

# 原子力平和利用と 核不拡散・核セキュリティ

原子力システム研究懇話会

## 刊行のことば

原子力システム研究懇話会（Nuclear Systems Association, NSA）が、ほぼ毎年発行してきている単行本「NSA コメンタリーズ」の2019年度版として、No.25「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」をとりまとめた。

福島原発事故が2011年に勃発して以来、国民の間での原子力への信頼は大きく損なわれた。日本政府は、エネルギー基本計画において2030年のエネルギーミックスの電源構成目標で原子力シェアを20～22%としている。IPCCは、2050年にはCO<sub>2</sub>排出量をほぼ正味ゼロに低下させるべきと唱えており、我が国も同調している。その目標達成には原子力の寄与が期待されている。しかし、我が国の現状は、発電所再稼働が迅速に進まない上に、新規原発建設も滞っており、今後の我が国エネルギーミックスの中で原子力に期待される役割が果たして達成できるかどうか懸念されている。このような危機的状況を打破するべく原子力への国民の信頼を取り戻すことを願って、2011年以後の本NSA コメンタリーシリーズでは、国民が原子力について懸念を抱くと想定される諸課題、並びに原子力の優れた特性や潜在能力についての解説を重点的に取り上げてきた。2011年以後に出版されたNSA コメンタリーズの標題と出版年次を挙げれば次のようになる：

「核燃料サイクルと高速炉開発」（No.20、2013年、平成25年）

「福島第一原子力発電所事故と原子力のリスク」（No.21、2014年）

「放射性廃棄物低減化・有害度低減の技術開発」（No.22、2016年）

「2050年におけるわが国エネルギーミックスへの原子力の寄与」（No.23、2018年）

「我が国将来世代のエネルギーを担う核燃料サイクル」（No.24、2019年）

以上のようなコメントリーズの主題の流れを受けて、この度出版されることになったコメントリーズNo.25は、国民が懸念を抱いているであろう「核不拡散・核セキュリティ」問題を取り上げた。その歴史的背景、世界の現状、我が国の状況、さらにその技術の在り方と今後の方向性などにわたって第一線の専門家の方々から詳しく解説していただいた。本書が、多くの人々の眼に触れて本課題についての認識を深めていただき、本課題の解をいかに達成するかについて理解を深めて頂くよすがとなれば、本書の出版を推進した一人として誠に幸いと存じます。本書の企画編集にあたって指導的な役割を果たされた齊藤正樹会員に心より謝意を表しますとともに、編集に協力され、あるいは各章の執筆をしていただいた著者各位に深甚なる謝意を表します。

令和2年3月

原子力システム研究懇話会・運営委員長  
山脇 道夫

# ◇ 目 次 ◇

◆刊行の言葉	i
◆編集・執筆者	vii
第1章 はじめに（齊藤正樹）	1
第2章 原子力平和利用と国際関係（千崎雅生、直井洋介、玉井広史、須田一則）	3
2.1 核不拡散・核セキュリティの国際的制度の歴史・現状	3
2.1.1 核不拡散、核セキュリティとは	3
2.1.2 国際的な核不拡散への取組	5
2.1.3 IAEA 保障措置とその強化	10
2.1.4 核セキュリティへの取組	14
2.1.5 原子力資機材等の輸出管理	21
2.2 日米原子力交渉	24
2.2.1 インドの核実験と米国の核不拡散政策	24
2.2.2 東海再処理の稼働に係る日米交渉	26
2.2.3 国際核燃料サイクル評価（INFCE）	31
2.2.4 日米原子力協力協定の改正交渉	34
2.2.5 日米原子力協力協定の自動延長と今後の見通し	48
2.2.6 改訂日米原子力協力協定（資料編）	50
2.3 核物質の多国間管理構想等	62
2.4 北朝鮮の核開発の歴史	68
2.4.1 原子力開発の経緯（CSAと冒頭査察まで）	68
2.4.2 北朝鮮の核問題（最初の核危機）	69
2.4.3 北朝鮮の核問題（六者会合）	70
2.5 非核化プロセス	74
2.5.1 非核化プロセスの概要	74
2.5.2 非核化プロセスに係る技術的貢献（解体核の処理に対する日本の支援・貢献）	76
2.6 今後の課題	78

<b>第3章 日本の保障措置に対する取組</b> （岩本友則）	80
<b>3.1 国内の保障措置体制と実績</b>	80
3.1.1 保障措置実施体制と取組状況	80
3.1.2 査察の実施方法	81
3.1.3 核物質の国籍管理	84
3.1.4 保障措置実施に係る日米原子力協力協定	86
<b>3.2 六ヶ所ウラン濃縮施設</b>	88
3.2.1 高濃縮ウラン生産シナリオ	88
3.2.2 濃縮施設の保障措置の特徴	89
3.2.3 ウラン濃縮工程	89
3.2.4 濃縮工場における査察活動の分類と査察概要	90
3.2.5 ウラン濃縮施設における統合保障措置	92
<b>3.3 六ヶ所再処理施設の保障措置</b>	92
3.3.1 国際フォーラムLASCARと日米原子力協力協定	92
3.3.2 RRPの保障措置の主要要素	94
3.3.3 先進的保障措置システムの評価	100
<b>3.4 高速増殖炉の保障措置</b>	100
3.4.1 高速増殖炉の特徴	100
3.4.2 日米原子力協力協定とIAEAの保障措置要件	101
3.4.3 接近困難区域における保障措置システムの開発	101
<b>3.5 廃棄物の保障措置終了・直接処分</b>	102
3.5.1 保障措置終了基準	102
3.5.2 廃棄物に対する保障措置	103
3.5.3 使用済燃料の直接処分	103
<b>3.6 福島第一原子力発電所事故に係る保障措置の展望</b>	104
3.6.1 IAEA保障措置と日米原子力協力協定に係る課題	104
3.6.2 保障措置の展望	104
<b>3.7 今後の課題</b>	105
<b>第4章 日本の核セキュリティへの取組</b> （岩本友則）	107
<b>4.1 核セキュリティ強化への経緯</b>	107
4.1.1 核セキュリティの取組	107
4.1.2 核セキュリティの国際的取組（核セキュリティサミット）	108

<b>4.2 日本の核セキュリティに対する国際的評価</b>	109
<b>4.3 核セキュリティの対策</b>	110
4.3.1 核セキュリティ対策に係る防護対象特定核燃料物質の区分	110
4.3.2 外部脅威対策（物理的深層防護）	112
4.3.3 内部脅威対策	113
4.3.4 サイバーセキュリティ対策	114
4.3.5 防護区分毎の防護措置	115
<b>4.4 福島第一原子力発電所事故からの教訓</b>	117
<b>4.5 放射性同位元素のセキュリティ対策</b>	118
<b>4.6 今後の課題</b>	119
<b>第5章 プルトニウムの平和利用と核不拡散（玉井広史、齊藤正樹）</b>	120
<b>5.1 日本のプルトニウム利用政策</b>	120
<b>5.2 プルトニウムの核不拡散</b>	123
5.2.1 日本の核燃料サイクルを取り巻く最近の国際情勢	123
5.2.2 プルトニウムの核拡散抵抗性	124
<b>5.3 プルトニウムの核拡散抵抗性向上の取り組み</b>	127
5.3.1 核拡散抵抗性の高いプルトニウムの生成	127
5.3.2 日本の分離プルトニウム問題	129
<b>5.4 今後の課題</b>	131
<b>第6章 回収ウランの再利用と核拡散抵抗性（福田幸朔、齊藤正樹）</b>	132
<b>6.1 回収ウランの意義</b>	132
<b>6.2 回収ウランの特徴</b>	133
6.2.1 天然ウラン同位体元素	133
6.2.2 使用済み燃料の再処理によるウランの回収	133
6.2.3 使用済み燃料のウラン同位体の特性	134
6.2.4 使用済み燃料中のウラン同位体元素の組成とその影響	137

<b>6.3 回収ウランの管理</b> .....	138
6.3.1 受け入れ基準 .....	138
6.3.2 回収ウラン中の不純物 .....	139
6.3.3 回収ウランの貯蔵 .....	140
6.3.4 回収ウランの輸送 .....	141
6.3.5 回収ウランの <sup>235</sup> U濃縮度増加 .....	143
6.3.6 回収ウランの製造プロセスにおける転換及び再転換工程 .....	148
6.3.7 軽水炉での回収ウラン燃料の使用課題 .....	151
<b>6.4 回収ウランの市場価格と経済性</b> .....	153
6.4.1 濃縮回収ウラン燃料(ERU)と濃縮天然ウラン(ENU)の製造コスト比較 .....	153
<b>6.5 各国の回収ウランの使用動向</b> .....	155
6.5.1 世界的視野での回収ウランの生産 - 需要 .....	155
6.5.2 我が国の回収ウランの現状と将来予測 .....	156
6.5.3 各国の回収ウラン使用の現状 .....	157
<b>6.6 回収ウランの核拡散抵抗性</b> .....	163
6.6.1 ウラン同位体の臨界性 .....	163
6.6.2 回収ウランの同位体組成 .....	164
6.6.3 回収ウランの再濃縮と核拡散抵抗性 .....	165
6.6.4 回収ウランの核拡散抵抗性のまとめ .....	165
<b>6.7 今後の課題</b> .....	166
<b>第7章 核不拡散・核セキュリティに関する研究開発の状況と国際協力</b> (富川裕文、 小泉光生、玉井広史) .....	167
<b>7.1 核セキュリティ技術開発</b> .....	167
7.1.1 核鑑識技術開発 .....	167
7.1.2 遮へい物中に隠された核物質検知のための核共鳴蛍光技術開発 .....	168
<b>7.2 核不拡散技術開発ーアクティブ中性子非破壊分析技術開発ー</b> .....	170
<b>7.3 国際協力</b> .....	171
7.3.1 米国エネルギー省(DOE)との協力 .....	171
7.3.2 欧州委員会/共同研究センターとの協力 .....	173
<b>7.4 今後の課題</b> .....	174

<b>第8章 核不拡散・核セキュリティ分野の人材育成</b> （直井洋介、齊藤正樹、相楽 洋、 出町和之、玉井広史、宇根崎博信） .....	175
<b>8.1 人材育成の重要性と課題</b> .....	175
<b>8.2 JAEAにおける人材育成の取組</b> .....	176
8.2.1 人材育成の現状 .....	176
8.2.2 ISCNにおける人材育成支援事 .....	178
<b>8.3 大学における教育の現状</b> .....	183
8.3.1 東京工業大学における教育 .....	183
8.3.1.1 「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェントの養成」 .....	183
8.3.1.2 「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」 .....	191
8.3.2 東京大学における教育 .....	199
8.3.2.1 原子力国際専攻 .....	199
8.3.2.2 原子力専攻（専門職大学院） .....	200
8.3.2.3 IAEA 認定の原子力マネジメントプログラムの開講 .....	201
8.3.3 京都大学における教育 .....	202
<b>8.4 今後の課題</b> .....	204
<b>第9章 おわりに</b> （齊藤正樹） .....	205

## ◇ 編集・執筆者一覧 ◇

(執筆順、敬称略、所属は執筆時)

### 編 集

齊藤 正樹 (東工大名誉教授)

千崎 雅生 (日本核物質管理学会 会長)

岩本 友則 (日本原燃㈱フェロー)

玉井 広史 (日本原子力研究開発機構 嘱託)

### 執 筆

齊藤 正樹 (さいとう まさき)

米国 Purdue 大学、動力炉核燃料開発事業団、大阪大学、東京工業大学で勤務。

内閣府原子力安全専門委員、内閣官房参与等多くの公職を歴任。

日本核物質管理学会理事、工学博士、東京工業大学名誉教授。

千崎 雅生 (せんざき まさお)

動力炉・核燃料開発事業団 (動燃)Pu燃料部入社、外務省原子力課出向、

在米国日本大使館専門調査員、動燃企画部担当役、

日本原子力研究開発機構 特別研究員 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター長等を歴任。

日本核物質管理学会 会長。

直井 洋介 (なおい ようすけ)

動燃入社、「ふげん」プロジェクトで原子炉冷却系の SCC 対策、系統化学除染技術開発、

安全評価等を担当。外務省科学原子力課出向、KEDO を担当。

現在は、JAEA、核不拡散・核セキュリティ総合支援センター長。

玉井 広史 (たまい ひろし)

旧日本原子力研究所 ITER-BA プロジェクトチームにて核融合研究開発を経て、

日本原子力研究開発機構における核不拡散・核セキュリティに係る政策調査・分析、

及び教育・研究に携わる。核物質管理学会員、理学博士。

### 須田 一則（すだかずのり）

動力炉・核燃料開発事業団（動燃）大洗工学センター技術開発部入社、外務省調査員、在米国日本大使館専門調査員、次世代原子力システム研究開発部門を経て、現在、核不拡散・核セキュリティ総合支援センター技術主席。  
日本原子力学会核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会 副連絡会長。

### 岩本 友則（いわもととものり）

動力炉核燃料開発事業団、科学技術庁出向、日本原燃㈱理事、核物質管理部長を経てフェロー。濃縮、再処理の保障措置に係る国際フォーラムに携わる。  
IAEA のイラクおよびイラン特別ミッションにコンサルタントとして従事。

### 福田 幸朔（ふくだこうさく）

九州大学大学院終了、日本原子力研究所、国際原子力機関（IAEA）、東京工業大学で勤務、平成 25 年退職。北海道大学、大阪大学で非常勤講師、旧文部省核燃料取扱主任者出題委員を歴任。工学博士。

### 富川 裕文（とみかわひろふみ）

動力炉・核燃料開発事業団保障措置室入社、ガラス固化技術開発、IAEA 保障措置局概念計画部、再処理施設計量管理に従事し、文部科学省保障措置査察官、ワシントン事務所長代理を経て、現在、核不拡散・核セキュリティ総合支援センター技術開発推進室長。

### 小泉 光生（こいずみみつお）

日本原子力研究所、日本原子力研究開発機構において重イオン加速器等を利用した核構造研究、核データ測定研究に携わる。震災後、核不拡散・核セキュリティ分野においてアクティブ非破壊分析技術開発に関わり、現在は、核不拡散・核セキュリティ総合支援センターにおいて、核検知・測定技術開発に従事。

### 相楽 洋（さがらひろし）

東京工業大学、米国アイダホ国立研究所、日本原子力研究開発機構を経て、現在東京工業大学先端原子力研究所で勤務。核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会運営委員、日本核物質管理学会プログラム委員会副委員長。博士（工学）、東京工業大学准教授。

**出町 和之（でまち かずゆき）**

東京大学大学院工学系研究科システム量子工学専攻博士課程修了（工学博士）。  
東京大学で勤務。日本核物質管理学会理事、東京大学准教授。

**宇根崎 博信（うねさき ひろのぶ）**

大阪大学大学院修了、京都大学教授（複合原子力科学研究所、大学院エネルギー科学研究科）、大阪大学招聘教授。京都大学複合研では核燃料管理、保障措置、核セキュリティ対応を担当。京都大学博士（エネルギー科学）。

# 第1章 はじめに

原子力は、再生可能エネルギーでは太刀打ちのできない「多様性」を持っている。CO<sub>2</sub>フリーのエネルギーとしての利用のみならず、「医療・福祉」、「農業・食料・水資源」、「海洋開発」、「宇宙開発」などの「多様な分野」の研究・開発の推進も、「我が国や国際社会の平和、安定、福祉そして繁栄」の実現に大いに貢献する。

戦後、日本は原子力分野に関する研究は禁止された。1952年に「サンフランシスコ講和条約」が発効し、停止状態にあった我が国の主権が回復した。国連におけるアイゼンハワー米大統領の「Atoms for Peace」（1953年）演説を受けて、1955年「原子力基本法」等を制定し、原子力平和利用に向けた研究、開発、利用を開始した。

戦後一貫して平和国家としての道を歩み、専守防衛に徹し、他国に脅威を与えるような軍事大国とはならず、非核三原則（1968年）を堅持し、「核兵器の不拡散に関する条約（Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons（NPT））」（我が国は1976年に批准）、「Convention on the Physical Protection of Nuclear Material（核物質の防護に関する条約（PP条約））」（我が国は1988年に批准）や「包括的核実験禁止条約（Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty（CTBT））」（我が国は1997年に批准）の基に、「原子力の平和利用」と「核軍縮と核不拡散」を推進してきた。

本書は、戦後の日本の「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」の半世紀を振り返って、下記の分野における現状と、更に、将来の「我が国の安全保障」のみならず、「国際社会の安全保障」や「核兵器なき世界」の実現に向けた今後の課題をまとめたものである。

## 第2章 「原子力平和利用と国際関係」

まず、核不拡散・核セキュリティの国際的制度の歴史・現状に関し、核不拡散、核セキュリティとは何か、国際的な核不拡散への取組の経緯や活動内容等について紹介する。また、核物質その他の放射線物質を使用したテロ活動を防止する取組を一層強化するために、核セキュリティ分野の国際協力や各国の対応が強化されているが、核テロ活動の事例、対応の現状、課題、そして日本の取組等について紹介する。

さらに、核兵器等の軍事目的での使用を試みる国や非国家主体（テロ組織等）への原子力資機材等の流出防止として、原子力資機材等の輸出管理は大変重要である。その国際的な取組の概要について解説する。

日米東海再処理交渉や国際核燃料サイクル評価の経過、日米原子力協力協定改正交渉の経過・内容や結果等について詳しく解説する。また、核物質の多国間管理構想の経過や内容そして唯一具体化した「IAEA 低濃縮ウランバンク」について紹介する。

最後に、北朝鮮の核開発の歴史、そして過去の南アフリカ、リビア、イラクにおける

非核化プロセスの概要について紹介するとともに、米ロ解体核の兵器級 Pu 処理に対する日本の技術支援・貢献の経緯と内容について解説する。

### **第3章「日本の保障措置に対する取組」**

日本の保障措置に対する取組、保障措置の基本である核物質の計量管理、保障措置における査察活動概要と核燃料サイクル推進に係わる保障措置のチャレンジである再処理施設、ウラン濃縮施設及び高速増殖炉に対する保障措置について紹介する。

### **第4章「日本の核セキュリティへの取組」**

日本の核セキュリティに対する取組と国際的評価、サイバーセキュリティ対策を含む核セキュリティ対策の基本的要件について紹介する。

### **第5章「プルトニウムの平和利用と核不拡散」**

日本のプルトニウム利用政策、プルトニウムの核拡散抵抗性及びその向上方策、今後の課題について解説する。

### **第6章「回収ウランの再利用と核拡散抵抗性」**

回収ウランの特徴、回収ウランの管理、回収ウランの市場価格と経済性、各国の回収ウランの使用動向、回収ウランの核拡散抵抗性、回収ウラン再利用における今後の課題と展望について解説する。

### **第7章「核不拡散・核セキュリティに関する研究開発の状況と国際協力」**

核不拡散・核セキュリティ強化に貢献する核物質の測定・検知、核鑑識等の研究・技術開発及び国際協力の日本の取り組みについて、原子力機構が実施している具体的な事例を中心に紹介する。

### **第8章「核不拡散・核セキュリティ分野の人材育成」**

核不拡散・核セキュリティ分野の人材育成の重要性と課題、原子力機構における人材育成の取組、大学（東京工業大学、東京大学、京都大学）における教育の現状と今後の課題について紹介する。

## 第2章 原子力平和利用と国際関係

原子力利用は、平和利用と軍事利用の2つの側面を持っていることから、十分な安全を確保するとともに核拡散や核テロリズムを防止しつつ、国際協力の下で平和利用を進めていくことが極めて重要である。具体的には、国際的枠組みの整備、国際原子力機関（International Atomic Energy Agency : IAEA）保障措置の強化への取組、核拡散抵抗性を高める技術開発等、国際・国内制度と技術的措置を組み合わせることで対応することにより、原子力平和利用と核不拡散は両立可能との国際的結論（後述の1977年に実施された「国際的な核燃料サイクル評価（INFCE）の結論」）を満足させることが可能である。これまで日本は原子力平和利用・核燃料サイクルの推進（再処理リサイクル方式）等のため、図2-1に示すように原子力安全はもとより核不拡散／保障措置、核セキュリティ（核物質・RI防護等）の確保、原子力資機材の輸出管理等に対し、真摯な取組と積極的な国際協力を行ってきた。

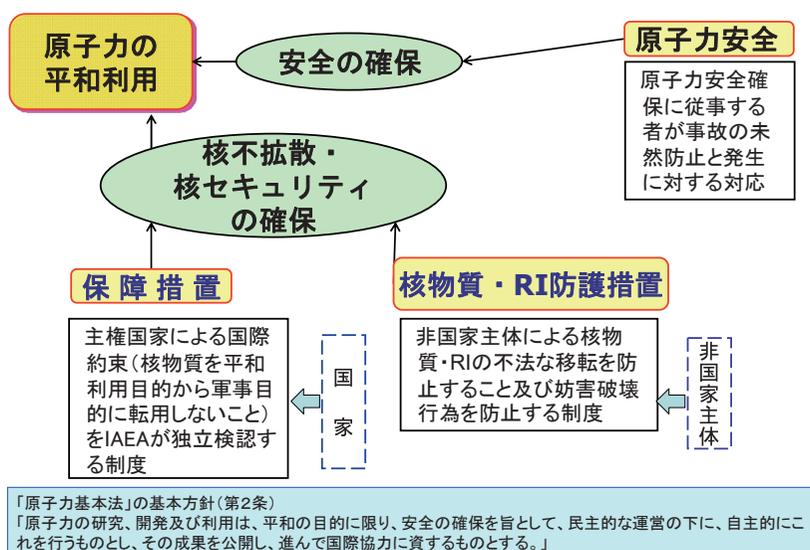


図 2-1 原子力の平和利用と核不拡散

### 2.1 核不拡散・核セキュリティの国際的制度の歴史・現状

#### 2.1.1 核不拡散、核セキュリティとは

##### (1) 核不拡散

核不拡散とは、核兵器の拡散を防ぐことであり、具体的には核兵器を保有する国（又はグループ等）を増やさず、また核兵器を保有している国は核兵器の量を減らすことである。国際平和と安全のため、①核兵器保有国の数を増やさない（水平不拡散）、②核兵器保有国の核軍縮の促進（垂直不拡散）、③非国家主体（テロリスト等）に核を拡散させないこと等が重要である。ウラン 235 やプルトニウムは、原子力発電燃料として使用されるが、他方核兵器の原料として

も使われる。したがって、ウラン 235 やプルトニウムを取り扱う場合には、その取扱いが平和目的のみに行われているということを明確に示す必要がある。これは核不拡散対応と呼ばれており、日本は核兵器不拡散条約（NPT）、IAEA による保障措置、核物質防護条約、二国間原子力平和利用協定、原子力資機材等の輸出規制（ロンドン・ガイドライン：NSG）等のような国際的な約束をして核不拡散対応を行っている。

## （2）核セキュリティ

核セキュリティとは、核物質、その他の放射性物質、その関連施設及びその輸送を含む関連活動を対象にした犯罪行為又は故意の違反行為の防止、探知及び対応のことであり、図 2-2 に示すようにテロリスト等による核物質や放射線源の悪用が想定される、以下の 4 つの脅威が現実のものとならないよう取られる措置のことを言う。

①核兵器の盗取、②盗取された核物質を用いた核爆発装置の製造、③放射性物質の発散装置（いわゆる「汚い爆弾」）の製造、④原子力施設や放射性物質の輸送等に対する妨害破壊行為。



