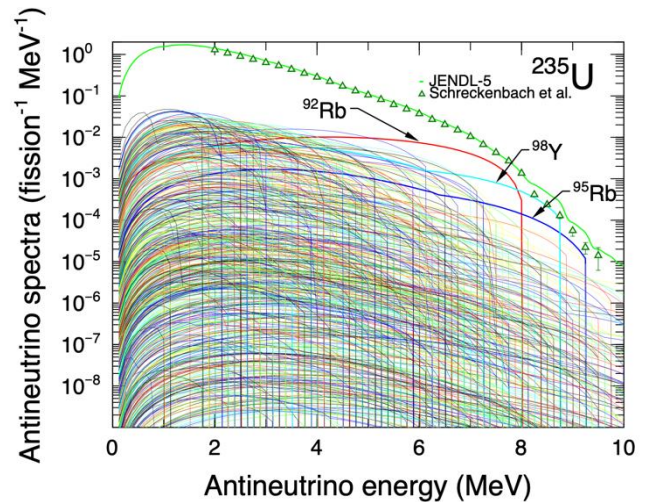


図3 JENDL-5 を用いた場合の  $^{235}\text{U}$  のエネルギースペクトルに対する各核種の寄与

### 4. 結言

今回の計算で示したスペクトル形状の鍵となる核種の寿命は非常に短く、実際に計測等を行うことは難しい現状がある。しかし、こうした特定の核種について重点的に核データの整備を進めていくことが、原子炉等の遠隔監視システムの実現に向け、重要であると考えられる。

### 引用・参考文献

- [1] K. Schreckenbach et al., Physics Letters, Vol.160B, No.4,5, 325-330 (1985).
- [2] K. Takahashi and M. Yamada, Progress of Theoretical Physics, Vol.41, No.6, 1470-1503 (1969).
- [3] T. Tachibana et al., Progress of Theoretical Physics, Vol.84, No.4, 641-657 (1990).
- [4] K. Tsubakihara et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.58, No.2, 151-165 (2021).
- [5] T. Yoshida et al., Progress in Nuclear Energy. 88, 175-182 (2016).

日本核物質管理学会賛助会員

(2022 年 10 月 1 日現在)

日本核物質管理学会賛助会員（2022 年 10 月 1 日現在：32 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
- ◇ 一般社団法人 日本原子力産業協会



【日本核物質管理学会第 43 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

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

**NAGAKI**  Since  
**1946**  
*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](http://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)、更にマーカー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** **コーン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](mailto:ctl-systems@cornes.jp)

# 豊かな社会とこれからも 社会の「当たり前」を支える



## BUSINESS&TECHNOLOGY

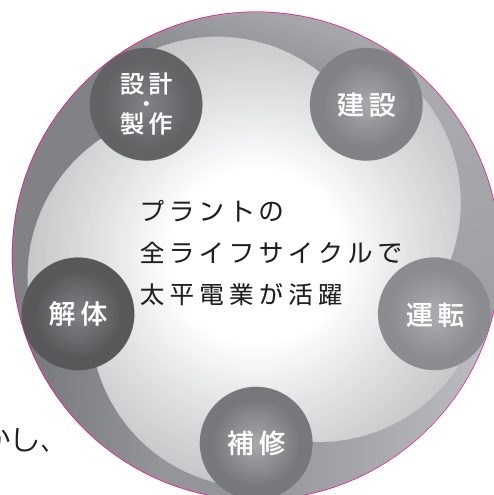
原子力発電とこれからどう向き合い、共存していくかは、

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、CO<sub>2</sub>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](http://www.mhi.com/jp)

