



第 41 回日本核物質管理学会年次大会  
The 41<sup>st</sup> Annual Meeting of INMM Japan Chapter

会議論文集  
Proceedings

2020 年 11 月 19 日・20 日

**第 41 回日本核物質管理学会年次大会プログラム**  
(プログラムは予告なく変更されることがありますが予めご了承ください)

全体会合同会 東京工業大学 相楽 洋

**1 日目 (11 月 19 日)**

**会場 1**

09:30～ 開場

10:00-10:20 開会セッション

10: 00 - 10:05 開会の辞

プログラム委員長 相楽 洋

10: 05 - 10:20 開会挨拶

日本核物質管理学会会長 齊藤 正樹

10:20 - 11:30 招待講演

座長：日本核物質管理学会会長 齊藤 正樹

招待講演 I：INMM - Staying Relevant in Uncertain Times

講師：INMM President, Susan Pepper

招待講演 II：NPT の成果と今後の課題：50 周年に寄せて

講師：一橋大学大学院法学研究科教授 秋山信将

11:30 - 13:00 休 憩

**会場 1**

13:00 - 14:00 セッション A：非破壊測定技術 I

座長： 東京都市大学 河原林 順

13:00 - 13:20 #4101 レーザー駆動中性子源を用いた中性子共鳴透過分析技術開発  
(1) 中性子共鳴透過分析へのレーザー駆動中性子源の適用  
発表者 日本原子力研究開発機構 李 在洪

13:20 - 13:40 #4102 レーザー駆動中性子源を用いた中性子共鳴透過分析技術開発  
(2) 開発項目と進捗概要  
発表者 日本原子力研究開発機構 伊藤 史哲

13:40 - 14:00 #4103 核共鳴蛍光を利用した核検知技術実証試験  
発表者 日本原子力研究開発機構 小泉 光生

14:10 - 15:30 セッション B：非破壊測定技術 II

座長： 量子科学技術研究開発機構 増田 開

14:10 - 14:30 #4104 燃料集合体からの FP $\gamma$  線スペクトル測定  
発表者 電力中央研究所 名内 泰志



- 14:30 – 14:50 #4105 パッシブ $\gamma$ 線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発 (3) 収納  
缶中の燃料デブリのパッシブ $\gamma$ 線源分布の画像再構成  
発表者 東京工業大学 柴 茂樹
- 14:50 - 15:10 #4106 Development of Delayed Gamma-ray Spectroscopy for Nuclear  
Material Evaluation: Project Overview  
発表者 日本原子力研究開発機構 D.C. Rodriguez
- 15:10 – 15:30 #4107 核物質評価用遅発ガンマ線分光器の開発: 中性子検出システム  
発表者 日本原子力研究開発機構 Hee-Jae Lee

15:40 – 16:40 セッション C : 核セキュリティ

座長 : 日本原子力研究開発機構 中村仁宣

- 15:40 - 16:00 #4108 「米国・カザフスタンとのウラン精鉱共同分析プロジェクト(共同分  
析の概要とウラン同位体比分析手法の検証)」  
発表者 日本原子力研究開発機構 松井 芳樹
- 16:00 - 16:20 #4109 画像 AI と自然言語処理 AI とのインターフェイス  
発表者 東京大学 出町 和之
- 16:20 - 16:40 #4110 攻撃シナリオベース評価手法による再処理工場のサイバーセキュリ  
ティリスクの評価  
発表者 日本原燃 中園 智光

会場 2

13:00 – 14:20 セッション D : 非核化

座長 : 東京工業大学 池上 雅子

- 13:00 - 13:20 #4111 非核化達成のための要因分析に関する研究 (6) 旧ソ連諸国の非核化  
発表者 日本原子力研究開発機構 木村隆志
- 13:20 - 13:40 #4112 非核化達成のための要因分析に関する研究 (7) 核開発研究者の拡散  
防止に関する枠組みについて  
発表者 日本原子力研究開発機構 須田一則
- 13:40 - 14:00 #4113 非核化達成のための要因分析に関する研究 (8) 非核化の国際的枠組  
と米国の役割 その 1: イラク、リビア及びイランの非核化  
発表者 日本原子力研究開発機構 田崎真樹子
- 14:00 - 14:20 #4114 非核化達成のための要因分析に関する研究 (9) 北朝鮮の非核化  
発表者 日本原子力研究開発機構 清水亮

**14:30 – 15:30      セッション E：核不拡散政策**

座長：    日本原子力研究開発機構    須田    一則

**14:30 - 14:50    #4115      核燃料サイクルの推進と核不拡散・核セキュリティの確保**  
発表者    日本原子力研究開発機構    玉井広史

**14:50 - 15:10    #4116      次世代核燃料サイクルの合理的な保障措置に向けた制度的・技術的  
方策に関する研究(2)New Partnership Approach    による査察人日削減  
の効果**  
発表者    東京工業大学    筒井康二

**15:10 - 15:30    #4117      Assessing the Impact of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant  
Accident on Indian Nuclear Policy**  
発表者    東京工業大学    Saurabh Sharma

**16:50 - 17:20      日本核物質管理学会総会**

## 2 日目 (11 月 20 日)

### 会場 1

9:15 - 10:25 若手・学生セッション I

座長： 東京工業大学 三星夏海、東京大学 須藤大揮

- |               |       |   |
|---------------|-------|---|
| 9:15 - 9:25   | P4151 | Evaluation of Material Attractiveness to Non-state Actors of Various Nuclear Materials in Thorium Fuel Cycles<br>発表者 Massachusetts Institute of Technology Eva Lisowski   |
| 9:25 - 9:35   | P4152 | パッシブ中性子線断層撮影法を用いた非破壊測定技術の開発と部分欠損検認への適用可能性<br>発表者 東京工業大学 徳田崇哉  |
| 9:35 - 9:45   | P4153 | パッシブ $\gamma$ ・中性子線断層撮影法を用いた非破壊測定技術の研究－研究計画－<br>発表者 東京工業大学 土屋 克嘉  |
| 9:45 - 9:55   | P4154 | 多様な放射性廃棄物内核物質質量測定への DDSI 法の適用可能性 (2)<br>解析モデルの構築と妥当性確認<br>発表者 東京工業大学 中嶋 翔   |
| 9:55 - 10:05  | P4155 | Applicability study of Photofission Reaction to Identify High-Enriched Uranium by utilizing the Bremsstrahlung Photon (III)<br>－Impact of $(\gamma, 2n)$ reaction noise on PFRR methodology－<br>発表者 東京工業大学 Chin Kim Wei |
| 10:05 - 10:15 | P4156 | 核鑑識のための燃料核種組成情報を活用した軽水炉型の判別手法<br>発表者 東京工業大学 加賀山雄一   |
| 10:15 - 10:25 | P4157 | 現在の核不拡散レジームによる核拡散可能性<br>発表者 東京工業大学 笹野夏暉   |

10:30 - 11:30 若手・学生セッション II

座長： 東京工業大学 Chin Kim Wei、Saurabh Sharma

- |               |       |   |
|---------------|-------|---|
| 10:30 - 10:40 | P4158 | 自然言語処理を用いた作業安全判定<br>発表者 東京大学 須藤大揮   |
| 10:40 - 10:50 | P4159 | $U_3Si_2$ 燃料および RepU を用いた高い固有安全・核不拡散性を有する中小型軽水炉の研究<br>発表者 東京工業大学 三星夏海                             |
| 10:50 - 11:00 | P4160 | 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- サイクル初期の燃料集合体の <i>Attractiveness</i> 評価 -<br>発表者 東京工業大学 大泉昭人 |

- |               |       |   |
|---------------|-------|---|
| 11:00 - 11:10 | P4161 | TRU-シリサイド燃料を用いた高い核不拡散性を有する加速器駆動システムの設計検討<br>発表者 東京工業大学 山口 紗希  |
| 11:10 - 11:20 | P4162 | 熔融塩高速炉の炉心解析モデルの構築と核燃料サイクルマスマランス評価<br>発表者 東京工業大学 青柳 涼  |
| 11:20 - 11:30 | P4163 | Broad Neutron Spectrum Study of Gas Cooled Reactor for Core Characteristics and Actinide Management<br>発表者 東京工業大学 Chong Hong Fatt |
| 11:30 - 13:00 | 休憩    | (参加者懇親会等)   |
| 13:00 - 14:00 | 招待講演  | 座長：日本核物質管理学会副会長 直井洋介<br><br>招待講演Ⅲ：IAEA 保障措置と今後の課題<br>講師：原子力規制委員会原子力規制庁 長官官房 放射線防護企画課 保障措置室 室長 寺崎 智宏                               |

## 会場 1

### 14:00-15:00 セッション F：保障措置・分析技術・次世代技術

座長： 公益財団法人 核物質管理センター 伊藤 寛

- |               |       |  |
|---------------|-------|--|
| 14:00- 14:20  | #4118 | LSD スパイクの経時変化確認<br>発表者 日本原子力研究開発機構 芝野幸也  |
| 14:20 - 14:40 | #4119 | 直接処分システムに対する地震波モニタリング情報の適用可能性評価<br>発表者 日本原子力研究開発機構 芝 知宙                          |
| 14:40 - 15:00 | #4120 | 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 — 新たなデバイス概念の基本評価と核不拡散性の検討<br>発表者 東京工業大学 川島 正俊 |

## 会場 2

### 14:00-15:00 セッション G：人材育成

座長： 東京大学 鈴木 美寿

- 14:00 - 14:20 #4121 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」  
(6) 2020 年度実施状況  
発表者 東京工業大学 韓治暎
- 14:20 - 14:40 #4122 教育訓練用バーチャルリアリティシステムのリフレッシュプロジェクト  
発表者 日本原子力研究開発機構 沼田 将明
- 14:40 - 15:00 #4123 核物質防護実習フィールドのバーチャルツアー開発と利用の展望  
発表者 日本原子力研究開発機構 中川 陽介

## 会場 1

15:10- 16:10 企画セッション

座長： 東京大学 出町 和之

15:10-15:55 世界的願望 ―放射性廃棄物転換ハイブリッド化学/核反応炉―  
発表者 大阪大学 核物理研究センター(RCNP) 元所長/名誉教授、ウプサラ大学名誉博士 池上 栄胤

15:55-16:10 JAEA/ISCN の 10 年間の歩みと成果  
～INMM 特別功労賞の受賞に際して～  
報告者 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  
センター長 直井洋介

16:10-16:20 閉会セッション

16: 10 - 16:15 論文賞、若手・学生セッション発表賞の発表

16: 15 - 16:20 閉会挨拶

プログラム副委員長 清水 純治

**Program Schedule for the 41st 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 (19 November)**

**Room 1**

09:30~	Opening	
10:00-10:20	Opening Session	
10: 00 - 10:05	Opening Remarks	Hiroshi Sagara, Chair, Program Committee
10: 05 - 10:20	Welcome Remarks	Masaki Saito, President, INMM Japan Chapter
10:20 - 11:30	Invited Lectures	Chair : Masaki Saito, President, INMM Japan Chapter
	Invited Lectures I : INMM – Staying Relevant in Uncertain Times	
	Guest Lecturer : Susan Pepper, INMM President	
	Invited Lectures II : NPT on its 50th Anniversary:	
	In Retrospect and Prospect	
	Guest Lecturer : Nobumasa Akiyama, Manager, School of International and Public Policy, Hitotsubashi University	
11:30 - 13:00	Lunch Break	

**Room 1**

13:00 – 14:00	Session A : Nondestructive Assay Technology I	
	Chair : Jun Kawarabayashi, Tokyo City University	
13:00 - 13:20	#4101	Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source (1) Application of a Laser Driven Neutron Source for a Neutron Resonance Transmission Analysis Presenter Jaehong Lee, Japan Atomic Energy Agency
13:20 - 13:40	#4102	Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source (2) The outline of development issues and progresses Presenter Fumiaki Ito, Japan Atomic Energy Agency
13:40 - 14:00	#4103	Demonstration of Nuclear Detection using A Nuclear Resonance Fluorescence Technique Presenter Mitsuo Koizumi, Japan Atomic Energy Agency

**14:10 – 15:30      Session B : Nondestructive Assay Technology    II**

**Chair :    Kai Masuda,  
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology**

- 14:10 - 14:30    #4104    Gamma Ray Spectroscopy of Fission Product in Fuel Assembly  
Presenter   Yasushi Nauchi,  
Central Research Institute of Electric Power Industry**
- 14:30 –14:50    #4105    Development of Image Reconstruction Technology using Passive  
Gamma Emission Tomography (3) Image reconstruction of passive  
gamma-ray source distribution of fuel debris in canister  
Presenter   Shigeki Shiba, Tokyo Institute of Technology**
- 14:50 - 15:10    #4106    Development of Delayed Gamma-ray Spectroscopy for Nuclear  
Material Evaluation: Project Overview  
Presenter   D.C. Rodriguez, Japan Atomic Energy Agency**
- 15:10 – 15:30    #4107    Development of Delayed Gamma-ray Spectroscopy for Nuclear  
Material Evaluation: Neutron Detection System  
Presenter   Hee-Jae Lee, Japan Atomic Energy Agency**

**15:40 – 16:40      Session C : Nuclear Security**

**Chair :    Hironobu Nakamura, Japan Atomic Energy Agency**

- 15:40 - 16:00    #4108    Joint Sample Analysis Project on UOC with USA and Kazakhstan  
(Overview of Project and Validation of Analytical Methods on Uranium  
Isotope Ratio)  
Presenter   Yoshiki Matsui, Japan Atomic Energy Agency**
- 16:00 - 16:20    #4109    Interface between image AI and natural language processing AI  
Presenter   Kazuyuki Demachi, The University of Tokyo**
- 16:20 - 16:40    #4110    Cyber security risk assessment for the Rokkasho Reprocessing Plant  
using attack scenario-based approach  
Presenter   Toshimitsu Nakazono, Japan Nuclear Fuel Limited**

**Room 2**

**13:00 – 14:20      Session D : Denuclearization**

**Chair :    Masako Ikegami, Tokyo Institute of Technology**

- 13:00 - 13:20    #4111    Research on Factor Analysis for Achieving Denuclearization (6)  
Denuclearization of Former Republics of the Soviet Union  
Presenter   Takashi Kimura, Japan Atomic Energy Agency**
- 13:20 - 13:40    #4112    Research on Factor Analysis for Achieving Denuclearization (7)  
Framework on the non-proliferation of weapons scientists and  
engineers  
Presenter   Kazunori Suda , Japan Atomic Energy Agency**

- 13:40 - 14:00    #4113    Research on Factor Analysis for Achieving Denuclearization (8)  
International Frameworks for Denuclearization and Roles of the US  
Part 1: Denuclearization of Iraq, Libya and Iran  
Presenter    Makiko Tazaki , Japan Atomic Energy Agency**
- 14:00 - 14:20    #4114    Research on Factor Analysis for Achieving Denuclearization (9)  
DPRK's Denuclearization  
Presenter    Ryo Shimizu , Japan Atomic Energy Agency**
- 14:30 – 15:30    Session E : Nuclear non-proliferation policy**
- Chair :    Kazunori Suda, Japan Atomic Energy Agency**
- 14:30 - 14:50    #4115    Promoting Nuclear Fuel Cycle and Ensuring Nuclear Non-  
proliferation/Nuclear Security  
Presenter    Hiroshi Tamai, Japan Atomic Energy Agency**
- 14:50 - 15:10    #4116    Institutional and Technical Measures for Rational Nuclear Safeguards  
of Next Generation Nuclear Fuel Cycle (2) Effect on Reduction of  
Person-Days of Inspection by New Partnership Approach  
Presenter    Koji Tsutsui, Tokyo Institute of Technology**
- 15:10 - 15:30    #4117    Assessing the Impact of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant  
Accident on Indian Nuclear Policy  
Presenter    Saurabh Sharma, Tokyo Institute of Technology**
- 16:50 - 17:20    INMM Japan Chapter Annual Business Meeting**



## **Day 2 (20 November)**

### **Room 1**

**9:15 – 10:25    Student • Young-generation    Session    I**

**Chair :**    Natsumi Mitsuboshi, Tokyo Institute of Technology,  
Masaki Sudo, The University of Tokyo

- |                      |              |  |
|----------------------|--------------|--|
| <b>9:15 - 9:25</b>   | <b>P4151</b> | <b>Evaluation of Material Attractiveness to Non-state Actors of Various Nuclear Materials in Thorium Fuel Cycles</b><br><b>Presenter    Eva Lisowski, Massachusetts Institute of Technology</b>  |
| <b>9:25 - 9:35</b>   | <b>P4152</b> | <b>Development of Non-destructive Assay Technique using Passive Neutron Emission Tomography and Applicability for Partial Defect Verification</b><br><b>Presenter    Takaya Tokuda, Tokyo Institute of Technology</b>  |
| <b>9:35 - 9:45</b>   | <b>P4153</b> | <b>A study of the NDA technology using passive gamma and neutron emission tomography (1) Research plan</b><br><b>Presenter    Katsuyoshi Tsuchiya, Tokyo Institute of Technology</b>   |
| <b>9:45 - 9:55</b>   | <b>P4154</b> | <b>Feasibility of Application of DDSI Assay Technique for Nuclear Material Quantification in Various Radioactive Waste Forms (2) Numerical analysis modeling and validation</b><br><b>Presenter    Sho Nakaguki, Tokyo Institute of Technology</b>                                       |
| <b>9:55 -10:05</b>   | <b>P4155</b> | <b>Applicability study of Photofission Reaction to Identify High-Enriched Uranium by utilizing the Bremsstrahlung Photon (III)</b><br><b>—Impact of (<math>\gamma</math>, 2n) reaction noise on PFRR methodology—</b><br><b>Presenter    Chin Kim Wei, Tokyo Institute of Technology</b> |
| <b>10:05 – 10:15</b> | <b>P4156</b> | <b>Light Water Reactor Type Discrimination Method Using Fuel Nuclide Composition Information for Nuclear Forensics</b><br><b>Presenter    Yuichi Kagayama, Tokyo Institute of Technology</b>   |
| <b>10:15 –10:25</b>  | <b>P4157</b> | <b>Possibility of nuclear proliferation due to the current nuclear nonproliferation regime</b><br><b>Presenter    Natsuki Sasano, Tokyo Institute of Technology</b>  |

**10:30 – 11:30    Student • Young-generation    Session    II**

**Chair :**    Chin Kim Wei, Tokyo Institute of Technology  
Saurabh Sharma, Tokyo Institute of Technology

- |                      |              |  |
|----------------------|--------------|--|
| <b>10:30 - 10:40</b> | <b>P4158</b> | <b>Worker Safety Assessment Using Natural Language Processing</b><br><b>Presenter    Masaki Sudo, University of Tokyo</b>  |
| <b>10:40 - 10:50</b> | <b>P4159</b> | <b>Feasibility study on small and medium modular light water reactors with inherent nuclear safety and non-proliferation features using U3Si3 fuel and RepU</b><br><b>Presenter    Natsumi Mitsuboshi, Tokyo Institute of Technology</b> |
| <b>10:50 - 11:00</b> | <b>P4160</b> | <b>Non-proliferation Features in Partitioning and Transmutation Cycle using Accelerator-driven System</b><br><b>- Evaluation of <i>Material Attractiveness</i> of Fuel Assembly in Early Period of Burnup Cycle -</b>                    |

		<b>Presenter Akito Oizumi, Tokyo Institute of Technology</b>
<b>11:00 - 11:10</b>	<b>P4161</b>	<b>Design Study of Accelerator-Driven System with enhanced Non-proliferation Features using TRU-Silicide Fuel</b> <b>Presenter Saki Yamaguchi, Tokyo Institute of Technology</b>
<b>11:10 - 11:20</b>	<b>P4162</b>	<b>Development of core analysis model and evaluation of the nuclear fuel cycle mass balance in molten salt fast reactor</b> <b>Presenter Ryo Aoyagi, Tokyo Institute of Technology</b>
<b>11:20 - 11:30</b>	<b>P4163</b>	<b>Broad Neutron Spectrum Study of Gas Cooled Reactor for Core Characteristics and Actinide Management</b> <b>Presenter Chong Hong Fatt, Tokyo Institute of Technology</b>
<b>11:30 - 13:00</b>	<b>Lunch Break (Reception)</b>	
<b>13:00 – 14:00</b>	<b>Invited Lecture</b>	<b>Chair : Yosuke Naoi, Vice President, INMM Japan Chapter</b>
	<b>Invited Lecture III : IAEA Safeguards and Future Challenge in Japan</b> <b>Guest Lecturer : Tomohiro Terasaki, Director, Safeguards Office</b> <b>Japan Safeguards Office (JSGO), Nuclear Regulation Authority</b>	

### **Room 1**

**14:00-15:00 Session F : Safeguards • Analytical technology • Next-generation technology**

**Chair : Hiroshi Ito, Nuclear Material Control Center**

<b>14:00- 14:20</b>	<b>#4118</b>	<b>Evaluation of Change of LSD spikes by Long-term Storage</b> <b>Presenter Koya Shibano , Japan Atomic Energy Agency</b>
<b>14:20 - 14:40</b>	<b>#4119</b>	<b>Applicability assessment of external monitoring information for direct disposal system</b> <b>Presenter Tomooki Shiba , Japan Atomic Energy Agency</b>
<b>14:40 - 15:00</b>	<b>#4120</b>	<b>Development of a passive reactor shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors</b> <b>- Innovative device-concept and non-proliferation features-</b> <b>Presenter Masatoshi Kawashima, Tokyo Institute of Technology</b>

### **Room 2**

**14:00-15:00 Session G : Education**

**Chair : Mitsutoshi Suzuki, The University of Tokyo**

- |               |       |   |
|---------------|-------|---|
| 14:00 - 14:20 | #4121 | <b>Nuclear Regulation Human Resource Development Program in Tokyo Tech “The Advanced Nuclear 3S Education and Training (ANSET)”</b><br><b>(6) Implementation Status AY2020</b><br><b>Presenter Chi Young HAN, Tokyo Institute of Technology</b> |
| 14:20 - 14:40 | #4122 | <b>Refresh Project of Virtual Reality System for Education and Training</b><br><b>Presenter Masaaki Numata , Japan Atomic Energy Agency</b>   |
| 14:40 - 15:00 | #4123 | <b>A Prospect of Development and Use of the Virtual Tour of the Physical Protection Exercise Field</b><br><b>Presenter Yosuke Nakagawa , Japan Atomic Energy Agency</b>   |

- |                |   |
|----------------|---|
| 15:10- 16:10   | <b>Planning Session</b><br><b>Chair : Kazuyuki Demachi, The University of Tokyo</b>   |
| 15:10-15:55    | <b>The World Hope:<br/>Radioactive Waste-Burning Hybrid Chemonuclear Reactor</b><br><b>Presenter Hidetsugu Ikegami,</b><br><b>Former Director of the Research Center for Nuclear Physics</b><br><b>(RCNP)/Professor Emeritus, Osaka University,</b><br><b>Honorary Doctor of Uppsala University, Sweden</b> |
| 15:55-16:10    | <b>10-year history and achievements of ISCN/JAEA</b><br><b>~in receiving the INMM Special Service Award~</b><br><b>Presenter Yosuke Naoi</b><br><b>Director,</b><br><b>Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation</b><br><b>and Nuclear Security,</b><br><b>Japan Atomic Energy Agency</b>      |
| 16:10-16:20    | <b>Closing Session</b>  |
| 16: 10 - 16:15 | <b>Distinguished Service Award Ceremony</b>   |
| 16: 15 - 16:20 | <b>Closing Remarks</b><br><b>Jyunji Shimizu, Vice Chair, Program Committee</b>  |

2020 年 11 月 19 日

## 日本核物質管理学会 第 41 回年次大会 開会挨拶

日本核物質管理学会 会長 齊藤正樹

皆さん、おはようございます。10 月から日本核物質管理学会会長を務めさせて頂いています齊藤です。

昨日の新型コロナ感染確認者が 2,000 名を超え、東京では 493 名の感染者が確認されて、まさに、第 3 波を迎える厳しい中、何とか、第 41 回年次大会開催が出来ました。

準備をして頂きましたプログラム委員会の皆さんに熱く御礼を申し上げます。お陰様で、今日時点で、今回の参加登録者は 90 名です。初めての Web 開催ですので、プログラム委員会の皆さんは、通常のプログラム編成作業に加えて、Web 会議のマニュアル作りやリハーサルなど、何回もプログラム委員会を開催して、本日、年次大会を開催することが出来ました。プログラム委員会の皆さんに、改めて、御礼申し上げます。

さて、この貴重な機会を頂きまして、「日本核物質管理学会」の活動の現状や今後の課題等について、少しお話しさせていただきたいと思います。

ご存知のように、日本は戦後一貫して平和国家としての道を歩み、他国に脅威を与えるような軍事大国とはならず、「原子力基本法」及び我が国の国是である「非核三原則」を堅持し、「核兵器の不拡散に関する条約(NPT)」、この NPT 条約は、今年で発効 50 年を迎えますので、後ほど、改めてご紹介いたしますが、一橋大学の秋山信将先生に記念講演お願いしていますが、この NPT 条約や「包括的核実験禁止条約(CTBT)」を基に、「原子力の平和利用」と「核軍縮と核不拡散」を推進してきました。

今後も、「原子力平和利用」と「核軍縮・核不拡散」は、我が国の「原子力の研究、開発及び利用」を推進するための基本であり、そのためには、「日米原子力協力協定」などに基づく、米国との国際的な連携・信頼関係が非常に重要です。加えて、我が国が「原子力平和利用」に向けて、「核燃料サイクル及び関連分野の研究・開発・実用化」を、「絵に書いた餅」ではなく、安全に着実に進めることが重要であり、その根幹が、「核物質管理」であります。

これらの要請に応えるために、「日本核物質管理学会」は、米国に本部がある

「核物質管理学会」の「日本支部」として1977年に設立されました。最初の会員は15名でしたが、お陰様で、約40年で10倍の現在155名：（一般会員144名、学生会員11名）になりました。賛助会員も31社になり、大変お世話になっています。熱く御礼申し上げます

本部の「核物質管理学会」は、世界中の核物質管理実務を安全にかつ安心して推進するための科学的、教育的な機関として1958年に設立され、「核物質の管理及び関連分野」の技術者、研究者、管理者、行政関係者等で組織された国際的な非営利団体で、米国内の6支部を含めて、日本支部をはじめ、英国支部、ロシア支部（3支部）、ウィーン支部、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を併せて世界の「16の支部」で構成されています。また、「核物質管理及び関連技術」に興味のある大学生や大学院生の科学的・専門的能力の向上を支援するために、米国内の「14支部」を含めて世界で「24学生支部」を設置して活動しています。今回の年次大会に、「核物質管理学会」米国本部のスーダン・ペッパー会長を、招待講演にお呼びしています。日本支部としては、大変光栄であります。

日本核物質管理学会の今後の重要な課題について、いくつかお話ししたいと思います。

まず、最初に、「**専門家による技術交流**」についてですが、会員の皆さんの専門力向上支援のために、これまでと同様に、本日のような「年次大会」開催、「各種研究会・セミナー・講演会等」の開催、核物質管理時報発行、学会ホームページの一層の充実を図りたいと思っています。特に、少子高齢化時代、「次世代」の核物質管理分野の研究者、技術者、管理者、行政関係者の養成が重要であると思っています。

また、大学や国立研究所、原子力関連産業界、政府や地方自治体の関係機関などにも、幅広く参加を呼びかけたいと思っています。

新型コロナのパンデミック状況下で、リモート会議、在宅勤務、オンライン教育などのデジタル情報通信技術がその威力を発揮しています。オンライン会議・セミナー・教育の利点を逆に活用することも重要かと思っています。

次に、「**対外連携の強化**」についてですが、国内の大学や、国立研究所、原子力関連産業、政府関係機関などに加え、米国本部は当然のこと、欧州保障措置研究開発協会（ESARDA）、国際原子力機関（IAEA）等との国際連携も、引き続き積極的に進めたいと思っています。2021年の夏、オーストリア・ウィーンで開催を予定している米国本部の第62回年次大会や、2022年のIAEAシンポジウム、

昨年、日本お台場で開催した国際会議に引き続いて 2023 年に欧州で開催予定の第 10 回 INMM-ESARDA-INMMJ Joint Workshop には、ベテランの会員の皆さんに加えて、若手の技術者、研究者や学生の積極的な参加を、学会としても奨励・支援したいと思っています。

次に、「**広報活動の強化**」についてですが、先ほどもお話ししましたように、「核物質管理」は、原子力平和利用の根幹であるにもかかわらず、意外と「日本核物質管理学会」の活動が、一般には、知られていません。当学会の活動を、広く、理解を深めて頂き、更なる支援を頂くために、「**広報戦略を検討するグループ**」を設置して、当学会の「設立目的」、「果たすべき役割」、「活動状況」等を積極的に、幅広く紹介することが重要と思っています。そのために、既に定期的に発行している核物質管理時報・ホームページなどの一層の充実に加えて、新しく「ニュースレター」などの定期的な発行なども検討したいと思っています。先日開催されました企画委員会では、「動画」を作成して発信しては、どうかとの議論もされています。また、「米国本部のロゴ」に加えて、日本核物質管理学会の「ロゴの公募」もしたいと思っています。

最後に、「**学生会員の活動支援**」についてですが、「核物質管理及び関連技術」に興味のある大学生や大学院生の学生会員に当学会の活動状況などを積極的に紹介し、将来、国内のみならず国際的に活躍する次世代の研究者・技術者・管理者・行政関係者の養成が重要と思っています。そのために、現在の「学生部会」を基盤にして、将来は、米国に本部がある核物質管理学会の「**学生支部**」を設立し、海外の「学生支部」の学生会員との積極的な交流・連携を支援したいと思っています。また、学生会員を増やすために、全国の原子力関係の約 20 大学に、当学会の活動状況を説明するパンフレットも作成しましたが、入会案内と一緒に送付する準備もしています。

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

# 招待講演 I

INMM – Staying Relevant in Uncertain Times

Susan Pepper  
INMM President

Institute for Nuclear Materials Management  
Japan Chapter  
November 18  
Keynote Talk – Susan Pepper, INMM President

Thank you, Saito-san. Thank you, Sagara-san. Good morning to the INMMJ members and others in the audience. Congratulations on the occasion of the 41<sup>st</sup> annual meeting of the Japan Chapter of the Institute of Nuclear Materials Management. I appreciate the opportunity to address your gathering. And I would like to thank Tom Iwamoto for helping me with the coordination of my remarks.

I wish that I were able to attend your annual meeting in person, but the pandemic made that impossible. I am glad that we have the technology to get together virtually, and I look forward to the days when we can meet in person again. It was just over a year ago that I had the pleasure to attend the INMM-ESARDA-INMMJ International Safeguards workshop on the Future Challenge for the Enhancement of International Safeguards and Nuclear Security. I had such a pleasant visit to Tokyo and enjoyed the opportunity to hear from the speakers and meet with the experts attending the meeting. Workshops are an important element of the INMM's programming and also serve to provide revenue



that is needed to cover our expenses. We appreciate the contributions that the INMMJ has made to this series of workshops over the last 20 years.

Let me take a moment to give a short overview of the INMM. The INMM was established in 1958 in the United States and currently has more than 1000 members in over 30 countries around the world. We are a nonprofit technical organization dedicated to the safe, secure and effective stewardship of nuclear materials and related technologies through the advancement of scientific knowledge, technical skills, policy dialogue, professional capabilities, and best practices. We have a diverse worldwide membership of researchers, analysts, policymakers, industry representatives and academics. The Institute promotes leading research and development, and the practical application of concepts, approaches, techniques and equipment for the effective management of nuclear materials.

We execute our mission through six technical divisions:

Facility Operations

International Safeguards

Materials Control and Accountability

Nonproliferation and Arms Control

Nuclear Security and Physical Protection

Packaging, Transportation and Disposition

The Japan Chapter was the first chapter of the INMM. Since then, 40 professional and students chapters have been formed. The chapters work together with the Technical Divisions and the INMM Sustaining Members and strategic partners to support the INMM's mission. In addition, the INMM publishes the Journal of Nuclear Materials Management, a peer-reviewed quarterly.

The INMM's annual meeting is at the center of our activities. The 2020 Annual Meeting was planned during the beginning of the pandemic and amid a lot of uncertainty. In May we made the decision to have a virtual meeting and had only seven weeks to convert our in-person program to the virtual format. Thanks to Larry Satkowiak and Carrie Mathews, our Annual Meeting and Technical Program Committee Chairs, we had a very successful meeting.

The 2020 **INMM Annual Meeting**, with its theme of ***Connection and Collaboration***, was a welcome respite from our isolation during the pandemic and a timely reminder that we are a resilient community. The meeting gathered more than **700 people** together for rich discussions and discourse in **75 sessions** over five days. **Five keynote addresses** were delivered in daily plenary sessions, on topics ranging from the nuclear

nonproliferation regime to advancements in the nuclear fuel cycle, from long-term disposition of spent fuel to strengthening international safeguards and nuclear security.

At this point I would like to extend my congratulations to the Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security (ISCN). At the 2020 Annual Meeting, the ISCN received the Charles E. Pietri Special Service Award, which is named for the long-time Chair of the Technical Program Committee. The award recognizes individuals or organizations who have made a specific, noteworthy contribution to the Institute or to an organization that has advanced the knowledge and effectiveness of the nuclear materials management field. At the Annual Meeting the then INMM President Cary Crawford read the following citation:

This year's candidate is recognized for their contributions in nuclear nonproliferation and nuclear security through research and development and capacity building. Their contribution highlights include: (1) R&D focused on fundamental nuclear material detection and measurement; (2) human capacity building; (3) contributions to the Comprehensive Test Ban Treaty Organization; (4) efforts to promote public understanding via a

monthly newsletter with 680 subscribers and organization of an international forum on nuclear nonproliferation and security each year with 140-200 participants; and (5) support of transportation and research reactor fuels.

ISCN was established in December 2010 after Japan committed to establish a regional support center for strengthening nuclear security in their region during the first Nuclear Security Summit.

The ISCN received an engraved statue to display.

Our annual meeting opening plenary speakers were Lisa Gordon-Hagerty, the then Administrator of the National Nuclear Security Administration, and Gustavo Zlauvinen, the President-designate of the 10<sup>th</sup> NPT Review Conference. In their remarks, both addressed the importance of human capital. As existing nuclear facilities age and new facilities are built, human capital is an international need. Ms. Gordon-Hagerty challenged the INMM to help ensure that there will be sufficient, well-qualified human resources to meet the mission of the NNSA, but the need exists for the entire nuclear community. We must attract students into the field, educate and train them to take on the responsibilities that await them, and provide satisfying opportunities for them to ensure we have the benefit of their experience

for decades. Attracting and training mid-career professionals is another route to ensuring the sustainability of our field. As I am sure you know well, this is an ongoing responsibility and a task that will never be complete.

Mr. Zlauvinen told us about the Better Together Forum, aimed to improve the diversity of participants at NPT meetings and promote pathways and opportunities for women to advance in the field. He also spoke about the Next Generation Forum, which is designed to prepare the future custodians of the NPT, conducting the nonproliferation regime through its next 50 years and helping to ensure that young people have the knowledge, insight, and experience needed to think creatively about the future of the NPT.

The INMM leadership has been working to improve diversity and inclusion for over 10 years and this is an effort that I strongly support. We began to build our next generation constituency with the formation of our first student chapter at Texas A&M University. We now have 25 student chapters, accounting for nearly 20% of our membership. To further develop the human resources in our community, the INMM's International Safeguards Division has been undertaking the development of a safeguards professional certification

program. The program has three pillars – general, technical and policy – and we plan to roll out the first activities in conjunction with our 2021 annual meeting.

The INMM does not keep records on gender diversity, but I will say that this is an area where we have traditionally done well. We elected our first female President, Yvonne Ferris, in 1985. Nevertheless, we recognize that women are underrepresented in the nuclear materials management community and we strive to do better. A recently added feature of our annual meeting is the Women of Mass Distinction reception where women and men have the opportunity to network with plenary speakers and other attendees. This year's WMD event featured Ambassador Bonnie Jenkins, the Founder and President of Women of Color Advancing Peace, Security and Conflict Transformation, and she shared lessons and insights she's gleaned from a long and distinguished career. Also, the INMM is a founding member of Gender Champions for Nuclear Policy, a leadership network that brings together heads of organizations who are committed to break down gender barriers and make gender equality a working reality.

In 2020 we began to address racial diversity in our organization. We introduced an annual meeting scholarship program funded by the Nuclear Threat

Initiative. Through NTI's grant we were able to offer free registration to our 2020 annual meeting and an associated workshop on the Fundamentals of International Safeguards and free INMM membership to twenty African American and Black practitioners and students, mostly from the United States but a few from other countries. In 2021 we will expand this program to include all people of color, and in light of our annual meeting being in Vienna, we hope to increase attendees from European, African, Middle Eastern and Asian countries that have not been able to participate in the past.

We will look to the Japan Chapter and our other partners to use your networks to help us increase the diversity in this upcoming meeting and other INMM activities. As the nuclear materials management community expands globally, we need practitioners who reflect it and understand its challenges. Limiting those who can participate in the activities of the nuclear materials management community will mean that we are not as strong as we can be. It is important for us to utilize all resources available to us and that includes all human resources. The activities I've described above will help to make our community more inclusive and attract newcomers to join us in addressing our mission.

The COVID-19 pandemic presents numerous challenges. I want to express my sympathies to anyone in the audience who has been affected by the pandemic. It has presented us with a number of challenges, but it also pushes us to explore new ways of interacting and communicating. The INMM had a good experience this year with our virtual annual meeting – we increased attendance by 20%. Nearly 50% were first time attendees and 11% were students. The lack of travel expenses made it easier for people to attend all or parts of the meeting. I believe the Japan Chapter is having a similar experience with this meeting. Moreover, the virtual platform allows recording at no additional cost; the recording enables registrants to view the meeting sessions after the meeting is over and the INMM can sell access to people who could not attend the meeting. On the negative side, we had quite a few paper withdrawals and we found that foreign attendance was decreased, likely due to the inconvenience of the scheduling in other time zones. We also found that people missed the personal interaction of a typical meeting.

Since the annual meeting, we held two more virtual events. The first was a webinar on Emerging Digital Technologies which had no registration fee. Over 400 people attended. The second was a workshop, held last week, on the Quantification of the Likelihood of an



Attack; this workshop had over 100 attendees. Some people are skeptical about the value of virtual meetings, but the data suggests that travel costs prevent some people from participating in our in-person meetings and that virtual meetings address a need. The INMM is testing out some platforms that will increase the ability to network and socialize during virtual experiences.

We are now busy planning the 2021 meeting, which will be joint between the INMM and ESARDA. It will be held in Vienna, Austria, August 22-26, at the Austria Centre, right next to IAEA Headquarters. We are planning a hybrid meeting that will have in person and virtual options to maximize the opportunities to participate.

The theme is '**Advancing Together: Innovation and Resilience in Nuclear Materials Management**'. This will be the first Joint Annual Meeting for our organizations, and we are delighted to hold it in Vienna, the city of 'Atoms for Peace and Development'. We hope its central location will attract a diverse audience from all corners of the globe. There are plenty of opportunities to help if you would like to get involved. At the very least, we hope you'll all submit abstracts to present your work. In addition to the technical and policy sessions, we will have all the usual Technical Division, Working Group and Committee meetings that you're used to seeing at the INMM and ESARDA meetings.

The Technical Program will reflect the **diverse scope of our organizations**, seeking contributions on all aspects of nuclear materials management – from nuclear safeguards, nonproliferation and nuclear security, to advancements in the nuclear fuel cycle, and the growing contributions of nuclear techniques to sustainable development around the world. We are engaging our **partner organizations** such as the World Institute of Nuclear Security, the World Nuclear Transport Institute, and Women in Nuclear, to increase the breadth and depth of technical contributions and discourse. The call for abstracts will be distributed shortly.

I look forward to the remarks by Professor Akiyama. On Monday, I had the honor to represent the INMM on a panel at the American Nuclear Society Winter Meeting. The panel was convened in celebration of the 50<sup>th</sup> Anniversary of the Treaty on the Nonproliferation of Nuclear Weapons (NPT). The NPT, through the International Atomic Energy Agency, provides a system for verifying its members' commitment to working in the realm of peaceful nuclear activities – which in turn promotes global security. It provides a forum for member states to voice and discuss their concerns openly with the goal of peaceful resolution, it educates its members on the pathway to acquiring and using nuclear technology peacefully, it provides guidance on

best practices in safety and security, and it enables member state representatives to work together such that they can gather experience and return to their countries with the knowledge to further promote its ideals. It's three pillars – nonproliferation, disarmament, and peaceful uses – are mutually reinforcing. When I speak to students, I tell them that before the IAEA was established, there was essentially no international cooperation in the field of nuclear energy – developing countries were not able to take advantage of the medical, agricultural, power and environmental benefits of nuclear technology. The IAEA, the NPT and the Additional Protocol, which complements and strengthens the NPT, provide a basis of confidence in non-nuclear weapons states' commitments to remain free of nuclear weapons which then enables countries to share their knowledge without fear that it will be used nonpeacefully against themselves or others.

I am aware of the dissatisfaction with the rate of disarmament by the nuclear weapons states. But I think of a world without an NPT and I cannot imagine it.

Without an NPT, would countries still submit to safeguards inspections? Or would they withdraw from the IAEA because there is no mandate to belong?

Without the nearly universal support it now has, could the NPT be effective at all? Without the international

safeguards regime, surely member states would stop sharing nuclear technology and many countries would suffer. I think these questions demonstrate the delicate balance of the international cooperation that the NPT creates. I am personally optimistic that the NPT will continue to serve the world community in a way that promotes peace and economic prosperity. Perhaps the postponement of the NPT Review Conference until August 2021, will give its participants the time they need to prepare for its success.

In conclusion, I want to again thank the Japan Chapter for the invitation to speak today. I hope to see you all in August in Vienna at the INMM-ESARDA Joint Annual Meeting and I look forward to visiting your beautiful country again soon. END

# 招待講演 Ⅱ

## NPT の成果と今後の課題 50 周年に寄せて

一橋大学大学院法学研究科教授  
秋山信将

2020年核物質管理学会

# NPTの成果と今後の課題: 50周年に寄せて

一橋大学  
秋山 信将

# 本日も話したいこと

---

- ▶ NPTによって体现されている国際的な核不拡散秩序とはどのような構造になっているのか
- ▶ そのような構造が、どのような価値を生み出し、またどのような問題を生み出したのか
- ▶ 核兵器禁止条約が発効しようとしている今、NPTに求められている役割は何か

# NPTの基本構造：条約が体现する価値体系とメカニズム

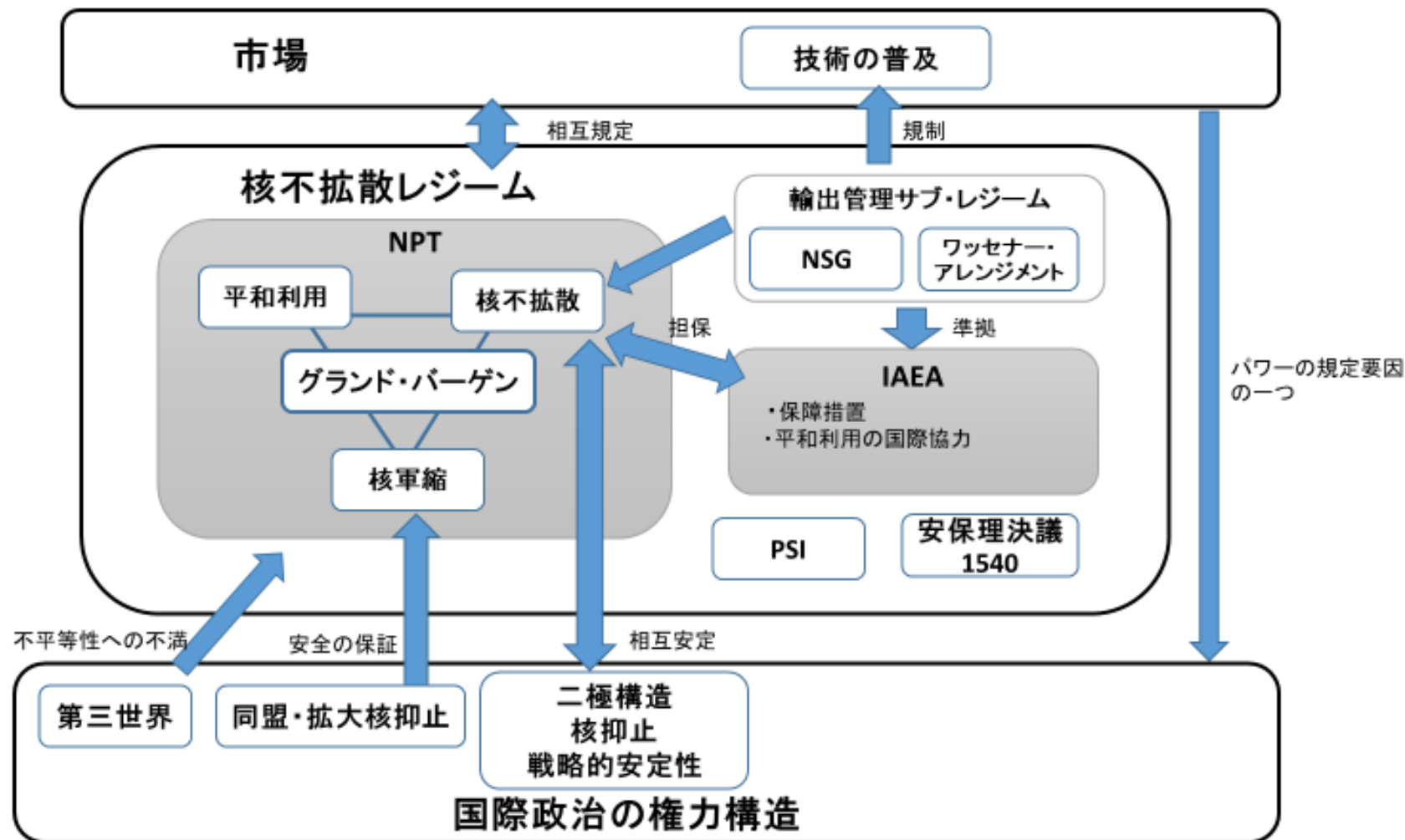
---

- ▶ 極めて高い普遍性
  - ▶ 米ソの協調体制
- ▶ グランド・バーゲン：グローバルな核不拡散レジームの基本的価値
  - ▶ 二つの義務と一つの権利
    - ▶ 核不拡散義務、軍縮義務
    - ▶ 原子力の平和的利用の「奪い得ない権利」
- ▶ 不平等性：政治的対立の根源的問題
  - ▶ 「核兵器国」と「非核兵器国」
  - ▶ 「核不拡散義務」と「軍縮を誠実に交渉」する義務の格差
- ▶ 運用検討プロセス：条約の価値を推進するための制度とその停滞
  - ▶ 5年の運用検討サイクル：5年に一度の運用検討会議と3回の準備委員会
  - ▶ 運用検討会議の最終文書の意味



# 核不拡散レジームにおけるNPTとIAEA

- ▶ 核不拡散レジームにおける「礎石」としてのNPT
- ▶ NPTの遵守を担保するためのIAEA保障措置
- ▶ 不拡散を担保するレジームの枠内の措置、枠外の措置

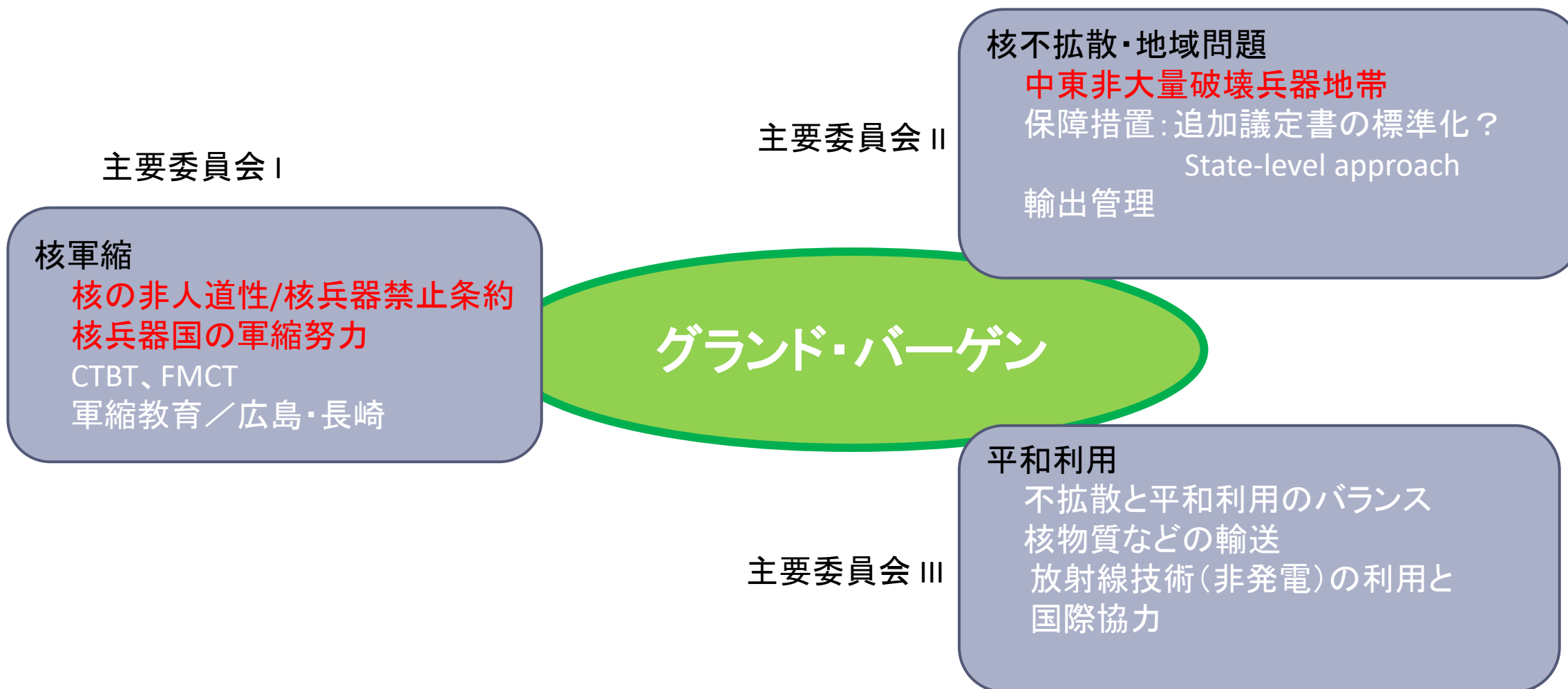


# 問題意識の変遷：優先事項の変化

---

- ▶ 1960－70年代初め：核戦争の恐怖と拡散の危機（先進国）
  - ▶ 1962年キューバ危機→核拡散規制の必要性の共有
  - ▶ 西ドイツ、日本などの先進諸国による技術の獲得
- ▶ 1970年代－80年代：拡散リスクの広がり（途上国）
  - ▶ インドの核実験と途上国における原子力利用の拡大
  - ▶ 核燃料サイクルの規制への動きをめぐる対立
- ▶ 冷戦後：核軍縮進展への期待と後退、拡散リスクの深刻化
  - ▶ ソ連解体と米ロ対立の（一時的）沈静化による核軍縮への期待（「核の忘却」の時代）
  - ▶ ならず者国家と核の闇市場の拡散リスク
- ▶ ポスト冷戦：
  - ▶ 核軍縮への期待と大国間競争の激化による「核の復権」のギャップ

# NPT運用検討会議における争点



# グローバルな核不拡散秩序の危機

## JCPOAからの米の離脱



## 核軍縮(核禁条約)をめぐる世界の分裂



## 北朝鮮の非核化



# 核軍縮をめぐる対立の構図

## 核の非人道性・核禁条約の流れ

- ▶ 2009年 オバマ大統領プラハ演説
- ▶ 2010年 NPT最終文書での国際人道法への言及
- ▶ 2012～14年 核兵器の人道的影響に関する会議
- ▶ 2017年 核兵器禁止条約採択
- ▶ 2021年 同条約発効

## 核兵器復権の流れ

- ▶ 米ロ核軍備管理レジームの危機
  - ▶ INF条約の失効
  - ▶ 新START条約
- ▶ 中国の核戦力の充実
  - ▶ 中距離弾道ミサイル
  - ▶ A2/AD
- ▶ 核兵器使用のドクトリン
- ▶ 新興技術の導入

核廃絶派と核抑止派の対立：  
対話の不可能性？

# 核軍縮の環境改善に向けた取り組み

---

- ▶ 何が「廃絶派」と「抑止派」が軍縮に向けた対話を可能にするのか
- ▶ 「核リスクの削減」
  - ▶ 核兵器使用の蓋然性を低下させる＝核兵器不使用の歴史を継続
- ▶ P5プロセスにおける核兵器国間の対話
- ▶ 「橋渡し」の取り組み:「コモン・グラウンド」を見出すために
  - ▶ 日本:核軍縮の実質的な進展のための賢人会議
  - ▶ スウェーデン:ストックホルム・プロセス
  - ▶ 米国:核軍縮のための環境創成(CEND)に関するワーキンググループ

# 次回運用検討会議に向けて

- ▶ 2021年8月に開催予定
  - ▶ 議長：グスタボ・スラウビネン大使（アルゼンチン）
- ▶ 重要なイシュー
  - ▶ 核軍縮をめぐる対立：核兵器禁止条約発効の
  - ▶ 中東非大量破壊地帯をめぐる対立
  - ▶ 保障措置のState-level conceptをめぐる対立
  - ▶ イラン問題
  - ▶ パンデミックの中での核軍縮・核不拡散
- ▶ NPTの有効性をどのように維持するのか
  - ▶ 最終成果はどのようなものを期待するのか
  - ▶ 政治的なコミットメントを確保するには

今次運用検討会議の成功のみならず、中長期的な視点からNPTの有効性を確保するために...

2025年運用検討会議までの間に実質的、建設的対話に向けた環境を整備する＝NPT内外での様々なレベルで様々な枠組みでの対話を継続すべき

# 招待講演 Ⅲ

## IAEA 保障措置と今後の課題

原子力規制委員会原子力規制庁

長官官房 放射線防護企画課

保障措置室 室長

寺崎 智宏



# IAEA保障措置と今後の課題

---

原子力規制庁保障措置室  
寺崎智宏

第41回日本核物質管理学会年次大会  
2020年11月20日

1. IAEA保障措置と国内保障措置制度
2. IAEA保障措置活動と我が国の実施状況
3. 我が国の保障措置分野の最近のトピック
4. 我が国の保障措置分野の課題

# 1. IAEA保障措置と国内保障措置制度

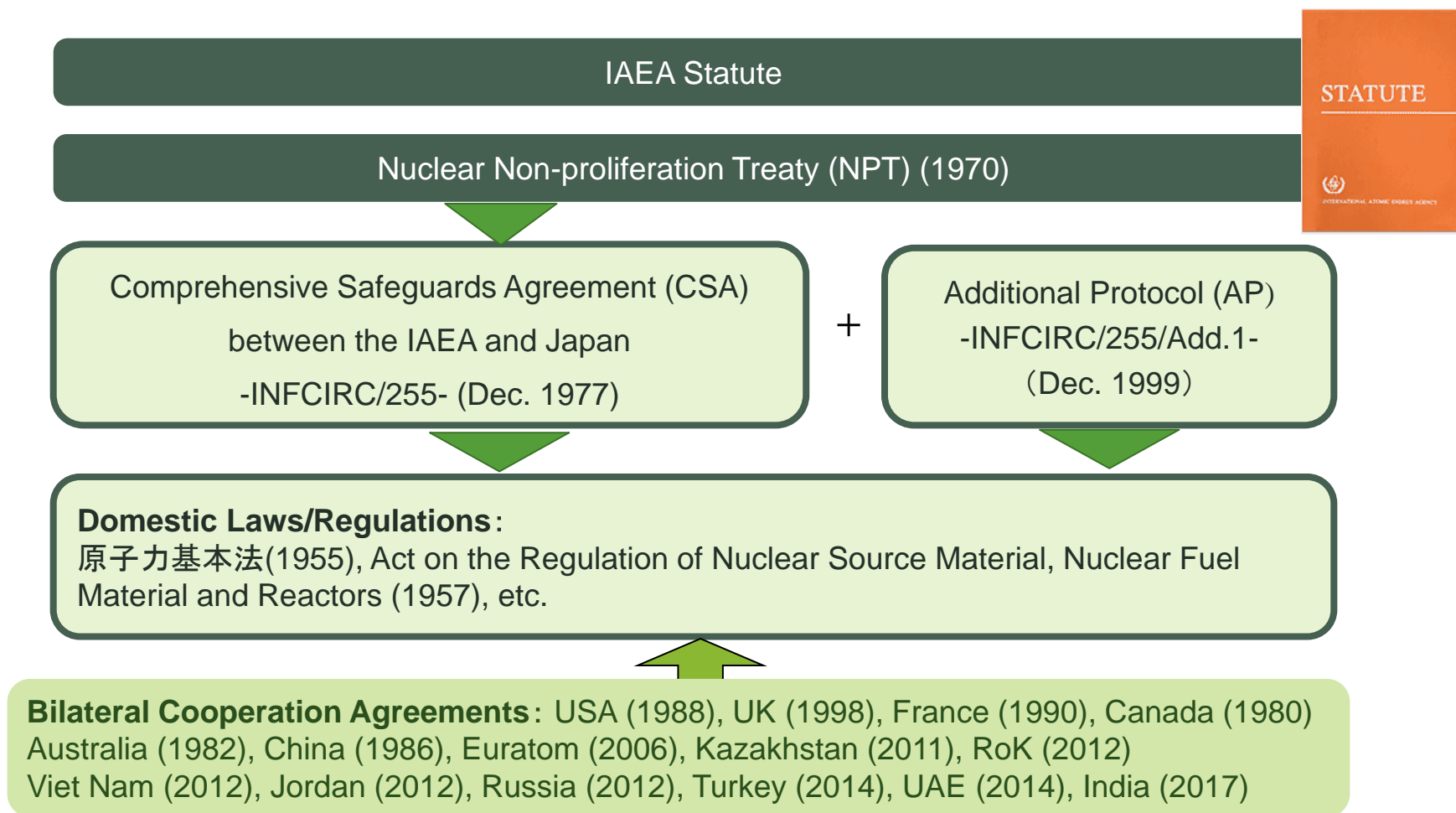
- 原子力活動において用いられる核物質が核兵器などに転用されていないことを確認するとともに、核兵器などに利用しようとしても早期に発見するための措置
- 原子力を平和的に利用するためには非核兵器国は必ず保障措置を受けなければならない、日本も国際約束に基づきIAEAによる厳格な保障措置を受諾

## 核兵器の不拡散に関する条約(核不拡散条約) 第3条

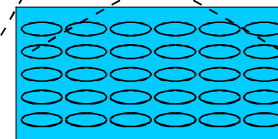
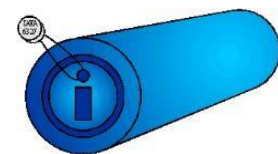
締約国である各非核兵器国は、…国際原子力機関(IAEA)の保障措置制度に従いIAEAとの間で交渉しかつ締結する協定に定められる保障措置を受諾することを約束する。

日・IAEA保障措置協定 (INFCIRC/255)  
日・IAEA保障措置協定の追加議定書 (INFCIRC/255/Add.1)





- 計量管理
  - すべての核物質の所在、種類、量、移動を把握
- 封じ込め・監視
  - 核物質等の移動状況等を監視カメラ、封印等により確認
- 保障措置検査(査察)
  - 施設に立入り、計量管理の状況を検査(査察)において検認
- 設計情報の検認
  - 施設に立入り、提供された施設情報等が正しいことを確認
- 補完的なアクセス
  - 短期通告により、未申告の核物質、活動がないことを確認



- 
- The diagram illustrates the regulatory frameworks for nuclear facilities under three different international agreements: the Comprehensive Safeguards Agreement (CSA), Bilateral Agreements, and the Additional Protocol (AP).
- CSA (INFCIRC/255):** This framework involves the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the Government of Japan. The IAEA receives information from the Government of Japan (MOFA) and the Nuclear Material Control Center (NMCC) through the Japan Safeguards Organization (JSO). The JSO is responsible for Domestic Inspection/DIV and Information Process. The NMCC (TSO) also receives information from the JSO. The framework is based on the CSA (INFCIRC/255) and covers Nuclear Facilities and LOFs.
- Bilateral:** This framework involves the IAEA and Countries with Bilateral Agreements. The IAEA receives information from the Countries with Bilateral Agreements (MOFA and JSO) through the Japan Safeguards Organization (JSO). The JSO is responsible for Domestic Inspection/DIV and Information Process. The NMCC (TSO) also receives information from the JSO. The framework is based on the CSA (INFCIRC/255) and covers Nuclear Facilities and LOFs.
- AP:** This framework involves the IAEA and the Government of Japan. The IAEA receives information from the Government of Japan (MOFA) and the Nuclear Material Control Center (NMCC) through the Japan Safeguards Organization (JSO). The JSO is responsible for Domestic Inspection/DIV and Information Process. The NMCC (TSO) also receives information from the JSO. The framework is based on the Additional Protocol (INFCIRC/255/Add1) and covers R&D activities without NM and Buildings on sites, etc.

- 査察手順書の策定や、査察現場で起こる様々な課題解決などのため日々IAEAと交渉を実施



**JCM:**  
**Joint Committee Meeting**  
(once a year)

- ✓ Japan-IAEA official meeting based on the Safeguards Agreement (Article 18 of the Protocol)
- ✓ DDG level meeting
- ✓ consider questions arising from the implementation of the Agreement and Protocol
- ✓ examine the development of safeguards methods and techniques

**Plenary Meeting**  
(Once a year)

- ✓ Director level meeting
- ✓ discuss on important issues among WGs

**Working Group Meetings**  
(normally twice a year)

- ✓ Section Heads level meetings
- ✓ discuss on issues to be resolved during implementing safeguards and improving the efficiency

**Discussions  
between staff members involved**  
(as needed)

- ✓ inspectors level meeting
- ✓ routine communication on implementation of safeguards
- ✓ via FAX or E-mail
- ✓ meeting at Tokyo Regional Office



## **2. IAEA保障措置活動と我が国の実施 状況**

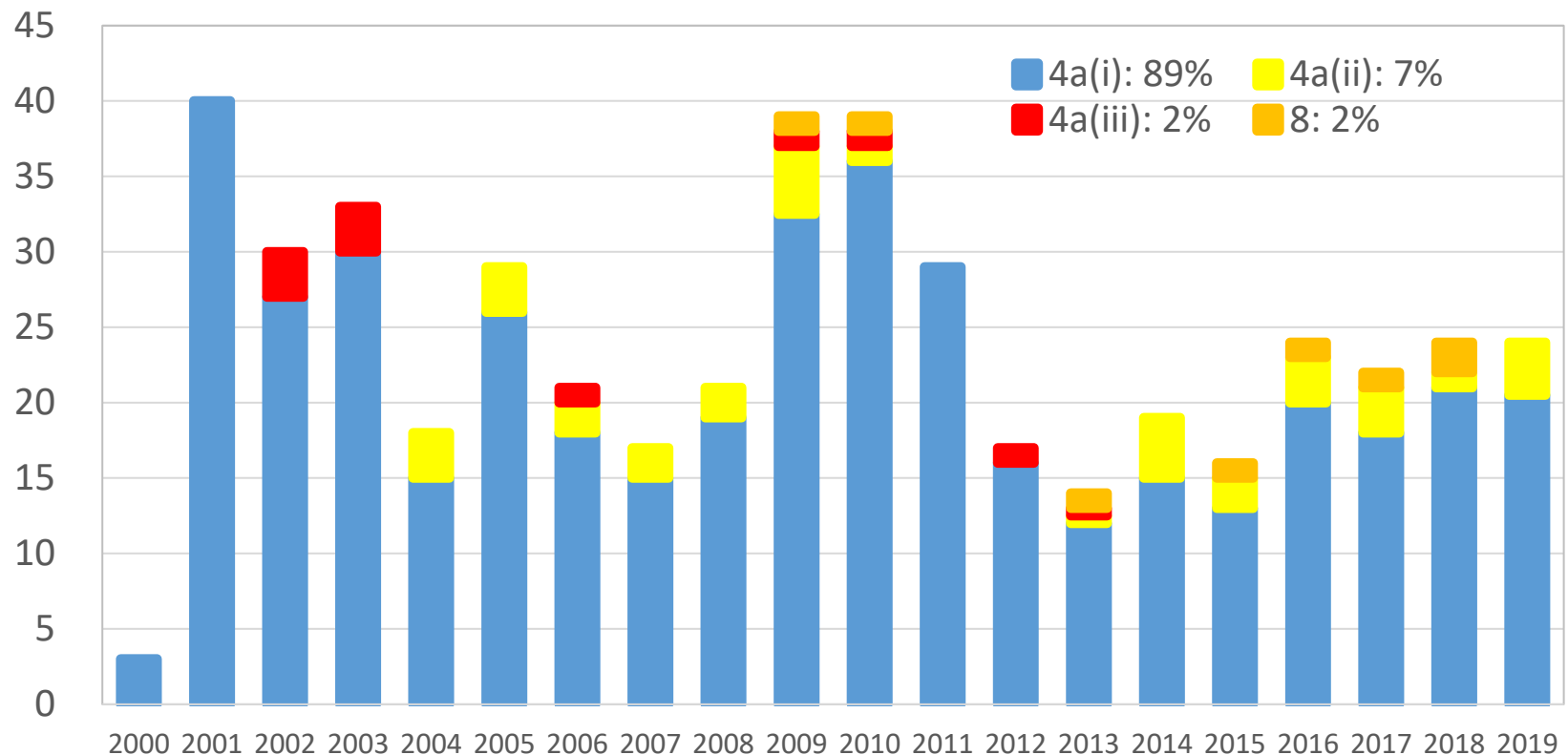
# 国内保障措置活動実施状況

原子炉等規制法関係法令上の規制 区分		施設等の数		National PDIs		
			Inspected	Total	JSGO	NMCC
Inspections	加工	6	6	226	8	218
	試験研究用等原子炉	22	16	131	0	131
	実用発電用原子炉	57	54	134	4	130
	研究開発段階発電用原子炉	2	2	29	1	28
	再処理	3	3	761	0	761
	使用	26	21	339	0	341
	原子力利用国際規制物資使用者	189	8	18	5	15
	非原子力利用国際規制物資使用者	1,786	-	-	-	-
	合計	2,091	110	1,638	18	1,620
Others	Design Information Verification: DIV			93	93	-
	Complementary Access: CA			47	47	-
合計				1,778	158	1,620

As of 31 Dec. 2019

出典: 我が国における2019年の保障措置活動の実施結果

- 2000年11月から2019年までで、479回の補完的アクセスが実施されている



Article 4.a.(i): to assure absence of undeclared nuclear material and activities

Article 4.a.(ii): to resolve a question or inconsistency relating information provided

Article 4.a.(iii): to confirm declaration of decommissioned status of facility

Article 8: Japan offered the Agency access to additional locations

- 世界におけるIAEA保障措置活動は増加傾向にある。IAEAは追加議定書の発効等を通じて、核不拡散体制を強化するとともに、封印・監視や、統合保障措置の実施等により、費用対効果の高い保障措置活動を目指している

Fact box 1. Safeguards activities overview



出典: SIR2019, IAEA

- IAEAの保障措置関係予算は年々増加傾向にある

- 通常予算 - 約142.9 M. Euro  
(約185.8億円)
  - 対2018年、3.1%の増加
- 特別拠出金 - 約20.2 M. Euro  
(約25.0億円)
  - 対2018年、7%の増加

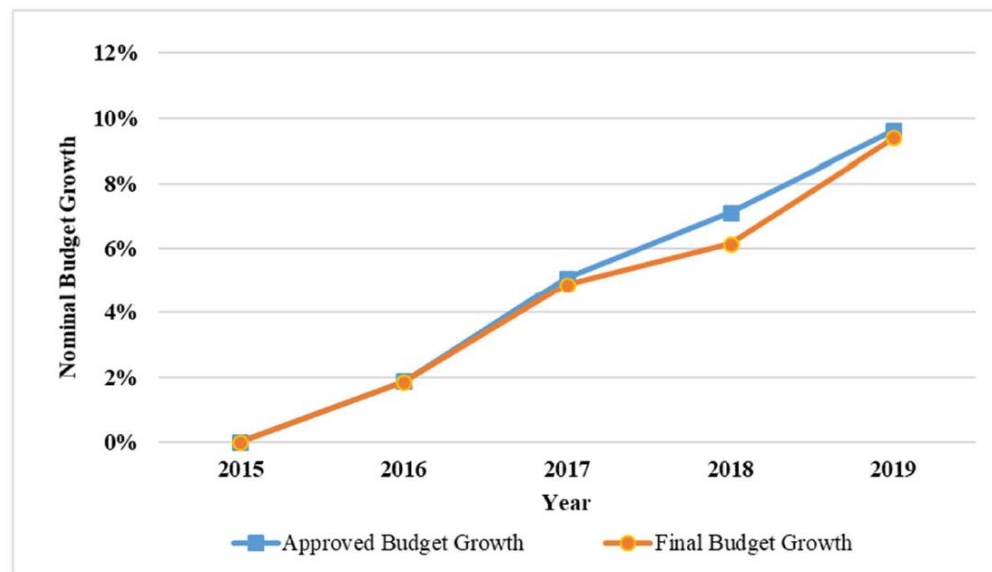


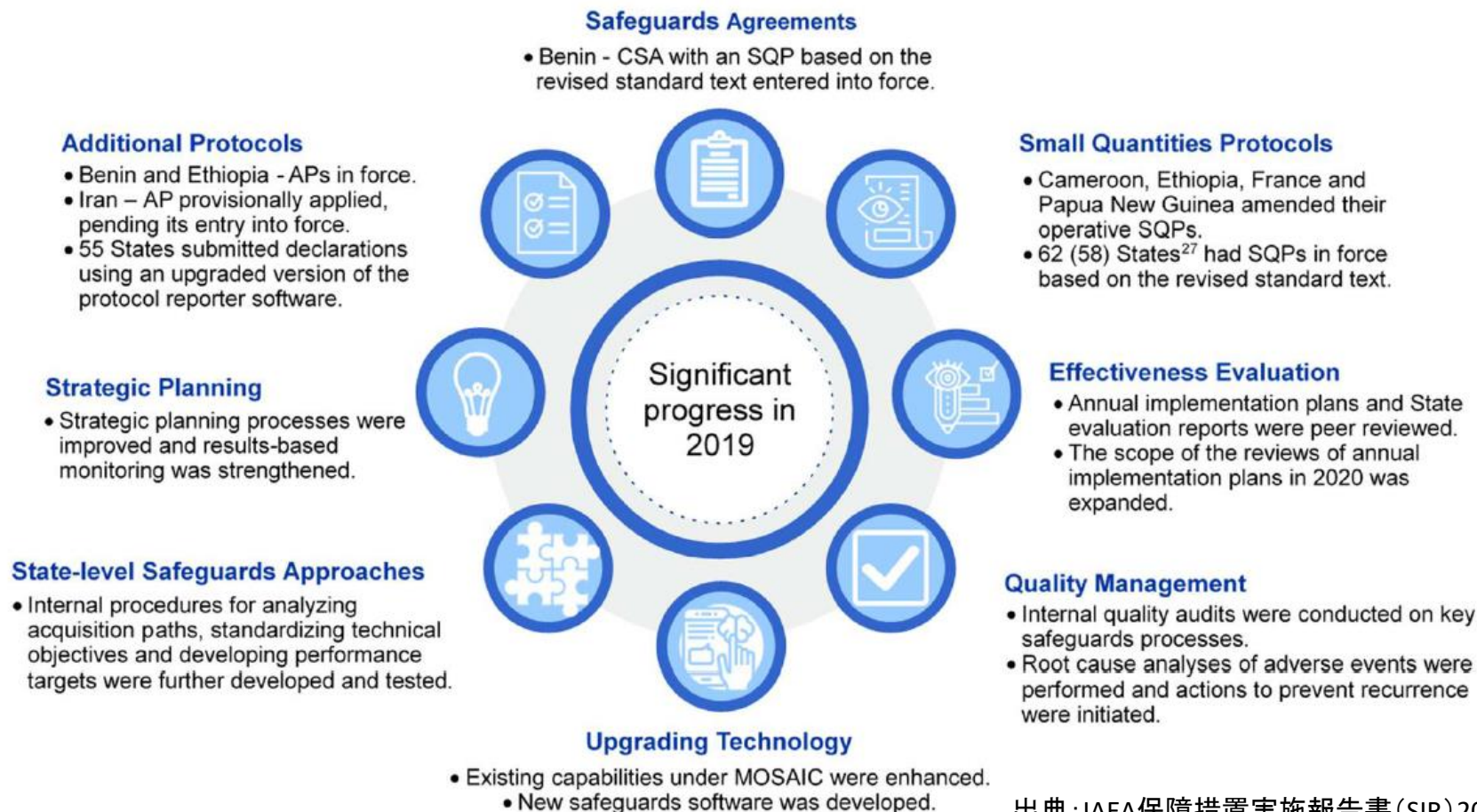
Figure 1. Nominal budget growth of the Regular Budget, 2015–2019 (base 2015=0%)

出典: 1 Euro = 124円

出典: IAEA保障措置実施報告書(SIR)2019

- 追加議定書の発効、revised SQPへの移行を通じて核不拡散体制を強化するとともに、国レベルアプローチの実施等を通じて費用対効果を高めるための取組が続いている。

## Fact box 2. Strengthening the effectiveness and improving the efficiency of safeguards



出典: IAEA保障措置実施報告書(SIR)2019

- 日本は世界全体で見ても、最大のSSACを持ち、IAEAの検認活動における主要な国の一つとなっている。

	日本	世界全体	（日本割合）
査察対象施設	125	717	（17.4%）
MBA（含LOF）	198	607	（32.6%）
査察	279	2179	（12.8%）
設計情報検認	72	625	（11.5%）
補完的アクセス	24	149	（16.1%）
現場検認人日	2735	13139.5	（20.8%）

出典：IAEA保障措置実施報告書（SIR）2019よりJSGOまとめ



- IAEAは、前年1年間の保障措置活動の結果をまとめた保障措置実施報告書 (Safeguards Implementation Report : SIR)を作成
- SIR報告書において我が国は、2003年版報告以来、
  - 申告された核物質の平和的活動からの転用の兆候
  - 未申告の核物質及び原子力活動が存在する兆候が認められないと評価され、
- 「保有するすべての核物質が保障措置下にあり平和的原子力活動の中にとどまっている」旨の「結論」(**拡大結論**)を毎年得ている。



保障措置協定の種類	国数	評価結果
核兵器不拡散条約締約国	190	—
保障措置協定非締約国	10	いかなる保障措置結論も導出できず。
保障措置協定適用対象国	183	—
INFCIRC/153型保障措置協定 (包括的保障措置協定) + IAEA 追加議定書 (Additional Protocol)	69	<ul style="list-style-type: none"> <li>申告された核物質について転用の兆候は見られない。</li> <li>未申告の核物質及び活動の兆候も見られない。</li> </ul> ⇒ 全ての核物質が平和的活動に留まっている( <b>拡大結論</b> )
	62	<ul style="list-style-type: none"> <li>申告された核物質について転用の兆候は見られない。</li> <li>未申告の核物質及び活動の兆候も見られない。</li> </ul> ⇒ 申告された核物質は平和的活動に留まっている。
	44	<ul style="list-style-type: none"> <li>申告された核物質について転用の兆候は見られない。⇒ 申告された核物質は平和的活動に留まっている。</li> </ul>
	5	<ul style="list-style-type: none"> <li>保障措置下の核物質について転用の兆候は見られない。⇒ 選択された施設において保障措置が適用されている核物質は平和的活動に留まっているか、又は協定に規定されるとおりに保障措置から 取り下げられている。</li> </ul>
	3	<ul style="list-style-type: none"> <li>保障措置が適用されている核物質が転用されている、若しくは施設又は 他のアイテムが不正利用されている兆候は見られない。⇒ 保障措置の適用されている核物質、施設及び他のアイテムは平和的活動に留まっている。</li> </ul>

出典: SIR2019, IAEAに基づきJSGO作成

### 3.我が国の保障措置分野の最近のトピック

- 日本は2003年に拡大結論を経て、2004年より統合保障措置に移行

## SG implementation under CSA (1977) / AP (1999)

### 「拡大結論」 Broader Conclusion

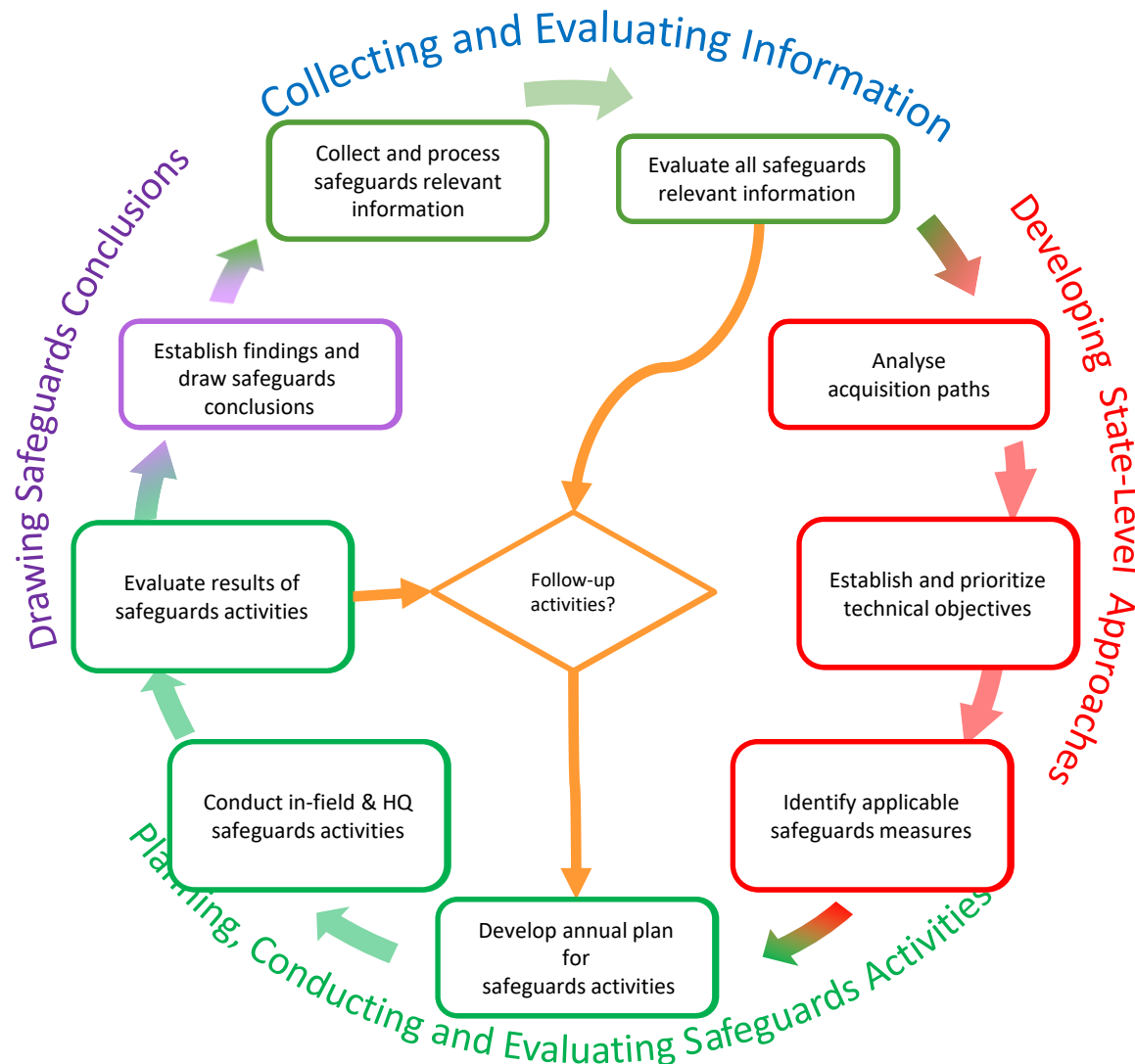
- ✓ 申告された核物質について平和的な原子力活動からの転用の兆候が見られない
- ✓ 未申告の核物質及び活動の兆候が見られない

すべての核物質が平和的活動にとどまっている(2003~2019)

**Integrated Safeguards started in 2004 in Japan**

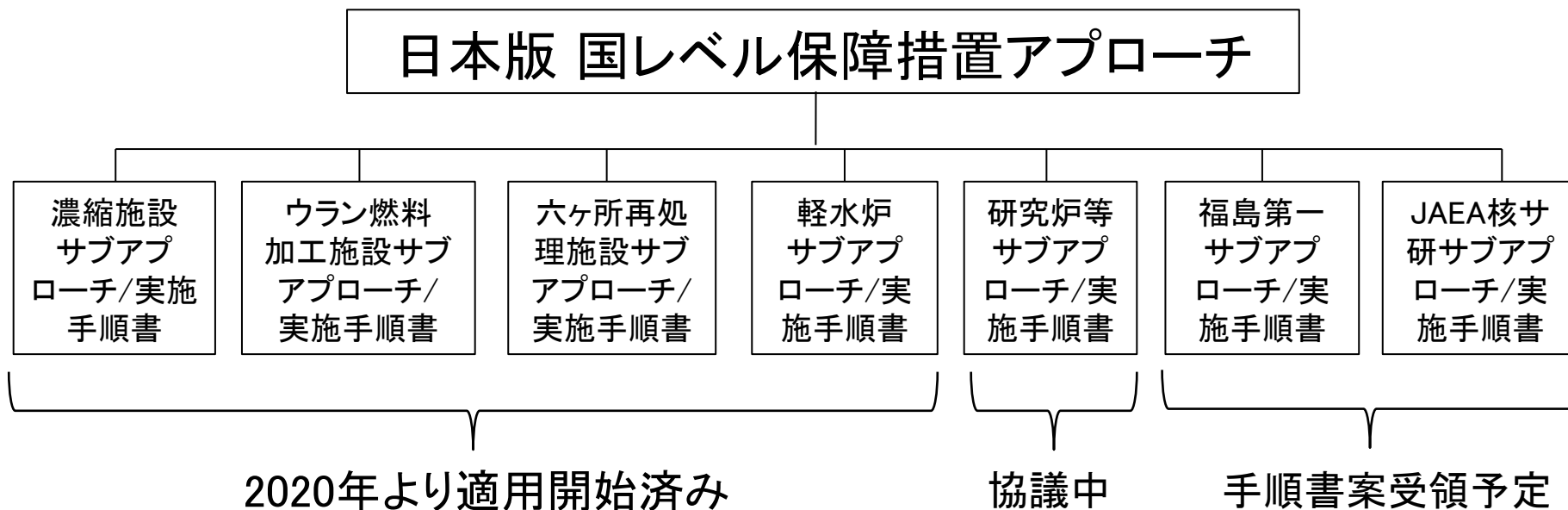
- 2013年よりIAEAにおいて国レベル概念に基づく国レベル保障措置 アプローチの検討を開始
- 国レベル概念では、申告された施設や核物質のみではなく、国の能力も考慮し、国レベル保障措置アプローチを構築
- 2016年9月に日本に適用する国レベル保障措置アプローチがIAEAにおいて承認。
- 2017年1月より同アプローチの適用が開始
- 2018年6月現在、131ヶ国の国レベルアプローチがIAEAにおいて承認

SLAは申告情報を適切に検認するための具体的な技術目標を満たすための保障措置手段



出典: SSAC training course資料, IAEA

- 2016年9月に日本に適用する国レベル保障措置アプローチが承認され、IAEAと実施方法等に関する協議を開始した。

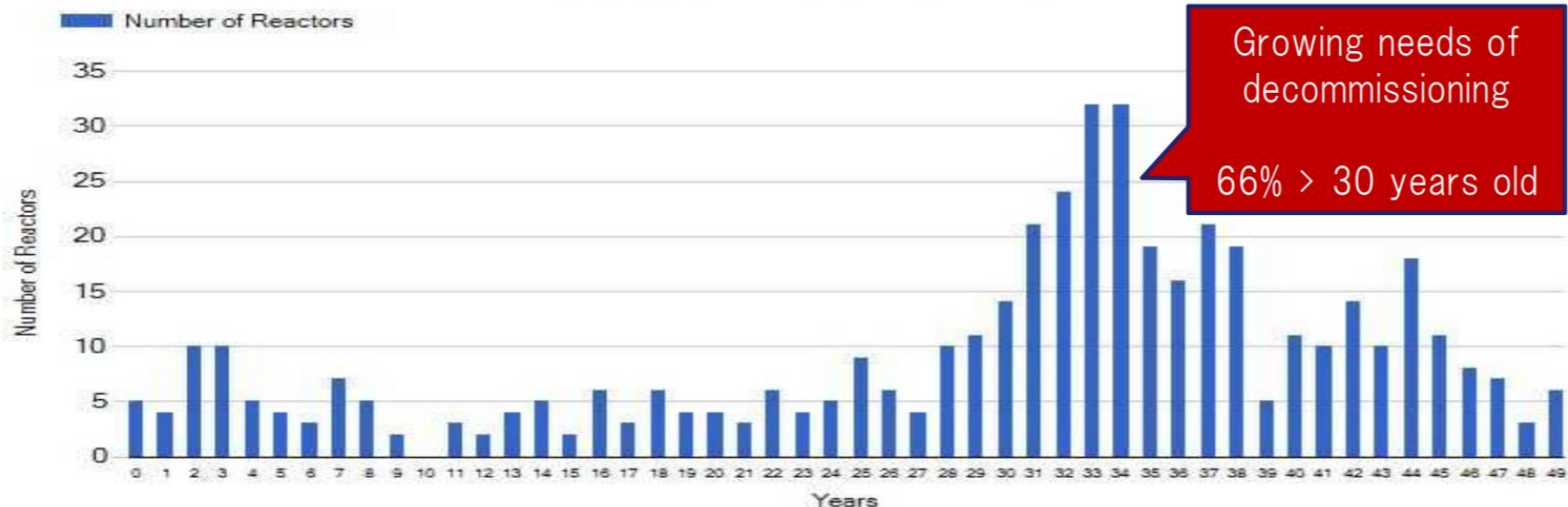


- 施設タイプ毎のサブアプローチ/手順書を作成（施設タイプの分類は基本的に統合保障措置アプローチと同様であるが、福島第一については独立したアプローチ/手順書を適用）
- 国レベル保障措置アプローチ及び施設タイプ毎のサブアプローチは非共有

- 世界的に原子力施設の高経年化が進んでおり、廃止措置に移行する施設が増加傾向にある。

## OPERATIONAL REACTORS BY AGE

Total Number of Reactors: 453



- 2019年から協議会合を開始
  - 第1回 2019年1月28日～2月1日
  - 第2回 2019年5月20日～5月24日
  - 第3回 2020年2月3日～2月6日
- 以下の内容について議論
  - DIQ変更案/DIQ作成ガイドライン/DIQの作成例
  - 廃止措置施設における保障措置について -DIV/ 物質収支評価(バルク施設)/計量報告
  - 廃止措置施設における保障措置ガイドラインの作成
- 会議の成果
  - DIQ作成ガイドライン/廃止措置施設における保障措置ガイドラインはIAEA文書として登録される予定





# 加盟国のためのIAEAトレーニングコースの支援

- 日本の拠出金により、地政学的に重要な地域を中心に加盟国に対するIAEAによる保障措置トレーニングコースを支援

From 8. 2017 to 12.2019

- ✓ 3 International & Regional training courses on SSAC
- ✓ 2 International training courses on Safeguards Implementation for SQP states
- ✓ 7 National training courses on Safeguards Implementation  
(Iran (x2), Iraq, Egypt, Tajikistan, Turkmenistan, Kyrgyzstan)

year	Title	scale	venue
2017	National Training Course on safeguards Implementation in Iran	National	Tokai, Japan
	Regional Training Course on SSAC	Regional	Tokai, Japan
2018	National Training Course on safeguards Implementation in Iraq	National	Vienna, Austria
	International Training Course on safeguards Implementation for States with SQPs	International	Tokai, Japan
	National Training Course on safeguards Implementation in Tajikistan	National	Dushanbe, Tajikistan
	National Training Course on safeguards implementation in Iran	National	Tokai, Japan
	National Training Course on Safeguards implementation in Turkmenistan	National	Ashgabat, Turkmenistan
	International Training Course on SSAC	International	Tokai, Japan
2019	National Training Course on safeguards implementation in Kyrgyzstan	National	Bishkek, Kyrgyzstan
	International Training Course on safeguards Implementation for States with SQPs	International	Tokai, Japan
	National Training Course on safeguards implementation in Egypt	National	Cairo, Egypt
	Regional Training Course on SSAC	Regional	Tokai, Japan

**Fact box 11. Training activities provided by the Agency in 2019 to personnel of State and regional authorities, facility and LOFs operators, as well as to representatives of relevant States' ministries.**

## **Safeguards for SQP States**

One international course held in Japan and one regional course held in Uganda

## **SSAC**

Two international courses, one held in the Republic of Korea and the other held in the United States of America, and two regional courses, one held in Georgia and the other held in Japan



## **Additional Protocol implementation**

One regional course held in Indonesia and one national course held in Mexico

## **Safeguards implementation**

One regional course held in South Africa, and three national courses held in Egypt, Kyrgyzstan and the United Kingdom

\*The Agency also participated in training courses organized by the United States of America under the International Nuclear Safeguards Engagement Program (INSEP).