図 2-2 IAEA が想定する核テロリズム<sup>2.1-1)</sup>

「核セキュリティ」という用語が頻繁に使われ始めたのは、2001 年 9 月 11 日の米国同時多発テロ以降のことであり、それまでは「核物質防護」という用語が一般に使用されていた。この核物質防護という考え方に基づいて、テロリスト等による核物質の奪取行為等を国際的規制の下に置き、各国に防護措置の実施を働き掛けるといった議論が既に 1960 年代には開始され、IAEA を中心に具体的な取組が講じられた。核物質防護条約では、規制対象物質を濃縮ウラン

参考資料

2.1-1) [https://www.mofa.go.jp/mofaj/dns/n\\_s\\_ne/page22\\_000968.html](https://www.mofa.go.jp/mofaj/dns/n_s_ne/page22_000968.html)

やプルトニウムといった核物質、及び規制対象行為を国際輸送時の盗取等に限定しているが、核セキュリティの規制対象は、核物質のみならず放射性物質が加わり、規制対象行為も国内で使用、貯蔵、輸送する核物質等の盗取、原子力施設に対する妨害破壊行為、さらにはこれら核物質等の国内における不法譲渡等やその防止のための輸出入管理といった水際対策も対象範囲に含まれる。また、その対応措置も不法行為の防止や検知等の予防措置のみならず、妨害破壊行為等の緊急時における有事対応も想定された内容となっている。

ソ連崩壊後、核物質防護に対する関心が高まり、また 2001 年 9 月 11 日の米国同時多発テロを受け、核物質その他の放射線物質を使用したテロ活動を防止するための核セキュリティについても、IAEA、国連や有志国により国際社会は新たな緊急性を持ってテロ対策を見直し、各種の取組を通じて国際協力が強化されている。さらに、2009 年 4 月、米国のオバマ米大統領がプラハ（チェコ）において演説を行い、「核テロは地球規模の安全保障に対する最も緊急かつ最大の脅威」とした上で、核セキュリティサミットを提唱した。そして、2010 年 4 月から 2016 年 4 月まで合計 4 回のサミットが開催され、首脳レベルで核テロ対策に関する基本姿勢や取組状況の確認、国際協力の在り方等について議論し、核テロ対策等の強化を推進した。

## 2.1.2 国際的な核不拡散への取組

### (1) 核兵器不拡散条約<sup>2.1-2)</sup>

冷戦時代には、破滅的な核戦争がおきないように、特に米ソが互いに無制限な核軍備競争を行わないようにし、核兵器そのものとその生産に必要な物資・機材の移転を禁止する条約（核兵器不拡散条約：NPT）や国際的な枠組みを作るための様々な努力がなされていた。冷戦が終わり東西陣営の対立が解消されたことで、膨大な量の核兵器を中心とする東西の軍事バランスを保つという考えが見直され、核兵器の軍縮・不拡散の動きは、再び高まりを見せてきた。具体的な例を挙げれば、米国とロシアの間で核兵器を減らすための努力が大きく進み（START、モスクワ条約等）、またフランス、中国等の核兵器国をはじめとする多くの国が NPT に加入した。NPT（1970 年発効）は、米国、ロシア、英国、フランス、中国の 5 カ国を「核兵器国」、それ以外の国を「非核兵器国」とし、図 2-3（次頁参照）に示すように、①これら 5 カ国から非核兵器国への核拡散を防ぎ、②核兵器国に核軍縮交渉を義務づけ、③原子力の平和的利用を図ることを目的としている。5 カ国のみを「核兵器国」と認めたことは、すでに地球上に核兵器が存在しているという現実を受け入れたものであり、そのような前提に立った上で世界が着実な核軍縮・核不拡散を目指していく、いわば「憲法」のような存在となっている。なお、1995 年 5 月、締約国の過半数の支持により、NPT 第 10 条 2 に従い NPT の

---

参考資料

2.1-2) <https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku/npt/gaiyo.html>



図 2-3 NPT 条約の 3 つの柱<sup>2.1-3)</sup>

無期限延長が決定され、5 年毎に会議を開き NPT の運営状況を検討すること（第 8 条第 3 項）を定めている。

NPT の主要規定（前文、条文全 11 条及び末文から構成）の要点は、以下の通り。

- ☆核兵器国の核不拡散義務（第 1 条）
- ☆非核兵器国の核不拡散義務（第 2 条）
- ☆非核兵器国による IAEA の保障措置受諾義務（第 3 条）
- ☆締約国の原子力平和利用の権利（第 4 条）
- ☆非核兵器国による平和的核爆発の利益の享受（第 5 条）
- ☆締約国による核軍縮交渉義務（第 6 条）
- ☆条約の運用を検討する 5 年毎の運用検討会議の開催（第 8 条 3）
- ☆「核兵器国」の定義（第 9 条 3）
- ☆条約の効力発生の 25 年後、条約が無期限に効力を有するか追加の一定期間延長されるかを決定するための会議の開催（第 10 条 2）

NPT 体制を支える重要な仕組みの一つが、IAEA による保障措置である。保障措置とは、「平和利用目的」の原子力施設等が、「軍事目的」に転用されないことを厳密に確認することで、核の拡散を防ぐことである。NPT の非核兵器国は、IAEA との間で保障措置協定を結ぶことが義務づけられていて、これにより核不拡散が実現することを目指している。米ソ冷戦後の世界では、東西陣営の軍事バランスを保とうという米国とロシアを中心とした政治的な圧力がなくなったこともあり、軍縮・不拡散の流れに逆行するような動きもいくつかあった。特に、核拡散

参考資料

2.1-3) <https://www.mofa.go.jp/mofaj/press/pr/wakaru/topics/vol42/>

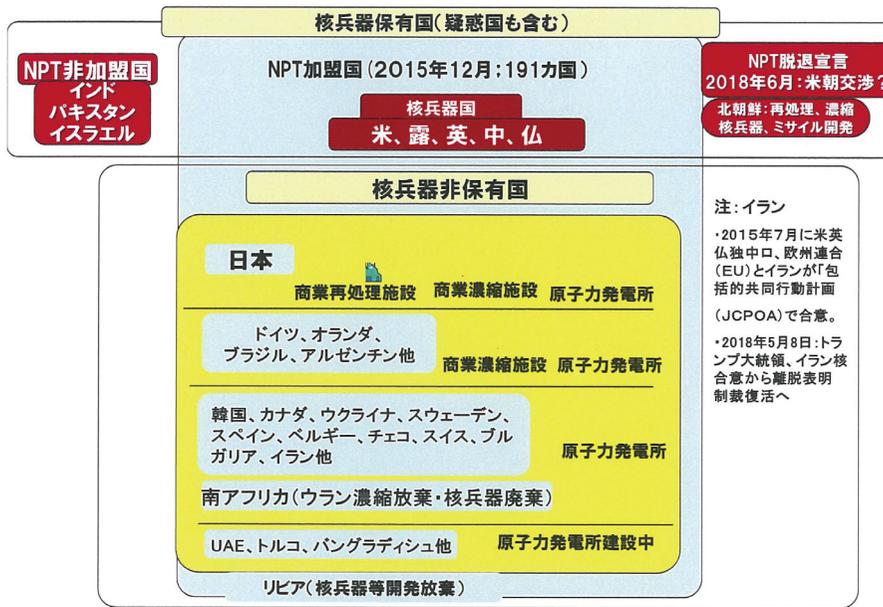


図 2-4 NPT 体制と原子力平和利用

の分野では、1990 年代前半に、イラクや北朝鮮等の核問題が発覚し、国際社会は、核不拡散体制の強化が必要であることを改めて認識するに至り、この結果、IAEA の保障措置を強化するための「追加議定書 (AP)」が 1997 年に作成され、その締結国の増加に向けた働きかけが現在も懸命に行われている (保障措置の詳細は後述)。

図 2-4 に NPT 体制と原子力平和利用の状況を示す。現在、国連加盟国の中で NPT を締結していないのはインド、パキスタン及びイスラエルの 3 カ国のみであるが (但し、北朝鮮は 2003 年 1 月、NPT 脱退を表明)、1998 年にインド、パキスタンの両国が相次いで核実験を行ったこと、また 2004 年、パキスタンの核開発の父と呼ばれたカーン博士を中心とする、核兵器関連の物資や技術を秘密裏に取引する「核拡散の地下ネットワーク」の存在が明るみに出たことは、国際社会に大きな衝撃を与えた。そのため NSG (ロンドン・ガイドライン) や二国間原子力協定等により原子力資機材等の輸出規制が強化された。

## (2) 核軍縮への動き<sup>2.1-4)</sup>

NPT 発効後、米ソの核軍備競争が行われたが、ソ連の崩壊前後から米ロシアによる核軍縮交渉が進展した。INF 全廃条約は、1987 年 12 月 8 日、米国のレーガン大統領とソ連のゴルバチョフ共産党書記長によって調印され (1988 年 6 月 1 日に発効)、中距離核戦力 (INF) として定義された中射程の弾道ミサイルで、巡航ミサイルを全て廃棄することを目的としている。

参考資料

2.1-4) <https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku/index.html>

INF 全廃条約はソ連が崩壊した後はロシアに引き継がれた。1991 年までに米国 846 基、ソ連 1846 基の計 2692 基のミサイル全廃が完了。また、1991 年 7 月に米国及びソ連により署名された第一次戦略兵器削減条約 (START I) は、両国が配備する大陸間弾道ミサイル (ICBM)、潜水艦発射弾道ミサイル (SLBM) 及び重爆撃機の運搬手段の総数削減を規定し、それを双方が実施し 2009 年 12 月に失効した。START I の後継条約として、新 START に調印し、2011 年 2 月 5 日発効した。

核兵器用の核分裂性物質 (高濃縮ウラン、プルトニウム等) の生産を禁止することにより、核兵器数量の増加を止めることを目的として、核兵器用核分裂性物質生産禁止条約 (FMCT) が、1993 年 9 月にクリントン米大統領の国連総会演説で提案され、同年 12 月には、その交渉を適当な国際的フォーラムで行うことを勧告する国連総会決議 (A/RES/48/75) がコンセンサスで採択された。さらに、1996 年には、地下核実験を含むあらゆる核実験を禁止する包括的核実験禁止条約 (CTBT) が国連総会で採択された。最近では、核兵器の非人道性に関する議論を主導してきたメキシコ、オーストリアといった国や市民社会の取組を踏まえ、核兵器禁止条約 (TPNW) が、国連の下での 2 回の交渉会議 (2017 年 3 月及び同年 6 月及び 7 月) を経て、2017 年 7 月 7 日に賛成多数で採択された。これらのいずれの条約も未だ批准に至っていない。

また、最近の米ロ間の関係悪化等から、米国のトランプ大統領は、2018 年 10 月 20 日 INF 全廃条約を破棄する考えを明らかにし、2019 年 2 月 1 日、ロシアに対し条約破棄を通告した。これを受けてロシアも条約義務履行の停止を宣言した。そして、本条約は破棄通告から 6 ヶ月後の 2019 年 8 月 2 日に失効した。米国の離脱の背景にはロシアの条約違反だけでなく、米国とロシアの 2 ヶ国のみを縛る条約の枠外で、中距離ミサイルの開発・配備を加速させる中国の「ミサイル大国化」への警戒感があり、また中国も含めた米中ロ 3 ヶ国による新たな軍備管理の枠組により、「不均衡」を是正したいという思惑があるだが、中国はこれに応じない姿勢を明確にしている。また、米国トランプ大統領とロシアプーチン大統領は、2021 年に期限を迎える新 START の延長問題の交渉を始めることで合意した。新 START は配備済みの核弾頭を各々 1550 発以下に制限することが柱となっている。INF 全廃条約に続いて新 START も期限切れで失効すれば、米露の核軍縮の枠組はなくなる。米露の相互不信が高じた中での新 START の延長交渉は難航が予想される。

### (3) 北朝鮮の核問題<sup>2.1-5)</sup>

2018 年 6 月 12 日、シンガポールにおいて米国トランプ大統領と北朝鮮の金正恩労働党委員長は史上初の首脳会談を行い、朝鮮半島の完全非核化を柱とする共同声明に署名した。共同

---

参考資料

2.1-5) 原子力年鑑 2019 & 2020、日刊工業新聞社

声明で米国と北朝鮮の両国は、緊張・敵対関係を乗り越えた新しい米朝関係の樹立、北朝鮮の体制保障、朝鮮半島における恒久的で強固な平和体制の構築、並びに朝鮮半島の完全な非核化という、共通目標の実現に向けて取組む意志を文書で確認した。そして、2019年2月27日～28日ベトナムのハノイにおいて、トランプ大統領と金委員長による第2回目の首脳会談が行われた。ハノイの首脳会談では、非核化に向けた具体的な措置について協議がなされた。会談前のマスメディア等の関心事は、概ね北朝鮮側の核兵器能力の一部、特に寧辺の核施設の解体・廃棄及びその査察等の受け入れに対して、米国が経済制裁解除等の見返りを与えるかどうかという点にあった。しかし、トランプ大統領は会談後に記者会見を開き、「非核化をめぐる溝を埋められず、合意に至らなかった」と述べた。

そして、大阪でのG20サミットの直後の2019年6月30日急遽、南北の軍事境界線にある板門店で3度目の首脳会談が行われた。トランプ大統領と金委員長は、取敢えず膠着状況に陥っている非核化交渉の再開で合意した。トランプ大統領は2～3週間以内に実務交渉を開くと表明したが、米朝の主張の溝は深い。今のところ北朝鮮が示す核施設の廃棄は寧辺に留まり、非核化措置を徐々に進める「段階的非核化」を主張しており、これ以外の実質的な非核化措置には言及していない。その後、本件について米朝等の中で様々な動きがあり、最近

の状況は必ずしも北朝鮮の非核化に向けた取組がスムーズに進んでいない。米国は、「最終的で完全に検証された非核化」(FFVD)を実現するまで、制裁を維持する方針を掲げている。他方、北朝鮮は制裁をシンガポールでの共同声明に反する「敵対行為」だと強く反発している。今のところ北朝鮮が示す核施設の廃棄は寧辺(ニョンビョン)にとどまる。北朝鮮は非核化措置を徐々に進める「段階的非核化」を主張しており、これ以外の実質



写真 2-1 板門店の北朝鮮側に立つ<sup>2.1-6)</sup>  
トランプ米大統領(左)と金正恩委員長

的な非核化措置には言及していない。既存の核不拡散体制へのこのような挑戦に対して、国際社会がどう取組んでいくのかが今後の重大な課題となっている。北朝鮮は抵抗しているが、2003年12月に、米国等の説得によりリビアが大量破壊兵器開発計画を放棄したことは、国際社会の中で前向きな進展と受け止められており、問題解決の一つのあり方とも言える。

#### (4) イラン核問題<sup>2.1-5)</sup>

2015年にイランは米英仏独中ロ6カ国協議「EU3+3」との間で、核開発施設の縮小や条件

#### 参考資料

2.1-5) 原子力年鑑 2019 & 2020、日刊工業新聞社

2.1-6) 2019年7月1日付北朝鮮労働新聞

付き軍事施設査察等の履行を含む最終合意「包括的共同作業計画（JCPOA）」を締結し、核兵器の保有に必要な核物質の製造・蓄積を制限することとなった。2016年1月IAEAがイランの核施設縮小を確認したと発表し、イランと「EU3+3」による最終合意が履行された。イランが「EU3+3」との間で結んだ核合意では、経済的な見返りとイランへの制裁緩和が約束されていた。ところが、米国トランプ大統領は2018年5月に「EU3+3」による合意から離脱し、イランに対する厳しい制裁措置を再開した。

英独仏の各国首脳は2018年7月、崩壊の危機を迎えているイラン核合意の維持を再度訴える共同声明を発表。2019年5月8日イランのロウハニ大統領も忍耐が限界に到達したとして、JCPOAの一部履行の停止（濃縮ウランと重水の海外搬出）、並びにイラン及び米国以外のJCPOA参加国が、60日以内にイランが米国制裁の影響を受けている原油取引や金融決済を保証しなければ、アラク重水炉の再設計を中止することの制限及びウラン濃縮活動の制限を終了させると主張。他方、米国トランプ大統領は、2019年5月8日、原油及び石油製品と共にイランの輸出の主力品目の1つである、イランの鉄鋼・アルミニウム・銅等の金属及びそれらの製品等を制裁の対象とする、新たな大統領令に署名しイランに対する経済制裁を一層強化する等、イランに真っ向から対抗する姿勢を示した。

イランは、今後もJCPOAを遵守し続けるか否かはEU・仏独英中ロの対応次第であるとして、JCPOAとイランの意向を尊重するか、それとも米国に追随するかの判断と選択を迫っている。イランの核問題に関する今後の見通しには予断を許さない。

### 2.1.3 IAEA 保障措置とその強化<sup>2.1-7)</sup>

#### (1) IAEA の設置と目的等

IAEAは以下の沿革を経て設置された。ウラン、プルトニウム等の核物質は、原子力発電のような平和的利用のためにも、また、核兵器製造等の軍事利用のためにも使用され得る。このため、原子力の平和的利用については、常に核兵器の拡散を如何に防止するかという問題を伴う。第2次世界大戦終結後、原子力の商業的利用に対する関心の増大とともに、核兵器の拡散に対する懸念が強まり、原子力は国際的に管理すべきであるとの考えが広まった。そこで、1953年の国連総会におけるアイゼンハワー米国大統領による演説（「Atoms for Peace」演説として知られる）を直接の契機として、国際原子力機関（IAEA）創設の気運が高まり、1954年に、国連においてIAEA憲章草案のための協議が開始された。1956年、IAEA憲章採択会議においてIAEA憲章草案が採択され、1957年7月29日、IAEA憲章は所要の批准数を得て発効し、IAEAが発足した。

---

参考資料

2.1-7) <https://www.iaea.org/topics/safeguards-and-verification7>

IAEA は、原子力の平和的利用を促進するとともに、原子力が平和的利用から軍事的利用に転用されることを防止することを目的とし、次のような権限を有する。

- ①全世界における平和的利用のための原子力の研究、開発及び実用化を奨励し、援助する。加盟国間の役務、物質、施設等の供給の仲介や、活動又は役務を行う。
- ②平和的目的のための原子力の研究、開発及び実用化の必要を満たすため、開発途上地域における必要を考慮しつつ、物資、役務、施設等を提供する。
- ③原子力の平和的利用に関する科学上及び技術上の情報の交換を促進する。
- ④原子力の平和的利用の分野における科学者及び専門家の交換及び訓練を奨励する。
- ⑤原子力が平和的利用から軍事的利用に転用されることを防止するための保障措置を設定し、実施する。
- ⑥国連機関等と協議、協力の上、健康を保護し、人命及び財産に対する危険を最小にするための安全上の基準を設定し又は採用する。



写真 2-2 IAEA 本部

◆核物質及び核燃料サイクル技術は、平和目的にも軍事目的にも利用可能である。

**(1)核物質**

一つの核爆発装置製造の可能性を排除しえないおおよその量  
(有意量)

- ①プルトニウム：8kg
- ②高濃縮ウラン（ウラン235:20%以上）：25kg

**(2)核燃料サイクル技術**

上記(1)の核物質を生産するのに必要な技術

- ①プルトニウム：原子炉で照射した燃料からプルトニウムを分離する技術(再処理技術)
- ②高濃縮ウラン：ウラン濃縮技術

(参考)

天然ウラン	ウラン235	0.7%程度
原子力発電所（軽水炉）	ウラン235	3～5%程度
核兵器	ウラン235	90%以上

表 2-1 原子力利用の二面性

IAEA の事業は、原子力の平和的利用に関する分野と、原子力が平和的利用から軍事的利用に転用されることを防止するための保障措置の分野に大別される。NPT による核不拡散義務が遵守されていることを調べる手段として、IAEA による保障措置が挙げられる。保障措置とは、原子力の平和利用を確保するため、ウランやプルトニウムのような核物質が、核兵器その他の核爆発装置の製造等に転用されていないことを確認するための措置のことである。保障措置の目的としては、表 2-1 に示すように有意量（例えばプルトニウムの場合 8 kg）の核物質が平和的な原子力活動から核兵器その他の核爆発装置の製造のため、または不明な目的のために転用されることを適時に探知すること及び早期探知のリスクを与えることにより、軍事転用を抑止することである。

2005 年 10 月、両分野における IAEA の貢献が認められ、IAEA 及び同エルバラダイ事務局長（当時）はノーベル平和賞を受賞した。

## (2) IAEA の保障措置<sup>2.1-8&2.1-9)</sup>

### ①保障措置協定

IAEA 保障措置協定は、原子力が平和的利用から核兵器製造等の軍事的目的に転用されないことを確保することを目的として、IAEA 憲章に基づき、IAEA が当該国の原子力活動について実施する査察を含む検認制度である保障措置を規定する協定である。IAEA の保障措置には、大きく分けると次の 5 タイプある。(i) 包括的保障措置 (CSA、INFCIRC153 型、日本等の非核兵器国)、(ii) 追加議定書 (AP、INFCIRC540 型)、(iii) 少量議定書 (SQP : 核物質を持たない及び原子力計画を有しない国に対する保障措置)、(iv) 66 型保障措置 (INFCIRC66 型、二国間協定や多国間協定に基づき移転される核物質、原子力資機材及び当該国の要請により一定の原子力活動に適用。現在は NPT 未加入国が締結するのみ)、(v) ボランタリー・オファー保障措置 (核兵器国が自発的に IAEA との間で締結する協定) で、核兵器国の米国、英国、ロシア、仏国、中国に適用される保障措置で、核兵器国は原子力施設のリストを提出し、その中から IAEA が保障措置の対象とする施設を選択する (施設のリストは核兵器国の一方的措置により変更可能)。

### ②追加議定書

IAEA 追加議定書 (Additional Protocol : AP) とは、IAEA と上記① のいずれかの保障措置協定を締結した国との間で、追加的に締結される保障措置強化のための議定書である。1993 年、イラク及び北朝鮮の核兵器開発疑惑等を契機に、IAEA 保障措置制度の強化及び効率化の検討 (1993 年より 2 年で検討を行うこととしたため、「93+2」計画とも呼ばれる) が行われた。その結果として、未申告の核物質や原子力活動がないこと及び保障措置下にある核物質の軍事転用がないことを検認するために、IAEA が追加的に必要とされた権限等を盛り込んだモデル追加議定書 (INFCIRC/540 (corrected)) が、1997 年 5 月に IAEA 理事会で採択された。追加議定書を締結した場合、IAEA は、その国において保障措置協定よりも広範な保障措置を行う権限が与えられる。具体的には、追加議定書を締結した国は、現行の保障措置協定において申告されていない原子力に関連する活動に関し申告を行うこと、(2) 現行協定においてアクセスが認められていない場所等への補完的なアクセスを IAEA に認めること等が義務付けられる。日本は、核不拡散体制の強化を図るためには、追加議定書の締結促進を図り、IAEA 保障措置を強化することが重要との認識の下、1999 年 12 月、原子力発電を行っている国では初めて IAEA と追加議定書を締結した。さらに、IAEA と協力しつつ、追加議定書の普遍化のためのイニシアティブを積極的に推進してきている。

---

#### 参考資料

2.1-8) <https://www.iaea.org/topics/safeguards-and-verification7>

2.1-9) <https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/atom/iaea/index.html>

### ③統合保障措置 (Integrated Safeguards : IS)

統合保障措置 (IS) は、包括的保障措置協定 (CSA) に基づく保障措置手段と追加議定書 (AP) に基づく保障措置手段の有機的な組合せである。IAEA は、CSA 及び AP 双方の下で利用可能な保障措置手段を最適に組み合わせ、国ごとの特異性や関連情報の評価を通じて、従来よりも効率性を高めた保障措置を行うことができる。具体的には、従来の計量管理を基本としつつ、短期通告査察又は無通告査察を強化することで、IAEA の検認能力を維持したまま査察回数を削減することができるようになった。IAEA は、追加議定書の策定等による保障措置の強化を行う一方、不拡散上問題がないと判断される国については、保障措置の効率化を目指すとの方針の下で、1998 年頃から統合保障措置の開発を始めた。その結果、2002 年 3 月の IAEA 理事会にて、統合保障措置の基本を定めた概念的枠組みが決定された。