MOVE THE WORLD FORWARD

MITSUBISHI  
HEAVY  
INDUSTRIES  
GROUP





MIRION  
TECHNOLOGIES

# 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リアサーベイ
  - 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

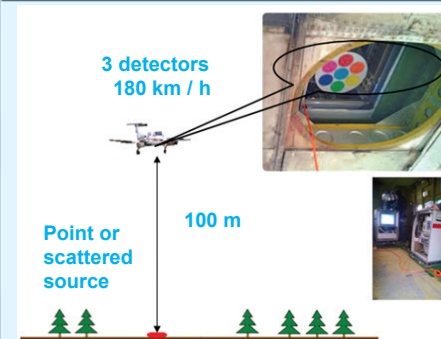
### 深さ方向のプロファイリング



#### 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



ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ株式会社

URL: <http://www.mirion.com/jp/> E-mail: [jp-sales@mirion.com](mailto:jp-sales@mirion.com)

東京本社 TEL: 03-5835-5402

大阪営業所 TEL: 06-4806-5662

# 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: 〒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

## GeGI

Germanium Gamma-Ray Imaging HPGe Spectrometer



### Ge半導体型γ線イメージング検出器

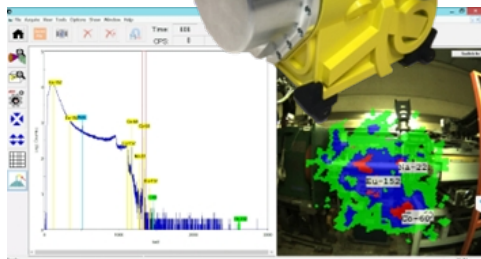
GeGI5は90(Φ)×11(t)mm大容量Ge半導体を搭載したγ線イメージング装置です。  
GeGIこれ1台で高分解能スペクトル測定、コンプトンイメージングが可能です

Geによる高分解能はコンプトン散乱角(θ)の不確かさを低減し、高効率と相まってRIの場所を迅速に測定することができます。

Geの高分解能は核種の識別にも優れた性能を示すので多核種の場所情報を核種毎にも表示することが可能です。

GeGI5は核種の自動同定だけでなく濃度の推定も標準で可能で更に空間線量率も表示します。

GeGIは環境測定・放射化測定・RI探査・RDD探査等多くの現場でご利用いただくことができます。



# Fulcrum-40h



### ポータブル電気冷却式Ge半導体検出器

Fulcrum-40hは85(Φ)×30(t)mm大容量Ge半導体検出器です。

Fulcrumは $\leq 2.5\text{keV}$ (@1.33Mev)の分解能とTypical40%の相対効率(@1.33Mev)の性能を有します。

Fulcrumは核種の自動同定、濃度推定計算、空間線量率及び熱中性子のcpmを測定可能です。

バッテリーで約10時間使用できますが、ホットスワップ対応ですので予備バッテリーと交換すれば更に長時間のバッテリーオペレーションが可能です。

# D5



### CLLBC搭載の核種識別装置 (RIID)

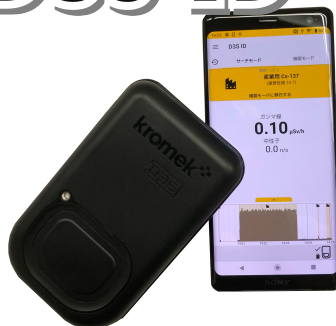
1.5"(D)×1.5"(L)CLLBC搭載の高効率高分解能なRIIDが登場しました。

FWHMは3.5%以下(@662keV)、熱中性子も計測します。

スペクトル測定 & 核種IDは100μSv/hまで、Doseセンサーは1Sv/hまで対応。

**kromek**  
detect image identify

# D3S-ID



### CsI(Tl)搭載の核種識別装置 (RIID)



仁木工芸株式会社

〒140-011 東京都品川区東大井5-26-22

TEL 03-4218-4700 FAX 03-4212-3423

URL: <http://www.nikiglass.co.jp>

Email: [niki\\_sales@nikiglass.com](mailto:niki_sales@nikiglass.com)

ここにご紹介した製品はソフトウェア・デモ (PHDS GeGI),  
実機デモ (Kromek) 可能ですのでお気軽にご相談ください。  
Zoom, Team等でのデモンストレーションにも対応致します。


イベント等のご案内

## INMM and ESARDA annual Joint Annual Meeting

INMMとESARDAの2回目の合同年次大会がウィーンのオーストリア センターで開催されます。

詳細は下記 URL にアクセスし、ご参照ください。

<https://www.xcdsystem.com/inmm/program/8zewAD3/index.cfm?pgid=564>



The banner features the INMM logo (Institute of Nuclear Materials Management) on the left, the ESARDA logo (European Safeguards Research & Development Association) on the right, and central text: 'INMM & ESARDA JOINT ANNUAL MEETING', 'atoms for peace' in script, 'EVOLUTION OF TECHNOLOGIES FOR THE FUTURE', and '22-26 MAY, 2023 | AUSTRIA CENTER VIENNA, AUSTRIA'. The background shows a modern building facade.