出典: SIR2019, IAEA

- 日本の国内核物質計量管理システム(SSAC)において、LOF(施設外の場所)における保障措置の適切な実施は重要な要素の一つ
- 2020年2月、原子力規制委員会において、LOFを対象とする我が国単独の保障措置検査を開始することを決定。
  - 対象: 年間計画に基づき、年平均10か所を保障措置上の重要度を鑑み選定
- 年間計画に基づき、今年度より正式に開始

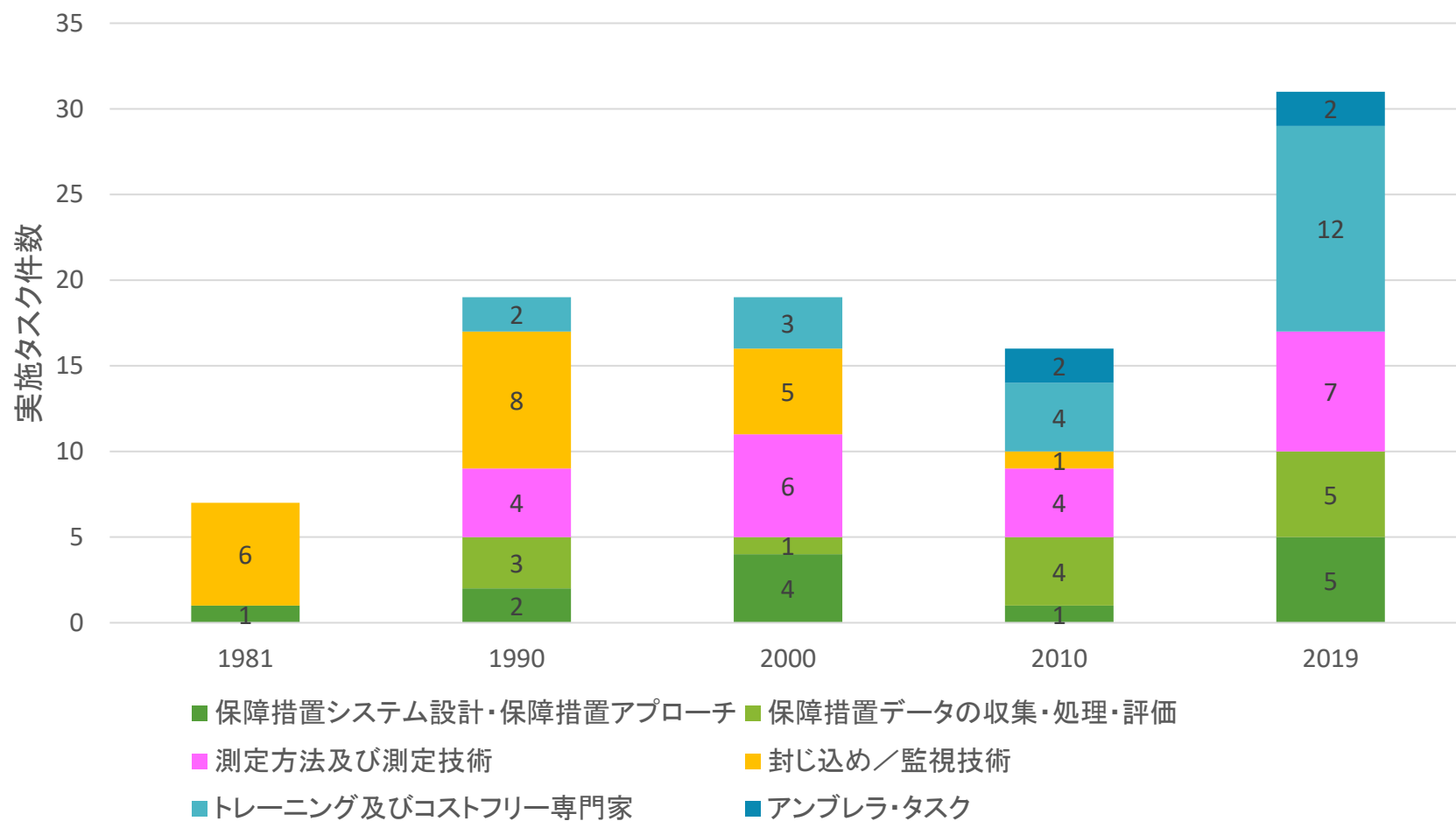
## 4. 我が国の保障措置分野の課題

- IAEAは、1977年IAEA保障措置技術に対する支援の枠組み(MSSP: Member State Support Programme)を開始
- JASPASは、1981年11月に日本国政府がIAEAと書簡を交換したことによって支援開始
- 現在は、20カ国及び1機関が参加
- 2008年に改定された“Cooperation Arrangements and Guidelines”に基づき運営

## JASPAS実施タスク(これまでの実績)

カテゴリー	タスク数
(1) 保障措置システム設計・保障措置アプローチ	22
(2) 保障措置データの収集・処理・評価	16
(3) 測定方法及び測定技術	25
(4) 封じ込め／監視技術	18
(5) トレーニング及びCFE/JPO	57
(6) アンブレラ・タスク	2
計	140

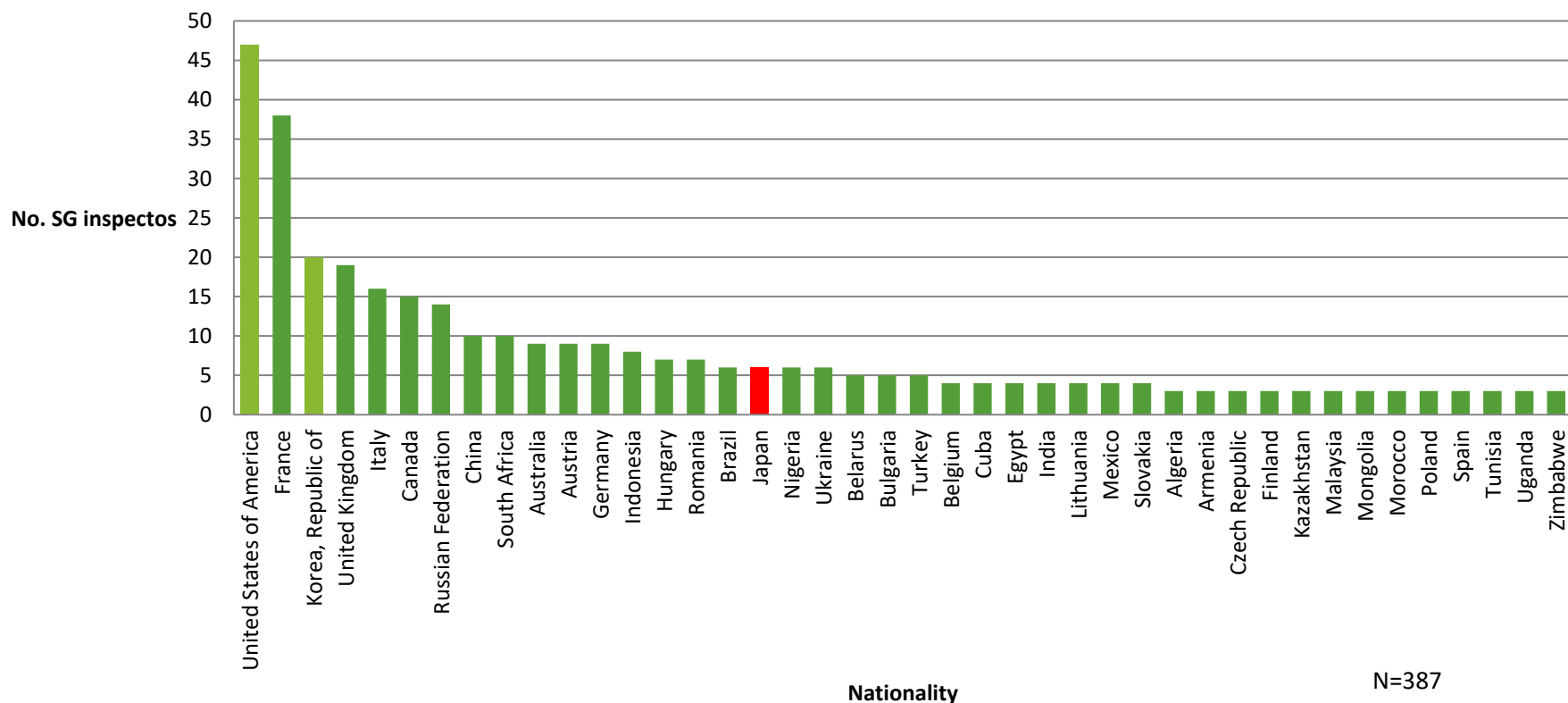
## JASPASタスク推移



- JASPASを開始した当初は、測定技術の開発や封じ込め・監視技術の開発に重点的に取り組んできた  
⇒1980年代終わり頃、保障措置システム設計・保障措置アプローチ及び封じ込め／監視技術に係るタスクは全体の約3分の2を占めていた
- 最近では日本の大規模な核燃料サイクルにおける経験に基づく保障措置概念、アプローチの開発や保障措置の設計に力点
- 国が主導する保障措置技術開発課題が少なく、研究開発の広がりが見込めない

- IAEAの日本人査察官の人数は少ない。(2019年は採用がゼロ、2020年は1名。)

Number of SG inspectors by nationality (more than three)



出典: Note to Governors 2018.6



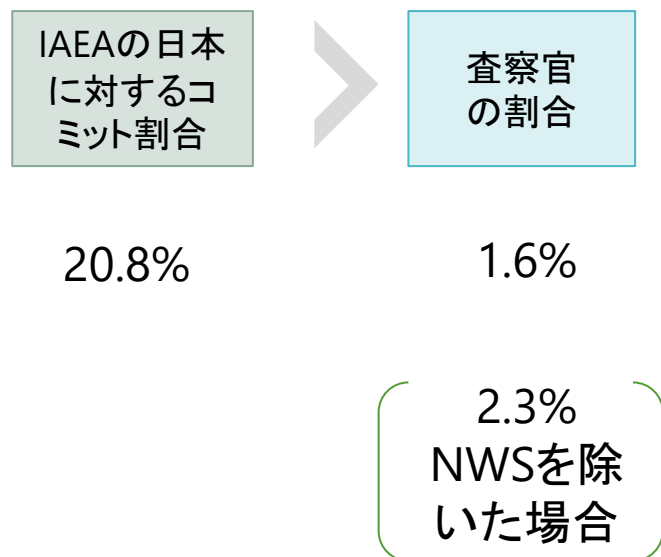
# 日本のコミットメントと査察官数

- 日本には多くの施設が存在し、多くのIAEA資源が投入されて経験値が蓄積されているにもかかわらず、国際人材は査察経験値に比してより十分輩出していない

## 日本の保障措置活動

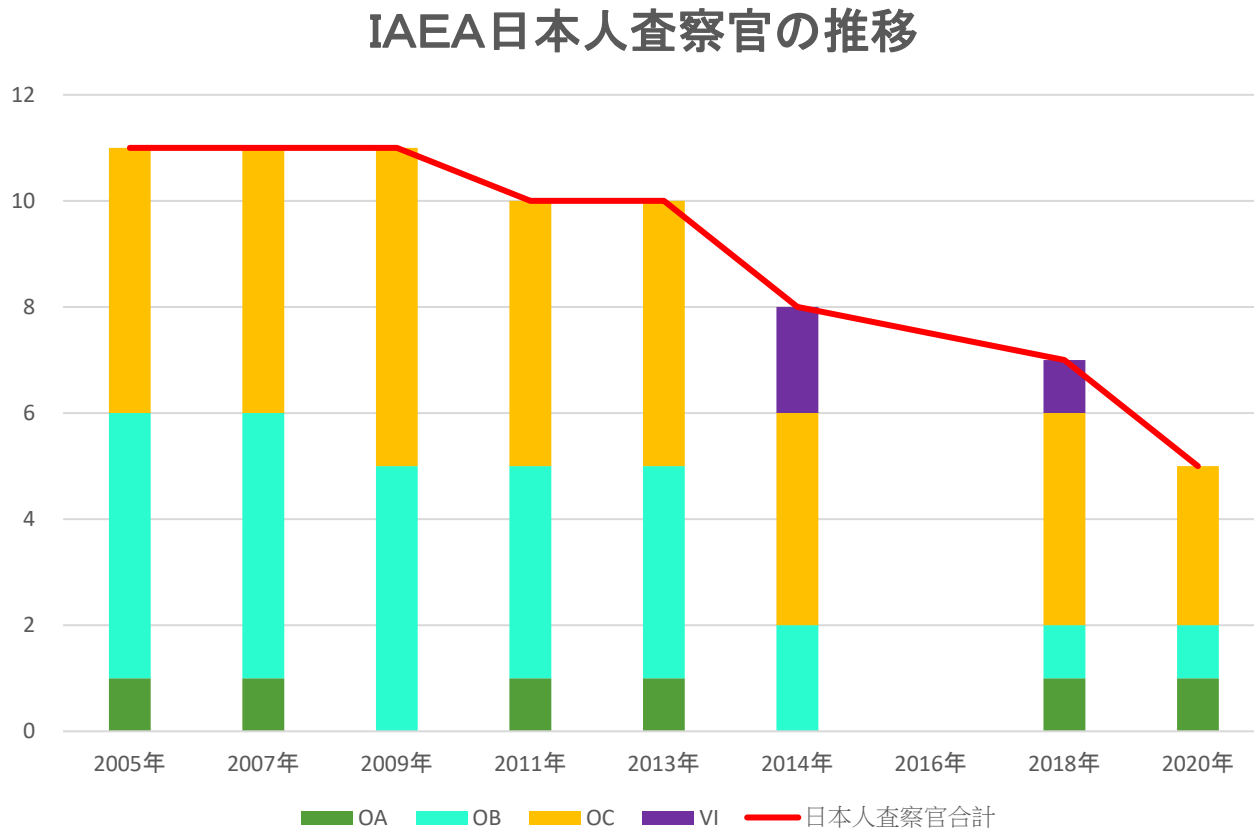
	日本	世界全体	(日本割合)
査察対象施設	125	717	(17.4%)
MBA(含LOF)	198	607	(32.6%)
査察	279	2179	(12.8%)
設計情報検認	72	625	(11.5%)
補完的アクセス	24	149	(16.1%)
現場検認人日	2735	13139.5	(20.8%)

## 日本の貢献度に占める査察官の割合



# IAEA日本人査察官の推移

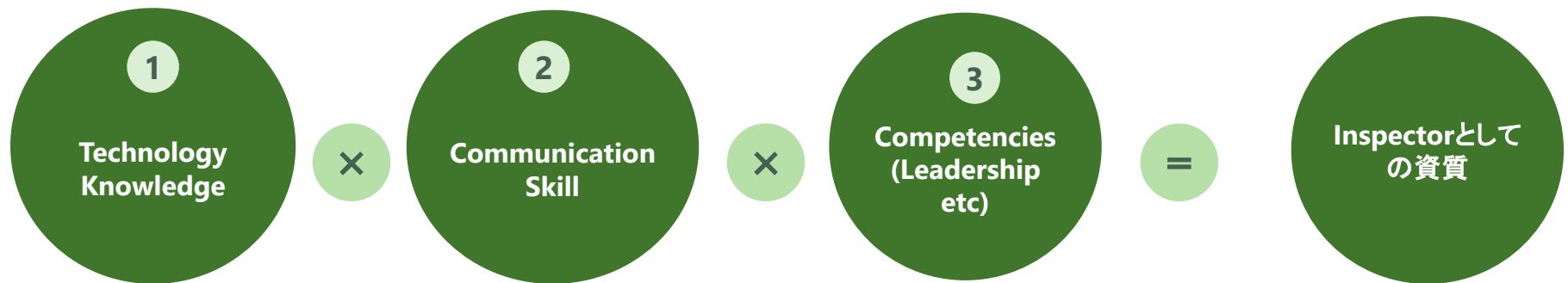
- 2009年以前は11名を維持していたがその後減少傾向。
- 現在は2013年の半分の5名しかおらず急激に減少している状況



出典: JSGO調べ

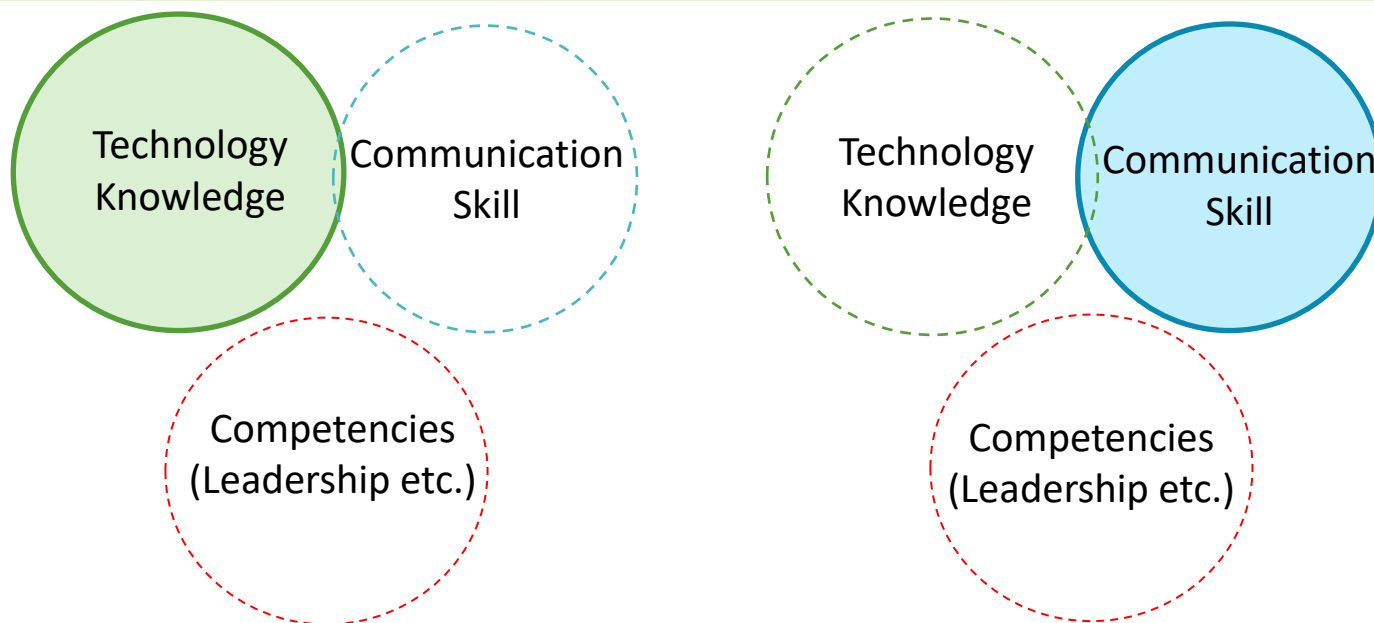
# 査察官の必要な資質(要調査)

- 競争率が年々激しくなる中で、技術ベースの知識だけでなく、様々な Competenciesが必要。その時コミュニケーションは大前提。



- 保障措置分野は、原子力分野に関する様々な科学技術的な専門的知識が必要。
- 加えて、化学分析、設計、統計的評価など様々な科学技術的知見も必要となる。
- チームワークを重視する中で、当然持っていることが前提となる
- 日本人に関しては、英語というツールを用いることが苦手
- 最近では、この資質が最も重要視されてきている。
- プロジェクトマネジメントや様々な経験で得られる。
- 保障措置だけでなく様々な分野での経験のほうが強みを発揮できる可能性がある
- 最低3つがそろふ必要があると考えられるが、どこかが欠けているケースが多く、査察官の採用に至らない。

- 人材の量的確保が難しくなっているのに加え、日本の候補者は、必要な資質のうち、1つもしくは2つが欠けているため、競争優位性に欠ける



## 人材の傾向

原子力・保障措置の専門性は高いが、英語力等に課題

英語力は高いが、専門性、(及び真のコミュニケーションスキル等)に課題

## 人材輩出元

研究開発組織、査察実施機関、事業者等

JPOやインターンシップなどを通じて、国際キャリアに強い意識を持つ人材

## 対応

コミュニケーションスキル、リーダーシップ等の強化

技術的専門性、リーダーシップ等の強化、(公的センスの習得)

- 若い世代の保障措置人材の確保
  - 高いコンピテンシーを持つ人材はどうしたら確保できるか
  - 職業としての魅力とは何か
  - 層の厚さが競争を生む
- 保障措置人材の多様なキャリアパス
  - 保障措置関係組織の連携した人材育成
  - 人材の流動性
- 国際核不拡散体制に貢献できる人材の送り込み
  - 国際競争に勝ち残れる人材の戦略的支援
  - 私的効用だけでなく全体効用の最大化に貢献できる人材と人材育成システム

ありがとうございました。

引き続き、IAEA及び原子力規制庁が実施する  
保障措置活動へのご理解、ご協力をお願い  
致します。

# 企画セッション

## 世界的願望

ー放射性廃棄物転換ハイブリッド化学/核反応炉ー

講演者

大阪大学 核物理研究センター(RCNP)

元所長/名誉教授、ウプサラ大学名誉博士

池上 栄胤

# 世界の願望—放射性廃棄物転換ハイブリッド化学核反応炉— The World Hope: Radioactive Waste-Burning Hybrid Chemonuclear Reactor

\*池上栄胤<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> 大阪大学 核物理研究センター(RCNP) 元所長/名誉教授, <sup>2</sup> ウプサラ大学名誉博士

\*Hidetsugu IKEGAMI<sup>1,2</sup>

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

<sup>2</sup> Honorary Doctor of Uppsala University, Sweden

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

## 1. The Limitations of Two Body Nuclear Reaction Theory

Since the discovery of radio-activity, over 120 years we had taken recognition of that all nuclear transmutations such as nuclear decays and reactions were independent from atomic states surrounding the reactant nuclei. This recognition is right unless otherwise the reactant nuclei do not have any correlation with other reactant nuclei. However, in the cases where highly dense itinerant s-electrons revealing the macroscopical scale correlation surround the reactant nuclei, the state of things change dramatically as follows.

Such macroscopical scale correlations have been well known in the chemical reactions in the solutions as the thermodynamical liquid activity.

## 2. The Mechanism of Chemonuclear Reaction

In the nuclear transmutations in metallic systems with the built-in thermodynamical liquid activity, the bulk of itinerant s-electrons are undergoing contact interaction with reactant nuclei and induce contagiously the thermodynamical liquid activity i.e. macroscopical scale correlation among the bulk of nuclei under the immobile action of Nature towards the chemical potential minimum of the system.

With this liquid activity contagion yielding the generation of macroscopical scale correlation, united atomic and nuclear, i.e. the chemonuclear reactions/transmutations are induced which are very likely enhanced with the astronomical figures associated with the big drop of chemical potential in the transmutations.

## 3. The First Examples of Super-enhanced Nuclear Fusion

The first examples of super-enhanced nuclear fusion were found in stars. From the late 20th to the early 21st century, surprisingly enhanced nuclear reactions in the condensed plasmas in stars were predicted based on the quantum statistical treatments.

For example, the enhancement by a factor of some 30 orders of magnitude were expected in the metallic hydrogen liquid plasmas in a white-dwarf progenitor of supernova. This enhancement was found to be ascribable to the thermodynamical liquid activity that is macroscopical scale correlation in the liquid plasmas.

## 4. Chemonuclear Reaction

Essentially, the same enhancements were derived by H. Ikegami based on the Gibbs thermodynamics. Here, a simple derivation of the enhancement is introduced. More rigorous s-electron density dependent derivation can be found in Part I of his book entitled *The Nature of the Chemonuclear Reaction* (2020).

In the scheme of chemonuclear reaction, nuclear reactions undergo unified with the corresponding chemical reactions. The forward reaction rate  $\vec{k}$  and the backward reaction rate  $\overleftarrow{k}$  are thus related by the equilibrium constant  $K$  which is given by the well-known van 't Hof Gibbs relation

$$K = \vec{k} / \overleftarrow{k} = \exp[-\Delta G_r / k_B T].$$

Since the back-ward reaction is not spontaneous and thus any enhancement mechanism does not exist, hereby the intrinsic reaction rate  $k_0 = \vec{k}$ . Then we



have the enhancement  $A$  as,

$$A = \frac{\vec{k}}{k_0} = \frac{\vec{k}}{\bar{k}} = K = \exp[-\Delta G_r / k_B T].$$

with  $k_B$  being the Boltzmann constant.

The potential drop  $\Delta G_r$  consists of nuclear transmutation part  $\Delta\phi$  and chemical reaction part. The former is derived from chemical potential  $\phi$  of elements which is obtained in the metallurgy. The latter is derived from Gibbs energy of chemical compound and available in the chemical data table.

## 5. The First Observation of Chemonuclear Reaction at Uppsala University

The chemical potential drop  $\Delta G_r$  and enhancement in some keV slow  $D^+$  ion induced chemonuclear reaction,  $D + Li \rightarrow Be^*$  were evaluated as,

$$-\Delta G_r = \phi(Be) - \phi(Li) = 4.20 - 2.85 = 1.35(\text{eV}),$$

$$K = \exp[-\Delta G_r / k_B T] \sim 10^{13} \text{ at } 300^\circ\text{C}.$$

The first evidence was observed at Uppsala University. The observed rate enhancement  $\sim 10^{10}$  was deduced from the detection rate of  $\alpha$ -particles in the reaction,  ${}^7\text{Li}(D, n) {}^8\text{Be}^* \rightarrow 2\alpha$ . The reaction was named chemonuclear fusion or chemonuclear reaction.

The confirmation of  ${}^7\text{Li}(D, n) {}^8\text{Be}^* \rightarrow 2 \cdot {}^4\text{He}$  chemonuclear reaction and the discovery of coherent chemonuclear reaction

$2 \cdot {}^7\text{Li}(D_2, 2n) ({}^8\text{Be}^*)_2 \rightarrow 4 \cdot {}^4\text{He}$  was realized in Tokyo/Sakura through comparison experiments of atomic and molecular ions implantation on the same Li-liquid target.

In the new scheme of reaction,

$2 \cdot {}^7\text{Li}(D_2, 2n) ({}^8\text{Be}^*)_2 \rightarrow 4 \cdot {}^4\text{He}$ , even doubly intensified enhancement,

$K = (Be_2) = \exp[-2\Delta G_r(Be)/k_B T]$  was expected through the coherently forming intermediate quasi- ${}^8\text{Be}_2$  molecule under the slow  $D_2$  ion implantation. Because such the coherent collisions were known in the 1970's in the coherent sputtering phenomena of molecular ions.

These results seemed to suggest that the enhanced pycnonuclear reactions took place also in the itinerant s-electron rich metallic systems as well as in the supernova progenitors.

## 6. Metallic Hydrogen in Metal-like Hydrides and Li/Li-Hydrides Mixtures

When Ikegami was in search of literatures on the metallurgy to find chemical potential  $\phi$ -values of elements, he found a matter of great importance. In the 1970's, when Japanese/US metallurgists were immersed in the metallization of hydrogen through the use of some giga-bars super high pressure machines,

German metallurgists already tracked down the fact that hydrogen atoms adsorbed in such metals as Ni and Pd powders were metallized.

This finding implied the possibility that the adsorbed metallic hydrogen atoms would be liquified in the presence of dense itinerant s-electrons supplied by Li or Li hydride based on the quantum statistical treatments as seen in Part I in the book *The Nature of the Chemonuclear Reaction* (2020).

The great importance of bulk-mixture of Li/Li hydride in the Ni or Pd nano-crystal powders was informed through Prof. S. Kullander to Mr. A. Rossi who was investigating the cold nuclear fusion in Bologna. Prof. Kullander himself confirmed the importance as an observer in the experiment in Bologna. This event ignited the author's passion for opening up a new world of super-enhanced various kinds of nuclear/hadron reactions, Chemonuclear Reaction.

The thermodynamical liquid activity revealed in the condensed plasmas in stars such as supernova progenitors seems to be reproduced in the combined system of electron liquids supplied by the electron donors and metal-like hydrides such as Li or Na metals and/or alkaline earth oxides CaO or SrO and hydrogen adsorbing Ni or Pd nano-cluster powders or nano-structured foils enveloped in hydrogen. Especially Li metal will be able to play important roles as the source of itinerant ions and s-electrons corresponding to the metallic hydrogen liquids in the white-dwarf supernova progenitors. The Li metal can be replaced by Li hydride LiH(D) or its complex e.g. LiAlH<sub>4</sub> (D<sub>4</sub>) because these hydride molecules dissociate at the surface of nano-crystal clusters and liberated hydrogen atoms are adsorbed in them.

At an appropriate fraction of itinerant ions and electrons their correlation among the nuclei and atoms is so strong that their kinematics is no more those of isolated two body interaction and reveal the metallic liquid activity as argued in detail in Part I of the book.

## 7. High Intensity $\alpha$ -Inducing Cascade Super-enhanced Nuclear Reactions

In the system of metal-like hydride/deuteride such as NiD or PdD and dense electron donor mixtures, metallized D-atoms are adsorbed in O-sites of Ni or Pd lattice as illustrated in Fig. 1 in Part I of the book. Dense itinerant s-electrons supplied by the donor drop the melting point of metallic H/D atoms and induce their liquification generating the thermodynamical liquid activity. Under the existence of this activity, hydrogen atoms are no more isolated and strongly correlated with surrounding atoms and nuclei revealing

macroscopic scale collectivity in their reaction dynamics. Hereby they undergo the coherent  $D_2$ - $D_2$  and  $D_3$ - $D_3$  fusion reactions enhanced by the factors of 20~30 and 30~40 figures of magnitudes, respectively, at  $T \sim 500K$  and produce  $\alpha$ -particles of 23.8 MeV kinetic energy as explained in detail in Part 1 in the book.

The  $\alpha$ -particles induce numerous kinds of extraordinary chemonuclear reactions, such as chemonuclear fission of non-fertile elements, super-enhanced disintegration of radioactive elements, gamma ray missing super-enhanced radiative capture and transfer reactions and also gamma ray missing positron annihilation. In fact, the fission of Pd has been observed by many cold fusion experiment groups. The list of these observed phenomena in evidence of chemonuclear reactions is presented in Part V of the book *The Nature of the Chemonuclear Reaction* (2020).

## **8. Radioactive Waste Burning Hybrid Chemonuclear Reactor**

Perhaps, one of the most interesting and urgent utility of chemonuclear reaction would be the Waste-Burning Hybrid Chemonuclear Reactor. In the case of operation of reactor, the wastes are desired to be fed in the form of metallic or hydride powders and carefully supplied into the chemonuclear reactor core. The radioactive components of wastes immediately disintegrate yielding energy and stable elements. Most of the remaining wastes and produced elements would undergo chemonuclear fission. The flux of  $\alpha$ -particles should therefore be controlled with the greatest possible care together with the feeding speed of wastes.

Also noted would be the fact that most of the final products in the reactors are stable elements specified by their small electronegativity, mostly useful metals with big chemical potential  $\phi$ -values.

## **Acknowledgment**

This paper is based on the author's newly published book, *The Nature of the Chemonuclear Reaction: A New World of Thermodynamically Superenhanced Nuclear/Hadron Reactions* (2020). Typesetting by A. I. Andersson and editing by M. Ikegami for this paper is acknowledged.

# 企画セッション

JAEA/ISCN の 10 年間の歩みと成果  
～INMM 特別功労賞の受賞に際して～

報告者

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

センター長 直井洋介



# ISCN/JAEAの10年間の歩みと成果 ～INMM特別功労賞の受賞に際して～

直井 洋介

2020年11月20日



第41回日本核物質管理学会年次大会

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）

Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security

# 核物質管理学会(INMM)からの特別功労賞受賞



オンラインでの表彰の画面より(右枠内：INMM会長)



ISCNは、令和2年7月、米国のINMM本部より「Charles E. Pietri Special Service Award」（チャールズ E. ピエトリ特別功労賞）を受賞。

**Special Service Awardは核物質管理分野の知識の拡充等に貢献した組織・団体・個人に贈られる賞**として1978年に創設、これまでに21の団体、個人に贈呈されている。長年にわたりINMMの技術プログラム委員会の議長であったCharles E. Pietri氏の功績を称え、2012年よりこの賞にその名が冠されている。

日本関係では、**2018年に日本原燃株式会社**が、**1994年に財団法人核物質管理センター**が受賞しています。また、JAEA前身である**動力炉・核燃料開発事業団**が**1990年に**受賞している。

# 発表内容

- ISCNの設立
- ISCNの活動
- 10年間のISCNの成果
- 次の10年間に向けて

## 核セキュリティ・サミットにおけるコミットメントと 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）の設置

### 第1回核セキュリティ・サミット(2010年4月米国ワシントンD.C.)における日本のナショナル・ステートメント

『アジア諸国を始めとする各国の核セキュリティ強化に貢献するためのセンター（「アジア核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（仮称）」）を日本原子力研究開発機構(JAEA)に設置する。IAEAや米国等とも連携しながらこのセンターを通じて人材育成事業を行い、国際的な核セキュリティ向上に貢献していく。より正確で厳格な核物質の検知・核鑑識技術を確立し、これを国際社会と共有することにより、国際社会に一層貢献していく』※

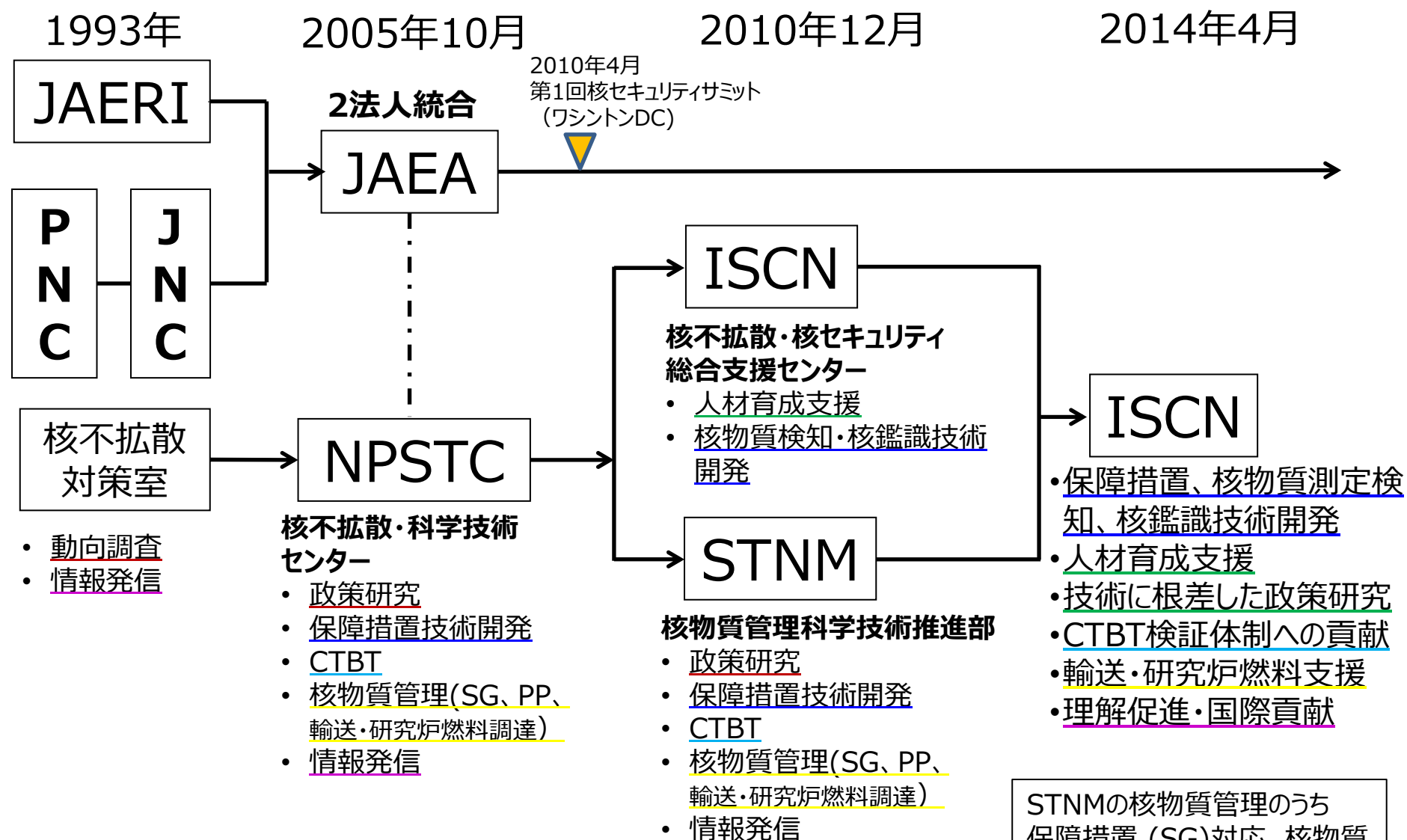


※出典 外務省ホームページ

[https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku\\_secu/2010/nastatement\\_wabun.html](https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku_secu/2010/nastatement_wabun.html)

➡ 2010年12月核不拡散・核セキュリティ総合支援センター設置

# ISCNの沿革と活動



NPSTC : Nuclear Nonproliferation Science and Technology Center

ISCN : Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security

STNM : Department of Science and Technology for Nuclear Material Management



# 10年間のISCNの主な成果

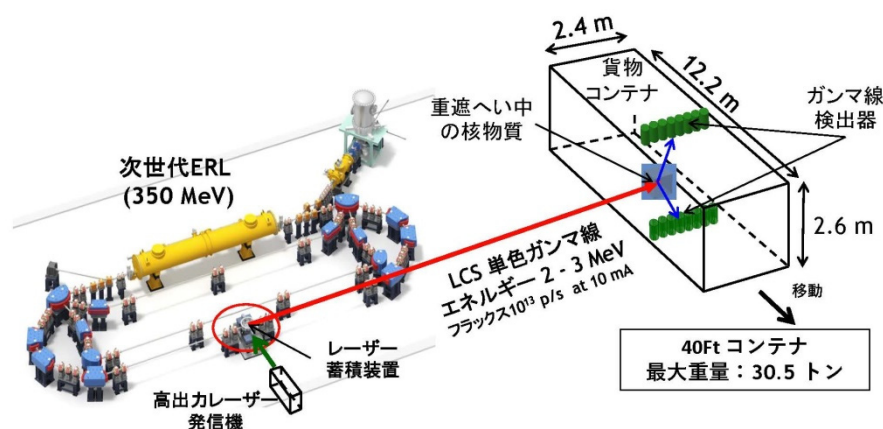
- 核共鳴蛍光を用いた遮蔽された核物質の検知技術開発
- 4つのアクティブ中性子法※（問いかけ法）を用いた核物質検知・測定技術開発

※：Differential Die-away Analysis (DDA), Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA), Delayed Gamma-ray Analysis (DGA) and Prompt Gamma-ray Analysis (PGA)

- 核鑑識技術開発
- CTBT国際検証体制への貢献
- 核不拡散・核セキュリティに関わる人材育成支援
- 理解促進・国際貢献

# 核共鳴蛍光による核物質の非破壊検知測定技術開発

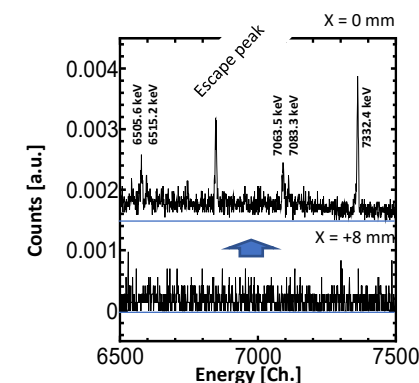
港湾等における輸送コンテナで遮蔽物の中に隠された核物質は、従来の技術では検知が難しく、核セキュリティ分野において課題とされている。また、使用済燃料などの放射能の高い試料中にある核物質を非破壊で測定する技術もいまだに確立していない。本技術開発では、この2つの課題に適応する核物質の検知・測定技術として、核共鳴蛍光（NRF）反応を応用する技術開発をH23年度から令和元年度にわたって進めた。H23年度からH26年度にかけてKEKとの共同研究で、エネルギー回収型リニアックとレーザー蓄積装置からレーザーコンプトン散乱（LCS）によって、単色性に優れた世界最大強度のガンマ線の生成に成功し、核検知に必要な高輝度ガンマ線が生成可能であることを示した。続いて、H27年度から令和元年度にかけて、兵庫県立大学のニュースバル施設において、LCSγ線によって実際の遮蔽容器の中の核物質（模擬）が検知できる実証試験を行い、検知可能であることを実証した。



隠蔽された核物質の検知（概念図）



コンテナを模擬した鉄製容器の中に、模擬試料（Pb-208）を入れLCSガンマ線を照射して、NRF散乱ガンマ線を容器横のGe検出器で測定する模擬核検知実証実験を実施した。



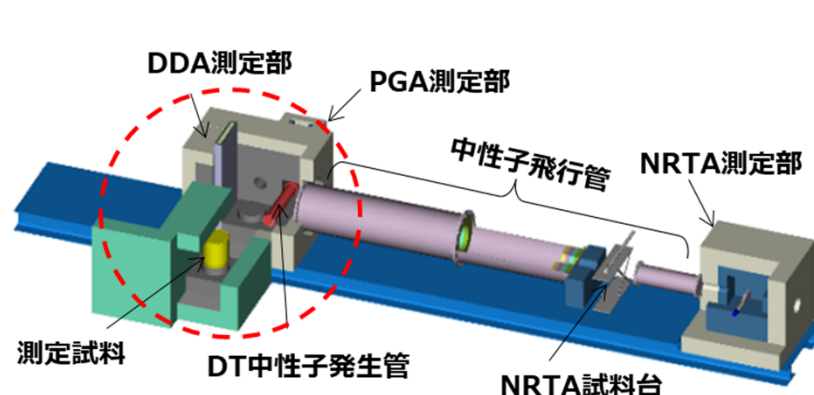
Ge検出器で測定された模擬核物質（Pb-208）からのNRF散乱γ線のピーク（7332.4keV他）を検知した。

核物質の検知に係る実証試験（2020年1月）

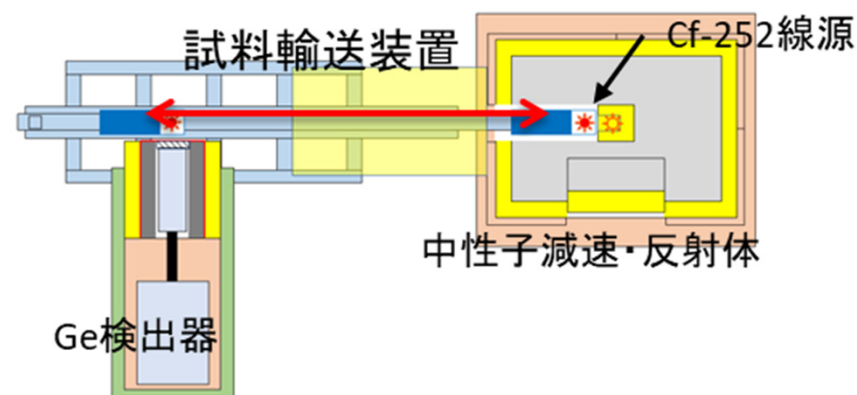
# アクティブ中性子非破壊測定技術開発

試料に中性子を照射した際、核分裂によって放射される中性子を測定するダイアウェイ時間差分析 (DDA)、中性子エネルギーごとの透過率を測定する中性子共鳴透過分析 (NRTA)、原子核が中性子を捕獲する際に放出する $\gamma$ 線を分析する即発 $\gamma$ 線分析 (PGA)の3つの技術を統合した試験装置の開発 (原子力基礎工学研究センターが実施) と、核分裂生成物からの崩壊 $\gamma$ 線を測定する遅発 $\gamma$ 線分析装置を開発 (ISCNが実施) を行い、各要素技術の統合・成立性を確認している。

これまでの主な成果として、DDAでは、中性子線を発する放射性物質を含む核物質試料を模擬した試験を行い、想定よりも大幅に高い中性子発生物質 (Cm-244 30 GBq相当) を含む試料中でも、20 mg のPu-239が測定できることを確認し、中性子源を含む試料分析への実機適用可能性を確認した。また、遅発ガンマ線分析法 (DGA) の開発では、機構が開発したCf-252を中性子源とした装置を用い、EC/JRCのイスプラ研究所 (イタリア) において共同で実験を進めた結果、Cf-252線源を用いた試験装置でも遅発ガンマ線が得られ、装置の小型化・再処理施設等への適用の可能性を確認できた。



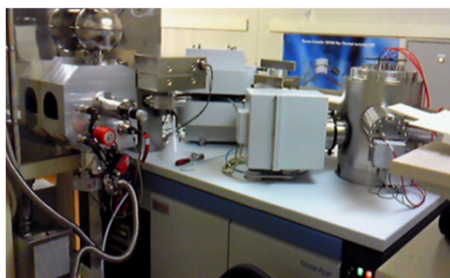
統合試験装置



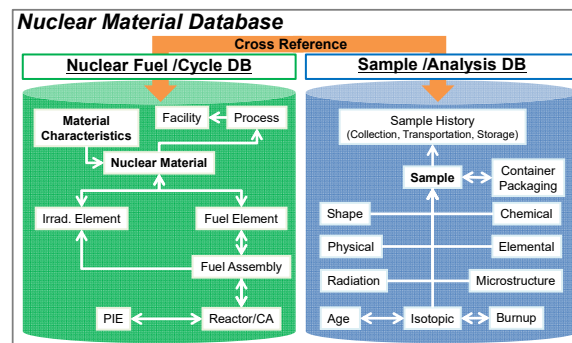
遅発ガンマ線分析試験装置

# 核鑑識技術開発

2011-  
2014:  
基本的な  
核鑑識技術の  
整備



表面電離型試料分析装置の整備  
(ウラン同位体比測定技術開発)



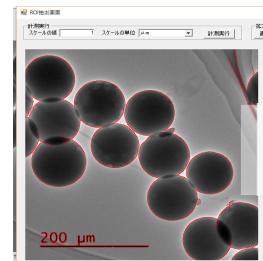
分析データを照合する核物質  
データベース（プロトタイプ核  
鑑識ライブラリの開発）

2015-  
2018:  
核鑑識技術の  
高度化

基本的な核鑑識技術整備での知見をもとに、より高度な分析・解析技術を開発

$$\frac{\left( \frac{^{230}\text{Th}}{^{234}\text{Th}} \right)_{\text{measured}} \times \left( \frac{^{234}\text{Th}}{^{238}\text{U}} \right)_{\text{Radioactive equilibrium}}}{\frac{^{230}\text{Th}}{^{238}\text{U}}} = \frac{\left( \frac{^{234}\text{U}}{^{238}\text{U}} \right)_{\text{measured}}}{\frac{^{230}\text{Th}}{^{238}\text{U}}}$$

In-situウラン年代測定法  
(新しいウラン精製時期分析技術開発)

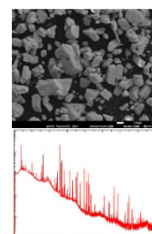
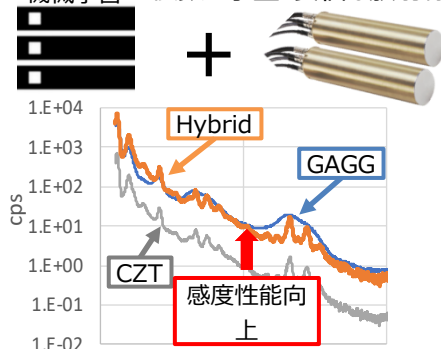


電子顕微鏡画像解析ツール  
(核物質粒子形状解析技術開発)

2018-:  
核鑑識の  
社会実装に  
向けた  
技術開発

将来的な核鑑識の社会実装に向けて、技術的課題解決のための研究開発

機械学習 複数の小型・安価な放射線検出器



(画像データ)

(計測データ)

(数値データ)

人工知能(機械学習)アルゴリズム  
による客観的な分析データの解釈と、  
核物質・放射性物質の起源等特定

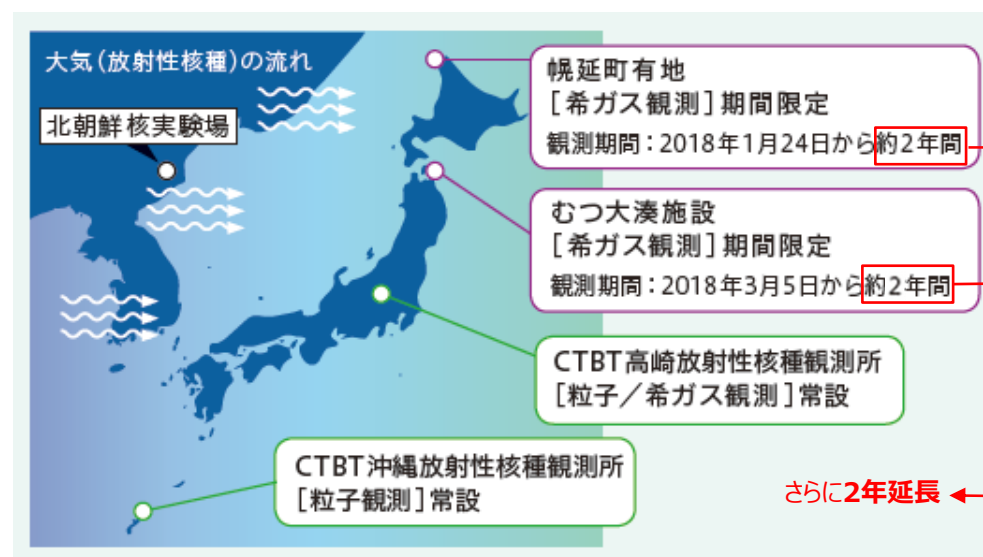


人工知能による分析データ解析技術  
(新技術の核鑑識への適用に関する技術開発)



# CTBT国際検証体制への貢献

条約議定書に定められた沖縄と高崎のCTBT国際監視施設及び核実験監視のための国内データセンターの運用を実施している。また、2018年からCTBT機関とともに、核実験検知能力を高めるために、放射性希ガスのBG挙動を調査する共同観測プロジェクトを青森県むつ市、北海道幌延町に移動型の希ガス観測装置（TXL）を設置して実施している。希ガス共同観測については、さらに、2年間の延長が決まりCTBTOへの貢献を継続することになった。



むつ市での設置と  
TXL室内の様子

原子力機構が運用管理するCTBT放射性核種観測所と  
移動型希ガス観測装置の設置場所

# ISCNの人材育成支援事業

## 3分野に渡るコースの提供

- ①核セキュリティコース
- ②保障措置・国内計量管理制度コース
- ③核不拡散に関わる国際的枠組みコース

## ニーズに基づいた支援： 対象とする参加者に応じたプログラムの開発

- 国際・地域トレーニングコース
- 二国間支援コース
  - 政策決定者、シニアマネジメント⇒意識向上のためのコース
  - 実務者、専門家⇒実践的、技術コース
- 国内コース

## これまでの成果の概要

- 国内外に183のトレーニングコースを提供し、99か国、6国際機関から4,642名が参加（2011年～2020年9月までの実績）。
- コース直後のアンケート及び参加者の中から選別して数年後に追跡調査を行いトレーニングの効果を確認している。

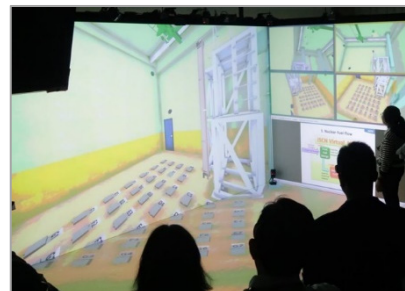
講義



グループ演習



VRシステム



PP実習フィールド



## 理解促進・国際貢献

原子力の平和利用を進めるにあたり、核不拡散・核セキュリティを確保する重要性を理解いただく活動を推進している。最新の核不拡散・核セキュリティなどに関わる動向の分析・解説、ISCNの活動の紹介を行う「ISCNニュースレター」（メールマガジン+HPにup）を毎月発信している他、国際フォーラムなどを開催している。また、外務省と米国エネルギー省と共催で世界で初めて輸送セキュリティに係るシンポジウムを昨年、東京で開催（11月）、さらにその成果を今年2月のIAEA核セキュリティ国際会議の日米合同のサイドイベントで報告した。

国際貢献では、IAEAの専門家会合などに職員を派遣して貢献しているほか、IAEA等の国際会議の技術セッションなどで座長を務めて貢献をしています。また、再処理施設向けや統合保障措置に関連したIAEAの査察官向けトレーニングを提供してIAEAを支援している。



国際フォーラム（2019年12月東京）



IAEA核セキュリティ国際会議でのサイドイベント  
（輸送セキュリティ国際シンポジウムの成果の報告）

## 次の10年に向けて

インドや中国などで原子力利用拡大の動きがあるなか、原子力機微技術および核兵器級核物質の拡散の懸念や、イランおよび北朝鮮の核開発への懸念、核テロへの懸念が高まっており、原子力安全と核不拡散・核セキュリティの統合的推進が必要な時代になりつつある。

ISCNは、核拡散・核テロの脅威のない世界をめざして、核鑑識や核検知技術、新たな核物質検認技術などの開発と社会実装を進めるとともに、おもに原子力新興国に向けた人材育成を進め、核不拡散の一層の強化と核セキュリティの向上に貢献していく。また、これまでに培った技術や知見を効果的に活用し、非核化にも貢献していく。

引き続き、皆様のご支援・ご協力をよろしくお願いいたします。



## 国際フォーラム

「第1回核セキュリティ・サミットから10年」～ISCNが刻む「未来へのmilestone」

**2020年12月9日（水）**

**16:00～18:30 online**

- ・関係機関からのメッセージ
- ・ISCNからの報告
- ・パネルディスカッション

## 前夜祭：学生フォーラム

「未来を刻む'刃」

**2020年12月8日（火）**

**17:00～19:00 online**

第1部 発表

(ISCNの業務紹介、夏期実習経験)

第2部 パネル討論

(学生の皆さんの意見を国際フォーラムへ)



**原子力平和利用と核不拡散・  
核セキュリティに係る国際フォーラム**

The International Forum  
on Peaceful Use of Nuclear Energy,  
Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security

『第1回 核セキュリティ・サミットから10年』  
～ ISCNが刻む「未来へのMilestone」～

2010 2020

**2020年12月9日(水)16:00～18:30  
オンライン開催**

主催  **国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構**  
Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

日英同時通訳



ご清聴ありがとうございました。



# 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。

# レーザー駆動中性子源を用いた中性子共鳴透過分析技術開発

## (1) 中性子共鳴透過分析法へのレーザー駆動中性子源の適用

Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source

(1) Application of a Laser Driven Neutron Source for a Neutron Resonance Transmission Analysis

\*李 在洪<sup>1</sup>, 伊藤 史哲<sup>1\*</sup>, 小泉 光生<sup>1</sup>, 高橋 時音<sup>1</sup>, 鈴木 敏<sup>1</sup>

日本原子力研究開発機構<sup>1</sup>

\*Jaehong Lee<sup>1</sup>, Fumiaki Ito<sup>1\*</sup>, Mitsuo Koizumi<sup>1</sup>, Tohn Takahashi<sup>1</sup>, Satoshi Suzuki<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA

\*Fumiaki belongs to NAIS Co., Inc. and has been working on this project at ISCN/JAEA as a dispatched employee from NAIS.

As part of the development of technology for nuclear non-proliferation, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has been developing the measurement techniques for a neutron resonance transmission analysis (NRTA) using a laser driven neutron source (LDNS). The technique of NRTA is based on the time-of-flight (TOF) method. To obtain accurate TOF measurements, a short pulsed neutron source is required. The LDNS is considered to potentially be such a short pulse neutron generator, which can generate extremely short pulsed width (<ns). We choose the LDNS as the pulsed neutron source. In this presentation, we will overview an application of the LDNS for the NRTA.

### 1. はじめに

原子力施設において使用される核物質は、計量管理され IAEA により検認が行われる。核物質測定・分析技術としては、破壊分析 (DA) 法と非破壊分析 (NDA) 法がある。DA 法は、精度は高いが時間、手間がかかり、現場で実施が難しい問題がある。一方、NDA 法は、DA 法より精度は落ちるが、その場で即時・簡便に測定できるため、核物質管理に有用な技術として知られている。受動的な (パッシブ) NDA 法は、試料から放射されるガンマ線や中性子を測定する手法で、多く用いられているが、使用済み核燃料などの強い放射能 (背景事象) を伴う核物質に適用するには難しい。

日本原子力研究開発機構 (以下機構という) では、強い放射能を伴う核物質の動的な (アクティブ) NDA 技術の一つとして、中性子共鳴透過分析法 (NRTA) の開発を行っている。NRTA では、パルス中性子を試料に照射し、ある距離を飛行した後、検出される透過中性子の飛行時間 (TOF) スペクトルから核物質を定量する。試料と中性子検

出器を離れた場所に設置することができるため、試料の放射能からの影響を受けにくいという利点を持つ。NRTA を広く計量管理に用いるためには、コンパクトな施設で精度の高い TOF 測定を行うことが望ましい。そこで我々は、次世代中性子源として期待されるレーザー駆動中性子源 (LDNS)<sup>[1], [2], [3]</sup>に着目し、NRTA に適用するための技術開発を進めている<sup>[4], [5]</sup>。本発表では、NRTA 及び LDNS の概要について説明し、本研究の有効性について述べる。

### 2. 中性子共鳴透過分析

NRTA<sup>[6]</sup>では、パルス中性子発生からある距離を飛行して検出されるまでの中性子飛行時間 (TOF) により、中性子の速度 (運動エネルギー) を求める。中性子飛行経路上に試料がある場合、中性子は試料固有の特定エネルギー (共鳴エネルギー) において大きな核反応確率を示し、TOF 測定を行うとことで、透過率の減少として観測される。得られた透過率スペクトルにある凹みは、試料中の核物質の量と共鳴エネルギーにお

ける断面積によって決定されるため、凹みのエネルギーと深さから、試料に含まれる物質量を核種別に分析できる。

高精度な NRTA を行うためには、十分なエネルギー分解能 ( $\Delta E/E = 2 \cdot \sqrt{(\Delta T/T)^2 + (\Delta L/L)^2} = 2 \cdot \sqrt{(\Delta T \cdot v/L)^2 + (\Delta L/L)^2}$ ) で TOF 測定を行う必要がある。コンパクトな施設での測定のためには、中性子の飛行距離 ( $L$ ) を短くする必要があり、そのためには、パルス中性子の時間幅 ( $\propto \Delta T$ ) を短くすることが有効である。

核反応断面積測定などに使われてきた TOF 施設は長い飛行距離を用いて、精密測定を行ってきた。しかしながら、使用済み核燃料などの核物質の場合は、100eV 以下の比較的低いエネルギー (小さな速度  $v$ ) に共鳴エネルギーが存在するため、パルス中性子の時間幅が短ければ、 $\sim 5\text{m}$  の短い飛行距離で十分な精度の NRTA 分析ができると考えられる。機構では、パルス中性子源として DT 中性子管を用いた小型の NRTA 技術開発等も進めている<sup>[7]</sup>。

### 3. レーザー駆動中性子源

レーザー技術革新により、その応用先の一つである LDNS も注目されている。LDNS においては、レーザーを薄膜標的に照射し、照射領域を高密度プラズマ化する。その結果発生する高エネルギー粒子 (MeV 級) を中性子発生ターゲットへ当て、中性子を発生させる手法 (ピッチャー・キャッチャー法) が多く使用されている<sup>[8]</sup>。レーザーのパルス幅は、フェムト秒 ( $10^{-15}\text{s}$ ) オーダーの極短パルスであり、中性子発生領域も小さいため、NRTA 等の TOF 測定法を用いる応用先にも適している。粒子加速空間も線形加速器などと比較し極小 (mm オーダー) のため、実用上においても、放射線管理区域を小さくできるといった利点がある。またレーザー光はマグネットなどを用いずに鏡などを利用して比較的容易に伝送できる

ため、複数の照射室での運用などにも使いやすい。

一方で現在のレーザー装置は加速器と比較しても巨大であったり、小さいものは出力不足であったりと、まだ実用に耐えられる段階ではないのも事実である。

しかしながら、ピークパワーが TW に達する小型レーザーが市販されはじめ、大型のものであれば、既に十分な出力 (平均出力 1kW) を達成しているように、レーザー技術は日進月歩の発展を見せている。レーザー伝送・集光系や、照射ターゲット供給など、LDNS にはレーザー以外の技術開発も必要になってくるが、短パルス小型中性子源としての将来性から、NRTA 適用への技術開発を進めている。

### 4. まとめ

NRTA 技術は、パルス中性子を用い、中性子が試料を透過して検出器に到達するまでの飛行時間 (TOF) 測定を行い、得られた透過スペクトルから試料を分析する方法である。なお、試料と検出器を離れた位置におけるので、強い放射能を伴う試料の測定に有効な手段である。

短い飛行距離で、精度の高い NRTA 測定を行うためには、短いパルス中性子の幅を持つ中性子源が必要になる。本研究では、短パルス中性子を発生でき、レーザー技術革新により将来有望になると考えられる LDNS に着目し、NRTA へ適用するための研究を進めている。

### 謝辞

本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

### 引用・参考文献

- [1] M. Roth et al., Phys. Rev. Lett., 110, 044802 (2013).
- [2] D. Jung et al., Physics of Plasmas, 20, 056706 (2013).

- [3] A. Alejo *et al.*, Nuovo Cim.C, 38, **6**, 188 (2016).
- [4] J. Lee *et al.*, Proc. AESJ 2020 Fall Mtg., Web conferencing, Japan, September 16-18, AESJ (2020) [in Japanese].
- [5] F. Ito *et al.*, Proc. AESJ 2020 Fall Mtg., Web conferencing, Japan, September 16-18, AESJ (2020) [in Japanese].
- [6] P. Schillebeeckx *et al.*, Nuclear Data Sheets, 113, **12**, 3054-3100 (2012).
- [7] H. Tsuchiya *et al.*, Plasma Fusion Res. **13**, 2406004 (2018).
- [8] A. Alejo *et al.*, Il Nuovo Cimento, **38**, C, 188 (2015).

# レーザー駆動中性子源を用いた中性子共鳴透過分析技術開発

## (2) 開発項目と進捗概要

### Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source

#### (2) The outline of development issues and progresses

\*伊藤 史哲<sup>1\*</sup>, 李 在洪<sup>1</sup>, 小泉 光生<sup>1</sup>, 高橋 時音<sup>1</sup>, 鈴木 敏<sup>1</sup>, 堀 順一<sup>2</sup>

原子力機構<sup>1</sup>, 京大複合研<sup>2</sup>

\*Fumiaki Ito<sup>1\*</sup>, Jaehong Lee<sup>1</sup>, Mitsuo Koizumi<sup>1</sup>, Tohn Takahashi<sup>1</sup>, Satoshi Suzuki<sup>1</sup>, Jun-ichi Hori<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University.

\*Fumiaki belongs to NAIS Co., Inc. and has been working on this project at ISCN/JAEA as a dispatched employee from NAIS.

To use a Laser Driven Neutron Source (LDNS) efficiently for Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA), there are several development issues which are briefly explained here with these progresses. The first is the design of the moderator to obtain many epithermal neutrons with neutron pulse width narrow as possible from the fast neutrons emitted by a LDNS. The second is the development of the detector and the data processing system to achieve a high neutron detection efficiency with a good neutron-gamma discrimination in a high event rate (a few MHz) situation.