統合保障措置が適用されるためには、当該国が CSA 及び AP 双方に基づく保障措置を一定期間にわたって受け入れ、その結果、IAEA が当該国に対して、「保障措置下にある核物質の転用」及び「未申告の核物質及び原子力活動」が存在しない旨の「拡大結論」を導出する必要がある。拡大結論が得られた国については、当該国政府と IAEA 事務局の合意に基づいて統合保障措置への移行がなされる。また、この統合保障措置が継続して適用されるためには、IAEA が毎年 6 月に発表する保障措置実施報告書において当該国に対する「拡大結論」が維持される必要がある。

NPT 加盟国である日本の原子力活動には、当初から IAEA の包括保障措置制度 (CSA) に基づき厳格な IAEA 査察が適用されてきたが、その後イラクの核兵器開発疑惑等で IAEA 保障措置を一層厳格にした追加議定書 (AP) を批准し、2004 年から統合保障措置 (IS) が適用されている。IS は IAEA による広範囲かつ綿密な調査結果として、核物質の不正転用や未申告な原子力活動等の不正がないことが確認された「優良国」のみに適用される制度である。2004 年の IAEA 総会でエルバラダイ事務局長は「日本が先進的な核燃料サイクルを進める国として統合保障措置を受ける最初の国になったことをお知らせでき、大変喜ばしい」と述べた。我が国はそれ以降、現在まで「優良国」である。



写真2-3 2004年 IAEA 総会における  
IAEA エルバラダイ事務局長  
(2004年9月20日)

また、IAEA のほか、日本は個別に米国、オーストラリア、フランス、イギリス、カナダ、中国、欧州原子力共同体 (ユーラトム)、カザフスタン、韓国、ベトナム、ヨルダン、ロシア、トルコ、UAE、インドとも二国間原子力協力協定を締結しており、これらの国から輸入された核物質等に対しても、IAEA の保障措置を受け入れることを約束している。

そして、これらの協定に従い、関連する国内法（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）等の整備を行って国内保障措置制度を確立し、IAEA保障措置を受け入れている。

## 2.1.4 核セキュリティへの取組

### (1) 核セキュリティの背景

核セキュリティとは、「核物質、その他の放射性物質その関連施設及びその輸送を含む関連活動を対象にした犯罪行為又は故意の違反行為の防止、探知及び対応」のことであり、具体的には、テロリスト等による核物質や放射線源の悪用が想定される以下の4つの脅威が現実のものとならないよう取られる措置のことをいう。

- ①核兵器の盗取
- ②盗取された核物質を用いた核爆発装置の製造
- ③放射性物質の発散装置（いわゆる「汚い爆弾」）の製造
- ④原子力施設や放射性物質の輸送等に対する妨害破壊行為

ひとたび核テロが発生すれば、多大な被害をもたらすであろうことは容易に想像がきる。放射性物質を爆発物によってまき散らすテロ、または、放射線源を放置して被ばくさせるテロも核テロの中に包含されている。

核セキュリティ（Nuclear Security）という言葉が良く使われるようになったのは、2001年9月11日にアメリカで発生した同時多発テロ以降ではないかと思う。このテロ事件を首謀したアル・カイダのアジトから核兵器の設計図が見つかり、また、ウサマビンラディンが核物質を調達する特別チームを作っていたこと等が明らかになり、核物質を用いたテロが現実起こるという認識が定着していったことが背景にある。

2009年1月に米国大統領に就任したオバマ氏は、同年4月にチェコの首都プラハで、米国が先頭に立ち、核兵器のない世界の平和と安全を追求する決意を明言する<sup>2.1-10)</sup>。その演説の中で、オバマ氏は、核兵器保有国が核兵器を使う可能性は限りなく低くなる一方で、テロリストが核兵器を入手してそれを使う可能性は高まっていること、アル・カーイダは核爆弾が手に入れば躊躇なく使用すると表明しており、1人のテロリストが1つの核兵器を手に入れば、途方もない破壊をもたらすことになること、これが世界の安全保障に対する喫緊かつ最大の脅威であると述べた。日本人にはこのプラハでのオバマ氏の演説は、アメリカの大統領が核のない世界を目指すと言明した演説として記憶に残るが、実は、核テロが安全保障上の最大の脅威であって、それに向けて世界は協働していかなければならないことを明言した演説でもあった

---

参考資料

2.1-10) <https://obamawhitehouse.archives.gov/the-press-office/remarks-president-barack-obama-prague-delivered>

のだ。そして、核テロの防止に向けて、管理をされていない核物質を4年以内に無くすこと、米国が核セキュリティ・サミットを1年以内に開催することを提案したのである。核セキュリティ・サミットは2010年4月に米国ワシントンDCで1回目が、2012年3月に韓国ソウルで、2014年3月にオランダハーグで開催され、2016年4月には4回目のサミットが再び米国ワシントンDCで開催<sup>2.1-11)</sup>され、50カ国近くのリーダーが集まり、6年間にわたり核テロ防止に大きな成果を残してこのプロセスは終了した。

日本では、2020年には東京オリンピック・パラリンピックが、また、2025年には大阪で万博が予定されている。世界中が注目する大規模イベントが続く中、テロの防止には万全を期さねばならない。この報告では、核テロ・放射線テロの脅威の現状とテロ防止に向け国際社会がどのような対策を取ろうとしているのかを見ていきたい。

## (2) 核テロ・放射線テロの脅威の現状

図2-5<sup>2.1-12)</sup>はIAEAが取りまとめているIncident Trafficking Data Base (ITDB)である。棒グラフは核物質や放射性物質の違法な取引や管理されていない核物質等が発見された件数、犯罪等に利用された件数の合計の推移を示している。折れ線はIAEAにデータを提供するメンバー国の累積数を示している。メンバー国は自国で発生した案件をIAEAに報告して、IAEA

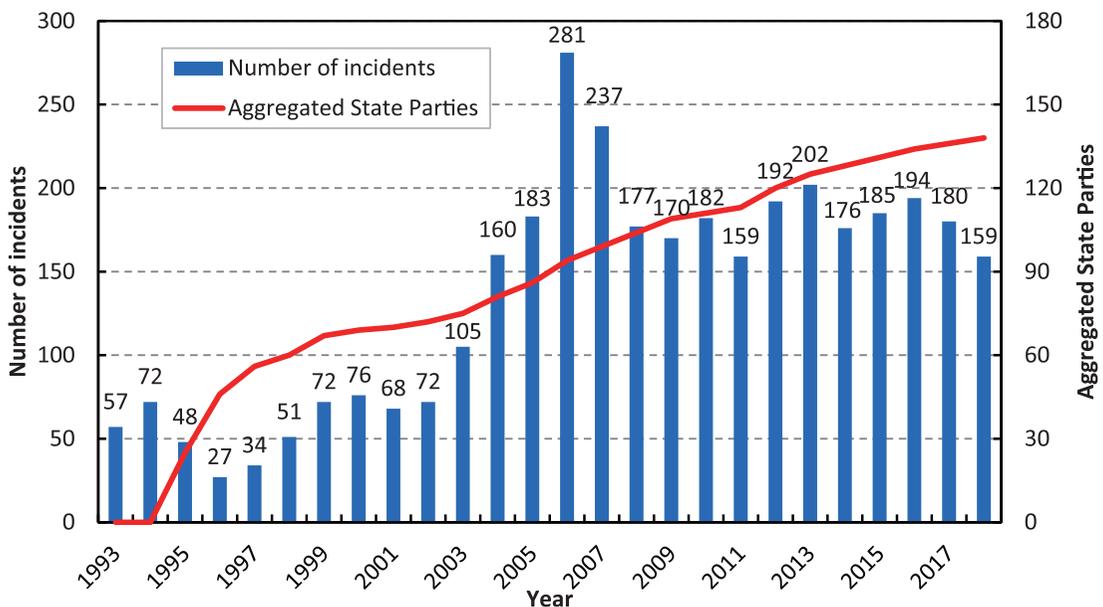


図2-5 IAEAのITDBの推移

### 参考資料

- 2.1-11) 田崎 真樹子；須田 一則，日本原子力学会誌，58(10)，p.594 - 598，2016/10
- 2.1-12) Data Source：Mr. Jose GARCIA SAINZ, Nuclear Security Information Officer, Information Management Section, Division of Nuclear Security, Department of Nuclear Safety and Security, International Atomic Energy Agency

はそれを集計して公表<sup>2.1-13)</sup>している。どのような案件が発生したのか、メンバー国はIAEAに報告をしているが、個別の案件の内容は公表されず、合計の件数や全体的な傾向等が公表されている。発生件数は2006年まではメンバー国の増加とともに増傾向がみられるが、2008年以降は年間150件程度で概ね一定になっている。国境や港等での放射性物質の監視が強化されているなかでも、2日ないし3日に1回、世界のどこかで管理されていない放射性物質が見つかり、または、不法な取引や放射性物質の盗取等の犯罪が発生しているのである。

核物質や放射性物質の盗取やサボタージュも含めた実際のテロ事案の発生実績について表2-2にまとめた。核兵器の盗取、核兵器を使った爆発物の製造、核物質や放射性物質の輸送を狙った武力攻撃については、いまだ報告されていないものの、それ以外の態様についてはすべて発生している。

### ①核物質の盗取事例

核兵器の製造に結び付くような核物質の盗取や違法取引については、件数は多くはない。これまで核鑑識の国際会議等で収集した情報に基づき、発生した事案を見ていこう。

1992年、ソビエト連邦崩壊後の労働環境の悪化、賃金低下、超インフレ状況下で核関連研究所の研究者が、同僚のいないときに研究所の酸化ウラン(UO<sub>2</sub>)粉末(U-235:90%)を少量ずつ5か月に渡り合計1.5kgを盗み出す事件が発生している。経済的動機であり、犯人

は勤続25年の化学エンジニアで高濃縮ウランへのアクセス権を有していた内部犯行であった。同じ1992年、リトアニアのイグナリナ原発では、新核燃料集合体1体(7m、280kg)を二つに切断し、職員用バスの車体の下に隠して持ち出す事件も発生している。これも経済的動機であり、集合体の識別番号を消去し、UO<sub>2</sub>ペレットを取り出して売りに出そうとしていた。犯人は、施設の警備員ら3名でこれもアクセス権や知識を有する内部犯行であった。ペレットの一部はドイツで発見され、核鑑識分析によって、イグナリナ原発で盗取されたものであることが判明している。1994年8月にはドイツのMunich空港でプルトニウム(Pu-239:87%)とウランの混合酸化物560gがモスクワ発のルフトハンザ機で押収された。ドイツのカールスルーエにある欧州委員会の研究所で核鑑識分析の結果、Uは低濃縮、Puは兵器級の組成で、数種類のPuが混ぜられており、その一部は旧ソ連のRBMK-1000型原子炉の使用済み燃料から取り出

盗取	核兵器	×
	核物質	○
	放射性物質	○
	秘密情報	○
爆発物製造	核兵器	×
	汚い爆弾 (Dirty Bomb)	○
武力攻撃	原子力施設	○
	核物質または放射性物質の輸送	×
その他	施設への侵入	○
	放射性物質の散布	○

表2-2 盗取やサボタージュを含めたテロ事案発生実績

参考資料

2.1-13) <https://www.iaea.org/sites/default/files/17/12/itdb-factsheet-2017.pdf>

されたものであることが判明した。1999年5月にトルコ-ブルガリア国境では10gの高濃縮ウラン(U-235:72%)が発見、押収された。核鑑識分析の結果、ウランは高燃焼度の核燃料からの回収ウランであることが判明し、燃焼前の核燃料のウラン濃縮度が90%であることが判明した。核爆弾の材料になる高濃縮ウランやプルトニウムが盗まれ、売りに出され、それが押収されるという事例は多くはないがこのように発生しており、発見・押収されずに取引されている可能性も十分に考えられる。

## ②汚い爆弾の製造事例

1995年、チェチェンの過激派が、チェチェンからロシア軍を撤退させるため、「汚い爆弾」をロシアに対して使うと脅し、実際にチェチェン過激派の言ったとおり、モスクワの公園から放射性物質セシウム137と爆発物が発見された。また、1998年にはチェチェンのロシア軍の輸送に使われている線路の近くで、放射性物質と地雷が親ロシア派のチェチェン情報局によって発見された。チェチェンの過激派によるものと言われている。2014年10月には、イスラム国(IS)が、イラクのモスル大学の研究用ウラン化合物40kgをもとに、Dirty Bombを製造した可能性があることが、IS系グループによるTweetにより示唆された。実際に製造されたか否かは確認されていない。2015年11月、IAEAは、イラク南部で放射性物質(イリジウム192)を含む産業用の非破壊検査装置が、盗難に遭ったとイラク当局から報告を受けていたことを明らかにした。IAEAも、この放射性物質がISの手に渡り、Dirty Bombとして利用される事態を警戒している。

## ③原子力施設の武力攻撃事例

2007年11月、南アフリカ・Pelindaba核開発研究所が武装者4人に襲撃され、コントロールセンターにいた上級緊急事態対応職員1名が重症を負った<sup>2.1-14)</sup>。侵入者は外周の高圧電流の流れているフェンスを潜り抜けて侵入し、コントロールセンターを襲撃し、逃走した。重傷を負った職員は、侵入者があまりにも容易に侵入してきており、内通者がいた可能性を主張している。犯人の身元・目的は不明でいまだに逮捕されていない。同核施設は、南アフリカの非核化前に核開発を担っていた研究施設の一つであり、最高の警備を行っていると言われ、南ア政府高官は、同時間帯に別のグループが施設に侵入し、Pelindabaの研究炉も武装犯の襲撃を受けたが、警備員の反撃に遭い犯人が逃げたことを認めた。また、2012年6月、仏アレバ社が所有するバクーマ・ウラン鉱床の開発準備施設を正体不明の武装グループが襲撃<sup>2.1-15)</sup>した。この襲撃に対して中央アフリカ共和国軍が応戦し撃退した。物的な被害は生じたが人的

---

### 参考資料

2.1-14) 1 New York Times (Nov. 15, 2007), [http://www.nytimes.com/2007/11/15/world/africa/15joburg.html?\\_r=0](http://www.nytimes.com/2007/11/15/world/africa/15joburg.html?_r=0), "Assault on Pelindaba", 60 Minutes (2010年6月20日放映), CBS, <http://www.cbsnews.com/video/watch/?id=6600764n>

2.1-15) 2 AFP (June 25, 2012), <http://www.google.com/hostednews/afp/article/ALeqM5gZoNJS5eQxs8a02xwkcVU3oOjaTw?docId=CNG.292e8fa616194a78a6da50c91b6f34fa.2d1>

な被害はなかった。武装グループは生活必需品を略奪して逃走した。2013年5月、ニジェールにあるフランスアレバ社のウラン加工施設とニジェール軍の基地がほぼ同時刻に相次いで車爆弾攻撃を受け、同国内務省の発表によると兵士18人と民間人1人、自爆犯4人が死亡した<sup>2.1-16)</sup>。マリ ইসলাম武装勢力「西アフリカ統一聖戦運動(MUJAO)」がフランスによる対マリ軍事介入への報復だとする犯行声明を出した。ニジェールのイスフ大統領は、犯行グループはリビア南部から来たとの認識を示した。また、武力攻撃ではないが、2012年6月、スウェーデン、リングハルス原子力発電所構内では、爆発物探知犬が管理区域内に入ろうとしていたフォークリフトに爆発物を発見<sup>2.1-17)</sup>した。爆発物は手の拳大で、起爆装置は着いておらず爆発の可能性はなかった。警察当局は関係者による破壊行為の疑いで捜査をしているが、犯人は特定されていない。2014年8月、ベルギーのドール原子力発電所4号機(PWR)では蒸気タービンの潤滑油が大量(65,000リットル)に漏れてなくなり原子炉緊急停止した。施錠して管理されているバルブが開けられ、閉まっていると見えるよう細工をされており、警察の捜査で内部脅威者の犯行が示唆された。蒸気タービンはセキュリティ対策の求められていない区域にあり、監視カメラ映像は少なく、出入管理もされていなかった。ドール発電所はこれにより長期間の停止を余儀なくされ、タービンの補修作業にも多額の費用を要した。武力攻撃ではないが、完全なサボタージュ事例と言える。

#### ④原子力施設への侵入事例

2012年6月、スペインのガローニャ原子力発電所にグリーンピース活動家2名がモーターパラグライダーで上空から不法侵入し、煙玉を投げ付けた他、「ガローニャ即刻閉鎖」と書いた横断幕を掲げた<sup>2.1-18)</sup>。2012年10月、スウェーデンのリングハルス原子力発電所、フォルスマルク原子力発電所に環境保護団体グリーンピースの活動家が境界フェンス内に不法侵入し、合計で67名が逮捕された<sup>2.1-19)</sup>。活動家らは、フェンスをよじ登りまたは切って侵入し、リングハルス発電所では16名が逮捕された後も、別の4名が敷地内で夜を明かしたことが翌日になって判明した。フォルスマルクでは、侵入者は27時間以上に渡って敷地内に留まったとされる。2013年7月にはフランス南東部ドローーム県のトリカスタン原子力発電所に、環境団体の活動家約29人がはしごを使って施設の壁を乗り越えて敷地内に侵入し、同原発の閉鎖を求める垂れ幕を掲げて警察に身柄を拘束された<sup>2.1-20)</sup>。欧州で頻発した原子力発電所への侵入事例は、

---

#### 参考資料

2.1-16) [http://www.afpbb.com/article/war-unrest/2945793/10791641?ctm\\_campaign=txt\\_topics](http://www.afpbb.com/article/war-unrest/2945793/10791641?ctm_campaign=txt_topics)

2.1-17) 3 The Washington Post (June 21, 2012), [http://www.washingtonpost.com/world/europe/security-raised-at-swedens-nuclear-plants-after-explosives-found-near-atomic-power-station/2012/06/21/gJQAllq6rV\\_story.html](http://www.washingtonpost.com/world/europe/security-raised-at-swedens-nuclear-plants-after-explosives-found-near-atomic-power-station/2012/06/21/gJQAllq6rV_story.html)

2.1-18) Expatica.com (May 6, 2012), [http://www.expatica.com/es/news/spanish-news/greenpeace-activists-fly-over-spain-s-oldest-nuclear-plant\\_231986.html](http://www.expatica.com/es/news/spanish-news/greenpeace-activists-fly-over-spain-s-oldest-nuclear-plant_231986.html)

2.1-19) Reuters (Oct. 10, 2012), <http://www.reuters.com/article/2012/10/10/us-sweden-nuclear-activists-idUSBRE8990H620121010>

2.1-20) <http://www3.nhk.or.jp/news/html/20130716/k10013058421000.html>

原子力発電への反対のアピールが主目的であり、侵入後に施設を武力攻撃することが目的ではないが、容易に侵入できたことにより、その後の警備の強化が図られたことは言うまでもない。

米国テネシー州オークリッジにある国内でも最も厳重な警備体制を敷く核兵器用高濃縮ウラン物質貯蔵施設（施設のコードネーム：Y-12）へ、2012年7月28日未明に平和活動家3人が不法侵入した<sup>2.1-21)</sup>。不法侵入者らは、82歳の修道女を含む3人の平和活動家であり、彼らは、多重防護の鉄条網フェンスを破って上記施設に侵入し、兵器級高濃縮ウランを保管する建屋外壁に、用意してあった血液とスプレーペンキを浴びせ、横断幕を張ったところを警備員に発見され拘束された。米国エネルギー省（DOE）では7月27日に、1945年に建てられ老朽化した兵器用ウラン濃縮施設を新しく建設する計画を発表していたが、活動家らの侵入はこの計画に抗議する意図があったとされる。最初に侵入を検知した警報に対し、警備員はすぐに確認をしていなかった。また、DOEの調査により、監視カメラが過去6ヵ月にわたり故障中だったことが判明した。さらに、警備員は、無線を使うべきところを、携帯電話で通信していたことや、警備員は侵入者たちを施設のメンテナンス作業員だと勘違いしたこと、通常、警備員にはメンテナンス作業に関する予定が伝えられていなかったことなど、警備上の不備やセキュリティ認識の低さが明らかになった。連邦政府の予算削減により、監視カメラ等の物理的防護機器のメンテナンスにも悪影響を及ぼしたことも原因の一つとされた。このY-12の侵入事案は原子力施設の物理的防護対策に多くの教訓を残すだけでなく、核物質防護に対する意識の低さ、脅威認識の低さから、認識を高める核セキュリティ文化醸成の重要性が示された事例といえる。

### ⑤日本国内における放射性物質の誤用・悪用事例

これまでの事例はすべて海外事例であったが、ここでは日本国内における放射性物質の誤用、悪用の事例を紹介する。放射性物質の誤用・悪用の特徴としては、不適切な取り扱い、紛失がほとんどであり、放射性物質と知らずに盗難される事例も見られ、また、管理者の不注意、管理の不徹底が引き起こした事例も見られる。1970年代には、核・放射性物質の管理、危険性の認知が広がり、盗難事件は激減する一方で、1980年代後半になり意図的な持ち出しが疑われる事例がみられた。1990年代になると、リスクを理解した上での悪意を持った盗難、悪用が発生している。いずれも個人的怨恨や職場への不満、人間関係のトラブル等によるものになっている。具体的な事例は以下のとおりである。

1997年、O大学の実験室で研究技官が放射性物質（リン32、炭素14）を床に散布。以前実験器具の紛失で自分が疑われたことに腹を立てての犯行であった。2000年、ウランやトリウム

---

#### 参考資料

2.1-21) Department of Energy, Special Report: Inquiry into the Security Breach at the National Nuclear Security Administration's Y-12 National Security Complex, [http://energy.gov/sites/prod/files/IG-0868\\_0.pdf](http://energy.gov/sites/prod/files/IG-0868_0.pdf)

を含む放射性鉱石モナザイトの粉末が首相官邸に郵便で送付された。2000年、JR高槻駅で、医薬研究所の職員がヨウ素125を散布した。社会に嫌気がさしたなどと供述。2007年には、M大学医学部助教が、同僚女性に交際を断られた腹いせに、女性の机や椅子にヨウ素125を散布する事件が発生している。さらに、2008年にはH社の下請け会社の元従業員が、強いガンマ線を放出するイリジウム192を盗み出し、川に投棄した。人事に不満があり、会社に恨みを持っていた。