Overview

Call for Papers

Abstract Submission Requirements

Registration Information

About INMM

About ESARDA

### Save the Date!

**When**  
Monday 22 May 2023, 09:00 CEST - Friday 26 May 2023, 17:00 CEST

**Where**  
Austria Center  
Bruno-Kreisky-Platz 1, 1220 Wien, Austria

**Languages**  
English

Join INMM and ESARDA for their second annual Joint Annual Meeting to be held at the Austria Center in the vibrant, dynamic city of Vienna! The program will include plenary sessions, technical talks, poster presentations, exhibits, and a return to face-to-face, in-person networking! This will be our first in-person meeting in three years! We are delighted to be having this meeting jointly between INMM and ESARDA in Vienna, the city of 'Atoms for Peace and Global Nonproliferation'. Its central location we hope will attract a diverse audience from all corners of the globe. Be a part of this unique event

**Learn More:**

[The Austria Centre](#)

[Vienna, Austria](#)

[ESARDA](#)

[INMM Membership](#) (Discounted registration fees for INMM members)

Call for Abstracts Opens October, 2022

Registration Opens January 2023





# 日本核物質管理学会のご紹介



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

## 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」およ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「核物質防護条約およびその改正」等を基に、「原子力の平和利用」を推進してきました。

これからも、「原子力の平和利用」に係る核不拡散・核セキュリティ対応は、我が国の「原子力の研究、開発および利用」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あります。加えて、我が国が「原子力の平和利用」に向けて、「既存の原子力施設の維持管理・廃止措置、核燃料サイクル、および関連分野の研究・開発・実用化」を安全に着実に進めることが重要であります。そのためには、核不拡散に係る「政策」、「保障措置」、および「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

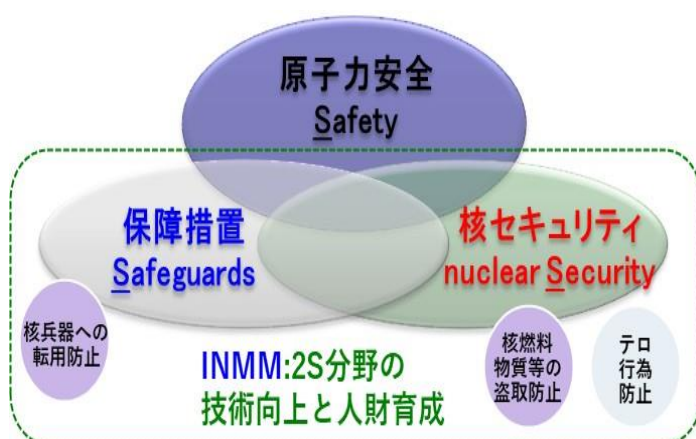
日本核物質管理学会 (INMMJ: Institute of Nuclear Materials Management, Japan Chapter) は、米国にある核物質管理学会 (INMM: Institute of Nuclear Materials Management) の日本支部として 1977 年に設立された、核不拡散、国際保障措置、計量・管理、核セキュリティ、輸送、および廃棄物処理・処分等の分野における専門家の集まりです。

安倍元首相が 2014 年の核セキュリティサミットにおいて、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。

INMMJ は、3S の内、保障措置、および核セキュリティ等の分野における技術の向上と人材の育成を目的に活動しています。

INMM は、1958 年に米国で創設された技術的な非営利団体で、科学的知識、技術的能力、政策的対話、専門的能力、およびベストプラクティスの促進を通じて、核物質とその他の放射性物質（以下「核物質等」という。）と関連技術の、安全で安心かつ効果的な管理に取り組んでいる国際的な学会です。