## 1. はじめに

レーザー技術の発展により、多岐にわたる応用研究が精力的に進めている。その中の一つであるレーザー駆動中性子源 (LDNS) は、短パルス中性子を発生させることができる有望な次世代中性子源であると考えられている。この LDNS は発展段階にあるため、効率的に中性子共鳴透過分析 (NRTA) に適用するにあたっては、いくつかの開発項目がある。我々はモデレータや、検出器・データ処理システムの開発を並行して進めており、その背景及び開発の進捗状況を、概要にて述べる。

## 2. モデレータ

レーザー照射により発生した中性子は高エネルギーであるため、NRTA に必要な熱外中性子エネルギー領域 (> 100 eV) まで減速する必要がある。モデレータの違いにより中性子の取り出し量とパルス幅は大きく変化するため、効率的に LDNS を NRTA に適用するにあたって重要な項目である。

### 2.1. モデレータの開発項目

短い時間幅 (パルス幅) で中性子が発生する LDNS の特性を生かすため、減速の際、いかに多くの熱外中性子を得ることができるかだけでなく、減速に際して中性子パルス幅を保つことも精度のよい NRTA において重要である。そのため、中性子取り出し量とパルス幅からモデレータを評価し、最適な素材、形及び構造を決定する。中性子の初期エネルギーによってもその最適値は変化しうるため、様々なエネルギー帯において評価し、傾向を調査する。

### 2.2. 進捗状況

モンテカルロ・シミュレーション・コード PHITS<sup>1</sup> を用いてモデレータの素材、形状及び構造を変化させながらモデレータの性能を調査している。中性子のエネルギーが高い場合、モデレータにおいて主要な役割を果たす水素原子核と中性子との相互作用確率が急激に小さくなるため、複数の素材を組み合わせたモデレータが有効であることが予想される。



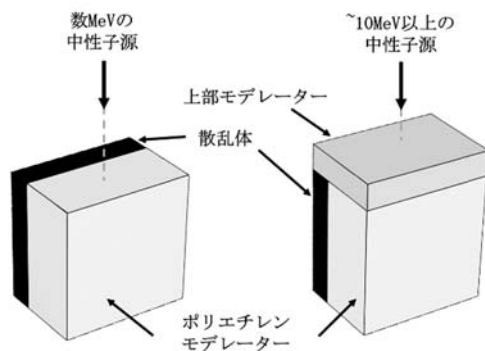


図1 モデレータ概念図

図1はモデレータの概念図であり、図の上部に中性子源を置き、中性子源から発生するX線やガンマ線フラッシュから検出器を保護するため、90°回転した方向（図の手前面）に検出器を設置することとした。図2は上部モデレータにタングステン、ベリリウム及びポリエチレンを取り付けた時のそれぞれの中性子相対強度であり、上部モデレータを取り付けない場合の中性子強度で規格化している。入射中性子のエネルギーが高くなると、タングステンやベリリウムとの(n, 2n)反応閾値を超え、ポリエチレンだけの構造よりも中性子強度が高くなり、複数素材モデレータの有効性が確認された。

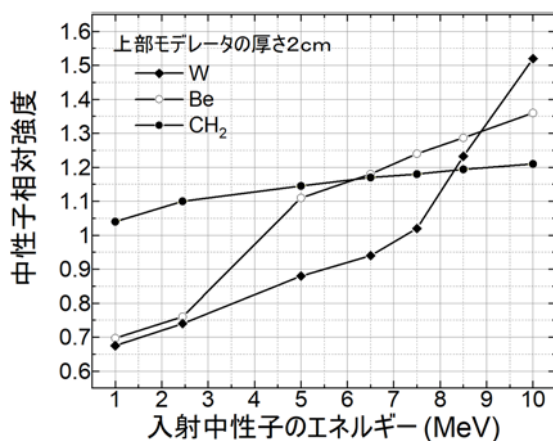


図2 入射中性子毎の中性子相対強度

### 3. 検出器・データ処理システム

#### 3.1. 開発項目

LDNSは発展段階にあり、現状においては中性子強度が小さいため、検出効率及びデータ取得効率を高くすることが重要である。また、レーザー照射に伴い発生するプラズマや、中性子と物質の相互作用により、ガンマ線が発生するため、ガンマ線と中性子信号を分離する能力(n/γ 弁別能)を高めることも必要である。高いピーク計数率に対応するには、減衰時間の短さや、短い時間間隔の信号を数え落とすことなく処理できるデータ処理システムの開発が求められる。

#### 3.2. 検出器開発の進捗状況

高い検出効率を持ちながら、ガンマ線弁別能力の高い検出器の開発を進めている。通常シンチレータ中性子検出器は、高い中性子検出効率とn/γ 弁別能を備えることは非常に難しく、両立にはアンチコンプトンを利用した複合的な検出器(システム)<sup>3</sup>や、市販品ではBC-704などの高計数での測定に難のある減衰時間の長いもの<sup>4</sup>等が利用されている。しかし、我々は比較的短い減衰時間を持ち、かつそれほど複雑ではないシステムにて、両立を目指している。図3、図4は中性子TOF測定施設(京大複合研)にて実際に

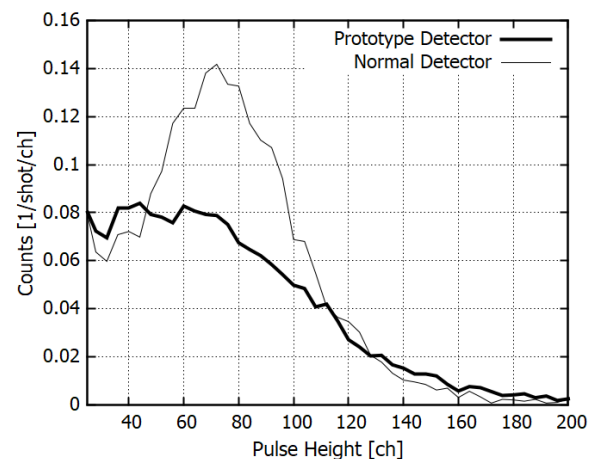


図3 ガンマ線の Pulse Height 分布



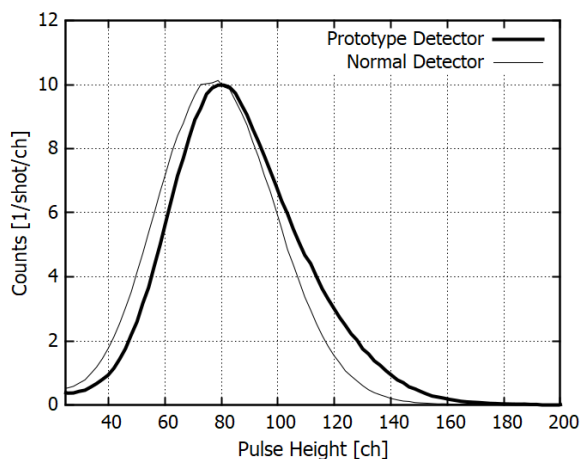


図 4 中性子の Pulse Height 分布

観測されたガンマ線及び中性子の Pulse Height 分布であり、広く使用されている  $^6\text{Li}$  ガラスシンチレータと光電子増倍管 (PMT) を組み合わせた従来型中性子検出器 (Normal Detector) と、開発中検出器の試作品 (Prototype Detector) を比較したものである。本実験結果から、中性子の検出効率を変えることなく、ガンマ線の感度のみを下げられることを確認した。

### 3.3. データ処理システムの進捗状況

高効率でデータ取得することや、中性子との波形の違いによりガンマ線弁別を目指した波形処理システムの開発を行っている。

TOF 測定において興味ある時間幅全ての波形を、高速波形デジタイザと大容量の半導体メモリを用いて記録することで、実験後にオフラインで解析することができ、開発を効率的に進めることができている。図 4 は高速波形デジタイザを用いた試作波形処理法 (Prototype Waveform Method) と、市販の汎用型デジタイザ (General-Purpose Digitizers (CAEN 社製 V1730D+DPP-PSD)) を使用した時、それぞれで得られた TOF スペクトルである。パルス照射数以外は同じ実験条件である。また、背景事象 (BG) は指数関数でフィッティングを行った。波形処理手法を最適化することにより、単位ショット当たりで得られ

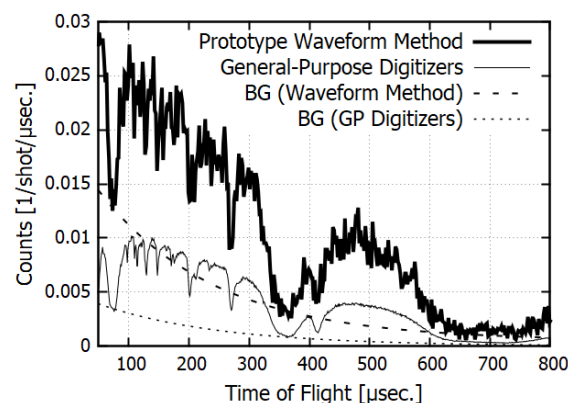


図 5 TOF スペクトル

る計数が、汎用型システムで得られる計数より大きくなることが確認できた。背景事象と信号の弁別を行うデータ処理プログラムの開発も併せて進めている。

## 4. まとめ

将来性を期待される LDNS を用いて NRTA を行うための基礎研究を進めている。各開発項目については試作品の製作等を進めており、これらを用いて LDNS を用いた NRTA の実証実験を計画している。開発項目の性能向上により、中性子源への要求性能を下げ、コンパクトで効率的な NRTA システムの提案を行っていきたい。

## 謝辞

本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

## 引用・参考文献

- [1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Tech., 55, 6, 684-690 (2018).
- [2] K. Shibata et al., J. Nucl. Sci. Tech. 48(1), 1-30 (2011).
- [3] 株式会社トクヤマ. 福田健太郎, 斎藤洋明, WO2015064588A1. 2015-05-07.
- [4] SAINT-GOBAIN. "Special Scintillators for Neutrons". Organic Scintillation Materials and Assemblies. 2001, p.5

# 核共鳴蛍光を利用した核検知技術実証試験

## Demonstration of Nuclear Detection using A Nuclear Resonance Fluorescence Technique

\*小泉 光生<sup>1</sup>, オマル モハメド<sup>1</sup>, 高橋 時音<sup>1</sup>, 羽島 良一<sup>1,2</sup>, 静間 俊行<sup>1,2</sup>, 橋本 智<sup>3</sup>,  
天野 壮<sup>3</sup>, 宮本 修治<sup>3</sup>

日本原子力研究開発機構<sup>1</sup>, 量子科学技術研究開発機構<sup>2</sup>, 兵庫県立大学<sup>3</sup>

\*Mitsuo Koizumi<sup>1</sup>, Mohamed Omar<sup>1</sup>, Ton Takahashi<sup>1</sup>, Ryoichi Hajima<sup>1,2</sup>, Toshiyuki Shizuma<sup>1,2</sup>, Satoshi Hashimoto<sup>3</sup>,  
Amano Sho<sup>3</sup>, Shuji Miyamoto<sup>3</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>QST, <sup>3</sup>Univ. Hyogo

Nuclear Resonance Fluorescence (NRF) is a phenomenon that a nucleus resonantly absorbs gamma ray to be excited, and then emits gamma rays in its deexcitation. Because the resonance process is nuclide specific, a quasi-monochromatic gamma-ray can induce nuclide selective NRF. This would be beneficial for non-destructive nuclear material (NM) detection, even in a shielding object due to the penetrating power of gamma-ray. A demonstration experiment was performed at a New SUBARU facility of Hyogo University, where a laser Compton scattering (LCS) gamma-ray beams are supplied. A Pb-238 sample placed in an iron box was used to simulate a sample in a cargo. NRF gamma-rays were observed with two Ge detectors, when the LCS gamma ray hits the simulated object, showing a potential of NRF technique for using NM detection.

(200 Words Max.)

### 1. 緒言

核セキュリティにおいて、港湾などから運び込まれる核物質をいかに検知するかが、技術的な課題とされている。核テロを起こす核物質の持ち込みとしては、その重量、大きさからコンテナに入れて持ち込まれると考えられる。一般的に、コンテナなどに核物質や放射性物質が隠ぺいされているかどうかを調べるためには、モニタリングポストなどが用いられる。モニタリングポストは、ガンマ線や中性子の検出器であり、放射線を放出する物質の検知に有効である。しかしながら、巧妙に隠された核物質については、検知することができない。X線を使ったイメージング技術も開発されているが、重元素と核物質を識別することはできない。

そうした中、核種固有のガンマ線の共鳴吸収・放出現象を利用した核共鳴蛍光 (NRF) 非破壊測定法は、ガンマ線ビームをプローブと

して用い、物質を透過して非破壊・非接触での核種を選択的に測定できるため、核物質の検知に有効と考えられる。

このような NRF 技術を実現するためには、任意のエネルギーの (単色に近く 1MeV 以上) 大強度のガンマ線が必要で、そのような準単色ガンマ線を発生できるエネルギー可変光源としては、レーザー・コンプトン散乱 (Laser Compton Scattering; LCS) が唯一の技術である。そこで、原子力機構、量研、KEK は、ガンマ線発生技術開発を進め、核検知に必要な装置開発の見通しを得ることができた。

続いて、LCS ガンマ線ビームを用いた核検知技術が実際にできることを示すため、我々 (原子力機構、量研、兵庫県立大学のチーム) は、兵庫県立大ニュースバル施設に試験装置を設置し、実証試験の準備を進めてきた。並行して、装置開発を進めるため、NRF およびバックグラウンドとなるガンマ線の弾性散乱をシミュレ

ートるすためのコード開発を行ってきた。

本稿では、NRF による核検知技術およびこれまで進めてきた技術開発を簡単に紹介するとともに、兵庫県立大で行った試験結果について報告する。

## 2. 核共鳴蛍光 (NRF) 核検知技術

NRF は、原子核が特定のエネルギーのガンマ線を吸収し、励起状態になった後、ガンマ線を放出して脱励起する現象である。それぞれの核種に特有な励起エネルギーの状態が存在するため、測定したい核種の励起エネルギーに等しいガンマ線を照射すると、その核種のみを励起させることができる。その後の脱励起の際に放出されるガンマ線（全方位に散乱される）を、照射（入射）ガンマ線から大きな角度で区別して計測することにより非破壊で核種の検知が可能な技術である[1]。

この技術は、核種特有のガンマ線吸収・放出を用いるため、核種を選択的に測定することができる。また、高エネルギーのガンマ線を使用するので貫通力が高く、粒子放出の閾値以下のガンマ線エネルギーを使用するので、照射による放射化がほとんどないという点に特徴がある。

NRF により核物質の非破壊検知・測定を行うには、任意のエネルギーの（できれば単色に近い）大強度のガンマ線が必要である。核検知・測定に適用する 1MeV 以上の準単色ガンマ線を発生できるエネルギー可変光源としては LCS が唯一の技術である。LCS では、光速近くまで加速した電子にレーザー光を衝突させ、光子を散乱させることによってガンマ線を発生させる。LCS で発生するガンマ線のエネルギーは、電子ビームのエネルギーやレーザーの波長、散乱角によって決定され、コリメーターによりガンマ線を切り出し、単色に近いガンマ線ビームを引き出す。

高強度 LCS ガンマ線を得るには、電子線、レーザーを高密度かつ高繰り返しで衝突させる必要がある。そこで、原子力機構、量研、KEK は、エネルギー回収型リニアック (ERL) で電子ビームの密度を上げるとともに、レーザー蓄積装置を用い高密度レーザービームと高繰り返し衝突を可能とする技術を開発した[2]。

## 4. シミュレーションコードの開発

実用装置開発においては、NRF とその検出、および散乱ガンマ線によるバックグラウンドを考慮する必要がある。そのためにはシミュレーションによる最適化は必須である。しかしながら、NRF の核データの整備はあまり進んでおらず、また、NRF を組み込んだシミュレーションコードは存在していなかった。そこで、開発コードの組み込みが可能で、汎用性の高い Geant4 で開発を進めてきた[3, 4]。

実際に NRF 測定を行う場合、ガンマ線がエネルギーを変えずに試料で散乱される事象（弾性散乱）が、NRF 測定のバックグラウンドとなる。このような弾性散乱には、レーリー散乱、原子核トムソン散乱、デルブリュック散乱がある。1 MeV 以上のエネルギー領域では、デルブリュック散乱が主たる寄与となる。しかしながら、ガンマ線の弾性散乱を評価する計算コードに、デルブリュック散乱が考慮されているものがなかったため、これらの弾性散乱過程の寄与をすべて足し合わせて微分断面積を求める計算コードを Geant4 に実装した[5, 6]。

## 5. ニュースバルでの技術実証試験

ニュースバルは、SPRING-8 の敷地内に兵庫県が設置し、兵庫県立大学高度産業科学技術研究所が運営を行っている施設である。SPRING-8 の電子線形加速器から電子線を振り分けられた電子線が、ニュースバル電子蓄積

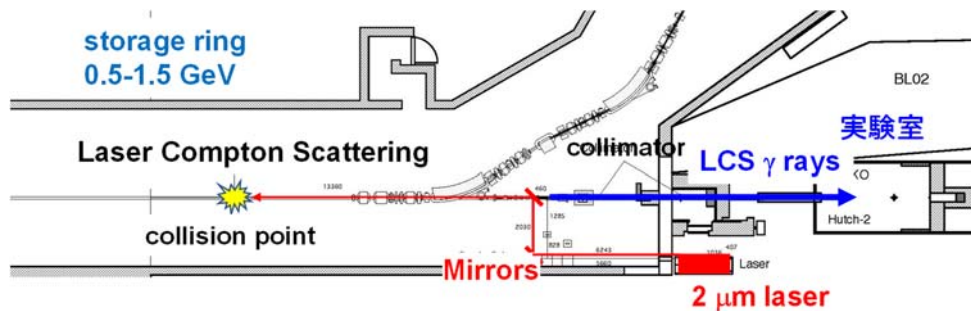


図1 ニュースバル電子線蓄積リングの一部。LCS ビームはコリメータを通じて実験室に導かれ、そこで NRF 実験を行った。

リングに入射される。蓄積される電子のエネルギーは 0.5-1.5GeV に調整でき、それを用いて極端紫外光から軟 X 線領域の放射光を得ることができる。LCS は蓄積リングの直線コースに、レーザー光を入射して得られ、それをコリメータを通して実験室に導くことができる (図1 参照)。

実験については、2 ミクロンレーザー光に、蓄積リングの電子エネルギー885MeV を衝突させ、最大エネルギー7.4MeV のガンマ線を生成し、4 mm のコリメータを通して GACKO に導いた。図2 は、GACKO における LCS ガンマ線ビームのエネルギー分布である。黒線は高純度ゲルマニウム検出器を用いて測定した結果であるが、同検出器のフォトピークの検出効率が 100%でないため、低エネルギー側に、コンプトン散乱等による構造が現れている。そこで、LCS ガンマ線ビームのエネルギー分布を求めるため、モンテカルロシミュレーションコード EGS-5 を用いて検出器応答の解析を行い、実験値を再現するように (図2 赤線)、電子ビームパラメータなどを調整して、LCS ガンマ線ビームのエネルギー分布を決定した (図2 青線)。その結果、5%の線幅になっていることが分かった。

実験では、自動ステージの上に設置した鉄箱の中に、隠ぺいされた核物質を模擬した柱状の Pb-208 試料を置き、その位置をずらして両横の Ge 検出器で NRF を測定することができる (図3 参照)。図4 は、本実験で得られたガン

マ線スペクトルで、LCS ガンマ線ビームがターゲットに当たると、NRF ガンマ線ピークが現れた。ピークカウントから、 $1.5 \times 10^5$  ph/s のガンマ線 (5%の線幅) で、2 台の Ge 検出器を用い、約 0.035 cps のピークが得られた。

上記結果から、核物質の検知を想定する。U-235 などの反応確率は、Pb-208 に比べ、約 3.8

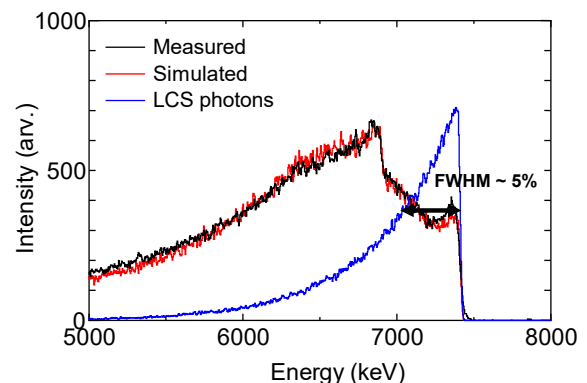


図2. LCS ガンマ線ビームのエネルギー分布

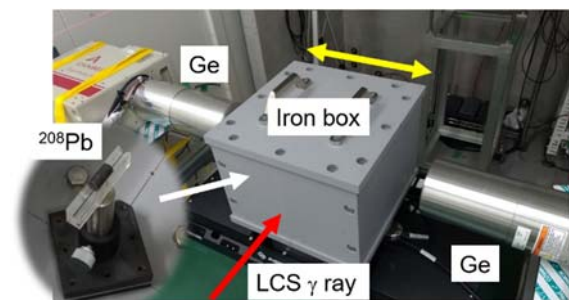


図3 実証実験に使った装置の写真。鉄の箱に入れた円柱型の Pb-208 試料に LCS ガンマ線を照射して、NRF を左右に設置した Ge 検出器で測定する。鉄箱は自動ステージの上に設置され、照射位置を移動させることができる。

$\times 10^{-3}$  となる。従って、大強度でかつ単色性を高めた LCS ガンマ線ビーム（毎秒  $10^{11}$  ph/s、線幅 1%）を使うと、1.5 m の位置においては、約 18cps が得られることが予測される。これは、Negm ら[7]が海上輸送コンテナ（鉄 5 mm 厚）に隠された 1 kg の U-235 の検知をシミュレートした結果と同様な結論となった。

## 6. おわりに

本技術開発プロジェクトは、2011 年から進めてきたものである。最初の 4 年間は、大強度 LCS ガンマ線発生技術開発に取り組み、世界最強度の準単色 X 線ビーム（エネルギー約 7keV）の発生に成功した。続く 2015 年度からの 5 年間は、量研及び兵庫県立大学との共同研究でニュースバル放射光施設からの単色 LCS ガンマ線ビームを使った技術実証試験を行うための準備・装置開発を進めてきた。2020 年 1 月には、「遮蔽物に隠された核物質検知のための核共鳴蛍光（NRF）技術実証試験ワークショップ」を開催し、ワークショップを開催（図 5）し、上記技術を紹介するとともに、実証実験を実施（図 6）し、本プロジェクトを成功裏に終了した。

## 謝辞

本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一環として進めた技術開発成果である。

## 引用・参考文献

- [1] R. Hajima, et al., Eur. Phys. J. Special Topics, 223, (2014) 1229–1236.
- [2] T. Akagi, et al., Phys. Rev. Accel. Beams 19 (2016) 114701.
- [3] T. Shizuma et al., NIM A737 (2014) 170.
- [4] T. Hayakawa et al., NIM A621 (2010) 695.

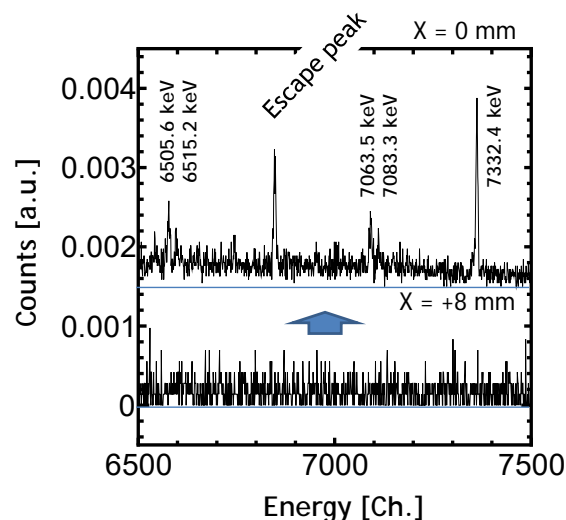


図 4 測定によって得られた核共鳴蛍光散乱ガンマ線のスペクトル。LCS ガンマ線ビームがターゲットに当たると、NRF ガンマ線ピークが現れる。

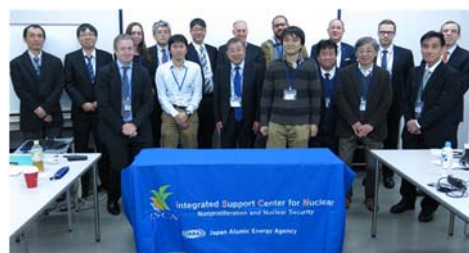


図 5 ワークショップ集合写真



図 6 実証実験の見学の様子

- [5] M. Omer and R. Hajima, Nucl. Instr. Meth. B 405, (2017) 43–49.
- [6] M. Omer and R. Hajima 2019 New J. Phys. 21 (2019) 113006.
- [7] H.H. Negm et al., 2015 IEEE Int. Symp, on Technologies for Homeland Security.



# 燃料集合体からの FP $\gamma$ 線スペクトル測定

## Gamma Ray Spectroscopy of Fission Product in Fuel Assembly

\*名内 泰志<sup>1</sup>, 佐野 忠史<sup>2</sup>, 高橋 佳之<sup>3</sup>, 宇根崎 博信<sup>3</sup>, 楠見 紘司<sup>1</sup>, 堀 順一<sup>3</sup>

<sup>1</sup>電力中央研究所, <sup>2</sup>近畿大学, <sup>3</sup>京都大学複合原子力科学研究所

\*Yasushi Nauchi<sup>1</sup>, Tadafumi Sano<sup>2</sup>, Yoshiyuki Takahashi<sup>3</sup>, Hironobu Unesaki<sup>3</sup>, Koji Kusumi<sup>1</sup>, Jun-ichi Hori<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry, <sup>2</sup>Kindai University, <sup>3</sup>Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

Gamma ray spectroscopy is achieved for a critical assembly mocked up in the C core of Kyoto university critical facility (KUCA). A High Purity Germanium detector (HP-Ge) for the spectroscopy is shielded from neutron irradiation with light water layer of 60 cm thickness. During the critical operation, gamma rays from fission products (FP) of short half-lives are measured as well as the core power history. The emission rates of the gamma rays are calculated based on the JENDL/FPY&FPD-2011 data base taking the power history into account. By comparison of the measured count rate to the calculated one, gamma rays from <sup>95</sup>Sr, <sup>95,97</sup>Y, <sup>90,90m,91</sup>Rb, <sup>87,88</sup>Br, <sup>136</sup>Te are identified. The critical measurement corresponds to the delayed gamma spectroscopy (DGS) under “On-Irradiation” condition. Such gamma ray measurement was also conducted under “Post-Irradiation” condition made by the control rod drop after the critical operation. In the Post-Irradiation condition, the gamma rays from short lived FP of half-life less than a minute could not be obtained due to poorer statistics. Accordingly, the advanced point of the On-Irradiation measurement is to enable detection of FP of very short half-life down to 3.8 seconds (<sup>97</sup>Y), which might contribute to enhancement of the accuracy of DGS.

## 1. 緒言

核分裂で生成する核分裂生成物(FP)の収率は核分裂する核種で異なる。この性質を利用し、複数の FP からの  $\gamma$  線を測定し、ウラン(U)、プルトニウム (Pu)の同位体核分裂率比を推定する遅発  $\gamma$  線スペクトル分析(DGS)が知られている。半減期 1 時間未満の短寿命 FP の多くはエネルギー 2.5~5 MeV の  $\gamma$  線を発生する。このエネルギー範囲は使用済燃料ペレット等で顕著な <sup>134,137</sup>Cs, <sup>154</sup>Eu 等の  $\gamma$  線のエネルギーよりも高く、 $\gamma$  線の識別が可能である。このため使用済燃料ペレット等に対しても DGS が利用できる可能性がある。この観点から、小型 U、Pu 試料を中性子照射して  $\gamma$  線を照射後測定する研究がおこなわれている[1, 2]。一般に DGS では  $\gamma$  線測定に用いる高純度ゲルマニウム(HP-Ge)検出器を中性子から遮蔽する必要がある。このため HP-Ge 検出器と中性子照射場を離して設置し、照射後に試料を移動するような工夫がとられる[1, 2]。一方で燃料集合体等は重量物であり、短時間での移動が容易でないため、燃料集合体への DGS の適用では燃料の移動を不要とする工夫が必要となる。

筆者らは京都大学臨界集合体実験装置 KUCA において炉心の核特性把握を目的とした  $\gamma$  線測定を行っている[3]。同炉心は通常 1W 以下で運転されており、<sup>137</sup>Cs 等を蓄積してはいないが、2.5~5 MeV の短寿命 FP  $\gamma$  線を放出する点で、使用済燃料集合体等への DGS 適用の模擬実験となる。今

回は同装置で特徴的な臨界体系での  $\gamma$  線測定を実施した[4, 5]。本報告では短寿命 FP  $\gamma$  線測定に着目して結果を整理する。

## 2. 実験と解析

### 2-1. 臨界条件での測定

臨界実験は中性子束を数桁の範囲で設定できるという利点がある反面、検出器を中性子から遮蔽し、 $\gamma$  線計数率を適正範囲に収める必要があり、HP-Ge 検出器を用いた  $\gamma$  線スペクトル測定は困難であった。筆者らは 93%-<sup>235</sup>U 濃縮度ウラン-Al 合金の板状燃料を KUCA の軽水減速架台 C に装荷した[4, 5]。同架台は直径 2 m の軽水タンクに燃料を配置し、軽水を満たして制御棒調整で臨界にするもので[6]、炉心部は水平方向でおよそ 28 cm×38 cm、鉛直方向 57 cm 程度の矩形となる。タンク内での燃料の水平方向装荷位置は中心に限定されずある範囲で選択できる。本研究ではタンクの壁から距離 60 cm の位置に燃料を配置し、壁の外に相対効率 30%の HP-Ge 検出器を配置した。この厚さ 60 cm の軽水層により、 $\gamma$  線を透過させ中性子を遮蔽した。また低炉心出力での臨界条件把握が容易となるように、核計装系を通常より燃料に近づける等の工夫を行った。これにより、中性子発生数  $3.4 \times 10^8/s$  条件で  $\gamma$  線計数率 13 kcps での  $\gamma$  線スペクトル測定に成功した。この計数率は HP-Ge 検出器を用いたスペクトル測定としては上限に近い。一方、この中性子発生数は、軽水

中に保管された燃焼度 53 GWd/t の PWR 使用済燃料集合体の制御棒案内管に  $2 \times 10^8$  /s 程度の強度の  $^{252}\text{Cf}$  中性子源を置いた際にも十分達成できるものであり[7]、この意味で、本実験は、未臨界状態で保管した核燃料への中性子照射  $\gamma$  線スペクトル測定(NIGS)の模擬といえる。

図 1 に臨界状態で約 6 時間をかけて測定した 2.8~4.6 MeV のスペクトルを示す。波高に対して指数関数的に減衰する核分裂即発  $\gamma$  成分と Al 等の中性子捕獲  $\gamma$  線成分に加えて、短寿命 FP  $\gamma$  線の成分が観測された。従来の DGS[1, 2]は試料を照射した後に  $\gamma$  線を測定する、Post-Irradiation 条件となっている。これと比較すると、本条件は On-Irradiation 条件と呼べる。

JENDL/FPY&FPD-2011[8]を基とした  $\gamma$  線発生数評価を行った。核分裂が発生してからの FP 核種組成の時間変化(瞬時照射条件)を Bateman 法で計算した。次に炉内での核分裂数の時間変化が図 2 に示す核計装での中性子束に比例すると仮定し、これを勘案して測定時間幅における FP の崩壊数を求めた。さらに FP の崩壊毎の  $\gamma$  線発生数を乗じ、短寿命 FP  $\gamma$  線発生数の上位のものから測定データとの対照を行った。この結果、図 1 の  $\gamma$  線発生核種を特定した。

本測定では特に半減期 1 分以下の FP である  $^{97}\text{Y}$ ,  $^{88}\text{Br}$ ,  $^{136}\text{Te}$ ,  $^{95}\text{Sr}$ ,  $^{87}\text{Br}$ ,  $^{91}\text{Rb}$  等が測定された。[4, 5]

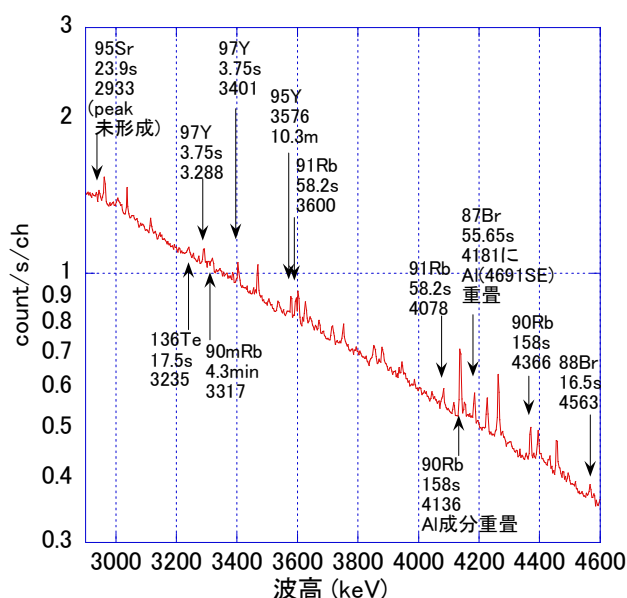


図 1 臨界体系で測定した  $\gamma$  線スペクトル。

## 2-2. 制御棒落下後の測定

臨界条件から全制御棒を落下させて  $k=0.97$  程度の未臨界状態とした。この際の核計装での中性

子束の変遷を図 2 に示す。図中 9000 秒の時点で制御棒を落下させており、その後は遅発中性子に誘導される核分裂連鎖反応が 3 分程度続く。この減衰時間は先行核  $^{87}\text{Br}$  の半減期 55.7 秒に主に起因している。

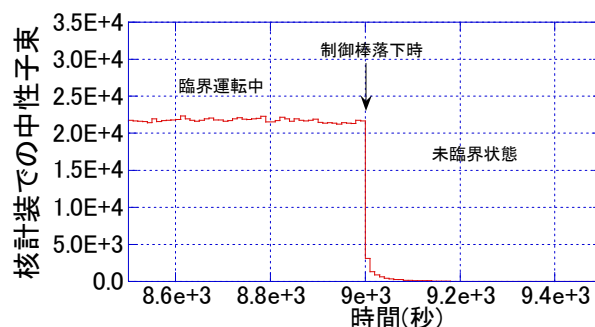


図 2 制御棒落下前後での核計装での中性子束。

制御棒落下前後で表 1 に示す時間で  $\gamma$  線測定を行った。制御棒落下は No. 5 の測定開始時から 5 秒以内に実施されたことを確認している。

表 1 制御棒落下前後の測定時間

No	測定開始	測定終了	条件
1	12:37:07	12:38:07	臨界
2	12:38:15	12:39:15	臨界
3	12:39:23	12:40:23	臨界
4	12:40:31	12:41:31	臨界
5	12:41:39	12:42:39	制御棒落下
6	12:42:47	12:43:47	未臨界
7	12:43:55	12:44:55	未臨界
8	12:45:03	12:46:03	未臨界
9	12:46:10	12:47:10	未臨界

制御棒落下は 12:41:39 から実施

図 3 に表 1 の No. 1~4, No.6~9 の  $\gamma$  線スペクトルの平均値と No. 5 のスペクトルを示す。No. 1~4 は臨界条件ではあるが  $^{91}\text{Rb}$  3600 keV 等は見られるものの、測定時間が 4 分と短いため、ピーク構造は図 1 ほど明瞭ではない。

制御棒落下から 1 分間は遅発中性子が残っていることもあり、ベースとなる核分裂即発  $\gamma$  線成分が大きい、FP  $\gamma$  線ピークについては統計変動が大きく、 $^{90}\text{Rb}$  を除き識別は困難であった。

一方、制御棒落下から 1~6 分に相当する No. 6~9 では FP  $\gamma$  線ピークが確認された。2-1 節と同じく JENDL/FPY&FPD-2011 を基とした FP 崩壊数の予測との比較を行った結果、崩壊数の多い上位から

順番に 6 つの  $\gamma$  線を識別することができた。いずれの核種も半減期は 2 分以上である。このスペクトル測定は従来の DGS[1, 2]で用いられる Post-Irradiation 条件での測定となり、核分裂即発  $\gamma$  線成分と捕獲  $\gamma$  線成分が減衰するため、S/N の良い測定となっている。これに対し半減期 1 分以下の FP からの  $\gamma$  線は、測定 1 分間の減衰や、遅発中性子に起因する未臨界での即発  $\gamma$  線成分と、測定時間の短いことによる統計量不足により核種の特定ができなかった。統計精度の改善には繰り返し測定が必要であると考えられる[1, 2]。

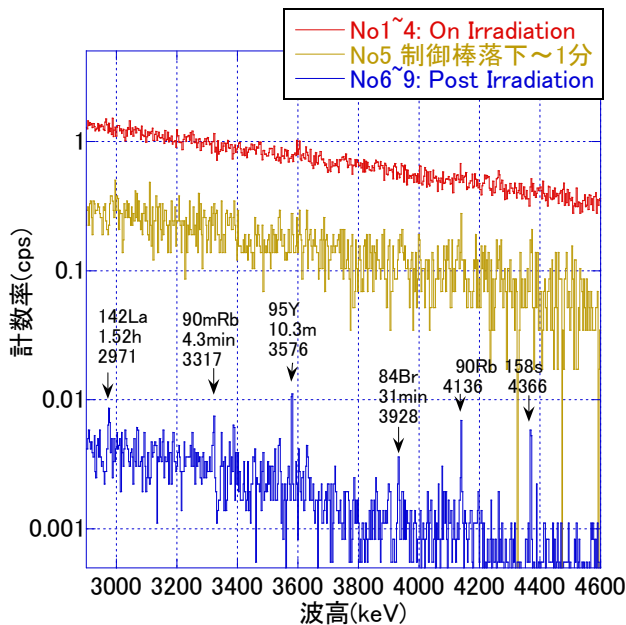


図 3. 制御棒落下前後での  $\gamma$  線スペクトル。

本節と 2-1 節の結果の比較から、On-Irradiation 条件の測定の利点は、半減期 1 分以下の FP からの  $\gamma$  線、例えば  $^{97}\text{Y}$  (3.75 s) 等を検出できることにあるといえる。

### 2-3. On-Irradiation 条件と Post-Irradiation 条件の併用について

JENDL/FPY&FPD-2011[8]を基に、 $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  の熱中性子核分裂及び  $^{238}\text{U}$  の 500keV 中性子核分裂で発生し、測定時間中(臨界条件および制御棒落下後)に崩壊する FP の数を計算した。ここで臨界出力の時間変化については図 1~3 のデータをとった際と同条件とした。計算した FP の崩壊数は、 $^{95}\text{Y}$  の On-Irradiation 時の崩壊数に規格化した。結果を図 4 に示す。

評価した時間が On-Irradiation 条件で 8500 秒に対し Post-Irradiation 条件で 240 秒なので、後者での崩壊数はより小さい。

通常の Post Irradiation 条件でみると、 $^{90}\text{Rb}$  と  $^{95}\text{Y}$  の  $\gamma$  線測定で U と Pu の識別が可能と考えられるが、 $^{239}\text{Pu}$  と  $^{241}\text{Pu}$  の分離まで行うことを考えると、 $^{84}\text{Br}$  で  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  の差あるいは  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  の差が小さいこと、さらに  $^{142}\text{La}$  で 4 核分裂核種の差が小さいことから、計数の統計量を増やす必要がある。

On-Irradiation 条件でも  $^{87,88}\text{Br}$ ,  $^{91}\text{Rb}$ ,  $^{95}\text{Sr}$  等は  $^{235}\text{U}$  と  $^{238}\text{U}$  の核分裂での差異が小さい。これらの FP  $\gamma$  線のデータは主に U:Pu の核分裂比の推定に役立てることが適当である。一方で、 $^{136}\text{Te}$  と  $^{90,90\text{m}}\text{Rb}$  の崩壊数は核分裂核種で大きな違いが出ており、 $^{235}\text{U}$ : $^{238}\text{U}$ : $^{239}\text{Pu}$ : $^{241}\text{Pu}$  核分裂率比の推定に有益と考えられる。

総じて、On-Irradiation 条件の DGS は S/N の良い測定ではないが、測定できる FP の種類の多さで Post-Irradiation 条件に対し秀でている。したがって S/N に優れた Post-Irradiation 条件の測定と、測定可能核種の種類の多さに秀でた On-Irradiation 条件の DGS の組み合わせが DGS の精度向上に有益であると考えられる。

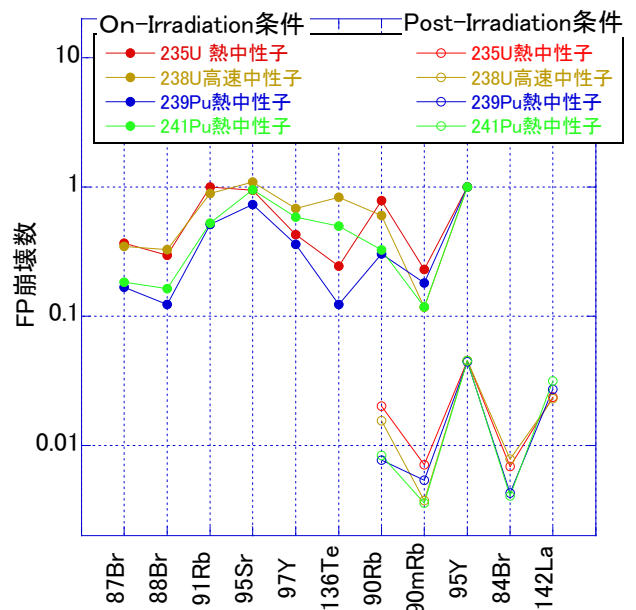


図 4. JENDL/FPY-2011 をもとに計算した FP の On/Post-Irradiation 条件での崩壊数。

### 3. 結論

KUCA での臨界実験で短寿命 FP  $\gamma$  線の測定を行った。中性子遮蔽を適切に行い、炉心出力を適切に設定することで、On-Irradiation 条件で、半減期が 1 分未満の核種も含め、 $^{95}\text{Sr}$ ,  $^{95,97}\text{Y}$ ,  $^{90,90\text{m}}\text{Rb}$ ,  $^{87,88}\text{Br}$ ,  $^{136}\text{Te}$  からの  $\gamma$  線の測定に成功した。さらに、制御棒落下後、すなわち Post-Irradiation 条件で  $^{90}$ ,



$^{90m}\text{Rb}$  と  $^{95}\text{Y}$  からの  $\gamma$  線を測定した。測定スペクトルとの比較により、JENDL/FPY&FPD-2011 に収録された FP 収率、崩壊データ、 $\gamma$  線生成データが DGS の分析に有効であることが確認できた。

本研究の結果から、燃料集合体に対する On / Post-Irradiation 条件での DGS の実現性が示唆される。S/N に優れた従来の Post-Irradiation 条件の DGS と、多種類の短寿命 FP  $\gamma$  線測定に優れた On-Irradiation 条件の DGS の組み合わせで、より高い精度の  $^{235, 238}\text{U}$ 、 $^{239, 241}\text{Pu}$  の核分裂率比の推定が期待される。

## 謝辞

本データは 2019 年度京都大学複合原子力科学研究所(KURNS)共同利用で取得した。ご協力賜った KURNS の皆様にここに謝意を表す。

## 引用・参考文献

- [1] M. Koizumi M.F.Rossi, D.C. Rodriguez, et al., EPJ Web Conf 146 09018, 2017.
- [2] D.C.Rodriguez, M. Koizumi, F. Rossi, M. Seya, T. Takahashi, T. Bogucarska, JM. Crochemore, B. Pedersen, J. Takamine, Journal of Nuclear Science and Technology 57(8)975 - 978, 2020.
- [3] Y. Nauchi, T. Sano, H. Unesaki, S. Sato, M. Suzuki, H. Ohta, Proceedings of ICNC2019, Sept.15-20, 2019, Paris, France.
- [4] Y. Nauchi, Y. Takahashi, T. Sano, H. Unesaki, J. Hori, K. Kusumi, CO3-3, KURNS progress report 2019, 2020.
- [5] 名内泰志、佐野忠史、宇根崎博信、高橋佳之、楠見紘司、堀順一、「KUCA-C 架台での臨界条件における  $\gamma$  線スペクトル測定」日本原子力学会 2020 年秋の大会、2020.
- [6] 三澤毅、宇根崎博信、卞 哲浩、「原子炉物理実験」京都大学学術出版社、2010 年。
- [7] 名内泰志、亀山高範、笹原昭博、電力中央研究所報告 L09005, 2010.
- [8] Katakura J, JAEA-Data/Code 2011-025, 2012.

# パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発

## (3) 収納缶中の燃料デブリのパッシブγ線源分布の画像再構成

Development of Image Reconstruction Technology using Passive Gamma Emission Tomography

(3) Image reconstruction of passive gamma-ray source distribution of fuel debris in canister

\*柴 茂樹<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東京工業大学

\*Shigeki Shiba<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

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

In decommission in Fukushima-Daiichi nuclear power plants, development of a non-destructive assay (NDA) available in analysis and management technique has proceeded. As an NDA using passive gamma ray, passive gamma emission tomographic application (GET) tools are developed for fuel rod-wise characterization and it is expected that the tool is also available for management of disposal materials. GET with maximum likelihood expectation maximization (MLEM) and maximum a posterior expectation maximization (MAPEM) incorporating prior information was developed, the passive gamma ray emitter distributions of fuel debris in the canister were reconstructed using the GET. The passive gamma ray distributions were reconstructed by the GET but there were partially incomplete passive gamma emission distributions in the case of fuel debris under the high attenuation conditions.

## 1. 緒言

東京電力(株)福島第一原子力発電所廃止措置に向けた取組みでは、燃料デブリ（核燃料と炉内構造物やコンクリート等の構造物が熔融し再度固化した状態）の取り出しに向けて、非破壊測定法（NDA：Non-destructive assay）を用いた性状分析技術[1]や計量管理技術[2]の開発が進められている。

パッシブγ線を用いた NDA については、保障措置における使用済燃料の検認を目的にパッシブγ線断層撮影技術（PGET：Passive gamma emission tomography）の開発が進められており、その高度化や、廃棄物管理[3]等への応用が想定され、計量管理機器への活用が期待されている。

本技術を収納缶等に保管された燃料デブリへ適用した場合、パッシブγ線の測定であるためデブリ等による減弱の影響が大きいと推測され、工学応用のためには、パッシブγ線の測定方法、再構成手法等の検討が求められる。

本研究では、収納缶に保管された燃料デブリへのパッシブγ線断層撮影技術の適用性を検討するために、収納缶に保管された燃料デブリモデルを作成し、パッシブγ線断層撮影技術（GET：Gamma emission tomography）により収納缶内のパッシブγ線源分布の再構成を実施する。

ブリモデル（燃料デブリ組成割合が燃料(UO<sub>2</sub>):51 wt%, 金属:37 wt%, コンクリート: 12 wt%の直径 1 cm の粒子）を作成した（表 1 参照）。

燃料デブリ収納缶評価モデルを図 1 に示す。収納缶は、収納・移送・保管 PJ の検討結果[4,5]を参考に内直径 220mm の円筒型と設定し、燃料デブリからのパッシブγ線（<sup>154</sup>Eu：1.27 MeV）の減弱効果を確認するために燃料デブリを収納缶の中央付近に 2 つ、外周部に 3 つ配置した。そのほか、核燃料物質を含まない鉄を主成分とするデブリを配置した。さらに、これらのデブリ以外の領域には、異なる減弱係数を持つ 4 種類の雰囲気（空気、純水、普通コンクリート及び鉄）を設定した。

表 1 収納缶に保管された燃料デブリモデル

項目	設定値
幾何形状	球
サイズ (直径)	φ 1.0 cm
気孔率	0.0 %
密度	10.8 g/cm <sup>3</sup>
重量割合 <sup>[1]</sup> (燃料(UO <sub>2</sub> ):金属:コンクリート)	51:37:12

## 2. 燃料デブリ収納缶中のγ線源分布再構成

### 2-1. 燃料デブリ収納缶及び GET 機器

燃料デブリの性状は、事故進展シナリオや採取場所等により不確かさが大きい。このため、性状把握 PJ の検討結果[1]等を参考に代表的な燃料デ

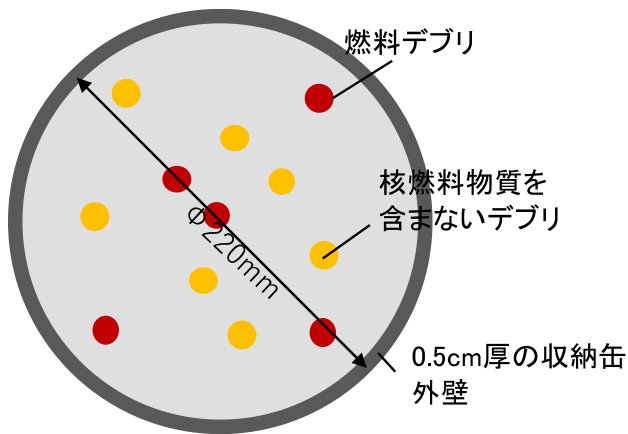


図1 燃料デブリ収納缶評価モデル

GET 機器（図2参照）は、鉛コリメータ及び18個のCdZnTe半導体検出器から構成され、既往研究[6]から鉛コリメータの窓の大きさ及び長さをそれぞれ1mm×1mm、200mmと設定する。コリメータ同士の間隔は、10mmとし、各コリメータ位置に半導体検出器を設置する。

燃料デブリのパッシブγ線の測定時には燃料取扱機等により収納缶は2.0度毎に回転させ（合計180方向）、その都度収納缶に沿って180点の走査を行う。

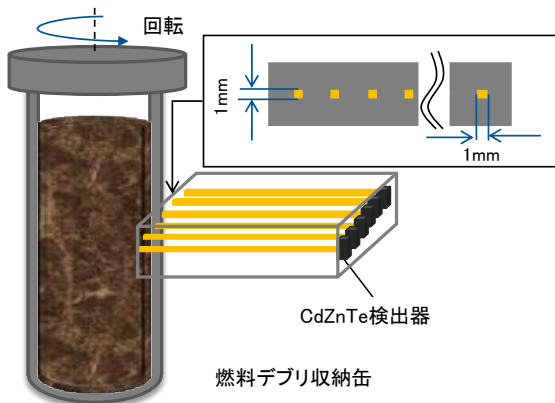


図2 GETを用いたパッシブγ線測定モデル

## 2-2. 収納缶に保管された燃料デブリのサイノグラムデータの取得

パッシブγ線（ $^{154}\text{Eu}$ : 1.27 MeV）の投影データ（サイノグラムデータ）の取得のためMCNP6.2コード[7]を用いて燃料デブリ収納缶及びGET機器をモデル化した。なお、本評価ではパッシブγ線の検出器のモデル化は行わない。

図3に4種類の収納缶評価モデルのサイノグラムデータ（180 bins×180 angles）を示す。雰囲気間

で強度差があるものの燃料デブリのサイノグラムデータを取得することが可能であることが明らかになった。また、普通コンクリート及び鉄雰囲気については空気雰囲気に比べ、減弱係数が大きいため、全体的に投影強度が小さく、特に鉄雰囲気では中央に配置された燃料デブリの投影強度は極端に小さくなることが明らかになった。

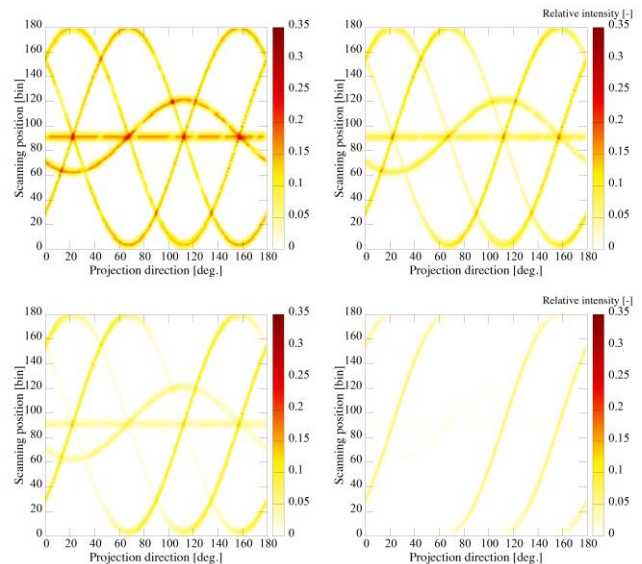


図3 燃料デブリ収納缶のパッシブγ線サイノグラムデータ（左上：空気、左下：普通コンクリート、右上：純水、右下：鉄）

## 2-3. パッシブγ線源分布の再構成手法

燃料デブリ収納缶内のパッシブγ線源分布の可視化に用いる再構成手法は、既往研究[8]から、比較的、バックグラウンドノイズ等に対しても良好な最尤推定-期待値最大化(MLEM: maximum likelihood-expectation maximization)法[9]及びMAPEM(maximum a posteriori-expectation maximization)法[10]とした。MLEMは、ポアソン分布での確率分布を実測値と期待値の関係から期待値が最大となる値を算出する方法であり、式(1)に基づき、投影、逆投影、比較、更新を繰り返す方法である。

$$f_j^{(k+1)} = \frac{f_j^{(k)}}{\sum_i C_{ij}} \sum_i \frac{p_i C_{ij}}{\sum_m C_{im} f_m^{(k)}} \quad (1)$$

ここで、

$f_j^{(k+1)}$ : 反復回数  $k+1$  における  $j$  番目の画素

値

$f_j^{(k)}$  : 反復回数  $k$  における  $j$  番目の画素値

$p_i$  :  $i$  番目の検出器における投影値

$C_{ij}$  :  $i$  から  $j$  の検出確率

MLEM 法に対して、エネルギー関数を導入して解の向上やノイズ除去を行う手法は、式(2)に示す MAPEM 法である。

$$f_j^{(k+1)} = \frac{f_j^{(k)}}{\sum_i C_{ij} + a \frac{\partial U(f_j^{(k)})}{\partial f_j^{(k)}}} \sum_i \frac{p_i C_{ij}}{\sum_m C_{im} f_m^{(k)}} \quad (2)$$

ここで、

$a$  : 調整係数

$U$  : エネルギー関数

特に全変動ノルムをエネルギー関数として用いた場合、正則化項付きの尤度関数の最大化は Total variate (TV)-EM 法とよばれ、正則化項を適切に設定することにより、低 S/N 比のデータからでも鮮明な画像を再構成することができる。

MLEM 法及び TVEM 法の有効性を定量的に評価するために、式 (3) に示す平均絶対誤差 (Mean absolute error) を使用し反復回数  $k$  における平均絶対誤差を評価する。

$$MAE^{(k)} = \frac{1}{N} \sum_{j=1}^N |f_j^{(k)} - f_j^{Real}| \quad (3)$$

ここで、

$N$  : 総画素数

$f_j^{Real}$  :  $j$  番目の画素の真値

$f_j^{(k)}$  : 反復回数  $k$  における  $j$  番目の画素値

なお、減弱補正については、事前に減弱係数分布が分かっていることから考慮しない。

## 2-4. 燃料デブリ収納缶内のパッシブγ線源分布

燃料デブリ収納缶のサイノグラムデータを用いて MLEM 法及び TVEM 法により再構成した燃料デブリ中の  $^{154}\text{Eu}$  核種由来のパッシブγ線源分布及び反復計算時の平均絶対誤差の結果をそれぞれ図 3 及び図 4 に示す。

MLEM を用いた再構成画像では、収納缶内の燃料デブリの雰囲気は空気、純水及び普通コンクリートであった場合、パッシブγ線の減弱が比較的

小さいため中央部の燃料デブリのγ線源分布を取得することが可能であったが、鉄雰囲気については、中央部のγ線源分布が十分に得られていない結果となった。この理由は、中央部分のパッシブγ線投影強度が弱く MLEM の反復計算過程で消えてしまうためである。一方、TVEM を用いた再構成画像でも、MLEM と同様に、鉄雰囲気で中央に位置する燃料デブリのγ線源分布が得られていないことが明らかとなった。

また、図 4 に示す平均絶対誤差の反復回数特性から、以下のことが明らかになった。

- ・ 空気、純水及び普通コンクリート雰囲気では、平均絶対誤差が単調に減少する。
- ・ 鉄雰囲気では、反復計算に伴い収納缶中央の燃料デブリ強度が消滅し絶対平均誤差が大きくなる。
- ・ MLEM と TVEM 間で絶対平均誤差に有意な差が見られない。

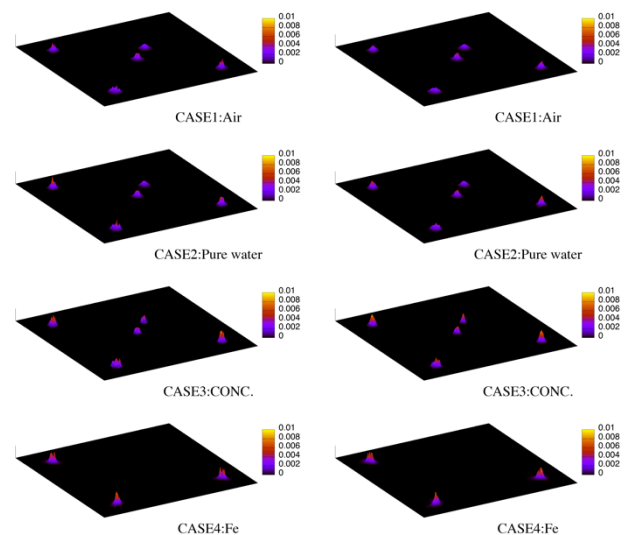


図 3 MLEM 法及び TVEM 法による燃料デブリ中の  $^{154}\text{Eu}$  核種由来のパッシブγ線源分布の再構成画像 (左列 : MLEM、右列 : TVEM)

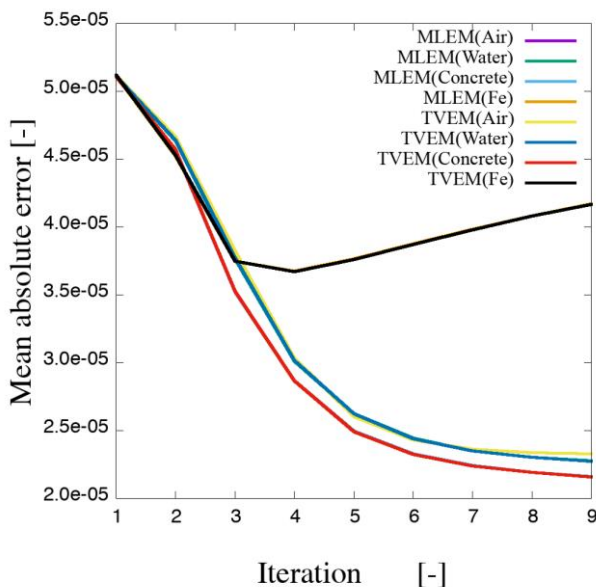


図4 平均絶対誤差の反復回数依存性

### 3. 結論

収納缶に保管された燃料デブリへのパッシブ $\gamma$ 線断層撮影技術の適用性を検討するために、収納缶に保管された燃料デブリモデルを作成し、GETにより収納缶内のパッシブ $\gamma$ 線源分布の再構成を実施した。燃料デブリのパッシブ $\gamma$ 線源分布は、収納缶内のデブリ配置に大きく依存し、空気、純水及びコンクリート雰囲気では、中央部に位置する燃料デブリの $\gamma$ 線強度分布を取得することは容易であったが、鉄雰囲気では、減弱影響が強く現れ、燃料デブリの $\gamma$ 線強度分布を取得することが困難であった。

今後、燃料デブリのパッシブ $\gamma$ 線源強度等のモデルの詳細化を実施するとともに、パッシブ $\gamma$ 線の測定時間についても検討する予定である。

### 謝辞

本研究は科研費(JSPS Kakenhi Grant Number JP17K07005「核不拡散・核テロ防止のための非破壊測定技術開発に重要な核データの研究」)の成果を含む。

### 引用・参考文献

- [1] 国際廃炉研究開発機構「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発)」[https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000\\_07.pdf](https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000_07.pdf); (Current as of Jan. 10, 2020).
- [2] 長谷他、「福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究(1)全体概要」日本原子力学会 2017 春の

年会(2017)。

- [3] Tobin J. S. Nondestructive assay options for spent fuel encapsulation. Sweden: SKB; 2013, (TR-13-30).
- [4] 国際廃炉研究開発機構「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発)」[https://irid.or.jp/pdf/20180000\\_03.pdf](https://irid.or.jp/pdf/20180000_03.pdf); (Current as of Jan. 10, 2020).
- [5] 山本他、「燃料デブリ用収納缶の開発」日本原子力学会 2017 秋の大会(2017)。
- [6] Shiba S., Hiroshi Sagara H., 2020. MLEM reconstruction method applied to partial defect verification using simulated data. Ann. Nucl. Energy 139.
- [7] Werner C. (editor) MCNP Users Manual – Code Version 6.2. LA-UR-17-29981 (2017).
- [8] Shiba S., Hiroshi Sagara H., 2019. Fast reconstruction of Bayesian iterative approximation in passive gamma-ray tomography. J Nucl Sci Technol.
- [9] Shepp L., et al., 1982. Maximum likelihood reconstruction for emission tomography. IEEE Trans. Med. Img. 1, 113-22.
- [10] Green P.J. Bayesian reconstructions from emission tomography data using a modified EM algorithm. IEEE Trans Med Imaging. 1990; 9:84-93.



# 核物質評価用遅発ガンマ線分光器の開発: プロジェクトの概要

## Development of Delayed Gamma-ray Spectroscopy for Nuclear Material Evaluation: Project Overview

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

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構

<sup>2</sup> 共同研究センター、イスプラ、イタリア、欧州委員会

<sup>3</sup> 共同研究センター、ヘール、ベルギー、欧州委員会

\* Douglas Chase Rodriguez<sup>1</sup>, Mitsuo Koizumi<sup>1</sup>, Hee-Jae Lee<sup>1</sup>, Fabiana Rossi<sup>1</sup>, Tohn Takahashi<sup>1</sup>,  
Kamel Abbas<sup>2</sup>, Stefan Nonneman<sup>2</sup>, Stephan Oberstedt<sup>3</sup>, Bent Pedersen<sup>2</sup>, Peter Schillebeeckx<sup>3</sup>

<sup>1</sup> Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security,  
Japan Atomic Energy Agency

<sup>2</sup> Joint Research Centre, Ispra, Italy, European Commission

<sup>3</sup> Joint Research Centre, Geel, Belgium, European Commission

Nuclear material accountancy is challenging for mixed nuclear materials. Those containing fission products and minor actinides are even more challenging since they hide the direct passive U and Pu signatures. Addressing this, the Japan Atomic Energy Agency is developing Delayed Gamma-ray Spectroscopy (DGS) that can be used to evaluate the fissile content in small samples. This presentation describes the scope of the challenges we are addressing; our experimental campaigns, including those with the European Commission Joint Research Centre; and our final goal of developing a DGS instrument to interrogate the small samples found in reprocessing and MOX fuel fabrication plants.

### 1. Introduction

Following agreements made under the Nuclear Non-proliferation Treaty, the IAEA seeks to safeguard all nuclear materials within a state. Mixed nuclear materials present significant challenges since they contain multiple isotopes of at least two elements (see Table 1). However, the IAEA must still be able to verify significant quantities of missing nuclear material within a timely manner. While present safeguards focus on U and Pu, some future fuels also include minor actinides that are also safeguarded under voluntary arrangements.

Presently, commercial spent nuclear fuel (SNF) poses the greatest safeguarding challenge. The

particular challenge for SNF is toward partial-defect verification when the assemblies are separated, like in reprocessing plants. Specifically, the minor actinides mask the direct U and Pu neutron signal used to evaluate the total mass. Additionally, the fission products mask the direct U and Pu gamma-ray signature used to evaluate the composition.

Addressing this challenge, the Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security (ISCN) of the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is developing the Delayed Gamma-ray Spectroscopy (DGS) non-destructive assay (NDA) technique. In this work, we will first describe the DGS technique and the application toward mixed nuclear

Table 1. Examples of mixed nuclear material with associated reactors in parentheses [1,2,3]. “Unit” is tons of heavy metal per gigawatt-electricity per year (tHM/GWe/yr).

Material	U			Pu		Np (Unit)	Am (Unit)	Cm (Unit)
	All (Unit)	235 (%U)	233 (%U)	All (Unit)	238 (%Pu)			
Commercial, Spent	72.47	0.84	4.4x10 <sup>-7</sup>	0.62	1.11	0.028	0.063	8.1x10 <sup>-4</sup>
Commercial, MOX	19.23	1.05	-	0.76	2.06	4.2x10 <sup>-6</sup>	5.2x10 <sup>-3</sup>	-
MOX (Fast)	4.32	0.29	-	0.99	1.24	4.4x10 <sup>-5</sup>	2.0x10 <sup>-3</sup>	1.4x10 <sup>-5</sup>
Pu-Np (Fast)	4.31	0.30	-	1.00	1.23	8.0x10 <sup>-3</sup>	0.20	1.4x10 <sup>-5</sup>
TRU (Fast)	4.23	0.29	-	1.03	2.15	8.3x10 <sup>-3</sup>	0.042	9.8x10 <sup>-3</sup>
Am-Cm (ADS)	0.01	12.72	-	0.11	36.49	2.7x10 <sup>-3</sup>	0.11	0.030
MA (ADS)	0.01	13.30	-	0.093	42.10	0.017	0.085	0.024

materials. We will then present our past and recent development, including experiments performed in collaboration with the European Commission Joint Research Centre (JRC). Finally, we will explain the final DGS instrument we are developing and future experiments to achieve this goal.

## 2. DGS and Safeguards Applications

Delayed Gamma-ray Spectroscopy is an active-interrogation NDA technique that uses neutrons to induce fission, resulting in fission products that decay and produce gamma rays [4] (see Figure 1). Consequently, a DGS interrogation minimally consists of an irradiation period and measurement period. Depending on the neutron source strength, multiple cycles may be required to provide the necessary accuracy and precision. The ratios of these observed gamma rays are then used to evaluate sample composition producing them.

The biggest constraint to DGS is the sample itself. Specifically, the gamma-ray background from the long-lived fission products (e.g. 662 keV from  $^{137}\text{Cs}$ ) in SNF must be filtered sufficiently to reduce count-rates for the gamma-ray detector to function. This then limits the observable gamma rays to those above  $\sim 2700$  keV that can adequately penetrate the filter. Fortunately, the fission products that emit gamma rays above this minimum energy are also derived from short-lived fission products (e.g.  $\leq 10$  min).

The fission rate must then be increased to compensate for the signal loss. This is most efficiently performed by utilizing thermal neutrons ( $< 1$  eV) where the fission cross-sections of fissile nuclides (e.g.  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , and  $^{241}\text{Pu}$ ) are larger by a factor of  $\sim 700$  than that for fast neutrons ( $\geq 1$  MeV). For a practical safeguards instrument, though, the external neutrons are produced by a compact source (e.g.  $^{252}\text{Cf}$ , neutron generators, etc.) that requires a moderator to reduce the emitted fast neutrons' energy. Once the neutron fluence distribution is optimized, the minimum source strength could be determined to produce an appropriate flux and fission rate per cycle.

In mixed samples, the fission products are produced in proportion to not just the content and fission cross-section ratios, but also the fission yield differences. Upon production, the fission products continuously decay according to their associated half-lives, and, depending on the irradiation time, saturate at different times. It should be noted that the fission products also undergo their associated decay chains and appropriately change the number of daughter nuclei beyond the fission yield. This subsequently modifies the decay rate during both the irradiation and the

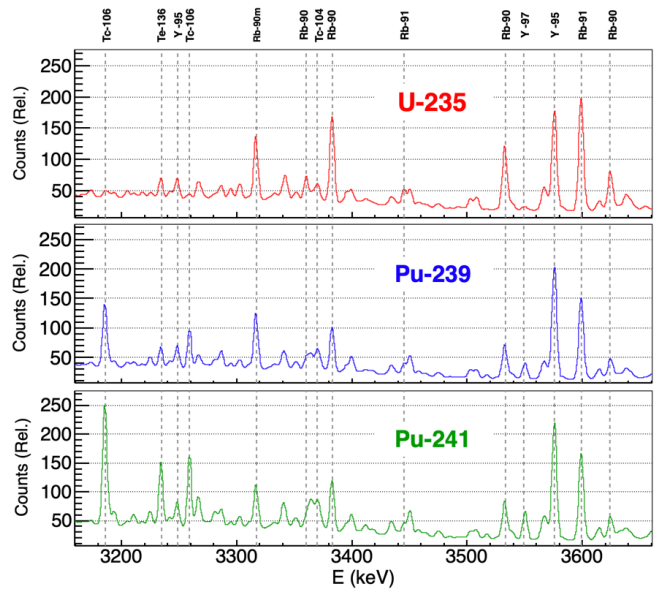


Figure 1. Simulated delayed gamma-ray spectra for the indicated nuclides; 60-s irradiation, 1-s delay, and 60-s measurement over 29 cycles.

measurement periods. This indicates that the peak ratios are extremely dependent on the interrogation time pattern and number of cycles.

### 2-1. Safeguarding Mixed Fuel

Safeguard verification in reprocessing plants is heavily performed on small SNF solution samples from the input accountancy tank [5]. Presently, the Hybrid K-Edge Densitometry (HKED) [6] NDA technique is applied to verify the total U and Pu elemental masses. Due to present passive NDA limitations, the Isotope Dilution Mass Spectrometry (IDMS) destructive analysis (DA) method is utilized to verify the fissionable nuclide fractions [7]. While these two methods are very precise ( $\leq 2\%$  [8]), as a DA method, IDMS requires a long hot-cell preparation process that extends the time for reporting and produces waste in the laboratory [9]. Additionally, it requires reference materials that are in limited supply.

The JAEA/ISCN proposes supplementing HKED and IDMS with DGS to quickly determine the fissile content in the sample without the preparation process. This concurrently reduces the waste produced in the laboratory and, based on physics, does not require the inclusion of reference materials. DGS would then allow for quick partial defect verification with correlations made to both HKED and IDMS for confirmation as necessary.

IDMS is also used to evaluate the  $^{235}\text{U}$  content in MOX samples. Since there is usually only a  $\sim 1\%$

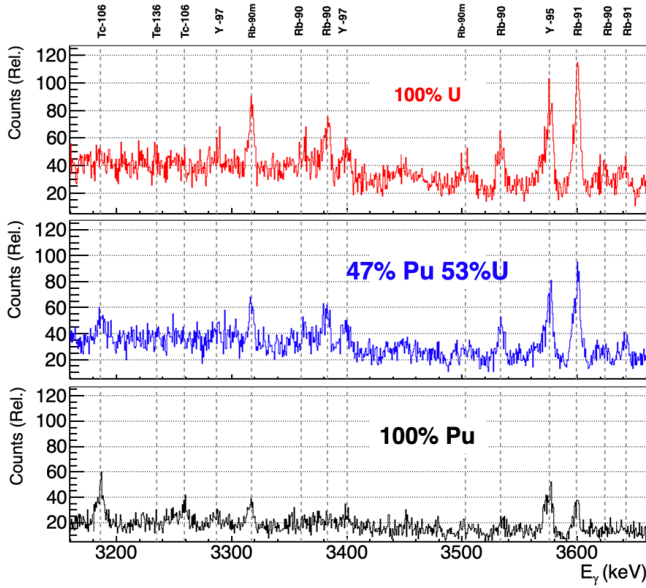


Figure 2. Measured delayed gamma-ray spectra of the indicated U/Pu samples; 50-s irradiation, 1-s delay, and 50-s measurement over 50 cycles [11].

content (see Table 1), the  $\sim 300$ -keV gamma rays emitted by the Pu isotopes hide the  $^{235}\text{U}$  185-keV gamma ray. As such, under optimum conditions, the DGS technique could be used to verify that the standard U content was not substituted with higher  $^{235}\text{U}$  enrichments. Fortunately, since MOX has relatively low radioactive emissions, the observable gamma rays for this content evaluation could extend to lower energies (i.e.  $\sim 1000$  keV) where short-lived fission product gamma rays have higher intensity. This same capability is also under evaluation for alternative and future fuel types (e.g. molten salt reactor fuel, ADS fuel, etc.).

### 3. Past and Present DGS Research

To improve DGS analysis and the associated instrument, JAEA/ISCN has been performing multiple experiments and equipment studies. In 2015 a collaboration was established with the European Commission Joint Research Centre (JRC) for basic studies using the Pulsed Neutron Interrogation Test Assembly (PUNITA) [10] in Ispira, Italy. This early data (see Figure 2) was used primarily to help guide the composition analysis code development while allowing us to learn lessons on practical conditions to effectively perform the interrogation [11].

Recent experimental studies using PUNITA in 2019 focused on improving our analysis capabilities. Expanding upon our 2018 results, we performed experiments to determine the optimum interrogation

time pattern to more efficiently evaluate the composition [12]. Concurrently, we were able to show a linear mass correlation of  $\lesssim 2\%$  with our improved gamma-ray signal and the inclusion of neutron self-shielding and gamma-ray self-attenuation [13].

In 2018, the JAEA/ISCN designed and fabricated a DGS test instrument to study practical limitations based on our modeled  $^{252}\text{Cf}$  moderator [14]. The initial design used a moving source to start and end the irradiation period for the fixed sample. This instrument was tested at the Performance Evaluation Laboratory (PERLA) in JRC-Ispira and early results showed challenges in the form of significant activation background that saturated the detector as well as insufficient flux driven by the effort to prevent detector damage and suppress fast fission. Altering the instrument to have a fixed source and moving sample improved the fission rates and constraints for a practical instrument [15].

### 4. Final Instrument Development

All of this foundation will be used to guide the design of the final JAEA/ISCN instrument we intend to install in an analytical laboratory. Toward this goal, we are planning future development studies to complete this evaluation of instrument elements as well as analytical improvements.

First, we are planning a series of experiments using the MONNET Tandem Accelerator in JRC-Geel (Belgium). Our first set of studies will compare  $^{252}\text{Cf}$  to deuterium-deuterium [16] and deuterium-tritium neutron generators. These studies will focus on flux differences due to moderation and dose rates through model validation. Additionally, we will jointly study nuclear data improvements for safeguards, especially for independent fission yields that have significant uncertainties.

The JAEA/ISCN is also conducting instrumentation development studies of supplemental elements required to perform the interrogation. First, we are evaluating different neutron detectors and associated high-rate data-acquisition modules for neutron monitoring that will be used to verify the consistency of the neutron flux. Next, we are evaluating sample/source/detector transfer requirements to protect the high-purity germanium detector from fast-neutron damage if the source and detector are too close. However, like other groups [17], with the JRC we are investigating the use of  $\text{LaBr}_3$  as an alternate gamma-ray detector but for our short-time interrogations. Similarly, we are evaluating appropriate shielding to reduce the neutron and gamma-ray dose that an operator would receive from



the external source neutrons and activation gamma rays. For SNF samples, an additional hot-cell is necessary to reduce the dose rate from the same intense neutron and gamma-ray emissions preventing passive NDA analysis. Finally, we will integrate everything to be controlled by a single computer.

Presently, we are preparing for a workshop in February 2022 to demonstrate our DGS capability. We will incorporate all of the lessons learned to modify our  $^{252}\text{Cf}$  test instrument for this demonstration. It will also highlight our capability to distinguish fissile composition and mass with mixed nuclear material samples being acquired by the JRC. Concurrently, we will also describe the final instrument intended for the analytical laboratories of high- and low-radioactivity nuclear material safeguards.

## 5. Conclusion

The JAEA/ISCN is developing delayed gamma-ray spectroscopy as a future safeguard capability to verify mixed nuclear materials. Performing experiments with the European Commission's Joint Research Centre, the JAEA/ISCN is finalizing the foundational development for a practical DGS instrument. Specifically, the JAEA/ISCN has shown many requirements for a final instrument that is also enabling us to improve the analytical capability to efficiently evaluate the fissile composition and mass. After demonstrating our capability, the JAEA/ISCN will then develop a final instrument design that can be installed into analytical laboratories of reprocessing plants and other facilities.

## Acknowledgements

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

## References

- [1] World Nuclear Association, <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/nuclear-fuel-cycle-overview.aspx>, Last accessed Sept. 24, 2020.
- [2] Fensin ML, Tobin SJ, Sandoval NP, Swinhoe MT, Menlove HO, "A Monte Carlo based spent fuel analysis safeguards strategy assessment", Global 2009, Paper 9278.
- [3] Nishihara, K, "Proliferation Resistance of Nuclear Fuel Cycles with Transmutation", JAEA-Research 2013-010 (2013).
- [4] Campbell LW, Smith LE, and Misner AC, "High-energy delayed gamma spectroscopy for spent nuclear fuel assay," Nuclear Science, IEEE Transactions on, 58(1):231 –240, Feb. 2011.
- [5] Johnson SJ, Abedin-Zadeh R, Pearsall C, et al., "Development of the Safeguards Approach for the Rokkasho Reprocessing Plant", IAEA-SM-367/8/01, 2001.
- [6] Ottmar H, Eberle H The hybrid K-Edge/K-XRF densitometer: principles - design - performance. Germany: Kernforschungszentrum Karlsruhe; KfK 4590: 1991 Feb.
- [7] International Atomic Energy Agency, "Safeguards Techniques and Equipment: 2011 Edition", Int. Nucl. Verif. Series No. 1, Rev. 2, 2011.
- [8] International Atomic Energy Agency, "International Target Values 2010 for Measurement Uncertainties in Safeguarding Nuclear Material", STR-368, 2010.
- [9] Itoh T, Hara S, Sato Y, et al. Enhanced cooperation between SSAC and IAEA through joint operation of on site laboratory for safeguarding Rokkasho Reprocessing Plant (RRP). Proceedings of the Symposium on International Safeguards; 2010 Nov 1–5; Vienna (Austria): IAEA-CN-184.
- [10] A. Favalli, B. Pedersen, Design and characterisation of a pulsed neutron interrogation facility, Radiat. Prot. Dosim. 126 (1–4) (2007) 74–77.
- [11] Rodriguez DC, Koizumi M, Rossi F, et al. "Utilizing PUNITA experiments to evaluate fundamental delayed gamma-ray spectroscopy interrogation requirements for nuclear safeguards" J. of Nucl. Sci. and Technology 2020; published online Apr. 28.
- [12] Rodriguez DC, Bogucarska T, Koizumi M, et al., "Evaluation of High-Energy Delayed Gamma-ray Spectra Dependence on Interrogation Patterns", to be submitted.
- [13] Rossi F, Bogucarska T, Koizumi M, et al. "Correlating the fissile mass of standard uranium samples with delayed gamma rays from fission products", Nucl. Inst. and Meth. A 2020; 977:164306.
- [14] Rodriguez DC, Rossi F, Takahashi T, et al., "Model Design of a Compact Delayed Gamma-ray Moderator System Using  $^{252}\text{Cf}$  for Safeguards Verification Measurements", Appl. Rad. and Iso. 148:114-125, 2019.
- [15] Rodriguez DC, Koizumi M, Rossi F, et al., "Evaluation of a Delayed Gamma-ray Spectroscopy Test Instrument Utilizing a Cf-252 Source for Safeguards Applications", J. of Nucl. Sci. and Technology, returned for edits August 2020.
- [16] Rossi F, Koizumi M, Rodriguez DC, "Model Design of a Deuterium–Deuterium Neutron Generator Moderator and Evaluation for Delayed Gamma-Ray Nondestructive Assay for Safeguards Verification", J of Nucl. Sci. and Technology, Accepted Sept. 10, 2020.
- [17] Favalli A, Iliev M, Ianakiev K, et al. Delayed gamma-ray spectroscopy with lanthanum bromide detector for non-destructive assay of nuclear material. Nuc. Inst. and Meth. A 2018; 877:192-196.

# 核物質評価用遅発ガンマ線分光器の開発: 中性子検出システム

## Development of Delayed Gamma-ray Spectroscopy for Nuclear Material Evaluation: Neutron Detection System

イー・ヒージェー, 小泉 光生, イロドリゲズ・ダグラス・チェイス, ロッシ・ファビアナ, 高橋 時音  
日本原子力研究開発機構

\*Hee-Jae Lee, Mitsuo Koizumi, Douglas C. Rodriguez, Fabiana Rossi, Tohn Takahashi  
Integrated Support Center for Nuclear Security and Nuclear Nonproliferation,  
Japan Atomic Energy Agency

The Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is developing Delayed Gamma-ray Spectroscopy (DGS) for the verification of nuclear material. Our goal is to design a compact DGS instrument by combining a neutron irradiation system and a gamma-ray measurement system. This DGS instrument requires a neutron detection system in order to monitor neutrons for both source consistency and mass correlation evaluations. The JAEA is investigating  $^3\text{He}$  and  $^4\text{He}$  neutron detectors for these evaluations. In this paper, we introduce how our neutron detection system works within the compact DGS instrument and then present current calibration efforts, and various studies performed with these neutron detection devices.

### 1. Introduction

The Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security (ISCN) of the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is developing the Delayed Gamma-ray Spectroscopy (DGS) technique for nuclear safeguards. The JAEA/ISCN concept is to develop a compact DGS instrument with the associated analysis to verify the composition of spent nuclear fuel (SNF) within reprocessing plants. Presently, the Isotope Dilution Mass Spectrometry (IDMS), a destructive assay technique, is used to determine fissionable nuclide fractions, but it requires hot cell preparation that extends reporting time and produces waste in the laboratory [1]. As a non-destructive assay (NDA) technique, the DGS technique can quickly evaluate fissile composition without producing waste to supplement the IDMS method by being applied to all SNF samples.

DGS uses neutrons to induce fission in the fissile nuclides and then measures the delayed-gamma rays (DGs) emitted during the radioactive decay of the fission products. Since the DGS technique utilizes neutrons from an external source, monitoring the source neutron emission rate is necessary to confirm flux consistency. Additionally, since the gamma-ray spectrum has been shown to have fissile mass correlations [2], redundancy could be made using neutron counting to reduce mass uncertainties.