### **(3) 核テロの防止に向けた国際的な対応の重要性**

ひとたび核テロが引き起こされれば、爆発による生命・建物等の財産の喪失はもとより、放射性物質によって汚染された地域の除染等を実施していかなければならず、被害は甚大になることは容易に想像できる。直接的な被害だけでなく、社会システムや交通インフラのマヒ、経済活動の阻害、風評被害等二次的な被害も発生する。被害は国境を越えて影響を及ぼす。また、ある地域でしっかりとした核セキュリティ体制を構築している国がある一方で、そうでない国が近隣にある場合には、その1国の影響でその地域全体に悪影響を及ぼすことも考えられる。ある国における核セキュリティに関する責任はその国にある。当該国は、その国にある領域内もしくはその管轄下にある核物質、その他の放射性物質、関連施設または関連活動のセキュリティを担保しなければならない。国際的に核セキュリティを強化するためには、すべての国が同じレベルのしっかりとした核セキュリティ体制を構築することが重要になってくる。そのために国際協力は欠かせない。核セキュリティを担保する枠組みとして、核物質の防護に関する条約や核テロリズム防止条約等、拘束力を伴う国際的な条約があり、また、一方、IAEAは拘束力を伴わない核セキュリティ担保に向けたさまざまな指針を策定して、各国に国内の体制整備に向けた支援している。各国は、核セキュリティ確保にあたっての政策を立案し、国際約束を国内法に取り入れるとともに、許認可制や違反に対する罰則等国の体制を取り決め、また、IAEAの指針を参考にして、核物質防護の実施に向けた体制作りやルール作りをしてセキュリティを担保していく責任がある。IAEAはメンバー国の体制整備に向けてさまざまな助言サービスやレビューミッション制度を有しており、メンバー国からの要請に応じて支援が行なわれている。さらに、Global Initiative for Combatting Nuclear Terrorism (GICNT) や大量破壊兵器・物質の拡散に対するグローバル・パートナーシップ (GP) といった多国間によるイニシアティブが、情報の共有や共同での訓練の実施、さまざまな活動への資金の提供等で国際的な核セキュリティの強化に向けて協働している。

### **(4) 大規模イベントに向けて**

日本は2020年、2025年と大規模なイベントを控えている。大規模イベントはテロリストにとって格好のターゲットとなる。古くは1972年のミュンヘンオリンピックにおけるイスラエル選手団の襲撃やソウル五輪(1988)前年の大韓航空機爆破テロ、アトランタ五輪(1996)における爆弾テロ、ソチ五輪(2014)直前の路線バスや鉄道等による自爆テロ事件等が発生した。オリンピックでは

短期間に集中する海外からの大人数の出入国により、過激派が紛れ込むリスクが高まることから、重要なインフラ設備の警備を強化する必要があり、また放射性物質の管理も強化する必要がある。テロ未然防止の3原則は、テロリストを入国させないこと、テロの拠点を作らせないこと、そしてテロを起こさせないことである。ドローンやサイバーセキュリティ等、新たな脅威への対応も求められており、一人一人のセキュリティ意識が重要になってくる。一人一人のセキュリティ意識が高いところでは悪意のある行為は起こしにくくなる。核セキュリティの重要性をしっかりと認識をして、国民全体で核テロの発生に向けて協働していくことが重要となる。

### 2.1.5 原子力資機材等の輸出管理<sup>2.1-22&2.1-23)</sup>

原子力資機材等の輸出管理は、原子力平和利用のための物質、品目や技術、また汎用品や技術が、核兵器等の軍事目的での使用を試みる国や非国家主体（テロ組織等）に流出するのを防止するために、外国への輸出を規制する取組みである。原子力供給国グループ（NSG：Nuclear Suppliers Group）は、1974年のインドの核実験を契機に創設され、1978年に「NSGガイドライン」を制定した。NSG参加国は、2018年6月現在48カ国である。日本等の原子力関連の技術を持つ国々が集まるNSGでは、規制すべき物質、品目、技術等のリストが作成され、NSG参加国はこれに基づいて輸出管理を行っている。このガイドラインは、原子力専用品・技術の移転に係る「パート1」と、原子力関連汎用品・技術の移転に係る「パート2」に分かれている。

#### (1) ガイドライン

##### 【パート1】

トリガーリストに列挙された品目及びその関連技術の非核兵器国への移転は、原則として、当該非核兵器国（受領国）政府がIAEAとの間で包括的保障措置協定を発効させていることを条件に行われることとされている。また、移転の際には、受領国から、以下の4条件を確認することとなっている。

- ①IAEA 包括的保障措置の適用（ガイドライン・パラ4）
- ②移転資機材等の核爆発装置への不使用（同パラ2）
- ③移転資機材等への実効的な防護措置の実施（同パラ3）
- ④第三国に再移転する場合には受領国は原供給国に与えたのと同様の保証を当該第三国からとりつけること（同パラ9）

---

#### 参考資料

2.1-22) <https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku/nsg>

2.1-23) <https://www.meti.go.jp/policy/anpo/>

## 【パート2】

附属書に列挙された品目及びその関連技術の移転に関しては、輸出許可手続を作成し、輸出を許可する際には、

- ①移転の用途及び最終需要場所を記した最終需要者の宣言及び
- ②当該移転又はその複製物がいかなる核爆発活動又は保障措置の適用のない核燃料サイクル活動にも使用されないことを明示的に述べた保証を取得すべきとされている。

### (2) ガイドラインの規制品目

NSG ガイドラインによって輸出が規制される原子力関連資機材・技術の概要は以下の通り。

#### 【パート1 品目（原子力専用品・技術）】

##### ①資材及び機材

- (a) 核物質（プルトニウム、天然ウラン、濃縮ウラン、劣化ウラン、トリウム等）
- (b) 原子炉とその付属装置（圧力容器、燃料交換装置、制御棒、圧力管、ジルコニウム管、一次冷却材用ポンプ）
- (c) 重水、原子炉級黒鉛等
- (d) ウラン濃縮（ガス拡散法、ガス遠心分離法、レーザー濃縮）、再処理、燃料加工、重水製造、転換等に係るプラントとその関連資機材

##### ②技術

規制されている品目に直接関連する技術（ただし、「公知」の情報または「基礎科学研究には適用しない。」）

なお、ガイドライン・パート1 上、特にウラン濃縮及び使用済み燃料の再処理については、核不拡散上機微な（sensitive）分野の資機材・技術として、その輸出は特別に厳格な規制の対象となっている（ガイドラインのパラ6及び7）。

#### 【パート2 品目（原子力関連汎用品・技術）】

##### ①資材及び機材

- (a) 産業用機械（数値制御装置、測定装置等）
- (b) 材料（アルミニウム合金、ベリリウム、マレージング鋼等）
- (c) ウラン同位元素分離装置及び部分品（周波数変換器、直流電源装置、遠心分離機回転胴制御装置等）
- (d) 重水製造プラント関連装置
- (e) 核爆発装置開発のための試験及び計測装置
- (f) 核爆発装置用部分品

##### ②技術

規制されている品目に直接関連する技術である（但し、「公知の技術」又は「基礎科学研究」に関する情報には適用しない。）

なお、NSG ガイドラインによって輸出が規制される原子力関連資機材・技術等の具体的内容については、経済産業省の WEB を参照されたい。

### (3) 日本の取組

日本は、NSG ガイドラインに沿った輸出管理について、国内法上、外国為替及び外国貿易法（以下「外為法」）及びその関連政省令等により履行されている。具体的な根拠規定は外為法第 48 条 1 項（貨物）及び第 25 条（技術）、輸出貿易管理令（以下「貿管令」）第 1 条（貨物）及び外国為替管理令（以下「外為令」）第 17 条（技術）である。貿管令別表 1（1-16 項までである）に列挙される貨物のうち 2 項に示される貨物、及び外為令別表（1-16 項までである）に列挙される技術のうち、2 項に示される技術が原子力関連資機材・技術として輸出管理の対象となっている。日本は、核不拡散体制の強化の観点から、原子力関連資機材・技術の輸出管理を重視しており、NSG における議論に積極的に参画している。また、我が国の在ウィーン国際機関日本政府代表部が NSG の事務局機能としてのポイント・オブ・コンタクト（Point of Contact : POC）の役割を担っている。ポイント・オブ・コンタクトは、NSG 関連資料の受領、配布及び管理、各会合の開催予定等の通知及び開催、各議長への実務的な支援等を行っている。なお、以下の図 2-6 に示すように 2 国間の原子力協力協定においても核物質や原子力技術等の規制が行われている。

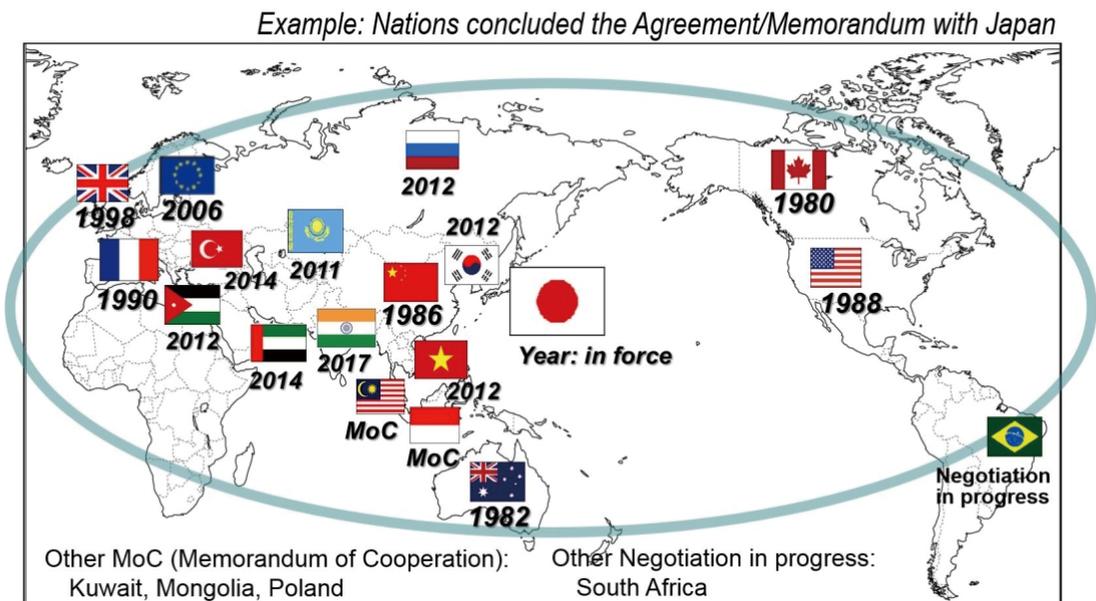


図 2-6 日本との原子力協力協定締約国

## 2.2 日米原子力交渉

### 2.2.1 インドの核実験と米国の核不拡散政策

#### (1) インド核実験<sup>2.2-1)</sup>

1974年5月インド西部ラジャスタン砂漠での地下核実験は、1970年に発効したNPT体制に深刻な衝撃を与えた。インドは、建国以来原子力開発に積極的に取り組んで来たが、1961年の中印国境紛争で中国軍に屈辱的な敗北を蒙ったこと、また1964年には中国が核実験に成功し、NPTの下で核兵器国として公認されたこと等から、NPTには加盟せず核兵器開発へと舵を切ったものと思われる。核実験の前に、インドは核兵器国に核軍縮を要求するとともに、核兵器国と非核兵器国との不平等性等の以下の理由でNPTには加盟しなかった。

- ①NPTそのものの不完全性と不平等性（核兵器国の核軍備制限がない、核兵器国と非核兵器国との査察での差別）
- ②非核兵器国への核攻撃に対する十分な安全保障がないこと
- ③平和的な核爆発に対する差別（科学技術は自由に利用されるべき）

インドは核実験を平和目的核爆発（Peaceful Nuclear Explosion：PNE）と主張し、日本をはじめ関係諸国に説明にまわっていた。

インドの核実験は以下のような手順で実施された。

1972年9月7日にインドのインディラ・ガンディー首相は、ムンバイ近郊のトロンベイ（Trombay）にあるバーバ原子核研究センター（Bhabha Atomic Research Center：BARC）の科学者に核実験の許可を与えた。これは「平和的核爆発」と称し、コードネームはSmiling Buddha（微笑むブッダ）と命名された。核実験装置の開発チームは75名ぐらいの少数の科学者・技術者で構成されており、実験に必要な核物質については、BARCにあるCIRUS原子炉により6kgのプルトニウムが生産された。この原子炉は、カナダによって提供された重水減速型



写真 2-4 1974年5月18日のラジャスタン / ポカランでのインド初の地下核実験 / 写真は、実験によってできたクレーターを撮影したもの<sup>2.2-2)</sup>

天然ウラン燃料の原子炉であり、そこで使用する重水は米国から供給されていた。そのため、名称はCIRUS原子炉（Canadian-Indian-U.S.）と呼ばれていた。インドは回収された使用済核燃料を再処理してプルトニウムを入手したのである。また、ソビエト連邦のドブナに開発に携わる科学者を送り、プルトニウム工場建設の知識を入手した。インドはこの核実験を敢行したことにより国際社会から非難の矢面に

#### 参考資料

2.2-1) [https://ja.wikipedia.org/wiki/インドの核実験\\_\(1974年\)](https://ja.wikipedia.org/wiki/インドの核実験_(1974年))

2.2-2) <http://www.globalsecurity.org/wmd/world/india/first-pix.htm>

立たされ、カナダや米国等は関連機器の輸出規制や技術協力の停止を行った。

## (2) 米国の核不拡散政策の展開<sup>2.2-3)</sup>

インドの核実験により、核拡散防止に対する関心は急速に国際的なレベルで広まり、多国間、二国間の動きとしてあるいは国の独自の政策としてその対応を行うことが、当時の時代の潮流となっていた。まず、多国間の動きとして注目されるのは、ロンドン・ガイドライン（2.1.5を参照）の作成であった。インドの核実験を契機に、米国は日本をはじめ主要原子力国に対し、ウラン等の核物質、原子炉等の原子力資材の輸出に際しては、核拡散の防止のために共通の輸出管理政策をとるための協議を呼びかけた。

### ①フォード大統領の声明（1976年10月28日）

米国では当時のフォード大統領（共和党）は、民主党のカーター候補を相手にした大統領選挙戦の最中であったが、インドの核実験を受けて核拡散防止の強化を目的とした次のような原子力政策を明らかにした。



写真 2-5 フォード大統領

☆米国における再処理の商業化を遅らせること。

☆再処理及びウラン濃縮の技術と施設の輸出を最低3年間は抑制するよう全ての国に対して働きかけること。

☆再処理及びプルトニウムのリサイクルについて核拡散防止の見地から国際的に評価検討を行うこと。

これらの政策は、一層強化された形で次の大統領選挙に勝利したカーター大統領に引継がれた。

### ②カーター大統領の声明（1977年4月7日）

カーター大統領は、以下に示すように一層厳しい核不拡散政策を推進した。

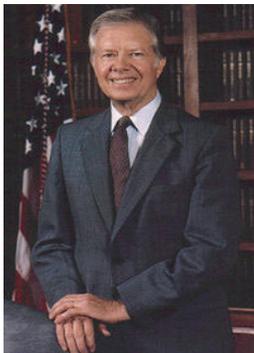


写真 2-6 カーター大統領

☆米国の原子力プログラムにおいて再処理・プルトニウムリサイクルを無期限に延期

☆高速増殖炉の開発計画変更と商業化延期

☆内外の需要を満たすため、米国内での濃縮ウランの増産

☆濃縮、再処理の施設及び技術の輸出禁止

☆軍事転用のおそれのない核燃料サイクル研究の促進

☆世界の核燃料供給を保証するための国内法の提案

☆核拡散の防止と原子力平和利用を両立させる、国際的な体制作りに向けた各国との協議続行

#### 参考資料

2.2-3) 1970年代の米国核不拡散政策と核燃料サイクル政策—東アジア多国間再処理構想と東海村施設を巡る外交交渉からの考察—友次晋介、名古屋大学人間環境学研究 第7巻2号

カーター大統領は、本発表後の記者会見において、「西独、日本等は自国の再処理を推進し、継続していく完全な権利を有する」旨を表明したが、その後、ナイ国務次官補代理が「大統領の発言は日本の再処理の共同決定について諾否を決めたということでは無く、核燃料サイクル全体のレビューを行うという意味であり、日本は西独とは異なり原子力協力協定に基づいて日米両国政府による共同決定が必要である」旨を追加説明した（大統領の発言を事実上、修正）。なお、当時の米-EURATOM 原子力協力協定は、日米原子力協定と異なり、再処理に関する共同決定は規定されていなかったため、米国は西独の再処理を中止させる手段を有していなかった。

### ③米国核不拡散法（Nuclear Non-Proliferation Act：NNPA）の成立<sup>2.2-4)</sup>

カーター大統領が厳しい核不拡散政策を打出したことは上述のとおりであるが、これに加えて、米議会でも核不拡散の強化を求める声が強まり、核不拡散に強い関心を持つグレン上院議員（元宇宙飛行士）等の民主党議員、議会スタッフ等のイニシアティブにより、1978年3月、NNPAが制定された。NNPAは（a）米国からの原子力設備および核物質等の輸出に際して諸外国に課すべき条件・規制の強化、（b）核燃料の供給保証政策の具体化の方針、（c）核不拡散強化のための国際的働きかけと国際協力の実施、という3つの柱から成っている。このうち（b）と（c）は米国の政策表明であり、大統領の努力目標を示しているものであるが、問題は（a）である。（a）は、この輸出基準を満たすよう各国との原子力協定の内容を大幅に変更する、つまり米側の規制強化を要求することを意味している。この規制強化の一例として、例えば1968日米原子力協定では何ら規定されていなかったウラン高濃縮（20%以上）について、新たに事前同意が必要となる、或いは再処理や使用済み核燃料等の管轄外移転の場合、事前同意権の対象が「派生物」（例えば、米国から移転された原子炉において使用され、または生産された核物質等）にまで拡大されるとともに、核物質防護措置の強化等があげられる。これらは、日本に対して重大な影響を投げかけるものであった。

### 2.2.2 東海再処理の稼働に係る日米交渉<sup>2.2-5&2.2-6)</sup>

米国の核不拡散・新原子力政策の発表と前後して、日米再処理交渉が行われることになった。何故このような交渉が行われるようになったかの背景について簡単に説明する。

#### (1) 日本の原子力平和利用推進への大きなインパクト

当時、日本は本格的な核燃料サイクルを開始するため、茨城県東海村に再処理工場を建設し運転を開始する状況だった。日本がNPTに加入した1976年に、突然、初期の日米原子力

---

参考資料

2.2-4) [https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear\\_Non-Proliferation\\_Act\\_of\\_1978](https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_Non-Proliferation_Act_of_1978)

2.2-5) 資源小国日本の挑戦—日米原子力交渉物語—、核燃料サイクル問題研究会編 日本工業新聞社 1978年5月

2.2-6) 核燃料開発側面史—我が国の核燃料開発の歩み—、中村康治、電力新報社、1990年12月17日

協定に記述されていた米国の事前同意権を盾に、カーター大統領は、東海再処理工場の運転開始に待ったをかけた。これは、1974年にインドが平和目的と称した核実験を行い、前述したように当時の米国フォード大統領声明の発表に始まり、その後大統領に就任した民主党のカーター氏は、他の国の核燃料サイクル計画に対しても2国間原子力協力協定上の規制権限をもとに厳しい対応をとった（米国は、核兵器国であり米ソ冷戦時代であったので、軍事用の再処理技術等は継続）。日米原子力協定上要求される再処理に関する日米共同決定を得るための日米再処理交渉は難航した。

## (2) 再処理等に関する日米共同決定問題

1968年2月の日米原子力協定上、特に問題になるのは次の2点である。第1点は、再処理に関する「共同決定」（第8条C項）であり、第2点は核燃料の第3国への再移転（第10条A(3)項）、いわゆるMB#10（Material Balance #10）の問題である。

### ①再処理問題

米国産の核物質を使用した使用済燃料を日本で再処理するには、日米両国による「共同決定」をしなければならないということである。即ち、日本の再処理が果して「効果的な保障措置」の下で行われるか否か、再処理しても核の軍事転用が起る心配がないかどうかについて、米国と日本が確認した上で「共同決定」するという。「共同決定」というと、肯定的な決定が常に行われることが前提と思われるかもしれないが、一方の国が異を唱えれば他の国だけでは単独の決定はできないので、共同決定は事実上の拒否権として機能した。それまで、8条C項が問題になったことは一度もなかったが、1977年になって日本最初の再処理工場である東海工場が完成し、7月から運転開始という段階になって、突然米側から待ったがかかった。前述の通り1976年10月フォード大統領によって黄色信号が出されていたが、カーター大統領になって一層厳しい核不拡散政策適用の最初のテスト・ケースとして、東海再処理工場の運転問題がクローズ・アップしたのである。

再処理を含む核燃料サイクルは、原子力委員会が策定した1956年の第一回原子力開発利用長期基本計画以降、一貫して日本の原子力政策の要であり、これが否定されることは重大なことであった。日本側は最高政府首脳レベルにおいても反論に努めたが、これに対し米側は、日本のエネルギー事情や核不拡散に対する誠意は十分認識するとしながらも、一般論として使用済燃料からプルトニウムが単体で、つまり純粋な形で抽出されるような方法（単体抽出法での再処理）については、技術的にみて「効果的な保障措置」が適用されるとは言えないから、このような再処理は認めることはできないとし、そして日本だけに例外を認めると、



写真 2-7 東海再処理工場

他の国に対し拒否することができなくなる、どうしても再処理をしたいのならばプルトニウムとウランが混合した形で抽出される「混合抽出法」でやるべきだと米側が主張した。交渉は難航を極めたが、1977年9月に何とか期限・処理量の制限付で東海再処理工場の運転を可能とする日米共同決定に合意をみた。8条C項は「効果的な保障措置」が適用されるという専ら技術的な判断に基づくとされているが、現実には、NPT加盟国であり核拡散防止に貢献するとともに、再処理の保障措置技術の改善に努力している、日本にある工場だから再処理が認められるのだという、優れて政治的な配慮が払われたのではないかと思われる。

**参考1：1968年日米原子力協定第8条C項**

アメリカ合衆国から受領した特殊核物質が再処理を必要とする場合、または同国から受領した燃料資材を含む照射を受けた燃料要素が原子炉から取り出されて、その形状若しくは内容が変更されるときは、その再処理または変更は、第11条の規定が効果的に適用されるとの両当事国政府の共同の決定に基づいて、日本国の施設において又は相互に合意するその他の施設において行うことができる。

**②第3国移転に対する米国の規制（MB#10）問題**

1968年の日米原子力協定では、使用済燃料を再処理等の目的で第3国へ移転する場合に、米国の同意が必要であった。即ち、日本の電力会社（日本以外でも、ユーラトムに属していないスイス、スウェーデン等西欧諸国もそうであった）は、使用済燃料を再処理するために当時の英国核燃料公社（BNFL）や仏核燃料公社（COGEMA。現在 AREVA）に輸送する毎に、事前に MB#10 という書式を作成して、米国政府（窓口はエネルギー省：DOE）に申請し許可をもらう必要があった。この書式は原子力発電所毎に、それぞれ何トンの使用済燃料を、いつ、どこに移転するか、その理由は何かなどを記載するもので非常に煩雑なものであった。しかも、一件毎に米国議会の了承を必要とするもので（議会の休会中を除き15日間、議会からクレームがつかなければよい）、申請してから許可が得られるまで、最低でも2、3ヵ月、最悪の場合は6ヶ月以上も掛かることがあった。さらにその間、果して米側の許可が得られるのか、そしていつ得られるのか不明で電力会社等の担当者は、この不確定要素のため苦しい経験をさせられた。日本政府側でも、外務省、通産省（当時）、科技厅（当時）の担当者は対米折衝に随分苦労した。

**(3) 再処理交渉の経緯 -1**

1977年1月29日、米国はモンデール副大統領を日本に派遣し、2月1日の福田首相との会談で、「兵器級の核物質を生産できる再処理施設は爆弾工場」であると断じ、「パキスタン及びブラジルへの機微技術移転の自制について、西ドイツ及びフランスにも強く求める」と述べた上で、本件について日本とは継続協議を行いたいと申し入れがあり、1977年3月予備交渉を行った（日本側：今井外務省参与他、米：クリストファー国務副長官、ホルブルック国務次官補、ナイ国務次官代理）。