INMM は、エンジニア、科学者、技術者、管理者、政策立案者、分析者、事業者、教育者、



および学生からなる団体で、世界中に会員を擁しています。また INMM は、核物質等を管理するための新しい概念、手段、技術、機器の実用化だけではなく、先進的な研究開発を推進しています。

INMM は米国規格協会 (ANSI) で、核物質に関連する 2 つの主要な規格委員会である、N14 (容器および輸送基準) と N15 (核物質防護および計量・管理) を担当しています。INMM は、基本的に技術に特化した組織であるため、専門家による評価や諮問のための貴重な供給団体となっています。

INMM は、米国内の 6 支部と、日本支部、英国支部、ロシア支部 (3 支部)、ウィーン支部、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とを併せて、世界で 16 の支部により構成されています。また、核物質等の管理と関連技術に興味のある大学生や大学院生の科学的・専門的能力向上を支援するために、米国内の 15 支部を含め、世界に 25 の「学生支部」を設置して活動しています。ちなみに INMMJ は、1977 年に初の国際支部として創立され、世界最大の会員数を擁しています。

INMMJ 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

核物質等の管理と関連技術分野における、会員の科学的知識、技術的能力、および専門的能力などの能力向上を支援するために、年次大会の開催 (2021 年度の年次大会は、2021 年 11 月 18 日 (木) ~ 19 日 (金) の 2 日間、Web 会議方式で開催)、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、および学会ホームページの充実を図っています。少子高齢化時代、特に次世代の核物質等の管理と関連技術分野の、研究者、技術者、管理者、および行政関係者の養成が重要だと考えています。

また、INMMJ が主催する研究会、セミナー、講演会等は、学会の特色を活かし、核物質等の管理と関連技術分野の、学界、研究機関、原子力関連産業界、および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ています。

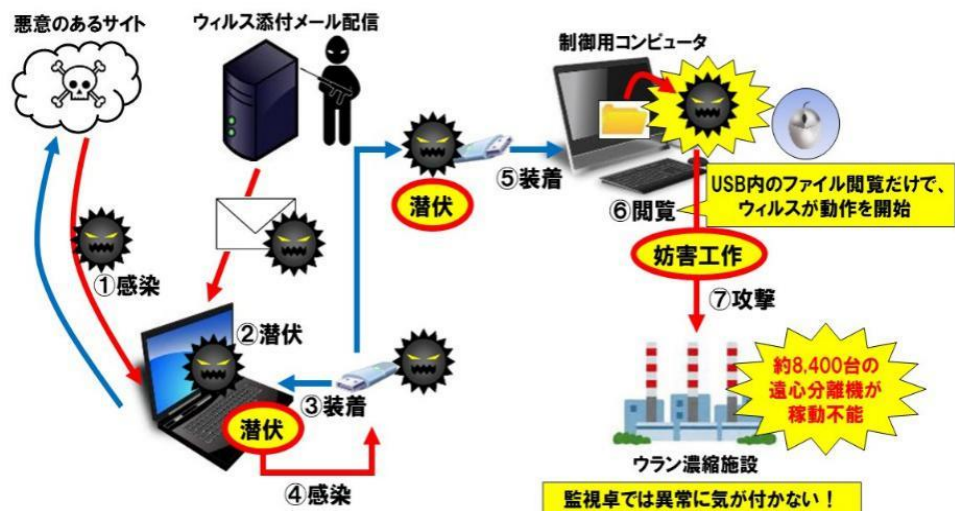


日本核物質学会年次大会の様子



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



UF6 シリダ<sup>®</sup> 中のウラン量測定装置 (UCAS) (\*)



廃棄物ドラム中の核物質  
測定装置 (WDAS) (\*)



使用済燃料検認装置 (DCVD) (\*)



配管濃縮度モニター (CHEM) (\*)