Considering this, the JAEA/ISCN has proposed a preliminary design of a DGS instrument that includes neutron detection systems. This paper first introduces the design of a DGS instrument and describes how the neutron detection system is utilized within the compact DGS instrument. Next, we discuss our studies to characterize the  $^3\text{He}$  and  $^4\text{He}$  detectors in relation to their DGS application. Finally, we describe

neutron moderator studies using our  $^3\text{He}$  detector toward the development of our final DGS instrument.

### 2. Delayed Gamma-ray Spectroscopy Instrument

The main goal of our DGS project is to develop a practical instrument that can be used in a laboratory. The preliminary concept of our DGS instrument is presented in Figure 1. A DGS instrument minimally requires a neutron irradiation system and a gamma-ray measurement system, which must be optimized to provide clear DG spectra for composition evaluation. To obtain the fission product DG signature, an irradiation-measurement pattern is repeated until sufficient statistics of the gamma-rays of interest are achieved.

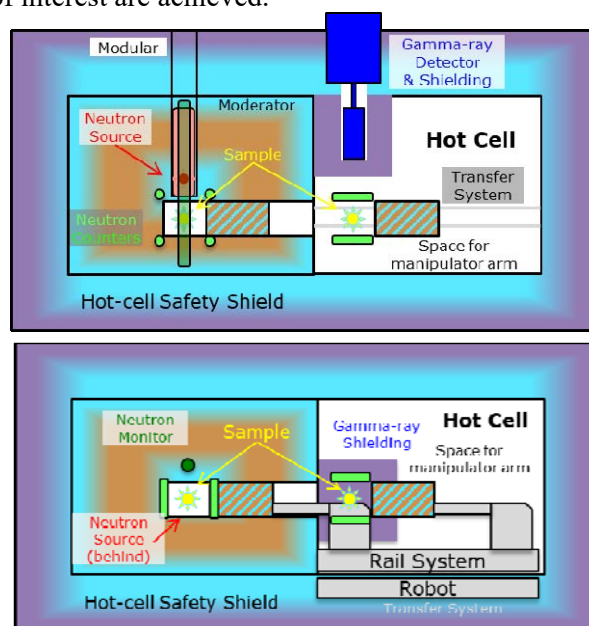


Figure 1. Conceptual drawing of a DGS instrument; overhead view (upper) and side view (lower) [4].

The key to a DGS instrument design starts with the sample defined in Table 1. Samples are the keys deriving the DGS instrument design depending upon the characteristics of the sample listed in Table 1. To obtain reasonable DG signals, improving fission rate is vital. For this increase, a neutron irradiation system should be optimized with moderators to generate a high-intensity thermal flux for a fixed sample volume [3]. Once this is done, the source intensity can be increased to provide the desired fission rates. To meet the purpose of practical uses, neutron sources should be reasonably small to implement and transportable.

From the same SNF sample, gamma-rays emitted from the long-lived fission products interfere with the short-lived fission products signature. Specifically, the 662-keV gamma-rays from  $^{137}\text{Cs}$  overwhelms the detector count-rates capability. Therefore, a gamma-ray measurement system requires a filter to cut the strong gamma-ray background. This then drives the fission rates to overcome the signal reduction above approximately 2700 keV. Further, to observe a clear DG signature, the gamma-ray peaks must be resolvable, driving the common use of HPGe detectors with high-energy resolution. However, since fast-neutron damage to HPGe semiconductor detectors can worsen energy resolution, the gamma-ray detector must be placed far from the neutron source.

In addition to the main components, a DGS instrument needs to include other components for practical designs. For instance, safety systems for operator dose, a sample/source/detector transfer system to minimize detector damage, and neutron detection systems for neutron monitoring.

**Table 1. Main components that have to be considered for DGS instrument development.**

Sample
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Volume</li> <li>• Fissile material mass</li> <li>• Material composition (DGS evaluated)</li> <li>• Sample shape</li> <li>• Form factor (e.g. solution, pellet, powder)</li> </ul>
Gamma-ray detector
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Filter</li> <li>• Energy resolution</li> <li>• Neutron damage effects</li> </ul>
Neutron source
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Source type (e.g. radioisotope, neutron generator)</li> <li>• Moderator</li> <li>• Source intensity</li> </ul>

## 2-1. Neutron Detection Systems

This work expands upon the neutron detection systems used in our conceptual DGS instrument. The first neutron detection system is to monitor neutrons for source consistency. Emission rates from neutron generators can be shifted due to temperature. In the case of  $^{252}\text{Cf}$  and other radioisotopes continuously generates neutrons, but the generation rates decrease over time. This could be important as shown by our delayed gamma-ray mass correlation [2].

The second neutron detection system also plays an important role in mass evaluation. As per other techniques, neutron monitors can directly evaluate the mass. As such, we are investigating methods to detect prompt fission neutrons for mass correlations, possibly through neutron multiplicity counting. Additionally, a separate neutron detection system can be used to observe delayed neutrons from fission products for a third method of mass correlation for improved precision.

## 3. Neutron Detector Characterization

Characterization of neutron detectors is necessary for implementation into the DGS instrument. The JAEA/ISCN is investigating  $^3\text{He}$  and  $^4\text{He}$  neutron detectors for our DGS instrument. Specifically,  $^3\text{He}$  detectors are being considered as both the fission neutron counters and the delayed-neutrons counters. The  $^4\text{He}$  detector, sensitive to fast neutron energies, would then be applied as the source monitor since it could separate both the source and fission neutrons based on energy and time.

### 3-1. $^3\text{He}$ Neutron Detector

The  $^3\text{He}$  neutron detector utilizes (n, p) reaction of  $^3\text{He}$  and measures collected charges produced by secondary charged particles. The JAEA is equipped with two  $^3\text{He}$  neutron detectors (see Figure 2(a)). These 18cm-long tubes have a stainless-steel case filled with  $\sim 9.7$  bar of  $^3\text{He}$  gas (in green)[5].

To determine the detectors' sensitivity and efficiency, we performed neutron calibration measurements at the JAEA Facility of Radiation Standards (FRS). To study the length sensitivity, the detector was placed in a uniform thermal neutron field with Cd tubes covering most of the tube (see Figure 2(b)). The thermal neutrons passing through a slit between the two Cd filter tubes allowed us to scan and characterize the detector length. Without the Cd filters, we then determined the  $^3\text{He}$  detectors' efficiencies to be  $\sim 17.25\%$ .

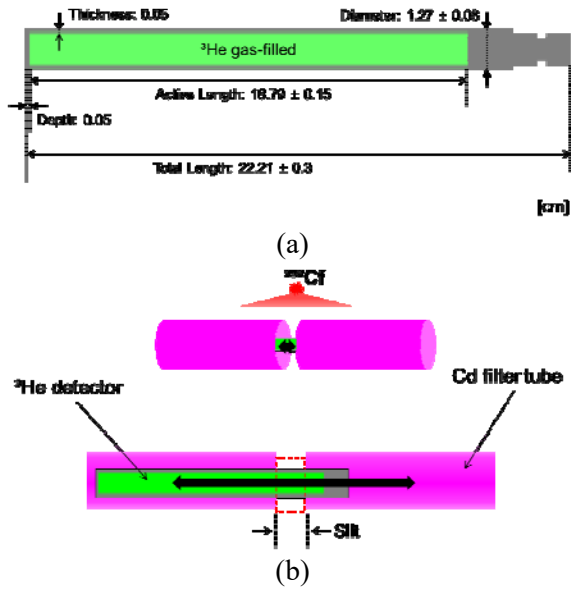


Figure 2. Schematic configuration of (a)  $^3\text{He}$  neutron detector and (b) Experimental setup used for the sensitivity measurement

### 3-2. $^4\text{He}$ Neutron Detector

The  $^4\text{He}$  neutron detector measures scintillation light produced by  $^4\text{He}$  recoil reaction and the energy of its light can be counted by silicon photomultipliers [6]. This is potentially beneficial because it can provide information on incident neutron energies. The JAEA/ISCN  $^4\text{He}$  neutron detector is about 60cm-long filled with around 200 bar  $^4\text{He}$  gas and optically decoupled into three segments [6] (see Figure 3(a)).

In order to utilize the  $^4\text{He}$  detector as the DGS source monitor, determination of segment boundaries is important. Similar to the  $^3\text{He}$  detectors, we scanned the  $^4\text{He}$  sensitivity by moving source along the three segments. This will allow us to separate the three segments to help distinguish the source and fission neutrons.

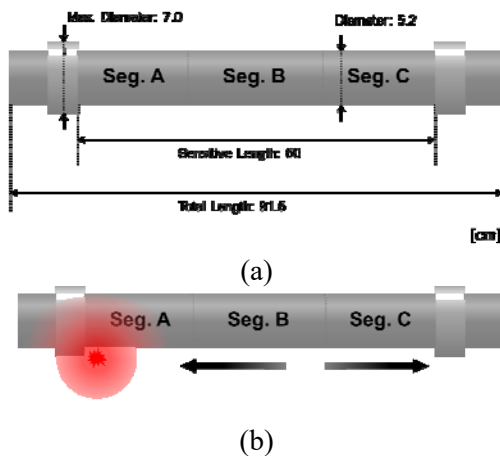


Figure 3. Schematic drawing of (a)  $^4\text{He}$  neutron detector and (b) Setup of boundary measurement

## 4. Practical Instrument Studies using $^3\text{He}$ Detector

Using the characterized  $^3\text{He}$  detector response, we performed a set of studies to evaluate practical instrument considerations by lab-scale measurements and simulations. For the simulations, Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) was used.

### 4-1. Detector Response in Short Source-Detector Distance

In the DGS instrument, the  $^3\text{He}$  detector will be placed closer to the neutron source than the FRS characterization measurements. Consequently, we repeated the detector profile sensitivity measurements using High-Density Polyethylene (HDPE) in our lab to evaluate the capability of this high-pressure. Based on the configuration of Figure 4, the experimental setup consists of HDPE between the source and detector (B) and Cd plates surrounding  $^3\text{He}$  detector. Comparing these measurements to simulations, we confirmed that the higher-pressure is sensitive to the epithermal and fast neutrons and validated out PHITS models. The pressure-dependent effects on count rates and detector efficiency must be considered carefully for the final instrument.

### 4-2. Moderator Capability Studies

With our well-characterized detector, we also used the  $^3\text{He}$  detectors, we then used them as a surrogate sample for HDPE moderator studies (see Figure 4.). Specifically, we evaluated the neutron flux in a sample space for various thickness of HDPE between and behind the  $^{252}\text{Cf}$  source and detector. Figure 5 presents comparison of  $^3\text{He}$  detector response obtained by the measurement and simulation for one of these configurations. These reasonable data-simulation comparisons allow us to improve the optimizations of our moderator designs and expand our models for future DGS development.

Further, a practical design of the DGS instrument will require small gaps to prevent sample damage during transfer. Allowing gaps can also reduce the moderation capabilities. As such, gaps were applied between the various HDPE plates and source/detector of Figure 4 to evaluate flux differences. These studies provide preliminary information on sample practicalities for future DGS design development.

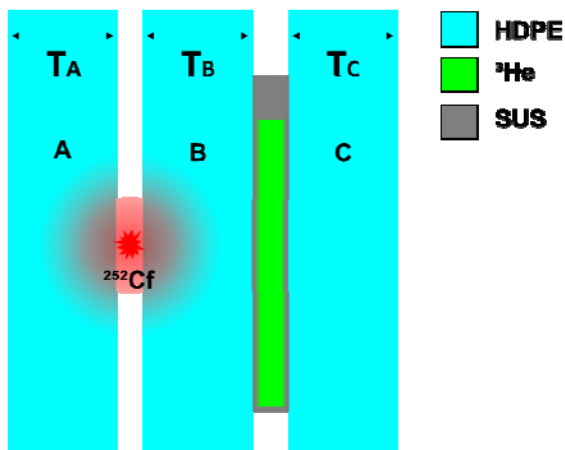


Figure 4. Surrogate sample studies with HDPE combinations

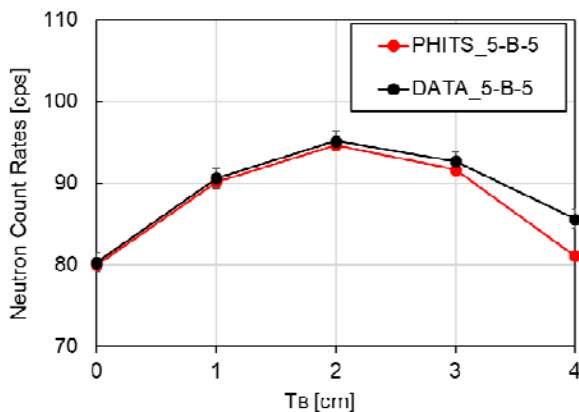


Figure 5. Neutron count rates for the configuration of the T<sub>A</sub> and T<sub>C</sub> of 5 cm for different T<sub>B</sub> thicknesses of Figure 4. The simulated count rates (red) are compared with the measured data (black).

## 5. Conclusion

In this paper, we introduced how the neutron detection systems are under evaluation for the JAEA/ISCN compact DGS instrument. The neutron detection systems will improve DG evaluation by verifying source consistency and concurrently provide multiple verification methods for fissile mass evaluation. Toward this goal, we characterized our <sup>3</sup>He and <sup>4</sup>He detectors for the sensitive regions and detection response for short source-detector distances. Finally, we utilized the <sup>3</sup>He detector as a surrogate sample for neutron moderation studies.

## Acknowledgements

This work is supported by the Japanese Ministry of Education, Culture, Sports, Science, and Technology (MEXT) under the subsidiary for the “promotion for strengthening nuclear security and the like”.

## Reference

- [1] T. Itoh, S. Hara, Y. Sato, Y. Itoh, T. Sawahata, K. Naito, T. Hayakawa, G. Duhamel, “Enhanced cooperation between SSAC and IAEA through joint operation of on site laboratory for safeguarding Rokkasho Reprocessing Plant (RRP),” Proceedings of the Symposium on International Safeguards, Nov. 1-5, 2010, Vienna (Austria): IAEA-CN-184.
- [2] F. Rossi, T. Bogucarska, M. Koizumi, H.-J. Lee, B. Pedersen, D.C. Rodriguez, T. Takahashi and G. Varasano, “Correlating the Fissile Mass of Standard Uranium Samples with Delayed Gamma Rays from Fission Products”, Nucl. Instrum. Methods. Phys. Res. B, vol. 977, 2020.
- [3] D.C. Rodriguez, M. Koizumi, F. Rossi, M. Seya, T. Takahashi, T. Bogucarska, J.-M. Crochemore, B. Pedersen, and J. Takamine, “Utilizing PUNITA experiments to evaluate fundamental delayed gamma-ray spectroscopy interrogation requirements for nuclear safeguards,” J. of Nucl. Sci. and Technology 2020; published online Apr. 28.
- [4] T. Takahashi, M. Koizumi, H.J. Lee, D.C. Rodriguez, F. Rossi, K. Abbas, J.M. Crochemore, B. Pedersen, “JAEA-JRC Collaborative Development of Delayed Gamma-ray Spectroscopy for Nuclear Material Evaluation (5): Fundamental Instrumentation of a DGS System,” in the 61<sup>st</sup> INMM Annual Meeting, 2020.
- [5] “Reuter Stokes Helium 3 Detector Time of Flight Spectroscopy,” [Online]. Available: <https://www.bakerhughesds.com/measurement-sensing/radiation-measurement/homeland-security-detectors>
- [6] Arktis Radiation Detectors Ltd., “Analog Readout Board AA121 Assembly and Operating Manual,” [Online]. Available: <https://www.arktis-detectors.com>.

# 米国・カザフスタンとのウラン精鉱共同分析プロジェクト (共同分析の概要とウラン同位体比分析手法の検証)

## Joint Sample Analysis Project on UOC with USA and Kazakhstan (Overview of Project and Validation of Analytical Methods on Uranium Isotope Ratio)

\*松井 芳樹<sup>1</sup>, 木村 祥紀<sup>1</sup>, 小川 潤平<sup>1</sup>, 海野 勇次<sup>1</sup>, 松本 哲也<sup>1</sup>, 細井 雅春<sup>1</sup>, 篠原 伸夫<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構 (JAEA)

\*Yoshiki Matsui<sup>1</sup>, Yoshiki Kimura<sup>1</sup>, Jumpei Ogawa<sup>1</sup>, Yuji Umino<sup>1</sup>, Tetsuya Matsumoto<sup>1</sup>, Masaharu Hosoi<sup>1</sup>,  
Nobuo Shinohara<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security (JAEA/ISCN) has been working on development of nuclear forensics analytical methodology for uranium samples. A joint sample analysis project on uranium ore concentrates (UOC) with US/DOE and Kazakhstan was carried out in cooperation with Ningyo-Toge Environmental Engineering Center (JAEA/NEEC). This paper presents the outline of the joint analysis project and the verification results on the uranium isotope ratio measurement methodology used in the UOC analysis.

### 1. 緒言

日本原子力研究開発機構(JAEA)の核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN)では、核鑑識を目的としたウラン分析手法の開発を行っている。その一環として、米国及びカザフスタンとのウラン精鉱(UOC)共同分析プロジェクトに JAEA 人形峠環境技術センターの協力のもと参加した。本プロジェクトには、JAEA のほか、ローレンス・リバモア国立研究所 (LLNL)、カザフスタン共和国の核物理研究所 (INP)、ハンガリーのエネルギー研究センター (MTA EK) が参加した。

共同分析の目的は、各参加機関が 1) 自身で作成した分析計画に従って 5 つのサンプルを分析することで核鑑識の演習を行う、2) 「ブラインド」サンプルが上記 5 サンプルと類似しているかどうかを判断するためのツールを開発することであった。

本稿では、共同分析の概要とそこで ISCN が

実施した、表面電離型質量分析計(TIMMS)による同位体比分析手法について、天然ウラン試料を対象とした核鑑識分析における有用性を検証した結果を報告する。

### 2. 共同分析における手法と結果

共同分析で分析したウラン精鉱(UOC)サンプルは 6 種類(5 種類+ブラインド)であり、いずれもカザフスタン国内で産出されたものである。JAEA ではそれらをサンプル A~F とラベリングした(表 1、サンプル写真: 図 1)。

サンプルについて、はじめに目視検査、ガンマ線スクリーニング、重量測定を行った後、ISCN でサンプルの分取を行い、ISCN と人形峠環境技術センターそれぞれで分析を行った。ISCN では走査型電子顕微鏡(SEM)による粒子形状分析、表面電離型質量分析計(TIMMS)によるウラン同位体比測定を行った。一方、人形峠環境技術センターでは、蛍光 X 線分析装置(XRF)による分析、



ICP 発光分光分析装置(ICP-OES)による不純物分析、TIMS による同位体比測定を行った。その後、各測定結果に基づいて、ISCN においてブラインド(F)がどのサンプルと類似しているか解析した。

表 1 ウラン精鉱(UOC)サンプル

ID	名前	総重量 [g]	人形峠分取 量[g]	色
A	INKA 435	2	1.0714	橙
B	KTEP 544	2	1.0295	黄
C	AKDA 262	2	0.9989	黒
D	APPAK	2	0.9979	黒
E	AKBK AKB 10-721	2	1.0471	黒
F	Blind	2	1.0193	黒



図 1 UOC サンプル(左から A~F)

### 2-1. ガンマ線スクリーニング (ISCN)

ガンマ線スクリーニングでは、CdZnTe 検出器(Kromek 社 GR1A+)を用いて主要な放射性核種の特異と天然ウラン標準試料(CUP-2)との比較によりウラン濃縮度の分類を行った。その結果、6 サンプルとも濃縮度が天然ウランであることを確認した。

### 2-2. 粒子形状分析 (ISCN)

ウランの粒子形状分析では、日本電子株式会社製の SEM(JCM-6000Plus)により撮影した粒子画像(図 2: 一部)を元に等価円直径(ECD)の分布に関する解析を行った。ECD の分布(図 3)より、サンプル A,B,C の粒度分布がブラインド(F)と明確に異なり、D~F の粒度分布が比較的

類似していることがわかる。

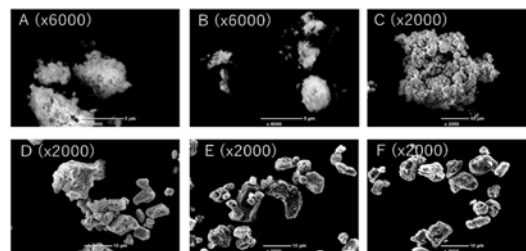


図 2 ウラン粒子形状

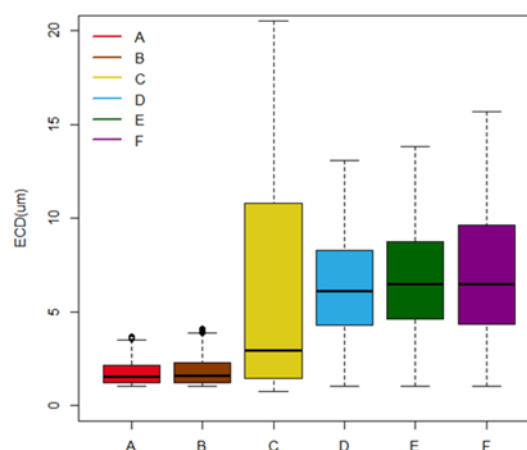


図 3 粒度分布

### 2-3. ウラン同位体比分析結果(ISCN、人形峠)

同位体比分析では、サンプルを溶解し、イオン交換法によってウランを分離精製した後、TIMS (サーモフィッシャーサイエンティフィック社 TRITON)を用いて分析を行った。ISCN と人形峠それぞれの  $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  比と  $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  比の測定結果を比較し(図 4,5)、全試料で両者の結果に有意な差が見られないことを確認した。A~F の差異に関する評価結果については 2-6 項で述べる。

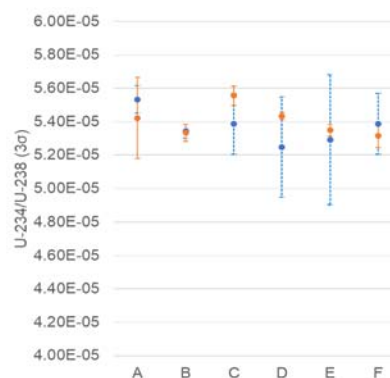


図 4  $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  比

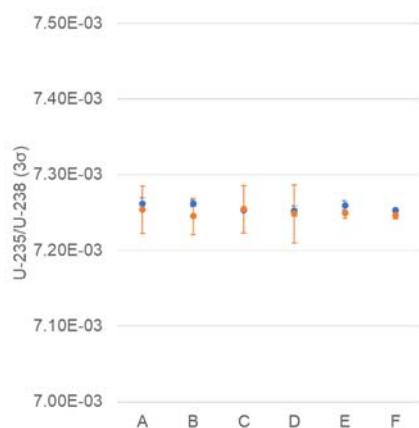


図 5  $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  比

(図 4,5 とともに橙:ISCN 青:人形峠)

## 2-4. XRF 分析 (人形峠)

XRF 分析では、スペクトロ社製の XRF (SPECTRO XEPOS)を用いた Fundamental Parameter(FP) 法 [1][2] をベースとする TURBOQUANT® [3]にウランマトリックスを想定した感度校正が適用されたプログラムによる元素分析を行った (図 6)。

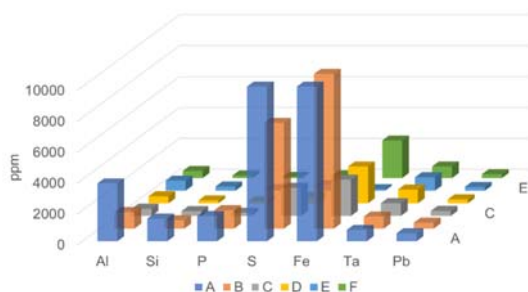


図 6 XRF 不純物分析結果

## 2-5. ICP-OES 分析 (人形峠)

不純物組成に関して、サーモフィッシャーサイエンティフィック社製の ICP-OES(iCAP 6000)を使用した測定を行った(図 7)。ICP-OES は、XRF と比較して高精度であるが、試料の前処理を必要とする。一方、XRF は、試料の前処理を必要としない。そのため、試料の大まかな元素組成の確認を目的として、XRF 分析を行うことにより、分取試料の節約が可能である。

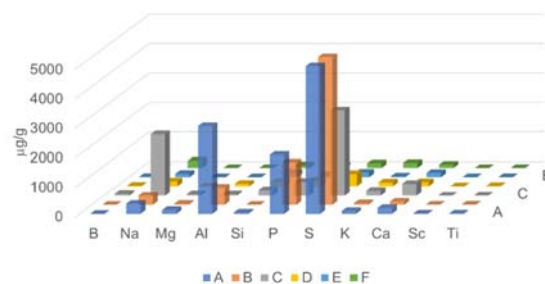


図 7 ICP-OES 不純物分析結果

## 2-6. データの解釈

これまでに示した分析手法により得られた測定データを元に、ブラインド (F) と他の 5 試料に関する相違性の評価を行った。

- 1) 粒度分布では、サンプル D,E,F の分布が比較的類似しているが、統計検定手法により D と F の粒度分布に有意な差が見られた。
- 2) ウラン同位体比データ(ISCN)を、Z 検定に基づく Graded Decision Framework[4]で比較解析し、サンプル C,D と F に有意な差が見られた。
- 3) ウラン同位体比データ(ISCN)の分布から、サンプルが 2 群に分類できることを確認し、K-平均法により分類を行った。結果、サンプル B,D が F と異なる群に分類されることを認めた。
- 4) 不純物濃度の主成分分析により、サンプル A,B,C が明らかに異なる不純物濃度分布を有していることを認めた。また不純物濃度をもとに K-平均法で分類解析 (5 群) を行った結果、D は F と最も類似した不純物濃度分布を有している結果となった。

以上より、サンプル E がブラインド(F)と最も類似していると判断した (表 2)。

表 2 データの解釈結果(×:判断可)

サンプル	ブラインドサンプル(F)の起源ではないと判断可能か?			
	ECD	同位体比 (GDF)	同位体比 (MVA/K-means)	不純物 プロファイル
A	×			×
B	×		×	×
C	×	×		×
D	×	×	×	
E				



### 3. ウラン同位体比分析手法の有用性検証

本共同分析で使用した TIMS によるウラン同位体比分析手法について、天然ウラン試料に対する分析結果の正確性に関する検証を行った。検証のため、標準試料である CUP-2[5]を使用し、同位体比の参照値[6]と比較を行った（図 8）。

核鑑識において天然ウランの産地等を識別する場合、 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  比に加えて  $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  比も重要になるため、ISCN では測定プログラムの改良を行った。従来のプログラムでは、ウラン同位体の中で存在度の低い  $^{234}\text{U}$  についてもファラデーカップと呼ばれるイオン検出器で検出を行っていたが、改良版のプログラムでは  $^{234}\text{U}$  を微量なイオンの検出に適した二次電子増倍管(SEM)で検出を行うよう変更した。

従来の測定では、 $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  比の相対標準偏差(RSD)は 1.07%であったが、今回、標準試料を測定した結果、 $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  比は参照値に近くなり、RSD も 0.534%となった。したがって、 $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  比に対してより精度の高い測定ができたことが分かる。

また、今回の測定における  $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  比の RSD は 0.108%であり、 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  比に対しても、核鑑識における同位体比分析の目的において十分な測定精度が得られた。以上より、本共同分析で ISCN が適用した同位体比分析手法について、天然ウラン試料の測定に関して正確性が確認された。

他国ではウラン同位体比をゲルマニウム検出器等で分析している例もあるが[5]、TIMS は非破壊分析では測定ができない  $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  についても測定ができ、 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  に関しても非破壊分析よりも精度の高い分析ができることから、核鑑識における産地の異なる天然ウランの識別において、有用性が高いと考えられる。

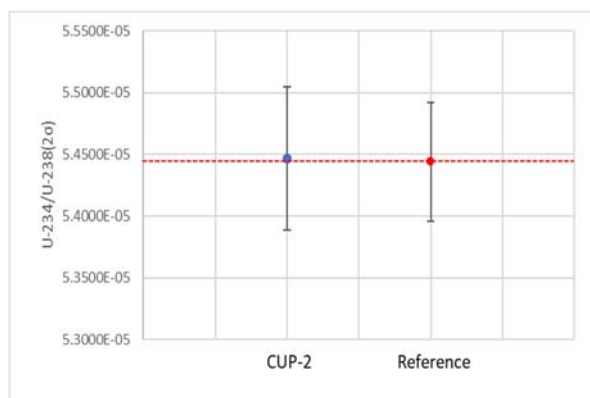


図 8  $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  比

### 4. まとめ

共同分析において、6 種類の UOC サンプルの分析を行い、JAEA ではサンプル E がブラインドと最も良く類似していると結論付けた。

また、TIMS による CUP-2 の測定結果と天然ウランの認証値を比較し、本共同分析で ISCN が使用した同位体比分析手法の正確性が確かめられた。

### 謝辞

JAEA とともに共同分析プロジェクトに参加した、米国の LLNL、カザフスタン共和国の INP、ハンガリーの MTA EK に感謝申し上げます。

### 参考文献

- [1] Sherman J., Spectrochim Acta 7, 283-306 (1955)
- [2] Shiraiwa T., Fujino N., Jpn J Appl Phys 5, 886-899 (1966)
- [3] R. Schramm, J. Heckel, J. Phys. IV France 8, 335-342 (1998)
- [4] ITWG, “ITWG 5th Collaborative Materials Exercise After Action Report,” (2018).
- [5] Lawrence Livermore National Laboratory (2016), “Compilation of LLNL CUP-2 Data”.
- [6] S. Richter et al. (1999), “Isotopic “fingerprints” for natural uranium ore samples,” *International Journal of Mass Spectrometry*, 193, pp.9-14.

# 画像 AI と自然言語処理 AI とのインターフェイス Interface between image AI and natural language processing AI

\*出町 和之<sup>1</sup>, 陳 実<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京大学

\*Kazuyuki Demachi<sup>1</sup>, Shi Chen<sup>1</sup>

<sup>1</sup>The University of Tokyo

An algorithm has been developed to detect sabotage, etc. by converting surveillance camera images and rule documents into graph structures by deep learning. In the verification using the demo video, the judgment accuracy of 90% or more was obtained. A basic technology has been established to realize an interface with natural language processing AI with image AI.

## 1. 緒言

画像データは多くの情報を含むため、画像解析を応用した核物質盗取行為や妨害破壊行為を検知する技術の開発が期待されている。しかし既存する画像解析に基づく行為検知技術における判定は、「通常/逸脱」の二値判定もしくは画像識別の組み合わせに対する○×設定に過ぎず、状況の組み合わせが無数にあり得る核セキュリティへの適用は困難である。一方、撮影された状況が核セキュリティ上のルールに違反しているか否かを柔軟に判定できれば実用性は格段に高くなるが、それには画像と言語という異なる AI 同士のインターフェイスが必要である。そこで本研究では、異なる AI 同士の相関=AI インターフェイス技術を開発した。

## 2. 画像 AI と言語 AI とのインターフェイス

近年、深層学習などの AI を用いたシステムは数多く開発されているが、画像 AI は画像のみ、言語 AI は言語のみとそれぞれ個々のデータ形態の中で閉じており、異なるデータ形態を扱う AI 同士が相関するためには両データ形態を別の共通なデータ形態に変換する必要がある。すなわち、人間が眼で見たモノやヒトの形状・位置などの視覚情報を脳内での単純化・関係性抽出・論理表現化を経て言語というデータ形態に変換することで周囲の状況を理解しているのと同じように、画像 AI と言語 AI との相関は、互いが取得した情報を単純化・関係性抽出・論理表現化して共通データ形態に変換することで、はじめて可能となる。

その上でまず重要なのは、共通データ形態の選択である。本研究では比較表、決定木、文ベクトル分散表現、グラフ構造化の4候補の検証を経たのち、最適形態としてグラフ構造を選択した。グラフ構造とはグラフ理論とも呼ばれ、モノやヒト同士の関係性を点(ノード)と矢印(エッジ)の連結で表現する手法である。

### 2-1. 画像情報のグラフ構造化

まず、物体認識・姿勢認識 AI と非 AI 画像解析とを融合させた「#A 画像情報のグラフ構造化」アルゴリズムを開発した。これにより、監視カメラなどで撮影された状況(シーン)を変換したグラフ構造がリアルタイムで出力される。ビッグデータに依存しがちな AI 研究の主流とは異なり、AI と非 AI 画像解析とを融合させることで少ない教師データでの学習と学習時間短縮を実現した。

物体認識には YOLOv3<sup>[1]</sup>を、姿勢認識には Xnect<sup>[2]</sup>を使用した。それぞれのアーキテクチャを図 1,2 に示す。

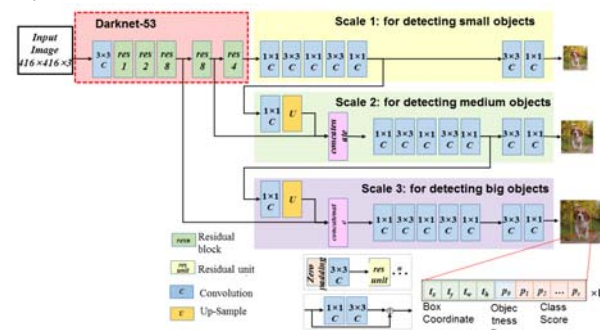


図 1 YOLOv3 のアーキテクチャ<sup>[1]</sup>

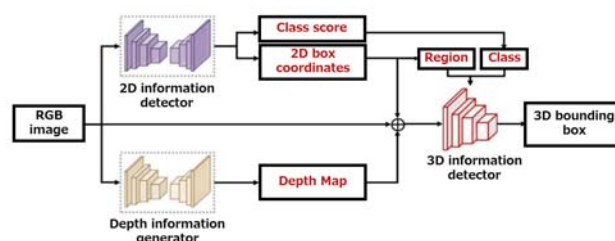


図 2 Xnect のアーキテクチャ<sup>[2]</sup>

YOLOv3 と Xnect が検出したと物体と姿勢を  $S_i$ ,  $T_j$  とし、相互のユークリッド距離を用いた相関度に基づき  $S_i$ - $T_j$  間の相関性を判定した。(図 3)

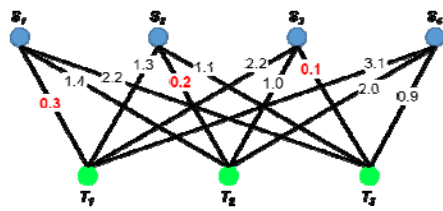


図3 ユークリッド距離に基づく関係性抽出

図4に、「ヘルメットと手袋と全面マスクを装着した人物」の画像から、相関性に基づき出力したグラフ構造の例を示す。

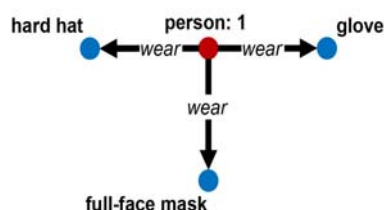


図4 画像グラフ構造の出力結果の例

## 2-2. 文情報のグラフ構造化

文をグラフ構造に変換するために開発したアルゴリズムを図5に示す。まず入力されたルール文を記号化・形態素解析した後、特徴抽出およびオントロジー解析により語句同士の論理関係を抽出する。これを論理表現化し可視化することで文グラフ構造を出力する。

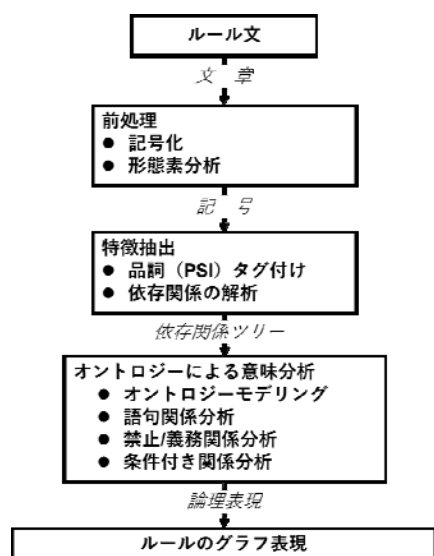


図5 文のグラフ構造変換のためのアルゴリズム

ただし、If then(条件), must (遵守), must not (禁止) 文を表現するために、ここではグラフ構造として階層型グラフ構造を提案した。図6に文グラフ構造出力の例を示す。

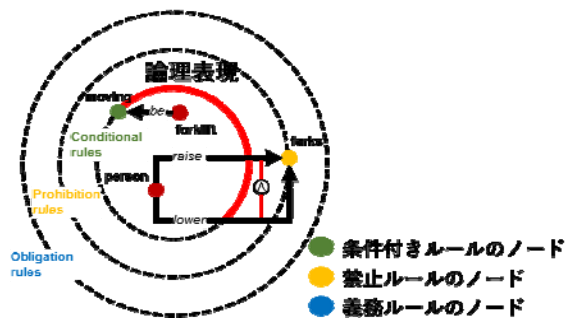


図6 文グラフ構造出力の例

## 2-3. グラフ構造同士の比較による判定

最後に、画像と文のグラフ構造とを比較することで、禁止・遵守行為の有無を自動判定する必要がある。ここでは、グラフ構造同士の同型写像により、画像の状況と遵守・禁止ルールとの一致/不一致を判定した。判定の精度は、Precision(精度)および Recall(再現率)により評価した。

## 3. 結果

図7に、開発したアルゴリズムを用いた判定結果の例を示す。横軸がカメラからの距離、縦軸が Precision(精度)、Recall(再現率)を示す。図7を含む7つの状況に対する判定精度の平均は、Precision=94.2%, Recall=84.4%であった。

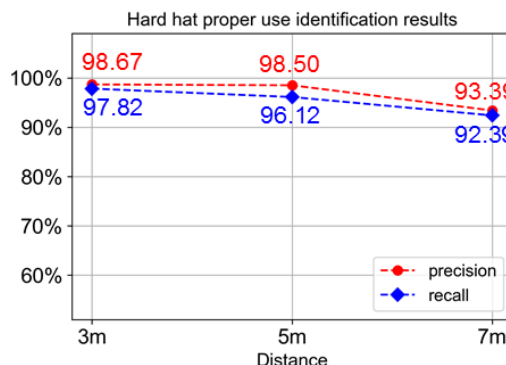


図7 文グラフ構造出力の例

## 4. 結論

深層学習モデルを用いて文と画像情報をグラフ構造化することで、異なるAIのインターフェイスを実現した。この手法を用いることで、ルール文に基づく柔軟な状況判定が可能となる。

## 引用・参考文献

- [1] J. Redmon and A. Farhadhi, "Yolov3: An incremental improvement," arXiv preprint arXiv: 1804.02767 (2018)
- [2] Mehta, D. et al., "Xenct: Real-time multi-person 3d human pose estimation with a single camera.", arXiv preprint arXiv: 1907.00837 (2019)

# 攻撃シナリオベース評価手法による六ヶ所再処理工場の サイバーセキュリティリスクの評価

Cyber security risk assessment for the Rokkasho Reprocessing Plant  
using attack scenario-based approach

\*中園 智光, 宮下 茂, 斉藤 善朗  
日本原燃株式会社

\*Toshimitsu Nakazono, Shigeru Miyashita, Yoshiro Saito  
Japan Nuclear Fuel Limited

## Abstract

We conducted cyber security risk assessment for the Rokkasho Reprocessing Plant using attack scenario-based approach. Assessment performed last year showed an underestimate of risk from internal threats in some attack scenarios such as malware infection and log alteration, because checklists used to evaluate attack possibilities, which were provided by the risk assessment package, mainly assumed external threats. In order to consider contribution from internal threats, we modified some criteria for checklists. We reevaluated the assessment with the modified criteria this year, and confirmed that internal threats were appropriately taken into account.

## 1. はじめに

### 1-1. 背景

従来、プラントにおける制御系システムは外部ネットワークから独立したローカルなネットワークであったため、サイバーセキュリティはあまり意識されてこなかった。しかし 2000 年以降、工場において運転のスマート化が普及し、制御系システムにおいても情報機器の利用や構成要素の汎用品化が進んだことに伴い、制御系システムを狙ったマルウェアが出現するようになった。そのため、インターネットから隔離された制御系システムにおいてもサイバー攻撃のリスクが増加している。例えば 2010 年、イランの核燃料施設ではマルウェア感染により約 8400 台の遠心分離機が稼働停止した<sup>[1]</sup>。また 2015 年、ウクライナの電力会社では配電システムへのサイバー攻撃によって数時間に及ぶ停電が発生した<sup>[1]</sup>。このような重要インフラ<sup>[2]</sup>に対するサイバー攻撃は国民の生活や国家の安全保障に重大な影響を与えかねないためサイバーセキュリティ対策は危機管理上重要な課題である。また、核物質を保有している原子力施設においては核物質防護上の重要な課題でもある。

### 1-2. 目的

原子力施設におけるサイバーセキュリティは法令等<sup>[3]</sup>の要求により様々な対策を講じている。一方、サイバー攻撃は年々進化・巧妙化している

ため、セキュリティの維持にはリスク評価による継続的な改善が必要である。再処理工場におけるシステム全体のサイバーセキュリティ対策の有効性を確認するためにセキュリティのリスク評価を実施した。

### 1-3. 評価対象

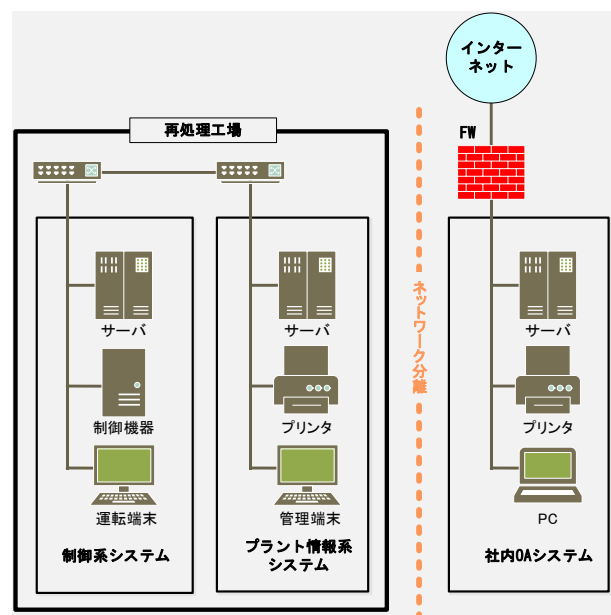


図 1 再処理工場のネットワーク構成

再処理工場のネットワークシステムは、(1) 工場のプロセスに直接関係する「制御系システム」、



(2) 工場の運転を補助する「プラント情報系システム」、(3) 外部ネットワークと接続している「社内 OA システム」に大別されており、(1) 及び、(2) のシステムは外部ネットワークから切り離されたローカルなネットワークとなっている (図 1)。今回は(1)「制御系システム」及び(2)「プラント情報系システム」を評価対象とした。

## 2. 評価手法

### 2-1. 評価手法の選定

サイバーセキュリティのリスク評価には様々な手法が存在する<sup>[4]</sup> (表 1)。一般的なリスク評価においては分析の精度から資産ベースまたはシナリオベースの手法が採用される。今回のリスク評価では当施設がサイバー攻撃を受けた場合に最終被害へ至るか否かを評価したいため、想定される攻撃の連鎖を追跡できるシナリオベースの評価手法を採用した。しかし、一般的にシナリオベースの評価手法はシステム構成や攻撃ツリーの作成方法にもよるが、分析工数が大きくなる傾向がある。また、攻撃ツリーの作成にも多くの時間が必要となる。そのため制御システムのセキュリティ専門機関が作成する評価手法<sup>[5]</sup>を利用することで作業時間の削減を図った。この評価手法で用いるチェックリストにはセキュリティ対策の規程類等の整備などを確認する「簡易評価」と具体的なセキュリティ対策の実施の有無も確認する「詳細評価」がある。今回は作業内容の把握と採用した手法の有効性を評価する観点から簡易評価を用いた。

表 1 各評価手法の特徴<sup>※1</sup>

分析手法	長所	短所
ベースラインアプローチ	作業工数が多くならない	システムの状況に沿った分析にならない
非形式アプローチ	工数が小さい	属人的であるため、継続的な評価が困難
詳細分析	正確な分析が可能	工数が大きい
資産ベース	資産に対する初段の脅威を網羅的に洗い出せる	事業被害に対するリスク評価は困難
シナリオベース <sup>※2</sup>	最終被害を引き起こす攻撃の連鎖を追跡できる	工数が大きい

※1. 「制御システムのセキュリティリスク分析ガイド 第 2 版」<sup>[4]</sup> から一部抜粋

※2. 今回採用した評価手法

### 2-2. リスク評価の流れ<sup>[5]</sup>

今回は制御システムで想定される 10 の攻撃シナリオに対してリスク評価を実施した。一部の攻

撃シナリオの概要を表 2 に示す。

リスク評価作業は 4 つのフェーズからなる (図 2)。フェーズ 1 では再処理施設のシステム環境において次のパラメータをスコアリングし、シナリオ毎の対策優先度を算出する。

- ・対策優先度 = 事業影響度 × 攻撃可能性
- ・事業影響度 = MAX{信用失墜影響度 or 設備影響度(復旧コスト × 発現性)}
- ・攻撃可能性 = 物理的な侵入の容易性 × 技術的難易度

フェーズ 2 では規程類の調査、及びシステム主管部門へのヒアリングにより現状のセキュリティ対策の把握を行う。フェーズ 3 ではシナリオ毎に現状の調査結果を集約し、現状の対策を評価する。フェーズ 4 では各攻撃シナリオに対して現状の対策が十分であるか判断し、対策が不十分な場合には追加対策を検討する。

表 2 評価する攻撃シナリオ (一部抜粋)

攻撃シナリオ	概要
ログへの攻撃	・過剰なログの蓄積による性能低下 ・ログの改ざん
外部媒体や持込 PC からのマルウェア感染	・USB メモリや保守用持込 PC からのマルウェア感染
サプライチェーンリスク	・納品物に不正な改造 ・委託業者による不正
制御系システムにおける不正操作	・エンジニアリング端末や HMI 上における不正操作

図 2 リスク評価作業の全体の流れ

フェーズ 1 (設定)	フェーズ 2 (調査)
事業継続上のリスクの設定 対象施設における対策すべき攻撃シナリオの優先順位をつける	対策チェックリストによる現状把握 制御系システムへの典型的な攻撃シナリオを基に作成した対策チェックリストにより現状を把握
フェーズ 3 (評価)	フェーズ 4 (対策)
攻撃シナリオごとの現状評価 現状把握結果を基に、攻撃シナリオごとの現状を評価	対策計画の策定 対策が必要な事項に関して、対策の是非を判断

表 3 内部脅威を前提とした評価指標の修正

	難易度	外部脅威中心(修正前)	内部脅威中心(修正後)
	易	周辺監視区域より外側から攻撃可能な場合	対象機器をネットワーク経由でリモートから攻撃可能である
物理的な侵入の容易性	中	周辺監視区域より内側かつ立ち入り制限区域より外側から攻撃可能な場合	対象機器を同一システムから攻撃する必要がある
	難	周辺防護区域または防護区域より内側から攻撃可能な場合	対象機器を直接攻撃する必要がある
技術的難易度	易	攻撃に用いるハードウェアおよびソフトウェアが容易に入手 *1 可能かつ対象システムに関して容易に取得*2 可能な情報を用いて攻撃可能	ソフトウェアに Windows 製品を使用
	中	攻撃に用いるハードウェアおよびソフトウェアが容易に入手 *1 不可能または対象システムに関して容易に取得*2 不可能な情報を用いて攻撃可能	ソフトウェアに Linux 製品を使用
	難	攻撃に用いるハードウェアおよびソフトウェアが容易に入手 *1 不可能かつ対象システムに関して容易に取得*2 不可能な情報を用いて攻撃可能	ソフトウェアに組み込み型 OS を使用

※1「容易に入手」の定義：インターネット等で比較的安価（50 万円未満）で入手可能かつファームウェア書き換え等の複雑なカスタマイズが不要。 ※2「容易に取得」の定義：対象システムの関係者以外の不特定多数のユーザーが入手可能。

表 4 内部脅威を前提としたことによるリスクの変化※1,2

攻撃シナリオ	制御系システム	プラント情報系システム
安全系システムへの攻撃	↗	— ※3
ログへの攻撃	↗	↗
時刻同期システムの不具合による機能不全	↗	↗
不正な攻撃用端末接続による中間者攻撃	↗	↘
無線 LAN に係わる攻撃	↗	↗
バックアップシステムや予備品への攻撃	↗	↗
外部媒体や持込 PC からのマルウェア感染	→	↗
サプライチェーンリスク	→	→
制御系ネットワークにおける不正操作	→	— ※3
計測機器への攻撃	→	— ※3

※1 内部脅威中心の評価結果と外部脅威中心の評価結果を比較(↗：増加，→：変化なし，↘：減少)。

※2 セキュリティ対策を実施していない場合におけるリスク。

※3 システム特性上、攻撃シナリオが適用できないため評価対象外。

## 2-3. 評価指標の修正

2-2 節の手法を用いて昨年度リスク評価を実施した結果、外部脅威リスクに対する評価結果に妥当性がある一方、プラント情報系システムにおける「外部媒体や持込 PC からのマルウェア感染」や「ログへの攻撃」のリスクが低いことから、一部の攻撃シナリオにおいて内部脅威リスクを過小評価している可能性が明らかになった。これは一部の評価項目が外部脅威を中心とした指標になっているためである。例えば「物理的な侵入の容易性」において、従来の評価基準では悪意のある第三者がどこまで施設の敷地内に侵入する必要があるかが指標となっている。また、技術的難易度では機器やシステム情報の入手難度等が指標に盛り込まれているが、内部脅威犯を前提とした場合はいずれも正規権限で突破可能なため、評価

をする上でこれらの指標は意味をなさない。そこで今年度は従来の評価指標に代わり内部脅威を前提とした新たな指標を検討した(表 3)。

## 3. 結果・考察

内部脅威を前提とした評価結果の多くは外部脅威を前提とした評価結果よりリスクが高くなる傾向があった(表 4)。これは内部脅威の方が対策優先度の構成要素である攻撃可能性のスコアが高くなるためであり、正規権限を用いて犯行が可能である内部脅威の特徴を反映している。

内部脅威犯は正規権限を使用することでセキュリティ対策の一部を回避することができるため、内部脅威対策では通常のセキュリティ対策とは異なる対策が必要である。内部脅威対策の考え方として「内部不正防止の 5 原則」<sup>[6]</sup>がある。

表5の分類4、5から分かるように内部脅威リスクを低減するには物理的なセキュリティ対策だけでなく、単独作業の禁止、適正な労働環境、または規則を策定し、それらの周知・教育といった管理的な対策も重要である。

一方、「サプライチェーンリスク」や「制御系システムの不正操作」などの攻撃シナリオでは外部脅威と内部脅威でリスクは変化していない(表4)。これらは攻撃シナリオ自体が内部脅威を前提としているため、昨年度の段階で適切に評価されていたためであると考えられる。

以上の結果から、今回用いた評価手法は内部脅威リスクを評価する上で有効であると判断できる。また、外部ネットワークと切り離されているネットワークにおいてリスク評価を実施する場合は、内部脅威リスクに焦点を絞ることが有効である。

**表 5 内部不正防止の5原則**

基本5分類	概要
1. 犯行を難しくする	・ アクセス制御 ・ 入退室管理
2. 捕まるリスクを高める	・ ログの管理 ・ 単独作業の禁止
3. 犯行の見返りを減らす	・ 施錠保管 ・ データの完全消去
4. 犯行の誘因を減らす	・ 再発防止策 ・ 良好な職場環境
5. 犯罪の弁明をさせない	・ 規定類の整備 ・ 教育による規則の周知徹底

#### 4. 結論

再処理工場ネットワークは外部ネットワークと切り離されているため、外部脅威リスクに対するセキュリティリスクは十分に低減されている。一方、内部脅威リスクはチェックリストが外部脅威を中心に作成されていたため、過小評価されていた。そこで内部脅威リスクを適切に評価するために評価指標を修正し、再度リスク評価を実施した。その結果、各攻撃シナリオを適切に評価することができたため、今回修正した手法の有効性を確認することができた。また、チェックリストの結果から、これらのリスクは現状のセキュリティ対策により一定水準まで低減されていることが明らかになった。

今回は作業内容の把握に加え、評価手法の有効性を確認するために簡易評価を実施した。リスク

評価の精度向上、及びセキュリティ対策の強化のため、次回以降は具体的な対策の有無も評価する詳細評価を実施する予定である。

#### 謝辞

リスク評価を実施するにあたり技術研究組合 制御システムセキュリティセンター (CSSC) の村瀬様には多大な助言を賜りました。厚く感謝を申し上げます。

#### 引用・参考文献

- [1]. (独) 情報処理推進機構(IPA), 制御システムの情報セキュリティ, 2019, p. 9-24, <https://www.ipa.go.jp/files/000073863.pdf>.
- [2]. 内閣サイバーセキュリティセンター(NISC), 重要インフラの情報セキュリティ対策に係る第4次行動計画, 2017, p. 50, [https://www.nisc.go.jp/active/infra/pdf/infra\\_rt4\\_r2.pdf](https://www.nisc.go.jp/active/infra/pdf/infra_rt4_r2.pdf).
- [3]. 再処理施設に関しては「使用済燃料の再処理の事業に関する規則 16 条の 3 第 2 項」および「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 10 条」など。
- [4]. IPA, 制御システムのセキュリティリスク分析ガイド 第2版, 2020, p. 24-29, <https://www.ipa.go.jp/files/000080712.pdf>.
- [5]. CSSC, CSSC のリスクアセスメントについて, 2018, p. 22-24, <http://www.css-center.or.jp/pdf/research/service-risk201809.pdf>.
- [6]. IPA, 組織における内部不正防止ガイドライン 第4版, 2017, p. 87, <https://www.ipa.go.jp/files/000057060.pdf>.

# 非核化達成のための要因分析に関する研究

## (6) 旧ソ連諸国の非核化

Research on Factor Analysis for Achieving Denuclearization

(6) Denuclearization of Former Republics of the Soviet Union

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

日本原子力研究開発機構

\*Takashi KIMURA, Makiko TAZAKI, Takayoshi NAKATANI, Ryo SHIMIZU, Hiroshi TAMAI

and Kazunori SUDA

JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY

Following the collapse of the Soviet Union in 1991, Ukraine, Kazakhstan, and Belarus (the former three Soviet Union countries) unintentionally deployed nuclear weapons within their territory. The former three Soviet Union countries achieved denuclearization by transferring the deployed warheads and the delivery system of the nuclear weapons to Russia for disposal. This report gives our analysis of the success factors for achieving denuclearization by investigating the efforts towards denuclearization of such countries, the relevant frameworks such as the Treaty on the Reduction of Strategic Arms, etc.

### 1. 緒言

1991年のソビエト連邦(ソ連)の崩壊に伴い、ウクライナ、カザフスタン及びベラルーシ(旧ソ連3か国)は、意図せずにその領土内に核兵器が配備された状況となった。その後、旧ソ連3か国は、廃棄等のため、配備された核兵器の弾頭及び運搬装置をロシアへ移送する等して非核化を達成した。非核化に至るまでの旧ソ連3か国の取組み、第1次戦略兵器削減条約(START I)等の関係枠組等を調査し、非核化達成の成功要因を分析した。これは、今後の非核化検討の教訓となり得るものと考ええる。

なお、旧ソ連3か国以外の国にも戦術核兵器が配置されていたが、戦術核兵器の弾頭はロシアの国防省が集中管理し回収が比較的容易であるのに対し、戦略核兵器はミサイルに弾頭を装着した状態でサイロに入っており、それを回収するのは容易でなく、かつ旧ソ連3か国における戦略核兵器の非核化が必ずしも順調ではなかったため、旧ソ連3か国の戦略核兵器の非核化に焦点をあてた内容としている。

### 2. 旧ソ連3か国による戦略核兵器の廃棄に係る紆余曲折

1991年12月のソ連の崩壊により、ロシア並びにウクライナ、カザフスタン及びベラルーシ(旧ソ連3か国)の領土内に戦略核兵器が配備されたままとなった。これに伴う旧ソ連3か国の戦略核兵器廃棄に係る同国の主な主張等を以下に示す。

- 1991年12月：旧ソ連諸国サミット時の旧ソ連3か国による戦略核兵器のロシア移送の約束(ア

ルマアタ宣言)[1]

- 1992年4月：旧ソ連3か国は上記約束を撤回し、戦略核兵器継承国と主張(3か国宣言)[2] [3]
- 1992年7月：旧ソ連諸国はロシアを核兵器継承国とし、旧ソ連3か国は非核兵器国(NNWS)として核兵器の不拡散に関する条約(NPT)に加入することを決議[4][5]
- 1993年9月：ウクライナはロシアとの首脳会談の合意文書の書換(戦略核兵器の一部を残す)等により抵抗[5]
- 1994年12月：ウクライナに安全保障を提供するブダペスト覚書にロシア等が調印、ウクライナのNPT加入、米国、ロシア及び旧ソ連3か国による批准書交換によりSTART I及びリスボン議定書が発効[5]

上記のように約3年の紆余曲折を経て、最終的には、米国及びロシアの戦略核兵器の「削減」を義務付ける条約であるSTART I及び旧ソ連3か国の戦略核兵器の7年以内の「全廃」及びNPTへのNNWSとしての加入を義務付ける同条約の附帯議定書(通称、リスボン議定書)の発効を以って旧ソ連3か国の戦略核兵器の廃棄を行うことになった。

紆余曲折の要因は、戦略核兵器の廃棄と引き換えに、旧ソ連3か国の中でも特にウクライナは、安全保障確保、経済支援等を引き出そうとして、ロシアや米国に揺さぶりをかけたと考えられる。



### 3. 非核化の成功要因の分析

#### 3.1 旧ソ連 3 か国の安全保障

##### (1) タシケント条約加盟国としてロシアの核の傘下

1992 年 5 月締結の通称タシケント条約(集団安全保障条約)の加盟国であるロシア、旧ソ連 3 か国(ウクライナ除く)等により、カザフスタン及びベラルーシはロシアの核の傘下に入り、安全保障を手に入れた[2]

##### (2) 米国、ロシア及びウクライナの 3 か国声明

1994 年 1 月、米国、ロシア及びウクライナの 3 か国声明が発効。同声明ではウクライナの NPT 加入と START I 発効を前提に、ウクライナに対する武力行使、威嚇、経済的圧力を行わない等、ウクライナの安全を保障することを確認した[1][5]。

##### (3) ブダペスト覚書

1994 年 12 月、ヨーロッパ安全保障協力会議(CSCE)のブダペストサミットにて核兵器国である米国、英国及びロシアがウクライナの安全を保障することに合意した覚書に調印した[4]。

#### 3.2 各国の主な支援

##### (1) 米国ナン・ルーガー法立法による支援

ソ連崩壊に伴う経済的・社会的混乱、ロシアの指揮統制機能の低下の中、米国を直接攻撃しうる戦略核兵器が旧ソ連 3 か国に配備されていることや核拡散を通じたテロ事案等の懸念を米国が抱き、1991 年 12 月通称ナン・ルーガー法(ソ連核脅威削減法)を成立させた。同法に基づくプログラムには、核拡散リスク対策としての核物質の安全な輸送、核物質防護、施設の安全管理に係る対策等に必要な資金の他、旧ソ連 3 か国の核弾頭及び運搬装置解体に係る資金、非核化に係るロシア及び旧ソ連 3 か国への技術・経済援助も含めており、これが旧ソ連 3 か国の非核化に向けたインセンティブに繋がったと考えられる[6][7][8]。

##### (2) 日本などによる支援

ソ連崩壊に伴う戦略核兵器等の処理は、国際的な安全保障上の大きな危機であり、欧州や日本などからの支援が実施された。1993 年東京サミット(G7)等を通じ、日本は各国と協力の下、計量管理・核物質防護システム構築、医療機材供与等の協力を実施した[9][10]。

#### 3.3 核継承国であるとの旧ソ連 3 か国の主張の支持

上記 3.2 に記載した旧ソ連 3 か国は、1991 年 12 月のアルマタ宣言にて戦略核兵器の廃絶を約束したものの、カザフスタンは核兵器国のロシアと中国に挟まれ、自国の領土に対しその 2 つの核兵器国による侵害の危機を感じていたカザフスタンを筆頭に旧ソ連 3 か国は 1992 年 4 月の 3 か国宣言にてその約束を撤回し、「継承国」であると主張した。この際、ロシアはこの撤回に対し抵抗を示したが、米国はこれを支持し、旧ソ連 3 か国は核の「継承国」として米国との交渉権を獲得した[2]。しかしながら、最終的に START I 及びリボン議定書の発効を以って旧ソ連 3 か国の戦略核兵器の非核化が達成された。

旧ソ連 3 か国による戦略核兵器の「継承国」であるとの主張を支持した米国の対応は、旧ソ連 3 か国の領土内にある戦略核兵器を「START I の対象」とするためのリスボン議定書により旧ソ連 3 か国の戦略核兵器廃絶の狙いがあったと考えられる。

上記 3.1 から 3.3 に示した成功要因の結果、旧ソ連 3 か国が START I のリスボン議定書に従って NNWS としての NPT 加入及び同国に配備された戦略核兵器の廃棄を達成したものと言える。

### 4. 核兵器の保有を企図/保有している国への共通と考えられる非核化達成共通要因

旧ソ連 3 か国の非核化は、ソ連崩壊に伴って意図せず領土に戦略核兵器は配備されたという特殊性があるが、核兵器の保有を企図又は既に保有している国にも共通し得る非核化達成要因を抽出した。

#### (1) 安全保障

ロシアやその他核兵器国からの安全保障の提供に合意すること。

#### (2) 対価

ソ連崩壊に伴う経済状況が不安定の中、対価として、核解体の資金援助や経済援助を行ったこと。また、上記(1)の安全保障も対価の 1 つと言える。

#### (3) 大国等の関与

米国のナン・ルーガー法制定による上記(2)の対価(資金・財政の援助)や核兵器国であるロシアやイギリスからの安全保障の合意(ブダペスト覚書)への橋渡し。日本は、旧ソ連 3

か国の各国と、非核化協力に係る二国間協定を締結し、核不拡散に資するための計量管理制度及び核物質防護システム確立の支援等を行い、その他主要国からも資金や技術の援助があったこと。

国政府が関与した主要な共同コミュニケ等  
[11] 国連総会決議 Territorial integrity of Ukraine  
A/RES/68/262

## 5. 非核化に向かわせた要因である「安全保障」に係る裏切り

上記3の3.1(3)に記載したとおり、1994年、ロシアは、ウクライナの安全を保証することに合意したブダペスト覚書に調印した。しかし、2014年、ロシアはウクライナのクリミアを併合した。

このロシアの併合はこの覚書違反であると言われており、2014年の国連総会にてクリミアはウクライナの領土である旨を示す決議が採択されている[11]。現在のところ覚書違反が解消されておらず、国際社会はこの状態の解決が出来ない状況にある。

本件は非核化に対するマイナスの要素になり得るものであり、核兵器の保有を企図又は保有している国の今後の非核化への逆風にならぬよう、本件の解決に向けた国際社会の努力が期待される。

## 引用・参考文献

- [1] ZN Gastelum “International Legal Framework for Denuclearization and Nuclear Disarmament - Present Situation and Prospects” (SIPRI Research Report No. 10) (OXFORD UNIVERSITY PRESS 1995)
- [2] 塚本 勝也、工藤 仁子、須江 秀司「核武装と非核の選択 ―拡大抑止が与える影響を中心に―」、防衛研究所紀要第11巻第2号(2009年1月)
- [3] Nikolai Sokov “Controlling Soviet/Russian Nuclear Weapons in Time of Instability”
- [4] Vladimir Orlov, Roland Timerbaev, and Anton Khlopkov “NUCLEAR NONPROLIFERATION IN U. S. -RUSSIAN RELATIONS: CHALLENGES AND OPPORTUNITIES” (PIR Library Series 2002)
- [5] 末澤 恵美「ウクライナの核廃絶」
- [6] 小林 直美「ロシアの核不拡散政策：1991年-2016年」
- [7] グレアム・アリソン「超大国ソ連の核兵器庫に何が起きたのか？」(国際問題 No. 554(2006年9月))
- [8] 秋山 信将 「「対口非核化支援」：「抑止のための軍備管理」から「協調的脅威削減」へ」(軍備・不拡散問題講座)
- [9] 旧ソ連非核化協力技術事務局のHP掲載の「旧ソ連諸国における核遺産問題」
- [10] 平成5年版外交青書第37号 第3章外交体制 日本

# 非核化達成のための要因分析に関する研究

## (7) 核開発研究者の拡散防止に関する枠組みについて

Research on Factor Analysis for Achieving Denuclearization

(7) Framework on the non-proliferation of weapons scientists and engineers

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

日本原子力研究開発機構

\*Kazunori Suda, Takashi Kimura, Takayoshi Nakatani, Ryo Shimizu, Makiko Tazaki, Hiroshi Tamai  
Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

The disintegration of central control in the former Soviet Union (FSU) prompted concerns among western countries that weapons scientists and engineers would flee to countries to acquire know-hows of weapons of mass destruction. To reduce this threat, the International Science and Technology Center (ISTC) was established at Moscow aimed at engaging weapons scientists and engineers from the FSU in peaceful use of nuclear technologies. In order to contribute the denuclearization study, it was discussed on contributions and good practice of the ISTC including non-proliferation measures of weapons scientists and engineers, deploying research results.

### 1. 緒言

ソビエト連邦共和国(ソ連)の崩壊により、大量破壊兵器の研究・製造に関する研究者・技術者を求める国への拡散という懸念が、西側諸国により提起された。これらの脅威を削減するため、核開発研究者・技術者を平和利用目的で雇用することを目指して国際科学技術センター(ISTC)がモスクワに設立された。本稿では、非核化研究に資するため大量破壊兵器に関する研究者等の拡散防止方策、研究成果の活用等を含む ISTC の貢献や良好事例について報告する。

### 2. 旧ソ連諸国の研究者の拡散防止

#### 2-1. 国際的な枠組み

1992 年に開催された先進 7 개국(G7)首脳会議(ミュンヘン・サミット)において、旧ソ連諸国の核兵器の安全な廃棄、核不拡散及び環境問題の解決に向けた協力を行うことを決定し、ミュンヘン・サミット政治宣言において、「モスクワ(ISTC)及びキエフ(ウクライナ科学技術センター: STCU)を通じて、大量破壊兵器に関する専門知識の拡散を防止するための努力を継続する」等が記載された。これらの議論を踏まえ、1992 年 11 月に日本、米国、EU 及びロシアの 4 極は「国際科学技術センターを設立する協定」に署名し、ISTC は、1994 年 3 月に発足した(STCU は 1994 年 6 月に設立)。

#### 2-2. ISTC の組織・役割

ISTC は、本部をモスクワ(2015 年のロシアの脱退まで)とし、運営委員会、調整委員会、科学諮問委員会及びそれらを運営する事務局から構

成され、独立国家共同体(CIS)における参加国(CIS 参加国)に支部(ロシアを除く)を設置している。日本は、理事国として設立当初から関与し、運営委員会委員として外務省国際科学協力室長、科学諮問委員会の議長として JAEA 等が関与するとともに、事務局次長を日本から選出して、組織の運営に貢献している。

主な活動としては、CIS 参加国の大量破壊兵器に係る研究者等に平和(民生)利用の研究活動に参画できるよう研究資金を提供、研究者等が世界的な科学技術コミュニティに参加できる機会を提供、日本を含む参加国の大学・研究機関及び民間企業等が CIS 参加国の研究者の能力を活用できるよう研究情報の提供や研究協力プロジェクトへの参画等、が実施されている。

研究協力プロジェクトは、参加国によるレギュラー・プロジェクト(RP)と、民間企業・研究機関等によるパートナー・プロジェクト(PP)が実施<sup>[1]</sup>されている。設立当初の主要プロジェクトは、原子力・化学・生物分野であったが、2000 年代には、その対象範囲は 1)バイオ技術、公衆衛生及び農業、2)再生可能な環境にやさしいエネルギー技術、3)ナノテクノロジー、4)環境回復及び気候変動の緩和、5)先進的原子力エネルギー、核燃料サイクル及び原子力安全性、6)加速器を用いた高エネルギー物理、7)テロ対策と国際セキュリティ、8)航空宇宙、9)レーザー技術等、広範囲に亘っている。

#### ① レギュラー・プロジェクト(RP)

RP は、日本、米国、EU、カナダ、韓国、ノルウェーといった支援国政府の資金拠出により実施される。CIS 参加国の研究者は、自ら研究プロジェクトを ISTC に提案し、同科学諮問委員会に

て拠出金からの資金提供が審議され、決定される。支援国の研究所・大学等に所属する専門家は、研究協力者として RP に参加し、助言を行うほか、得られた研究成果を共有することができる。

## ② パートナー・プロジェクト(PP)

PP は、民間企業等が自社の研究・技術促進のために、CIS 参加国の研究機関に投資するための制度である。PP のメリットとしては、民間企業がロシア等の研究所と直接契約を結ぶ場合に比べ、ISTC を通じて実施すると費用が約半分で済むことである。具体的には、1)CIS 参加国の研究所に対する資金を ISTC が管理、2)民間機関から研究者へ直接契約するのに対して免税であるとともに、間接経費等が大幅に削減（30%から 5%に）、3)プロジェクトの実施に必要な物品の輸入手続きを ISTC が支援、4)プロジェクトの進捗状況を ISTC が調査し報告、5)研究所への訪問やビザ申請を ISTC が支援、6)知的財産権の保護を ISTC が支援、等である。なお、PP に関する情報は全て非公開<sup>[1]</sup>となっている。

1994 年から 2014 年までの RP 及び PP の総額は、8 億 8130 万米ドルに及び、両プロジェクトの総数は 2,807 件である。支援国及び民間による拠出金の割合は、欧州が 28%(RP)、米国が 26% (RP)、日本が 7% (RP)であり、また各支援国の民間企業から 32%(PP)が、ISTC に拠出している（図 1）。

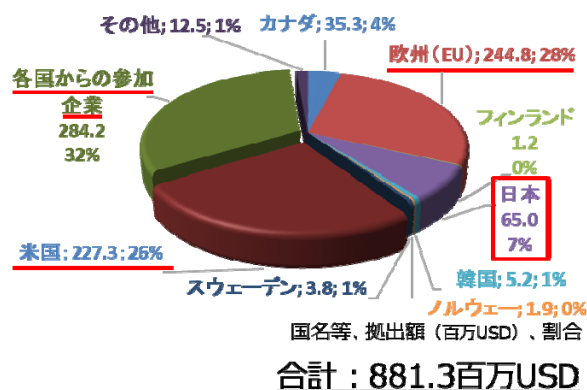


図 1 拠出金の合計額（1994 年から 2014 年）

資金が供給される側の CIS 参加国の配分については、ロシアが全体の 76%を占め、カザフスタン（9%）、アルメニア(5%)と続いている（図 2）。

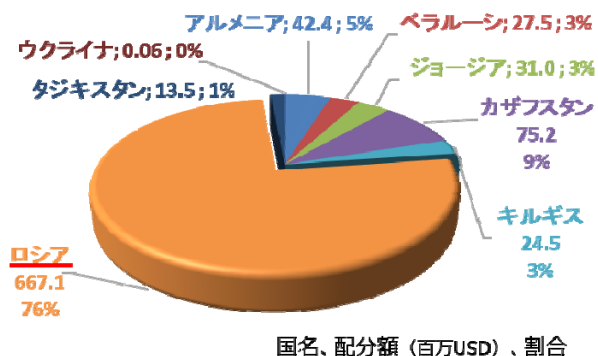


図 2 CIS 諸国への配分（1994 年から 2014 年）

## 2-3. ISTC プロジェクトの主な実施機関と日本の協力

ISTC の設立当初は、原子力関連のプロジェクトが支配的であったが、図 3 に示す通り、1994 年から 2014 年までの研究分野毎の予算額を見ると、環境分野(16%)、バイオテクノロジー(14%)、物理学(12%)、に続いて原子力(11%)となっている。

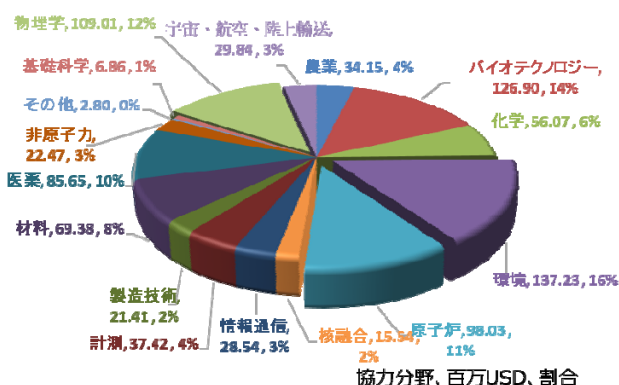


図 3 分野別予算（1994 年から 2014 年）

プロジェクト実施件数における上位の研究所としては、上から順に、全露実験物理研究所、全露技術物理研究所、応用微生物研究センター、ウイルス・生物工学研究センター、物理エネルギー研究所<sup>[2]</sup>となっている(2003 年 3 月現在)。なお、第 1 位的全露実験物理研究所とは、表 1 に示す通り、旧ソ連時代に核兵器の設計、科学的・技術的な支援及び旧ソ連最初の原子爆弾を組立てた研究所である。

日本との協力関係については、原子炉分野では、物理エネルギー研究所における「岩石型酸化物(ROX)燃料製造」、ロシア原子炉研究所における「過酷状況下での酸化物燃料ピン」、環境分野では、ボチバール全露無機材料研究所における「溶液による表面除染」、また計測分野及び宇宙・航

空等の輸送分野では、全露技術物理研究所における「地震波の監視や宇宙デブリの探査機への影響」等が実施され、日本原子力研究開発機構、産業技術総合研究所、理化学研究所、JAXA 等が、各々のプロジェクトに協力した。

主要な研究所上位 5 機関のうち 3 機関が、物理学、原子力及び環境分野を含む核開発関連の研究所であり、また 2 機関は生物関連の研究所であることを鑑みると、これらの研究者の確保が優先事項であったと考えられる。

表 1 旧ソ連時代の核関連研究機関

研究機関名	旧ソ連時代の事業の内容
全露実験物理研究所	核兵器の設計及び科学的・技術的支援、旧ソ連最初の原子爆弾の組立
全露技術物理研究所	核兵器の設計研究、核物理、高圧化での水力学、数値解析
シベリア化学コンビナート(SCC)	軍事用Pu生産炉、放射化学工場、ウラン濃縮工場
鉬山化学コンビナート(MCC)	軍事用Pu生産炉、再処理工場
クルチャフ研究所	Pu生産炉の開発、商業用・船用・潜水艦用原子炉の開発
原子炉研究所(RIAR)	原子炉工学、原子炉材料、燃料サイクルの研究
物理エネルギー研究所(IPPE)	液体金属冷却炉の研究開発、世界最初の商業規模の原子力発電所 (SMWe, RBMK)
合同原子核研究所(JINR)	原子核、素粒子物理の研究
ボチヤール全露無機材料研究所	再処理工場の設計、原子炉構造物材、制御棒、液体金属燃料の研究開発

### 3. ISTC の効果

大量破壊兵器関連研究者等の拡散防止に向けて設立された ISTC の活動のうち、特に研究者の拡散防止、研究成果の活用及び日本への貢献について、以下に述べる。

#### 3-1. 研究者への経済的支援による拡散防止

ソ連崩壊後は、エリツィン大統領と議会の対立による政治的な混乱に加えて、経済面では 900% のインフレとマイナス 12% の経済成長となり、ロシア国民にとって厳しい状況<sup>[3]</sup>が続いていた。

このような状況下において、ISTC による各研究者における日当は、職位に応じて 25 米ドル程度から 70 米ドルが支払われた。例えば 2000 年の全プロジェクトの日当の平均は 21.5 ドル<sup>[4]</sup>であり、現在の貨幣価値からするとそれほどメリットはないように思われるが、送金時の不正や所属する研究機関に中間マージンを取られることなく、直接研究者に支給されたこと、また、同一機関での雇用といった精神的負担の軽減に加え、ハイパーインフレ時に、基軸通貨である米ドル（1992 年 7 月：1 ドル=125 ルーブル、1993 年 12 月：1 ドル=1247 ルーブル、1997 年 12 月：1 ドル=5958 ルーブル）で支払われたことは、日々の生活の観点から研究者の拡散防止に大きく寄与したと考えられる。

#### 3-2. 研究成果の活用による貢献

上述した通り、ISTC は、環境分野においても積極的に対応しており、環境分野で約 130 のレギュラー・プロジェクトに、4200 万米ドルの予算配布を許可している。環境に係る主な研究分野については、「セミパラチンスク核実験場等の汚染地域の除染・回復」、「チェルノブイリ原子力発電所の事故分析」、「放射能の影響の分析」、「廃棄物処理」、「環境モニタリング」、「シベリアアクシデント評価」が実施された。

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故を踏まえ、日本は ISTC に対して、環境修復技術、放射性物質の拡散予測、日本海における放射性核種の挙動調査等に関心を示し、2012 年 2 月、日本にて ISTC/STCU 主催による、除染・環境修復技術の利用と研究開発に関するシンポジウムが開催された。ISTC は、これまでの研究成果を各国に提供するなど、単なる CIS 参加国の研究者等への財政的支援から脱却し、研究の中核拠点として変わりつつある。

### 4. 結論

ISTC の活動は、大量破壊兵器に関わる研究者への財政的な支援に加え、研究者に研究提案等のやりがいを与えた。その結果、拡散防止のみならず、現在においては、その研究成果が支援国以外にも幅広く展開され、支援国及び研究者間にて Win-Win の関係になっている。日本との関係においては、核不拡散と平和利用の観点で、ウラン 238 の代わりにジルコニウムを燃料に使用することで照射による Pu 生成の抑制を行う ROX 燃料に協力するとともに、核物質等の除染に係る協力を行い、これらの ISTC の活動の積み重ねが、1F 事故後の対応に活用されるなど、核不拡散における好循環が着実に回り始めていると言える。

このような取組みは、北朝鮮の非核化を進めるうえで、考慮すべき点であり、そのためには、研究者等の拡散防止方策として、旧ソ連諸国と北朝鮮の違いを明確にし、Win-Win の関係を築きあげることが重要であろう。

#### 引用・参考文献

- [1] 濱田、国際科学技術センターにおける日本原子力研究開発機構の活動、JAEA-Review 2013-008
- [2] ATOMICA、ISTC プロジェクト実施機関のトップ 5
- [3] 外務省平成 5 年版外交青書、第 1 章第 4 項ロシア
- [4] ISTC, Annual Report 2000, P. 7



# 非核化達成のための要因分析に関する研究(8)

## 非核化の国際的枠組と米国の役割 その1: イラク、リビア及びイランの非核化

Research on Factor Analysis for Achieving Denuclearization (8)  
International Frameworks for Denuclearization and Roles of the US  
Part 1: Denuclearization of Iraq, Libya and Iran

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

\*Makiko TAZAKI, Ryo SHIMIZU, Takashi KIMURA, Hiroshi TAMAI, Takayoshi NAKATANI, Kazunori SUDA  
<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

The main purpose of the US's involvement in the Middle East is to maintain stability in the region, which requires preventing hostile nations and forces from ruling the Middle East, especially the Persian Gulf region. Therefore, the US has been aggressively involved in not only the peaceful use of nuclear energy but also denuclearization in the region. Regarding denuclearization, the US has led international frameworks and various sanctions in order to encourage Iraq's, Libya's and Iran's decisions of denuclearization, progress of denuclearization works and compliance of their denuclearization commitments. Given the fact that such approach has achieved some success so far, by taking the similar approach, the US would continue to aggressively work on the denuclearization of hostile countries in the Middle East.