## ①日本の主張

☆米国の支援によって東海再処理を含む原子力プログラムを進めてきたのに、米国の変心は不信感と猜疑心を生む。

☆再処理の保障措置の実効性（Safeguard-ability）に関する米国の正反対の決定は日本の原子力開発に深刻な打撃を与える。

☆再処理が日本のエネルギー政策にとって極めて重要であり、さらなる検討のためのいかなる遅延も認められない。

☆核不拡散の目的は、完全な核燃料サイクルを正当化しうる4者（米、ソ、欧、日）にのみ、再処理へのアクセスを限定することで達成できる。

## ②米国の主張

☆東海再処理施設が適切な保障措置を受けているとの声明を出すことは、前例を作ることになり避けたい。

☆同施設の何かしらの運転を排除する否定的な声明を出すこともまた望んでいない。

☆国際核燃料サイクル評価（INFCEは後述；International Nuclear Fuel Cycle Evaluation）の共同的性格を検討する協議体の設立に同意できること、またINFCEにおいて東海再処理施設がいかなる役割を果たし得るか共同で調査すること。

## （4）再処理交渉の経緯 -2

### ①第1回再処理交渉（1977年4月2日～18日、ワシントンDC）

日米双方とも自らの主張を確認したのみ。しかし、日米の事務当局は、双方が受け入れ可能な合意案を見つけるため非公式折衝を並行して行った。米国は5月初めのG7等でINFCE設置を提案した。日本は表立った批判を行わなかったが、西欧諸国は、米国主導の新たな国際規制の動きであるとして反発した。既に自前の原子力産業を保有していた西欧諸国に対し、日本は核燃料の供給国で無いという点で一線を画し、自前の原子力政策が保証されるのであれば米国の政策を受け入れ得るとしたところがあった。

### ②第2回再処理交渉（1977年6月2日～6日、ワシントンDC）

米国は混合抽出法に基づく再処理について提案した。日本側はこれに反発し、計画通り単体抽出法で稼働させること、1977年7月には試運転を行うこと等を主張した。

### ③日米合同専門家チームによる現地調査（1977年6月28日～7月12日）

再処理施設の運転方式に関する15のオプション（ピューレックス法を含む）を以下の観点等から検討。核拡散抵抗性、保障措置の適用、新たな研究開発の必要性、施設改造に要する時間とコスト、規制上の問題点、将来の日本の核燃料サイクル及び日本の原子力計画全体に対する影響。15のオプションの優先順位付は実施されず、核拡散抵抗性が高いオプションは時間とコストや燃料製造の面でのデメリットが大きいとされた。報告書には、日本側意見（施設の重要性、INFCEへの貢献）と米国側意見（施設が再処理問題の世界的先例となるため決断

は慎重であるべき)が併記された。1977年7月12日、マンスフィールド駐日米大使がバンス国務長官宛に、「これ以上の交渉の遅延は、我々に有利に働かない」とする早期妥結を促す意見具申の書簡を提出した。その結果、カーター大統領から早期の決着に個人として関与する予定であることを福田首相に伝えるよう同大使に指示があり、再処理交渉の重要な転換点となった。

#### **(5) 再処理交渉の経緯 -3 (第3回再処理交渉(1977年8月29日～9月1日))**

日本は、プルトニウムの軽水炉利用を控えるとともに、再処理のプルトニウム転換施設の建設を2年遅らせることを提案し、米国は「混合抽出法の技術の無効性が日米間で合意される場合を除き、2年後には混合抽出法に改造する」という案、及び日本は「混合抽出法の有効性について日米が合意するならば、2年後には混合抽出法に改善する」とする対案を提案した。1977年8月31日、ブレジンスキー国家安全保障担当補佐官がカーター大統領に対し、日本案を受け入れることを含め交渉団代表のスミス移動大使に判断の全権を与える決断を下すよう意見具申し、スミス大使もバンス国務長官とともに、ホワイトハウスに日本案を呑む決裁を求めた。日米再処理交渉は1977年9月1日、混合抽出法について米国は日本側提案を受け入れ、9月12日に日米共同声明を発出し、以下の内容で妥結した。

- ①東海再処理施設は、2年間、米国起源の使用済燃料の処理量99トンを限度として運転（99トンの大部分はプルトニウム単体抽出法により処理、部分的に混合抽出法の試験に利用することも可能）。
- ②プルトニウム転換施設の建設を2年間延期。米国は毎年、日本での先進的な原子炉の研究開発用のプルトニウムの需要を検討し、プルトニウム転換施設の建設の延期によるプルトニウムの不足が日本の計画の遅れにつながらないようにする方法を探索。
- ③東海再処理施設内の運転試験設備（OTL）等の施設において、混合抽出法の研究を実施し、その成果をINFCEに提供。
- ④2年間の運転終了後、混合抽出法が、OTLの研究結果とINFCEの検討結果により技術的に可能であり、且つ効果的であると日米両国政府によって合意された場合には、再処理施設の運転モードを混合抽出法に転換。
- ⑤IAEAは再処理施設に対し、常時査察を含む保障措置を適用する十分な機会を与えられる。日本は再処理施設の保障措置適用性と核物質防護を改善する意向を有し、先進的な保障措置機器の試験に関し、IAEAと協力する。米国は本試験に参加するとともに、この試験の成果はINFCEに供される。
- ⑥日米両国は、軽水炉でのプルトニウムの商業利用についての決定をINFCE期間中、延期する。
- ⑦日米両国はINFCE期間中、新たな再処理工場の建設に関する主要な措置を実施することを延期する。

以上のような理解、原則、意図に基づき、日米原子力協力協定第8条C項に従い、米国から受領した燃料99トンを限度とする、照射済燃料の東海再処理施設での再処理に保障措置が効果的に適用され得るとの共同決定が行われた（ピューレックス法による再処理全般の保障措置適用性に関する共同決定は行われない）。

## (6) 共同決定後の展開

- ①東海再処理施設は2年間、米国起源の使用済燃料の処理量99トンを限度として運転した。その後、4回にわたる期限延長と処理量に上乗せし、そしてレーガン大統領に交代後の1981年10月、日米共同声明で処理量の制約が撤廃された（設計能力（210トン/年）の範囲内で運転）。
- ②プルトニウム転換施設の建設を2年間延期し、1980年7月の口上書の交換により混合転換施設の建設に合意した。
- ③2年間の運転終了後、混合抽出法が、東海再処理施設内の運転試験設備（OTL）の研究成果とINFCEの検討結果により、技術的に可能であり且つ効果的であると日米両国政府によって合意された場合には、再処理施設の運転モードを混合抽出法に転換するとされたが、実際には混合抽出法には転換されず。
- ④IAEAは再処理施設に対し、継続的な保障措置を適用する十分な機会が与えられた。日本は再処理施設の保障措置適用性や核物質防護を改善する意向を有し、先進的な保障措置機器の試験に関しIAEAと協力を進めた。米国は本試験に参加するとともに、この試験の成果はINFCEに供された。日本、米国、フランス及びIAEAの4者の共同プロジェクトとして東海再処理施設改良保障措置技術実証（TASTEX）を実施した（1978～1981年）。
- ⑤日米両国はINFCE期間中、新たな再処理工場の建設に関する主要な措置を実施することを延期し、1981年10月の日米共同声明において、新たな再処理工場（六ヶ所再処理工場のこと）の建設に関する主要な措置に対する規制を撤廃した。

### 2.2.3 国際核燃料サイクル評価

( INFCE )<sup>2.2-7、2.2-8、2.2-9</sup>

#### (1) 経緯

1974年のインドの核実験を契機に、核不拡散強化の国際的気運と米国議会における核不拡散強化論を背景として、1977年4月7日カーター米国大統領は新原子力政策を発表した。

---

#### 参考資料

2.2-7) 「80年代原子力開発の新戦略—ポスト INFCE の展開—」(田宮茂文著) 昭和55年6月20日、電力新報社。

2.2-8) 日米再処理交渉と INFCE 昭和55年版原子力白書、原子力委員会 1980年12月

2.2-9) 原子力外交の基礎知識、金子熊夫、原子力工業連載(1982年6月～1983年11月)

これは、国内政策として発表されたものの、商業用再処理及びプルトニウムリサイクルの期限を定めない延期や高速増殖炉の開発計画変更や商業化の延期を中心としたものであった。このことは、これまでの米国の原子力政策を大きく転換するものであったために、国際的に大反響を呼び起こした。この新政策の中で、カーター大統領は、各国に対して核拡散防止の観点から核燃料サイクルを国際的に評価し直そうという提案を行った。当時のカーター大統領は、核拡散防止の観点から核燃料サイクルを評価することによって、国際的に再処理を廃絶することを意図して、INFCEは1977～1980年に実施された。核燃料サイクルの分野毎に8つの作業部会と各作業部会間の技術的調整を行うための技術調整委員会が設置されが、日本と英国が共同議長国となった第4部会において再処理、プルトニウムの取扱い及びリサイクルを評価した。そして1980年2月、ウィーンで59ヶ国、5国際機関が参加して最終総会を開催し、各作業部会報告書及び技術調整委員会報告書を採択し、2年4ヶ月にわたる検討作業を終了した。

**①第1作業部会（共同議長国：カナダ、エジプト、インド）**

- (a) 原子力発電規模と核燃料需要の予測。(b) ウラン、トリウム資源の供給見通し。
- (c) ウラン炭鉱、生産に関する政策及び各種制約の検討。(d) 重水の供給見通し。

**②第2作業部会（共同議長国：仏国、西ドイツ、イラン）**

- (a) ウラン濃縮役務の供給見通し。(b) ウラン濃縮技術の比較。
- (c) ウラン濃縮に関する核不拡散の検討。

**③第3作業部会（共同議長国：オーストラリア、フィリピン、スイス）**

- (a) 長期商業契約についての検討。(b) 供給保証と核不拡散の両立に関する検討。
- (c) 供給保証のための各種制度の検討。

**④第4作業部会（共同議長国：英国、日本）**

- (a) 再処理。(b) プルトニウムリサイクル。

**⑤第5作業部会（共同議長国：ベルギー、イタリア、ソ連）**

- (a) 高速増殖炉（FBR）の役割。(b) FBRの燃料サイクル。
- (c) FBRの環境、法制上の側面等。(d) 代替増殖炉サイクル。

**⑥第6作業部会（共同議長：アルゼンチン、スペイン）**

- (a) 使用済燃料貯蔵の諸戦略とその費用。(b) 短期・中間貯蔵等。

**⑦第7作業部会（共同議長：フィンランド、オランダ、スウェーデン）**

- (a) 放射性廃棄物の取り扱い及び処分のための技術。(b) 貯蔵施設（永久または一時的）

**⑧第8作業部会（共同議長：韓国、ルーマニア、米国）**

- (a) ワンス・スルー核燃料利用。(b) 新型炉及び核燃料サイクルの概念。(c) 研究炉。

## (2) 検討結果

INFCE は、特にワンスルーサイクルと再処理プルトニウム利用サイクルの 2 つの核燃料サイクルを比較して、核拡散リスクはどちらが小さいかを検討したところ、以下のような結果となった。

- ①米国は「ワンスルーサイクルの絶対的優位」を主張したが、INFCE における検討の結果、「ワンスルーサイクルにしても使用済燃料中にプルトニウムがある以上、長期間貯蔵に伴ない核拡散の危険が存在し、再処理プルトニウム利用サイクルに比べて長期的にみて特に核不拡散上優位ではない」との評価となった。
- ②核燃料サイクルによる核不拡散性の比較について、INFCE の技術調整委員会報告書は「種々の核燃料サイクルの核不拡散リスクについて、現在及び将来にわたって普遍的に正しい評価はない」と結論している。
- ③再処理を行い、抽出したプルトニウムを FBR、ATR 及びプルサーマル利用に用いるという日本の原子力政策は、INFCE の検討によって核不拡散の観点から不利ということにはならなかった。
- ④再処理施設の規模・制度と核不拡散の問題について「経済性の観点及び世界全体として再処理工場の数をあまり増やすべきでないとの核不拡散上の観点から、全ての国で同時に再処理技術を確立する必要はなく、先ず原子力先進国が自国内に大規模な再処理プラントを建設し、原子力後発国に再処理サービスを提供すれば良い、と考えるのが自然であろう」（第 4 作業部会報告書要約）と結論した。
- ⑤再処理の核拡散リスクを最小化するための技術的手段のうち、東海再処理施設内で実験が行われている「混合抽出法」について、「混合抽出は更に転用の抵抗性を高めるであろうが、どの程度の強化になりまた技術の発展により実用化に至るか否かは、まだ開発の初期の段階なので最終的評価ができない」（第 4 作業部会報告書要約）とし、実用化に至るまでには今後の研究開発が必要であると結論している。
- ⑥「混合転換法」についても、「少なくとも短期的に導入される最も魅力的な手段であるが、商業的規模で導入される前に更にある程度の研究開発が必要である」とした。
- ⑦プルサーマル利用については、「経済的利益はあまり大きくなさそうであるが、若干の国は軽水炉へのリサイクルがエネルギー自立と供給保証に役立つとしている」（技術調整委員会報告書）との結論となった。一方、資源利用の観点からは、「現在の技術に於いてはワンスルーサイクルに比較して、軽水炉へのプルトニウムリサイクルは、35～40%のウランの節約になる」（第 4 作業部会報告書要約）ことが確認された。
- ⑧FBR システムが核不拡散上、他の核燃料サイクルに比べてそれ程違いがあるわけではなく、世界的な資源利用の観点からは「十分な増殖比のある FBR システム、とりわけ FBR と熱中性子炉が共存するシステムは、いうまでもなくウラン供給の制約から実質的に解放された原子力発電を可能にする」ことが確認された。

⑨濃縮施設については、「核不拡散の観点から施設の数ができる限り少なくし、需要に見合った形で濃縮能力を拡張することが望ましく、資金、技術力等から考えて、大規模原子力発電国及び大規模ウラン資源国のみが一国単位の濃縮施設を作る立場にある」との結論となった。

以上、核燃料サイクル（再処理リサイクル方式）における INFCE の結論は、総じて日本の考え方が受け入れられ、日本の原子力開発利用計画の推進に支障のない形で最終的な取りまとめが行われたと考えられる。INFCE の真の成果は「核不拡散の観点から原子力の平和利用の面における制約を拡大する」という米国の政策と、それに反対する



写真 2-8 INFCE 最終総会風景

日本及び西欧諸国との深刻な対立を調整するための対話の場を与え、その対話を通じて各国の原子力事情に関する相互理解が深まったことにある。INFCE は、「原子力平和利用と核不拡散は両立させるべきであり、また、両立が可能である」との結論を得て終了した。

#### 2.2.4 日米原子力協力協定の改正交渉<sup>2.2-10~2.2-15</sup>

INFCE が設立され、原子力平和利用と核不拡散問題について国際的に大議論が行われたが、「原子力平和利用、即ち核燃料サイクルと核不拡散は両立する」との結論で決着した。その結果、日米両国は東海再処理工場の運転期間と処理量を制限し、加えて新たに開発した混合転換法という核不拡散技術等を採用することで、再処理交渉の結着が図られた。当時の日本においては、現在は国のプルトニウムサイクルに反対しているマスコミも含めたほぼ全てが、日本の原子力平和利用、核燃料サイクル推進の必要性、核不拡散への取組等について論陣を張るとともに、日本政府、原子力関係者等が一団結して大変厳しい日米再処理交渉に臨みこの難局に立ち向かった。当時の日米原子力協定は、日本が重要な原子力活動を行う際には、米国の事前同意をケース・バイ・ケースに与えられるという仕組みで、且つ事務的にも大変

#### 参考資料

- 2.2-10) 日米原子力協定（1988年）の成立経緯と今後の問題点、日本国際問題研究所、遠藤哲也編 2010年11月
- 2.2-11) 日米原子力協定（1988年）の歴史と今後の課題、第1回～第3回、遠藤哲也、日本原子力学会誌、Vol.56, NO.8, No.9, No10（2014）
- 2.2-12) 「新日米原子力協定について」、水間英城、核物質管理センターニュース Vol.17, No.9～No.12, 1988年9月～12月
- 2.2-13) ドキュメント：原子力政策—21世紀への道— 石川欣也著 電力新報 1987年10月15日
- 2.2-14) 「新日米原子力協定」、原子力資料1（No-204）、日本原子力産業会議、1988年1月
- 2.2-15) 核不拡散ポケットブック、<https://www.jaea.go.jp/04/isdn/archive/pocketbook/index.html>

煩雑で、日本の核燃料サイクルの推進にとって大きな不安定性があった。その協定を「長期間包括的・安定的なもの」にするために、約10年間の日米交渉を行ない1988年に締結されたのが現行の日米原子力協定であった。現行協定の「長期包括的事前同意」方式について、+のは今では日本だけである。

2018年7月に現行の日米原子力協定が30年の期限を迎え、日米両政府は本協定を自動延長としたが、日本の核燃料サイクル政策は、これまで米国の核不拡散政策等に大きな影響を受けてきており、今後もしっかりかかる点に留意して取組む必要がある。

### **(1) 米国レーガン政権の成立と原子力政策**

インドの核実験をきっかけに、1970年代は原子力平和利用、特に核不拡散を巡っての「激動の10年」であった。米国カーター政権の厳格な核不拡散政策、NNPAの成立、オーストラリア、カナダによる核不拡散政策強化の動き、多国間ベースでは原子力資機材等の輸出規制の強化(ロンドン・ガイドライン等の成立)、INFCE等があげられる。日本についても、東海再処理工場の運転開始が米国との交渉で難航し、また商業用再処理施設計画(六ヶ所再処理工場)の推進にも大きな制約が課せられた。カーター大統領の原子力政策は「プルトニウムは悪」というものであり、プルトニウム使用は平和利用であっても認めないと言う厳しい制限を課するものであった。1981年1月に成立したレーガン政権は、核不拡散は米国の安全保障と世界平和の維持にとって重要であり、その努力は継続されるべしとするもので、この点は米国の政権にとって党派を超えた伝統的な政策であった。また、1978年に成立したNNPAは厳然として存続しているので、レーガン政権としてもその法律に縛られていた。

しかし、レーガン政権にとって前カーター政権と違うのは、原子力平和利用分野での協力において同盟国、友好国からの信頼を回復する点にあった。そのために、原子力資機材等の供給について手続きの迅速及び簡便化を図ると同時に、供給の条件としては輸出先において適切な保障措置等が適用されることを条件にする等を明確に打出したことを特徴としていた。カーター政権の4年間、ケース・バイ・ケースの解決ないし一時的な解決に甘んじて来た日本としては、日米原子力協力の諸懸案を長期的かつ予見可能な形で解決したいと認識していた。レーガン政権発足後に行われた日米首脳会談において、レーガン大統領は、日本にとって再処理が特に重要であるとの鈴木総理の見解を支持し、両首脳は東海再処理工場の運転継続問題等の懸案事項の早急、かつ恒久的な解決を図るために協議を開始すべきことについて意見の一致をみた。

レーガン政権が発足して早々にとられた、新しい原子力政策の概要は次のとおりである。

#### **①米国の核不拡散政策に関するレーガン大統領声明(1981年7月16日)**

☆核拡散の危険を減少させるため、核拡散の多様な側面を考慮して総合的なアプローチをとる。

☆米国は適切な保障措置の下で原子力平和利用分野での協力において信頼性のあるパートナーになる（原子力協定に基づく輸出申請、承認申請を速やかに処理すること等）。

☆進んだ原子力計画を有し、核拡散の危険がない諸国における再処理及びFBR開発等を妨げない。

## ②日米新共同決定および共同声明（1981年10月30日）

上述の日米首脳会談及びレーガン大統領の政策発表を踏えて、1981年7月から9月にかけて日米間で集中的に交渉を行った結果、次のような新たな共同決定及び共同声明を発表した。

☆1984年末までに「長期的取極め」を作成する。

☆それまでの間、東海再処理施設のフル運転（210トン／年）が認められる（東海再処理施設の運転期間、プルトニウム抽出量に関する共同決定は、1977年9月の最初の決定以来5回延長され、その期限は1981年10月末となっていた）。

☆商業規模の再処理工場の建設（現在の六ヶ所再処理工場のこと）についても、「主要な措置はとらない」との従来の制約をなくする（主要な措置とは例えば立地手続等）。

この措置は、日本側が強く希望した文字通りの恒久的な解決そのものでなく、一定期間の暫定的な解決であったが、直ぐに無期限の共同決定にならなかった理由としては、米国議会の核拡散に対する懸念が非常に強かったこと、再処理施設に対する保障措置技術等が不十分との米側の認識があったものと思われる。

## ③米国の対外原子力協力方針決定（1982年6月）

レーガン政権は、1981年7月に発表した核不拡散政策の実施細目として、1982年6月に再処理、プルトニウム利用に関する方針を決定した。具体的には、米国がNNPAの要請に従って原子力協定の改正により米国の規制権の拡大を行う際には、日本及びユーラトム諸国に対しては、「包括同意方式」を導入するための取極めを、新協定ないし改正協定の一部として提案するというものであった。なお、「包括同意方式」とは、再処理等の事前同意権により、核物質等に関する規制権を個別のケース毎に行使するのではなく、あらかじめ一定の条件を定め、その枠内であれば再処理等の諸活動を一括して事前に承認し、一つ一つ個別に規制権を行使しないようにする方式であり、プログラム方式とも言う。この「包括同意方式」はINFCEの議論で登場したもので、INFCEの結論は、「再処理、核物質等移転等の事前同意権は、供給国の恣意によって行使されると消費国に重大な不都合を生ずるおそれがあるから、従来のようなケース・バイ・ケースでなく、長期間にわたり予見可能な、つまり信頼性のある方法で行使されなければならない」というものであった（INFCE最終総会記者会見議長ペーパー）。

### (2) 日米原子力協定の改正交渉

1955年に日米原子力協定が初めて締結されたが、それは研究用原子炉と濃縮ウランの供給を受けるための研究協力協定であった。その後、1968年に商業用原子炉を対象とする包括的な協定が結ばれた。この協定では、再処理や原子力資機材の第三国への移転等については

個別のケース毎に米国の事前同意が必要とされ、米国の政権の原子力政策次第で、特に核燃料サイクルの面で制約を受けることとなった。この仕組みを大幅に変えたのが、1988年に発効した現行の協定である。

### ①本格交渉の始まり、フェーズ I (1982年8月～1984年9月 協議は計10回)

日本はすでにカナダ(1980年)、オーストラリア(1982年)との間で包括的事前同意の仕組みの原子力協定を締結していたが、両国原産のウラン(日本が輸入)の濃縮は米国で行われていたため、米国との間で包括同意の取決めが出来ない限り、カナダ及びオーストラリアとの協定も実効性に乏しく、日本の核燃料サイクルの予見可能性は未確立の状況であった。従って、米国との間で包括事前同意方式を実現することは、日本の原子力平和利用計画を予見可能かつ長期的な基礎の上に運用するためには不可欠であった。米国の政権によって考え方が大きく異なる核不拡散政策によって、日本の原子力政策が直接影響を受けるのは困るので(既に述べたように、カーター政権による東海再処理問題への影響はその一例であるし、MB#10による使用済燃料搬出もその例である)、一定の枠組の中で米国の規制権を一括して行使させる、即ちその後の日本の原子力活動については、逐一米国から介入されないメカニズムをつくり、日本による自主的な管理を可能にする必要があった。レーガン大統領の対外原子力協力政策によって、日本とユーラトム諸国に対しては「包括事前同意方式」が提案され、日米原子力協議が開始された。

1982年8月より1984年9月まで10回の代表レベルの協議が行われたが、特段の進展は見られなかったが、日米双方の交渉に対する方針は次の通りであった。

#### (i) 米側の方針

米側は包括事前同意方式を導入するためには、NNPAに規定されている全ての要件が満たされなければならないとして、1968年協定には含まれていない新たな規制を要求した。