(\*)：上記の写真は、本学会で発表された保障措置機器開発の例

## ② 対外連携の強化

INMMJ 活動の活性化のために、学界、研究機関、原子力関連産業、政府関係機関などに加え、INMM や欧州保障措置研究開発協会(ESARDA: European Safeguards Research & Development Association)、および国際原子力機関 (IAEA) 等との国際連携を行っています。

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。

また、2021 年 8 月 12 日～26 日、および 8 月 30 日～9 月 1 日に INMM-ESARDA 合同年次大会（オーストリア・ウィーンでの開催を予定していましたが、コロナ禍で Web 方式に変更）に INMMJ から多くの会員が参加しました。学生会員の参加には予算的な支援も行っています。

2022 年の IAEA シンポジウムや、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、および学生の積極的な参加を奨励・支援したいと思います。



ワークショップ全体セッションの様子



ワークショップ集合写真

## ③ 学生会員の活動支援

大学生や大学院生の会員に対し、当学会の活動状況などを積極的に紹介し、核物質等の管理と関連技術に興味のある会員が、将来、国内のみならず国際的にも活躍する研究者、技術者、管理者、および行政関係者となるための養成が重要だと思います。そのために、現在の「学生部会」を発展させ、将来的には、日本国内における「学生支部」として、海外の「学生支部」会員との積極的な交流・連携を支援したいと考えています。

## ④ 広報活動の充実

原子力の平和利用を担保するためには、国内外に対し透明性と正確性を兼ね備えた情報発信が重要だと思います。一般の皆様や関係業界の皆様に対し、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」、



および「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やホームページなどの一層の充実に加え、新たに「INMMJ Newsletter」を定期的に発行し、積極的な広報活動を進めています。

### 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<sup>(\*)</sup>

今後、我が国が「既存の原子力施設の維持管理・廃止措置、核燃料サイクル、および関連分野の研究・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) 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ーフェース

#### (3) 研究開発と国際協力の課題

- 脅威の未然の抑止、検知技術の向上、影響拡大の防止と緩和に向け、所管機関等による法規・制度の整備と連携した科学技術的手法の継続的進化
- 二国間あるいは多国間での国際協力を通じて、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、核物質等の管理と関連技術分野における多くの技術開発、手法、政策や規制に係るガイドラインの作成、国際連携や協力、および次世代人材育成等に、当学会の貢献が期待されています。

#### 4. おわりに

我が国が「原子力の平和利用」に向けて、「既存の原子力施設の維持管理・廃止措置、核燃料サイクル、および関連分野の研究・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、ESARDA、IAEA 等との連携を基に、INMMJ の諸活動を進めたいと思います。

今後とも引き続き、INMMJ 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、将来の核物質等の管理と関連技術を支える研究者、技術者、管理者、および行政関係者の皆さんが、積極的に INMMJ 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。

#### 参考資料

---

(\*) 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 月発行より一部抜粋

### 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、NEC ネットエスアイ、木村化工機、富士電機、島津製作所、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、トランスニュークリア、ニュークリア・デベロップメント、日本原子力産業協会、原子力安全推進協会、原子力安全研究協会、原子力資料情報室、神戸市立青少年科学館、The International Human Frontier Science Program Organization、外務省、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）

### 学生会員（順不同）

東京工業大学、東京大学、東海大学、東京都市大学

### 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)、電源開発(株)、日本原子力発電(株)、日本原子力研究開発機構、(株)日立製作所電力ビジネスユニット、三菱重工業(株)、(株)IHI/IHI Corporation、丸紅ユティリティ・サービス(株)、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)、原燃輸送(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)、リサイクル燃料貯蔵(株)、日本原燃分析(株)、富士電機(株)、(株)ジェイテック、三菱電機(株)、(一社)日本原子力産業協会

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](mailto:jimukyoku@inmmj.org)

URL：<https://www.inmmj.org/>

2022/10 改

## 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: \_\_\_\_\_

College or University: \_\_\_\_\_

Graduate School: \_\_\_\_\_

Post Graduate School: \_\_\_\_\_



## 第 43 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	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](mailto:jimukyoku@inmmj.org)

URL：<https://www.inmmj.org>