### 1. 緒言

米国が中東地域に関与する主要な目的は、同地域の安定維持であり、そのためには、米国と敵対する国家や勢力による中東地域、特にペルシャ湾岸地域の支配を阻止することが必要となる[1]。故に米国は、同地域での原子力平和利用と非核化に意欲的に取り組んできた。原子力平和利用に係り、米国は、敵対国ではないが中東の原子力新興国であるアラブ首長国連邦との原子力協力では、同国が核不拡散上、機微な活動を行わないことを法的義務として課した協定を締結すると共に、中東の他の新興国にも同様の協定締結を求め、核開発につながる可能性のある萌芽を芽のうちに遍く摘もうとしている。一方本稿で焦点を当てる非核化（核開発能力の制限を含む）について、革命以降のリビア及びイラン、そしてクウェート侵攻後のイラクの3か国と敵対した米国は、これらの国の非核化に係り、その時点での各国の状況及び国際情勢に応じて、2国間、多国間及び国際機関といった国際的枠組を臨機応変に選択し同枠組を主導すると共に、制裁の強化と解除（停止を含む）を効果的に活用し、各国に非核化の決断や交渉への参加、非核化作業の進展等を促してきた。本稿では上記のような米国の役割について述べると共に、その特徴について分析した結果を述べる。

### 2. イラク：受け入れざるを得なかった非核化

#### 2-1. 非核化の経緯と UNSCOM での米国の役割

1991年1月の湾岸戦争に敗北したサダム・フセ

イン率いるイラクは、ウラン濃縮及び大量破壊兵器(WMD)関連活動や施設等の申告、検認や検証及び監視の受入れや、施設や機器等の廃棄等の義務をイラクに課し、さらに全ての WMD 等の廃棄の完遂を国連安全保障理事会（安保理）が結論付けるまではイラクとの石油取引を禁じるとの概括的かつ厳しい条件を付した国連安保理決議第 687号(UNSCR687(1991))を受入れた。その意味でイラクの非核化は、同国が米国中心の多国籍軍に敗れたが故に受け入れざるを得なかったものである。

WMD 等の廃棄の検証等につき、UNSCR687(1991)により核以外の生物、化学兵器及びミサイルの検証等を担う国際機関として、国連大量破壊兵器廃棄特別委員会(UNSCOM)が設立された。UNSCOM は、国連加盟国が任意に財源、人員（査察官やスタッフ）、資機材等を提供し、各国諜報機関による支援も見込まれ、即ち「積極的に機密情報やスタッフその他の資源を提供する意思のある国々に大きく依存」[2]し、その中心的役割を果たしたのが米国である。一方、核関連の検認・検証を担う国際原子力機関(IAEA)には、イラクとの包括的保障措置協定に基づく原子力施設のアクセスのみならず、UNSCOM の支援と協力（具体的には諜報機関からの情報等の提供）を得て、全ての施設への立入りや人物への面会が可能な無制限のアクセスが付与された。

#### 2-2. 米国の貢献とイラク戦争勃発及び体制崩壊

UNSCOM の支援と協力を得た IAEA は、1991

年5月からイラク国内で核開発及びウラン濃縮を含む原子力関連施設等の検証を開始した。翌月には早くも米国人の主任査察官が率い「諜報機関の強力な支援を受けた」[3]IAEA 査察団が、電磁同位体分離法で使用するカルトロン分離機を発見し、また9月には上記査察団が、イラクが核開発を目指していた決定的証拠となる核開発計画を記した文書を発見した。このような成果により、イラクの核開発の解明や検証が進み、1992年末迄には、IAEA の監視下でイラクから全ての核分裂性物質の搬出と露国への搬出、核開発に使用された大規模施設の破壊等が終了した。その後、1995年のフセイン関係者の亡命に伴うイラクからの WMD 開発関連文書の提出を経て、1997年、IAEA は安保理に対しイラクの過去の核開発に係る「技術的に整合性のある全体像」[4]が見えてきた旨を報告するに至る。このように米国は UNSCOM による IAEA への支援と協力を通じ同国の検証等を主導した。

一方、UNSCOM が担当した核以外の WMD 等の査察について、UNSCOM が特別共和国防衛隊や治安及び情報組織といったイラクの「高度に政治的な施設」[5]への査察を要求したこと等からイラクがこれに反発し、UNSCOM による現場へのアクセスを拒む等、UNSCOM とイラクの間で双方の不信感が増し、査察は進まなかった。そのような状態は 2000 年に UNSCOM がより中立的な組織としての国連監視検証査察委員会 (UNMOVIC) に継承された後も続き、翌年の 9.11 同時多発テロを経て、イラクの態度に業を煮やした米国がイラクによる WMD 開発の継続（武装解除義務違反）を理由に安保理決議を経ずにイラク戦争を開始、フセイン体制は崩壊に至る。

### 3. リビア：米英との交渉と主導による非核化

#### 3-1. 非核化決断に係る3つの事実と非核化の経緯

カダフィ率いるリビアは、イスラエルに対抗するための「アラブの核爆弾」[6]の必要性を掲げ、1990年代半ば以降、カーン・ネットワークから遠心分離機及び関連部品等を調達して核開発に取り組んだ。しかし、1988年にリビアによるパンナム機爆破事件（ロッカビー事件<sup>i)</sup>）解決のために1999年から秘密裡に進められていた米英とリビアの3か国の交渉の過程で、リビアは WMD 開発

の放棄に同意し、2003年12月にその旨を自ら国営放送で発表した。

リビアに WMD 開発放棄を強く後押しした背景には3つの事実があり[7]、いずれも米国が深く関与している。1つは、上述のロッカビー事件に係る米英とリビアの交渉過程で、米国はリビアに対し、同国の WMD 問題が解決されない限り、国連制裁と共に、原油輸出への依存度が高いリビア経済に打撃を与えていた米国の対リビア制裁<sup>ii)</sup>は解除されない旨を明確に伝えていたこと、2つは、2003年3月に米国がイラク戦争を開始し、UNSCOM 等に必ずしも協力的ではなかったフセイン体制を崩壊させその悲惨な末路を見せつけたこと、3つに同年9月に、カーン・ネットワークによりもたらされた遠心分離機の資機材を積載したリビア行の BBC チャイナ号の積荷が差し押さえられ、リビアの秘密裡の核開発が白日の下に晒されたからである。なお、この差押えは同年5月に米国ブッシュ（子）大統領が提唱した「拡散に対する安全保障構想(PSI)」の一環として実施されたもので、PSI の有効性も同時に立証された。

リビアによる WMD 開発放棄の発表後、米国は、英国と共に外交担当者や核及び輸送の専門家をリビアに派遣し、リビアと保障措置協定を有する IAEA を交え、同国の非核化や検証に係る作業、手順及び役割分担を協議、非核化計画を立案し、リビアの合意後に作業を開始した。このようにリビアの非核化は、米英2か国との交渉と主導及びカダフィの意志と米英との合意に基づき実施された点で、イラクの非核化とは異なる。

#### 3-2. 米国の貢献と「リビアモデル」の所以

非核化の作業は、2004年1月から開始され、米英は、まず核兵器の設計図や遠心分離機及び関連資機材等の最も機微な資機材を国外に搬出し、次に 16kg の高濃縮ウラン(HEU)の露国への搬出を含む残りの資機材約千トンを国外に搬出した。米国は、米国内関連省庁の横断的連携の下に搬出作業を主導した。一方 IAEA は、搬出資機材の封印と共に、資機材搬出後にリビア国内に残された設備や物質等の検認を実施した。上記に係る主要な作業は同年9月にほぼ終了し、米国はこの時期までに対リビア制裁を解除し、後に「テロ支援国家」の指定も解除した。

<sup>i)</sup>1988年にリビアがロンドン発ニューヨーク行のパンナム機を爆破した事件。同機が墜落したスコットランドのロッカビー村の住民を含め270名が死亡した。

<sup>ii)</sup>米国は1979年にリビアを「テロ支援国家」に指定し、リビアに制裁を課し、また国連もロッカビー事件等に係りリビアに制裁を課し、これらによりリビア経済は疲弊していた。

このようにリビアの非核化は、①米国等の制裁解除を条件としたリビア自身による WMD 開発放棄の決断、②リビアによる協力及び米英による迅速かつ短期間での関連資機材等の国外搬出の完遂、③IAEA による検証・検認、④米国の制裁解除、といった一連の作業が数か月間で円滑に進捗したことから、非核化の理想的方法として「リビアモデル」と称されている<sup>iii</sup>。また、このような米英の迅速な行動は、主に米国が、機微な資機材を搬出するに足る組織、人材、技術、経験、知識、施設や機器、及びそれを可能にする経済力や受入能力等を有する所以でもある。

## 4. イラン：核開発能力の制限と原子力平和利用

### 4-1. 非核化の経緯と JCPOA

イラン核問題は、2002 年にイラン反体制派が、同国の秘密裡のウラン濃縮施設等の建設を暴露したことに端を発する。イスラム革命以降、同国と対立した米国（ブッシュ（子）政権第 1 期）は、この時点ではイランとは交渉しないとの方針であり、仏独英(EU3)がイランと交渉を開始、2003 年及び翌年のテヘラン及びパリで、イランはウラン濃縮活動等の停止に合意した。しかし 2005 年にイラン大統領に就任した急進保守派のアフマディネジャードによるウラン濃縮活動の再開を機に IAEA が本件を安保理に報告し、以降、安保理常任理事国である米国（ブッシュ（子）政権第 2 期）及び中露(E3)を含めた EU3+E3 の多国間体制と国際協調の下でイランとの交渉が再開した。

イランの強硬な態度が変化したのは、2013 年に穏健改革派のローハニが大統領に選出され、国際社会との対話路線と核問題の解決に積極的姿勢を示してからであり[8]、2015 年に EU3+E3 とイランは包括的共同作業計画(JCPOA)に合意し、安保理も UNSCR2231(2015)を採択、これを承認した。米国も JCPOA に異を唱えるイスラエル・ロビーを抑え、議会での JCPOA 反対法案の成立を回避し、議会での事実上の承認を得ることに尽力・成功した。

JCPOA は、イランが 1 発の核兵器を製造するのに必要な核物質を取得するのに要する時間（ブレイクアウトタイム）を 1 年以上に保つため、イランに対し、ウラン濃縮活動の制限や再処理活動の禁止、そして、世界で最も厳しい IAEA 査察の

受入れ等の多くの義務を課す一方で、イランの過去の核活動の解明及び JCPOA に基づく義務の履行を条件に、イランに対する国連制裁や、米国及び EU 等の核関連制裁の適用停止・解除を行うものである。JCPOA によりイランに課された制限の一部は、同国の JCPOA 遵守を条件に、一定年経過後に解除される（サンセット条項）が、イランが JCPOA を遵守しなければ、一定要件の下に国連制裁が再度、課される（スナップバック）。このような詳細かつ明確なロードマップは、イラクの非核化に係る概括的な UNSCR687(1991)とは全く異なり、イランの核開発能力を制限しつつ原子力平和利用の継続を図っている。

一方米国トランプ大統領は、2018 年 5 月に JCPOA から離脱して対イラン制裁を再開、これに反発したイランはその 1 年後から、JCPOA で定められた義務の履行を段階的に停止していることは周知のとおりである。

### 4-2. 非核化の推進手段としての制裁の有効性

米国の対イラン制裁は、JCPOA を含め、特にイランの非核化に重要な役割を果たしてきた。2013 年の大統領選でローハニが選出された背景には、長引く制裁によりイラン経済が疲弊し、「変化を求めた国民の声を反映したものと見られた[9]」。特に米国は、イラン核問題が発覚する以前からイランを「テロ支援国家」に指定し、イラン・リビア制裁法等に基づきイランに制裁を課していたが、核問題の発覚後は、イラン自由支援法や対イラン制裁法により制裁を付加し、また 2012 会計年度国防授權法では、イラン中央銀行等との金融取引を実施した外国金融機関に対して米国での銀行間決済を停止するとの実質的にイランの石油収入を断つ強硬な制裁を発動させた。それはリーマンショックによる世界の景気後退と需要の低下、そしてシェール革命による供給の増加及び原油価格の低下と相まってイラン経済に打撃を与え、イランを非核化交渉の席につかせることに成功した」。現トランプ大統領も制裁を重要視し、JCPOA から離脱後、イランに史上最強の制裁を課している。このように米国は、イランの非核化に係り、制裁の付加と解除を効果的に用いて同国の非核化を推進しようとしてきた。

## 5. 米国の役割：3 つの特徴

上記 2.～4.から非核化の国際的枠組と米国の役割を特徴付けると、以下の 3 つを挙げることがで

<sup>iii</sup>なお、2011 年のカダフィの殺害は、同年のリビア内戦時における反政府組織によるものであり、非核化の「リビアモデル」の一環ではない。



きよう。

1 つに、米国歴代政権（本稿非核化の対象範囲ではブッシュ（父）、クリントン、ブッシュ（子）、オバマ及びトランプ政権）はこれまで、中東地域における米国の敵対国の核開発を容赦せず、非核化を達成させるとの堅固な方針の下、それを主導してきたことである。非核化の対象国毎及びその時点での国際情勢により、非核化の国際的枠組や方法は異なるが、米国はどの政権においても一貫して上記方針と国際的枠組における主導的役割を維持してきた。

しかし米国が上記方針を貫徹するに際し、イラクの WMD 等の検証に係る UNSCOM による「高度に政治的な施設」への査察要求や、その後の米国によるイラク戦争の開始のように、米国がイラクに対する不信感や、諜報機関による情報、また軍事力等を背景に、思い切った行動をとることもあったことも否定できない。ただしイラク戦争は間接的にリビアの非核化にプラスに作用した<sup>iv</sup>。

2 つに、非核化の国際的枠組について、米国は現トランプ政権を除き、必要に応じて臨機応変に新たな国際機関の創設（イラク）、米英 2 国間の枠組（リビア）、及び多国間の枠組（イラン）と、各国の状況及び国際情勢等により、その時点で利用可能な国際的枠組を臨機応変に選択・活用してきたことである。イランの場合、ブッシュ政権第 1 期では非核化交渉に参加しなかった<sup>v</sup>が、ブッシュ（子）政権第 2 期では、露中及び EU3 と共に国際協調の下、イランとの交渉に参加し、続くオバマ政権時に JCPOA として結実させた。その点 JCPOA は、米国内では政党及び政権の相違を超えて国際協調の下に、米政権が継続的に対応した所産であるとも言える。一方現トランプ政権は、JCPOA から単独で離脱し、イランとより包括的な合意を締結しようとしているが、それが可能か、また結果としてイランの非核化に貢献するか否かは現時点ではまだ分からない。

3 つに、米国は、自身の軍事力及び経済力、そして基軸通貨のドルを基本とした世界経済への影響力を背景に、特にリビア及びイランに対して、経済制裁の付加とその解除を効果的に活用し、両国に非核化の決断、交渉への参加、合意の形成及び合意の遵守を促したということである。制裁を

課す名目は、非核化に限定されず、テロ支援や人権侵害等も含む。また特にイランに対する制裁は、同国からのあらゆる製品の禁輸、イランと商取引や金融取引を行うあらゆる企業や銀行への制裁、個人やイラン政府機関の資産凍結等、多岐に亘るものである。上述したように、特にリビアとイランは国家収入における石油輸出の占める割合が大きく、制裁により両国の経済は悪化し、リビアには米国の制裁解除を条件に非核化を決断させ、またイランには穏健改革派のローハニの大統領当選に間接的に寄与し、さらには非核化交渉の場にイランを引き出すことに成功した。この点は、現トランプ政権も同様であり、上述のとおり、イランに対して史上最強の制裁を付加し、同政権が目指す形態での非核化を実現しようとしている。

## 6. 結言

本稿では、中東のイラク、リビア及びイランの非核化の経緯を振り返り、国際的枠組と米国の主要な役割について 3 つの特徴を挙げた。総じて現トランプ政権以前の政権は、国際的枠組を臨機応変に選択して同枠組を主導すると共に、制裁の強化と解除を効果的に活用し、各国に非核化の決断や交渉への参加、非核化作業の促進を図るとの方法を採用し、結果として、3 か国の非核化に一定の成果を挙げてきた。現トランプ政権は、国際的枠組みを重要視せず単独でイランと対峙しているが、相手国に非核化を迫る手段として制裁を積極的に活用している点は以前の政権と同様である。これらを鑑みると、今後も米国は、国際的枠組の臨機応変な取捨選択や制裁の活用により、中東地域の敵対国等の非核化に意欲的に取り組むと思われる。

## 引用・参考文献

- [1]小野沢透、「第 9 章：アメリカと中東：歴史的な視点から」、「グローバル戦略課題としての中東-2030 年の見通しと対応」、平成 26 年 3 月、日本国際問題研究所、134 頁
- [2]ハンス・ブリクス、「イラク大量破壊兵器査察の真実」、伊藤真訳、DHC、2004 年 5 月 3 日、44 頁
- [3]同上、49 頁
- [4]同上、54 頁
- [5]同上、58 頁
- [6]北野充、「核拡散防止の比較政治」、ミネルヴァ書房、2016 年 7 月 20 日、177～178 頁
- [7]同上、180～187 頁
- [8]同上、252 頁
- [9]同上

<sup>iv</sup>イラク戦争は、2003 年に北朝鮮を六者会合による非核化交渉に参加させる起因ともなった。

<sup>v</sup>しかし北朝鮮の非核化に係る六者会合には参加し、またリビアの非核化では英国と協力している。

# 非核化達成のための要因分析に関する研究

## (9) 北朝鮮の非核化について

Research on Factor Analysis for Achieving Denuclearization

(9) DPRK's Denuclearization

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

日本原子力研究開発機構

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

Efforts to denuclearize North Korea have been made by neighboring countries and related countries, but they have not abandoned North Korea's nuclear development. In this report, we will analyze the North Korean denuclearization negotiations that have been carried out so far, and report on the elements necessary for the realization of North Korea's denuclearization obtained from the past history.

### 1. 緒言

北朝鮮の寧辺での核関連活動の存在が明らかになって以来、北朝鮮の非核化に向けた努力が、周辺国、関係国により行われてきたが、北朝鮮に核開発を中止させることは出来ず、2006 年に最初の核実験が実施された。その後も、繰返される核実験や弾道ミサイル発射実験に対し、経済制裁を強化する国連安保理決議により、北朝鮮の核開発を阻止し、非核化交渉の席に着かせるための圧力が強化されてきたが、核開発を断念させるに至っていない。

本報告では、これまでに行われてきた北朝鮮の非核化交渉の経緯について取りまとめ、そこから得られた北朝鮮の非核化実現に必要な要素について報告する。

### 2. 北朝鮮の核開発の概要

北朝鮮の核開発は、1980 年頃から寧辺の原子力研究センターで主に自主開発により進められたと考えられる。寧辺には 5MWe 黒鉛炉と再処理施設である放射化学研究所、ウラン転換施設、核燃料棒加工施設等があり、1994 年の米朝枠組合意で一時的に施設の運転は凍結された。しかし、2002 年にウラン濃縮疑惑により米朝枠組合意が崩れると、北朝鮮は凍結された施設の運転を再開し、黒鉛炉の使用済燃料からプルトニウムを抽出し、4 年後の 2006 年 10 月に最初の核実験を実施した[1]。

ウラン濃縮については、2011 年に核燃料棒加工施設内に新たに設置された遠心分離機を公開し、その存在を明らかにした[2]。現在、寧辺以外の場所でもウラン濃縮が行われている可能性が衛星画像等の解析から指摘されている[3]。

### 3. 過去の北朝鮮の非核化への取組

#### 3.1. 第一次核危機まで

北朝鮮の非核化にむけた取組みは、寧辺での核開発の動きを捉えて以降、周辺国、関係国により行われてきた。

非核化についての最初合意は、1991 年末に合意された、朝鮮半島での核兵器製造、保有、配備と濃縮、再処理の禁止に関する「朝鮮半島非核化宣言」であった。相互査察は実施されなかったものの、合意後、北朝鮮は国際原子力機関 (IAEA) と保障措置協定を締結、IAEA の査察を受け入れた。

しかし、査察の結果明らかとなった北朝鮮の申告との不一致により、IAEA が特別査察を要求するも北朝鮮はそれを拒否し、北朝鮮の核開発疑惑が高まった。その中で北朝鮮は 1993 年 3 月 12 日 NPT からの脱退を表明した (第一次核危機)。

#### 3.2. 米朝枠組合意から第二次核危機まで

この危機に際し、カーター前米大統領が訪朝し、北朝鮮の金日成国家主席と会談、米朝協議が開始され、北朝鮮が寧辺の核施設を凍結するかわりに、軽水炉提供を行うとした米朝枠組合意が 1994 年 10 月 21 日成立、1995 年 3 月には、日米韓 3 か国は北朝鮮における軽水炉プロジェクトの資金手当て及びその供与並びに暫定的な代替エネルギーの供与等を目的とした朝鮮半島エネルギー開発機構 (KEDO) が発足した。(米朝枠組合意)

しかし、2002 年、北朝鮮のウラン濃縮疑惑が持ち上がり、KEDO が重油供給の停止を決定すると、北朝鮮は再び IAEA 査察官を国外退去させ、2003 年 1 月 10 日には NPT からの脱退を表明した。(第二次核危機)

### 3.3. 六者会合

この事態を打開するために 2003 年 8 月、中国、日本、米国、韓国、ロシア及び北朝鮮が参加した第一回六者会合が開催され、新たな枠組みで北朝鮮の非核化についての協議が始まった。(六者会合)

第 4 回六者会合第 2 セッション(2005 年 9 月)で、初の合意となった「共同声明」が発表され、この中で、北朝鮮は「全ての核兵器及び既存の核計画」の検証可能な放棄を約束した[4]。マカオでの北朝鮮の海外資金の凍結が解決すると、第 5 回六者会合第 3 セッション(2007 年 2 月)で、核施設の活動停止・封印や米朝の国交正常化に向けた協議の開始を含む「共同声明実施のための初期段階の措置」に合意した[5]。第 6 回六者会合第 2 セッション(2007 年 9 月)では、北朝鮮が全ての既存の核施設を無能力化し、全ての核計画を完全かつ正確に申告する「共同声明実施のための第二段階の措置」に合意した[6]。

しかし、北朝鮮による核兵器も含めた完全かつ正確な申告はなされず、申告の検証問題をめぐり合意は得られずに六者会合は中断した。

### 3.4. 米朝首脳会談

六者会合の中断後は、米オバマ政権の北朝鮮に対する戦略的忍耐政策により非核化交渉は行われなかったが、2016 年以降の北朝鮮の核実験、弾道ミサイル実験に対し、国連安保理の決定で従来よりも格段に強化された経済制裁が課された。

2018 年 4 月、南北首脳会談が実施され、非核化を南北の共同目標とすることを含む「板門店宣言」[7]を発表した。

2018 年 6 月、初の米朝首脳会談が開催され、北朝鮮は非核化に同意した。しかし、2019 年 2 月の第 2 目の米朝首脳会談では、廃棄対象について合意が得られず終了し、その後の非核化についての実質的な進展は無い。

## 4. 過去の北朝鮮との非核化交渉の分析

### 4.1. 北朝鮮を交渉の席に着かせるためには

過去の非核化交渉で北朝鮮が譲歩したのは、体制に危機が訪れたときである。1994 年の枠組み合意では苦難の行軍と呼ばれた大飢饉、2003 年の六者会合の開始ではイラクのフセイン政権同様に軍事攻撃を受ける可能性への危機感、2007 年の六者会合で寧辺核施設の無能力化に合意した時には北朝鮮の海外資金の凍結がそれにあた

る。2018 年の米朝首脳会談が開催された背景には、核実験、弾道ミサイル発射実験の実施に対する経済制裁の強化によるところが大きいと考えられる。

したがって、現状では経済制裁は維持しつつ、かつ、瀬取り等の抜け道を塞ぎ、より制裁の効果を高めることが必要であると考えられる。これには、関係国が協力・連携して取り組む必要がある。

### 4.2. 非核化の方法

北朝鮮の非核化については、実際に核施設の廃棄に着手したのは六者会合であった。六者会合では、米国の提案した CVID (Complete, Verifiable and Irreversible Dismantlement: 完全で、検証可能で、不可逆的な廃棄) に対し、北朝鮮は、非核化と制裁解除、エネルギー支援等と組み合わせ、段階的な履行 (Step by Step) を提案した。

結果として、段階的な履行により北朝鮮の核施設の無能力化に合意し、無能力化に着手したものの、六者会合が中断すると北朝鮮は 5MWe 黒鉛炉と再処理施設を復旧させ<sup>8</sup>再稼働させた。この時の反省点としては、段階的な履行を受け入れるとしても、各段階で不可逆的な措置を取り、後戻りを許さない方法を取るべきであったということが上げられる。

いずれにせよ、北朝鮮の核施設は、ウラン濃縮で核兵器開発を目指した国々と異なり、原子炉や再処理等の高レベルに汚染された施設を含む広範なものであることから、短期間の非核化は困難であり、短期間で実施できる核兵器の廃棄と、長期を要する核施設の廃棄は別々の問題として扱うべきと考えられる。イランの核合意のように、非核化のロードマップ[9]を示しておくことは一つの有効な手段と考えられる。

### 4.3. 非核化の検証

非核化の検証は、米朝枠組み合意での核施設の凍結の監視検証、六者会合での無能力化の監視検証では、IAEA が依頼を受けてその役割を果たした。今後の非核化作業の検証においても、IAEA がその役目を果たすことが期待される。

一方、検証の難しさは、大量破壊兵器廃棄の検証活動がイラクの妨害により不十分であるとして米英の主導により開戦したイラク戦争では、後の検証でも大量破壊兵器は見つからず、過大な検証の要求がイラクとの関係を損なったと指摘があったイラクの前例が示している。

検証の拒否及び過大な査察要求を防止するためには、イランの核合意の紛争解決手続きでの合同委員会の様な調停方法<sup>[10]</sup>を予め取り決めておくことも一案と考えられる。

#### 4.4. 相互の信頼関係の構築

核兵器の放棄は、北朝鮮の体制保証の拠り所を放棄するわけであり、信頼関係が無ければ成立は困難であると考えられる。

これまでの、米朝枠組合意、六者会合のいずれでも、北朝鮮の瀬戸際外交としての核実験やミサイル発射、協議の一方的な中断、KEDO の進捗遅れ<sup>[11]</sup>に対し北朝鮮は非核化を実施せず、また米ブッシュ大統領の悪の枢軸発言<sup>[12]</sup>等、相互に信頼を損なってきた。それに加え、過去のリビア、イラク、ウクライナの前例は、核開発放棄後に政権が崩壊、あるいは国外勢力による侵攻を受けており、核放棄後の金体制が維持できるかについて疑問を抱かせる結果となっている。

このように相互信頼の構築が、北朝鮮の非核化の最も困難な課題であると考えられる。

#### 5. 結言

北朝鮮の金正恩朝鮮労働党委員長は、2020 年の 7 月に開催された退役軍人のための式典で「核抑止力のおかげで、国の安全と未来は永遠にしっかりと担保される」と発言<sup>[13]</sup>し、国家体制の存続を核兵器に依存する姿勢を明らかにした。

北朝鮮の核保有の目的は、第一に現在の金体制の維持にあると考えられる。北朝鮮の非核化を成功させるには、核兵器保有に代わる信頼性のある体制存続の手段を示すか、核兵器保有が体制存続のリスクとなると考えるほどの、さまざまな方法を用いて圧力をかけることであると考えられる。

しかしながら、相互の信頼関係の構築抜きには、たとえ体制保証をうたっても、北朝鮮に核放棄を期待するのは難しいと考えられる。

現状で北朝鮮を交渉の席に着かせる方策として、当面は経済的圧力を継続すると共に、瀬取り等の制裁逃れを許容しないことが重要と考えられる。

#### 引用・参考文献

[1] Fact Sheet on DPRK Nuclear Safeguards, <https://www.iaea.org/newscenter/focus/dprk/fact-sheet-on-dprk-nuclear-safeguards>

[2] Siegfried S. Hecker, "A Return Trip to North Korea's Yongbyon Nuclear Complex", NAPSNet

Special Reports, November 22, 2010

[3] GOV2020/42-GC(64)/18, Application of Safeguards in the Democratic People's Republic of Korea, September 1, 2020

[4] 外務省, 第 4 回六者会合第 2 次会合 (概要と評価), [https://www.mofa.go.jp/mofaj/area/n\\_korea/6kaigo/6kaigo4\\_2gh.html](https://www.mofa.go.jp/mofaj/area/n_korea/6kaigo/6kaigo4_2gh.html)

[5] 外務省, 第 5 回六者会合第 3 セッションの概要, [https://www.mofa.go.jp/mofaj/area/n\\_korea/6kaigo/6kaigo5\\_3g.html](https://www.mofa.go.jp/mofaj/area/n_korea/6kaigo/6kaigo5_3g.html)

[6] 外務省, 第 6 回六者会合第 2 セッション概要, [https://www.mofa.go.jp/mofaj/area/n\\_korea/6kaigo/6kaigo6\\_2g.html](https://www.mofa.go.jp/mofaj/area/n_korea/6kaigo/6kaigo6_2g.html)

[7] 日本経済新聞, 板門店宣言全文, 2018/4/27

[8] 2008 年 2 月に訪朝したヘッカー氏は、黒鉛炉の二次冷却系配管の切断、冷却塔の破壊、再処理施設の前処理工程に関連する駆動装置の撤去等の無能力化の措置が取られていたことを報告している, Report of Visit to the Democratic People's Republic of North Korea (DPRK). Pyongyang and the Nuclear Center at Yongbyon, Feb. 12 - 16, 2008.

[9] Joint Comprehensive Plan of Action, Annex V-Implementation Plan, 14 July, 2015

[10] Joint Comprehensive Plan of Action, para. 36,37, DISPUTE RESOLUTION MECHANISM, 14 July, 2015

[11] KEDO Annual Report 2005 によると、2003 年に 1 基目の軽水炉完成の計画に対し、2003 年末の進捗は 34%に留まっていた。

[12] ブッシュ大統領による 2002 年年頭教書演説で、イラク、イラン、北朝鮮を「悪の枢軸」と呼んだ。

[13] ニューズウィーク日本版, 「北朝鮮の金正恩氏、核兵器で国の安全と未来を永遠に担保」, 2020/07/28

# 核燃料サイクルの推進と核不拡散・核セキュリティの確保

## Promoting Nuclear Fuel Cycle and Ensuring Nuclear Non-proliferation/Nuclear Security

玉井 広史<sup>1</sup>, 持地 敏郎<sup>1</sup>, 千崎 雅生<sup>2</sup>, 岩本 友則<sup>3</sup>, 石黒 穰<sup>4</sup>, 北出 雄大<sup>1</sup>, 佐藤 丙午<sup>5</sup>, 末廣 利恵<sup>6</sup>,  
谷口 富裕<sup>7</sup>, 深澤 哲生<sup>8</sup>, 牧野 守邦<sup>9</sup>, 向 和歌奈<sup>10</sup>, 柳澤 務<sup>11</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構, <sup>2</sup> 日本核物質管理学会, <sup>3</sup> 日本原燃, <sup>4</sup> 読売新聞, <sup>5</sup> 拓殖大学, <sup>6</sup> 元原子力安全研究協会, <sup>7</sup> 元 IAEA 事務次長, <sup>8</sup> 元日立 GE ニュークリア・エナジー, <sup>9</sup> 日本原子力学会, <sup>10</sup> 亜細亜大学, <sup>11</sup> 原子力システム研究懇話会

Hiroshi Tamai<sup>1</sup>, Toshiro Mochiji<sup>1</sup>, Masao Senzaki<sup>2</sup>, Tomonori Iwamoto<sup>3</sup>, Yutaka Ishiguro<sup>4</sup>, Yuta Kitade<sup>1</sup>, Heigo Sato<sup>5</sup>,  
Rie Suehiro<sup>6</sup>, Tomihiro Taniguchi<sup>7</sup>, Tetsuo Fukasawa<sup>8</sup>, Morikuni Makino<sup>9</sup>, Wakana Mukai<sup>10</sup>, Tsutomu Yanagisawa<sup>11</sup>

<sup>1</sup> Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup> INMM-J, <sup>3</sup> JNFL, <sup>4</sup> Yomiuri Shimbun, <sup>5</sup> Takushoku University, <sup>6</sup> Former Nuclear Safety Research Association, <sup>7</sup> Former IAEA DDG, <sup>8</sup> Former Hitachi-GE Nuclear Energy, <sup>9</sup> Atomic Energy Society of Japan, <sup>10</sup> Asia University, <sup>11</sup> Nuclear Systems Association

For the peaceful use of nuclear energy, ensuring nuclear non-proliferation and nuclear security as well as nuclear safety is a key issue. Japan have promoted the peaceful uses of plutonium with the nuclear non-proliferation commitment based on IAEA safeguards agreement and Japan-US nuclear cooperation agreement, as well as ensuring transparency of the policy that Japan has no plutonium without purpose of use. In promoting the nuclear fuel cycle, adherence to those measures and maintaining plutonium utilization by means of plutonium use in LWR, and a fast reactor cycle to achieve large-scale and long-term energy supply and environmental improvement, therefore, further research and development is essential. Based on the knowledge and experience of research and development in the nuclear fuel cycle, nuclear material management, the effective and efficient deployment of new technologies should be promoted with scientific and demonstrative measures to strengthen the world's nuclear non-proliferation and nuclear security. Development or sophistication of new technologies, and human resource development will be future Japan's contribution to the international community.

### 1. 緒言

原子力平和利用は核兵器の不拡散に関する条約(NPT)上で保証された奪いえない権利であるが、同時に、核不拡散の遵守も重要な義務であり、国際原子力機関(IAEA)が実施する保障措置の履行等により核物質や原子力施設を平和目的のみに使用することの確保が図られている。ウラン濃縮や使用済燃料の再処理等の機微技術を含む核燃料サイクルにおいては、核不拡散への一層の厳格な取組みが必須である。

長期的なエネルギー安全保障、脱炭素社会における環境適合性、及び放射性廃棄物の低減の観点から、核燃料サイクルの推進は我が国にとって重要なエネルギー政策であり、原子力利用を開始した1950年代より一貫して、原子力安全の追及はもとより、核不拡散・核セキュリティの強化・推進と、施策の透明性を通じて国内外の信頼を得ていくことに努め、核燃料サイクルを推進してきた。

近年、我が国のプルトニウム利用の停滞及び核燃料サイクルの核不拡散・核セキュリティに関する批判が一部で増していることを踏まえ、核燃料サイクル政策の持続的発展に向け、こうした批判の妥当性を吟味し核不拡散・核セキュリティ上の観点からの課題等について検討した\*。

### 2. 原子力平和利用と核不拡散政策の歩み

我が国は原子力3原則を謳った原子力基本法のもとで一貫して原子力平和利用の果実を享受するとともに、国際的な核不拡散体制の構築及び強化に努めてきた。それはNPT等の国際条約の遵守、IAEA保障措置の実施と強化への支援・協力、日米原子力協力協定を始めとする国際約束に規定された核不拡散義務の遵守等、多岐にわたっている。また、核燃料サイクルに係る国際的な枠組みへの参画の一例として、1977年に組織された国際核燃料サイクル評価(INFCE)が挙げられる。これは、インドが1974年に「平和的核爆発」と称する核実験を実施するなど核拡散の懸念が高まった1970年代後半、国際的に核燃料サイクルの核不拡散性等を評価するため、59ヶ国と6国際機関から専門家が参加し、再処理、濃縮、プルトニウム利用等について評価検討を行ったもので、我が国はINFCEの議論を主導し多大な貢献を行った。その結果、保障措置が核不拡散と原子力の平和利用の両立のための手段として極めて有効であることを確認し、「保障措置技術の改良を進めること、国際制度の整備や核不拡散に有効な技術的代替手段の確立を図ることによって、核不拡散と原子力の平和利用は両立し得る」との結論を公

\*本稿は、有志による「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ

を考える会(NPS会)」の検討結果を要約したものである。

表した。この結論により、日欧は核燃料サイクル推進の権利を確保することができた。その後、再処理・濃縮を含むフルセットの核燃料サイクル事業を推進する唯一のNPT上の非核兵器国として、原子力平和利用に徹し、厳格な保障措置の適用と本分野の先進技術開発等により、INFCEの結論を実証しており、それは今も変わっていない。

### 3. 保障措置と核セキュリティの実績

我が国にある全ての核物質及び原子力活動に対しては厳格なIAEA保障措置が適用されており、全ての核物質が平和的活動にとどまっているとの評価（拡大結論）を、同結論が初めて導出された2004年以降、連続してIAEAより得ている。我が国が米・英・仏等15ヶ国及び欧州原子力共同体(EURATOM)の間で締結した二国間原子力協力協定において、核不拡散の確保はIAEAとの包括的保障措置協定等の適用に委ねられ、これまで軍事転用の疑念が示されたことはない。更に、我が国は「利用目的のないプルトニウム(Pu)は持たない」との原則を堅持するとともに、Pu平和利用を行う8ヶ国とともに定めた「国際Pu管理指針(INFCIRC/549(1998))」に基づき、IAEAを通じてPu保有量を毎年公表する等、透明性向上に積極的に努力してPu平和利用を進めてきた。

一方、非国家主体による核物質の盗取あるいは原子力施設への妨害・破壊活動の防止に重要な措置である核セキュリティについて、我が国は核テロ防止条約や改正核物質防護条約を締結するほか、福島第一発電所事故の経験やIAEAの新たな勧告等を的確に反映した国内規則等を強化し、積極的に取り組んでいる。原子力施設等における具体的な施策として、立入制限区域の設置や個人の信頼性確認制度の導入、サイバーセキュリティ強化、核セキュリティ文化醸成、IAEAの国際核物質防護諮問サービスの受入れ等が挙げられる。こうした核セキュリティ強化への我が国の積極的な取り組みは、IAEA等から高い評価を受けている。

以上のように、我が国の核燃料サイクルを含む原子力利用は平和目的に限定するための措置を十分確保しつつ進められており、今後もこうした努力を重ねていく必要がある。

### 4. プルトニウム利用の現状

上述のように我が国の核燃料サイクル政策は、日-IAEA保障措置協定や日米原子力協力協定に基づいて核不拡散を厳格に確保しつつ進めてきた。例えば、六ヶ所再処理工場では、同工場の設

計情報や保障措置適用方法等は、それらの協定に基づく手続き(IAEAとの施設付属書、日米間の保障措置概念)において2004年に合意された際、再処理工場の製品貯蔵容量の上限を60トンMOX粉末(30トンのPu相当)とすることが含まれている。このことは、我が国が当時保有していた43トンのPuに対し、国内保管分にはIAEA保障措置、英仏の保管分にはEURATOMによるIAEAと同様の厳格な保障措置が適用されていたこと等から、国際的な核拡散の懸念はなかったことを意味しており、それはまた、現在のPu保有量に対しても同様と考えられる。

第5次エネルギー基本計画や「我が国におけるPu利用の基本的考え方」では、利用目的のないPuを持たないとの原則を維持するとともに“Pu保有量の削減”を図ることが盛り込まれているが、上記の日-IAEA保障措置協定や日米原子力協力協定における判断に鑑みた場合、今後のPu保有量については、協定上保有が認められている範囲と核燃料サイクル政策の計画的な進捗状況等を踏まえた中長期的な視点から十分検討していくことが望ましいと考える。我が国のPu利用計画を可能な限り具体的に明示するとともに、Puの適切な需要と供給のバランスを維持していくことはより高い国際的な透明性を確保し、信頼を得ていく上で重要である。我が国が保有するPu約46トン(2019年末現在)が将来の原子力発電用燃料であり、利用目的のある貴重な国産資源であることに鑑み、このPu利用を確実に実施するには、将来的には高速炉での利用を視野に入れつつ、当面、プルサーマルでの利用を図っていくことが肝要である。実際、我が国では稼働するMOX炉の少ない2018年及び2019年にあってもそれぞれ1.5トン及び0.2トンのPuをプルサーマル利用に供することができている。

六ヶ所再処理工場は本年7月に新規規制基準への適合性審査に合格し、2022年度上期に完工予定である。同工場の稼働に続いてMOX燃料加工工場の稼働が見込まれるものの燃料の製造等に数年を要し、最初の新燃料の炉内燃焼は2020年代後半と考えられる。

一方、国内でプルサーマルを実施できる原子炉は、福島第一発電所事故以来、これまでに再稼働した原子炉9基のうち4基である(2020年4月末現在)。同事故以前の旧安全基準でプルサーマルの許可を取得し、今後、運転可能な原子炉は建設中を含めて6基あり、そのうち4基は既に新規制

基準への審査申請済みである。したがって、現在稼働している 4 基に併せ、その他の運転可能な 6 基の審査等の順次進展により、長期的には徐々に需給のバランスをとっていくことは可能と考えられる。特に、2025 年後半の工事終了を見込んでいる大間フル MOX 炉は、プルサーマルの MOX 燃料に比べて約 3 倍の Pu を装荷でき、また既存炉に比べて大出力であり、Pu 消費を大幅に拡大できるため、需給バランスの観点からも着実な稼働が期待される。また、通常のプルサーマル炉をフル MOX 炉へ転換することや通常のプルサーマル炉の増設もオプションとして考えられよう。

なお、「現在、我が国が国内外に保有している Pu 46 トンは、原爆 6000 個に相当」との報道もあるが、我が国が保有する Pu の殆どは軽水炉の使用済燃料から回収された原子炉級 Pu で、その同位体組成の特性から実用的な核兵器には全く不適であること、6000 個との数字は保有量 46 トンを Pu 有意量 8kg で単に除した科学的に無意味なものであることを付言する。

## 5. 高速炉サイクル開発への期待

高速炉サイクルでは、Pu 燃料増殖によりウラン利用効率が 60%以上となりウラン資源の有効利用を図ることができ、ウランの可採年数が約 5000 年と飛躍的に伸び、その間大量の電力供給が可能である。廃棄物の観点においても、ワンスルーによって発生する使用済燃料に比べて、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の体積を約 1/7 に低減できる。また、再処理等の技術革新によってマイナーアクチニド(MA)のリサイクル利用が可能となれば、高レベル放射性廃棄物中の放射能の有害度が天然ウラン並みに低減するまでの期間を約 300 年と、ワンスルーの約 10 万年に比べ大幅に短縮できる。

ワンスルーで使用済燃料を埋設処分した場合、未来永劫にわたり保障措置を講じなければならないことに加え、約 300 年後には使用済燃料中の発熱量及び放射能が低下し、人のアクセスや取扱いが容易になることから核セキュリティ対策が必要となる。また、Pu-239 が減衰する 2~3 万年後まで Pu の組成は核兵器級 Pu にかなり近く、地下に埋設された使用済燃料には、将来的には、核兵器の原料としての魅力が格段に増大する“Pu 鉱山問題”と呼ばれる懸念がある。

このように、限りあるウラン資源を最後まで使い切り、放射性廃棄物による環境への負荷を大幅

に低減させることが可能で、かつ核不拡散・核セキュリティの面からも有利な高速炉サイクルは、国土が限られ資源も乏しい我が国に最も適した原子力平和利用の選択肢である。

今後の高速炉の開発は、我が国の「高速炉開発の方針(2016 年 12 月)」及び「戦略ロードマップ(2018 年 12 月)」を基本に進めていくこととなっている。高速炉システムの開発には核拡散抵抗性の確保が重要であり、外在的抵抗性（保障措置及び核物質防護の適用性等の制度、法規制）と内在的抵抗性（低除染再処理・MA 含有燃料の使用等を通じた高線量化によるアクセス困難性等システム自体が有するもの）を組合せて、核物質の核兵器用魅力度を低下させ、軍事利用から遠ざける取組みが重要である。

高速炉の研究開発は長期に亘るため、以下の点を考慮することが必要となろう。体制面では、長期的・総合的視点に基づき、政府、研究開発機関・民間・大学、関係学会等、産官学が連携して具体的な計画を策定し、それを確実に実行していくことが望ましい。また、新たな燃料サイクル技術の開発と十分に連携して行うことを視野に、高速炉及び燃料サイクルの研究開発の集約、関係諸外国・国際機関との共同運営体制も有用であろう。

次に具体的な研究開発項目について、「常陽」の再稼働はもとより、常陽/もんじゅに加えて海外炉の運転経験、事故・トラブルの原因や対策、事故発生直後の取組み方の経験等を踏まえた幅のある力強い技術基盤の構築に向け、高速炉が秘めている多様性を育む取組みが必要である。併せて「もんじゅ」におけるプラント運転、保全技術等の経験を踏まえたプラント現場密着の技術育成も忘れてはならない。同時に、第 4 世代(GEN-IV)国際フォーラム等の多国間協力活動にも引き続き積極的に参加・貢献するほか、多様性の観点から小型モジュール炉や次世代炉等の研究開発の動向を十分に踏まえ、米・仏等の高速炉関連の研究開発と連携し、中長期的計画の目標を共有する努力を続けることも有用であろう。

## 6. 核不拡散強化のための技術開発

非核兵器国の中でフルセットの核燃料サイクルを有するのは我が国のみであり、長年の核燃料サイクル、核物質管理等の技術開発の知見・経験を活かしていくことが望まれる。そのため、世界の核不拡散・核セキュリティ強化の科学性、実証性をもった効果的・効率的な推進に向け、新技術



の開発や高度化、人材育成及び国際制度の改革等に積極的な役割を果たし、国際社会からの信頼を一層醸成していくことが肝要である。

IAEA 保障措置については信頼性向上及び効果・効率の改善の継続、技術革新に合わせた保障措置システムの改良、新たな概念の創出の継続、その国際的な認知が重要である。例として、大型再処理施設の先進的溶液測定監視システム、あるいは人工知能(AI)技術の活用が挙げられる。保障措置の監視用に確立されている技術・機器を核セキュリティに係る核物質検知に活用して省力化及びコスト低減を図ることも有用であろう。こうした先進技術や新たな概念は、今後、拡大が予想される世界の原子力平和利用における保障措置・核セキュリティの強化に向けた有効活用が期待される。これらのニーズに先駆けて、我が国の核燃料サイクル等の開発現場に保障措置技術の開発・提供と活用を促進するプラットフォームの役割を持たせて、IAEA 等と協力して推進していくことも考えられよう。

今世紀に入って急速に高まった核テロの懸念に対処するため、核セキュリティの強化は制度と技術の両面で進められている。特に、核物質の盗取及び原子力施設の妨害破壊行為の防止に向け、内部脅威やサイバー攻撃等への対策は重要な課題である。また、核物質非破壊測定法の小型装置化及び核鑑識技術の迅速化かつ精度向上等、関係技術の高度化も急務である。こうした課題について国際協力の下で率先して進めるとともに、AI等の最新技術の活用に取り組むことが望まれる。

原子力安全と核セキュリティは公衆・環境の防護という共通の目的があることから相補的に効果を高める期待がある一方で、相反性の認識と対策も重要な課題であり、総合的な評価・検討を要する。保障措置・核セキュリティ技術の活用と合わせ、設計段階から原子力安全・核セキュリティ・保障措置の3つのSを統合的に担保する3S by Designの技術的な確立は重要である。

核拡散抵抗性については、従来、高速炉サイクルシステムを含むGEN-IV原子炉システムの国際フォーラムやIAEAにおける革新的原子炉と燃料サイクルに係る国際プロジェクト(INPRO)で、評価手法が検討されてきた。我が国では、MAサイクルの実現に向けたMA分離変換技術、MA含有燃料開発及び小規模燃料サイクル実証研究が進められている。また、Puの軍事転用の可能性について、量のみならず、自発中性子の発生量や発

熱量等Pu同位体組成も含めた質の議論も進める必要があろう。いずれも今後の展開が期待される。

次世代原子力システムの検討では、設計段階から保障措置・核セキュリティを考慮した高度化を目指すとともに、核物質等の核兵器転用に係る魅力度の評価手法及び低減方策の検討を更に進め、核テロ誘引の低下を国際的に図っていくことが望まれる。

## 7. 人材育成

我が国の原子力開発は、これまで産官学が一体となって取組んできたが、最近の原子力の停滞に加え、豊富な知識と経験を有する専門家の退職等により、保障措置分野も専門家の不足が顕著である。原子力平和利用にとって保障措置は要であり、先進技術開発の分野を含めて産官学やIAEA等との連携・協力による着実な人材育成が不可欠である。また、核セキュリティ体制を維持・強化するための人材の育成・意識向上では、特に国際的な核セキュリティ文化醸成が重要である。現在、我が国が主体的に協力を進めているIAEAを中心とした各国の核セキュリティ支援センターのネットワークについて一層の機能拡充が望まれる。

## 8. 結語

エネルギー政策は自国の安全保障を維持・強化していく上で重要な国策の一つであるが、その中で原子力政策を推進するに当たり、3Sの確保もまた重要な施策である。本稿では、核燃料サイクルと核不拡散の両立は可能であること、国策として核燃料サイクルを進める我が国は国内外の2S(核不拡散(保障措置)、核セキュリティ)強化に対し、これまで並々なぬ努力を行い、国際社会から好評価を受けてきたことを振り返り、今後の持続的推進のための更なる取組み等について概観した。我が国は核不拡散上重要な核燃料サイクル技術の開発・施設の運転、保障措置・核セキュリティ技術の改良・開発、人材育成等に取り組んできた。非核兵器国でフルセットの核燃料サイクルを推進しているのは、現在、我が国のみであり、今後も厳格な保障措置の適用、核セキュリティ能力の向上、透明性のある情報発信等に努め、国際社会からの信頼維持のために先陣を切っていくことが求められる。こうした取組みが、世界の核不拡散・核セキュリティの維持強化に対する積極的な貢献となるとともに、更には人類世界にとって必須の健全な原子力開発につながるものと考ええる。



# 次世代核燃料サイクルの合理的な保障措置に向けた制度的・技術的方策に関する研究

## (2) New Partnership Approach による査察人日削減の効果

### Institutional and Technical Measures for Rational Nuclear Safeguards of Next Generation Nuclear Fuel Cycle

#### (2) Effect on Reduction of Person-Days of Inspection by New Partnership Approach

\*筒井 康二, 相楽 洋

東京工業大学

\*Koji Tsutsui, Hiroshi Sagara

Tokyo Institute of Technology

In order to utilize for the research on institutional and technical measures for sustainable international nuclear safeguards of next generation nuclear fuel cycle, I conducted a case study on New Partnership Approach (NPA) which is a unique international safeguards approach jointly implemented by IAEA and EURATOM since 1992. As a result of the NPA, IAEA's Person-Days of Inspection (PDI) was reduced by approximately 37%, from 1991 to 1995. This indicates that the NPA is highly effective in reducing PDI. Therefore, it is necessary to examine whether NPA or next-generation nuclear fuel cycle technology contributes to greater rationalization of PDI.

## 1. 緒言

世界における原子力利用は 2050 年には現在の 2 倍以上に拡大する可能性があると予測されている[1]。一方、核不拡散のための国際保障措置を実施する国際原子力機関 (IAEA) の資源は近年さほど伸びず、逼迫している[2]。2019 年、IAEA は 183 ヶ国に対して国際保障措置を実施したが、その全体の査察人日 (Person-days of Inspection : PDI) のうち約 20%が日本一ヶ国のみ投入され、イラン約 17%、加約 11%、印約 5%、独約 5%、韓約 4%と続く[3]。日本への PDI が多い理由としては、現在の IAEA の検証活動は対象国の保有する核物質の量や核拡散上機微な施設の有無に依存するため、原子力活動の規模が大きく大量の核物質を保有するのに加え、核拡散上機微なウラン濃縮や再処理施設を保有する日本には IAEA の検証活動量が必然的に多くなるからである。一方、イランと印を除く上位国である日、加、独、韓は長年にわたって IAEA の「すべての核物質が平和的活動にとどまっている (拡大結論 (Broader Conclusion)) 」という評価を受け続けており、核の拡散に関する懸念は相当低い状態が続いているにも関わらず PDI は引き続き世界最大級の量が投入されている。このため、国際保障措置の持続可能性を確保するためには、日、加、独、韓のような核拡散の懸念の低い国に対する保障措置の効果を将来にわたって維持しつつ PDI を減少させ、核拡散の懸念がより高い国に PDI を投入できるようにするための方策が必要である。

その方策の一つとして、IAEA は、複数国が加盟して地域核物質計量管理システム (RSAC: Regional System of Accounting for and Control of

Nuclear Material) を構成しているユーラトムとの間で独特な保障措置手法である New Partnership Approach (NPA) を 1992 年から開始した[4]。

本研究では、NPA により IAEA の PDI が 1991 年と 1995 年比でどれくらい削減されたかの事例調査を行い、その効果を明らかにすることを目的とする。

## 2. 研究手法

本研究では、NPA に関する文献調査を、参考文献[4~6]を用いて行った。

## 3. 結果

### (1) NPA 実施の背景、NPA の目的

1991 年まで、ユーラトム加盟国 (11 ヶ国) に対する IAEA の査察は、ユーラトムとの「観察とジョイント・チーム」方式で実施されていた。同方式は効果的ではあったが、不必要な重複した活動があったため効率的ではなく、施設に対する負担も少なくなかった。1991 年、11 ヶ国における合計「施設<sup>1</sup>」数は約 130、「施設外の場所 (LOF: Location Outside Facilities)」が約 130 (2019 年の日本はそれぞれ約 130、約 200) であり、PDI は約 3,000 であった。このため、IAEA とユーラトムは、両機関が最も効果的で効率よく査察を実施できることを目的として、1992 年から NPA を開始した[4]。

---

<sup>1</sup> 原子炉、臨界実験施設、転換工場、加工工場、再処理工場、同位体分離工場又は独立の貯蔵施設又は 1 実効キログラムを超える量の核物質が通常使用される場所[5]

## (2) NPA の要素

NPA の要素は以下の 5 つである[4]。

- (i) (保障措置の効果を維持しつつ効率化するための) 実務的な取り決めの最適化、(IAEA とユーラトムの両方で) 合意された保障措置手法、計画、手順、活動、機器、方法及び技術の使用。
- (ii) 査察官の物理的な存在(立ち会い)を可能な限り置き換えるための適切な機器や技術の使用や共用の増加。
- (iii) 「one-job-one-person」の原則で査察を実施して、両機関それぞれの独立の検認を導く。
- (iv) 取り扱う試料数を減少させるために共用の分析を実施する。
- (v) 研究開発や訓練の協力を行い、双方の資源を節約する。

## (3) NPA により合理化された IAEA の PDI

(2)で挙げた要素に基づき NPA を実施した結果、1991 年の約 3,000 に比べ、1995 年は合計約 1,100 (約 37%) の PDI が削減された。特に NPA5 要素の中でも、(i)、(ii)、(iii)による削減への寄与が最も高かった。これは査察手法等の最適化、自動で監視や非破壊測定ができる装置の導入等により査察活動が効率化されたことが原因と考えられる。なお、NPA による約 1,100 の削減とは別に、大規模施設の閉鎖により約 700 (約 23%) の PDI が削減された[6]。

## 4. 結論

NPA の事例調査の結果、特に査察手法等の最適化や自動監視・非破壊測定装置の導入等のため IAEA の PDI が約 37%削減され、NPA は PDI 削減効果が高いことがわかった。

今後、次世代核燃料サイクルを保有する仮想非核兵器国(単一国)に NPA を完全に適用した場合の IAEA の PDI の減少(合理化)について検討する。また、核拡散抵抗性の高い核燃料サイクルの導入により PDI の合理化可能性についても検討していく。

## 謝辞

きくりん国際政策技術研究所の菊地昌廣代表には、研究の進め方や内容について有益な助言をいただきました。心より感謝申し上げます。

## 引用・参考文献

[1] Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050 (2017 Edition), IAEA, 2017, at p. 22

[2] PIERRE GOLDSCHMIDT, “THE IAEA SAFEGUARDS SYSTEM MOVES INTO THE 21ST CENTURY”, SUPPLEMENT TO THE IAEA BULLETIN, VOL. 41, NO. 4/DECEMBER 1999, at p. 5-1

[3] The Safeguards Implementation Report for 2019, GOV/2020/9, IAEA, 29 April 2020 に記載された世界全体及び各国の PDI から試算

[4] Sven Thorstensen and Kaluba Chitumbo, “Safeguards in the European Union: The New Partnership Approach”, IAEA BULLETIN, 1/1995, at p. 26

[5] THE STRUCTURE AND CONTENT OF AGREEMENTS BETWEEN THE AGENCY AND STATES REQUIRED IN CONNECTION WITH THE TREATY ON THE NON-PROLIFERATION OF NUCLEAR WEAPONS, INFCIRC/153 (Corrected), IAEA, Reprinted in June 1972, at p. 27

[6] David Fischer, “History of the International Atomic Energy Agency”, IAEA, Vienna (1997), at p. 288

# ASSESSING THE IMPACT OF FUKUSHIMA DAIICHI NUCLEAR POWER PLANT ACCIDENT ON INDIAN NUCLEAR POLICY

Saurabh Sharma<sup>1</sup>, Masako Ikegami<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology, Japan

## ABSTRACT:

In this research, authors have reviewed India's nuclear policy after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident. Authors have focused particularly on nuclear safety [1,2], and regulatory review [1], to study the nuclear energy policy in India as a lesson learned from Fukushima disaster. In India, Atomic Energy Regulatory Board (AERB) [1, 3] and Nuclear Power Corporation of India Limited (NPCIL) [1] conducted in-depth safety reviews for Indian nuclear power plants after the Fukushima nuclear accident. Authors have discussed India's Civil Liability for Nuclear Damage Act 2010 [4], and Civil Liability for Nuclear Damage Rules 2011 [4]. On November 11, 2011, both the Act and Rules entered into force [4]. Furthermore, this paper briefly highlights the overall impact of Fukushima accident on, a) Indian energy policy based on nuclear power generation [5, 6, 7], and b) civil nuclear liability [5].

## 1. INTRODUCTION

The present research focuses on the India's nuclear policy related actions as the lessons learned from Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident--particularly safety review of Indian nuclear power plants [1], and regulatory review [1]. Secondly, authors are presenting an overview of India's Civil Liability for Nuclear Damage Act 2010 [4], and Civil Liability for Nuclear Damage Rules 2011 [4], in the case of nuclear accidents.

## 2. INDIAN NUCLEAR POWER PLANTS' SAFETY ANALYSIS AND REGULATORY REVIEW AFTER FUKUSHIMA ACCIDENT [1, 2]

The Safety of Indian nuclear power plants were re-evaluated after the Fukushima accident in 2011. In the light of Fukushima accident, in-depth safety assessment was performed and further recommendations were proposed for existing and future nuclear power plants in India towards the best

practices of nuclear safety. NPCIL [1] implemented all required safety measures with the advancement as per the actions taken by the global nuclear community [1]. Fig.1 [1] shows some features of containment of TAPS 1&2 (Boiling Water Reactors) commissioned in 1969--highlighting the passive decay heat removal and area of dry and wet wells which is ten times higher space-wise than Fukushima reactor, in the context of dealing with complete power loss [1].

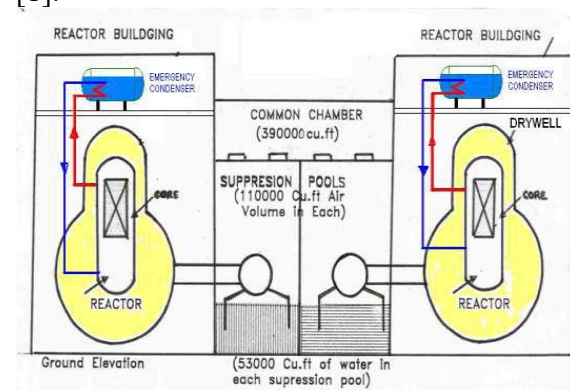


Fig. 1 Containment of TAPS-1&2 [1]  
(Source: NPCIL)

Following Indian nuclear power plants were evaluated for the safety purposes after Fukushima accident on the basis of several type of the reactors [1]:

- Boiling Water Reactors (BWRs): Tarapur Atomic Power Station (TAPS) 1&2 [1]
- Pressurized Heavy Water Reactors (PHWRs): Rajasthan Atomic Power Station (RAPS) 1&2 and Madras Atomic Power Station (MAPS) 1&2 [1]
- Indian Pressurized Heavy Water Reactors (IPHWRs): Narora Atomic Power Station (NAPS) 1&2, Kakrapar Atomic Power Station (KAPS) 1&2, Kaiga Generating Station (KGS) 1-4, Rajasthan Atomic Power Station (RAPS) 3-6 and Tarapur Atomic Power Project (TAPP) 3&4 [1]

In fig. 2 [1], indigenous Indian PHWR's illustration is described. As above mentioned, that NAPS-1&2, KAPS-1&2, KAPS-1&2, KGS 1-4, RAPS 3-6, and TAPP-3&4 are IPHWRs and not only for IPHWRs but also for all the operating nuclear power plants a comprehensive safety evaluation was performed by the NPCIL task forces [1].

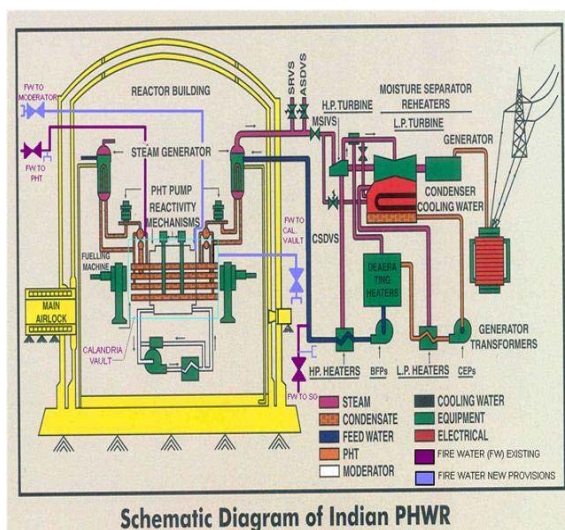


Fig. 2. Indian Pressurized Heavy Water Reactor [1] (Source: NPCIL)

Atomic Energy Regulatory Board (AERB) [3] is the main nuclear regulatory body in India. From the view-points of regulatory review in India, already it covers [1]—a) site clearance, b) review of design/safety analysis, c) oversight on construction, d) authorization for operation, e) life management/upgradation, and f) oversight of operation and review of operational incidents-- along-with further feedback from Fukushima accident in the emergency preparedness strategy [1].

### 3. INDIA'S CIVIL LIABILITY FOR NUCLEAR DAMAGE ACT 2010 [4]

The Civil Liability for Nuclear Damage Act, 2010 was passed by Indian Lok Sabha (House of the People, Lower House of Indian Parliament) on August 25, 2010 [4]. This Act comprises [4]—a) Preliminary clauses, b) Liability for nuclear damage, c) Claims Commissioner, d) Claims and awards, e) Nuclear Damage Claims Commission, f) Offences and penalties, and g) Miscellaneous [4]. In the direction of India's Civil Liability for Nuclear Damage Act 2010, it is observed that as one of the possible major consequences of Fukushima accident, an insurance pool for nuclear was established in 2015 and under this nuclear insurance pool, several negotiations are in progress at the commercial levels [5].

### 4. INDIA'S CIVIL LIABILITY FOR NUCLEAR DAMAGE RULES 2011 [4]

This section mentions about the India's Civil Liability for Nuclear Damage Rules 2011. These rules were made by the Central Government of India and notified on November 11, 2011 [4] and covers [4]—a) Preliminary, b) Insurance and financial security, c) Report of nuclear incident, d) Adjudication of claims, e) Right of recourse, and f) Miscellaneous [4].

## 5. RESULTS AND CONCLUSION

Indian nuclear power plants' regulatory review and safety assessment have been extraordinary in pre-Fukushima as well as post-Fukushima periods towards the best practices of nuclear safety and continuous upgradation in nuclear safety and regulations. As mentioned in the section 3 of this paper, it is noticed that formation of nuclear insurance pool in 2015 [5] directs India's action towards the civil nuclear liability as the lessons learned from Fukushima accident.

Following the previous studies [5, 6, 7], authors highlight that due to the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, there is no change in Indian nuclear energy policy in terms of India's ambitious nuclear power generation expansion as it was projected [5, 6, 7] with the enhanced nuclear safety standards focusing on the lessons learned from the Fukushima accident along with the implementation of best nuclear safety practices through shared knowledge globally.

## BIBLIOGRAPHY

[1] Nuclear Power Corporation of India Limited (NPCIL), "Safety Evaluation of Indian Nuclear Power Plants Post Fukushima Incident (Interim Report)", NPCIL.

[2] ANIL KAKODKAR and RAM KUMAR SINGH (2013), "Integrated safety assessment of Indian nuclear power plants for extreme events: Reducing impact on public mind", SADHANA Vol. 38, Part 5, October 2013, pp. 999–1025 (an Official Journal of the Indian Academy of Sciences).

[3] Atomic Energy Regulatory Board (AERB), <https://www.aerb.gov.in/english/>

[4] OECD-NEA (2011), NUCLEAR LAW BULLETIN No. 88, VOL. 2011/2, ISSN 0304-341X.

[5] OECD-NEA (2017), "IMPACTS OF THE FUKUSHIMA DAIICHI ACCIDENT ON NUCLEAR DEVELOPMENT POLICIES", NEA No. 7212.

[6] Tatsujiro Suzuki (2013), "Impact of Fukushima accident on Nuclear and Energy Policy", Hungary-Japan Energy Seminar, Budapest, October 14, 2013.

[7] Fukushima Ministerial Conference on Nuclear Safety, 15-17 December 2012, Statement by Dr RB Grover, Principal Advisor DAE, India.

# LSD スパイクの経時変化確認

## Evaluation of Change of LSD Spikes by Long-Term Storage

\*芝野 幸也<sup>1</sup>, 阿部 勝男<sup>1</sup>, 政 和男<sup>1</sup>, 細金 達哉<sup>1</sup>, 茅野 雅志<sup>1</sup>, 角 美香<sup>1</sup>,  
藤原 英城<sup>2</sup>, 山口 和哉<sup>2</sup>, 本木 知佳<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構, <sup>2</sup> 日本原燃株式会社

\*Koya Shibano<sup>1</sup>, Katsuo Abe<sup>1</sup>, Kazuo Tsukasa<sup>1</sup>, Tatsuya Hosogane<sup>1</sup>, Masashi Kayano<sup>1</sup>, Mika Sumi<sup>1</sup>  
Hideki Fujiwara<sup>2</sup>, Kazuya Yamaguchi<sup>2</sup>, Chika Motoki<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Japan Nuclear Fuel Limited

Large-sized dried spikes, called LSD spikes, are used as reference materials for material accountancy analysis for plutonium and uranium by Isotope Dilution Mass Spectrometry. LSD spikes preparation is performed each steps as followed ①Preparing plutonium and uranium mix solution, ②Aliquoting mix solution to vials, and ③Drying. LSD spikes would flake off from bottom of vial by storing them for a long time and this flaking may affect analytical results. In this study, LSD spikes had been stored for about 2 years and the long-term stability of LSD spikes was evaluated.

### 1. 序論

Large-sized dried (LSD)スパイクは、同位体希釈質量分析法(Isotope Dilution Mass Spectrometry, IDMS)によるウラン(U)、プルトニウム(Pu)の計量分析に使用する標準試料である。

LSD スパイクはバイアル瓶の底に固着した状態となるように調製される。この LSD スパイクを用いた IDMS の試料調製では、未知試料の溶液を LSD スパイクの入ったバイアル瓶に添加して LSD スパイクと未知試料の溶液を混合する。

しかし、LSD スパイクは、時間の経過とともに劣化し、底から剥離して底以外に付着する可能性があり、これにより LSD スパイクの全量を未知試料に混合することができず、分析結果へ影響が生じることが危惧される。

本研究では、日本原燃株から委託を受け調製した LSD スパイクを使用し、経時変化を評価した。評価の結果、調製後 2 年間静置状態で保管した LSD スパイクは、調製時の状態が維持され、計量分析に影響を生じさせることなく使用できるという評価を得たので、ここに報告する。

### 2. LSD スパイクの経時変化確認

#### 2.1 試験目的

LSD スパイクについて、時間経過に伴う剥離等の変化が分析に与える影響を評価することを本試験の目的とした。

#### 2.2 試験内容

LSD スパイクの時間経過に伴う剥離の原因は、①LSD スパイクの調製条件、②LSD スパイクのバイアル瓶の開封により加わる衝撃および③落下や振動による衝撃が考えられる。このうち②に

ついては使用時に慎重に開封することで防ぐことができ、③については安定に保管できる場所を確保することにより防ぐことができる。そのため今回は、①LSD スパイクの調製条件を変えて経時変化に影響を与えるか試験した。なお、本試験では、②及び③で挙げた衝撃による影響が出ないように、分析に使用するときだけ LSD スパイクを開封し、それ以外は静置状態で長期間保管した。

#### 2.3 試験方法

LSD スパイクの調製手順を図 1 に示す。LSD スパイクは、標準物質から調製した U 母液と Pu 母液を適切な U/Pu 比となるよう混合し、バイアル瓶に分取し、乾固させた後にゴム栓とアルミキャップを装着して完成する。LSD スパイクの調製条件の中で、乾固温度が LSD スパイクの時間経過に伴う剥離等の変化に影響を与えると考え、本試験では乾固温度をパラメータとした。

##### (1) 試料調製

本試験では、試験に使用する LSD スパイク(試験用 LSD スパイク)を効率よく調製する目的で、調製済みの LSD スパイクを溶解し、再乾固して調製した。試験用 LSD スパイクの調製手順を図 2 に示す。試験用 LSD スパイクの乾固温度は CSSR(現 Nuclear Research Institute)の報告[1]を参考に、LSD スパイクの乾固状態が、①硝酸ウラニル 2 水和物と 3 水和物を含む混合物となる 95 °C、②硝酸ウラニル 2 水和物になる 135 °C、及び③調製時の突沸を考慮し上限値と考えた 145 °C とした。なお、分析によって試験用 LSD スパイクを消費するため、複数本の試験用 LSD スパイクを同一条件で調製した。

## (2) 保管方法

試験用 LSD スパイクは、剥離の原因となりうる衝撃による影響が出ないように、装着したゴム栓及びアルミキャップは取り外さず、バイアル瓶の径に適合した仕切りを持つプラスチック容器に直立させた状態で収納し、この容器をグローブボックス (GB) 内に静置して保管した。保管した GB 内の環境変動は以下の通り。

温度環境：平均 24.0 °C

Max.= 29.6 °C, Min.= 12.6 °C

湿度環境：平均 58.7 %

Max.= 99.0 %, Min.= 14.0 %

本データは、試験期間中 (2018/4/19 から 2019/4/26)、5 分～30 分おきに温湿度計 (RTR-500DC：株式会社ティアンドデイ製)を用いて記録した結果である。

## (3) 評価項目及びその方法

本試験の評価は、試験用 LSD スパイクの外観検査と分析により評価した。外観検査は目視による明らかな変化を確認する目的で実施し、分析は外観検査では確認できない、分析結果に影響を及ぼす微細な剥離を確認する目的で実施した。

外観検査では、G. Bagliano 等の知見[2]を参考に、乾固条件による違いが生じるか、1 ヶ月毎に目視による観察を実施するとともに、併せてバイアル瓶底部の写真を撮影した。外観検査は、バイアル瓶を開封せずに実施し、取扱いにあたっては、ピンセットでバイアル瓶の首部を掴み、試験用 LSD スパイクの落下等に注意しつつ、傾けて確認した。

分析では、試験用 LSD スパイクの U 及び Pu 濃度を測定し、時間経過に伴う分析結果の変化の有無を確認した。なお、対象物を全て分析した場合、多くの廃液が発生する等の問題が生じることから、効率的に結果を得るため、通常の乾固温度である 135 °C で乾固した試験用 LSD スパイクは、剥離の有無にかかわらず 6 ヶ月毎の分析を実施することとし、95 °C 及び 145 °C で乾固した試験用 LSD スパイクは、外観検査で剥離が確認された場合のみ分析することとした。分析に用いる試験用 LSD スパイクは、開封時に衝撃が加わらないよう慎重に取扱うとともに、取り外したゴム栓の表面に剥離した LSD スパイクが付着していないことを目視により確認したうえで、分析した。

## 2.4 試験結果

### (1) 外観検査

外観検査時に試験用 LSD スパイクのバイアル瓶底部を外側から撮影した写真を図 3 に示す。外観検査の結果、乾固直後の試験用 LSD スパイクは、黄色透明だったが、約 10 日間かけ段階的に黄色混濁へ変化することを確認した。その後、1 ヶ月毎に観察を継続した結果、試験用 LSD スパイクの僅かな色彩の変化を確認した。しかし、乾固温度の違いによる特異的な差は確認されなかった。

また、試験期間中、全ての試験用 LSD スパイクに、剥離等の状態変化は確認されなかった。

### (2) 分析

135 °C で乾固した試験用 LSD スパイクについて、調製から 2 年経過後まで、6 ヶ月毎に U, Pu 濃度を分析した結果を図 4 に示す。横軸は保管期間(年)を示し、0 は乾固直後を表す。また、ISO-GUM[3]に基づき算出した不確かさ(k=2)をエラーバーとした。U, Pu の分析値の結果について、全ての分析値は不確かさの範囲で一致した。また調製から 2 年経過後までの分析結果の変動係数(C.V. %)は U で 0.022 %、Pu で 0.047 %であった。なお、95 °C、145 °C で乾固した試験用 LSD スパイクは外観検査の結果、剥離が確認されなかったため分析しなかった。

## 2.5 評価

外観検査の結果、2 年間の保管期間において、LSD スパイクの乾固温度の違いにより、有意な剥離が発生することが無いことを確認した。なお、LSD スパイクの色彩変化を確認したことから、LSD スパイクを形成する硝酸ウラニル系水和物または硝酸プルトニウム系水和物の風解や、乾固後に残った水分の乾燥等が生じたことが推察できる。

分析結果については、分析値が不確かさの範囲で良好に一致したことから、本試験において、分析結果に影響を及ぼすような、目視では確認できない微細な剥離が生じていないことを確認した。また、GB 環境下において LSD スパイクを使用した IDMS での International Target Value (ITV)[4]は U, Pu 共に 0.18 %であり、分析結果の C.V. %は十分に小さい値であった。



### 3. 結論

LSD スパイクを調製後から約 2 年間にわたり LSD スパイクの時間変化に伴う分析結果への影響について評価した。試験の結果、乾固温度の違いによる外観上の差は確認されず、更には分析値への影響がないことを確認した。以上の結果から、LSD スパイクは、乾固温度に関係なく調製後 2 年以内であれば計量分析に影響を与えることなく使用できると判断した。なお、本試験では、当初想定した LSD スパイクの剥離を確認できなかったため、引き続き外観検査及び分析を実施していくこととしている。

#### 引用・参考文献

- [1] J. Krtil, V. Kubik & K. Haas, Preparation and Consistence Stability Test of Dry U/Pu Samples, Nuclear Research Institute 205 68 Rez, CSSR
- [2] G. Bagliano, G. Jammet & G. Falta, 4 Pu mg sized aged PNH and MOX samples: Stability and dissolution procedures for a quantitative Pu recovery, IAEA/AL/071, 1993
- [3] ISO/IEC Guide 98-3, Uncertainty of measurement — Part 3: Guide to the expression of uncertainty in measurement (GUM: 1995)
- [4] IAEA, et.al., “International Target Values 2010 for Measurement Uncertainties in Safeguarding Nuclear Materials” , IAEA-STR-368, Nov. 2010



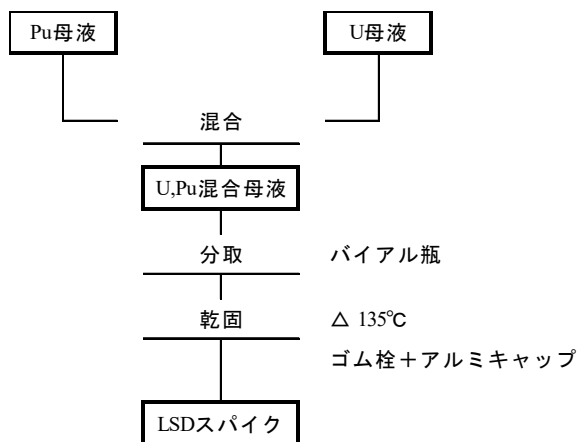


図 1 LSD スパイクの調製手順

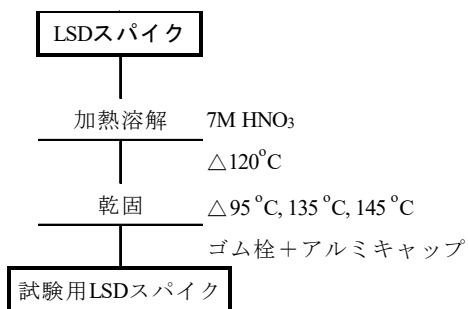


図 2 試験用 LSD スパイクの調製手順

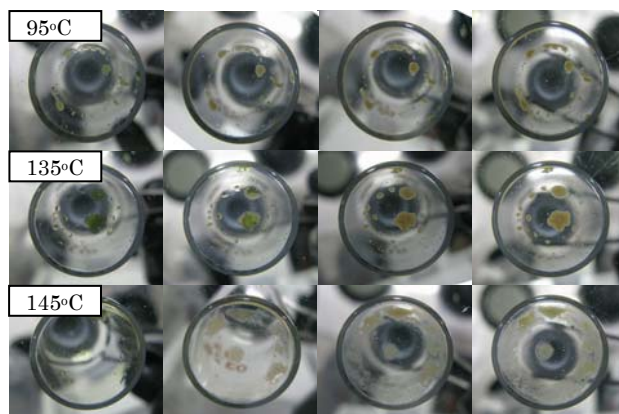


図 3 乾固直後-450 日経過後までの LSD スパイク  
(左から)乾固直後、10 日、180 日、450 日

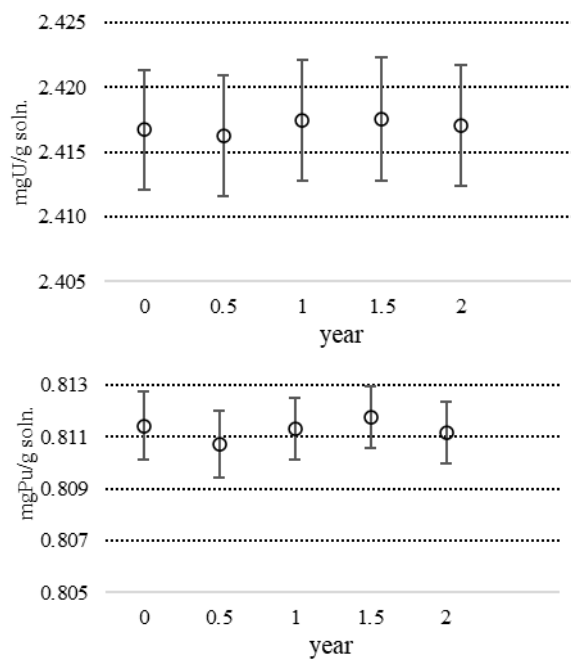


図 4 経時的な LSD スパイクの分析結果  
(上図 U、下図 Pu)

# 直接処分システムに対する地震波モニタリング情報の適用可能性評価

## Applicability assessment of external monitoring information for direct disposal system

\*芝 知宙, 富川 裕文, 山口 知輝  
日本原子力研究開発機構

\*Tomooki Shiba, Hirofumi Tomikawa, Tomoki Yamaguchi  
Japan Atomic Energy Agency

Nuclear security and safeguards (NS&S) need to be considered at the early stage in the design of the direct disposal facility. In this paper, the applicability of seismic wave monitoring information to NS&S is examined in order to detect secretly excavating tunnels and access to disposed fuel.