- ☆平和目的核爆発の「研究」の禁止
- ☆高濃縮(濃縮度20%以上)に関する事前同意
- ☆貯蔵(プルトニウム、高濃縮ウラン等)に関する事前同意
- ☆核物質防護措置
- ☆米国提供の施設・材料から作られた派生物質に対する規制
- ☆機微技術に関する規制
- ☆輸出規制(第三国移転に関する事前同意の対象範囲の拡大)
- ☆再処理と形状・内容の変更に関する事前同意

#### (ii) 日本側の立場

次のようないくつかの理由で、当時日本側が交渉を急がなかったことも考えられる。

- ☆東海再処理施設については、1981年10月の日米共同決定により制限無く運転できることになっていたこと。同施設はトラブルが発生しており、米側が認めた210トン/年という

再処理量までは十分余裕があった。第2再処理工場（現在の六ヶ所工場）は、1984年7月に青森県へ立地申入れを行ったばかりで、当時の予定では1990年代後半頃の運開であって当面さしせまったものではなかった。

☆日本は米・ユーラトム原子力交渉との対等を念頭においていたが、日米交渉と同時に行われていた米・ユーラトム交渉に何の進展もないので、日本だけが急いで米側の規制強化を受け入れる必要性は乏しいと思われた。

☆包括事前同意方式導入及び規制権強化の取扱いに関し、日米双方の方法論が異なっていた。そして、当時の多数の日本政府関係者及び業界の一般的な考え方は、国会承認の必要な協定の改訂には極めて消極的であったので、当面行政取極というアプローチで推し進めてみようとの態度であった。

☆1984年の段階では、レーガン政権が第2期（85～88年）まで存続するのは確実と思われ、その間に米側アプローチに変更は無いものと期待された。

## ②日米原子力協定改正交渉 フェーズⅡ（1985年5月～1987年1月 協議は計5回）

### （ⅰ）本格的な協定改定交渉の開始

これまでの協議を通じて、協定改定を行うことなく日米双方の要請、つまり米側にとっては規制権の拡大、日本側にとっては包括同意の導入を満たすことは困難であると明白になってきた。日本としては協定改定を行って事前包括同意を導入するか、それとも協定改定は行わず、従来通りの個別同意方式を継続するかを決断する必要が出てきた。1985年5月、7月の2回に渡り、日本側として協定改定には中立即ちノン・コミットルという立場で、再度米側の考え方について詳細な確認がなされた。その結果、長期的予見可能性があり、かつ安定した包括同意方式の導入が出来れば、新たな規制権の拡大を受け入れても実質的な影響はなく、協定改定はプラスであるとの点で、国内関係者（外務省、通産省、科技庁、原子力委員会等の政府関係者及び電力・メーカー等民間業界）のコンセンサスが得られた。この背景には、核燃料サイクルを国内で自立化するとの方針の下に進めてきた、六ヶ所再処理工場の立地手続が本格化してきたこと、また協定を改定するならば、日本の原子力開発利用計画に好意的なレーガン政権中に行うことが得策であると考えられたこと等があげられる。

1985年11月の第13回協議から、協定の全面改訂とその下での包括事前同意取極締結のための交渉が開始された。

### （ⅱ）交渉上の主要な論点

#### ☆事前包括同意の安定性の確保（一方的停止権の問題）

本改正交渉の背景には、日本としては包括同意方式を導入したいという要望があり、他方米国側としてはNNPAの要件を満たしたいとの要請があった。このため、米国側としては、包括同意は認めるが、特定の場合には包括同意を停止できる仕組みを設けることがNNPA上不可欠であるとし、かつ、この特定の場合とは、核拡散の危険の著しい増大、または自国の国家安全

保障に対する脅威が著しく増大することが予想される場合であると主張した。

これに対し日本側としては以下を主張した。協定を改定して包括同意を導入しても、これが米国の判断のみによって一方的に停止されるというのでは、包括同意方式導入の意味がない。協定は原子力の平和利用のための国際協力の枠組みを作るためのものだから、核拡散の危険を防止するために包括同意を一時停止することは理解できるが、漠然とした法律的に内容が特定し難い国家安全保障上の理由による停止は受け入れ難い。そもそも国家安全保障の観点からの脅威といっても、日米原子力協定上関連があるのは、究極的には核不拡散上の問題に帰結するのではないか。従って核拡散の防止という観点からのみで十分ではないかと反論した。しかしながら、米国側はこの国家安全保障という表現を盛込まなければ米国原子力法等との関係上、協定が米国議会での承認を得ることは非常に困難になる。現時点では、国家安全保障のみに関係する異常事態は特定できないが、協定の有効期間 30 年の長さを考えると、絶対に無いとは言えない、従って将来かかる事態が発生する可能性があるとの理解で、国家安全保障という用語を使うことがどうしても必要であると強く反論した。

この問題について、日米間で激しい議論が行われたが、国家安全保障という表現を認めなければ交渉妥結に至らないと判断し、日本側としてこの表現を盛り込むことを受け入れた。しかし、日本側としては、あくまでも包括同意の安定性を強く望んでいたのも、いかなる理由にせよ包括同意が一方的に停止されるような事態は避けたいとの観点から、この一方的停止権の発動に対していくつかの歯止めを盛り込み、停止権が恣意的に行使されないことがないような仕組みを作ることにした。その結果、包括同意が停止されるような場合は、例外的に最も極端な状況下に限られ（本件は仮定の問題であるとして、例示として、日本が日米安保条約を破棄したような場合、欧州で交戦状態が発生した場合の英仏での再処理の扱い、パナマ運河で騒乱が起こった場合の使用済燃料の移転等が挙げられた）、且つこの停止の決定は政府の最高レベル（大統領及び総理のレベル）で行われることとなり、また日米両国による事前協議の上、必要最小限の範囲と期間に限定されること等の歯止めが盛込まれた。

#### 参考2：1988年日米協定実施取極 第三条2

「いずれの一方の当事国政府も、他方の当事国政府による核兵器の不拡散に関する条約に対する重大な違反若しくは同条約からの脱退又は機関との保障措置協定、この実施取極若しくは協力協定に対する重大な違反のような例外的事件に起因する核拡散の危険又は自国の国家安全保障に対する脅威の著しい増大を防止するため、第一条において与える同意の全部又は一部を停止することができる。そのような停止に関する決定は、核不拡散又は国家安全保障の見地からの例外的に懸念すべき最も極端な状況下に限り、かつ、政府の最高レベルにおいて行われるものとし、また、両当事国政府が受け入れることのできる態様でそのような例外的事件を処理するために必要とされる最小限の範囲及び最小限の期間に限って適用される。」

### ★事前包括同意の自動性（将来の施設を包括同意の対象とする仕組みの確立）

日本として、包括同意方式の導入について留意したもう一つの課題は、将来運転が開始され

る施設を如何にして円滑に包括同意の対象とするかということであった。この背景には、既に述べた1977年の東海再処理交渉の経験があった。東海再処理工場の場合、まさに同施設が完成し、運転を開始しようとした時に米国から「待った」がかけられた。このような経験を持つ日本としては、将来、例えば六ヶ所再処理工場が完成して運転を開始しようとした時点で、再び「待った」がかかるような事態は是非とも回避したい、自動的に包括同意の対象とする仕組みを確立したいと考えた。一方、米国側としては、将来の施設を含めて包括同意の対象とするという考えには理解を示したが、米側の関心事項は当該施設にどのような保障措置が適用されるのかという問題であった。

このような観点から、日米両国で検討を行った結果、日米間で予め施設の種別（再処理施設、プルトニウム燃料加工施設等）に適用されることの、保障措置の指針となる保障措置概念（Safeguards Concepts）を作成し、この概念に沿った保障措置が講じられる場合には、将来の施設についても自動的に包括同意の対象と出来るような仕組みを作ることで合意した。手続き的には、この合意に従い新規施設の追加については、日本側から新規施設にかかる保障措置が日米間で了解された保障措置概念に従っている旨を米国側に通知する、そして米国側（国務省）は通知を受け取った後、通知に必要な事項が記載されているかを確認することになった。

#### ★双務性の確保（日本の原子力対外協力上の平和利用確保）

1968年の日米原子力協定では、米国から日本への一方的な資機材、核燃料の供給を前提としており、そのため再処理の共同決定等の事前同意権は米国の日本に対する片務的なものとなっていた。これを双務的なものとする必要があり、また、日本については保障措置の適用が明記されているのに対し、米国については直接に規定されていなかった。そこで、NPT上の核兵器国、非核兵器国の不平等性を考慮しても、協定に基づいて移転される核物質等については、基本的には保障措置適用義務を双務的に規定する必要があった。協定の改訂により、規制権を双務的な規定とし、日本の原子力対外協力上、名実ともに平和利用を確保する事が必要であった。

#### ★ユーラトムとの対等性の確保

1958年に調印された米・ユーラトム協定（1967年に一部改定）は、米国産原子炉や関連資機材、濃縮ウラン等のユーラトムへの供給が主目的としており、再処理及びプルトニウムの利用に関する米国の同意権は規定されていなかった。また、この協定では米国産の濃縮ウランや再処理から得られたプルトニウムのユーラトム外の第三国移転については、米国の事前同意権が規定されていたが、ユーラトムの内部での移転については米国の事前同意は必要としなかった。米国は、NNPAの規定に従って日本及びユーラトムの双方に対して、原子力協定の改訂を求めたが、ユーラトムはプルトニウムの貯蔵等 NNPA 上の新たな規制が加わるのを避けるため、予備協議には渋々応じたものの、本格的な改定交渉は拒否していた。日本の方は対米交渉

に応じたが、もし日本がユーラトムに先んじて妥結した内容が、遅れている米・ユーラトム協定交渉の妥結内容に比べて格差があれば、日米協定の内容をユーラトム並みに改善すること、つまり最恵国待遇の約束を米国側に求めた。これはユーラトムとの対等性の確保要求であるが、これに対して、米国は1978年 NNPA に基づいてユーラトムとも交渉するので、日本とユーラトムとの間では格差は生じないとし、最恵国待遇の条項を入れることに反対した。交渉の結果、万一そのような事態が生じた場合には、米国側は日米間の再交渉を開始できるよう努力するというのを一つの歯止めとすることで合意した。これは法律的な意味での歯止めではないが、結局は日米間の信頼性の問題であり、日本からの再交渉の要求は現実的に可能であると考えられた。実際には、米・ユーラトム協定は有効期間の終る直前の1995年に新協定が合意され、その内容は日米協定とほぼ同じで、対等性は確保され問題が事実上解決された。

### ★プルトニウム輸送問題（包括同意ネットワークの完結）

日本は、それまで英国及びフランスに使用済燃料の再処理を委託しており（なお、2001年に使用済燃料の海外搬出は終了し、それ以降は全量国内で再処理することとしている）、両国からプルトニウムを円滑に持ち帰ってくる必要がある。そこで、日本としては、このプルトニウムの返還輸送についても包括同意の対象となるような仕組みを作るよう交渉を進めた。現実的には、日本から英仏に再処理のために移転された使用済燃料は、もはや日米原子力協定の対象ではなく、米国とユーラトムとの協定の対象である。米国はユーラトムとの原子力協定においても、ユーラトムに対して核物質の管轄外移転に対する事前同意権を有しているので、英仏から日本にプルトニウムを移転するには、ユーラトムが米国から同意をとりつける必要がある。ところが、1984年秋に「晴新丸」という船を使って行われたフランスから日本へのプルトニウム返還輸送には、ユーラトムが米国の同意をとりつけるのに2年程を要した。このような経験から、日本としては英仏からの返還プルトニウムの輸送についても、米国からユーラトムに対して包括同意を与えてくれるよう米側に対して主張したのである。これに対し、米国側としては、日本の主張に理解を示しつつも、核物質防護の観点から、一定の条件に従った航空輸送のみを包括同意の対象とし、海上輸送については従来どおり個別同意の対象とする、すなわち包括同意の対象にはできない旨を強く主張した。

旧日米原子力協定に基づく個別同意の下、1984年10月～11月に返還プルトニウムの海上輸送を「晴新丸」により実施した経験等にも鑑み、輸送時間が長いこと、運搬船の護衛が大変なこと（「晴新丸」の場合、太平洋については米国第7艦隊が見えかくれに護衛した）等から、次回以降の輸送は核不拡散への配慮から航空輸送を目指すこととなった。これは当時まで少量のプルトニウム輸送で使用していた航空輸送を優先させたものと考えられる。日米間での協議の結果、航空輸送の場合に核物質防護上の守られるべき要件についてガイドラインを予め作成しておき、このガイドラインに沿って行われる輸送については包括同意の対象とすることで合意をみた。なお、前述したとおり、このプルトニウム返還輸送を包括同意の対象とすることについて

ては、あくまでも米国がユーラトムに対して包括同意を与えることが前提になるので、この点については別途米国とユーラトムの間で交渉が行われ、本協定発効日の翌日である1988年7月18日にブラッセルで外交上の文書が交換された。

1985年11月に行われた代表レベルの第13回協議以降、両国で実務レベルも含めて精力的に交渉が行われ、特に1986年に入ってからほぼ毎月といったペースで交渉が続けられた。その結果、1987年1月17日に、日米双方の交渉代表レベルでの実質的な合意が得られた。写真2-9は、1986年6月第15回日米協議後に国務省の会議室で撮られたもの。米国代表の国務省核不拡散担当リチャード・ケネディ大使と日本代表の外務省松田慶文科学技術審議官（いずれも前列）他、日米各8名計16名の交渉団が写っている（筆者は後列左から6番目）。



写真2-9 日米原子力協定改正交渉のメンバー  
(1986年6月、米国国務省)

### ③改訂日米原子力協定の署名から発効まで

1987年10月1日には、ヘリントン・エネルギー省長官が協定の大統領への送付文書に署名し（国務省の方は、シュルツ長官に代わってホワイトヘッド副長官がすでに9月12日に署名していた）、同日協定は大統領府へ提出された。そして、10月28日、レーガン大統領は本協定を承認し、米国原子力法に必要とされる文書による決定を行い、正式署名のための米国の国内手続は完了した。正式署名は1987年11月4日、東京、外務省において倉成外務大臣とマンズフィールド駐日米国大使の間で行われた。

#### (i) 波乱の米議会審議

1954年米国原子力法（修正を含む）第123条は、米国議会における原子力協力協定の審議手続を規定しているが、同条によれば原子力協力協定は継続会期中の90日間（上・下両院のいずれかの院が4日間以上休会している場合は、当該休会期間は参入されない）の議会審議を終了した後であって、かつ当該期間中に、審議対象となっている協定（案）に賛成しない旨の共同決議が成立しなかった場合でないと発効できないとしている。日米原子力協定も、米側での発効要件を満たすためには、上記の議会審議を経なければならないが、協定は東京での署名のわずか5日後の1987年11月9日に米議会に提出された。

#### ☆マコウスキー条項の成立

プルトニウムの航空輸送に懸念を表明していたアラスカ州のカウパー知事は、日米原子力協定署名の報に接し、アラスカ州としては議会審議の際には、環境及び安全問題が十分検討される

よう要請する旨の声明を公表した。また、アラスカ州選出の上院議員であり、上院外交委員会の有力メンバーであるマコウスキー上院議員（共和党）は、プルトニウムの航空輸送については墜落しても壊れない程の堅固な輸送容器が未だ開発されていないこと等を指摘しつつ、今後、徹底した審議を進めるとの意向を表明した。さらに、下院外交委員会のメンバーであるウオルピ下院議員（民主党）は、日米原子力協定ではテロリストの攻撃からプルトニウムを防護する十分な措置が保障されていないとして、1ヵ月以内に本協定に関する公聴会の開催を求める旨を言明した。協定の署名及び米議会への提出とともに、協定の米議会審議の難航を予想させる動きが活発となり、以下に述べるように波乱の幕開けとなった。

- ✓11月9日に米議会に提出された日米原子力協定に関する米議会の対応は非常に早く、11月13日にマコウスキー上院議員は当時上院で審議中であった1988年エネルギー・水資源開発歳出法案に関して、概要次のような修正案を提出した。米国の領域又は領空を通過する外国から外国へのプルトニウム航空輸送に関し、米国原子力規制委員会（NRC）は、輸送物の安全性の確認を行う。NRCは、このために次のことを行う。実スケールの輸送物を積載した航空機の最高巡行速度での衝突試験、実スケール輸送物の最高巡航高度からの落下試験、上記試験を含む輸送物の安全性の確認。試験条件については公表し公衆が意見を述べる機会を設けた後、NRCが決定する。
- ✓米国には、既にプルトニウム航空輸送容器の安全基準を定めたNUREG-0360という厳しい規制があり（1978年にNRCが制定したもので、この基準に定められて諸試験に合格すれば、重大な航空事故に耐えることが保証される）、この規制を念頭において輸送容器の開発を進めていた日本（当時の動力炉・核燃料開発事業団等）としては、このマコウスキー条項に衝撃を受けた。米国行政府としても、プルトニウムの航空輸送容器の安全基準としてはNUREG-0360で十分である、仮に実際に航空機の墜落試験等を行うとなれば、大変な費用がかかる他、試験自体が危険なものとなりうるとしてマコウスキー条項に反対である旨を議会に伝えた。
- ✓しかしながら、プルトニウム航空輸送の安全性に対するアラスカ州民の懸念は強く、このような懸念を背景としたマコウスキー議員の立場は、他州選出の議員からも理解されやすいものであった。その後マコウスキー条項は、上下両院協議会による調整を経て、また若干の修正が施されて、12月22日、包括予算調整法の中にいわゆるライダーとして盛り込まれた形で成立した。但し、最終的に成立したマコウスキー条項には、次のような注目すべき規定が含まれている。輸送の代替経路と代替手段として、「原子力平和協力協定による米国の同意権の下にある外国から外国へのプルトニウム輸送に関して、大統領は、輸送の代替経路及び海上輸送を含む代替手段について、取決めを結ぶため最大限努力する権限を持つ」。この規定が、後述するようにその後、プルトニウムの海上輸送についても包括同意の対象とする道を開くことになった。

## ☆米国行政府及び協定支持派の動き

日米原子力協定反対の動きは予想以上に早く、かつ大規模で展開されており、これに対して米国行政府及び議会の協定支持派も手を拱いているわけではなかった。また、日本側としても、仮に事態がこのまま推移すると、協定の内容や意義が十分に理解されないままに、一気に協定不承認の決議が米議会を通過してしまうのではないかと、さらにそのような決議が仮に議会の3分の2以上の多数の支持を得たならば、大統領の拒否権をもってしてもこれを覆せないのではないかと危惧した。1988年1月中旬に、竹下総理とレーガン大統領の間で行われた日米首脳会談において、本協定の両国にとっての重要性と早期発効の必要性が確認された。当時の米国行政府の分析によれば、米議会の大部分の議員は協定を支持するとも反対するとも決めていない中立の立場であった。米国行政府は、これらの議員等に対して本協定の意義、重要性、米国原子力法、NNPAとの整合性等を説明すれば、必ず理解と支持が得られると考えていた。そして、このような立場から米国行政府としても議員及び議会スタッフに積極的な説明を行った。特に米側交渉代表のケネディ大使の力量と活躍は大変なものであった。

こうした中で、1988年1月29日には、レーガン大統領からベル上院外交委員長宛に、1987年12月17日付の15名の署名をもつ上院外交委員会書簡に対する返書が発出された。その書簡の中で大統領は次のように述べている。

- ✓上院外交委員会からの書簡を受け、関係省庁が鋭意検討した結果、本協定は完全に国内法に合致しているとの結論を得た。本協定は、米国の環境に悪影響を与えるものではない。
- ✓国防省に対して海上輸送を含めたプルトニウム輸送の代替方法を検討させているところである。その結果については議会に報告する。
- ✓この協定は、米国にとって重要な意味を持つものと確信しており、したがって、議会がこの協定を前向きに検討されることを再度要請する。

また、1988年2月1日は、米政界で非常に高い人望のあるマンズフィールド駐日米国大使からも関係議員に対して、本協定の支持を求めた書簡が発出され、さらに、2月17日には協定支持派のエヴァンス上院議員（共和党）ら8名の上院議員より、協定の支持を呼びかけた連名の書簡が全上院議員に発出された。そして、2月19日付のワシントン・ポスト紙に、1977年の東海再処理交渉の際に、米側の首席代表を務めたジェラード・スミス大使が「日米原子力協定の内容は良いものでこれを支持するが、プルトニウムの輸送は海上輸送でやった方がよい」との論文を寄稿した。スミス大使は、核軍縮、核不拡散の分野の権威であったので、この記事は米議会内外の多くの人の関心を得た。

## ☆米議会審議の終了

本協定の支持派、反対派ともにそれぞれ活発な動きを展開し、形勢は二転三転、審議は難航し、時間は刻々と過ぎていった。米国原子力法上、90議会日を経過すれば原子力法第123

条により原子力協定は自動的に議会で承認されるからである。この終盤戦で注目されたのはマコウスキー上院議員の動きであった。同議員はアラスカ州選出の立場からもプルトニウムの航空輸送に反対し、本協定にも反対していたが、プルトニウム輸送について代替案として海上輸送が認められるならば、協定には賛成であるとの立場を明らかにした。プルトニウム輸送問題について、マコウスキー議員からみて満足のゆく方向が示されつつあったからである。同議員が反対から賛成に回ったことは議場の雰囲気大きく影響した。

1988年3月21日、米国議会上院本会議において、バード上院議員（民主党院内総務）の発議により、提出されていた日米原子力協定不承認決議案の審議と投票が行われた。投票結果は、賛成（すなわち、協定の反対）30票、反対（すなわち協定の支持）53票で不承認決議案は否決された。この投票の結果、上院として本協定を支持することが実質承認された。また、その後下院においては協定を巡って特段の動きが起こされることなく、本協定の米議会審議に必要とされる90日議会日は1988年4月25日無事終了した。

## (ii) 協定の発効

日米両国の国会と議会の承認を終え、協定発効のための外交上の公文が1988年6月17日東京において交換され、30日後の1988年7月17日に発効した。表2-3は現在の日米原子力協定が発効した後の主要な課題等を示したものであるが、いずれも日米関係者の友好的な協議の中で解決してきた。

	1980年代	1990年代	2000年代
協定	▲ 1987.11.4署名 ▲ 1988.7.17発効		
プルトニウム輸送	▲ 附属書5の改定(海上輸送の包括同意化(1988.10))	↔ あかつき丸輸送(1992.11~1993.1) 協定上の核物質防護の要件を満たす必要があり、米国の意向が輸送の成否を大きく左右	→ MOX輸送(1999年~)
再処理施設に適用される保障措置	→ 大型再処理施設に適用される保障措置の検討(LASCAR)(1988~1992)	日米で合意された保障措置コンセプトを満たすことが求められた。	▲ 六ヶ所再処理施設の附属書1施設への追加(2004)
プルトニウム燃料製造施設に適用される保障措置		→ Puのホールドアップ問題(1994~1996)	Pu製造施設の保障措置適用性について米国のNGOが懸念
FBR再処理に関する協力	→ FBR再処理に関する日米間の共同研究(1987~1994)	共同研究の下で移転が想定されたFBR再処理技術の日米協定下の取扱	
研究炉使用済燃料の返還	米国から供給された使用済燃料の米国への返還		日本から移転された使用済燃料の保障措置上の取扱

表 2-3 現在の日米原子力協力協定下で過去に課題となった事項

#### ④海上輸送の包括同意化

##### (i) プルトニウム海上輸送が代替案として浮上

プルトニウムの航空輸送は、輸送時間が短く、かつ緊急事態対策も容易なので、核物質防護（核ジャック防止等）の観点から一番望ましい方法と考えられていた。これは、これまでの経験、特に1984年の晴新丸のケース、また本協定の米議会審議の際に議会に提出された米国防省のプルトニウム輸送の安全評価報告書（1988年3月）も民間機によるノン・ストップ飛行が最善の策としている。因みに海外から日本へのプルトニウム輸送は、1965年から実施されており、英仏での日本の使用済燃料の再処理による回収プルトニウムの輸送は、1970年以来、航空輸送が8回、海上輸送が7回実施されていた。

改正日米原子力協定の実施取極によって、同取極付属書5の指針に沿った航空輸送には米国の包括同意が与えられることになったが、前述したように協定の米議会審議の過程を通じて種々の問題が出て来た。特にプルトニウム航空輸送の輸送容器に関し、航空機の衝突試験等の厳しい条件を義務付けるマコウスキー条項が成立したことにより、航空輸送の実施は実際上非常に厳しくなって来た。また、プルトニウムの日本国内の受入れ空港についても、例えば輸送機を当時の最新のボーイング747-400とした場合、3000メートル級の滑走路を必要とすること等から、技術的にもまたプルトニウムということから政治的に空港決定に苦慮していた。そこで、引続き航空輸送を第一の選択肢としつつも、現実には海上輸送について検討を進める必要性が生じていた。

一方米側の方もマコウスキー修正条項の可決は、米議会が航空輸送よりも海上輸送の方を選んだとも見なすことができるもので、マコウスキー上院議員は米政府に対し引続き海上輸送を研究するよう圧力をかけ続けた。国防省報告は航空輸送をベストとしながらも、然るべき措置を講じれば海上輸送も可能であるとの結論を下していた。代替オプションとして海上輸送も、航空輸送とともに包括同意の対象とする可能性が浮上した。

##### (ii) 海上輸送の包括同意化

1988年5月に米国ケネディ大使から日本政府宛の書簡で、海上輸送の包括化について米側として考慮する用意があると積極的な姿勢を示して来た。その後日米双方で事務的な協議が行われ、日米原子力協定実施取極付属書5を改定して、次のような内容を含む海上輸送指針が追加され、包括同意が与えられることとなった。主な内容として、(a) 輸送船は専用船であること、輸送船は自然の災害や社会の騒乱を避ける輸送経路を通り、緊急時以外は無寄航であること、(b) 武装護衛者が同乗すること、(c) 原則として護衛船が同行すること等である。護衛船をいかなる船舶にするかについては、「海上輸送の指針にある護衛船は、盗取や妨害行為を防止し、輸送船やその積荷を防護する」ことを目的としたもので、これは言い換えれば、海上における犯罪の予防や鎮圧を目的とするものである。日本では、これは海上保安庁の第一義的任務と考えられたので、護衛船には海上保安庁の巡視船が適切であると判断し、米側も

それで対応可能とした。ところが、日本国内の防衛等の関係者の一部から、海上保安庁にはヨーロッパから無寄航で日本まで航海できる巡視船はないではないか、これには海上自衛隊の自衛艦を使うのが最も適切であるとの意見が出され大論議となった。しかしながら、当時プルトニウムと自衛艦の海外派遣の組合せは政治的に余りにもセンシティブなので、日本政府部内での協議の結果、海上保安庁の巡視船を使うことを決定し、無寄港で航行できる新しく巡視船を建造することになった。これが、その後1992年の「あかつき丸によるプルトニウム返還輸送」の護衛に派遣された「しきしま」である。

もう一つは、護衛船の同行について例外規定が設けられていることである。すなわち武装護衛船による護衛のないことを効果的に補填する代替安全措施がとられる場合には、護衛船の同行は必要とされないことになっている。例えばMOX燃料等の場合、必ずしも護衛船を同行させなくとも適切な代替安全措施が設けられれば輸送が可能である。但し、代替安全措施及びプルトニウム単体海上輸送の場合の護衛の具体的



写真 2-10 護衛船「しきしま」

的な内容については、日米間で協議されることになっており、これらの論点は、サイドレターで確認されている。なお、海上輸送指針の追加に関する日米双方の国内手続については、日本においては行政取極として閣議における手続を経て締結されるが、米国では日米原子力協定実施取極付属書5の修正は、修正案が米議会に提出された後、15議会日を経過して初めて効力を生じることになっている。両国の手続を終えて、海上輸送のガイドラインの付属書5へ追加は1988年10月に確定された。

1988年7月に発行した新日米原子力協定における包括同意の下、海上保安庁巡視船「しきしま」が護衛して「あかつき丸」による返還プルトニウム海上輸送が実施された。1992年11月8日フランスのシェルブールを出港し、1993年1月5日に日本原電東海港に無事到着した。

☆輸送量：約1.7t- PuO<sub>2</sub>  
☆容 器：FS-47型(BU型)133基  
☆経 路：ラアーグ⇒シェルブール⇒東海村(59日間)



写真 2-11 「あかつき丸」

## 2.2.5 日米原子力協力協定の自動延長と今後の見通し

1988年7月に発効した日米原子力協定は、30年の有効期限を無事終了し、協定第16条にしたがって2018年7月17日に自動延長された。この協定の交渉開始の時からほぼ全期間難航した交渉であり、正式署名はされたものの発効に至るまでの米国国内では、波乱万丈の経緯であった。個人的なことだがこの協定には、特に親近感を覚えると共に、30年があつという間に過ぎ去ったことに感無量の思いがする。

ここでは、この協定の日本の原子力活動にとっての重要性を想起するとともに、協定がともかく成功裡にまとまった背景を少し振り返り、協定の今後のゆくえを考えてみたい。

### (1) 協定の重要性

米国は、各国と民生部門での原子力協定を進めるにあたり、1954年の原子力法及び1978年の核不拡散法(NNPA)により二国間協定を結ぶことを義務付けられている。日本の場合も、そうであり、現行の協定以前は再処理をはじめとする核燃料サイクルには厳しい規制が課せられ、米国が事実上拒否権を持っていた。特に米国の原子力政策は、1974年のインドの核実験を契機に一層強化され、当時のカーター大統領は運開直前の東海再処理工場に対して、待ったをかけてきた。原子力開発の黎明期から核燃料サイクルを原子力政策の基本としてきた日本にとっては衝撃であった。

当時よく使われてきた言葉で言えば、東海再処理交渉という「国難」は何とか切り抜けたものの、このように米国のその時々の方針判断で日本の原子力の基本政策が左右されるのは困る。日本としては、1968年協定の個別許可制度から包括事前同意制度方式へと協定を改定しなければならぬとの意を強くした。

この改定交渉が軌道に乗るのはレーガン政権になってからだが、米国の協定交渉に対する態度は党派を越えて厳しく、国防省(DOD)、原子力規制委員会(NRC)等行政内部での異論、議会での核不拡散強硬派議員の抵抗等で交渉は難航し、交渉開始から締結までに6年以上もの時間がかかった。

### (2) 交渉が妥結に至った背景

協定の中核である核燃料サイクルに関する包括事前同意取決めにより、日本の核燃料サイクルは事実上自由となったが、NPT下の非核兵器国に対する特別な例外的な取扱いといってよい。これを一旦手放すものなら、再び取り戻すことはおそらく至難の業であり、この制度は何としても守って行かぬならない。ところで、この交渉は日本にとって成功であったと内外から評されるが、その原因はどこにあったのだろうか。これを再考するのは今後この協定を維持してゆくのに大いに参考になると思われるからである。一番大きかったのは当時の米ソ冷戦を背景にして、日米間では経済摩擦が燃え上がっていたにもかかわらず、安全保障面での日米間での信頼関係であったと思う。それを象徴するのがロン・ヤス(レーガン・中曽根)関係であった。いまひとつは日本が核不拡散体制を厳守し、かつ国際的にも貢献してきたことが認められたものと思う。

加えて日本が再処理、濃縮等の核燃料サイクル技術をすでに保有していたことも挙げられよう。

### (3) 協定の今後の見通し

1988年の日米原子力協定成立以降、協定は空気の如く何人もその存在を感じることもささなく、日米の原子力関係は順風満帆に推移していった。日本の原子力利用は全体としては順調に進み、原子力カルネッサンスの到来と言われたくらいであった。ところが、この流れに大きな打撃を与えたものが、2011年3月の福島第一原発事故であった。原子力発電はその後遺症から少しずつ立ち直りつつあるが、依然として原発反対の声は強く核燃料サイクルの方は見通しははっきりしない。サイクルの二本柱である再処理事業ももたついているし、高速(増殖)炉の目途は立っていない。本来中間措置として位置付けられていたプルサーマルも期待通りには進んでいない。このような状況の下で迎えたのが、2018年7月17日の協定の自動延長であったが、今後協定はどのようになってゆくのであろうか。

まず、協定第16条は現行協定の自動延長を規定している。但し、日米いずれか一方からの6ヶ月前の通告で失効される。このため、日米原子力協定が不安定な状況に置かれるのではないかとの見方もあり、条約的にはその要素は否定できないが実際には必ずしもそうではない。日本外交の基軸である日米安保条約も1970年以降は、いずれも一方の1年前の通告で効力を失うと規定されているが、それが故に日米安保条約が不安定云々との見方は全く存在しない。要は日米の信頼関係である。いまひとつは現行協定の実施取極により、米側が包括事前同意取決めを一方的に停止できることになっている。これは日米交渉上の争点の一つであり、結局核不拡散又は国家安全保障の点から例外的にのみ行われるものとなった。これも前者と同じく日米間の信頼関係にかかっている。ただし、これら条項をちらつかせることによって米側から核燃料サイクルに何らかの自主規制を求めてくる可能性は否定できない。

それでは、日本として積極的に何をすべきか、何よりも日米間の信頼関係の維持が絶対に必要である。加えて日本の核燃料サイクルを順調に進めることである。日本の急務は核燃料サイクルの全体像、将来像を絵に描いた餅ではなく、合理的な形で示すことである。具体策も示さずに保有プルトニウムの削減を唱えるだけでは何の役にも立たない。核燃料サイクルを含めた日本の原子力政策の司令塔が是非とも必要で、堂々と議論し、核燃料サイクルの政策を打ち出してゆく必要がある。

## 2.2.6 改訂日米原子力協力協定（資料編）

### 資料1 日米原子力協定交渉 年表

1953		Atoms for Peace (アイゼンハワー大統領国連演説)
1954		米国原子力法成立
1955	11月	日米原子力「研究」協定 調印（研究協定）
1958	6月	日米原子力協定 調印（一般協定）
1968	2月	日米原子力協定（包括的な最初の協定）
1970	3月	NPT発効
1973	3月	1968年協定の一部改定
1974	5月	インド地下核実験
	6月	米国原子力委員会、供給能力を超えるとの理由でウラン濃縮長期契約を一時停止
	8月	米国原子力委員長、濃縮ウランの供給が追いつかないのでプルトニウムを濃縮ウランの代用に使うことを義務付ける
1976	6月	日本がNPTを批准
	10月	フォード大統領声明
1977	3月	フォード・マイター リポート(カーターの核不拡散政策の理論的な裏付け)
	4月	カーター大統領 新原子力政策を発表
1977	4月～8月	日米再処理交渉（東海再処理問題）
	9月	日米原子力協定第8条(C)に基く共同決定
1977. 10月～1980. 2月		国際核燃料サイクル評価(INFCE)
1978	1月	ロンドン・ガイドライン発足
	3月	米国新核不拡散法(NNPA)成立
1980	9月	日加原子力協定改定（包括同意方式）
1981	5月	鈴木・レーガン首脳会談
		(「日米両国政府は両国間の原子力関係の諸懸案につき、できる限り早期に恒久的解決をはかるための協議を速やかに開始する」との共同声明)
	6月	イスラエルによるイラク原子力施設爆撃
	7月	レーガン大統領新核不拡散政策発表
	10月	新日米共同決定調印及び共同声明発表

1982	6月	米国対外原子力協力方針決定(日本とユーラトムに対し事前包括同意を認める方針)
1982	6月	中川一郎科技庁長官(当時)(日米原子力協定交渉開始について合意)
1982	8月	日豪原子力協定 (包括同意方式)
1982. 8月～1984. 9月		日米原子力協定交渉 I 10回 (日本側は行政取極での解決を求める)
1984	11月	輸送船「晴新丸」が粉末プルトニウムを積んで シェルブール — パナマ — 東京港に到着
1985. 5月～1987. 1月		日米原子力協定交渉 II 5回 (新協定をまとめる交渉)
1987	1月	日米原子力協定実質合意・仮調印
	2月	核物質防護条約発効(日本は1988年11月加入)
	11月	日米原子力協定正式調印
1988	7月17日	日米原子力協定発効
	10月	プルトニウム海上輸送のガイドラインが作られ、協定付属書5に追加
1992	4月	ロンドン・ガイドライン パート2(汎用品が対象)合意
1993	1月	輸送船「あかつき丸」(護衛船しきしま丸)が粉末プルトニウムを積んで シェルブール—南太平洋—東海港へ到着
1999		東電、関電による MOX 燃料の海上輸送開始
2001		使用済燃料の再処理のための第三国移転終了

## 資料2 日米原子力協力協定の改正交渉改定一覧

日米原子力協力協定の改定交渉過程一覧表		
再処理(東海村再処理施設)問題	協定改定問題	米国政府の動向
	旧日米原子力協定 1968年7月10日発効 1973年12月21日改定	(1974年5月 インド核爆発実験)
1977年4月-8月 日米再処理交渉		1977年4月カーター-行政府、核不拡散政策発表 ・商業用再処理の無期限延期 ・プルトニウムの軽水炉利用無期限延期 ・高速増殖炉開発計画変更及び商業化延期 ・国内濃縮能力の拡大 ・濃縮・再処理技術及び施設の輸出禁止 ・国際核燃料サイクル評価の開催
1977年9月日米共同決定・共同声明発表 ・東海再処理施設を設計変更せずに2年間99トンの処理量まで運転 ・第2再処理工場に2年間重要措置しない ・東海再処理施設に付設予定のプルトニウム転換施設の建設を2年間延期 ・東海再処理施設に対する安全措置技術の研究・開発推進		1978年3月、米国不拡散法(NNPA)発効 協定改定交渉(規制強化)を要請
	1979年2月、米国協定改定要請	
1977年10月-1980年2月、INFCE(核不拡散と原子力平和利用は両立できると結論)		
1981年5月、レーガン-鈴木共同声明 再処理問題の恒久的解決のための協議開始に合意		1981年7月、レーガン行政府核不拡散政策発表 核拡散危険のない先進原子力開発計画のある国家に対する再処理及びFDR開発不干涉
1981年10月、日米共同決定・共同声明 ・1984年末まで再処理長期協定採決 ・協定採決まで東海再処理施設の210トン/年範囲内で運転 ・第2再処理工場に対する議論の再開		1982年6月、米行政府「プルトニウム政策」決定 日本・ECなど大規模原子力計画があり、核拡散の危険のない国家に対しては再処理などの規制は長期的に予測可能な方法で行う
	1982年6月、中川科学技術庁長官訪米 再処理に対する包括的事前同意方式の解決のための相互議論に合意	
第1回(1982年8月)-第10回(1984年9月) 協定改定せずに、現行協定に包括的同意方式を、導入する方向で協議 第11回(1985年5月)-第12回(1985年7月) 協定改定問題を一時保留、包括的同意方式の具体的内容に関する米国側の見解を聴取 第13回(1985年11月)-第15回(1986年6月) 十分な利点を得ることが可能なら、協定改定に応じる立場で協議(公式に協定交渉を開始) 1987年1月、新協定案は両国代表団合意		
1984年以後、前年共同決定の期間延長。長期協定期限を1988年12月31日とする内容の口上書を1987年12月に交換	1987年11月、日米新原子力協力協定に署名 1988年4月、米国議会承認 1988年5月、日本議会承認 1988年7月、発効	

### 資料3 日米原子力協定の概要及び構成



## **資料 4 改定日米原子力協力協定締結の利点**

### **1. 日米原子力協力関係の長期安定化**

旧協定のもとでは、再処理の共同決定、管轄外移転の事前同意は個別審査方式であるため、その時々米国の原子力政策上の主観的判断の関与（特に譲会におけるかかる判断の関与）により、我が国の原子力計画の円滑な運用が左右される恐れがあり、また、英・仏からの再処理回収プルトニウムの返還も米国のユーラニウムに対する個別の同意権に服するため、同様の不安定さをもっているが、協定を改正し包括同意方式（一定の条件を定めその枠内で個別の同意に係わる活動を一括に承認する方式）とすることにより、我が国の核燃料サイクル計画が長期的な見通しのもとで安定的に運用することが可能となる。当時東海再処理工場の運転が旧日米原子力協定の下では日米共同決定に基づき行われており、このため同決定の期限が一年ごとに再延長されるという煩雑な手続きを要していたが、包括同意により商素化されること、及び六ヶ所村における商業規模の再処理工場での再処理が包括同意化されることとなったことの意義は大きいと言える。（なお、米国にとっても、包括同意取極締結とともに旧協定の全面修正を行えば、米国の核不拡散法（NNPA）から要請されている、原子力協定における規制権が設定可能となるという利点があった。

### **2. 包括同意ネットワークの完結**

我が国は1982年8月の新日豪原子力協力協定の発効、1984年10月の日加原子力協力協定に係わる書簡の交換により、ウラン供給国たる豪・加両国との間で包括同意方式を導入し、協力関係の長期安定・円滑化を整えてきた。しかし、これら国の原料ウランの大部分を濃縮する最大の協力相手国たる米国との間では、個別同意方式がとられており、豪・加との包括同意方式の実体的利点は、我が国全体の原子力平和利用上余り大きくなかった。米国との間で包括同意方式を導入することにより、包括同意ネットワークが完結することとなり、豪・加両国との包括同意とあわせ、我が国の原子力平和利用上の関係諸国との協力の全体的円滑化が確保されることとなった。

### **3. 日米間の対等性・規制権の双務性の充実**

旧協定は、米国から日本への一方的な資機材や核燃料の供給を前提としており、そのため再処理の事前同意権、照射済燃料の形状・内容の変更の事前同意権、保障措置、返還請求権等について、米国による片務的規制となっていた。協定改正により、規制権は双務的規定となり、我が国の原子炉関連資機材の輸出を考えれば、我が国の原子力対外協力上の平和利用確保がなされたといえる。

#### 4. 核不拡散努力の強化

日米という原子力平和利用分野での先進国が共通の核不拡散政策に立脚した協定を結ぶことにより、世界の核不拡散体制強化に資することになった。

#### 資料5 日米原子力協力協定(改正)の骨子

この協定は、前文、本文(16カ条)、末文及び2つの附属書から成っており、これに関連して合意議事録が作成されている。また、実施取極は、前文、本文(3カ条)、末文及び5つの附属書から成っており、これに関連して合意議事録が作成されている。これらの主な内容は次の通り。

1. 両国政府は、専門家及び情報の交換、核物質等の供給並びに役務の提供等について協力し、この協力は、この協定の規定及び各々の国において効力を有する関係条約等に従う。
2. この協定の適用を受ける核物質等については、両国政府が合意する場合には、貯蔵、管轄外移転、再処理、形状又は内容の変更及び20%以上の濃縮を行うことができる。両国政府は、貯蔵、管轄外移転、再処理及び形状又は内容の変更に関する合意の要件を、長期性、予見可能性及び信頼性のある基礎の上に満たす別個の取極を締結する。
3. この協定の適用を受ける核物質には、適切な防護の措置がとられる。
4. この協定の下での協力は、平和的目的に限って行われる。この協定の適用を受ける核物質等は、いかなる核爆発装置のためにも、いかなる核爆発装置の研究又は開発のためにも、いかなる軍事的目的のためにも使用してはならない。この規定の遵守を確保するため、この協定の適用を受ける核物質は、国際原子力機関の保障措置等の適用を受ける。
5. いずれか一方の政府が、この協定の規定に従わない場合等の一定の場合、他方の政府は、この協定の下でのその後の協力を停止し、この協定を終了させて、この協定の適用を受ける核物質等の返還を要求する権利を有する。
6. 旧日米原子力協定は、この協定が効力を生ずる日に終了し、旧協定の下で開始された協力はこの協定の下で継続され、旧協定の適用を受けていた核物質等は、この協定の適用を受ける。
7. 両国政府は、この協定の解釈又は適用に関し問題が生じた場合等において相互に協議するとともに、両国政府間の交渉等によっては解決されない紛争については、その決定が両国政府を拘束する仲裁裁判に付託することを合意することができる。
8. 実施取極においては、この協定上規制の対象となる貯蔵、管轄外移転、再処理及び形状又は内容の変更について、それらが両国において合意された施設において行われること等の一定の条件が満たされる場合には、両国政府が合意すること等が規定されている。

## 資料 6 日米原子力協力協定の構成とその概要

日米間で合意される文書は、各種規制権（両当事国間の事前合意）等を規定する原子力協力協定及び附属書（以下本協定）並びに右事前同意を予め包括的に行う本協定第 11 条の実施取極及び附属書（以下包括同意取極）から成っており、それぞれについて合意された議事録が作成されているが、それらの主要な内容は次の通りである。

### 1. 協定本体

#### (1) 核物質等の定義

本協定の適用上、核物質、設備、資材及び施設、機微技術等の意味が規定されている（第 1 条）。このうち設備及び資材の具体的対象物については、更に附属書 A に具体的に掲げられている。

#### (2) 原子力の平和的利用のための両国政府間の協力

両国政府は、専門家及び情報の交換、核物質等の供給並びに役務の提供につき協力することを規定している（第 2 条）。

(3) 貯蔵、管轄外移転、再処理・形状内容の変更及び本協定に基づいて受領された核物質等を貯蔵、管轄外移転、再処理、形状内容の変更又は濃縮（20%以上）する際には、両国政府の事前の合意を要することを規定している（第 3 条、4 条、5 条、6 条）。

#### (4) 核物質防護

本協定に基づいて受領された核物質等については、適切な防護の措置がとられなければならないことが規定される（第 7 条）。特に核物質については、防護の水準の指針を附属書 B に具体的に規定している。

#### (5) 平和的目的の限定と保障措置

本協定に基づく協力は、平和的目的に限って行われ、本協定に基づいて受領された核物質等は、いかなる核爆発装置の研究又は開発のためにも、また、いかなる軍事的目的のためにも使用してはならないことが規定されている（第 8 条）。更に、このため、両国政府は本協定に基づいて受領された核物質等に関し、各々の国際原子力機関との保障措置協定に基づく保障措置等が適用されることが規定されている（第 9 条）。

#### (6) 包括同意取極

第 3 条、第 4 条及び第 5 条により規律される活動に関し、右活動を長期かつ安定的な基礎の上に行うため、別個の取極を作成することが規定されている（第 11 条）。

#### (7) 協力の停止

一方の当事国が一定の規定等に対する違反があるときには、他方の当事国は以後の協力の停止、本協定の終了、又は、本協定に基づいて移転された核物質等の返還を要請する権利を有することを規定している（第 12 条）。

## (8) その他

旧協定の終了を規定するとともに、旧協定下で開始された協力は、本協定の規定に従って継続すること（第 13 条）、本協定の解釈又は実施から問題が生じた場合の措置につき規定している。また、附属書の修正、本協定の効力発生、効力存続期間、本協定の改正についての協議等について規定している（第 15 条及び第 16 条）。