### 1. 緒言

わが国では資源の有効利用を目的として、使用済み燃料全量を再処理し、発生する高レベル放射性廃液をガラス固化体として最終処分することを基本方針として研究開発を実施してきている。一方で、原子力利用における柔軟性を確保しつつ今後のバックエンド対策を着実に進めていくために、これまでに蓄積されてきたガラス固化体の処分にに関する技術的知見および諸外国における直接処分にに関する技術的知見ならびに他の考えられる代替処分オプションに関する調査・検討事例を利用し、わが国における使用済み燃料の直接処分についての技術的な検討および他の代替処分オプションの技術的な検討が進められている。原子力機構では、使用済み燃料の直接処分についての技術的課題などの把握および使用済み燃料の直接処分を実現するために必要な技術開発を実施しており、検討項目の中には保障措置・核セキュリティも含まれている。

使用済み燃料の直接処分施設の保障措置・核セキュリティ対策に用いられる技術の中には、悪意を持った国家またはテロリストが、秘密裡にトンネルを掘削し、埋設した燃料にアクセスすることの検知を目的とするものも含まれる。そういった対策は、長期間、広範囲にわたって機能を維持していく必要があることが大きな特徴である。地震波データを用いた外部モニタリング技術は、その有力な候補技術であり、フィンランドでは、地震波データの活用に関しフィールド試験をすでに実施しており、IAEA も活用する方向で検討されている。保障措置・核セキュリティに關しての技術的な情報は機微情報であり、諸外国等からのそれらに関する情報の入手はかなり限定される可能性が大きいこと、また、保障措置・核セキュリティの対策は各国で内政に応じて実施されるのが基本であること、などから、諸外国の進展を確認

し取り込んでいくことと並行して、岩盤の特徴等を含めた日本特有の要素を考慮した検討を行い、複数のオプションを検討・準備しておくことも重要である。また、地震波モニタリングは、自然地震、車両等の振動、処分場内機器の振動などのノイズとの区別が極めて重要である。本研究では、地震波データの分析の保障措置・核セキュリティへの適用可能性および観測点配置を検討した。

### 2. 地震波モニタリング情報の適用可能性評価

違法行為を行うための秘密の地下トンネル、または埋設場所までの立坑の掘削を検知する常時振動観測を行う際の問題点は、地震活動や商業活動により日常的に振動（ノイズ）が発生しているため、上記のような振動が発生したとしても検知できない可能性があることである。このため、①地震活動等の自然に発生するノイズ振動波、②車両等交通手段の運行によるノイズ振動波、③地下トンネル（水平方向）の掘削時に発生する振動波、④地表から地下（垂直方向）への立坑掘削時に発生する振動波の比較を行い、それぞれが重複したとしても③と④の振動波を区分して観測可能かを評価した。

#### 2-1. 観測エリアのノイズ環境

人工的なノイズ（電車や車両ノイズ）の振動特性を評価するため、普段静かな場所に地震計を設置し、振動波を測定し、周波数特性や振動レベルについて解析を行った。

人工的なノイズはどれも 70Hz 程を上限にした低周波数振動で、振源の近くでは数ミリから数十ミリ  $\text{cm/sec}$  の速度の単位）程の振動レベルであった。但し、振源から数百メートルも離ればその影響はなくなることが分かった。

電車通過時のノイズ振動波（電車通過ノイズデータ）を観測した結果、振動レベルはピーク値で

およそ 2 ミリ kine、RMS 値（二乗平均平方根値）でおよそ 250 マイクロ kine であった。また、線路からの距離およそ 210 m 遠方の観測点では電車ノイズが識別できないレベルに減衰することが確認できた。

## 2-2. 掘削振動波形の判別と抽出

ここでは、観測点においてノイズと掘削振動が重畳した場合も、それぞれの周波数成分の違いに着目した信号処理を適用することで、掘削振動を識別できるかどうか検討した。

岩盤発破や機械式掘削機による坑道掘削で発生する振動を実際に取得することはできないため、機構や起振力が機械式掘削機に近い、陸上反射法地震探査に用いられるインパクト振源の振源波形（インパクトデータ）を取得して、坑道掘削時の振源波形として代用した。インパクトデータを電車通過ノイズデータと合成することでノイズに重畳する掘削振動波形をシミュレーションし、インパクト振動を分離抽出することを試みた。

抽出したインパクト振動波形はインパルス状の特性を保持しており、ノイズデータの中にあっても、インパクトの初動時刻を精度よく読み取ることが可能である。よって、インパクトデータを用いて、振源解析（震源位置の特定や振動の到来方向の検出）を実施することが可能であると考えられる。

## 2-3. 観測エリアの地下構造や地質状況の把握、および振源振動の伝播特性の推定

後述の「3. 震源解析に資する観測点配置の検討」での観測点の配置やその間隔の検討に資するため、観測エリア内で発生する振動の伝播特性を検討した。地下数百メートルの中浅層の岩盤中を伝播する弾性波平面波の振幅低下率と伝播距離の関係を図 1（低周波数振動）および図 2（高周波数振動）と仮定した。

この減衰特性を求めるために用いた岩盤の基礎的な特性は以下とした。

- 減衰特性（Q 値）：50  
中浅層のあまり深くない深度にある岩盤を対象として比較的大きな減衰が生じると仮定
- 弾性波 P 波速度：2.2km/sec  
JAEA 幌延深地層研究センターの地下施

設が建設されている稚内層の実測値を参考に設定 [1]

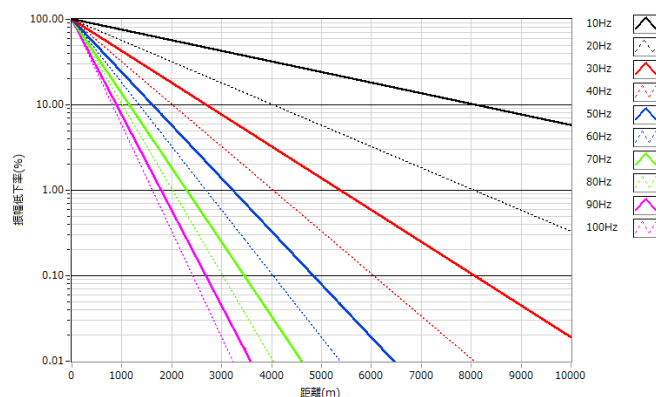


図 1 弾性波（P 波）の減衰特性の推定（低周波数振動）

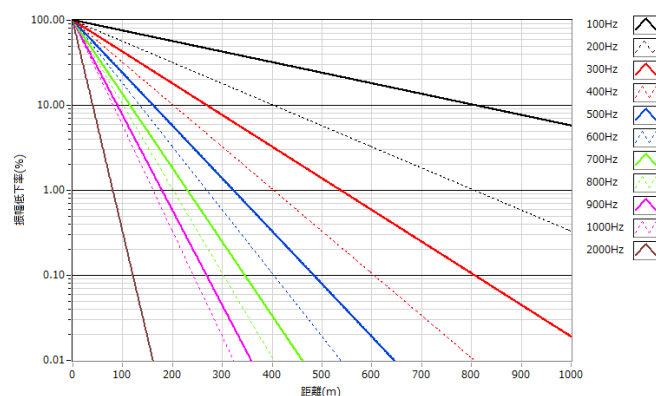


図 2 弾性波（P 波）の減衰特性の推定（高周波数振動）

まず、振源から離れた位置に配置された地表振動計の振動検出限界について考える。地下の坑道掘削工事の際に遠方に設置される地表振動計で記録される振動レベルは最大で 2gal 程度であると考えられる。この値と図 1 に示す減衰特性、および静かな環境におけるノイズレベルの目安を、前項「2-1. 観測エリアのノイズ環境」での実測値を参考に 10 マイクロ kine と設定し、坑道掘削振動の特に低周波数成分の振動検出限界を予測した。振源から遠方に設置された地表振動計が観測対象とするイベント振動の周波数成分の上限を 100 Hz とすると、振源位置から 2,000m 強離れた場所でも掘削振動を検知することができることになる。振動周波数が 100Hz より低ければ、さらに遠方まで振動は伝播することになる。例を挙げ

ると、60Hz では 4,000 m 弱となる。

次に、振源の比較的近くに配置された地下振動計の振動検出限界について考える。地下の坑道掘削工事の際に近傍に設置された地下振動計で記録される振動レベルは最大で 5gal 程度であると考えられる。この値と図 2 に示す減衰特性、および地下の静かな環境におけるノイズレベルを 20 ミリ gal（高性能加速度計の自己ノイズを参考に設定）として、坑道掘削振動の特に高周波数成分の振動検出限界を予測した。振源の近傍に設置された地下振動計が観測対象とするイベント振動の周波数成分の上限を 1,000Hz とすると、振源位置からおよそ 300 m 離れた場所でも掘削振動を検知することができることになる。振動周波数が 1,000 Hz より低ければ、さらに遠方まで振動は伝播することになる。例を挙げると、600 Hz の場合 400 m 程度まで伝播することになる。

### 3. 震源解析に資する観測点配置の検討

本項では、観測エリアを図 3 に示す 5 km×5 km×500 m の黄色線で囲んだ直方体と仮定して、どのような地表観測点（概査システム）と地下観測点（精査システム）を設定すれば、効率的に掘削を検知できるかを検討する。

地表観測点については、受振点間隔の目安は 3 km～4 km で観測エリアの四隅に 4 観測点を配置するものとした。これらの観測点システムは、数 Hz から 100Hz までの周波数帯域を高感度に受振する必要がある。また、観測点は、バックグラウンドノイズが小さい場所を選点し、表層で高周波数振動が大きく減衰することが予測される場合は表層を掘り抜いて受振器を堅牢に設置するなどの工夫が必要である。観測点間距離は「2-3. 観測エリアの地下構造や地質状況の把握、および振源振動の伝播特性の推定」の低周波数成分の振動検出限界の検討結果を基に設定した。地下観測点については、観測点間隔の目安は 200 m～400 m で地下施設を取り囲むように 4 つの受振器を配置する。これらの観測点については、地表から任意の深度まで観測坑井を掘削して受振器を設置する方法や地下施設や坑道などの既存の地下空洞を利用して、側壁や底盤に観測孔を掘削して受振器をセメント埋設するなどの方法が考えられる。観測点数は観測対象である地下施設の大きさにより適宜設定する。受振器には数 Hz から 1 kHz かそれ以上の周波数の広帯域振動を高感度で受振できる受振器で、なおかつ自己ノイズの小さな

ものを使用する。受振点間距離は「2-3. 観測エリアの地下構造や地質状況の把握、および振源振動の伝播特性の推定」の高周波数成分の振動検出限界の検討結果を基に設定した。なお、4 点という観測点数は、振源位置決定が可能な最低減の数である。観測点数がこれより増える毎に、一般に振源位置決定精度が向上する。各観測点では、受振器からの信号を必要に応じて増幅した後に適切なパラメータを用いて AD 変換し、データを連続的に記録する。観測データをリアルタイムに処理・解析する必要がある場合、例えば 1 カ月に一回の頻度で蓄積したデータを回収し、まとめて解析・整理を行うなどの運用法が考えられる。一方、リアルタイム性が求められる場合は、監視センターと各観測点を結ぶ高速通信網を整備し、データを監視センターのサーバーまでリアルタイムで送信する必要がある。一旦データが集積されれば、イベント信号を選別して抽出し、P 波や S 波の初動時刻の同定を行い、震源解析を行う一連の処理内容は、基本的にオンラインでもオフラインでも同じであるが、オンラインの場合は処理フローを自動化する必要がある。なお、本常時振動観測システムは、坑道掘削振動のみならず自然地震や観測エリア内の岩盤で発生する岩盤の緩みや亀裂、崩落などに伴い発生する AE（Acoustic Emission：岩盤破壊に伴い発生する微小振動）なども観測することができるため、地下施設の維持管理に資する有用な情報も与えるものであると考えられる。

### 4. 結論

外部モニタリング情報の処分施設の保障措置・核セキュリティ対策としての適用可能性評価を行った。まず、電車や車両ノイズといった人工的なノイズの振動特性を分析した。また、インパクトデータを用いて、震源位置の特定や振動の到来方向の検出ができる可能性を得た。また、振源振動の伝播特性の推定を行い、低周波数成分の振動は数千 m 程度伝播すると推定された。最後にこれらの結果を用いて、震源解析に資する観測点の配置を具体化した。

### 謝辞

本研究は、原子力機構が経済産業省資源エネルギー庁から受託した「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（直接処分等代替処分技術高度化開発）（平成 31 年度）」における成果の一部である。



#### 参考文献

[1] 小川豊和, 松井裕哉(2004): 拘束圧下における幌延堆積岩の弾性波速度特性, 土木学会第 59 回年次学術講演会

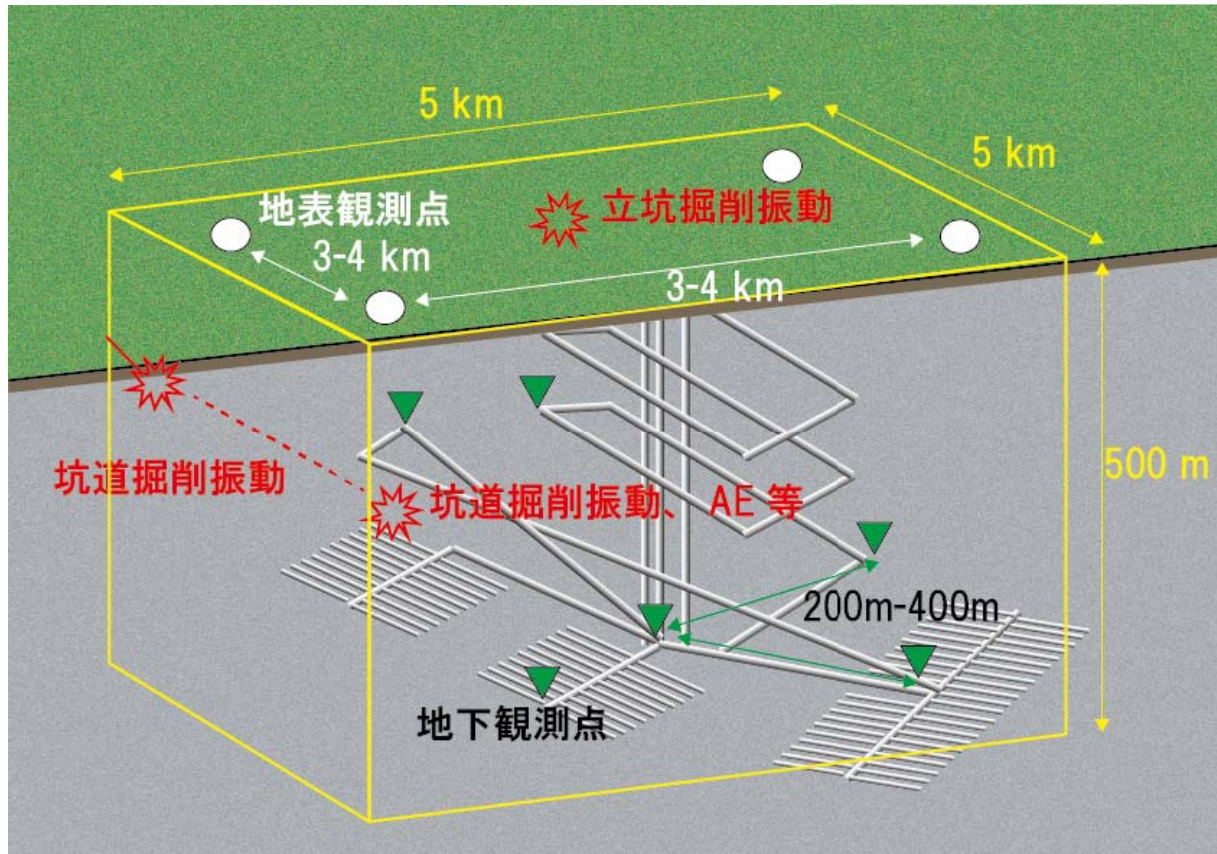


図 3 イベント振動と観測点配置の概要図

# 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 —新たなデバイス概念の基本評価と核不拡散性の検討—

Development of a passive reactor shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors

- Innovative device-concept and non-proliferation features-

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

<sup>1</sup>東京工業大学, <sup>2</sup>九州大学

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

Feasibility of a concept of innovative passive-reactor-shutdown device was studied, targeting to strengthen safety-"diversity" and -"robustness" of measures to prevent core damage accidents in sodium-cooled fast reactors. The device utilizes metal-fuel-alloys to meet required passive capability. We have investigated target measures to achieve inherent safety capability under unscrammed events postulated in large-scale mixed oxide-fuel fast reactors. A 750MWe class fast reactor core and this device assembly were designed, and reactivity characteristics and power distribution were evaluated. As a result of evaluating the transient behavior in the unscrammed events (ULOF, UTOP), it was revealed that both of ULOF and UTOP mitigation can be achieved by device loading in core region. A feasibility map was created based on a survey of negative reactivity inserted and insertion-delay time, and future device design targets were clarified. The results strongly suggest that it is effective to introduce new nuclear fuel materials different from the driver fuel into the reactor for further enhancing reactor safety. We will further study the adaptability and structure of this device concept. We also focus on the evaluation of basic characteristics related to safety and non-proliferation features to be required for in handling of new nuclear fuel materials.

## 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。

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の工学的成立性ならびに実現性について検討している<sup>(1),(2)</sup>。受動的炉停止能力を高めるために、金属燃料物質を利用する炉停止デバイス概念である。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検討した。また、新たな高 Pu 含有デバイスの核不拡散性について検討した。

## 2. デバイス概念と酸化物燃料大型高速炉への適用性検討

### 2-1. デバイス概念

本研究で提案する集合体型デバイスは、図1に示す様に、デバイス燃料ピン中に定常運転時で固体、設計基準を超える事故時温度条件で液相化する燃料物質を封入したものである。事故時には、デバイス燃料ピンの下部のプレナム領域等に液

相化した燃料が落下し、短時間で大きな負の反応度を挿入することができる。一部の通常燃料集合体をこのデバイス集合体と置き換えることで、ULOF/UTOP 発生によって通常燃料が損傷する前に原子炉を未臨界状態へ導き、事象を終息させる。

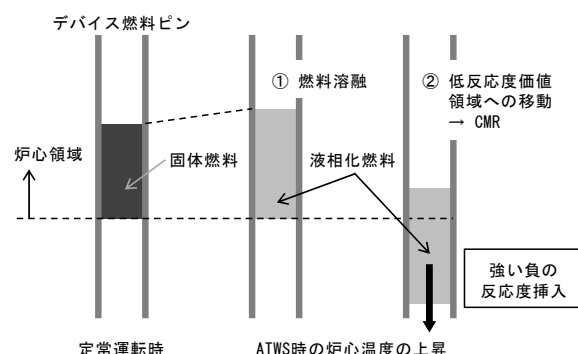


図1 集合体型受動的炉停止デバイスの概念

この動作原理を実現するために、図2に示す様に、所定の温度で熔融し、重力による燃料移動を実現できる中空燃料ペレットを用いたデバイス構造を考える。本検討では、このデバイスの基本構造と事故時の動作温度等に適合する燃料として U-Pu- 10a%Fe 合金を候補として検討した。

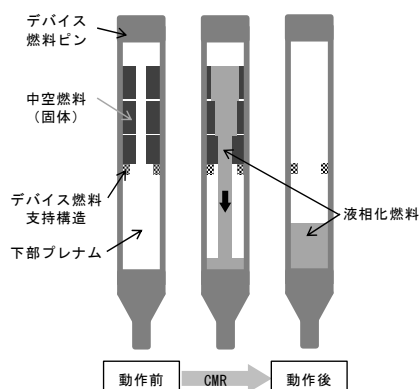


図2 デバイス燃料ピンの構造例

## 2-2. 想定した酸化物大型高速炉の炉心特性

750MWe 級ナトリウム冷却炉において高燃焼度を目指す混合酸化物燃料高速炉を設定した。その特徴は；1) 750MWe 級、冷却材炉心入口温度 395℃、出口平均温度 550℃、2) 炉心サイズコンパクト化を目指す線出力設定、3) 炉心高さ 100cm、集合体ピッチ 20.6cm、4) 内部ダクト有、5) 高燃焼度炉心 炉心取出平均燃焼度 約 150MWd/Kg、6) 長期運転サイクル長さ 832 日/サイクル、4 バッチ分散燃料交換、7) 炉心部ナトリウムボイド反応度約+8\$, 等である。この高速炉設定では、JAEA- Research-2006-042 中型 MOX 燃料高内部転換型炉心仕様値を参考に、平衡炉心の取替燃料の Pu (TRU) 富化度設定と平衡炉心末期の平均組成を計算した。核特性計算には高速炉用 70 群断面積セット (JFS-3-J4U1)、実効断面積計算コード (SLAROM)、2・3 次元拡散コード (DIF3D) を利用し、出力分布、各種反応度係数を求めた。

## 2-3. 受動的炉停止デバイスの特性

図3に示すように16体を分散配置した。デバイス集合体内のデバイス用燃料ピンは、炉心高さの下半分 50cm の領域に配置する。定格運転時は固体（照射スウェリング考慮）であり、ULOF/UTOP 発生時に温度上昇により熔融・落下する。この落下による反応度変化を、U-Pu の比率をパラメータとして計算した結果を表1に示す。

燃料物質の落下による最大の反応度価値（静的評価）-3.5\$～-6\$ の範囲であり、落下割合 50% のときは、-1.7\$～-3\$の反応度が挿入される。

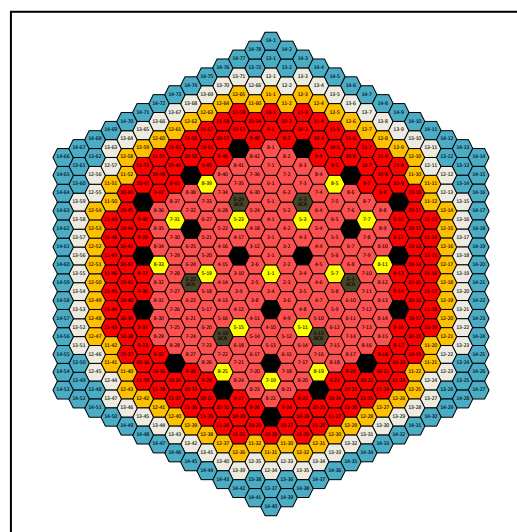


図3 デバイス配置炉心の断面イメージ  
(デバイス 16 体、内側炉心燃料 141 体、外側炉心燃料 128 体、主炉停止系制御棒 21 体、後備炉停止系制御棒 6 体)

表1 デバイス組成と核特性の例

デバイス基本仕様	Pu 量/ デバイス (Kg)	運転時集合体出力/ デバイス (MW)	落下による反応度 変化 (\$)
金属比率 Pu:DU=1:1	13.4	4.21	-6.35
金属比率 Pu:DU=1:2	8.8	2.71	-3.50
金属比率 Pu:DU=1:3	6.7	2.05	-2.26

(注) 上記の計算では、デバイス内の核燃料物質候補として U-Pu-10a%Fe 合金を想定し、合金中の Pu は、軽水炉出し燃料中の Pu 同位体比、U には劣化ウラン DU 相当 (U235 割合 0.2%) する組成を仮定した。

## 2-4. デバイス動作時の ATWS 過渡特性

過渡解析にはフローネットワークモデルを用いて起因過程 (ULOF/UTOP) におけるデバイス動作時のデバイス装荷炉心の応答特性を評価した<sup>[2]</sup>。過渡事象の条件は、ULOF については、流量 流量半減時間は、5s、UTOP においては制御棒誤引き抜き反応度は 90¢ (30s で挿入)、流量は定格時流量が維持されるとした。

ULOF 過渡時挙動として、デバイスが動作することで約 1.5\$ の負の反応度が挿入され、冷却材流量低下と炉出力のミスマッチによりドライバ燃料集合体内で冷却材沸騰が生じる前に、安定冷却が維持できる見通しが得られた。UTOP につ

いては、約 1.5 \$ の負の反応度が投入後、炉出力が低下・安定冷却状態を達成できること示された。また、起因事象発生からデバイス作動までの挿入時間と挿入される負の反応度が重要であることが分かった。

## 2-5 デバイス用核燃料物質の安全・核不拡散性の検討

本デバイス物質の特性例は表 1 に示すように、反応度価値を確保するために 30～50% 程度の高富化度の U-Pu-10a%Fe 合金を使用した場合、集合体当たりの Pu 重量は、9～13kg となった。高 Pu 富化度でありかつ U-Pu 金属形態であるため、単離 Pu 金属への転換時間が 1～3 週間と短く<sup>(3)</sup>、高い Material Attractiveness（不正利用価値）が見込まれる。本研究では、新たな高 Pu 含有核物質取扱いに係る安全及び核不拡散上の特性把握をするために、デバイスの物性値に基づく不正利用価値評価を MOX 燃料と比較しながら行う。また、本デバイス製造・取扱いに関わる核不拡散・保障措置・核セキュリティ上の課題を抽出する。

## 3. 結論

大型酸化物燃料高速炉に対する炉心損傷事故の発生を防止する新たな受動的炉停止デバイス概念の適用性があること、および、炉内にドライバ燃料とは異なる新たな核燃料物質の利用が有効なことが分かった。

今後さらに、本デバイス概念の適応性・構造具体化の検討を進める。新たな核燃料物質取扱いで求められる安全及び核不拡散上の規制に関わる基本的特性評価にも着目して検討していく。

## 謝辞

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業の助成を受けたものです。

## 引用・参考文献

- [1] 守田幸路、他；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  
(1)プロジェクト全体概要、日本原子力学会 2020 秋の大会予稿集 2I02,2020/9/16 発表
- [2] 相楽 洋、守田幸路、川島正俊、他；“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 (2)炉心特性とデバイス応答の基本評価”、日本原子力学会 2020 秋の大会予稿集 2I03,2020/9/16 発表
- [3] IAEA Safeguards Glossary, 2001 Edition.



**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」  
(6) 2020 年度実施状況**

Nuclear Regulation Human Resource Development Program in Tokyo Tech  
“The Advanced Nuclear 3S Education and Training (ANSET)”

**(6) Implementation Status AY2020**

\* 韓治暎<sup>1</sup>, 相樂洋<sup>1</sup>, 松本義久<sup>1</sup>, 千葉敏<sup>1</sup>, 林崎規託<sup>1</sup>, 池上雅子<sup>1</sup>, 尾本彰<sup>1</sup>, 片渕竜也<sup>1</sup>,  
鷹尾康一郎<sup>1</sup>, 木倉宏成<sup>1</sup>, 竹下健二<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

\* Chi Young HAN<sup>1</sup>, Hiroshi SAGARA<sup>1</sup>, Yoshihisa MATSUMOTO<sup>1</sup>, Satoshi CHIBA<sup>1</sup>, Noriyosu HAYASHIZAKI<sup>1</sup>,  
Masako IKEGAMI<sup>1</sup>, Akira OMOTO<sup>1</sup>, Tatsuya KATABUCHI<sup>1</sup>, Koichiro TAKAO<sup>1</sup>, Hiroshige KIKURA<sup>1</sup>,  
and Kenji TAKESHITA<sup>1</sup>

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

Tokyo Institute of Technology has established the Advanced Nuclear 3S (Safety, Security, and Safeguards) Education and Training (ANSET) program in 2017, supported by the Nuclear Regulation Authority (NRA) of Japan. The ANSET program aims to foster the next generation of leaders who have an expertise in nuclear safety, security, and safeguards, and can take the lead in 3S-related decision-making. Building on Tokyo Tech's nuclear engineering program, the ANSET program provides an advanced 3S curriculum (3S Lectures, 3S Exercises, and 3S Internships) with more practical hands-on exercises to build response capacity to social needs of nuclear security. This paper describes an overview of the program and the implementation results in AY2019 and status in AY2020. In AY2019, 141 students (total 295 students since 2017) have taken the courses of the curriculum and 8 students (total 16 students since 2017), who met the requirements of the curriculum, have received the certificate of curriculum completion.

## 1. 緒言

東京工業大学は、2017 年より原子力規制人材育成事業「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」を遂行している [1]。本事業では、3S (Safety, Security, Safeguards) 専門科目を拡充・新設、体系的かつ実践的な教育カリキュラムを構築した。ここでは本事業の目的と概要、2019 年度に実施した講義、実習、インターンシップ、2020 年度の実施状況などについて報告する。

## 2. 事業の目的と概要

本事業は、「核セキュリティ・保障措置を理解し、3S を俯瞰・主導できる人材」を育成することを目的としている。原子力専門の学生に限ることなく、他系を専門とする修士あるいは博士課程の学生 (社会人学生を含む) も主な対象とする。そして核セキュリティ・保障措置の原子力安全との協働関係を有機的かつ一体的に扱うことのできる将来の 3S 分野のリーダーを育成する教育を行う。また、社会的ニーズの高い核セキュリティや 3S インタフェースのテーマに基づく実践的な実習を通じ、対応能力を備えたより実用的な人材の育成を実施する。

本事業では、既設の原子力基礎・専門科目に加え、3S の専門性、俯瞰・主導力、実践性を段階的

に育成する体系的、実践的教育カリキュラム (3S 講義、3S 実習、3S インターンシップ) を構築した (図 1)。

3S 講義科目は、3S 個々の基礎的な専門性を理解し、原子力安全との協働関係を有機的かつ一体的に理解する目的で開設した科目である。

3S 実習科目は、3S 講義科目により 3S を体系的に理解した上で、実習や実験を通じ更に理解を深める為に開設した科目である。3S のインターフェースを有機的かつ一体的に扱う事を目的としている。

3S インターンシップ科目は、より実践的な能力を高める人材の為に準備した科目であり、講義科目と実習科目の特定の履修条件を満たした本学に所属する学生を派遣する。

## 3. 2019 年度事業実施成果

2019 年度は、2018 年度に実施した「核時代の国際政治と核不拡散」と「核不拡散・核セキュリティ学概論」の 3S 講義を、本事業独自の授業評価アンケート結果 (2018 年度結果) や国内・外で収集した教材情報に基づいて改善、より効果的に実施した (例: 適切な英語/日本語併用、グループワーク拡充等による理解向上)。また、隔年で開講

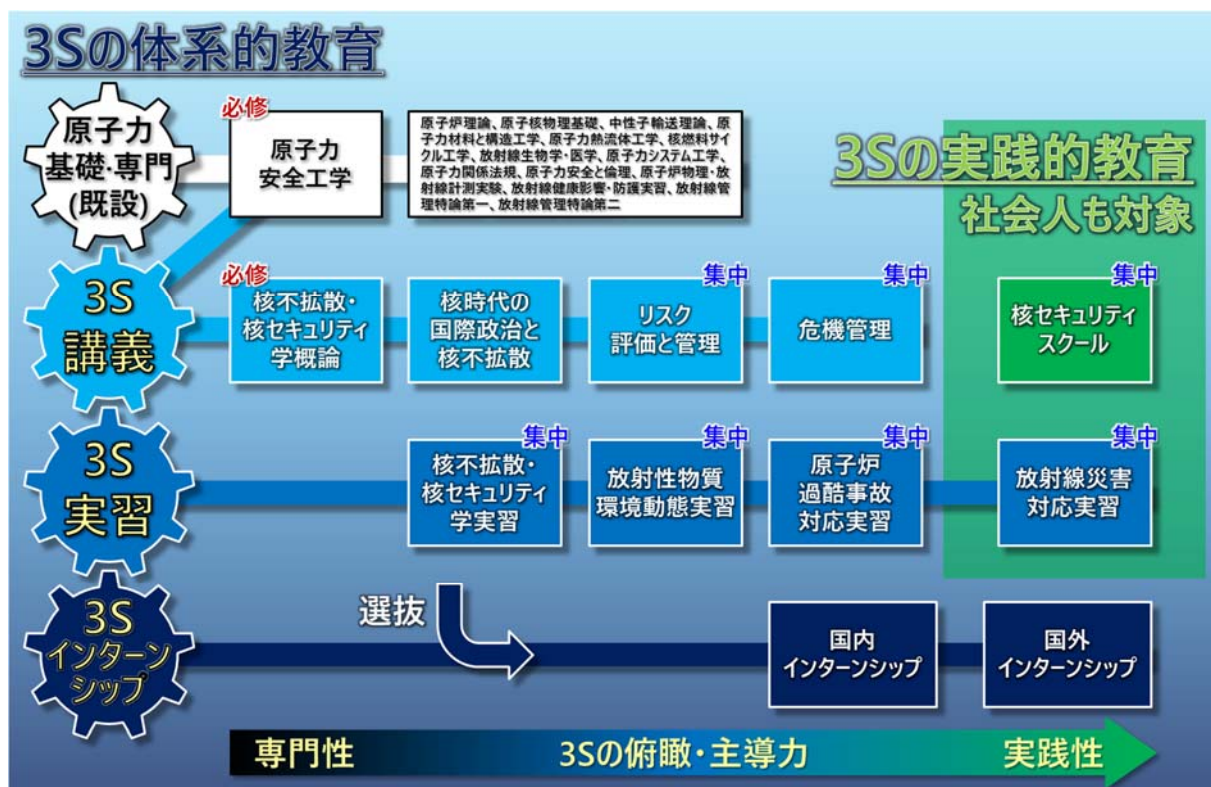


図1 教育カリキュラム

する3S集中講義と3S実習の中「危機管理」、「放射性物質環境動態実習」、「原子炉過酷事故対応実習」を2019年度初めて実施した。

3Sインターンシップでは、選抜した2名をIAEA (International Atomic Energy Agency: 国際原子力機関) Nuclear Science and Applications 局とUNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation: 原子放射線の影響に関する国連科学委員会) 事務局にそれぞれ約3ヶ月間派遣した。

社会的ニーズを踏まえ、核セキュリティの実践的な理解を深めるため、本学学生のみならず他大学学生及び社会人も対象にした国内大学初の「核セキュリティスクール (東京工業大学核セキュリティスクール2019: The Nuclear Security School of Tokyo Tech 2019 (NUSST 2019))」を2019年11月25日~27日に開催した(図2)。核セキュリティの概説に加え、「核物質と施設の防護措置」、「核セキュリティ規制」、「規制管理外核物質への対応 (核鑑識)」、「人的要因と核セキュリティ文化」、「サイバーセキュリティ」等のトピックが取り上げられた。受講者28名(学内21名、学外7名)と講師・教員20名が参加し、受講要件を満たした24名には受講証を発行した。



図2 核セキュリティスクールの風景

2019年度本事業の科目履修者はのべ141名(累計295名)となり、本事業の教育課程規定の修了認定要件(カリキュラムの指定科目の中から12単位以上修得)を満たした8名(累計16名)に修了認定証を授与した。なお、本学の新型コロナウイルス感染症対策方針に従って、2020年2~3月実施予定の国内インターンシップの一部と実習の一部を中止した。

#### 4. 2020年度事業実施状況

##### 4-1. 3S講義

2020年度は、本学の新型コロナウイルス感染症対策方針に従って、すべての3S講義はオンラインで行っている。

### (1) リスク評価と管理

本授業は、原子力を含め様々な科学技術の進歩に伴うリスクの評価と管理に関する知識を習得し、リスク情報を活用した意思決定等リスクについて考える力を身につけることを目的としている。2020 年度第 1Q<sup>a</sup> (クォーター) の集中講義では、リスク評価手法 (PRA)、リスク管理方法、外因事象、人的要因、原子力緊急時対応等について講述・議論、予期しない事態や不確かさの高い事象に関して適切な予測・準備・対応を行うことを学ぶ。28 名が受講した。

### (2) 核不拡散・核セキュリティ学概論

本授業は、核不拡散と核セキュリティの基礎を学び、原子力システムへの脅威と措置を俯瞰的に捉える視野の修得を目的としている。2020 年度第 2Q の講義では、包括的核実験禁止条約と監視技術、核不拡散・核セキュリティに関わる経緯と法的枠組、保障措置と科学技術、計量管理、核物質と施設の防護措置と評価、管理外核物質への対応、人的要因等について解説する。また、核不拡散・核セキュリティへの理解を深めるために、具体的な課題に対するグループワークやサイバーセキュリティ演習等を行う。14 名が受講した。

### (3) 核時代の国際政治と核不拡散

本授業は、核不拡散及び保障措置のための国際社会の取り組みを学び、原子力の平和利用のための核不拡散及び保障措置の重要性を理解することを目的として、核不拡散及び保障措置の基礎を歴史的、政治的観点から講述する。2020 年度第 3Q の講義では、核兵器不拡散条約 (NPT) に関する国際政治と課題、NPT レジームにおける日本の役割と貢献について取り上げる。また、核不拡散のための国際社会のさまざまな関連事例、核開発と非核化、保障措置及び検証、検証技術等、について議論する。18 名が受講した。

## 4-2. 3S 実習

### (1) 核不拡散・核セキュリティ学実習

本授業は、核不拡散・核セキュリティに重要な物理現象と技術を学内外での実習を通じて学習、理解することを目的としている。2020 年度第 2Q の集中実習では、核物質の破壊・非破壊測定技術

の概要、衝撃解析の理論と解析手法、飛来物に対する構造物の衝撃解析の数値シミュレーション、U-235/238 特性ガンマ線測定による高・低濃縮ウラン濃縮度検認 (図 3)、ISCN 核物質防護実習フィールドを用いた物理的防護システム実習、JAEA 再処理施設及び燃料加工施設における物理的防護措置対応等の見学等を通じ、実践的な理解を深める。9 名が受講した。

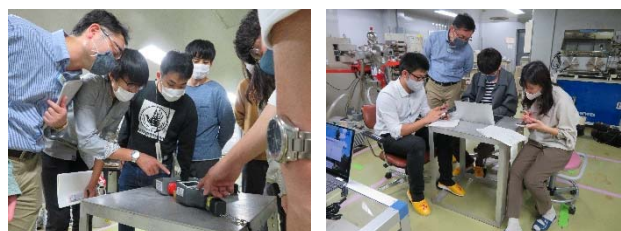


図 3 ウラン濃縮度検認実習

### (2) 放射線災害対応実習

本授業は、核セキュリティ事象を起因とする放射線災害 (妨害破壊行為、核燃料物質・RI 盗取、ダーティボムの使用等) に対する緊急事態の対応能力や危機管理能力、また災害対応に重要なチームワーク、コミュニケーションなどの能力を修得することを目的としている。

2018 年度行った実習では、米国 TAMU (テキサス A&M 大学) と連携して、核セキュリティ事象を起因とする放射線災害を想定し、不明な核物質や放射性物質の検知・検認・回収を計画・実行する、「放射線計測器と測定」、「屋内放射性物質の位置特定」、「ウラン濃縮度測定」、「放射線緊急事態対応」の実習を本学と TAMU で実施した。

2020 年度第 4Q の集中実習では、同様な実習をすべて本学で行うために必要な機器を導入、「ガンマ線源同定」、「中性子線源検知」、「ウラン濃縮度測定」、「放射線緊急事態対応」の実習を実施する。

## 4-3. 3S インターンシップ

2020 年度は、新型コロナウイルス感染防止のため、国内及び国外インターンシップは中止予定である。

## 5. 結論

2019 年度本事業の科目履修者はのべ 141 名 (累計 295 名) となり、本事業の教育課程規定の修了認定要件を満たした 8 名 (累計 16 名) に修了認

<sup>a</sup> 東京工業大学は 1 年間で 4 つの期に分けて学修するクォーター制を導入している。

定証を授与した。また、2019 年度本事業独自の授業評価アンケート結果、90%以上 (回答者 77 名中 70 名) の学生が本授業に関して総合的に満足し、3S について関心を持ったと回答した。

2020 年度には、「リスク評価と管理」、「核不拡散・核セキュリティ学概論」、「核時代の国際政治と核不拡散」の 3S 講義科目と「核不拡散・核セキュリティ学実習」、「放射線災害対応実習」の 3S 実習科目を開講する。しかし、3S インターンシップ科目は新型コロナウイルス感染防止のため中止予定である。

2021 年度以降本事業の継続・拡張の観点から、現在の 3S 教育プログラムに加え、他の分野の技術や知見も取り入れた、より分野横断的な 3S 人材育成プログラム開発の検討が必要である。

### **謝辞**

本事業は、平成 30 年度「原子力人材育成等推進事業費補助金 (原子力規制人材育成事業)」を受けたものです。

### **参考文献**

[1] <http://www.ne.titech.ac.jp/kiseijinzai>



# 教育訓練用バーチャルリアリティシステムのリフレッシュプロジェクト

## Refresh Project of Virtual Reality System for Education and Training

\*沼田 将明<sup>1</sup>, 小倉 雄一<sup>1</sup>, 中川 陽介<sup>1</sup>, 井上 尚子<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構

\*Masaaki NUMATA<sup>1</sup>, Yuichi OGURA<sup>1</sup>, Yosuke NAKAGAWA<sup>1</sup>, Naoko INOUE<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

JAEA/ISCN is actively using a virtual reality (VR) system for training in nuclear non-proliferation safeguards and nuclear security. The VR system allows participants to experience the environment of a nuclear power plant and a research reactor in a cyber space. It is beneficial for the participants who have never been in a nuclear power plant to see how they are even virtually, in order to learn their physical protection system. Workstations of OS for VR use Windows7 and the warrantee protection period expired in March 2020. For that reason, it was decided to renew those workstations over 2019-2020. This paper will describe its planning called "Refresh Project," which aims to minimize impacts on training and visitors, as well as first year achievement.

### 1. 緒言

(国研)日本原子力研究開発機構核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN)は2011年12月の設立以来、(1)核セキュリティコース、(2)核不拡散・保障措置にかかるコース、(3)核不拡散枠組みコースのトレーニングを提供してきた。これらのトレーニングを効果的に実施するためのツールの1つとしてバーチャル・リアリティ(VR)システムを開発・整備してきており、毎年400名程度のトレーニング参加者のうちの多くがVRを体験している。

ISCNのVRシステムは、原子力発電所及び研究炉施設を3Dで構築した仮想施設であり、2012年度から核セキュリティトレーニングコース、2016年度からは核不拡散(保障措置・国内計量管理制度)のトレーニングに活用してきたが、映像投影用のワークステーションのオペレーションシステム(OS)はWindows7であり、既にメーカーサポートが終了しており今後メンテナンスが困難になる。このためWindows10搭載のワークステーションへの更新を主軸とするリフレッシュプロジェクトを実施することとなった。

しかし、OSの変更のためコンテンツの再構築が必要となること、トレーニングや見学受入スケジュールに影響しないように現地作業を実施するためには、2年度に渡り段階的に更新を行う必要がある。このため、リフレッシュプロジェクトは2年をかけて実施することとした。

本稿では、VRシステム及びリフレッシュプロジェクト概要について述べた後に、この実施計画、2019年度の成果及び結論と今後の展望について報告する。

### 2. VRシステムの概要

ISCNのVRシステムは映像投影等に使用するワークステーション6台の他、補助記録装置、侵入対応訓練用ワークステーション、操作端末として使用するタブレット、CAVEと呼ばれる3面スクリーン及び各々のスクリーンに投影を行うプロジェクター3台で構成されている。

リフレッシュプロジェクトの対象範囲は、メーカー保証期間が満了したWindows7搭載のワークステーションであり、これらをWindows10搭載のものに置き替える。また、コンテンツを実行させる現エンジンがWindows10での動作保証がないため、コンテンツの移植・再構築作業も必要である。

コンテンツとして、核セキュリティトレーニング用の①原子力発電所、②研究炉施設、①に保障措置・計量管理トレーニング用コンテンツを付加した③計量管理シナリオ及び④使用済み燃料検認シナリオがある。

#### ① 原子力発電所

原子力発電所の外観や適用されている核セキュリティの一般的概念を学ぶことができる。原子力発電所を有しない国からの参加が多い国外向けのコースにおいては、本コンテンツで原子炉施設の屋外及び建屋内を自由に行き来しながら、核セキュリティ等の機器等を体験的に学ぶことができる。

#### ② 研究炉施設

センサーやカメラ等の核セキュリティ機器の機能やセキュリティシステムの設計概念について学ぶ核セキュリティトレーニングの演習支援を目的とし、演習に使用する研究炉施設を3D映像で再現している。

③ 原子力発電所の計量管理シナリオ

原子力発電所を舞台に新燃料の受入から使用済み燃料の払い出しまでの燃料集合体の移動とその計量管理の基本について学ぶことができる。

④ 原子力発電所の使用済み燃料検認シナリオ

原子力発電所における保障措置で重要な使用済み燃料の検認を IAEA がどのような装置を使用して実施しているかを学ぶことができる。

### 3. リフレッシュプロジェクト概要

図 1 に VR システム全体を、図 2 に VR システムコンテンツ、図 3 に構成機器及びリフレッシュプロジェクト対象範囲を示す。

時間的制限から作業を 2 年に分割実施しながらトレーニング等の実施への影響を最小限にするため以下の移行計画を立案した。



図 1 VR システム

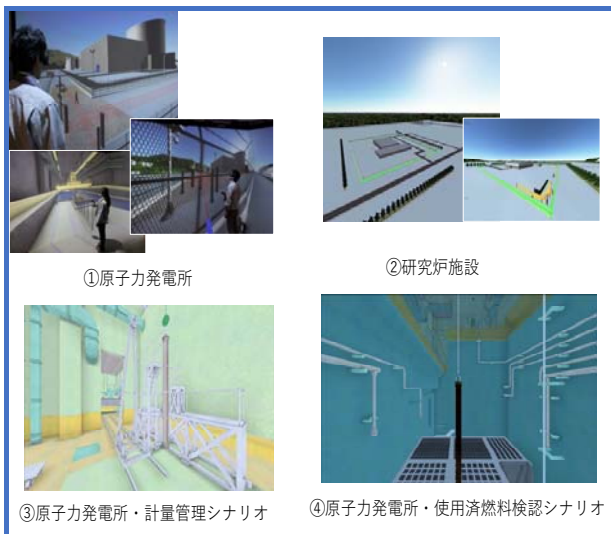


図 2 VR システムコンテンツ類

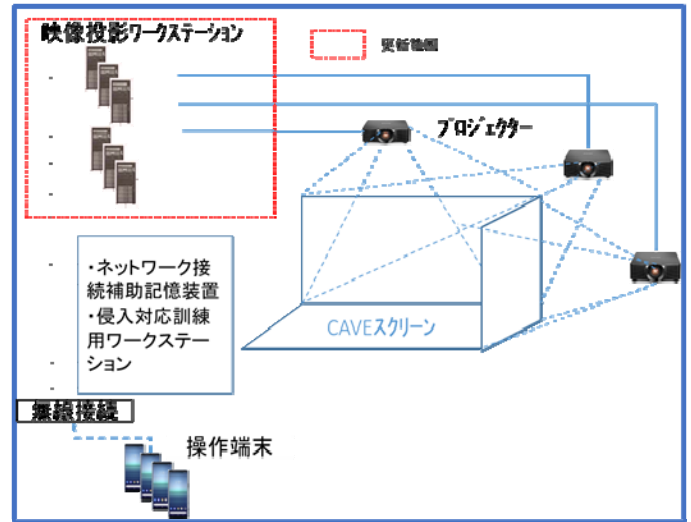


図 3 VR システムの構成機器とリフレッシュプロジェクト対象更新範囲

(1) 2019 年度(1 年目)

- ・原子力発電所に関連したコンテンツ類の再構築・再構築したコンテンツはノート PC 上で確認するとともに、ヘッドマウントディスプレイ (HMD) で動作確認を行う。

(2) 2020 年度(2 年目)

- ・ワークステーションの更新
- ・研究炉施設に関連したコンテンツの再構築
- ・保障措置・計量管理コンテンツの再構築
- ・1 年目に再構築した原子力発電所コンテンツの新ワークステーションへのインストール
- ・現行プロジェクターと CAVE スクリーン上での動作確認

このリフレッシュプロジェクトの計画案により、1 年目に再構築したコンテンツは実機ではなく、ノート PC 上で HMD を用いて動作確認し検収とすることができる。また、事前の動作確認も本ノート PC と HMD を用いて実施しておくことで、実機更新後、本来 VR 室で 1 か月程度掛かる動作確認作業が 1 週間程度で完了することができ、トレーニング日程に大きな影響を与えずにすむと考えられる。

### 4. 2019 年度の成果

1 年目には原子力発電所のコンテンツを再構築し、Windows 10 のノート PC と HMD を用いて再構築したコンテンツ内の監視センサーなどの機器の表示や各種機能動作確認を実施し、コンテン

ツは既存のものと同様の機能を有していることが確認された。

(1) 再構築した原子力発電所施設に付属して表示する機器例を以下に示す。

- ・ 赤外線センサーやマイクロ波センサーなど7種類の侵入検知センサー
- ・ 野外固定カメラや赤外線カメラなどの監視カメラ
- ・ ナトリウム灯、水銀灯などの照明器具
- ・ 金網フェンス及びコンクリート壁
- ・ 警備員、作業員、侵入者
- ・ 金属探知機、非接触 IC カードリーダー等の出入管理機器

(2) 再構築した機能の例を以下に示す。

- ・ ウォークスルー機能（仮想空間内の地表面上に限定して移動する機能）
- ・ フライスルー機能（仮想空間内の地表面上に限定せず三次元で移動する機能）
- ・ センサー検知領域の視覚化機能
- ・ 時間帯(朝・昼・夕方・夜)、天候(晴・曇・雨・雪・霧)、樹木の環境変更機能
- ・ マップ機能
- ・ サウンド機能

## 5. 結論及び今後の展望

VR システムの概要及び2年度に分割実施しつつトレーニングスケジュールへの影響を最小限にするリフレッシュプロジェクトを立案し、その1年目(2019年度)に原子力発電所施設における機器類及び機能の再構築を実施した。2年目(2020年度)はワークステーションの更新と研究炉施設等の残りのコンテンツの再構築、新ワークステーションへの移行を実施する。これにより、今後より安定的に核セキュリティ及び核不拡散・保障措置のトレーニングを提供していくことができる。

また、新型コロナウイルスの影響もあり、海外からの参加者を対象とした対面型トレーニングは現状実施が困難であるが、これを機に VR コンテンツを活用したオンライントレーニングの開発や、出張が可能になった際には支援対象国に出向いてのトレーニングにおいてHMDを活用したプログラムなどトレーニングカリキュラムを拡充していく予定である。

## 引用・参考文献

- [1] 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 山口 康雄, 花井 祐 (2014)



# 核物質防護実習フィールドのバーチャルツアー開発と利用の展望

## A Prospect of Development and Use of the Virtual Tour of the Physical Protection Exercise Field

\*中川 陽介<sup>1</sup>, 助川 秀敏<sup>1</sup>, 直井 洋介<sup>1</sup>, 井上 尚子<sup>1</sup>, 野呂 尚子<sup>1</sup>, 奥田 将洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構

\*Yosuke Nakagawa<sup>1</sup>, Hidetoshi Sukegawa<sup>1</sup>, Yosuke Naoi<sup>1</sup>, Naoko Inoue<sup>1</sup>, Naoko Noro<sup>1</sup>, Masahiro Okuda<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

The physical protection exercise field, a facility equipped with various types of equipment such as sensors, cameras and fences that are used at nuclear facilities, is an effective tool for training on nuclear security at ISCN/JAEA, if it is carried out in-person. Due to the COVID-19 pandemic, the virtual tour of the facility is developed for the online training courses so that they could be more effective. The article explains the initial development of the virtual tour with some improvement inspired by using it on some occasions as well as a prospect of effective use of the virtual tour based on its characteristics.

### 1. 緒言

#### 1-1. 背景

日本原子力研究開発機構の核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security、以下「ISCN」という）は、その設立時から国内外の関係者を対象に核不拡散及び核セキュリティ分野での人材育成支援事業を実施している。人材育成支援事業の主要な内容の一つとしてトレーニングコースやワークショップ等（以下「トレーニング」という）を実施しているが、核セキュリティ分野でのトレーニングにおいては核物質防護実習フィールド（physical protection exercise field、以下「PP フィールド」という）を整備し、利用してきた。PP フィールドは国内外の原子力施設で使用されている核物質防護のための機器を配備し、トレーニング参加者は PP フィールドにおいて、実機及び実機同士の組み合わせを使用することでその機能や特徴を体験的に理解することができる。ISCN はこれを座学やグループディスカッションを中心とする演習と組み合わせることでより効果的なトレーニングの実施に努めてきた。

#### 1-2. COVID-19 の影響がトレーニングの実施にもたらした課題とこれに対する取り組み

新型コロナウイルス感染症(COVID-19)の影響を受けて ISCN はオンライントレーニングの実施を計画し開発を進めている。対面型のトレーニングをオンライン化するにあたり、PP フィールドでの実習で提供していたセンサーの組み合わせや出入り管理、中央警報ステーション(CAS)について、講義では得られない体感的な経験による知識の定着効果をどうやってオンラインで提供できるかが課題であった。

また、PP フィールドにはトレーニングとは別

に、国の関係者及びこの分野の専門家に対する視察や見学を通じた核セキュリティの人材育成支援事業の理解促進という役割もあったが、COVID-19 の影響下ではこの役割も果たせないことから、対面型に替わる手法の検討が課題であった。

ISCN は、これら 2 つの課題を解決するため、すなわち、オンラインでも参加者から高い評価の得られるトレーニングを提供するため、また継続的な理解促進活動の実施を目的として PP フィールドのバーチャルツアーの開発を行うこととした。

本バーチャルツアーの開発状況とその特徴を生かした効果的な利用の展望について報告する。

### 2. バーチャルツアーの開発

バーチャルツアーとはユーザーが自由に場所や視点を変えて閲覧できるバーチャルリアリティ技術を利用したコンテンツで、まるでその場にいるかのような臨場感を生み出すことが可能である。同様の過去の開発例として、バーチャルツアーの核不拡散・核セキュリティ分野への適用については古くは 2000 年代に米国ニューメキシコ州の廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）のバーチャルツアーが制作され、核不拡散のための透明性向上を目的としてウェブサイト上で公開された例がある[1]。この頃は 180° 撮影画像を組み合わせる形で 360° イメージを構築したものであった。カメラや専用のソフトウェア、それを実行する PC の技術革新、低コスト化もあり、最近では様々な分野で活用され、バーチャルショールームとしての活用例もある[2]。

#### 2-1. 開発ツール

PP フィールドのバーチャルツアーは 360° パノラマ映像撮影用のカメラで天候の良い日を選

んで PP フィールドの撮影を行い、市販のソフトウェアを用いて構築した。使用機材・ソフトウェアの仕様は以下の通りである。

#### ① カメラ

- ・米 GoPro 社製 GoPro Max
- ・全天球撮影
- ・映像：360° モード\_5.6K 30fp
- ・重量：154g

#### ② ソフトウェア

- ・株式会社ネットイン社製 PanoCreator
- ・バーチャルツアー専用コンテンツ及び編集機能
- ・ブラウザ上で動作する Web アプリケーション
- ・専用クラウドサーバを使用
- ・360° JPEG 画像を VR ツアー用パノラマ画像に変換機能

### 2-2. 開発過程

開発は以下の過程で実施した。

#### ① 撮影

天候の良い日を選び、撮影者はカメラを頭上に掲げるようにして PP フィールド内を一周しながら撮影を行った。これにより、一人称の視点で PP フィールドを歩いているような体験を提供できる。頭上に掲げての撮影であったが、カメラの手ぶれ補正機能が十分機能した。

#### ② バーチャルツアー構築

①で撮影したパノラマ画像は JPEG としてソフトウェアに取り込み、3D 画像に変換した。その後、複数地点を結んだツアーに組み立て、更にポイントを追加してそこをクリックするとリンクに設定された他の画像や図がポップアップ表示するように構築した。

### 2-3. デモ版の開発

最初の段階として、プロトタイプとしてのデモ版の開発を行った。バーチャルツアーの利点の1つとして、単に PP フィールド画像を 3D で映すだけでなく、その上に任意のポイントを追加して、そこをクリックすることで更なる情報を表示することが可能である。たとえば、PP フィールドに設置している一つのセンサーにポイントを設定し、それをクリックするとそのセンサーに関する画像や図がポップアップ画面として表示される(図1)。ポイントは動画を組み込むことも可能である。

デモ版では、個々のセンサーやカメラ等の機器にポイントを設定し、ポップアップ画面にその機器の外観画像1枚を組み込んだ(図2)。これにより、個々の機器とその設置状態の両方の把握が可

能となった。

### 3. トレーニング版及びパブリック版の開発

トレーニングを目的とする場合と国の関係者及びこの分野の専門家に対する理解促進を目的とする場合では、伝えるべき内容及び対象者の持つ事前知識・経験の違いのため、適切な情報の種類・量が異なることから、トレーニング版と理解促進目的のパブリック版の2種類のバーチャルツアーを制作することとした。

#### 3-1. トレーニング版(開発途中)

トレーニングの参加者に対してはその目的上できる限り詳細に個々の機器について説明することが求められる。そこで、先述のポップアップ画面において、デモ版では当該機器の外観画像1枚を表示するのみであるところ、トレーニング版ではそれに加え当該機器の更なる情報(たとえば、センサーでは検知の特徴情報、またカメラではその視野画像)を同時に表示する。これにより参加者はより具体的に各々の機器の運用方法について考えることができる。

#### 3-2. パブリック版(開発途中)

パブリック版の対象者は国の関係者及びこの分野の専門家であり、トレーニングを目的としないため、パブリック版はトレーニング版よりも少ない情報でバーチャルツアーを構成する。

### 4. 結果と利用の展望

現在までにデモ版を作成し、理解促進目的で3回使用する機会を得た。トレーニング版及びパブリック版はポップアップで提供する情報の違いがあるが、それ以外の流れは同じである。

図1は任意のポイントを設定した表示例を示す。3台のカメラと1つのセンサーにポイントを設定している。図2にはポイントをクリックし、そのセンサーの外観画像をポップアップ表示した例を示す。



図1 ポイント設定例



図2 機器の外観を示すポップアップ画面例

本バーチャルツアーはクラウド上で動作するが、動作をビデオとして録画することも可能で、その際には mp4 形式のファイルで保存できる。このためクラウドに接続できない環境においては動画として提供できる。

#### 4-1. トレーニング版の利用の展望

現在開発中であるため、実際のトレーニングでの利用の実績はないが、利用の際にはトレーニング効果を測るためのアンケートを実施する予定である。

開発後のトレーニング版の利用用途について示唆を得るために、デモ版を中国と韓国のトレーニングセンター及びIAEAと例年開催している会合において開発状況を共有し、2020年9月に議論を行った。両トレーニングセンターはISCN同様人材育成支援事業を実施している組織である。その結果、バーチャルツアーの将来的な活用方法につき複数の可能性が示され、それにはIAEA核セキュリティトレーニング支援センター設立と運用のガイドライン[3]に基づいたトレーニングへの活用も含まれる。

#### 4-2. パブリック版の利用の展望

パブリック版については、現デモ版の完成度を上げたものとなる予定である。デモ版については理解促進目的で2020年9月末日までに海外及び国内の学生向けに使用した。いずれにおいても質疑応答において、例えばトレーニングにおいてのPPフィールドと座学との関連（座学で学習した内容をPPフィールドで実践するのか）等、PPフィールドの意義を理解しそれを踏まえた上での質問やコメントが聞かれ、核セキュリティ人材育成のために実機を使ったフィールド演習の重要性が認識されるという目的は達成できたと考えられたことから、パブリック版完成後も同目的は達成していけると考える。

#### 4-3. 改良の可能性

さらなる改良の手段としては、まず、既述のポップアップ画面に短いビデオ映像を組み込むことが考えられる。各機器についての映像教材は既に存在し、適切な編集を加えることで利用可能である。これはより詳細な内容を提供するものであるため、主としてトレーニング版で実施するのが適当である。

また、従来のPPフィールドの利用方法では得られないバーチャルツアーならではの利点もある。第一に、天候や時間帯につき異なる条件のパターンを用意することが可能である。これらの条件は核物質防護の実際に大きく影響するが、それら異なる複数の条件をトレーニングの参加者に示すことができる。第二に、トレーニング版について、既述の通り、機器の外観とその機器についての更なる情報（例えば、センサーでは検知の特徴情報、またカメラではその視野画像）を同時に示すことができる。実フィールドでカメラやセンサーの実機を目の前にしている時は屋外であるためこういった画像をその場で見ることはできないが、バーチャルツアーであれば可能となる。

### 5. 結論

ISCNは核セキュリティに係るオンライントレーニングの開発に伴い、オンラインでも参加者から高い評価の得られるトレーニングを提供するため、また国の関係者及びこの分野の専門家に対する理解促進の目的でPPフィールドのバーチャルツアーの開発を開始した。開発はカメラとソフトウェアを以て進められ、すでにデモ版の完成に至っている。これは既に複数の利用の機会を得ているが、そこでは参加者からPPフィールドの意義を踏まえた質問やコメントが聞かれており、理解促進の目的は概ね達成しているといえる。また、トレーニング版については実際のトレーニングでの利用の実績は未だなく、講義では得られない体感的な経験による知識の定着効果については実際の利用を待たねばならないが、他方で、ISCNのトレーニングでの使用に加え、IAEAガイドライン[3]のためのトレーニングでの利用の可能性も示唆された。

新型コロナウイルス感染症の収束の如何に関わらずオンラインでの事業の増加が見込まれる今後の社会的情勢を踏まえ、PPフィールドのバーチャルツアーはISCNの今後の人材育成支援事業全般においての重要なツールの一つとなり得る。

#### 引用・参考文献

- [1] N. I. Nakashima et al. “A Regional Web Site for Nuclear Transparency in the Asia Pacific”, Proceedings of the INMM Annual Meeting, USA 2002
- [2][https://www.olympus.co.jp/technology/olympus\\_museum/virtualtour/](https://www.olympus.co.jp/technology/olympus_museum/virtualtour/)
- [3] “Establishing and Operating a National Nuclear Security Support Centre”, IAEA-TDL-010

若手・学生セッション

# Evaluation of Material Attractiveness to Non-state Actors of Various Nuclear Materials in Thorium Fuel Cycles

\*Eva Lisowski<sup>1</sup>, Benoit Forget<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Massachusetts Institute of Technology, <sup>2</sup>Tokyo Institute of Technology

Thorium-based fuel cycles for advanced nuclear reactors have been explored to utilize thorium resources in nations where uranium is scarce, to increase fissile material utilization, and to enhance proliferation resistance. However, the presence of U-233, Pa-233 (which decays into pure U-233), and the creation of Pu-239 in irradiated mixed lightly-enriched uranium (LEU)/Thorium fuels remain a proliferation concern. The material attractiveness of fissile materials present in a 40%LEU/60%Th fuel lattice was evaluated using bare critical mass (BCM), heat content, net weight, acquisition time, dose rate, and processing time/complexity. The lattice was modeled and depleted using the OpenMC reactor physics software, from zero to 40 MWd/kg. It was found that the attractiveness of uranium and plutonium isotopes in the irradiated fuel was Very Low due to the high fraction of U-238 present, and the assumed lack of enrichment capabilities among non-state actors. However, since a state with basic enrichment capabilities and easy access to the fuel post-irradiation may find these materials attractive due to low BCM and heat content, further investigation of the material attractiveness to states is required. Material attractiveness evaluations are important to informing future decisions regarding which fuel bundles to select when designing advanced reactor facilities and developing methods to safeguard them.

## 1. Introduction

Thorium-based fuel cycle concepts to be implemented alongside advanced nuclear reactors (ANRs) are becoming increasingly attractive, particularly for use in nations lacking an abundance of uranium resources, to increase fissile material utilization, and to enhance proliferation resistance.

Despite the benefits of thorium fuel utilization, there exist concerns regarding the presence of U-233 and other fissile materials in thorium fuel, which can be used in the direct construction of nuclear explosive devices (NEDs). The U-232/U-233 isotopic ratio existent in spent thorium-based fuels has been simulated in various types of reactors to better understand how the decay heats of different isotopic ratios affect proliferation resistance. This study concluded that the proliferation resistance of thorium fuel cycles greatly varies depending on the fuel and reactor types and that more comprehensive evaluations of the material attractiveness of thorium fuels were necessary [1].

The objective of this study is to evaluate the material attractiveness of fissile materials in one type of LEU/Th fuel bundle depleted in a Canada deuterium-uranium (CANDU) reactor core, and to develop a methodology that can easily be extended for further analysis. After the bundle depletion was simulated using state-of-the-art Monte Carlo reactor physics software, the material attractiveness of various fissile materials was evaluated by first calculating the metrics of bare critical mass (BCM), heat content, net weight, acquisition time, and processing time/complexity for each material. Finally, the material attractiveness of each fissile material was qualitatively categorized as High, Medium, Low, or Very Low based on criteria determined by the International Atomic Energy Agency (IAEA) and in

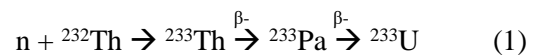
previous material attractiveness studies [2] [3].

Evaluating the material attractiveness of fissile materials in potential thorium fuel cycles can advise the effective allocation of resources to the development of appropriate methods to effectively safeguard ANRs from theft, sabotage, and diversion of fissile materials by non-state actors, and can inform future decisions regarding which thorium fuels to select when designing new ANR facilities.

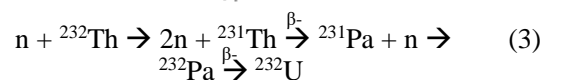
## 2. Background

### 2-1. U-232/U-233 Ratio in Thorium Fuel Cycles

One of the primary concerns regarding the proliferation resistance of thorium fuel cycles is the creation of U-233 via neutron capture of Thorium-232. Although the fissile isotopes U-235 and Pu-239 have historically been the target desirables for nuclear weapons fabrication, U-233 has been seen, in some ways, as favorable due to its lower spontaneous fission rate, among other characteristics [1]. However, due to its high decay heat, U-232 (also produced by the burnup of thorium fuels) decreases the attractiveness of U-232/U-233 mixtures in irradiated thorium fuels. During the burnup of thorium fuels containing Th-232, U-233 is produced via the decay chain in Equation 1.



Subsequently, U-232 is produced via the neutron capture of U-233 depicted by Equation 2, and neutron capture by Th-232, as depicted by Equation 3 [1].



The production of U-232 during reactor burnup



contributes to the proliferation resistance of thorium fuel by greatly increasing the emitted dose rate of the U-233/U-232 isotope mixture.

## 2-2. Material Attractiveness

Defined as “the relative utility of nuclear material for an adversary to assemble a NED,” [2] material attractiveness is just one tool used to evaluate the overall security of a nuclear material. There are four levels of material attractiveness, as defined in Table 1.

**Table 1:** Definition of Attractiveness Level Bins [2]

Weapons Utility	Attractiveness Level Bin
Preferred	High (H)
Potentially usable, but not preferred	Medium (M)
Impractical, but not impossible	Low (L)
Impossible	Very Low (VL)

The method applied in this study to evaluate material attractiveness was developed and well-defined in a joint US-Japan study in 2013 [2]. Table 2 summarizes the evaluation metrics, attractiveness categories, and numerical benchmark criteria [3]. They are divided into three phases: (1) Acquisition of the material by a non-state actor, (2) Material processing to prepare for use in a NED, and (3) Utilization of the prepared material to actually construct the NED. The six metrics of material attractiveness are briefly defined as follows [2].

**Net Weight:** Product of mass of the item containing the attractive material (ex. fuel bundle) and the number of this item that must be stolen to acquire an IAEA Category I material quantity.

**Acquisition Time:** The product of the number of thefts needed to secure a NED-sufficient quantity of nuclear material and the time required for each theft.

**Radiation Dose Rate:** Measured in Gy/h at one meter from the item that must be stolen during one theft attempt (ex. one fuel bundle)

**Processing Time & Complexity:** Qualitative evaluation of the methods and time required to reprocess the fissile materials from the stolen item.

**Bare Critical Mass (BCM):** The smallest mass of

fissile material required in order for the material to sustain a fission chain reaction.

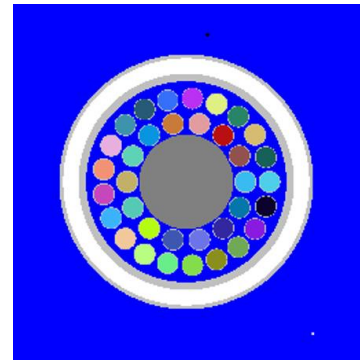
**Heat Content:** The product of the decay heat of the fissile material and its BCM.

## 3. Methodology

### 3-1. Geometric Modeling & Depletion Simulation

A 35-element bundle with a central  $\text{ZrO}_2$  displacer rod was selected from a study by B.P. Bromley that examined ten thorium fuel-based lattice concepts for their potential use in a CANDU-like PT-HWR. This bundle appears to offer the best compromise between maximizing burnup, fissile utilization, and bundle power, while reducing coolant void reactivity [4]. For this study, a 40% LEU, 60% Th-232 mixture was selected to optimize between maximum burnup and flatter  $k$ -infinity vs. Burnup curve [4].

Due to the limited timescale of this study, the lattice was simulated as a 2D single reflected assembly. To neglect the proliferation considerations associated with fuel reprocessing, a once-through-thorium (OTT) cycle was assumed. The 35-LEU/Th-ZrO<sub>2</sub>-rod bundle was modeled and simulated in the OpenMC reactor physics software [5]. The 35-LEU/Th-ZrO<sub>2</sub>-rod as modeled in OpenMC software is depicted in Figure 1.



**Figure 1:** 35-LEU/Th-ZrO<sub>2</sub>-rod Lattice model in OpenMC

In this study, the ENDF/B-VII.1 cross section library was chosen, and the simplified CASL PWR depletion chain with 255 nuclides [6] was selected since it is quite accurate for thermal spectrum reactors. Assuming a thermodynamic efficiency value of 33%,

**Table 2:** Scales of categorization for the material attractiveness for non-state actors. [3]

Category	Acquisition phase			Processing phase		Utilization phase	
	Net weight [kg]	Acquisition time [min]	Dose rate at 1 m [Gy/h]	Processing time and complexity		BCM [kg]	Heat content [W/BCM]
1	<50	<15	<0.1 (1) <sup>1</sup>	Direct conversion in one step (metal form)		<80	<1292
2	50–3000	15–60	0.1 (1)–1 (10)	Conversion in two or more steps (compounds)		80–800	1292–6274
3	3000–6500	60–240	1 (10)–10 (100)	Conversion with relative difficult purification step (irradiated material)		800–4000	6274<
3/4				Conversion with TRISO and inert matrix removal			
4	6500<	240<	10 (100)<	Conversion requiring either irradiation or enrichment		4000<	

<sup>1</sup> The values in the brackets are for not man-portable materials.



the depletion was performed using a CE/CM integration method [5] with a power of 9390 W/cm for one bundle. Time steps from zero to forty MWd/kg were taken to mirror the Bromley simulation, with step sizes of 0.25, 1, and 2 MWd/kg. Then, fuel cooling was simulated by taking identical steps of one month over a cooling period of two years. Over the course of depletion, 50,000 neutrons were tracked per batch, for 150 total batches, with 50 inactive batches to ensure source neutron distribution convergence [5].

### 3-2. Material Attractiveness Evaluation

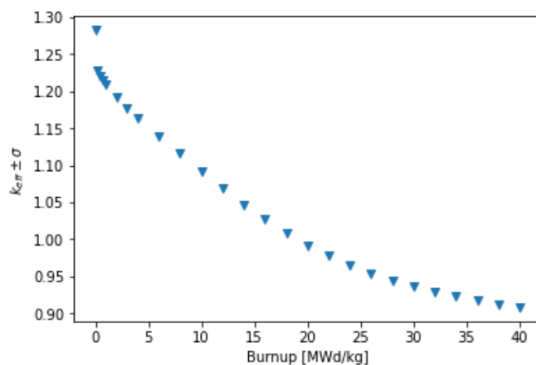
In order to evaluate the theft attractiveness of fissile materials, a design basis threat identical to the one in the 2013 joint US-Japan study was assumed [2]. First, processing time & complexity was evaluated based on charts in the reference study and the assumption that non-state actors lack enrichment capabilities. The BCM of each direct-use material was calculated using a built-in OpenMC function, by modeling a sphere with vacuum boundary condition. The heat content was estimated using known values for the decay heat of each individual isotope, and the fraction of each isotope within the separated element mixture.

Calculations of net weight and acquisition time were performed based on the definitions in section 2-2. The time to acquire one fuel bundle was estimated to be 20 minutes based on a previous study [3]. Development of a method to calculate dose rate was initiated, but not yet completed. Finally, each material was categorized into one of the four overall attractiveness-level bins in Table 1, based on the criteria defined in Table 2.

## 4. Results and Discussion

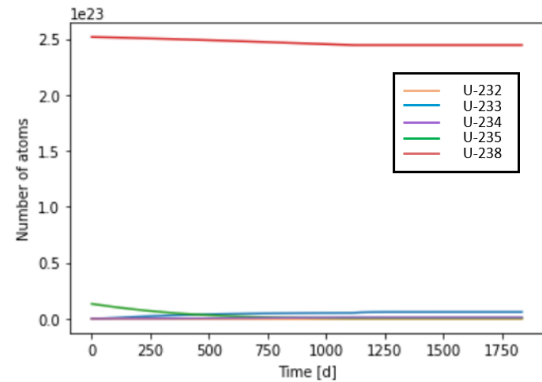
### 4-1. $k_{eff}$ vs. Burnup and Isotopic Composition

A k-effective versus burnup curve was generated to verify that the 35-LEU/Th-ZrO<sub>2</sub>-rod bundle was modeled correctly, and is shown in Figure 2.

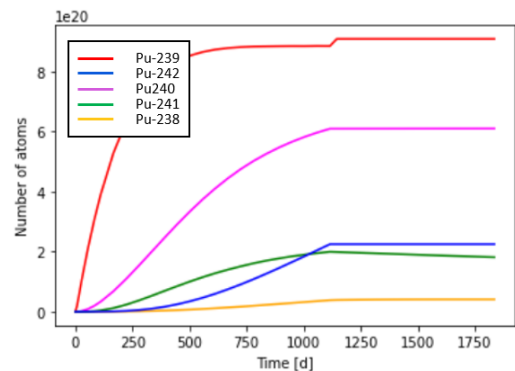


**Figure 2:**  $k_{eff}$  vs. Burnup for the 35-LEU/Th-ZrO<sub>2</sub>-rod Bundle

Isotopic composition of the irradiated fuel as a function of time was acquired to summarize the changes in quantities of direct-use materials. The changes in uranium and plutonium isotopes are depicted in Figures 3 and 4, respectively. Both graphs are plotted from the beginning of depletion to the end of 2 years of cooling.



**Figure 3:** Uranium Isotopic Composition Over Time



**Figure 4:** Plutonium Isotopic Composition Over Time

The shift from depletion to cooling can clearly be observed in Figure 4 around 1060 days, where the sudden increase in Pu-239 concentration is due to the decay of Np-239. As expected, the quantity of U-233 increased while the quantity of U-235, the fissile material used to seed the fuel, decreased over the course of depletion. Additionally, the creation of Pu-239 can be observed over time due to neutron capture by U-238. The mass of U-238 greatly outweighs that of other uranium isotopes due to its initial presence in the 40%LEU-60%Th fuel elements.

### 4-2. Uranium NED: Material Attractiveness

The material attractiveness to non-state actors of the U-233 and U-235 contained in the 35-LEU/Th-ZrO<sub>2</sub>-rod Bundle was determined to be Very Low. The percentage of U-238 present in the mixture of all uranium isotopes after depletion and

two years of cooling was calculated to be around 97.6%. Therefore, any mass of mixed-uranium separated from this fuel assembly can never be critical. This quantitatively confirms the assumption made in the Bromley paper that any “U-233 produced will be denatured by the presence of U-238, which enhances the proliferation resistance of the fuel” [4].

#### 4-3. Plutonium NED: Material Attractiveness

The material attractiveness to non-state actors of Pu-239 present in this fuel bundle was determined to be Very Low. The Processing Time & Complexity of separating plutonium from other fissile isotopes and fission products was evaluated as Impractical, because the fuel bundle must first undergo dissolution before further steps can be taken to construct a NED [2]. In order to estimate the heat content of the bare critical sphere, values from a prior study for the decay heats in W/kg of each isotope [7] were used. The heat content calculation method is summarized by Table 3.

**Table 3:** Heat Content Estimation of a Bare Critical Sphere of Plutonium Isotopes

	Isotopic Fraction	Mass in Critical Sphere (kg)	Heat Content (W)
Pu-238	0.0208	0.334	189
Pu-239	0.462	7.42	14.3
Pu-240	0.310	4.98	35.1
Pu-241	0.0923	1.48	5.04
Pu-242	0.114	1.83	0.220
<b>Total</b>		<b>16.06</b>	<b>244</b>

An IAEA Category I (CI) quantity of any plutonium isotope is 2 kg [8]. Since there is only 39.4g of plutonium mixture present in one irradiated fuel bundle, 51 bundles must be attained to acquire a CI quantity. These values were then used to evaluate each of the six metrics defined in Section 2-2, and the results are summarized in Table 4.

**Table 4:** Overall material attractiveness evaluation of mixed-isotope Plutonium in one 35-LEU/Th bundle

	Value	Category	H	M	L	VL
BCM	16.06 kg	1				
Heat Content	244 W/BCM	1				
Net Weight	1305.6 kg	2				
Acquisition Time	1020 min.	4				
Dose Rate	NE*					
Processing Time/Complexity	Impractical	3				

\*Not Evaluated

Based on the five out of six material attractiveness metrics that were evaluated, the overall material attractiveness for plutonium in the 35LEU/Th-ZrO<sub>2</sub>-rod fuel bundle was determined to be Very Low.

## 5. Conclusion

A thorium-based lattice concept was simulated in a

CANDU-like reactor, and the attractiveness to non-state actors of various fissile materials was evaluated in order to inform future decisions when selecting thorium-based fuels for ANRs. The lattice concept investigated in this study consisted of 35 fuel elements made up of 40% LEU and 60% Th-232, and a central displacer rod. It was depleted from 0 to 40 MWd/kg, then simulated for a cooling period of years under a zero power setting. The material attractiveness of uranium isotopes was confirmed to be Very Low due to the high fraction of U-238 in the fuel, which cannot be separated by non-state actors with limited reprocessing capabilities. Due to the high number of fuel bundles required to attain an IAEA Category I quantity of the plutonium mixture, the Pu mixture in this lattice was determined to have a Very Low material attractiveness rating for non-state actors. However, due to its Highly attractive low BCM and Heat Content, further analysis is necessary to investigate whether this plutonium mixture could be attractive to states that have basic reprocessing capabilities and easy access to a reactor that utilizes LEU/Th fuel.

## Acknowledgement

This research has been supported by the MIT-Tokyo Tech Student Exchange Program.

## References

- [1] J. Kang and F. N. V. Hippel, “U-232 and the proliferation-resistance of U-233 in spent fuel,” *Science & Global Security*, vol. 9, no. 1, pp. 1–32, 2001.
- [2] C. G. Bathke, N. Inoue, 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,” *International Nuclear Fuel Cycle Conference (GLOBAL mm2013): Nuclear Energy at a Crossroads*, vol. 1, pp. 230–236, Sep. 2013.
- [3] T. Aoki, H. Sagara, and C. Y. Han, “Material attractiveness evaluation of inert matrix fuel for nuclear security and non-proliferation,” *Annals of Nuclear Energy*, vol. 126, pp. 427–433, 2019.
- [4] B. P. Bromley, “High-Utilization Lattices for Thorium-Based Fuels in Heavy Water Reactors,” *Nuclear Technology*, vol. 186, no. 1, pp. 17–32, 2014.
- [5] P. K. Romano, N. E. Horelik, B. R. Herman, A. G. Nelson, B. Forget, and K. Smith, “OpenMC: A State-of-the-Art Monte Carlo Code for Research and Development,” *Annals of Nuclear Energy*, vol. 82, pp. 90–97, 2015.
- [6] K. S. Kim, “Specification for the VERA Depletion Benchmark Suite,” Consortium for Advanced Simulation of LWRs, 2015.
- [7] Y. Kimura, M. Saito, and H. Sagara, “Evaluation of Proliferation Resistance of Plutonium Based on Decay Heat,” *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 48, no. 5, pp. 715–723, 2011.
- [8] International Atomic Energy Agency, “Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5),” *IAEA Nuclear Security Series*, No. 13, IAEA, Vienna, 2011.

# パッシブ中性子線断層撮影法を用いた非破壊測定技術の開発と 部分欠損検認への適用可能性

Development of Non-destructive Assay Technique using Passive Neutron Emission Tomography and  
Applicability for Partial Defect Verification

\*徳田 崇哉<sup>1</sup>, 柴 茂樹<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東工大

\*Takaya Tokuda<sup>1</sup>, Shigeki Shiba<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

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

Passive Neutron Emission Tomography (PNET) is one of the non-destructive assay (NDA) methodologies used to survey the geometrical distribution of neutron emission sources in spent nuclear fuel. One of the top priority long-term R&D technologies in nuclear safeguards planned by IAEA is to develop more sensitive and less intrusive alternatives to existing NDA instruments to perform partial defect test on spent fuel assemble prior to transfer to difficult to access storage. The purpose of this study is to develop the NDA technology using PNET and evaluate the applicability for partial defect verification. This paper shows the result of passive neutron emission sources distribution created by PNET and report the applicability for partial defect verification. The calculation model which has some pattern of the partial defect will be created and evaluated as future works

## 1. 緒言

パッシブ中性子線断層撮影法 (PNET) は中性子線源の3次元分布を知るための非破壊測定手法の一つである。IAEA の中長期計画における保障措置研究開発[1]では、アクセス性が困難な施設への移送前の高精度かつ運用が容易な使用済燃料集合体の部分欠損検認のための非破壊測定技術に対する優先順位が最も高く位置付けられている。その候補技術として、パッシブ $\gamma$ 線断層撮影法の開発が世界で進められている[2]が、核燃料自身による $\gamma$ 線の減弱等が生じてしまい燃料集合体中心部付近が不明瞭になる問題が生じてしまう。一方、使用済燃料由来の高速中性子は、乾式環境で燃料内部を高い確率で透過することが予想され、結果として前述のような問題は生じにくいと考えられる。

本研究では、使用済燃料集合体に対する PNET の2次元線源位置及びその相対強度の取得可能性と部分欠損検認への適用可能性について検討することを目的とし、本論文では、PWR 使用済燃料集合体モデルより得られたパッシブ中性子線の線源2次元位置及びその相対強度の結果について報告する。

## 2. 評価手法

SCALE6.2/ORIGEN-ARP[3]より取得した PWR 燃料集合体(UO<sub>2</sub> 均一燃料、燃焼度 35.4GWd/MTU、冷却期間 5 年間)の核種組成及び中性子エネルギー分布情報を用い、空气中で満たされた PWR 燃料集合体及び 5%ホウ素含有ポリエチレンコリメータ付き検出器で構成された計算モデル (図 1) を

作成した。同モデル上で MCNP6.2[4]を用い検出領域に入射した中性子の計数を求め、パッシブ中性子線の投影データとして取得した。取得の際、燃料集合体を中心に検出器とコリメータはセットで1度毎(計 360 方向)に回転させその都度燃料集合体に沿い 160 点走査させた。同データを用い最尤推定-期待値最大化 (ML-EM) 法によりパッシブ中性子線源分布の再構成を実施した。

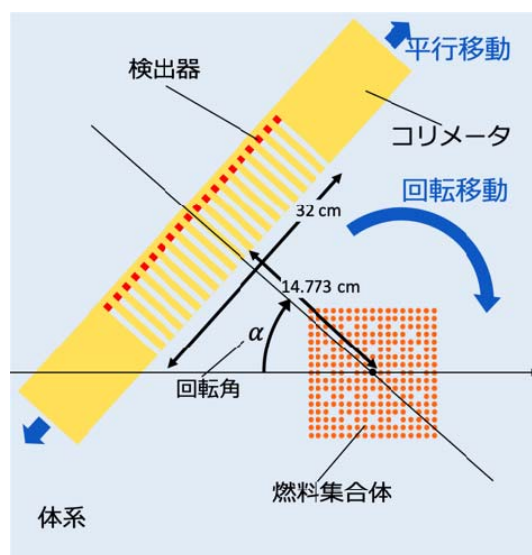


図 1 計算モデル

## 3. 結果

得られた投影データと ML-EM 法より再構成した結果をそれぞれ図 2、図 3 に示す。図 2 は各回転角における各走査点の中性子相対計数を表している。燃料集合体とコリメータが正面を向くとき(回転角が 0 度、90 度、180 度、270 度のとき)、

17 本分の像が投影されていることがわかるが、これは最前列の燃料棒 17 本の像が後ろの列の燃料棒の像と完全に重なりあっていることを意味している。また、燃料集合体とコリメータ間の位置関係から、燃料集合体の投影範囲が異なるため走査中心と走査端で相対強度に違いが生じていることがわかる。

図3は得られたパッシブ中性子線の線源2次元位置及びその相対強度を表している。燃料集合体中央部付近であっても燃料棒の有無を明確に識別できることを明らかにした。また、燃料集合体内の制御棒管の位置が明白であることから、部分欠損検認への適用可能性が高いと考えられた。

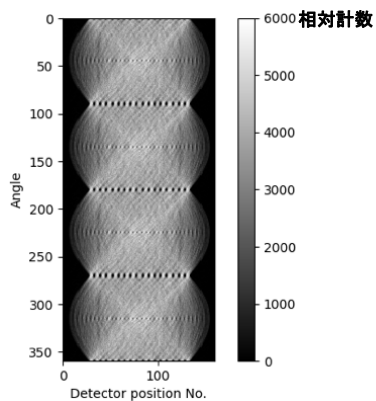


図2 投影データ

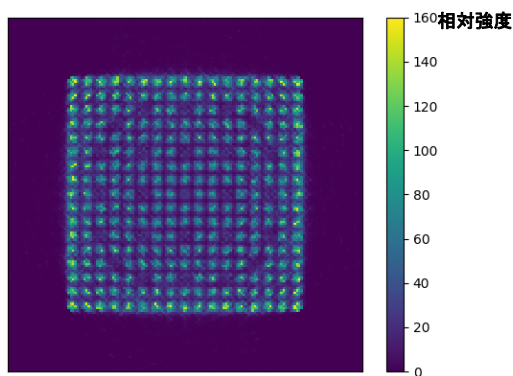


図3 パッシブ中性子線の線源2次元位置及びその相対強度

#### 4. 結言

本論文では、PNET を用いた使用済燃料に対するパッシブ中性子線の線源2次元位置及びその相対強度取得し、燃料棒の有無を明確に識別できることを明らかにした。また、パッシブ中性子線源強度分布から計装管や制御棒案内管を識別できていることから、部分欠損検認の適用可能性が高いことを明らかにした。今後は、部分欠損を含む

燃料集合体モデルを作成し、部分欠損検認可能性についてさらなる検討を進めていく。

#### 謝辞

本研究は科研費（JSPS Kakenhi Grant Number JP17K07005「核不拡散・核テロ防止のための非破壊測定技術開発に重要な核データの研究」）の成果を含む。

#### 引用・参考文献

- [1] IAEA, “IAEA Department of Safeguards Long-Term R&D Plan, 2012–2023” Vienna (2018).
- [2] Shigeki Shiba, Hiroshi Sagara, “Fast reconstruction of Bayesian iterative approximation in passive gamma-ray tomography”, Journal of nuclear science and technology (2019).
- [3] B. Rearden and M. Jessee, “SCALE code system, version 6.2.1,” ORNL/TM-2005/39, August 2016.
- [4] 6 Monte-Carlo Team. “MCNP - A General N-Particle Transport Code, Version 6, Volume 1: Overview and Theory” Los Alamos National Laboratory. (2013)



# パッシブ $\gamma$ 線・中性子線断層撮影法を用いた非破壊測定技術の研究

## (1)研究計画

A study of the NDA technology using passive gamma and neutron emission tomography

### (1) Research plan

\*土屋 克嘉<sup>1</sup>, 徳田 崇哉<sup>1</sup>, 柴 茂樹<sup>1</sup>, 相樂 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

\*Katsuyoshi Tsuchiya<sup>1</sup>, Takaya Tokuda<sup>1</sup>, Shigeki Shiba<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

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

More sensitive and less intrusive alternatives to existing Non-Destructive Assay (NDA) instruments are evaluated as the one of the most urgent technologies to perform partial defect test on spent fuel assembly in IAEA department of safeguards long term R&D plan. Passive Gamma Emission Tomography (PGET) and Passive Neutron Emission Tomography (PNET) are the two candidates of NDA methodologies to respond to that demands. However, each methodology has the technical advantages and disadvantages, it is better to compare and understand each characteristic in spent fuel tomography. The objectives of the present study is to compare the two methodologies in partial defect test on spent fuel assembly. This paper is aimed for describing the research plan.

## 1. 緒言

国際原子力機関（IAEA）の中長期計画では、現在、高精度でかつ運用が容易な使用済燃料集合体の部分欠損検認の為に非破壊測定技術が求められている<sup>[1]</sup>。この要求に応える候補技術として、パッシブ $\gamma$ 線断層撮影法の開発が進められている<sup>[2]</sup>が、 $\gamma$ 線の減弱といった特有の阻害因子がある。一方、乾式環境で透過性の高い中性子線に着目した断層撮影法の開発も開始された<sup>[3]</sup>が、今後の課題として中性子毒・減速材による影響を考慮しなければならない。

そこで、本研究では、使用済燃料集合体の部分欠損検認におけるパッシブ $\gamma$ 線・中性子線断層撮影法の特性を評価することを目的とする。本論文では、研究計画について述べる。

## 2. 研究手法

### 2-1. 各断層撮影手法を用いたイメージングの実施

パッシブ $\gamma$ 線・中性子線断層撮影法の特性調査のために同一条件の使用済燃料を測定することを考える。燃焼度や冷却期間を使用済燃料のパラメータとして考え、複数の条件のものを計算し用意する。これによりパラメータに対する両手法の感度分析を行う。

### 2-2. 解析手法

複数の条件の使用済燃料を用意するために、燃焼度、冷却期間、可燃性毒物の有無をパラメータとして変化させながら軽水炉燃料集合体<sup>[4]</sup>の燃焼計算を SCALE6.2 コード<sup>[5]</sup>により行い、使用済燃料中の核種組成を作成する。これにより測定対象

の $\gamma$ 線・中性子線の線源情報を作成する。

次に、この使用済燃料から放出される $\gamma$ 線・中性子線の強度を周囲の位置で測定することを考える。検出器における測定シミュレーションとして、MCNP6.2<sup>[6]</sup>を用いて光子と中性子の輸送計算を行う。測定環境が重要となることから、水中、気中を想定し、ボロン水の有無なども含め、中性子線、 $\gamma$ 線計測に影響を及ぼす因子をパラメータとする。検出は、図1の通り、検出器を燃料集合体周りに回転角ごとに変化させた測定と、水平方向位置を変化させた（走査した）測定の2種類を行う。検出は図1のように行い、これにより検出器の回転角、走査位置をパラメータにした放射線量の投影データを作成する。

最後に、画像再構成を行い、使用済燃料から放出される $\gamma$ 線と中性子線の強度を可視化する。 $\gamma$ 線・中性子線それぞれ特有の阻害因子に対する、画像再構成結果を比較評価し、パッシブ $\gamma$ 線及びパッシブ中性子線断層撮影法の特性を比較する。

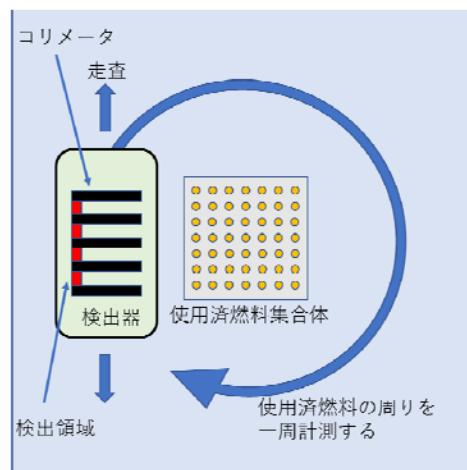


図 1 検出のモデル

### 3. 研究計画

本研究の計画とその流れを図 2 に示した。  
画像再構成に用いる手法は今後の検討課題である。

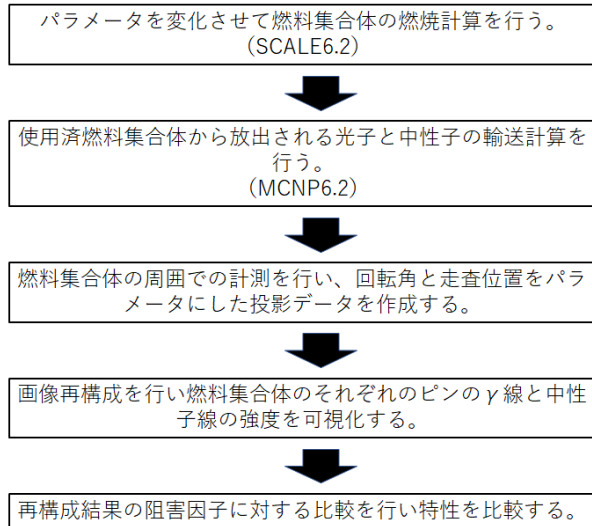


図 2 研究計画と流れ

### 4. 結言

本論文では、使用済燃料集合体の部分欠損検認におけるパッシブγ線・中性子線断層撮影法の特徴を比較評価するための研究手法の検討および具体的な計画を立案した。

本研究成果の発展性として、パッシブγ線及び中性子線を組合わせた堅牢で信頼性の高い部分欠損検認技術の開発や、中性子及びγ線放出核種の放射能位置分布情報を利用した燃焼度計や廃止措置への応用などが期待される。

### 引用・参考文献

[1] IAEA. “IAEA Department of Safeguards Long-Term R&D Plan, 2012–2023”, STR-375, Vienna, January 2013.

[2] 柴茂樹, 相楽洋. “第 40 回日本核物質管理学会年次大会論文集”. パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発 (2) モックアップ燃料集合体中γ線源分布の画像再構成. 2019

[3] 徳田崇哉, 柴茂樹, 相楽洋. “第 40 回日本核物質管理学会年次大会論文集” パッシブγ・中性子線断層撮影法を用いた非破壊測定技術の研究 (1) 使用済燃料由来パッシブ中性子線断層撮影法の部分欠損検認への定期用の研究計画. 2019

[4] 中原嘉則, 須山賢也, 須崎武則. “軽水炉使用済燃

料の燃焼度クレジットに関する技術開発”, 日本原子力研究所, 2000 年 10 月

[5] B. Rearden and M. Jessee, “SCALE code system, version 6.2.1,” ORNL/TM-2005/39, August 2016.

[6] Monte-Carlo Team. “MCNP - A General N-Particle Transport Code, Version 6, Volume 1: Overview and Theory” Los Alamos National Laboratory. (2013)

# 多様な放射性廃棄物内核物質質量測定への DDSI 法の適用可能性

## (2) 解析モデルの構築と妥当性確認

Feasibility of Application of DDSI Assay Technique for Nuclear Material Quantification in Various Radioactive Waste Forms

### (2) Numerical analysis modeling and validation

\*中嶋 翔<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>, 韓 治暎<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東京工業大学

\*Sho NAKAGUKI<sup>1</sup>, Hiroshi SAGARA<sup>1</sup>, and Chi Young HAN<sup>1</sup>

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

Radioactive wastes generated in nuclear fuel cycle or in decommissioning of nuclear facilities contains a certain amount of nuclear materials. The technology of nuclear material quantification applicable for simple in-situ measurement of such nuclear materials is very important for non-proliferation. A feasibility study on application of the Differential Die-Away Self-Interrogation (DDSI) assay technique is being performed for nuclear material quantification in various radioactive waste forms. This paper describes the numerical analysis modeling and its validation for DDSI applicability for various radioactive wastes.

### 1. 緒言

世界の核不拡散・核セキュリティ強化は喫緊の課題であり、核物質の適正管理技術として非破壊測定技術開発が強く求められている。再処理施設で生じる放射性廃棄物には単体では少量ながら総体としては無視できない量の核物質が含まれ、また、燃料デブリなど事故後の廃止措置時の放射性廃棄物には大量の核物質が含まれる。組成や形状等の仕様が不明な中で、簡便に核物質量を推定できる手法の開発が重要となる。

現在、外部中性子源が不要であり使用済燃料や廃棄物自身の内部中性子源を活用する Differential Die-Away Self-Interrogation (DDSI) 法の研究が進められている。DDSI 法は核物質による自発核分裂中性子と誘発される核分裂中性子の中性子消滅時間の差を利用し、弁別することで実効質量を求める方法であり、大規模装置や放射線源を必要としない簡便さから、核物質管理の現場への適用が期待されている[1]。

本研究では、DDSI 法による放射性廃棄物内核物質質量推定への適用可能性を明らかにすることを目的とする。本発表では DDSI 法の解析モデルの構築及び、妥当性確認結果について述べる。

### 2. 解析モデルの構築

DDSI 法を用いた先行研究として LANL で実施された実験モデル[2]を参照し、本研究の計算モデルを構築する。

本研究では DDSI 法を用いた計算を行うために、中性子同時計数値が計算可能な MCNP6.2 を使用

し、核データライブラリ ENDFB-VII.0 に基づく endf70 シリーズを用いる。

図 1 にポリエチレンに囲まれた He-3 中性子検出器を用いた本研究の解析体系図を示す。

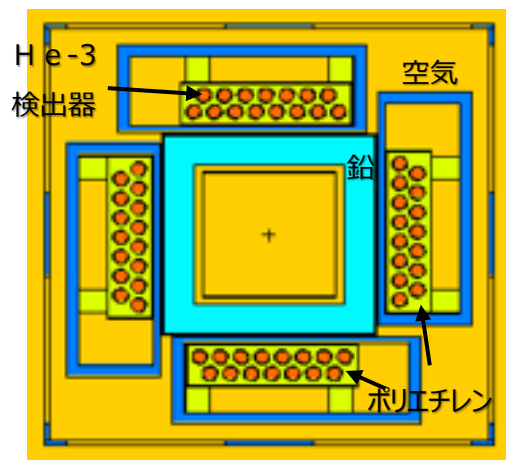


図 1 構築した DDSI 法の解析モデル体系図(XY)

### 3. 実効質量の導出に対する妥当性検討

#### 3-1. 解析手法

Cf-252 標準線源を測定対象として、全中性子(シングル)計数率、中性子同時(ダブル)計数率を評価し、実験値と比較する。得られたダブル計数率の時間頻度分布から自発核分裂成分と誘発核分裂成分の Rossi-Alpha を導出し、誘発成分を差し引くことで自発核分裂成分を抽出する。さらに、標準線源情報との比較により自発核分裂数の評価結果の妥当性を確認する。

次に、評価結果のダブル計数率を理論式 (1) に



代入することで実効質量を導出し、解析モデルの妥当性を確認する[3]。

$$D = \frac{m \cdot F \cdot f_d \cdot \varepsilon^2 \cdot M_L^2}{2!} \left[ v_{s2} + \left( \frac{M-1}{v_{i1}-1} \right) v_{s1} (1 + \alpha) v_{i2} \right] \quad (1)$$

**D** : 観測された2つのペア中性子組数  
**m** : 実効質量 (g)  
**F** : Cm-244の核分裂回数 (fission/s-g)  
**f<sub>d</sub>** : ダブルゲートフラクション  
**ε** : 中性子検出効率  
**M<sub>L</sub>** : 中性子漏れ増倍率  
**α** : (α, n) 反応中性子と自発核分裂中性子との比  
**v<sub>s1</sub>, v<sub>s2</sub>, v<sub>s3</sub>** : 自発核分裂中性子分布の1次、2次換算モーメント  
**v<sub>i1</sub>, v<sub>i2</sub>, v<sub>i3</sub>** : 誘発核分裂中性子分布の1次、2次換算モーメント

### 3-2. 結果

図2に Cf-252 標準線源を用いたダブル値の計数結果を示す。横軸は核分裂中性子の初めの1つ（トリガー中性子）が検出された後の時間を測定開始時刻として、その経過時間を示している。今回は中性子増倍の起きない体系を仮定したため、ダブル計数率が指数関数的に単調減少しているため誘発成分の寄与はほとんどなく自発核分裂成分が得られたことを示している。

表1に参照した実験結果と解析モデルの中性子計数率の比較結果を示す。シングル、ダブル計数率ともに誤差 0.1%以内であることを確認した。中性子消滅時間においては 8.8%の誤差を有していた。

また、式(1)を用いて Cf-252 実効質量を算出した。線源情報として設定した Cf-252 標準線源の重量と比較し、誤差 1.2%であることを確認した。今回は増倍のきわめて限られた体系を設定したため、自発成分が支配的であるが、誘発成分に起因する偶発的な影響が誤差の要因と考えられる。

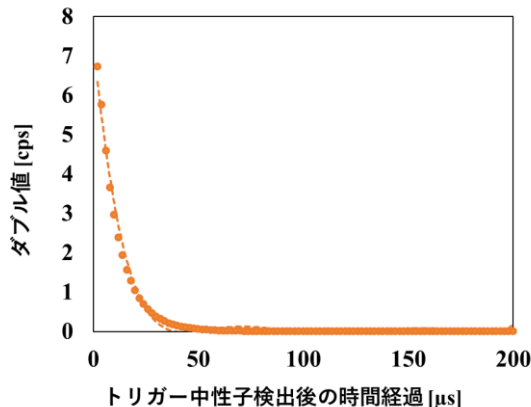


図2 Cf-252 標準線源のダブル値

表1 解析モデルの実験値と計算モデルの比較

	中性子消滅時間 [μs]	シングル計数率 [cps]	ダブル計数率 [cps]
LANL 実験値	17.0 ± 0.2	775.231 ± 0.001	40.33 ± 0.01
計算モデル	18.5 ± 1.5	775.164 ± 0.009	40.34 ± 0.01
誤差 (%)	8.82	0.01	0.02

### 4. 結言

放射性廃棄物内に含まれる核物質質量測定への DDSI 法の適用可能性の検討を目的として、解析モデルの構築及び妥当性確認を行った。中性子増倍の起きない単純な体系では実効質量を精度よく導出できることを確認した。

今後、放射性廃棄物の例として、MOX燃料製造工程で発生するスクラップ廃棄物を想定し、Pu-240 実効質量の導出を検討・評価する。測定対象のパラメータとして、測定物質の核物質質量、軽元素保有量、充填率などによる影響を比較し、解析体系の精度検証を行う。

### 引用・参考文献

- [1] T. NAGATANI *et al.*, “Characterization Study of Four Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *Energy Procedia*, vol. 131, p.258–263 (2017).
- [2] A. C. TRAHAN *et al.*, “Characterization Measurement with the Differential Die-Away Self-interrogation Instrument,” *Proc. 55<sup>th</sup> Ann. Mtg. INMM*, (2016).
- [3] Ensslin, N. *et al.*, “Application Guide to Neutron Multiplicity Counting”, *LA-13422-M, Los Alamos National Laboratory*, (1998).

# 制動放射ガンマ線を用いた光核分裂による高濃縮ウラン検知への適用性研究 (3) ( $\gamma$ , 2n)反応ノイズによる光核分裂反応を利用した同位体組成測定手法への影響 Applicability Study of Photofission Reaction to Identify High-Enriched Uranium by utilizing the Bremsstrahlung Photon

## (3) Impact of ( $\gamma$ , 2n) Reaction Noise on Photofission Reaction Ratio Method

\*チン キム ウエイ<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>, 韓 治暎<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

\*Kim Wei Chin<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup> and Chi Young Han<sup>1</sup>

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

The principle of Photofission Reaction Ratio (PFRR) method was validated by both Gaussian and bremsstrahlung photon sources incident on uranium target with varying enrichment in extant studies. Based on previous study, the combination of 6 and 11 MeV Gaussian photon energy was selected to measure uranium enrichment because the difference of photofission cross sections between <sup>235</sup>U and <sup>238</sup>U at these two energies varies significantly. To achieve similar photofission reaction rate by bremsstrahlung photons, parametric study on energy of electrons injected into a bremsstrahlung target was conducted and 7.0 MeV of electron energy was selected for producing similar reaction rate by 6 MeV Gaussian photon. However, bremsstrahlung photons of energy higher than 11 MeV are subjected to produce multiple neutrons ( $\gamma$ , 2n) from a bremsstrahlung target. These background neutrons could affect the neutron counting that is desired only from photofission reaction on uranium target. Thus, we have conducted a parameter survey of different incident electron energies higher than 11 MeV, examined their ( $\gamma$ , 2n) noise effect on PFRR as well as identifying the energy range that has minimum noise effect by ( $\gamma$ , 2n) reaction based on the ratio of ( $\gamma$ , 2n) reaction over sum of ( $\gamma$ , 2n) and photofission reaction.

## 1. Introduction

As one of the active non-destructive assay (NDA) technologies, PFRR method is based on photofission reaction of fissionable nuclides, and its principle was proposed and validated by using an ideal Gaussian photon source simulation previously [1]. This methodology was based on a characteristic difference of photofission cross sections among heavy metals. The production of Gaussian photon source requires a costly laser Compton instrument. Instead, the production of bremsstrahlung photon source is more affordable. We have validated the principle of PFRR method by using Bremsstrahlung photons from gold target and tantalum target [2]. Ultimately, the PFRR method can be used to identify highly enriched uranium (HEU).

Overall, the PFRR simulation consists of:

- (1) photon generation by a high energy electron beam from linear accelerator injection to tantalum,
- (2) photofission reaction by photon injection to a heavy metal target, and
- (3) measurement of photofission reaction rate.

## 2. Methodology

The particle transport calculations of (1) was performed with PHITS3.0 code with JENDL 4.0

library while (2) and (3) were performed with MCNP6.0 code with ENDF VII.1 library. The conceptual simulation setup can be seen in Figure 1.

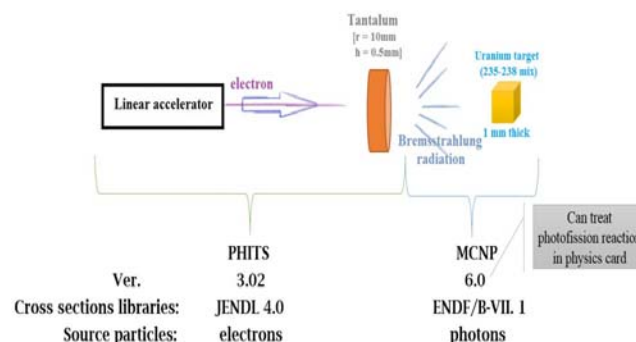


Figure 1 Simulation setup conceptual diagram

$10^8$  electrons was assigned to bombarding a cylindrical tantalum target with 0.5 mm thickness in PHITS3.0 code. The resulted bremsstrahlung photons was then directed to a uranium target with parallelepiped geometry (1 mm thick) which was simulated with MCNP6.0 code for its capability of treating photofission reaction in physics card. The uranium enrichment was varied as 20% and 90% and the histories given was  $10^8$  particles.

### 3. Result and Discussion

To achieve the similar photofission reaction rate by bremsstrahlung photons, a parametric study was performed by altering energy of electron injected into tantalum target. For lower energy range, 6.0, 7.0, 7.5 and 8.0 MeV were simulated and finally 7.0 MeV was selected for producing similar photofission reaction rate by 6.0 MeV Gaussian photons [2]. However, for higher energy range there remained a room for discussion since bremsstrahlung photons that yield energies higher than 11.0 MeV can trigger a multiple neutron emission, or  $(\gamma, 2n)$  reaction which can be seen in Figure 2.

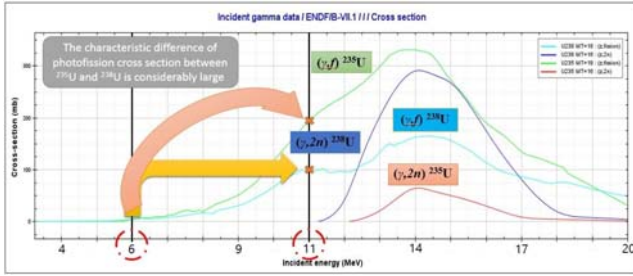


Figure 2 Comparison of  $\gamma$ -induced cross sections of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$ .

These neutrons will have unignorable impact especially if the photofission reaction is determined by measurement of neutrons (neutron counting by detector). They act as background neutrons to those neutrons that were emitted solely from photofission reaction. Therefore, a parametric study of incident electron energy for energy range higher than 11.0 MeV was carried out up to 15.0 MeV with 1.0 MeV interval. A parameter was introduced to evaluate the degree of impact of  $(\gamma, 2n)$  reaction: ratio of  $(\gamma, 2n)$  reaction over the sum of  $(\gamma, 2n)$  reaction and photofission reaction. Two different uranium enrichments: 20% and 90%. The photofission reaction and  $(\gamma, 2n)$  reaction energy spectrum outputted from MCNP6.0 are shown in Figure 3(a) and (b) for 20% and 90%  $^{235}\text{U}$  enrichments respectively. The ratio of  $(\gamma, 2n)$  reaction over the sum of  $(\gamma, 2n)$  reaction and photofission reaction for 12.0, 13.0, 14.0 and 15.0 MeV of 20% enriched uranium were 0.0022, 0.0471, 0.1531, 0.2513; for 90% enriched uranium were 0.0002, 0.0050, 0.0244 and 0.0533. We deduced that a lower than 10% degree of impact is optimum, and since energy range of 12.0 up to 13.0 MeV have ratio value lower than 10%, the energy range from 12.0 to 13.0 MeV is optimal to produce similar photofission reaction rate by 11.0 MeV Gaussian photons.

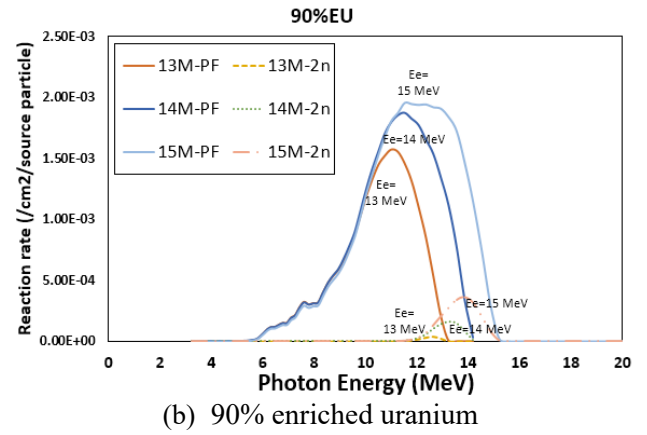
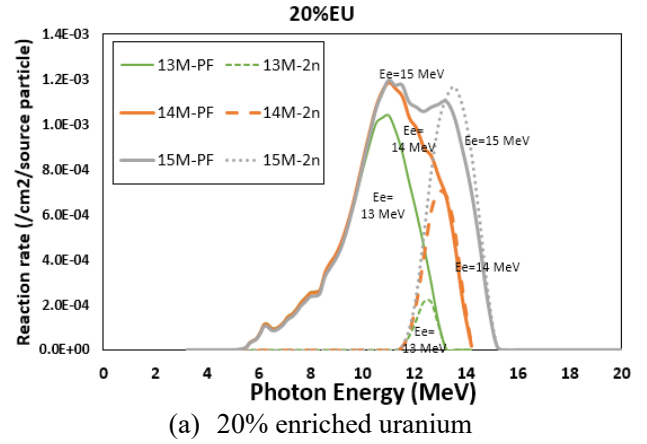


Figure 3 Photofission and  $(\gamma, 2n)$  reaction spectrum

### 4. Conclusion

Considering the effect of  $(\gamma, 2n)$  reaction noise, we deduced that the range of 12 to 13 MeV bremsstrahlung energy is optimal to generate similar photofission reaction rate by 11 MeV Gaussian photons for their ratios of  $(\gamma, 2n)$  reaction over sum of  $(\gamma, 2n)$  and photofission reaction are lower than 10%.

### Acknowledgement

The authors express gratitude towards Dr. Rei Kimura who had given consistent support and encouragement. This work was supported by JSPS KAKENHI (JP17K07005).

### References

- [1] Rei Kimura, Hiroshi Sagara and Satoshi China, "Principle validation of nuclear fuel material isotopic measurement method based on photofission reactions", 0022-3131, JSNT, May (2016)
- [2] Kim Wei Chin, Hiroshi Sagara, Chi Young Han and Rei Kimura, "Applicability study of Photofission Reaction to Identify High-Enriched Uranium by utilizing the Bremsstrahlung Spectrum Photon", Proc. 40<sup>th</sup> Ann. Mtg. of INMM Japan Chapter, JASSO Heisei Plaza, Nov (2019)

# 核鑑識のための燃料核種組成情報を活用した軽水炉型の判別手法

## Light Water Reactor Type Discrimination Method Using Fuel Nuclide Composition Information for Nuclear Forensics

\*加賀山 雄一<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>, 韓 治暎<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

\*Yuichi Kagayama<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>, and Chi Young Han<sup>1</sup>

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

In nuclear fuel cycle with a mixture of various light water reactor types, it is important information to distinguish the reactor and fuel type utilizing nuclear forensics. However, effective discrimination method is in the research and development stage due to similarity of light water reactor types. The purpose of this study is to develop a light water reactor type discrimination method using fuel nuclide information, which is one of the important parameters of nuclear forensics. Specifically, using the irradiated fuel nuclide information, indicators for discriminating typical PWR and BWR are examined.

### 1. 緒言

核鑑識は、犯罪行為者の特定・訴追を支援し、核・放射性物質を使用したテロの抑止にもつながると期待されている。核鑑識は大きく分けて分析技術と起源を特定するためのデータベース構築からなる。欧州、米国で活発に進められ、現在は核鑑識国際技術作業部会や国際原子力機関を中心に世界各国で開発が進められている。わが国では日本原子力研究開発機構や科学技術警察研究所が精力的に進めているが、実際の運用までには様々な課題が残り、データベースの構築や軽水炉型の判別もその一つである。[1,2]

本研究では、核鑑識の重要パラメータの一つである燃料核種組成情報を活用した軽水炉型の判別手法の検討を目的とする。具体的には、現行広く利用されている PWR、BWR の代表的な運転条件を用いて燃焼計算を行い、核種重量の差から判別指標の検討を行った。

### 2. 研究手法

#### 2-1 解析手法と妥当性検証

核鑑識の課題として PWR、BWR の違いが見えにくいという点があげられる。これは PWR、BWR とともに冷却材・減速材として水を使用していることなど類似点が多いことに起因する。一方で、加圧水の圧力や燃料棒垂直高さ方向における水密度は異なるため、これらによる照射後燃料核種組成への影響を考察した。

本研究では燃焼計算コードとして SCALE6.2 に内蔵されている ARP/ORIGEN を用いた。初めに本計算システムの妥当性検証のために SFCOMPO[3]の SF95(高浜 3 号機(PWR)の 2 回照射サイクルを行った濃縮度 4.1% $UO_2$  燃料)、SF98(福島第二発電所 2 号機(BWR)の 5 回照射サ

イクルを行った濃縮度 3.9% $UO_2$  燃料)の照射後試験の再現計算を行った。再現計算では異なる軸方向高さの 5 点で燃焼計算を行い、得られた照射後燃料核種組成の合計と公開されている照射後試験の結果を比較した。

妥当性検証の結果を表 2-1、2-2 にまとめた。SF95、SF98 とともに計算結果の差が小さな核種から載せている。 $^{235}U$ 、 $^{236}U$ 、 $^{238}U$ 、 $^{238}Pu$ 、 $^{244}Cm$  はどちらも高い精度となった。核分裂生成物では  $^{137}Cs$ 、 $^{144}Ce$ 、 $Nd$  は非常に高い精度となった。これらの結果は今後の核種組成データベースの不確かさ情報として活用する。

表 2-1 SF95 (PWR) における妥当性検証結果

(Csum/Esum)-1	核種
0~5%	U-235,236,238 Pu-238,239,242 Am-243 Cm-244 Cs-137 Ce-144 Nd-143,144,145,146,148,150
5~10%	U-234 Pu-240,241 Cs-134 Eu-154
10~20%	U-234 Am-241,242m
20~30%	Cm-242 Ru-106
30%~	Sb-125

表 2-2 SF98 (BWR) における妥当性検証結果

(Csum/Esum)-1	核種
0~5%	U-235,236,238 Np-237, Pu-238 Am-241 Cm-244 Cs-134,137 Ce-144 Nd-143,144,145,146,148,150 Sm-150,151,152 Eu-154
5~10%	Pu-239,241,242 Am-243 Cm-243 Sm-154
10~20%	U-234 Pu-240 Cm-245 Sm-148
20~30%	Am-242m
30%~	Sm-147,149 Cm-242 Ru-106

#### 2-2 軽水炉用使用済燃料の核種組成データベースの構築

妥当性検証された計算環境を用いて PWR、BWR の燃焼計算を行う。PWR、BWR の新燃料が取替燃料集合体平均燃焼度の違いや軸方向の水密度の違いの影響を受けて燃料核種組成がどの

程度変化するかを評価した。

ここでは、代表的な軽水炉用の運転条件[4]を参考にして測定位置を燃料棒垂直方向に 24 点取り燃焼計算を行った。表 2-3 に計算条件、図 2-1 に PWR と BWR の軸方向高さにおける水密度を示す。

この計算により PWR、BWR の燃料集合体 24 分割位置ごとの 1tU 当たりの核種組成・元素重量及び燃料集合体全体の核種組成・元素重量のデータを得ることが出来た。

表 2-3 PWR、BWR の計算条件

項目	PWR	BWR
取替燃料集合体平均燃焼度	44000(MWd/t)	39500(MWd/t)
比出力	38.5(MWt/tU)	26.2(MWt/tU)
ペレット初期濃縮度	4.1(%)	3.793(%)
運転日数	381(day)	377(day)
運転サイクル間停止期間	90(day)	90(day)
バッチ数	3	4
冷却期間	10(year)	10(year)

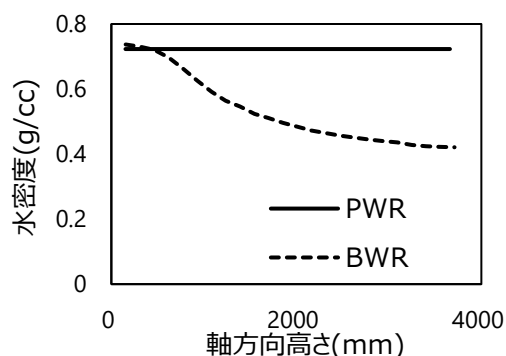


図 2-1 PWR と BWR の軸方向高さにおける水密度

### 3. 結果

この核種組成データベースの核種重量の差分情報を用いて重量の差が大きい核種・元素は軽水炉の判別指標として期待できると考えた。表 3-1 に示す通り、 $^{244}\text{Cm}$ や $^{241}\text{Pu}$ には大きな重量の差を見ることが出来た。また PWR と BWR の中性子エネルギー、水密度の違いによって影響が表れる核種の代表例として $^{239}\text{Pu}$ について図 3-1 に示す。軸方向高さにおける $^{239}\text{Pu}$ の生成分布にも差を見ることが出来た。これらは $^{238}\text{U}$ の(n, $\gamma$ )反応の反応率によるものである。一方で、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{149}\text{Sm}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ は $^{235}\text{U}$ の中性子吸収反応、初期濃縮度、燃焼度の影響を受け違いが見えていることが分かった。

表 3-1 PWR、BWR の核種重量の差分情報

核種	PWR(g/tU)	BWR(g/tU)	P-B(g/tU)	P/B
cm-244	5.529.E+01	3.693.E+01	1.836.E+01	50%
pu-241	1.118.E+03	7.756.E+02	3.426.E+02	44%
sm-149	4.125.E+00	2.673.E+00	1.452.E+00	43%
am-241	7.436.E+02	5.251.E+02	2.185.E+02	42%
u-235	9.860.E+03	7.171.E+03	2.689.E+03	37%
pu-238	2.821.E+02	2.057.E+02	7.639.E+01	37%
pu-239	5.955.E+03	4.456.E+03	1.499.E+03	34%

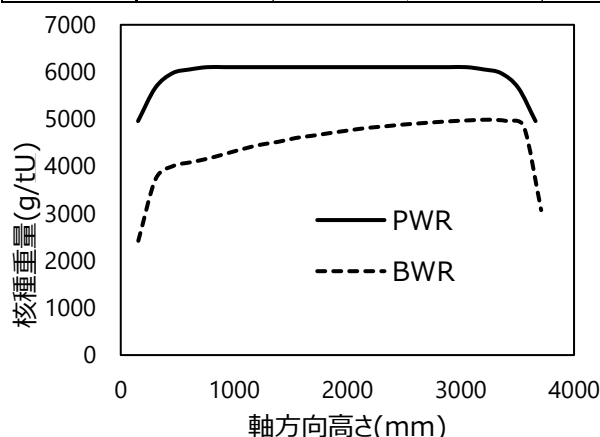


図 3-1 PWR、BWR の軸方向高さにおける $^{239}\text{Pu}$ 重量

### 4. 結言

核鑑識の重要パラメータの一つである核種組成について、現行広く利用されている軽水炉型ごとの核種組成データベースの構築と判別指標の検討を行った。核種重量の差分が大きい $^{244}\text{Cm}$ や $^{241}\text{Pu}$ は判別指標として期待できる。

今後の研究計画としては、データベースの拡充、同軽水炉型での判別、測定可能性の検討を行う予定である。

### 引用・参考文献

- [1]木村 祥紀・篠原 伸夫・大久保綾子，“核セキュリティのための核鑑識技術の動向と最近の成果”，日本原子力学会誌 ATOMOS，2015 年 12 月
- [2]木村 祥紀・篠原 伸夫・舟竹 良雄，“核鑑識に関する技術開発 (5)核鑑識ライブラリによる属性評価手法の検討と今後の課題”，日本原子力学会 2014 秋の大会
- [3]中原 嘉則・須山 賢也・須崎 武則，“軽水炉使用済み燃料の燃焼度クレジットに関する技術開発”，日本原子力研究所，2000 年 10 月
- [4]奥村啓介・岡本力，“軽水炉使用済み燃料の核種インベントリ”，日本原子力研究開発機構，2012 年 2 月



# 現在の核不拡散レジームによる核拡散可能性

## Risk of nuclear proliferation under the current nuclear nonproliferation regime

\*笹野 夏暉<sup>1</sup>, 池上 雅子<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

\*Natsuki Sasano<sup>1</sup>, Masako Ikegami<sup>1</sup>

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

An analysis confirming Israel's nuclear test in 1979 was revealed by the declassification of U.S. official documents. Israel's substantive nuclear armament, which has been tolerated for decades, has led to a nuclear crisis in the Middle East, and eventually world wide. The current nuclear non-proliferation regime is an unequal system that divides nuclear-weapon states and non-nuclear-weapon states, and its double standard and arbitrary application greatly undermines the legitimacy of the NPT regime, which eventually leads to nuclear proliferation. The NPT regime needs to be re-examined for retaining legitimacy.

### 1. 緒言

2016 年の米国の機密解除文書より 1979 年にイスラエルの核実験を示唆するデータが明らかになった。NRL(U.S. Naval Research Lab)がホワイトハウスへ報告した文書が機密解除され、そこに記載されていた数値を分析すると南アフリカの 2,200km 南方で核実験を行ったという分析結果が得られた。この実験はおそらくイスラエルが行ったであろうと示唆されている<sup>1</sup>。ここでのインパクトはイスラエルが核実験を行った事実以上に米国がこの事実を隠していた政治的要素が大きく働いたという点である。核兵器不拡散条約(NPT)をはじめとした核不拡散レジームが機能していればイスラエルは核爆発能力を持つことは無かったのか、また核拡散が行われたのはイスラエルのみであり他の国々は核不拡散を厳守しているのか、などを分析し現在の核不拡散レジームの問題点を考える。

本研究では、核不拡散を各国の国内政治の点から事例分析し、現在の NPT を中心とする核不拡散レジームがどのような役割を果たしているのかについて調査する。またその問題点と将来の核不拡散体制の在り方について考察する。

### 2. 研究手法

米国の機密解除文書、外交のシンクタンクの分析結果などの文書を調査対象とした。特に米国の国立公文書館は米国のみならず世界中の発生した事象を記載している貴重な一次資料である。対してシンクタンクには資料が潤沢に存在しているが分析者の主観や利害関係などにより一定のバイアスがかかっている点を留意して分析した。

### 3. 結果

緊迫状態が現在も続いている中東をはじめ、過去に原子力技術の提供を行ってきたフランスと IAEA 追加議定書(AP : Additional Protocol)に締結しているが NPT に加入していないにも関わらず国際社会と関係が良好なインドの分析も行った。

#### 3-1. イスラエル

イスラエルは周囲の国々と敵対するため自国の安全保障の確保が核開発の大きな原因になったと考えられる。スエズ戦争に先立ち、フランスがイスラエルに軍事行動に加わるか打診した際、イスラエルはフランスのサクレに建設したものと同様の小規模研究炉(18MW)の供与を求めた。しかしスエズ戦争において、(英)仏とイスラエルはエジプトから撤退するよう国際社会から圧力を受ける。その撤退決議を受けイスラエルはフランスにマルクールに建設中の大規模(40MW)なプルトニウム生産炉と同様の施設を求めさらに再処理施設の供与も要求した<sup>2</sup>。結果 1957 年に文書が交わされディモナに核施設を建設することになった。そしてイスラエルは 1966 年に核爆発能力の知見を得られたと考えられている<sup>3</sup>。というのもイスラエルは核保有国へ名乗り上げることはなく 1963 年~1969 年まで首相を務めた Eshkol は”I have said before and I respect that Israel has no atomic weapons and will not be the first to introduce them into our region.”と述べている<sup>4</sup>。Introduce は導入、持ち込むというような意味である。”make, use, develop”といった表現では無く introduce を用い曖昧な政策を打ち出した。核保有を顕在化することもなく秘匿化することも無かった。イスラエルは NPT の第 3 条に抵触する事態を避けるため NPT へ加盟していないと考えられる。

### 3-2. イラク

1990年のイラクによるクウェート侵攻は国際社会が許さず1991年に安保理決議により大量破壊兵器の完全廃棄を受け入れることになった。この戦争(湾岸戦争)の後に査察フェーズへ移行した。IAEAは1991年5月から査察を開始した際にウラン濃縮の為に機器を発見した<sup>5</sup>。NPT第2条の義務に違反することが明らかとなり保障措置の仕組みの課題となった。申告された核物質を中心とする従来のIAEAの保障措置の限界が認識され、未申告活動、未申告施設を探知する為にIAEAの査察機能を強化する必要性があった。そして追加議定書のモデルが1997年に採択された<sup>6</sup>。

### 3-3. インド

インドはNPTに加盟していないにも関わらず国際社会との関係が良好であり現在の核不拡散レジームに照らして異例な国である。1951年にカナダから研究原子炉を導入し1958年に再処理施設の建設を決定した。当時のネルー首相は独立時の指導者ガンディーの非暴力思想<sup>7</sup>に立脚しており核兵器の非道徳性を強く訴えている。よってエネルギー源としての原子力開発を進めるとしても核開発に乗り出す考えはなかった。しかし1962年の中印国境紛争後ネルー首相が死去し中国が核実験を行った1964年からインドの状況は平和主義のみではいなくなかった。そして同年11月に「平和的核爆発」の核実験に向けての研究開発を開始することを承認した。しかし1974年の核実験の立役者となる原子力科学者のラジャ・ラマンナは“The Pokhran test was a bomb, I can tell you now... An explosion is an explosion, a gun is a gun, whether you shoot at someone or shoot at the ground... I just want to make clear that the test was not all that peaceful.” Raj Ramanna, Former Director of India's Nuclear Program, 10 October 1997 (speaking to the Press Trust of India)<sup>8</sup>と述べており「平和的核爆発」は単なる名目に過ぎなかったと考えられる。これを受け1978年に原子力協定グループはNuclear Suppliers Group (NSG)ガイドラインを制定した。1981年に隣国であるパキスタンが核弾頭を手にしたと情報が入ってきた事を踏まえインドは1998年5月に2,3度目の核実験を行った。インドはNPTの枠外に身を置き、核保有の顕在化を行いながらも国際社会と良好な関係を維持するという二律背反を実現しておりNPTを中心とする核不拡散レジームを変則的にする可

能性がある。インドとIAEA間の保障措置協定案に焦点を当てると、協定はINFCIRC/66型というIAEA文書に従った保障措置をベースにするものであるが通常のINFCIRC/66型の保障措置とは異なる保障措置の対象となる原子力施設は特定されておらず、2009年からインドが段階的にIAEAに対し、保障措置の対象となる施設の通知を行うスタイルを採用しており、インドは査察の程度が緩い状況を維持している<sup>9</sup>。またインドはNPTには加盟していないが追加議定書は発効している唯一の国である。これに対し日本の天野前事務局長、ラジバ・ミスラ下院議員は、インドとIAEA、ひいては国際社会とよい関係を築けていると発言をした<sup>10</sup>。インドは少し複雑であるので簡単にまとめると、NPTには加盟していないが保障措置には前向きでありそのことは国際社会からも認められている。公然とした核兵器国ではないが核保有を行い、国際社会との関係も良好といった点で上手くいっておりNPT体制の適用を変則的なものにしている。

### 3-4. フランス

フランスとイスラエルの核科学技術の進歩は1950年代初頭まで密接に結びついており、イスラエルの科学者はマルクールのPu生産原子炉と再処理工場の建設を支援していた(多くの有能なユダヤ人科学者は1930/40年代にパレスチナに移住)。1950年代から1960年代初期にかけてフランスとイスラエルは多くの地域で密接な関係を持っていた。フランスはイスラエルの主要な武器供給国でありイスラエルは北アフリカの情勢についての情報を提供していた<sup>11</sup>。両国は1956年10月にエジプトに対するスエズ運河の問題を英国と協力し解決しようとした。しかし結果としてイスラエル側は撤退を余儀なくされることになった。その後1956年11月にイスラエルとフランスの外相が秘密会合を行った。そこでイスラエルがソ連の脅威を深く懸念していることが分かり、その会合で研究用原子炉の枠組みを超えたものに変更することになった。そしてイスラエルへプルトニウム分離技術とともにEL-3typeの18MW(thermal)の研究用原子炉の供給を行うことで同意に至った。その後24MWのものにアップグレードされ、コア冷却ダクトに関しては電力レベルの3倍にも耐えうる十分なコア冷却ダクトを提供した。しかし原子炉はタービンと連結していなかった、つまりプルトニウムの生産の為に



けに供給したということになる<sup>12</sup>。1954年5月にフランスはEL-3typeの開発に踏み切っており<sup>13</sup>イスラエルに最新の原子力技術を提供している。何故そこまでフランスはイスラエルに対し意欲的に支援を行ったのかという疑問が残る。これはアルジェリアでのエジプトとの戦争にイスラエルが核をもっておけばフランス側は有利となる戦略的なビジョンに則って行われたものである。またフランスは核そのものを手に入れたかった(フランスが核実験を成功させたのは1960年2月13日)。即ち、イスラエルの高度な科学的知見をフランスは原子力産業の遅れや、技術的な問題点の保険としたかった。EL-type3は重水を使用するがこれはフランスが提供したのではなく英国が関与していたことが英国国立公文書館で発見された文書により判明した<sup>14</sup>。

表1 核開発を行った、または疑わしい国と  
NPT,AP

	NPT	AP	最初の核実験
イスラエル	×	×	1979(機密解除文書により判明)
中国	1992	1998	1964
インド	×	2009	1974
パキスタン	×	×	1987
南アフリカ	1991	2002	-
イラク	1969	2008	
リビア	1975	2004	
イラン	1970	?	
北朝鮮	1985-2003	×	2006

(-):不明, (×):加入しておらず, 数値は批准した西暦

核拡散が起こり新たな核保有国が誕生するとその都度、追加的な規制措置が採られる。先述した各国の核開発は、核不拡散レジームに大きな影響を与えた。核不拡散レジームと各国の核開発の間には、核不拡散レジームが各国の核開発を制約するという関係とともに、各国の核開発が核不拡散レジームに影響を与えるという関係も存在する。中国の核保有はNPTへの討議を加速させ、イラクや北朝鮮の核活動の発覚は追加議定書を発効させた。このように核拡散が起こると、対処的に新たな規制措置が設けられるのが現在の手法である。調査の結果、核兵器国以外にも核保有

に向かっている国が存在することが分かった。表1よりイスラエル、インド、パキスタン、北朝鮮は事実上の(de facto)核保有国になった。漸進的とはいえ核拡散が実際に進行している現実には、NPTを妄信的に徹底すれば十分とする考えには大きな陥穽がある。核不拡散レジームの基板を担っているNPTが核保有を難しくしているのは事実であるが現在の核不拡散レジームを再検討する必要がある時期にきていると言える。

#### 4. 結論

分析した非核兵器国に共通することとして核開発を行っている国が近隣に存在するとNPTへの加盟が滞り核開発へ舵を切ることになる。北朝鮮のようにNPTを脱退し核開発を行うモデルが広まれば中東で一気に核拡散が起こる可能性がある為、実際にNPT脱退を表明した北朝鮮についても今後は分析する必要がある。また、NPT脱退の意向を示しているイランについても今後分析を進める。

#### 謝辞

日本原子力開発機構核不拡散・核セキュリティ総合支援センターの各位から戴いた研究上のフィードバックと多々の御教示に感謝申し上げます。

#### 引用・参考文献

1. Lars-Erik De Geer and Christopher Wright. The 22 September 1979 Vela Incident: Radionuclide and Hydroacoustic Evidence for a Nuclear Explosion. Science & Global Security. 2018, 26, p.20-54, (online) [http://scienceandglobalsecurity.org/archive/sgs26degee\\_r.pdf](http://scienceandglobalsecurity.org/archive/sgs26degee_r.pdf)
2. Avner Cohen. Israel and the Bomb. Columbia University Press, New York, p.58
3. Avner Cohen. Israel and the Bomb. Columbia University Press, New York, p.231
4. Avner Cohen. Israel and the Bomb. Columbia University Press, New York, p.233
5. Leslie Thorne. IAEA nuclear inspection in Iraq ; A report on the unprecedented series of on-site nuclear inspection under terms of UN Security Council resolutions. IAEA, 1991, 9p, <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull34-1/34102451624.pdf>
6. IAEA. “Additional Protocol” <https://www.iaea.org/topics/additional-protocol>
7. 北野充. 核拡散防止の比較政治. ミネルヴァ書房. 2016, p.74
8. The Nuclear Weapon Archive ; India’s Nuclear Weapons Program, Smiling Buddha :1974, 03/14/2019
9. 国際問題懇親会. 内藤香. インドに対する保障措置の態様について. 核物質管理センター, H18,4,28(online)

<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/mondai/siryo/mondai01/siryo6.pdf>

10. IAEA.” India’s Additional Protocol Enters Into Force”  
<https://www.iaea.org/newscenter/news/indias-additional-protocol-enters-force>
11. Warner D. Farr. The Third Temple’s Holy of Holies : Israel’s Nuclear Weapons. U.S. Air Force, Counterproliferation Center, Future Warfare Series No.2, September 1999  
<https://media.defense.gov/2019/Apr/11/2002115467/-1/-1/0/02ISRAELSNUCLEARWEAPONS.PDF>
12. Avner Cohen. Israel and the Bomb. Columbia University Press, New York, p.364
13. Robert, J ; Hainzelin, J ; Raievski, V. THE EL.3 REACTOR. Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, 1959-10-31  
<https://www.osti.gov/servlets/purl/4263421>
14. The British National Archives. Norwegian Heavy Water – Safeguards. September 22, 1958  
<http://news.bbc.co.uk/1/shared/bsp/hi/pdfs/israelbomb.pdf>

# 自然言語処理を用いた作業安全判定

## Worker Safety Assessment Using Natural Language Processing

\*須藤 大揮<sup>1</sup>, 出町 和之<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京大学

\*Masaki Sudo<sup>1</sup>, Kazuyuki Demachi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>University of Tokyo

In order to reduce the number of industrial accidents, it is very important to monitor the activities of workers. Although human eyes are the main monitoring method at present, it is expected to use AI to assist in the monitoring in order to avoid human errors such as missing. In this study, we examine the functions of image recognition AI and natural language processing AI that are necessary for worker monitoring and its safety judgment, propose and implement algorithms that satisfy the functions, and verify the applicability of the implemented algorithms.

### 1. 背景

我が国における平成 26 年～30 年の労働災害死傷者数は年平均で約 12 万人にも達し、そのうち死亡者数は 900 人を超える。業種別にみると、平成 30 年で死亡者数が最も多い 3 業種は順に、建設業、製造業、第三次産業、死傷者数が最も多い 3 業種は順に、第三次産業、製造業、陸上貨物運送事業となる。事故の型別発生状況では、墜落・転落が死亡事故者数の約 3 割を占め、次いで交通事故が 2 割、はさまれ・巻き込まれが約 1 割と続く。厚生労働省は平成 30 年度～令和 4 年度の第 13 次労働災害防止計画にて死亡災害の 15%以上減少、死傷災害の 5%以上減少という数値目標を設定している。

現状、作業監視員もしくは作業者本人の「人間の眼」によって、危険行為の有無の監視が行われている。しかし、ヒューマンエラーによる見逃しの可能性があること、および労働災害死傷者数が平成 30 年度までにおける 3 年間で減少していない事実からも、「人間の眼」のみによる監視は不十分であると言わざるを得ない。

一方で、近年になって深層学習、特に画像認識 AI と自然言語処理 AI の進化が目覚ましい。これらの技術を用いてカメラによる危険行為検知システムを開発することができれば、「人間の眼」による検知を補強して、労働災害を減少させることが期待できる。

既存の AI を用いた画像認識異常検知手法は、通常時のデータセットを学習して、そこからの逸脱を異常として検知する二値判定によるものが多い。また、多くの物体認識システムは図 1 のようにプログラムされた物体の有無を検出するだけである。



図 1 ヘルメットを検出する既存研究<sup>[1]</sup>

しかし、労働災害の起こり得る業種や起こる事故の型は多岐に渡り、その判定には単純な物体認識と二値判定の組み合わせは適さない。また、労働災害を防止するために講じられている危険・安全行為の定義は、多くの場合において、労働安全マニュアル等の「文章」によって体系化されている。

以上のことから、画像から出力された情報を労働安全マニュアル文章と比較し、安全危険を判定するためのシステム、すなわち図 2 のような画像認識 AI と自然言語処理 AI とのインターフェースを作成する必要がある。

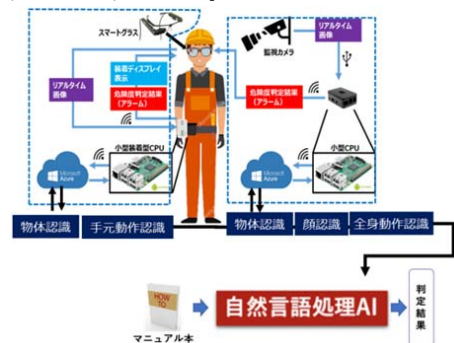


図 2 画像と文章のインターフェース

図7 類義語表現データセット



### 3-2. 事前学習モデルによる二段階二値分類(A)

まず、マニュアル文の二段階二値分類を行う。本研究では単語そのものより状態に注目する必要があるため、単語だけでなく文脈を踏まえた自然言語処理モデルが必要である。また、使用可能なデータも限られているため、学習データの要求量が低いことが望ましい。そこで、分類アルゴリズムではBERTと呼ばれる自然言語処理モデルを用いた。BERT(Bidirectional Encoder Representations from Transformers)<sup>[2]</sup>は、文章を単語ベクトルに位置情報を加えたものに変換し、これらを **Key** と **Value** に分離格納することで注目すべき単語の重みである **Attention** を計算する。入力を  $q$ 、**Key** を  $k$ 、**Value** を  $v$  とすると

$$\text{Attention}(Q, K, V) = \text{softmax}\left(\frac{QK^T}{\sqrt{d_k}}\right)V \quad (1)$$

と表され、BERT に使われている Transformer レイヤーでは **Attention** を用いて文章の情報をニューラルネットワークに学習させる。これによって **Key-Value** 間の非自明な変換によって高い表現力を得ることができ、単語だけでなく文脈を踏まえた自然言語処理モデルを作成できる。

また、BERT モデルの構造は、既存のタスク処理モデルとは根本的に異なる。基本的に、従来のニューラルネットワークを用いた自然言語処理モデルは、文章の理解や感情の分析といった特定のタスクのみ適用可能であるが、BERT は追加学習により様々なタスクに応用可能な事前学習モデルである。BERT は大規模な生コーパスで事前学習し、各タスクで追加学習するという 2 ステップからなっており、少量の追加学習のみを必要とするので、特定のタスクのために大量のデータを収集する必要はない。

第一段階では用意できるマニュアル文に手動でラベリングすることで小規模データセットを作成し、これを追加学習することでマニュアル文章を重要かそうでないかの2パターンに分類した。また、第二段階では計算資源として公開されているニュースコーパスに極性判定プログラムを適用することで大規模データセットを作成し、これを追加学習することで遵守文か禁止文かの2パターンに分類した。

### 3-3. 日本語 UD モデルによる係り受け解析(B)

次に、分類された文章の係り受け解析を行う。係り受け解析では後の論理表現化を見据え、日本語を Universal Dependencies (UD)に変換可能なモ

デルである GiNZA<sup>[3]</sup>を用いた。UD(図 8)は多言語で一貫した構文構造とタグセットを定義するのであり、これを用いることで他言語の論理表現作成手法を日本語に適用可能となる。

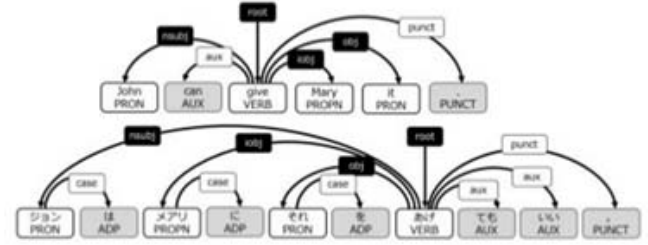


図 8 日本語の Universal Dependencies<sup>[4]</sup>

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

$$\begin{aligned} w &= \langle w_1, w_2, \dots, w_n \rangle \\ d &= \langle d_1, d_2, \dots, d_n \rangle \\ \hat{d} &= \underset{d \in D}{\operatorname{argmax}} \sum_{i=1}^n \sigma(\langle i, d_i \rangle, w) \end{aligned} \quad (2)$$

となり、入力文に対する全ての全域木の中から探索することができる。

### 3-4. 類義語修正(C)

類似単語を検索する手法には大きく分けて類似度計算、シソーラスの手法が存在する。

類似度計算の単語のベクトル表現を学習するニューラルネットワークを利用したアルゴリズムである。単語のベクトル表現の学習には、分布仮説と呼ばれる仮説を用いる。分布仮説とは単語の意味はその単語の周囲の単語によって形作られることを仮定するものである。しかし、一般的に分布仮説は類義語を似ているように学習するのみではなく、対義語も同時にその単語の近くに共起しやすいため、「高い」と「低い」といった単語同士が似ているように学習されてしまう(図 9)。そのため、この手法を用いると対義語のペアの類似度が非常に高くなってしまう。

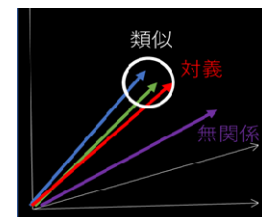


図 9 単語ベクトル空間

一方で、シソーラス<sup>[5]</sup>は人の手作業で単語間の関係性を定義した辞書である。人手による収録により、対義語ペアが誤判定されないようになっており、修正加筆を繰り返しながら長年公開されているという点で信頼性や網羅性も十分であるといえる。よって、全てのマニュアル単語はシソーラスで検索することで、画像単語と同じ表現に1つ1つ置き換えていく。

### 3-5.日本語表現の論理表現生成(D)

既存の手法では日本語を論理表現化することは非常に困難とされている。論理表現化手法の代表例としては、主に英語用に使われている Combinatory Categorical Grammar(CCG)が挙げられる。CCG では、周囲の語との結合に関する制約を表す CCG カテゴリと、少数の組み合わせ規則によって、文構造を記述する(図 10)。非常に単純モデルであるため、全探索によって導出することが可能であるが、複数の CCG 木が導出可能な場合に曖昧性が生じやすい。既存研究<sup>[6]</sup>では、係り受け木を利用することで CCG カテゴリがより強力な制約となり、英語において高い精度を達成することが示されている。

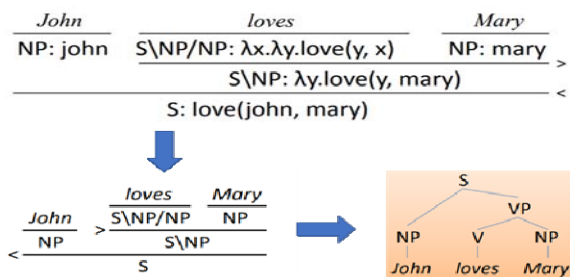


図 10 CCG による論理表現化

本研究では英語と日本語で共通形式の係り受け解析である Universal Dependencies を用いることで日本語の論理表現化を試みる。

## 4. アルゴリズムの適用性

### 4-1.文章分類アルゴリズム

学習に用いなかったマニュアル文 23 文で第一段階分類の検証を行った結果、22 文を正しく判定することができ正解率は 96%となった。

第二段階も学習に用いなかったマニュアル文 235 文で検証を行った結果、193 文を正しく判定することができ、正解率は 82%となった。また、不正解文の特徴を踏まえた自作文を 6 文追加学習することで、205 文を正しく判定できるようになり、正解率は 87%に向上した。

### 4-2. 係り受け解析アルゴリズム

係り受け解析により構文木、品詞情報、関係性タグの付いたマニュアル単語群へと変換することができた(図 11)。この関係性タグは Universal Dependencies と同じ形式である。

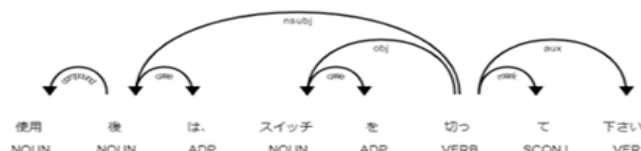


図 11 マニュアル文の UD 例

## 5. 結論

本研究では作業安全判定のために必要な機能を検討し、要求機能を満足する自然言語処理アルゴリズムの提案を行った。また、これらを実際の手作業で検証することにより、二段階二値分類(A)と係り受け解析(B)の適用性を示した。類義語修正(C)は未達成であるが、シソーラスを用いることで従来の手法より精度よく単語の修正が行えることが期待できる。論理表現作成(D)は困難な課題であるが、Universal Dependencies による係り受け解析に成功したことで、CCG 日本語適用の実用化に大きく近づくことができた。

今後は類義語辞典を用いてマニュアル文を修正するアルゴリズムを作成し、適用性を検証する研究を行う。最終的には Universal Dependencies による CCG 日本語適用を完了させ、論理表現同士を比較し、安全判定を行うことが目標である。

### 引用・参考文献

- [1] Fang Q. et al. . Detecting non-hardhat-use by a deep learning method from far-field surveillance videos. Automation in Construction. 2018 Jan 1;85:1-9
- [2] Jacob Devlin, Ming-Wei Chang, Kenton Lee, and Kristina Toutanova, "BERT: Pre-training of Deep Bidirectional Transformers for Language Understanding", arXiv preprint (2018)
- [3] 松田寛, 大村舞, 浅原正幸. 短単位品詞の用法曖昧性解決と依存関係ラベリングの同時学習, 言語処理学会 第 25 回年次大会 発表論文集, 2019.
- [4] "UD Japanese BCCWJ: 現代日本語書き言葉均衡コーパスの Universal Dependencies", 大村舞, 浅原正幸, 言語処理学会第 24 回年次大会講演論文集 (2018), P10-3.
- [5] Miller, Geroge A, "WordNet: a lexical database for English.", Communications of the ACM, 1995, 38.11, pp.39-41.
- [6] M. Lewis and M. Steedman. A\* CCG Parsing with a Supertag-factored Model. In Proceedings of EMNLP2014, 2014.

# U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料および RepU を用いた高い固有安全・核不拡散性を有する 中小型軽水炉の研究

Feasibility study on small and medium modular light water reactors with inherent nuclear safety and non-proliferation features using U<sub>3</sub>Si<sub>3</sub> fuel and RepU

\*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 reactors (SMRs) are expected as distributed and stable energy source. If the same grade regulation with large power reactors are required for SMRs, it would be burdensome to the operators. From this point of view, to introduce graded approach is necessary for reasonable and feasible regulation in SMRs. U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> fuel has large thermal conductivity and chemical stability, and RepU produces even Pu isotopes by transmutations. They are expected to improve the performance of nuclear safety and non-proliferation of light water reactors. In this paper, we report the effects of U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> fuel and RepU on fundamental neutronics, safety, and non-proliferation features of small and medium modular light water reactors.

## 1. 緒言

中小型炉は、電力網が発達していない地域における分散型かつ安定的なエネルギー源として期待されている。しかしながら、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ている。したがって、中小型炉に対する規制においては、中小型炉の持つ固有安全や核不拡散性に基づいた等級別アプローチ(Graded approach)を適用することが重要である。

シリサイド(U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>)燃料は、事故耐性燃料の候補材料の一つであり、UO<sub>2</sub>燃料と比べてウラン密度が高く、また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。さらに U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料は化学的安定性も有しており、Pu 分離をより困難にし、核不拡散性の向上に期待できる。

回収ウラン(Reprocessed U、以下 RepU)[1]には天然ウランに含まれていない <sup>236</sup>U が含まれている。<sup>236</sup>U は中性子吸収断面積が大きく、反応度を減少させる性質を持つ。さらに <sup>236</sup>U は原子炉内での照射を通じ <sup>238</sup>Pu に核変換される。<sup>238</sup>Pu は他の Pu 同位体よりも崩壊熱量や自発核分裂中性子数が非常に大きく、核爆発装置(NED)の製造をより困難にするという性質を持っており、核物質の核爆発装置への転用のしやすさを相対的に示す不正利用価値(Material attractiveness) [2]を低減させる。したがって、RepU を燃料に用いることによって核不拡散性の向上が期待できる。

本研究は、大きな熱伝導率と化学的安定性を有

する U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料や原子炉内核変換により <sup>238</sup>Pu を生成する RepU による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することを目的とする。本論文では特に U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料および RepU を用いた場合の原子炉内核特性について報告を行う。

## 2. 評価手法

U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料および RepU を用いた燃料の特性を評価するため、(1)基本核特性、(2)核・熱的安全性評価、(3)国家および非国家主体の核拡散脅威に対する不正利用価値評価を行う。

本研究では中性子輸送計算に対して連続エネルギー法に基づくモンテカルロ計算コード MVP、燃焼計算に対しては MVP-BURN を用いた。核データライブラリには JENDL-4.0 を用いた。基準とする U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料は密度 11.6 g/cm<sup>3</sup>、<sup>235</sup>U 濃縮度 4.11 wt.%と仮定した。

今回は基準とする U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料に加えて、RepU を用いた U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料、および比較対象として UO<sub>2</sub> 燃料に対して燃焼計算を行い、基本的な燃焼特性評価を行なった。今回は、RepU を再濃縮する方法として RepU と天然ウランから製造した高濃縮ウランと混合するブレンド法と、理想カスケード理論に基づいて RepU を遠心分離やガス拡散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 45 GWd/t、冷却期間 5 年間の UO<sub>2</sub> 使用済燃料を仮定した。再濃縮法の同位体比は簡易計算により導出するため、ウラン同位体の中でも存在が極微量の同位体を除いた <sup>235</sup>U、<sup>236</sup>U、<sup>238</sup>U の 3 成分のみの分離を前提とし、理想カスケードを用いた 3 成



分分離のための式(1)、(2)を用いた。表 1 に各燃料の初期ウラン同位体比を示した。ブレンド法による再濃縮を想定した RepU を用いた  $U_3Si_2$  燃料を  $U_3Si_2$  燃料(RepU:BL)、理想カスケード理論に基づいた再濃縮法を想定した RepU を用いた  $U_3Si_2$  燃料を  $U_3Si_2$  燃料(RepU:RE)と示す。

$$Py_{6,P} + Wx_{6,W} - Fz_{6,F} = 0 \quad (1)$$

$$\frac{Py_{6,P}}{\left\{\frac{y_{5,P}}{(1-y_{5,P}-y_{6,P})}\right\}^{\frac{1}{3}}} + \frac{Wx_{6,W}}{\left\{\frac{x_{5,W}}{(1-x_{5,W}-x_{6,W})}\right\}^{\frac{1}{3}}} - \frac{Fz_{6,F}}{\left\{\frac{z_{5,F}}{(1-z_{5,F}-x_{6,F})}\right\}^{\frac{1}{3}}} = 0 \quad (2)$$

$x_{5,W}$ :  $^{235}U$  の廃棄流(%),  $x_{6,W}$ :  $^{236}U$  の廃棄流(%),  
 $y_{5,W}$ :  $^{235}U$  の製品流(%),  $y_{6,W}$ :  $^{236}U$  の製品流(%),  
 $z_{5,F}$ :  $^{235}U$  の供給流(%),  $z_{6,F}$ :  $^{236}U$  の供給流(%),  
 $P$ :製品量(kg),  $W$ :廃棄量(kg),  $F$ :供給量(kg)

表 1 各燃料のウラン同位体比

(wt.%)	$U_3Si_2$ 燃料 $UO_2$ 燃料	$U_3Si_2$ 燃料 (RepU:BL)	$U_3Si_2$ 燃料 (RepU:RE)
$^{234}U$	0.04	0.02	-
$^{235}U$	4.11	4.11	4.11
$^{236}U$	-	0.55	1.88
$^{238}U$	95.85	95.32	94.01

### 3. 結果

図 1 に  $U_3Si_2$  燃料、 $UO_2$  燃料および RepU を用いた  $U_3Si_2$  燃料の燃焼反応度曲線を示した。 $U_3Si_2$  燃料および  $UO_2$  燃料の燃焼曲線を比較すると、 $U_3Si_2$  燃料は高ウラン密度により燃焼可能期間が  $UO_2$  燃料よりも 17 %増加した。図 1 において、 $U_3Si_2$  燃料と  $U_3Si_2$  燃料(RepU:BL)および  $U_3Si_2$  燃料(RepU:RE)の燃焼曲線を比較すると、燃焼期間全体を通して  $U_3Si_2$  燃料(RepU:BL)および  $U_3Si_2$  燃料(RepU:RE)は、 $U_3Si_2$  燃料よりも無限増倍率が低下した。これは、RepU に含まれる  $^{236}U$  の中性子吸収によって、反応度が減少したためと考えられる。 $U_3Si_2$  燃料(RepU:BL)と  $U_3Si_2$  燃料(RepU:RE)を比較すると、初期  $^{236}U$  同位体比がより大きい  $U_3Si_2$  燃料(RepU:RE)の方が、燃焼期間全体を通して無限増倍率が小さくなった。一方、 $U_3Si_2$  燃料(RepU:BL)および  $U_3Si_2$  燃料(RepU:RE)と  $UO_2$  燃料の燃焼反応度曲線について、無限増倍率が 1 となる運転日数に着目すると、 $U_3Si_2$  燃料(RepU:BL)および  $U_3Si_2$  燃料(RepU:RE)は  $UO_2$  燃料よりも長い燃焼可能期間が得られた。これは、 $U_3Si_2$  燃料(RepU:BL)および  $U_3Si_2$  燃料(RepU:RE)では、RepU 中の  $^{236}U$  の中性子毒作用により反応度が抑制されるが、 $U_3Si_2$  燃料のウラン密度が高いことによって、燃焼可能期間が延長されたと考えられる。

また、核不拡散性の観点から  $^{238}Pu$  の同位体比を導出した。 $^{238}Pu$  同位体比の導出には、短半減期親核種も考慮に入れた式(3)を用いた。燃焼末期における  $^{238}Pu$  同位体比は  $U_3Si_2$  燃料において 3%、 $U_3Si_2$  燃料(RepU:BL)において 6 %、 $U_3Si_2$  燃料(RepU:RE)において 9 %となった。したがって、RepU を用いることにより  $^{238}Pu$  同位体比が増加する傾向を示した。

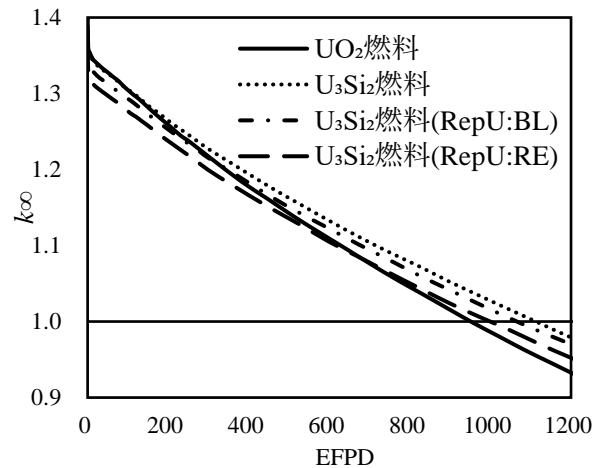


図 1 各燃料における燃焼反応度曲線

$$R_{^{238}Pu} = \frac{^{238}Pu + ^{242}Cm + ^{242}Am \times 0.827}{^{238,239,240,241,242}Pu + ^{239}NP + ^{242}Cm + ^{242}Am} \quad (3)$$

### 4. 結論

本論文では、 $U_3Si_2$  燃料や RepU による中小型軽水炉における核特性への影響を明らかにした。 $U_3Si_2$  燃料は、高いウラン密度によって低濃縮度の範囲内で  $UO_2$  燃料よりも燃焼可能期間を延長することが可能であることが明らかになった。また、RepU を用いた場合、 $^{236}U$  の中性子毒作用により燃焼期間を通して反応度が抑制されたが、 $U_3Si_2$  燃料の高いウラン密度により、RepU を用いた  $U_3Si_2$  燃料は  $UO_2$  燃料よりも長い燃焼可能期間を得ることが明らかになった。不正利用価値については、RepU を用いることによって  $^{238}Pu$  同位体比が向上することを明らかにした。

今後は、事故時における過渡解析や遠隔モニタリング技術の開発を実施していく予定である。

### 引用・参考文献

- [1] K. Fukuda, H. Sagara et al., “Feasibility of Reprocessed Uranium in LWR Fuel Cycle for Protected Plutonium Production”, J. NUCL. SCI. TECHNOL., (2008).
- [2] C.G. Bathke, H. Sagara et al., “Summary of a joint US-Japan study of potential approaches to reduce the attractiveness of various nuclear materials for use in a nuclear explosive device by a terrorist group”, Global2013.

# 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

## - サイクル初期の燃料集合体の *Attractiveness* 評価 -

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

- Evaluation of *Material Attractiveness* of Fuel Assembly in Early Period of Burnup Cycle -

\*大泉 昭人<sup>1,2</sup>, 菅原 隆徳<sup>1</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>, Takanori Sugawara<sup>1</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 cycle with accelerator drive systems (ADSs) transmuting minor actinides (MAs) separated from the commercial cycles has been continuously conducted to reduce the high-level radioactive waste (HLW) contained in spent fuel discharged from nuclear power plants. Since the chemical form and composition of the fuels are different from those of the current commercial cycles, it is necessary to examine the accuracy of the safeguards (SGs) and the level of physical protections (PPs) which are required for the partitioning and transmutation cycle. In this study, *Material Attractiveness* of the first cycle fuel assemblies (fresh and spent fuels) in the fuel storage pool in the ADS facility was evaluated and it was compared with that of the MOX fuel assemblies (fresh and spent fuels) for a conventional boiling water reactor (BWR). As a result, it made clear that the fuel storage pool in the ADS facility storing the first cycle fuel assemblies required the SG detection accuracy and PP level equal to or lower than the MOX fuel assembly of the BWR since the ADS fuel assembly in the first cycle was less attractive than the MOX fuel assembly for the BWR.

## 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、分離変換サイクルの研究開発が進められている[1]。MA を効率よく核変換させることを目的としているため、ADS 用の燃料は、アクチノイドの組成の内 9 割以上を超ウラン核種(Transuranium; TRU)が占めており、一般的な商業核燃料サイクルで用いられている酸化燃料よりも、発熱量や放射能が大きい。また、分離変換サイクルにおけるアクチノイドの組成が大きく変動するのも大きな特徴である。そのため、ADS 燃料の化学形態は、熱伝導率が高く、かつ様々なアクチノイド組成でも材料としての高い安定性が期待できる窒化物が第一候補となっている。また、ジルコニウム(Zr)で希釈することで、サイクル毎に燃料ペレット当たりのアクチノイド量を調整することを想定している。なお、分離変換サイクルにおいては、高発熱量、高放射能に対応するため、乾式再処理(Pyroprocessing)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、分離変換サイクルに要求される保障措置(Safeguards; SG)での検認精度や核物質防護(Physical Protection; PP)のレベルについて検討を行う必要がある。

次世代核燃料サイクルに要求される SG での検認精度や PP のレベルを検討する指標の一つとして、核物質の核爆発装置(Nuclear Explosive Device; NED)製作を目的とした盗取における相対的有用性を示す *Material Attractiveness* (以後 *Attractiveness* と示す。) を評価する手法がある[2]。この手法においては、高速炉だけでなく高温ガス炉を対象とした核燃料サイクルでも評価されている[2,3]。分離変換サイクルにおいても同様に、*Attractiveness* を評価することで、サイクル内の施設及び各工程での脆弱性の高い箇所を特定し、要求される SG の検認精度や PP のレベルの検討に資するデータを取得する。

本発表では、分離変換サイクルにおける第一サイクルに焦点を当て、ADS 施設の燃料貯蔵プールにある燃料集合体の *Attractiveness* を評価した結果について、一般的な沸騰水型軽水炉(BWR)の MOX 燃料集合体の同評価結果と比較することで、ADS 施設で要求される SG の検認精度や PP のレベルが現行の軽水炉施設のものよりも高いものか否か、議論する。

## 2. *Attractiveness* 評価手法

ここでは、非国家主体の敵対者が、最終的にプルトニウム(Pu)製の NED による公共への妨害破壊行為を達成することを想定した。想定する非国家主体の敵対者の特徴については、先行研究[2,3]と同じく、(1)自らの生命を犠牲にすることも厭わない、(2)NED の核出力には拘らない、(3)ガレージ規模の処理能力を持つ、(4)原始的な NED 設計

が可能、(5)照射や濃縮することはできない、(6)内部脅威者 1 名による支援がある、(7)IAEA の PP 基準における区分 I 相当核物質量の盗取を仮定、とした。なお、物質の *Attractiveness* が評価対象であるため、施設固有の PP を想定せずに、評価が行われた。

本評価では、最新の ADS 設計モデル[4]について、計算コード ADS3D[5]を用いた燃焼解析により算出した内側炉心の Pu 組成を用いた(図 1)。

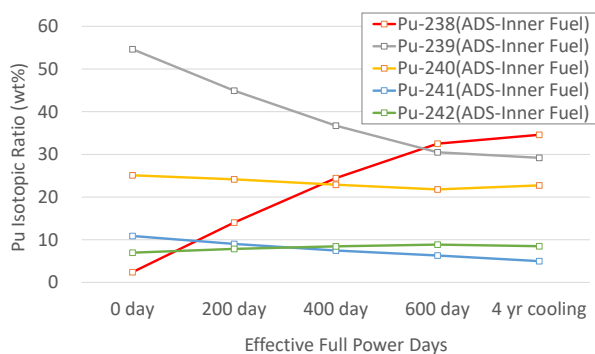


図 1 ADS の燃料集合体内の Pu 組成変化

新燃料では、 $^{239}\text{Pu}$  が約 55wt% と Pu 同位体の中で最も大きい割合を占めており、次いで  $^{240}\text{Pu}$  が 25wt% 程度となっている。燃焼後、4 年冷却を経た後の使用済燃料においては、 $^{238}\text{Pu}$  が約 35wt% と最も多くなる。これは、ADS 第一サイクルの初期燃料において、全アクチノイド中の約 35wt% を占めるネプツニウム-237( $^{237}\text{Np}$ )が運転中に中性子捕獲反応することで、 $^{238}\text{Pu}$  が生成されていった結果である。 $^{239}\text{Pu}$  は、運転中の核分裂反応や中性子捕獲反応により約 30wt% まで小さくなる。その他の  $^{240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ 、 $^{242}\text{Pu}$  においては、生成と消滅の割合が均衡しており、同位体割合が大きく変化し

ない。本発表において、ADS 施設の燃料貯蔵プールにある燃料集合体を *Attractiveness* 評価の対象とするため、新燃料と 4 年冷却後の使用済燃料の Pu 組成が用いられた。また、ADS 燃料の *Attractiveness* の比較用に、燃焼度 45GWd/t の BWR の STEP-II 燃料集合体も同様に評価された。対象は、Pu 富化度 8% の MOX 燃料とし、新燃料と 4 年冷却後の使用済燃料の組成[6]が用いられた。使用済燃料の組成は、ベンチマーク化された BWR の解析条件 [6]を基に、ORIGEN-2.2[7]と ORLIBJ40[8]で算出された値が用いられた。

*Attractiveness* の評価は、先行研究[2,3]と同様に Acquisition phase、Processing phase、Utilization phase の 3 つに分けられ、表 1 に示す指標に基づいて行われた。以下、各 Phase と評価指標について説明する。

## 2-1. Acquisition phase

敵対者が、施設から燃料集合体を盗取する Phase である。評価対象として、盗取する燃料集合体の正味重量(IAEA が定める区分 II[9]に相当する核物質が一度に盗まれるときの盗取対象の総重量)、盗取にかかる全体の時間(燃料貯蔵プールから引き抜き、施設の外まで待ち出すまでの時間)、そして燃料集合体 1 体当たりの線量(燃料集合体表面から 1m 離れた位置での線量)がある。線量評価においては、まず ORIGEN-2.2[7]と ORLIBJ40[8]で得られた中性子源と光子線源を用いて、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-6.1.1[10]と JENDL-4.0[11]による遮蔽計算を行った。モデル化した ADS 燃料集合体表面から 1m 離れた位置での、中性子束、光子束、そして 2 次光子束を算出し、最後に KERMA 係数[12]

表 1 *Attractiveness* 評価指標

実用性区分	Acquisition phase			Processing phase	Utilization phase	
	正味重量 <sup>a</sup> (kg)	盗取時間 <sup>b</sup> (min)	1m 線量 <sup>c</sup> (Gy/h)	処理の時間と複雑さ	BCM <sup>d</sup> (kg)	発熱量 <sup>e</sup> (kW/BCM)
1 (Preferred)	<50	<15	<0.1 (1)	Direct conversion in one step	<80	<0.45
2 (Potentially)	50 -3000	15 -60	0.1 (1) - 1 (10)	Conversion in two or more steps	80 -800	0.45-4.5
3 (Impractical)	3000 -6500	60 -240	1 (10) - 10 (100)	Conversion with relative difficult purification step	800 -4000	4.5<
4 (Impossible)	6500<	240<	10 (100)<	Conversion requiring either irradiation or enrichment	4000<	-

a. 評価基準：車両無しで運搬可能か。家庭用サイズトラックが必要か。商用サイズトラックが必要か。

b. 評価基準：現地セキュリティ、地方治安部隊、国家治安部隊、それぞれの到着時間。

c. カッコ内は、盗取対象が人ひとりで運び出せる場合の線量。

d. 評価基準： $^{235}\text{U}$  の濃縮度、70%、20%、10%の各 BCM に相当する重量で区別。

e. 評価基準： $^{238}\text{Pu}$  の同位体割合、8%、80%の各 Pu 発熱量に相当する量で区別。

により Gy/h 単位に変換した。

## 2-2. Processing phase

盗取した燃料集合体を、純粋な Pu 製の NED に処理するまでの Phase である。ここでは、処理時間と処理の複雑さが評価対象となる。

## 2-3. Utilization phase

処理した NED を使用する Phase である。ここでは、裸の金属臨界球の重量(Bare Critical Mass; BCM)と BCM 当たりの発熱量が評価対象となる。BCM の計算には、MCNP-6.1.1[10]と JENDL-4.0[11]を用いた。Pu 金属の理論密度(19.84g/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、 $k_{eff}$ が 0.99980 を超えた時点で臨界に達する可能性のある体系とし、BCM を算出した。BCM 当たりの発熱量については、ORIGEN-2.2[7]と ORLIBJ40[8]を用いて単位質量当たりの崩壊熱を算出し、BCM で規格化した。

## 2-4. Attractiveness 評価指標

本評価では、先行研究で示されている、表 1 の指標に基づいて行われた。実用性区分 1 に近いほど Attractiveness が高いことを意味しており、より高度なレベルの PP 措置が要求されることとなる。またそういった物質は、一般的に保障措置においても精度の高い検認技術が必要になると考えられる。

## 3. 評価結果

表 2 に、Attractiveness の評価結果を示す。カッコ内の数字は、Attractiveness 評価指標の実用性区分を意味する。

### 3-1. Acquisition phase

まず、重量に着目する。ADS 燃焼集合体は 1 体当たり 85kg であり、BWR 燃料集合体のおよそ 1/3 程度である。いずれも、燃料集合体 1 体で、IAEA が定める区分 I に相当する Pu 量が得られるため、燃料集合体 1 体が正味重量となる。ただし、50-3000kg のものは一人では持ち運びが出来ず一般的な家庭用トラックサイズの車が必要とされ

ているため、いずれも実用性区分 2 相当となった。

次に、盗取時間に着目する。ADS、BWR のいずれにおいても燃料集合体 1 体を盗取するのに、クレーンの運転時間 10 分と、施設外に持ち出すのに要する時間 10 分の計 20 分が見積もられる。指標において、敵対者による燃料集合体の不正な引き抜き作業を検知してから施設内のセキュリティーが現場に到着するまでの時間が 15 分、地方警察の到着が 60 分と見込まれているため、いずれの燃料集合体も実用性区分 2 相当となった。

最後に線量に着目する。ADS の新燃料は 0.03Gy/h、BWR の新燃料は  $7 \times 10^{-5}$ Gy/h であった。これは、燃料組成の違いに由来するものである。ADS 新燃料中のアクチノイドは、崩壊で生じた微量のウラン(U)を除き、Pu と MA がそれぞれ 27.36wt%と 72.63wt%を占めており、集合体 1 体当たりの MA 量は約 12kg である。一方で、BWR 新燃料は微量の  $^{241}\text{Am}$  が含まれているのみで、アクチノイドの 9 割以上が U である。この MA の含有量の差が、線量の違いに表れている。ただし、いずれも一人で持ち運びできない物質であり、0.1Gy/h 未満であるため、指標において実用性区分 1 に位置付けられた。また、ADS も BWR も使用済燃料中には核分裂生成物(Fission Products; FPs)が含まれている影響で 1Gy/h を超えるため、いずれも実用性区分 3 となった。

### 3-2. Processing phase

BWR の新燃料から純粋な Pu を得るには、酸素及び U の分離のみとなるため、実用性区分 2 の扱いとなった。一方で、ADS の新燃料の場合、窒素(N)、Zr の分離に加え、Np、アメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)、そして微量の U の分離が必要となり、処理工程をより複雑化させるため、実用性区分 3 の扱いとなった。使用済燃料においては、それぞれ FP も加わるため、ADS および BWR のいずれにおいても実用性区分 3 となった。

表 2 Attractiveness 評価結果

盗取対象		Acquisition phase				Processing phase	Utilization phase	
施設 (燃料の種類)	新燃料 /使用済燃料	盗取数	正味重量 (kg)	盗取時間 (min)	1m 線量 (Gy/h)	処理の時間と 複雑さ	BCM (kg)	発熱量 (kW/BCM)
ADS (TRU + Zr)N	新燃料	1	85 (2)	20 (2)	0.03 (1)	(3)	13.9 (1)	0.23 (1)
	使用済燃料				4.42 (3)	(3)	13.2 (1)	2.62 (2)
BWR (MOX)	新燃料	1	260 (2)	20 (2)	$7 \times 10^{-5}$ (1)	(2)	13.5 (1)	0.14 (1)
	使用済燃料				8.30 (3)	(3)	15.8 (1)	0.30 (1)

### 3-3. Utilization phase

まず、BCMに着目すると、ADS及びBWRの新燃料と使用済燃料の解析結果は13.2-15.8kgであり、80kg未満となるため、実用性区分1と位置付けられた。なお、BWRの場合、Puが単純に高次化するため、使用済燃料の方がBCMは大きくなるが、ADSの場合、新燃料に含まれている $^{237}\text{Np}$ の影響により、燃焼後、Pu同位体の中で最もBCMが小さい $^{238}\text{Pu}$ の同位体割合が大きくなるため、 $^{239}\text{Pu}$ の消滅による影響と相殺し、新燃料と使用済燃料との間でBCMの大きな差が無い。

次に、BCM当たりの発熱量に着目する。BWRの新燃料及び使用済燃料、ADSの新燃料は、いずれも0.45kWを下回るため、実用性区分1の扱いとなった。一方で、ADSの使用済燃料は、崩壊熱がPu同位体中で最も大きい $^{238}\text{Pu}$ が増加するため、0.45kWを超え、実用性区分2となった。

### 4. 結論と今後の課題

分離変換サイクル内の施設及び各工程で要求されるSGの検認精度やPPのレベルの検討を行うために、本研究では、ADS施設内の燃料貯蔵プールにある第一サイクルの燃料集合体(新燃料と使用済燃料)について*Attractiveness*を評価し、一般的な沸騰水型軽水炉(BWR)のMOX燃料集合体(新燃料と使用済燃料)の同評価結果との比較を行った。まず、ADSの新燃料は、N、Zr、Np、Am、Cm、微量のUと、多くの元素を有するため、処理工程が複雑となり、BWRの新燃料よりも低い*Attractiveness*であることが明らかとなった。また、ADSの使用済燃料は、 $^{238}\text{Pu}$ のPu同位体割合が大きく、BCM当たりの発熱量を大きくするため、BWR使用済燃料よりも低い*Attractiveness*を有することが明らかとなった。以上より、第一サイクルの燃料集合体の*Attractiveness*評価結果からは、ADS施設内の燃料貯蔵プールにおいて、BWRのMOX燃料と同等かそれより低いSGの検認精度やPPのレベルで十分であることが明らかとなった。ただし、分離変換サイクルは、サイクルを重ねるごとにPuの組成が変化するため、想定される様々なPu組成での*Attractiveness*評価を行う必要がある。また、処理工程を簡略化した、TRU製NEDを用いた公共への妨害破壊行為も想定されるため、MA非分離での*Attractiveness*評価を行う必要もある。さらには、分離変換サイクル内のPyroprocessingで扱われる化学形態も含めた

*Attractiveness*評価を実施し、サイクル内の施設及び各工程での脆弱性の高い箇所を特定し、要求されるSGの検認精度やPPのレベルの検討に資するデータの拡充が必要である。

### 謝辞

日本原子力研究開発機構の木村祥紀氏、芝知宙氏には、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] 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
- [5] T. Sugawara, et al., "Development of three-dimensional reactor analysis code system for accelerator-driven system, ads3d and its application with subcriticality adjustment mechanism," J. Nucl. Sci. Technol. 53, pp.2018-2027 (2016).
- [6] Y. Ando, et al., "使用済軽水炉燃料の核種組成評価," JAERI-RESEARCH 99-004, (1999).
- [7] Ludwig, S.B., et. al., "Revision to ORIGEN2 - Version 2.2, Transmittal memo of CCC-371/17," Oak Ridge National Laboratory, (2002).
- [8] K. Okumura, et al., "A Set of ORIGEN2 Cross Section Libraries Based on JENDL-4.0: ORLIBJ40," JAEA-Data/Code 2012-032 (2013).
- [9] International Atomic Energy Agency, "Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC225 Revision 5)," (2011).
- [10] J.T. Goorley, et al. "Initial MCNP6 release overview - MCNP6 version 1.0," LA-UR-13-22934, (2013).
- [11] K. Shibata, et al. "JENDL-4.0: a new library for nuclear science and technology," J Nucl Sci Technol. 48, pp.1-30 (2011).
- [12] G.D.Kerr, "Photo and neutron fluence-to-KERMA conversion factors for ICRP-1975 reference man using improved elemental compositions for bone and marrow of the skeleton," ORNL/TM-8318 (1982).



# TRU-シリサイド燃料を用いた高い核不拡散性を有する 加速器駆動システムの設計検討

## Design Study of Accelerator-Driven System with enhanced Non-proliferation Features using TRU-Silicide Fuel

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

<sup>1</sup>東京工業大学

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

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

In order to reduce the environmental burden in high radioactive wastes disposal, an accelerator-driven system (ADS) has been researched world widely for transmutation of minor actinides recovered from the current closed fuel cycle. Silicide fuel has high heavy metal density, thermal conductivity and chemical stability, and is expected to enhance neutron economy, safety and non-proliferation features. In the present study, the research planning is described about characterization of Transuranium (TRU)-silicide fuel in ADS and evaluation of its applicability to ADS core designing.

### 1. 緒論

近年、使用済燃料に含まれる高レベル放射性廃棄物処分の負担軽減のために、分離変換技術について多様な研究開発が行われている。加速器駆動システム(Accelerator-driven System; ADS)は、商業サイクルから分離したマイナーアクチノイド(MA)を効率的に核変換することが可能であり、また未臨界状態で運転することから、優れた安全性を有している。同システムの燃料には、Transuranium(TRU)窒化物燃料が提案されている。一方で、2011 年の福島事故を契機にシビアアクシデントへのより高度な安全性への要求が高まっている昨今、事故耐性燃料と呼ばれる革新的燃料開発が世界的に進められている<sup>[1]</sup>。事故耐性燃料の一つとして、高重金属密度、高熱伝導率を有する上に、化学的安定性を有する U シリサイド燃料の開発が進められ、原子炉での照射実証段階にある<sup>[2]</sup>。このシリサイド燃料の特徴を TRU 燃料に適用することにより、ADS の核変換特性、安全性および核不拡散性の一体的向上が期待できる。

そこで本研究では、高重金属密度を有し、再処理における高い核不拡散性が期待される TRU-シリサイド燃料特性に着目し、加速器駆動システムへの適用性を評価し設計検討を行う。本発表では、研究計画を述べる。

### 2. 研究手法

#### 2.1 ADS 炉心特性解析

ADS の設計検討を行う場合、局所的に中性子捕獲断面積が大きい物質を配置するため、三次元かつ非均質な計算体系を対象として複数サイクルにわたる燃焼計算を行う必要がある。本研究では、三次元炉心解析コード ADS3D、モンテカルロ燃焼計算コード MVP-BURN、三次元連続エネルギーモンテカルロ粒子輸送コード SERPENT といった各種コードを比較検討し、

ADS 炉心特性解析および熱解析を行う<sup>[3,4,5]</sup>。ADS3D を例にとり、ADS における計算の流れを図 1 に示す。

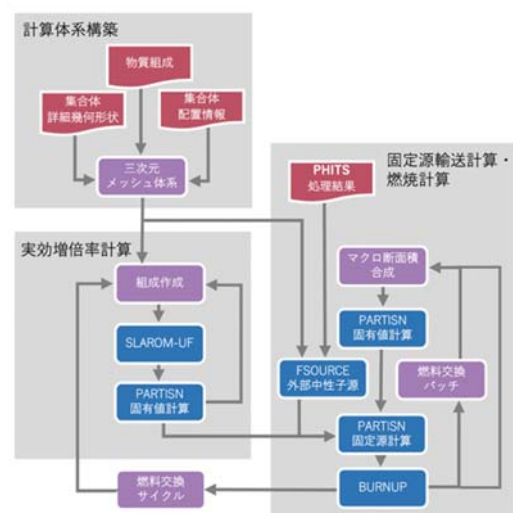


図 1 ADS における計算の流れ (ADS3D の例) <sup>[3]</sup>

はじめに外部中性子源を用いた固定源輸送計算・燃焼計算を行う。固定源輸送計算を行った後、燃焼計算コードにより、時間依存核種組成核変換解析を行う。

通常の ADS 炉心は、一般的な高速炉炉心のよう六角形の燃料集合体を想定している。既存の窒化物燃料における炉心構造(図 2)を適用し窒化物燃料を TRU-シリサイド燃料に置き換え、窒化物燃料との比較検討を行う。

次に実効増倍率を導出する。燃焼期間を通じて実効増倍率が 0.98 に保たれるような TRU-シリサイド装荷量、希釈物質装荷量の要件を導出する。燃焼期間は 800 MW 熱出力で 200 日間の燃焼を 3 ステップ、合計 600 日間とする。以上より TRU-シリサイド燃料装荷炉心の設計要件を得る。

## 2.2 熱解析による燃料設計要件の導出

燃料ピン内温度分布計算により、最高到達温度が設計制限範囲内に収まるようなピンサイズの導出を行う。

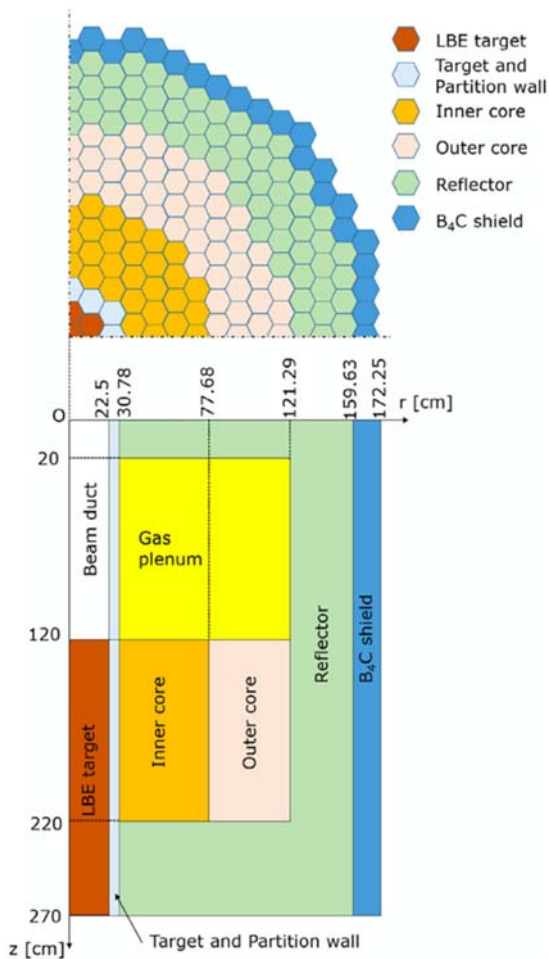


図 2 炉心構造（三次元）<sup>[6]</sup>（上：炉中心水平断面図、下：炉中心垂直断面図）

## 2.3 MA 核変換特性の評価

上記の通り設定した炉心仕様を用いて、MA 核変換特性を評価する。

## 2.4 シリサイド燃料の乾式再処理の成立性評価および核不拡散性評価

再処理工程でのシリサイド燃料の特性を考慮した Material Attractiveness による核不拡散性の評価を行う。シリサイド燃料の湿式再処理において、Pu 単体分離のための多段化学処理及び Si 分離工程といった複雑な工程が要求されることから、核不拡散性が向上することが期待される。一方、ADS 燃料の再処理では熔融塩電解を主工程とした乾式再処理を想定している。しかし乾式における Si 分離については知見がなく、今後の研究課題である。

## 3. 研究計画

図 3 に研究計画のフローを示す。

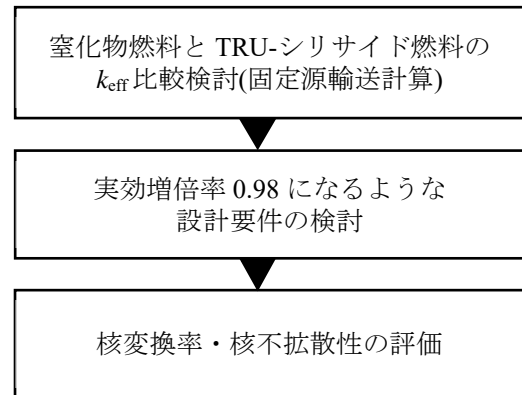


図 3 研究フロー

## 4. 結論

本研究では、高重金属密度を有し、再処理における高い核不拡散性が期待される TRU-シリサイド燃料特性に着目し、加速器駆動システムへの適用性を評価し設計検討を行うための研究計画を立案した。

## 参考文献

- [1] A. Csontos, *et al.*, “Accident-Tolerant Fuel Valuation: Safety and Economic Benefits (Revision 1)”, EPRI (2019).
- [2] N. Mitsuboshi *et al.*, “The effects of  $U_3Si_2$  fuel and minor actinides doping on fundamental neutronics, nuclear safety and security of small and medium PWR by comparison with conventional  $UO_2$  fuel.” Ann. Nucl. Energy (under review).
- [3] T. Sugawara, *et al.*, “Development of Three-dimensional Reactor Analysis Code System for Accelerator-Driven System, ADS3D” JAEA-Data/Code 2014-024 (2014).
- [4] K. Okumura *et al.*, “Development of continuous energy Monte Carlo burn-up calculation code MVP-BURN”, JAERI-Conf 2000-018, (2001).
- [5] J. Leppänen, “Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code”, VTT Technical Research Centre of Finland, (2015).
- [6] T. Sugawara, *et al.*, “Impact of impurity in transmutation cycle on neutronics design of revised accelerator-driven system, ADS3D”, Ann. Nucl. Energy (2018).



# 溶融塩高速炉の炉心解析モデルの構築と核燃料サイクルマスバランス評価

## Development of core analysis model and evaluation of the nuclear fuel cycle mass balance in molten salt fast reactor

\*青柳涼<sup>1</sup>, 相楽洋<sup>1</sup>, Osama Ashraf<sup>2</sup>, Georgy Tikhomirov<sup>2</sup>, Anton Smirnov<sup>2</sup>

<sup>1</sup>東京工業大学, <sup>2</sup>ロシア国立原子力研究大学

\*Ryo Aoyagi<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>, Osama Ashraf<sup>2</sup>, Georgy Tikhomirov<sup>2</sup>, Anton Smirnov<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology, <sup>2</sup>National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering Physics Institute)

Molten Salt Fast Reactor (MSFR) is a bulk Special Nuclear Material (SNM) handling facility. This is different from the traditional item handling of light water and fast reactors. This aspect of bulk SNM handling put forth challenges in formulating nuclear safeguards approaches for MSFR. Since MSFR is in the development stages, a safeguards-by-design philosophy is appropriate in formulating the safeguards approach. In the present paper, the MSFR core analysis model and calculation results were reported referring the MSFR core design proposed in Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System (EVOL) project in Europe.

## 1. 緒言

溶融塩炉は第4世代原子力システムの候補原子炉の一つであり、中でも溶融塩高速炉(MSFR)は優れた中性子経済性から高燃料増殖性や高核変換率が期待され、燃料として①ThF<sub>4</sub>-<sup>233</sup>UF<sub>4</sub>、②<sup>235</sup>U-<sup>238</sup>U、③Pu-MAを用いた研究開発が世界各国で進められている[1,2]。原子炉システム概念については研究開発が進められているが、保障措置概念検討は行われておらず、通常原子炉と異なるバルク施設としての困難性から、Safeguards by Designを取り入れ多くの研究開発を必要とする。

本研究は、溶融塩燃料としてThF<sub>4</sub>-<sup>233</sup>UF<sub>4</sub>を用いたMSFRシステムの保障措置アプローチを検討し、その技術的要件を定量的に明らかにすることを目的として進めている。本論文では、ヨーロッパにおけるEvaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System (EVOL) プロジェクトで提案されたMSFR設計を参照した解析モデルの構築と炉心特性計算結果を報告し、平衡組成の導出と燃料サイクル内マスバランス評価の計画について述べる。

## 2. 研究手法

初期条件の解析モデルを構築するにあたり、モンテカルロ法を用いた粒子輸送計算及び燃焼計算コードSERPENT2.1.30と核データENDF-B7を用いる。炉心、燃料、ブランケット、中性子吸収体、反射体、厚壁の寸法や組成情報は、EVOLプロジェクトで提案されたMSFR設計[2]を参照する。なお、参照した文献では、中性子拡散計算コードDALTON-MSRと核データENDF-B7が用いられている。中性子吸収体に使用されているホウ素の同位体比は、天然存在比を想定し、溶融塩燃

料中のLiは、中性子吸収をしやすい<sup>6</sup>Liを避けるため、<sup>7</sup>Liを濃縮したLiを想定する。また、反射体と厚壁を構成する各元素の同位体比は、天然同位体比を想定した。炉心解析モデルの構築で使用する参照元の組成情報は、表1の通りで、図1は構築した炉心の形状である。計算条件は表2の通りで、有効ヒストリー数は固有値の統計誤差が0.05%以下になるように設定した。

表1 参照元の組成情報

<sup>232</sup> ThF <sub>4</sub> - <sup>233</sup> UF <sub>4</sub> 燃料 (mol%)			ブランケット (mol%)	
LiF	<sup>232</sup> ThF <sub>4</sub>	<sup>233</sup> UF <sub>4</sub>	LiF	ThF <sub>4</sub>
77.5	19.886	2.614	77.5	22.5

反射体、厚壁 (mol%)						
Ni	W	Cr	Mo	Fe	Ti	C
79.432	9.976	8.014	0.736	0.632	0.295	0.294

Mn	Si	Al	B	P	S
0.257	0.252	0.052	0.033	0.023	0.004

表2 計算条件

計算コード	SERPENT2.1.30
核データ	ENDF-B7
有効ヒストリー数	1.25×10 <sup>7</sup>

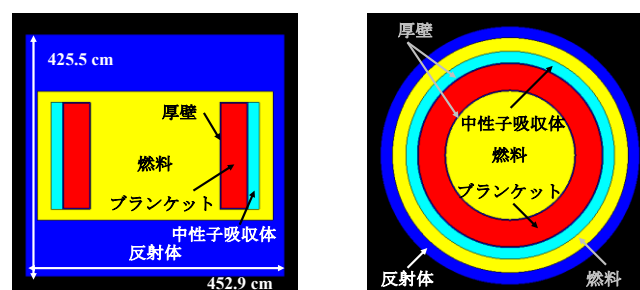


図1 MSFR 炉心

## 3. 結果

構築したモデルを用いて、表2の計算条件で臨界計算を実施したところ、実効増倍率が1に達し

なかった。参照元の計算コード DALTON-MSR は中性子拡散計算コードであるのに対し、本研究で使用した計算コード SERPENT2.1.30 はモンテカルロ法を用いた中性子輸送計算コードであり、核データが共通であることを考えると計算手法の違いが主な要因であると考えられる。本計算手法を用いて実効増倍率が1を超える燃料の組成比を求めるため、 $\text{ThF}_4$ - $^{233}\text{UF}_4$  の初期燃料組成比を変更した計算を行った（図 2）。 $^{233}\text{UF}_4$  の割合を 2.65mol% とした初期燃料組成時に実効増倍率が1を超えることを明らかにし、本研究における標準炉心解析モデルを構築した。中性子束の径方向分布計算結果を図 3-1 に、軸方向分布を図 3-2 に示す。今後、本炉心モデルを用い、オンライン再処理を想定した MSFR 内の燃焼及びマスバランス計算を行い、平衡燃料組成を導出し、図 4 に示すような MSFR の核物質フローダイアグラムを作成する。

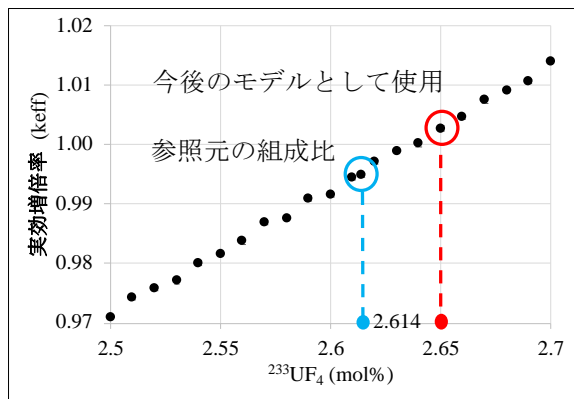


図 2  $\text{UF}_4$  の割合による実効増倍率

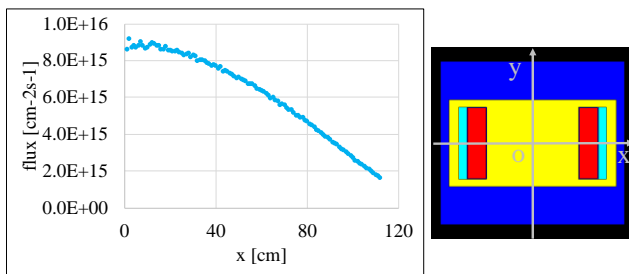


図 3-1 燃料内の径方向中性子束分布 ( $y=0$ )

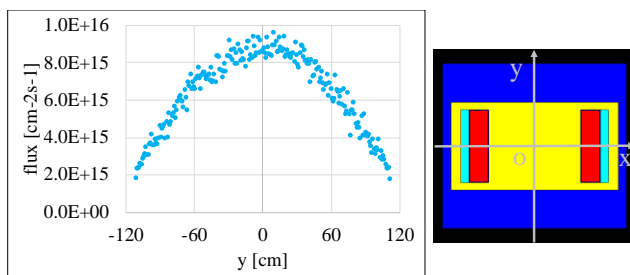


図 3-2 燃料内の軸方向中性子束分布 ( $x=0$ )

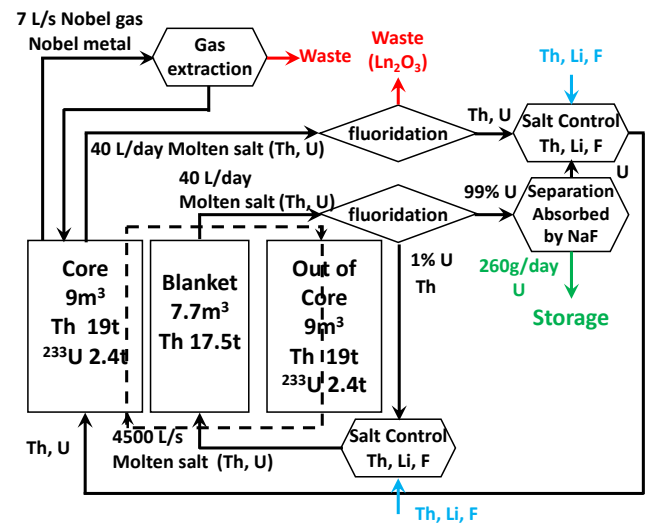


図 4 MSFR の核物質フローダイアグラム[3]

#### 4. 結言

EVOL プロジェクトで提案された MSFR 設計を参照した解析モデルの構築と炉心特性計算結果を報告した。本研究で用いた中性子輸送計算コード SERPENT2.1.30 で計算した結果、 $^{233}\text{UF}_4$  の割合を 2.65mol% とした初期燃料組成時に実効増倍率が1を超えることを明らかにし、本研究における標準炉心解析モデルを構築した。今後、本炉心モデルを用い、オンライン再処理を想定した MSFR 内の燃焼及びマスバランス計算を行い、平衡燃料組成を導出し、MSFR の核物質フローダイアグラムを作成する。

#### 謝辞

本研究は文部科学省“大学の世界展開力強化事業（ロシア）2019 年”の一部支援により実施されました。ご支援に深く御礼申し上げます。

#### 引用・参考文献

- [1] M. Brovchenko *et al.*, “Neutronic benchmark of the molten salt fast reactor in the frame of the EVOL and MARS collaborative projects”, EPJ Nuclear Sci. Technol. 5, 2 (2019) published by EDP Sciences, (2019). <https://doi.org/10.1051/epjn/2018052>.
- [2] L.L.W. Frima, “BURNUP IN A MOLTEN SALT FAST REACTOR”, Master thesis, Delft University of Technology (2013) [https://d1rkab7tlqy5f1.cloudfront.net/TNW/Afdelingen/Radiation%20Science%20and%20Technology/Research%20Groups/RPNM/Publications/MSc\\_Lodewijk\\_Frima.pdf](https://d1rkab7tlqy5f1.cloudfront.net/TNW/Afdelingen/Radiation%20Science%20and%20Technology/Research%20Groups/RPNM/Publications/MSc_Lodewijk_Frima.pdf)
- [3] 青柳涼 *et al.*, “熔融塩高速炉の核不拡散性に関する研究” 第 40 回日本核物質管理学会年次大会プロシーディングス, P4003 (2019)

# Broad Neutron Spectrum Study of Gas Cooled Reactor for Core Characteristics and Actinide Management

\*Hong Fatt Chong<sup>1</sup>, Hiroshi Sagara<sup>1</sup>

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

Gas cooled reactors (GCR) have great potential in achieving high efficiency, good neutron economy and safety characteristics with both thermal and fast neutrons, and might be able to meet multiple social demands such as long-life radioactive nuclide transmutation, fuel breeding, and proliferation resistance. In the present research, the GCR core characteristics is broadly analysed by changing the moderator-to-fuel ratio for variation of neutron spectra, fuel elements with U, Pu, minor actinides (MAs); subsequently evaluating the potential of GCR in solving various social issues related to nuclear power.

## 1. Introduction

Nuclear power plays an important role in solving the energy security, environmental and sustainable global development issues. However, nuclear power has several challenges to overcome before it can be considered a safe source of energy.

Generation IV nuclear reactor systems were proposed to realize sustainability, cost advantages, more safety and reliability, and enhanced proliferation resistance and physical protection [1]. There are 2 types of gas cooled reactors included in Generation IV reactors, namely Gas cooled Fast Reactor (GFR) and Very High Temperature Reactor (VHTR). Gas coolants such as helium gas offers several advantages over liquid metal coolants. The steam entry reactivity effect of gas coolant in a reactor is less of a concern compared to the coolant void reactivity effect of liquid metal.

GFRs show a lot of promise in their potential to achieve the goals of Generation IV reactors [2]. VHTRs also show advantages over other reactor types in the aspect of inherent safety and neutron economy. Researches by Japan Atomic Energy Agency (JAEA) also showed that HTGR (High Temperature Gas Reactor) produces much less waste than LWR (Light Water Reactor), in a scenario where nuclear waste disposal is performed in conjunction with reprocessing [3]. Therefore, the gas cooled reactor (GCR) core is selected to be analysed in this research to examine its potential in MA management.

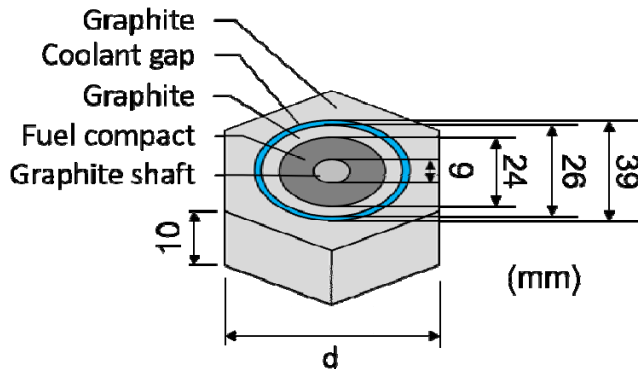
In this research, the fundamental GCR core characteristics are analysed with simple fuel

cell model calculation. Parametric studies are carried out to examine the core performance, safety features, and proliferation resistance in different neutron spectra and fuel types. The present paper describes the research planning.

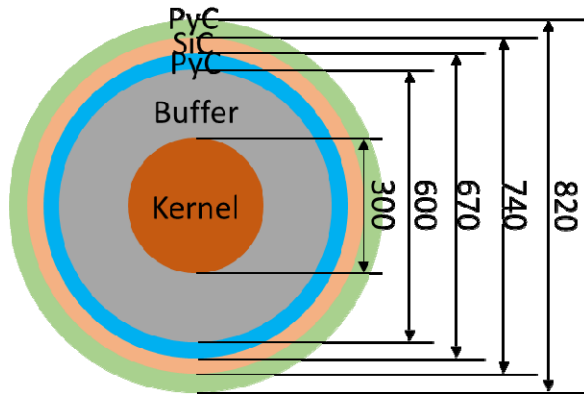
## 2. Methodology

Fundamental fuel rod cell calculations are performed using a 2D infinite pin-cell model. Monte Carlo transport code MVP with nuclear cross-section library JENDL4.0 is used for calculations of core characteristics including core criticality, fuel burnup, transmutation characteristics, and reactivity coefficients. The fuel cell model for calculation is shown in Figure 1 [4]. The diameter of the cell (d) is varied while keeping the diameters of coolant gap, inner graphite layer, fuel compact, and graphite shaft constant to manipulate the moderator-to-fuel ratio for parametric surveys of neutron spectra.

The main evaluation targets are criticality, fuel burnup, fuel transmutation, and reactivity coefficients. The main parameter is moderator-to-fuel ratio for the core characteristics and neutron spectra survey; initial fuel composition for fuel transmutation properties investigation.



(a) Fuel cell geometry



(b) TRISO geometry (measured in  $\mu\text{m}$ )

**Figure 1 Calculation model [4]**

### 3. Research Plan

The research will be performed by the following steps:

(1) Fundamental calculations will be performed with a 2D pin-cell model for Low Enriched Uranium (LEU) fuel loaded gas-cooled core to analyse the core characteristics.

(2) Parametric survey of neutron spectra for criticality burnup will be carried out by varying the moderator-to-fuel ratio with graphite moderators and LEU fuel.

(3) Parametric survey of neutron spectra for reactivity coefficients will be performed by varying the moderator-to-fuel ratio with graphite moderators and LEU fuel.

(4) Parametric survey of fuel elements will

be carried out using different MA composition in the fuel to examine MA transmutation capabilities of the GCR core.

(5) Proliferation resistance of the core will be analysed based on the parametric survey results.

### 4. Conclusion

The research plan of GCR core characteristics analysis by changing the moderator/fuel design and neutron energy to evaluate the potential of GCR in solving various social issues related to nuclear power has been described.

### References

- [1] Generation IV nuclear reactor systems, <https://www.gen-4.org>
- [2] A. E. Waltar, D. R. Todd, P. V. Tsvetkov, "Fast Spectrum Reactors", Springer Science+Business Media, 2012.
- [3] Y. Fukaya, T. Nishihara, "Reduction on high level radioactive waste volume and geological repository footprint with high burn-up and high thermal efficiency of HTGR", Nuvlear Engineering and Design, Volume 307, pp. 188-196, 2016
- [4] T. Aoki, H. Sagara, C. Y. Han, "Impacts of Pu-240 self-shielding effect and uncertainties of  $\sigma(n,\gamma)$  at resonance energy on the reactivity controllability in HTGR inert matrix fuel", Progress in Nuclear Science and Technology, Volume 5, pp. 100-103, 2018.

日本核物質管理学会賛助会員

(2020 年 10 月 1 日現在)

日本核物質管理学会賛助会員（2020 年 10 月 1 日現在：31 社）

- ◇ 北海道電力株式会社
- ◇ 東北電力株式会社
- ◇ 東京電力ホールディングス株式会社
- ◇ 中部電力株式会社
- ◇ 北陸電力株式会社
- ◇ 関西電力株式会社
- ◇ 中国電力株式会社
- ◇ 四国電力株式会社
- ◇ 九州電力株式会社
- ◇ 日本原子力発電株式会社
- ◇ 電源開発株式会社
- ◇ 国立研究法人日本原子力研究開発機構
- ◇ 日本原子力防護システム株式会社
- ◇ 仁木工芸株式会社
- ◇ 株式会社ニューテック
- ◇ 三菱原子燃料株式会社
- ◇ 株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

- ◇ 原子燃料工業株式会社
- ◇ 日本原燃株式会社
- ◇ 原燃輸送株式会社
- ◇ 東芝エネルギーシステムズ株式会社
- ◇ 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社
- ◇ リサイクル燃料貯蔵株式会社
- ◇ 日本原燃分析株式会社
- ◇ 株式会社日立製作所電力ビジネスユニット
- ◇ 富士電機株式会社
- ◇ 三菱重工業株式会社
- ◇ 株式会社ジェイテック
- ◇ 株式会社 IHI /IHI Corporation
- ◇ 三菱電機株式会社
- ◇ 丸紅ユティリティ・サービス株式会社



【日本核物質管理学会第 41 回年次大会開催協力企業】

株式会社永木精機

コーンズテクノロジー株式会社

近藤工業株式会社

太平電業株式会社

三菱重工業株式会社

ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ株式会社

株式会社アトックス

仁木工芸株式会社

**NAGAKI**  Since  
**1946**  
***SAFETY SPEEDY STRONG***

共に未来へ

—— 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)



## 世界最高クラス 耐放射線カメラシステム

*Mirion Technologies (IST) Ltd. is an industry leader in supply of Radiation Tolerant Cameras and specialist CCTV & imaging systems for the Nuclear Industry.*

### 「HYPERION」

#### 高性能ソリッドステートセンサ搭載 耐放射線(1MGy)カラーカメラシステム

- 耐放射線性： 1MGy/100Mrad (Gamma)
- 高性能 100 万画素 CMOS センサ採用
- 標準メンテナンスで長寿命
- 優れた画像ジオメトリ
- 高感度で低ノイズ
- 新たに設計されたパンチルト機構 (ステンレス鋼製)
- 気中だけでなく、水中利用にも対応
- 既存の撮像管式カメラと互換性を持ち容易に置き換えが可能



### 「R93/R94x シリーズ」

#### 高耐放射線性(2MGy)を持つ原子力カメラ



- 耐放射線性： 2MGy ( $2 \times 10^8$  rad), 1kGy/hr dose rate
- 解像度： 600 TV lines 垂直方向 (中心域)
- R93 Mk3 : Fixed NB レンズ (9mm 標準, 50° 水平)
- R941 : NB 8mm to 24mm (57.6° to 20.8° 水平)
- R940 : NB 22mm to 90mm (23° to 6° 水平)
- R942 : NB 12mm to 72mm (40° to 7° 水平)

### 「R981 Compact」

#### 実績豊富な耐放射線(1MGy)カメラシステム

- 耐放射線性： 1MGy ( $10^8$  rad), 1kGy/hr dose rate
- 解像度： 550 TV lines 水平方向
- ズームレンズ： 6:1 - 12mm to 72mm, 40° wide, 7° narrow  
6:1 - 24mm to 144mm, 21° wide, 3.5° narrow  
3:1 - 8.0mm to 24mm, 58° wide, 21° narrow



### 「DotCam-HR」

#### 小型カラー耐放射線(1kGy)カメラ



- 耐放射線性： 1kGy ( $10^5$  rad), 300Gy/hr dose rate
- 解像度： 350 TV lines (NTSC)
- 標準レンズ： 3.1mm f/5.0 (FOV 90°)
- 画角 (FOV)： 98.3° 対角, 76.4° 水平 (NTSC)

# Collective Flow

Cambridgeチームメンバーは「燃える集団」です。



## 原子力の未来を拓く

近藤工業(株)は、日本初の原子力施設である、東海村の日本原子力研究所新設への参画を皮切りに、原子力の安全利用のために、アブソリュート・フィルタが空調の分野で現在もなお貢献しています。

原子力発電所及び原子力関連施設のほか、企業や大学、医療機関等におけるラジオ・アイソトープ(RI)施設などに、アブソリュート・フィルタをはじめ、周辺機器の設計、製作、販売に努めています。

さらに半導体などのクリーンルーム、製薬、食品、一般ビル空調等の各種業界に欠かせない『エアフィルタ』を製造・販売する総合メーカーです。

## 【業務内容】

- ・各種エアフィルタの製造、販売
- ・原子力関連機器の設計、製作
- ・微粒子計数器、集中監視システムの販売、校正
- ・CR、BCR、バイオハザード機器の設計、製作、販売
- ・その他



アブソリュート・フィルタ  
(HEPA)

## 近藤工業株式会社

本社 : 〒105-0014 東京都港区芝 3-14-2 芝ケンブリッジビル

Tel: (03) 6400-5011 (代) Fax: (03) 6400-5022

<http://www.cambridgefilter.com>

大阪営業所 : Tel (06) 6444-0008 / 名古屋営業所 : Tel (052) 222-1060 / 九州営業所 : Tel (092) 262-6436

東北営業所 : Tel (022) 217-2211 / 六ヶ所営業所 : Tel (0175) 72-4428



# 豊かな社会とこれからも 社会の「当たり前」を支える



## BUSINESS&TECHNOLOGY

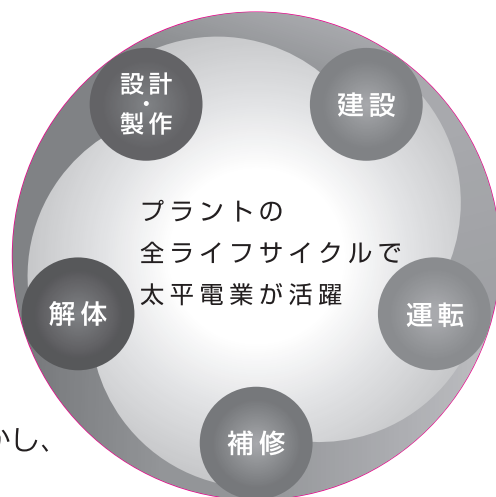
原子力発電とこれからどう向き合い、共存していくかは、

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



三菱重工業株式会社 原子力セグメント

〒100-8332 東京都千代田区丸の内 3-2-3 TEL. 03-6275-6200 [www.mhi.com/jp](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

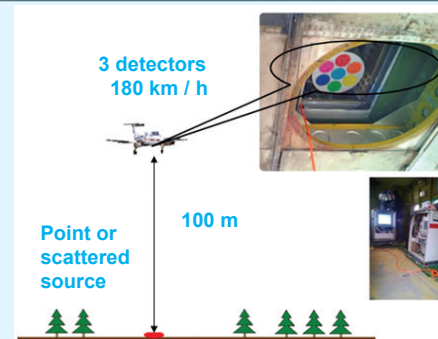
### 深さ方向のプロファイリング



#### 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



IMCA  
ウラン濃縮度分析システム

ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ株式会社

URL: <http://www.canberra.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	

NUCSAFE 社は 1991 年旧ソビエト連邦崩壊後の核物質拡散を監視する目的のために米国テネシー州オークリッジに 1999 年設立された会社です。NUCSAFE は国境警備、港湾セキュリティ、移動監視、航空機監視、特殊携帯機器等の実用製品を提供しています。

## 通過型車両放射能検査装置



国内実績	東京港・横浜港 (γ) 80 式以上稼働中
	横浜港 MI パイロットプロジェクト 11 式 (γ・中性子)

通過型車両放射能検査装置は、海上輸送用コンテナからの放射線を迅速に検知し RI の有無並びに天然核種・医療用・工業・特殊核のカテゴリを判断します。

時速 8km で通過しながら測定するので物流を滞らせることがありません。

### ◆ 検出方法

ガンマ線	プラスチックシンチレータ
	Option: NaI(Tl)シンチレータ
中性子	Option: Li6 中性子検出器

### ◆ 導入事例

通過型車両放射線検査装置は対象物に応じたシステムを提案します。

- ☐ 海上輸送用コンテナ (20/40/45ft)
- ☐ 一般車両 (自家用車、商用ライトバン等)
- ☐ 鉄道貨物車両
- ☐ 航空輸送用コンテナ
- ☐ 機内預け入れ貨物

## 通過型歩行者放射能検査装置



通過型歩行者放射能検知装置は英国ヒースロー空港等に設置されています。本装置はウォークスルー型ですので歩行者の通行を妨げません。また特許技術により前後の歩行者の影響を排して測定が実施されます。

### ◆ 検出方法

ガンマ線	プラスチックシンチレータ
	Option: NaI(Tl)シンチレータ
中性子	Option: Li6 中性子検出器

### ◆ 導入事例

- ☐ 歩行者・旅客者
- 設置場所
  - ☐ 空港
  - ☐ 波止場
  - ☐ 鉄道駅
  - ☐ イベント会場
  - ☐ 重要施設 (政府機関、発電所、変電所等)

### 低温・バイオ

- ・低温用温度コントローラ
- ・HTc/LTc DC SQUID、応用製品
- ・ヘリウムクライオスタット
- ・液体窒素クライオスタット
- ・連続流型クライオスタット
- ・ヘリウム閉サイクルクライオスタット
- ・超電導マグネット付きクライオスタット
- ・NbTi 超電導マグネット
- ・Nb3Sn 高磁場超電導マグネット

- ・超電導ヘリウム液面計
- ・超電導マグネット用バケットデューワー
- ・半導体検出器用 LN2 デューワー
- ・FRP 製デューワー
- ・<sup>3</sup>He-<sup>4</sup>He 希釈冷凍機
- ・無冷媒 3He 冷凍機
- ・生物試料保管用液体窒素容器
- ・医療生体試料保管用液体窒素容器
- ・研究用液体窒素保管容器
- ・高温超電導電流リード

- ・液体ヘリウムデューワー
- ・磁気シールドルーム
- ・磁気シールド材料
- ・高温超電導体 (MgB2)
- ・原子力間電子顕微鏡 (AFM)
- ・GM・パルス管冷凍機
- ・スターリング冷凍機
- ・コンピュータフリーザ
- ・操作型電子顕微鏡

### 放射線計測・材料

- ・高純度ゲルマニウム検出器
- ・Ge・ガンマ線イメージャ
- ・CdZnTe 半導体検出器
- ・SDD/Si(Li)/Si 検出器
- ・<sup>3</sup>He 中性子検出器
- ・NIM/VME エレクトロニクス
- ・マルチチャネルアナライザ
- ・アルファ線スペクトロメータ
- ・低 BGα/β 計測器
- ・液体シンチレーションカウンター

- ・X線・中性子用ゴニオメータ
- ・X線・中性子用スペクトロメータ
- ・X線/中性子用モノクロメータ
- ・X線用 CCD カメラシステム
- ・バクテリア検出装置
- ・マリネリ容器
- ・SiPM
- ・光電子増倍管
- ・GM 管
- ・サーバイメータ

- ・車両放射線検知装置
- ・後方散乱 X 線非破壊検査装置
- ・X線ポリキャビラリ
- ・アルミナ蛍光板
- ・圧電素子
- ・スーパーインシュレータ
- ・ベリリウム窓
- ・研究・工業用各種材料
- ・金属、プラスチック、セラミック、複合材料



# 仁木工芸株式会社

東京支社 〒108-0073 東京都港区三田 3 丁目 9 番 7 号 TEL (03)3456-4700 (代)FAX (03)3456-3423

大阪営業所 〒592-0002 大阪府高石市羽衣 5 丁目 16-8 TEL (072)242-7611(代) FAX (072)242-7622

URL : <http://www.nikiglass.co.jp>  
Email : [sales@nikiglass.com](mailto:sales@nikiglass.com)

イベント等のご案内



日本核物質管理学会



# 「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」を支える 核物質管理技術開発と次世代人材養成

日本核物質管理学会  
会長 齊藤正樹

## 1. はじめに

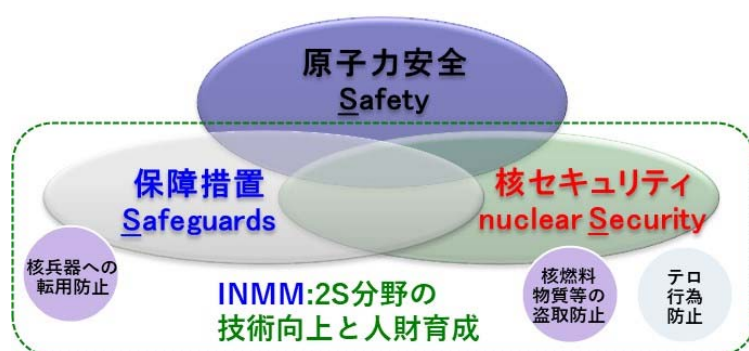
日本は戦後一貫して平和国家としての道を歩み、他国に脅威を与えるような軍事大国とはならず、「原子力基本法」及び我が国の国是である「非核三原則」を堅持し、「核兵器の不拡散に関する条約(NPT)」や「包括的核実験禁止条約(CTBT)」を基に、「原子力の平和利用」を推進してきました。

これからも、「原子力平和利用」に係る核不拡散対応は、我が国の「原子力の研究、開発及び利用」を推進するための基本であり、そのためには、「日米原子力協力協定」などに基づく米国との国際的な連携・信頼関係が非常に重要です。加えて、我が国が「原子力平和利用」に向けて、「既存の原子力施設の維持管理・廃止措置や核燃料サイクル及び関連分野の研究・開発・実用化」を安全に着実に進めることが重要と思います。そのためには、核不拡散に係る「政策」「保障措置」及び「核セキュリティ」分野の**人材が「要」**であります。

## 2. 日本核物質管理学会

日本核物質管理学会（INMMJ: Institute of Nuclear Materials Management, Japan Chapter）は、米国に本部がある「核物質管理学会（INMM: Institute of Nuclear Materials Management）の日本支部」として 1977 年に設立された、核不拡散、国際保障措置、計量・管理、核セキュリティ、輸送・廃棄物処理・処分等の分野における専門家の集まりです。

安倍前首相が 2014 年の核セキュリティーサミットにおいて、安全（Safety）は基より平和利用を確実に進めるための保障措置（Safeguards）と核セキュリティ（Nuclear Security）の 3S 取組宣言をしています。日本核物質管理学会は、3S の内、保障措置及び核セキュリティ等における技術向上と人材育成を目的に活動しています。



核物質管理学会は、世界中の核物質管理実務を安全にかつ安心して推進するための科学的、教育的な機関として 1958 年に設立された総勢 1,000 名を超える国際的な学会で、米国に本部を置き、核物質の管理に携わる技術者、研究者、管理者、行政関係者等で組織された専門家による国際的な非営利団体で、「核物質管理及び関連技術」分野における科学的知識、技術的能力、専門的能力、政策的対話、ベストプラクティスなどの促進を通じて、安全で効果的な核物質管理実務に貢献することを使命としています。

核物質管理学会は、米国内の 6 支部を含めて、日本支部をはじめ、英国支部、ロシア支部（3 支部）、ウイーン支部、韓国支部、ウクライナ支部、モロッコ支部およびナイジェリア支部を併せて世界の 16 の

支部で構成されています。また、「核物質管理及び関連技術」に興味のある大学生や大学院生の科学的・専門的能力の向上を支援するために、米国内の 14 支部を含めて世界で 24 の「学生支部」を設置して活動しています。

日本核物質管理学会の主な活動について紹介します。

### ① 専門家による技術交流

会員の「核物質管理及び関連技術」分野における科学的知識、技術的能力、専門的能力などの専門力向上の支援のために、年次大会（今年度の年次大会は、2020 年 11 月 19 日（木）～ 20 日（金）の 2 日間、Web 会議方式で開催予定）の開催、各種研究会・セミナー・講演会等の開催、核物質管理時報発行、学会ホームページの一層の充実を図りたいと思います。少子高齢化時代、特に次世代の核物質管理の研究者、技術者、管理者、行政関係者の養成が重要だと思います。

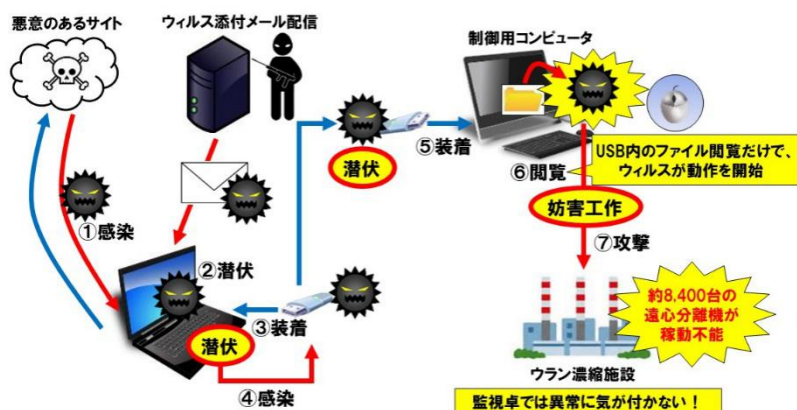
また、当学会が主催する研究会・セミナー・講演会等は、「核物質管理及び関連技術」分野の学会の特色を活かし、学界、国立研究所機関、原子力関連産業界、政府や地方自治体の関係機関などに、広く参加を呼びかけたいと思います。



日本核物質学会年次大会の様子



原子力施設制御システムに係るサイバーセキュリティ研究会の様子



研究会の 1 つのテーマとして取上げた外部と隔離されたプラント制御システムに対するサイバー攻撃の事例



＊）下記の写真は、本学会で発表された保障措置機器開発の例



UF6 シンタ 中のウラン量測定装置（UCAS）＊）



廃棄物コンテナ中の核物質質量測定装置（WCAS）＊）



使用済燃料検認装置（DCVD）＊）



廃棄物ドラム中の核物質質量測定装置（WDAS）＊）

## ② 対外連携の強化

日本核物質管理学会活動の活性化のために、学界、国立研究所機関、原子力関連産業、政府関係機関などに加え、米国本部や欧州保障措置研究開発協会（ESARDA: European Safeguards Research & Development Association）、国際原子力機関（IAEA）等との国際連携も、引き続き積極的に進めたいと思います。

例えば、2019 年 10 月 7～11 日、東京国際交流館プラザ平成において、第 9 回 INMM-ESARDA-INMMJ Joint Workshop “Future Challenge for the Enhancement of International Safeguards and Nuclear Security”を共同開催しました。本国際ワークショップへの国内外の参加者は 121 名でした。また、2021 年 8 月 12 日～26 日にオーストリア・ウィーンで開催を予定している米国本部の第 62 回



ワークショップ全体セッションの様子

年次大会や 2022 年の IAEA シンポジウム、2023 年に欧州で開催予定の第 10 回 INMM-ESARDA-INMMJ Joint Workshop には、ベテラン会員に加えて、若手の技術者、研究者や学生の積極的な参加を奨励・支援したいと思います。



ワークショップ集合写真

### ③ 学生会員の活動支援

「核物質管理及び関連技術」に興味のある大学生や大学院生の学生会員に 当学会の活動状況などを積極的に紹介し、将来、国内のみならず国際的に活躍する次世代の研究者・技術者・管理者・行政関係者の養成が重要と思います。そのために、現在の「学生部会」を基盤にして、将来は、米国に本部がある核物質管理学会の「学生支部」を設立し、海外の「学生支部」の学生会員との積極的な交流・連携を支援したいと思います。

### ④ 広報活動の充実

原子力平和利用担保のためには国内外への透明性があり、加えて正確な情報発信が重要だと思います。一般の皆さんや関係業界の皆さんのご理解を深めて頂き、更なるご支援を頂くために、当学会の「設立目的」、「果たすべき役割」、「活動状況」等を積極的に広く紹介したいと思います。そのために、既に定期的に発行している核物質管理時報・ホームページなどの一層の充実に加えて、積極的な広報活動に努めたいと思います。

## 3. 核不拡散（保障措置）・核セキュリティ分野における代表的な今後の課題

今後、我が国が「既存の原子力施設の維持管理・廃止措置や核燃料サイクル及び関連分野の研究・開発・実用化」を安全に着実に進めるためには、以下の対応が肝要です<sup>(1)</sup>。

### (1) 保障措置の課題

- 福島第一原子力発電所に対する保障措置対応
- 国内全体での円滑な保障措置の実施/不都合事象の防止
- Pu/HEU取り扱い施設における継続した厳格な保障措置対応
- 廃止措置段階の施設における的確な統合保障措置手法の構築
- 短期通告査察、補完アクセス等の非通常業務への適切対応
- 増加する原子力施設の老朽化に伴う廃止措置の保障措置対応
- 査察のリモート化
- 核セキュリティと保障措置機器の統合化
- 保障措置の信頼性と効率性の向上のための保障措置システム構築や情報収集と解析における「IT 技術」の導入

### (2) 核セキュリティの課題

- 廃棄物に対する核セキュリティ対策の国際標準化
- 妨害破壊行為、サイバーセキュリティなど「核テロ対策強化」

- 核セキュリティと保障措置機器の統合化
- 原子力安全と核セキュリティのインタフェース

### (3) 研究開発と国際協力の課題

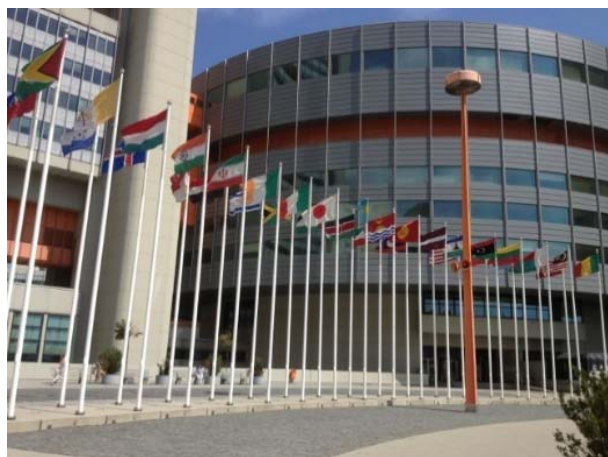
- 脅威の未然の抑止、検知、影響増大の防止・緩和に向け、法規・所管機関等の制度整備と相まって科学技術的手法の継続的進化
- 二国間あるいは多国間の場における国際協力を通じて、最先端分野の技術開発をリードするとともに、グッドプラクティスの一環として原子力新興国等への技術協力を進展させていくことが、世界のトップランナーとしての我が国の責務

など、「核物質管理及び関連技術」分野における多くの技術開発、手法、政策及び規制に係るガイドラインの作成、国際連携・協力等や次世代人材養成に、当学会の貢献が期待されています

## 4. おわりに

我が国が「原子力平和利用」に向けて、「既存の原子力施設の維持管理・廃止措置や核燃料サイクル及び関連分野の研究・開発・実用化」を安全に着実に進めるために、これからも引き続き、国内の関係機関に加え、INMM 米国本部、欧州保障措置研究・開発協会(ESARDA)、国際原子力機関(IAEA)等との連携を基に、日本核物質管理学会の諸活動を進めたいと思います。

今後とも引き続き、日本核物質管理学会へのご支援・ご協力をよろしくお願い申し上げます、特に、学生を含め、将来の「核物質管理及び関連技術」を支える研究者、技術者、管理者、行政関係者の皆さんが、積極的に日本核物質管理学会の活動に参加し、将来は、国内のみならず国際的な専門家として活躍することを希望します。



(2020 年 10 月 10 日記)

## 参考資料

- (1) 齊藤正樹、他「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」、NSA/COMMENTARIES:No.25、原子力システム研究懇話会、日本原子力産業協会、2020 年 6 月発行より 1 部抜粋



### 一般会員（所属機関：順不同 /法人格省略）

日本原燃、日本原子力研究開発機構、中部電力、東京電力ホールディングス、東北電力、日本原子力発電、核物質管理センター、東京工業大学、東京大学、京都大学、福井工業大学、電力中央研究所、原子燃料工業、I H I /IHI corporation、ジェイテック、MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング、NEC ネットエスアイ、木村化工機、東芝原子力エンジニアリングサービス、富士電機、リサイクル燃料貯蔵、千代田テクノル、ニュークリア・デベロップメント、トランスニュークリア、島津製作所、日本原子力防護システム、日本原子力産業協会、原子力資料情報室、原子力安全推進協会、原子力安全技術センター、神戸市立青少年科学館、外務省、量子科学技術研究開発機構、防衛省防衛研究所、原子力規制庁、警察庁科学警察研究所、その他（退職者等）

### 賛助会員（順不同）

北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、日本原子力研究開発機構、日本原子力防護システム(株)、仁木工芸(株)、(株)ニューテック、三菱原子燃料(株)、原子燃料工業(株)、(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン、日本原燃(株)、東芝エネルギーシステムズ(株)、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)、原燃輸送(株)、リサイクル燃料貯蔵(株)、日本原燃分析(株)、(株)日立製作所電力ビジネスユニット、富士電機(株)、三菱重工業(株)、(株)ジェイテック、(株)I H I /IHI corporation、三菱電機(株)、丸紅ユティリティ・サービス(株)

---

お問い合わせ先：

日本核物質管理学会事務局

〒100-0011 東京都千代田区内幸町二丁目2-3

日比谷国際ビル2F 日本原燃東京支社内220号

TEL：03-6371-5830,5835 FAX：03-6371-5808

E-mail：[jimukyoku@inmmj.org](mailto:jimukyoku@inmmj.org) U R L：<http://www.inmmj.org/>

日本核物質管理学会事務局

〒100-0011 東京都千代田区内幸町二丁目 2 - 3

日比谷国際ビル 2F 日本原燃東京支社内 220 号

TEL : 03-6371-5830,5835 FAX : 03-6371-5808

E-mail : [jimukyoku@inmmj.org](mailto:jimukyoku@inmmj.org)

U R L : <http://www.inmmj.org/>

## 核物質管理学会 (INMM) 入会申請書

ご入会々員種別： ☐ 一般会員 ☐ 学生会員 (どちらかに☑を入れて下さい。)

- 入会申請は「INMM Membership Application(英文)」も記入の上、本書と併せて日本核物質管理学会事務局に提出下さい。年会費のお支払等は登録完了後に別途ご連絡いたします。
- ①所属組織および②自宅住所等の両方を記入願います。

入会申請者氏名(フリガナ)：	入会申請日 (西暦)：
ご希望の連絡先・資料送付先に☑を入れて下さい。 <input type="checkbox"/> ①所属組織 <input type="checkbox"/> ②自宅住所	
① 所属組織： 住所： 〒  所属組織名または学校名：  所属部課または所属学科：  役職名：  電話番号： FAX 番号：  E-mail：  ご年齢： <input type="checkbox"/> 10 代 <input type="checkbox"/> 20 代 <input type="checkbox"/> 30 代 <input type="checkbox"/> 40 代 <input type="checkbox"/> 50 代 <input type="checkbox"/> 60 代 <input type="checkbox"/> 70 代以上	
②自宅住所等 住所： 〒  電話番号： FAX 番号：  E-mail：	
その他学会への連絡事項等	

核物質管理学会についてのお問い合わせ先  
 〒100-0011 東京都千代田区内幸町 2 丁目 2-3  
 日比谷国際ビル 日本原燃(株)内  
 電話：03-6371-5830 FAX：03-6371-5808  
 E-mail：jimukyoku@inmmj.org



Date: \_\_\_\_\_

First/Given Name: \_\_\_\_\_ Last Name: \_\_\_\_\_  
Designation: \_\_\_\_\_ Job Title: \_\_\_\_\_  
(e.g. Jr., III, PhD, MSc, etc.) (e.g. Engineer, Scientist, etc. If Currently student, indicate "Student")  
Institution: \_\_\_\_\_  
Street Address: \_\_\_\_\_  
City: \_\_\_\_\_ ZIP/Postal Code: \_\_\_\_\_ Country: JAPAN  
Phone: \_\_\_\_\_ Fax: \_\_\_\_\_  
Email: \_\_\_\_\_

**Membership:**     ☐ Regular                      ☐ Student

**Type of Organization:**

- |   |  |
|---|--|
| <input type="checkbox"/> Academia (Faculty/Staff)           | <input type="checkbox"/> Academia (Undergraduate/Graduate Student) |
| <input type="checkbox"/> Commercial Utility                 | <input type="checkbox"/> Consultant/Research                       |
| <input type="checkbox"/> Equipment Manufacturer             | <input type="checkbox"/> Government Contractor                     |
| <input type="checkbox"/> Government or International Agency | <input type="checkbox"/> Military                                  |
| <input type="checkbox"/> Nuclear Material Processing        | <input type="checkbox"/> Others                                    |

**Fields/Subjects of Expertise:** \_\_\_\_\_

**Job Description:** \_\_\_\_\_

(i.e. "Student" or a brief explanation of your professional responsibilities as related to your current job title)

**Total Number of Years Work Experience in the field:** \_\_\_\_\_

**Please Number Your Top Three Area of Interest 1-3:**

___ ANSI Standards	Membership in Other Societies: _____
___ Facility Operations	(e.g. ESARDA, WINS, ANS, etc.)
___ International Safeguards	Honors/Honorary Societies: _____
___ Material Control & Accountability	Other Experience or Training: _____
___ Non-Proliferation & Arms Control	_____
___ Nuclear Security and Physical Protection	
___ Packaging, Transportation & Disposition	

**Indicate School:**

Indicate Degree & Major: \_\_\_\_\_  
Indicate Date Degree Obtained/Anticipated: \_\_\_\_\_  
College or University: \_\_\_\_\_  
Graduate School: \_\_\_\_\_  
Post Graduate School: \_\_\_\_\_

## 第 41 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

清水 純治

委員

長谷 竹晃

委員

田崎 真樹子

委員

芝 知宙

委員

宮地 紀子

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

日本原燃東京支社内 220 号

TEL 03-6371-5830

FAX 03-6371-5808

E メール : jimukyoku@innm.org

<http://www.inmmj.org>