### 合意された議事録

関連の合意された議事録では、次の諸点等が確認されている。

- ☆米国政府は核物質等の日本国への供給につき努力すること。
- ☆本協定の規定は、原子力の平和的利用の推進を妨げるために利用されないこと。
- ☆両国内において現在適用されている核物質防護措置は適切であること。
- ☆核兵器のための技術と平和的目的のための技術とを区別することが不可能な場合には、平和的目的には右技術を含まないこと。
- ☆核物質等の在庫目録を毎年交換すること。
- ☆米国における保障措置関連措置は本協定にいう保障措置の要件を満たしていること。
- ☆旧協定により規律されていた核物質等の目録を作成すること。
- ☆両当事国政府は一方政府の要請に基づき、核物質等の防護の措置及び保障措置の適用に関する問題につき協議を行うこと。

## 2. 包括同意取極

本協定第 11 条に、本協定第 3 条、第 4 条、第 5 条により規律される活動を長期安定的な基礎の上に行うための取極を作成することが規定されていることに基づき以下の規定がなされている。

- (1) 協定第 3 条（貯蔵）、第 4 条（管轄外移転）及び第 5 条（再処理、形状内容の変更）の活動に対する包括同意。両国が附属書に記載されている施設での再処理・形状内容の変更、貯蔵、附属書に記載されている施設間の使用済燃料の管轄外移転に合意すること。
- (2) 両国が文書により指定された第三国への原料物質及び低濃縮ウランの移転に合意すること。
- (3) 両国は第三国に当該第三国の施設が附属書に記載されていることを通告し、必要な場合には両国が第三国に再処理・形状内容の変更、貯蔵、照射及び関連核物質の返還（回収プルトニウムの場合は附属書に規定された指針に従うことが必要）に同意を与えること。
- (4) 一定量以下の核物質の形状内容の変更、未照射核物質の管轄外移転等について同意を与えることが規定されている（第 1 条）。
- (5) 附属書の修正  
附属書の修正、管轄内施設及び第三国施設の追加・削除の手續等について規定されている（第 2 条）。

## (6) 取極の発効・停止

実施取極の発効、有効期間、停止の要件等が規定されている（第3条）。

## (7) 附属書

附属書1には再処理・形状内容の変更、貯蔵に係わる施設。

附属書2にはプルトニウムが存するその他の施設。

附属書3には実施取極第1条に関するその他の施設。

附属書4には計画中又は建設中の施設で、附属書1、2、又は3に追加されることが予定される施設。

附属書5には回収プルトニウムの国際輸送のための指針が記されている。

## 合意された議事録

合意された議事録では、次の諸点等が確認されている。

☆各政府は、本取極第1条に定める活動に関する情報等を提供すること。

☆核物質は第3国へ移転される場合の確認。

☆両当事国政府は、両国が合意した保障措置概念を国際原子力機関が適用できるように努力すること。また、保障措置概念を修正する必要が有る場合には、両当事国政府は速やかに協議すること。

☆核拡散の危険又は国家安全保障への脅威の著しい増大がひとえに特定の施設又は活動のみ関係する場合には、本取極第1条で与えられた合意は当該施設又は活動についてのみ停止することができること。更に、第三国の行為等は本取極第1条で与えられた合意を停止する根拠として引用されないこと。

## 3. 協定に関わる両国政府の書簡等

### 3.1 政府間口上書

(1) 米国の濃縮施設及び再処理施設における本協定対象核物質の平和利用担保に関する往復口上書：本協定の合意議事録9. (d)にいう「両当事国政府にとって満足できる取極（arrangements）」について、日米にとって満足出来るものであることを確認。

(i) 米国のガス拡散濃縮コンプレックスについては、米国が我が国及びIAEAに対し同施設への協定対象核物質のフロー、同施設からの濃縮ウラン払い出し及び移転先等に関するデータを提供。

(ii) 米国における研究炉使用済み燃料の再処理施設については、我が国より米国に使用済み燃料の移転を事前通報、米国はキャンペーン毎に回収ウラン及びプルトニウムの数量、再処理後の移転先等を通報。

(iii) 上記データ等について問題の生じた場合には随時両国間で協議。

## **(2) 遡及効の適用を受ける設備、核物質に関する往復口上書**

本協定の合意議事録に従い、本協定第 13 条 2 により本協定上の規制権が適用される旧協定対象設備リストで具体的に特定する。同様に本協定の規制権の適用を受ける核物質についても早期に両国間でリストを作成するための討議を行う旨を確認。

## **(3) 少量核物質使用施設の指定に関する往復口上書**

包括同意取極第一条 2 (a) 及び (b) に基づき、少量の核物質に係わる形状・内容の変更、再処理、移転等につき包括的に事前合意を行うため、両当事国及び第三国に於ける関係施設を予め指定し、併せて右指定施設のリストを将来変更するための手続きを両当事国政府間で設定。

## **(4) 照射の原料物質及び低濃縮ウランの移転先国の指定に関する往復口上書**

包括同意取極第一条 1 (b) に基づき、未照射の原料物質及び低濃縮ウランの第 3 国移転につき事前合意を行うため、移転先の第三国を予め指定。

## **(5) 商業規模の再処理施設等に係わる保障措置概念に関する往復口上書**

包括同意取極第 2 条 2 (b) (1) 及び 4 (b) に基づき、同取極附属書 4 (建設計画中の施設リスト) に記載の商業規模再処理施設、プルトニウム燃料加工施設及びプルトニウム貯蔵施設を包括同意の枠組のなかに取組むことを確保するため、予めこれらのダイブの施設に適用されるべき保障措置概念 (各タイプの施設に共通して適用される一段原則とそれぞれのタイプの施設毎に適用されるそれぞれの保障措置方法から構成) を両当事国政府間で合意。

## **(6) FBR “もんじゅ” の保障措置概念に関する往復口上書**

包括同意取極の合意議事録 5 に基づき、同取極附属書 4 第 5 項 (b) に記載の FBR “もんじゅ” (プルトニウムの照射施設) につき両当事国政府が受諾可能な保障措置概念を早期に作成するため協議するとともに双方が受諾した保障措置概念に従い I A E A が保障措置を適用することができない場合の協議手続きを設ける旨合意。

## **(7) ATR “大間” の保障措置概念に関する往復口上書**

包括同意取極附属書 4 第 5 項 (a) に記載の ATR について、同附属書 2 に記載の原子力炉と同様の保障措置手法が適用されるプルトニウム照射施設ではあるが、これに適用される保障措置概念を米側に自発的に通報する我が方口上書と米側の右受領確認の口上書。

## **(8) 核燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF) の保障措置概念に関する往復口上書**

包括同意取極第 2 条 2 (b) (i) 及び 4 (b) に基づき、同取極附属書 4 第 6 項に記 “NUCEF について、これを包括同意の枠組のなかに取込むことを確保するため予め当該施設に適用される保障措置概念を両当事国政府間で合意。

## **(9) 通告手続きを定める往復口上書**

本協定合意議事録 8 に基づき、保障措置の見地から自国の協定対象物の在庫を年 1 回通告 (米国においては同合意議事録 9 (e) に基づき更に関係核物質を施設毎にトレース) するため及び、包括同意取極合意議事録 1 (a) に基づき包括同意対象活動の状況を通告するための

手続きを記載。

#### **(10) 包括同意取極の実施に関する米・ユーラトム間の往復口上書**

包括同意取極第1条の関係条項を明示しつつ、協定対象核物質（我が国からユーラトムに移転前に通報）がユーラトム域内にある間は米・ユーラトム原子力協力協定の対象とされること、我が国からユーラトム域内にある同取極附属書1の施設その他指定される施設に移転された核物質が我が国に返還される場合、米国は所定の条件でユーラトムに対し右移転に係わる同意を付与すること等を米・ユーラトム間で合意する往復口上書。

#### **(11) 包括同意取極の実施に関する米・ノルウェー間の往復口上書**

包括同意取極第1条の関係条項を明示しつつ、協定対象核物質（我が国からノルウェーに移転前に通報）がノルウェー内にある間は米・ノルウェー原子力協定協力協定の対象とされること、我が国からノルウェーのハンデン原子炉施設に移転された核物質が我が国へ返還される場合につき、米国はノルウェーに対し右移転に係わる同意を付与すること等を米・ノルウェー間で合意する口上書。

### **3.2 交渉代表者間書簡**

#### **(1) 第三国との公平確保に関する米側書簡**

将来、米国が本協定及び包括的同意取極と類似の協定、取極を締結するにあたり、規制権の内容等につきより有利な取扱を当該第三国に対し許容することとなる場合には、本協定及び包括同意取極の改正を含め、我が国政府に同様の取扱を行うため最大限努力する旨の米国政府の意図を確認した書簡。

#### **(2) 核不拡散政策に関する日米間の往復書簡**

本協定、及び包括的同意取極の案文交渉の過程で両国政府関係者間に行われた核拡散防止に係わる両国政府の政策意図に関する討議をふまえて、NPT核不拡散体制の重要性、第三回NPT再検討会最終宣言の幾つかの動告、有効な原子力輸出規制を引き続き確保するための協力、IAEA保障措置の改善に向けての協力等に言及しつつ両国政府の政策的な立場を記録した書簡

#### **(3) プルトニウム国際輸送のガイドラインに関する日米間の往復書簡**

附属書5回収プルトニウムの国際輸送のための指針

##### **(A 航空輸送)**

1. 輸送は、英国又はフランスの飛行場から、北極経由又は自然の災害若しくは社会の騒乱の生じている地域を避けるように選定されたその他の経路で、日本国の飛行場まで、専用貨物航空機により実施される。
2. 個々の船積みの前に、個々の輸送について実施される特定の取決めを記載する輸送計画が作成される。当該計画は、荷送人、荷受人及び運送人の間の調整を通じ、かつ、関係

当局との適切な連絡及び協議を通じて事前に確保される両当事国政府、移転国政府及び輸送経路国の協力及び援助を得て、作成される。輸送計画には、次の措置を含む。

- (a) 輸送には、積荷の常時監視及び防護に責任を有し、かつ、乗務員から独立した武装護衛者が同行する。武装護衛者は、関係各国の法令に従って行動する。
- (b) 輸送に主要な責任を有する者（例えば、乗務員、護衛者及びオペレーション・センターの地上要員）の信頼性が確認される。
- (c) すべての飛行場において、盗取又は妨害行為から守るため、警察を含む関係当局の協力を得て又は他の武装要員を使って航空機への接近を制限することにより、実現可能な最大限度において、航空機の隔離が確保される。
- (d) 輸送容器は、航空機の墜落の際にもその健全性を維持するように設計され、かつ、認定される。これらの輸送容器は、許可を得ていない者が核物質に接近することを防ぐために施錠され又は封印されるコンテナに収納される。個々の輸送コンテナには、墜落の際に位置の特定を容易にするため、応答器又は発信器を装備する。

## **(B 海上輸送)**

- 1. 輸送は、英国又はフランスの港から、自然の災害又は社会の騒乱の生じている地域を避けるように、かつ、積荷及び輸送船の安全を確保するように選定された経路で、日本国の港まで、専用輸送船により実施される。輸送船は、輸送途上においては事前に予定する形での寄港を行わない。緊急時における寄港は、2に規定される輸送計画に記載される手続に従つてのみ行われる。
- 2. 個々の船積みの前に、輸送について実施される特定の取決めを記載する輸送計画が、輸送される核物質の適切な防護を特に確保するため、作成される。当該計画は、荷送人、荷受人及び運送人との調整を通じ、かつ、関係当局との適切な連絡及び協議を通じて事前に確保される両当事国政府、移転国政府及び必要な場合にはその他の政府の協力及び援助を得て、作成される。輸送計画には、次の措置を含む。
  - (a) (i) 輸送船には、武装し及び装備を有し、かつ、輸送船の乗組員から独立した護衛者が乗船する。船上の護衛者は、積荷の常時監視及び防護に責任を有し、関係各国の法令に従って行動する。
  - (ii) 輸送船は、出発から到着まで、武装護衛船によって護衛される。ただし、輸送計画に記載される代替安全措置が、武装護衛船による護衛のないことを効果的に補填する場合には、この限りでない。
- (b) 輸送に主要な責任を有する者（例えば、輸送船の乗組員、輸送船上の護衛者及びオペレーション・センター要員）の信頼性が確認される。
- (c) すべての港において、盗取又は妨害行為から守るため、警察を含む関係当局の協力を得て又は他の武装要員を使って輸送船への接近が制限される。

- (d) 海上における積荷の移動を防ぐための措置が講じられる。この措置には艀そう口の開閉装置及び船上のデリック装置又はクレーンを作動不能にすることが含まれる。輸送容器又は輸送コンテナは、許可を得ていない者が核物質に接近することを防ぐために施錠され、かつ、封印される。個々の輸送容器又は輸送コンテナには、事故の際に位置の特定を容易にするため、応答器又は発信器を装備する。
- (e) 輸送船には、通常の航行通信器とは別個の通信系であつて実用化された先端技術を用いた信頼性のあるものを装備する。この通信系は、(i) 輸送船からオペレーション・センターに輸送船の位置及び積荷の状況の情報を自動的に、かつ、安全確実に送信する能力並びに(ii) 輸送船乗組員の介在なしに乗船護衛者とオペレーション・センターとの間の別個の、かつ、安全確実な通信を可能にする能力を有する。
- (f) 利用可能な先端技術を用いて出発から到着まで継続的に輸送船の位置及び積荷の状況を監視する責任を有するオペレーション・センターが設置される。オペレーション・センターと輸送計画において指定された関係当局のコンタクト・ポイントとの間で通信経路が確立される。
- (g) 詳細な緊急時計画が事前に作成される。これらの計画においては、想定される緊急時の状況並びに当該状況下での輸送船の乗組員、船上の護衛者、護衛船及びオペレーション・センター要員のとるべき行動が示される。これらの計画においては、輸送計画において指定された関係当局のコンタクト・ポイント及び責任分担が示される。
- (h) 指定された各関係当局が、前記の防護措置の効果的な実施を確保するため必要とされる特定の計画を、適当な場合には他の関係当局との協議並びに荷送人、荷受人及び運送人との密接な連絡を通じて作成した旨の確認が、当該各関係当局から得られる。

### 2.3 核物質の多国間管理構想等

ウラン、プルトニウム等の核分裂性物質は、発電炉等の平和利用で人類に多大な恩恵を与える一方、核兵器等に転用された場合、計り知れない被害をもたらすいわゆる両刃の剣である。従つて、平和利用の果実を世界に敷衍すると同時に核兵器の拡散を防止する手立てが重要となる。核物質の多国間管理構想は、この認識を踏まえて、ウラン、プルトニウム等を国際機関あるいは多国間の厳重な管理下に置き、平和利用と拡散防止を両立しようとする試みである。

古くは、第二次世界大戦後の1946年6月、米国が提案した「**バルーク提案**」がその最初の構想であつた。これは、国際連合(国連)の中に国際原子力開発機関を設置して核物質等を管轄し、希望国に貸与する方式を想定したもので、一切の原子力活動をその統制下に置くとともに究極的には核兵器の製造停止と処分も目指していた。しかし、当時、密かに核兵器の開発を行っていたソ連(同国の最初の核実験は1949年8月)は、同提案はソ連への牽制を企図した米国の核優位・核独占であるとして拒否したため、実現に至らなかった。

国際管理の最初の成功事例は、**国際原子力機関(IAEA)**の設立である。ソ連に次いで1952

年 10 月、英国が 3 番目の核兵器保有国となるに至り、新たな核兵器国の出現防止が世界的な関心事となった。1953 年 12 月、当時の米国アイゼンハワー大統領が国連総会において Atoms for Peace 演説を行い、国際原子力機関を設立し、この機関が各国政府から供出された核物質の保管・貯蔵・防護と原子力平和利用の促進に当たることを提案した。これを契機として IAEA 創設の気運が高まり、国連等を通じて準備が進められ、1957 年 7 月、IAEA 憲章が発効し、IAEA が発足した。「保障措置と検認」「安全とセキュリティ」「科学技術の移転」が IAEA のミッションの 3 本柱とされ、年々、加盟国数の増加とともに活動規模が拡大し、現在、原子力の平和利用を担保する国際機関としてのゆるぎない地位を確立し、全世界の信任を得ている。

1970 年代にはインドの核実験により再び核拡散の懸念が呼びさまされ、新たな核物質の多国間管理構想が提案されることとなった。

その一つ目は「**地域核燃料サイクルセンター (RFCC: Regional Nuclear Fuel Cycle Center)**」で、1975～1977 年、IAEA が提唱して再処理及び廃棄物処理等、核燃料サイクル施設のバックエンドの多国間管理に重点を置いて、その経済性、安全性、保障措置及び核物質防護に関わる諸点に検討を加えた。1977 年に発出された検討グループ報告書で、多国間管理に関するいくつかの利点が報告されたものの、プルトニウム需給逼迫への懸念が緩和されたことにより、特段のフォローアップは行われなかった。

二つ目は「**国際核燃料サイクル評価 (INFCE: International Nuclear Fuel Cycle Evaluation)**」で、当時の米国カーター大統領が核拡散防止の観点から核燃料サイクルを評価することを提唱し、59 ヶ国、5 国際機関が参加して 1977～1980 年に実施された検討活動である。核燃料サイクルの分野毎に 8 つの作業部会と各作業部会間の技術的調整を行うための技術調整委員会が設置され、2 年 4 ヶ月にわたる検討作業の後、1980 年 2 月に各作業部会報告書及び技術調整委員会報告書を採択した。検討課題の最大の争点は「ワンススルーサイクルと再処理プルトニウム利用サイクルの 2 つの核燃料サイクルを比較して、どちらが核拡散リスクが小さいか」ということで、国際的に再処理を廃絶して核不拡散の強化を狙う米国と、平和利用の権利の損害を拒む欧州・日本等の利用国の主張が真っ向から対立する構図となった。検討の結果、「ワンススルーサイクルにしても使用済燃料中にプルトニウムがある以上、長期間貯蔵に伴い核拡散の危険が存在し、再処理プルトニウム利用サイクルに比べて長期的にみて特に核不拡散上優位ではない」との評価となった。また、濃縮・再処理施設の多国間管理については以下のように結論づけている。

- 再処理施設：経済性の観点及び世界全体として施設の数あまり増やすべきでないとの核不拡散上の観点から、先ず原子力先進国が自国内に大規模な再処理プラントを建設し、原子力後発国に再処理サービスを提供すれば良いであろう。
- 濃縮施設：核不拡散の観点から施設の数できるだけ少なくし、需要に見合った形で

濃縮能力を拡張することが望ましく、大規模原子力発電国及び大規模ウラン資源国のみが一国単位の濃縮施設を作る立場にあろう

以上のように、核燃料サイクルの個別技術体系の評価に主眼が置かれ、地域枠組みのような構想の提案には至らなかったが、INFCEで議論された国際管理の概念に基づいて、以下の3つの構想が提案され検討が進められた。

その第一は「**プルトニウム国際貯蔵 (IPS: International Plutonium Storage)**」である。これは、再処理により抽出されたプルトニウムのうち余剰なプルトニウムをIAEAに預託し、国際的な管理の下で貯蔵することにより、プルトニウムが軍事目的に転用されることを防止する措置を強化しつつプルトニウムの平和利用を推進しようとする構想で、IAEA エクランド事務局長(当時)の提唱により、憲章第12条A5項のスキームを確立するための専門家会合として1978年12月より検討が開始された。

会合では、国際プルトニウム貯蔵の制度的スキームとして、西側先進国案(核不拡散の強化とプルトニウムの円滑な平和利用を主眼としたA案)、開発途上国案(プルトニウムの所有者が「余剰」と考えたプルトニウムのみを対象とするなど、制度上の規制を極力緩和しようとするB案)、資源国案(IAEAによる強い規制を課す、オランダ、スウェーデン及びオーストラリアのC案)の3案が提示された。

終始、各案の支持国の意見が対立し、最終的に三案併記の形で報告書がまとめられ1982年10月IAEA理事会への報告をもって専門家会合レベルの検討を終了した。その後、IAEA理事会の場で、IPSの今後の取り組み方について検討がなされたものの調整がつかず、1984年2月を以って、1984年度の予算は凍結するという決定がなされて以降、特段の動きは見られない。

第二は「**使用済燃料国際管理 (ISFM: International Spent Fuel Management)**」である。原子炉から取り出される使用済燃料が将来、再処理量及び貯蔵容量をはるかに上まわることが世界的に予想されることから、核不拡散の観点からこれを国際的に貯蔵し、管理しようとする構想である。22ヶ国、3国際機関が参加し、1979年6月、ウィーンのIAEA本部で開催された第1回専門家会合において検討が開始され、1982年7月の最終会合まで6回にわたり、国際使用済核燃料管理の事業化において必要となる国際合意の要点について議論した。併せて設置されたサブ・グループでは、技術、経済、制度、法律及び手続きに関する検討が行われ、暫定貯蔵に適した種々の貯蔵技術、使用済燃料管理を促す要因、本構想に関連するIAEAの役割等が示された。使用済核燃料管理問題が、先進国並びにその他の国々のいずれにも具体的解決を迫られている共通の価値であること、各国の利害に直接触れるような問題に立ち入らなかったことなどから、原子力先進国、開発途上国、NPT未加入国ともに大きな意見

の相違が顕在化することなく、合意に達し、最終報告書がとりまとめられた。しかし、実際に適当な立地点を特定できなかったため、本構想が実現に向けて動き出すことはなかった。

そして第三は「**供給保証委員会 (CAS: Committee on Assurances of Supply)**」である。核燃料等の供給保証は、濃縮・再処理施設建設のインセンティブを減少させて核不拡散に寄与する期待の一方、原子力供給国が必要以上に原子力資材、技術の移転を制限するのではないかとの懸念が開発途上国の中にあった。このため、核不拡散を確保しつつ原子力資材、技術及び核燃料サービスの供給をいかに保証するかを検討し理事会に助言するため、エクランド事務局長の提唱に基づき48の参加国、2国際機関のオブザーバーにより1980年に設置された。併設されたワーキング・グループにおいて、国際協力の原則、緊急事態とバックアップ・メカニズム、原子力協力協定改定のメカニズムを議論し、供給保証のメカニズムとしての国際枠組みについて構想の実現を図ったが、核兵器国と開発途上国の対立が顕在化して参加国の合意に至らず、1994年の理事会報告を最後に活動を停止した。これは、当初から存在した、供給保証の見返りに開発途上国の原子力活動を規制しようとする西欧先進国と自由な原子力開発の権利を主張する開発途上国の対立に加えて、1980年代に米国の電力需要予測が大幅に低下して原子力発電所の核燃料発注がキャンセルされたこと、1990年代に旧ソ連の解体核由来の濃縮ウランが市場に放出されたこと等により、核燃料供給に関する不安が解消され、関係国の供給保証に対する関心も低下したことが一因に挙げられる。

2000年代に入り、いわゆる原子力カルネサンスの潮流の中で新たに原子力発電炉の導入を計画する新興国が増え、同時に核拡散の懸念が増大してきたことを受け、2003年10月、当時のエルバラダイIAEA事務局長は機微技術や施設の拡散を防ぐために、これらの施設を多国間で管理する構想を提案した。これは、

- 兵器に転用可能なウラン、プルトニウム等の民生用の加工は多国間管理の施設に限定。
- 原子力システムは、核兵器の製造に利用できるような物質を使用しない設計にする。
- 高濃縮ウランを使用している施設は、低濃縮ウランを使用するように変更。
- 使用済燃料と放射性廃棄物の管理と処分について多国間管理のアプローチを検討。

という内容で、この寄稿を発端に、核燃料供給保証に関する国際的な議論が展開し、IAEAや多国間で、様々な燃料供給保証の構想が提案された。このうち、実際に枠組みの実現に至ったのは、次に挙げる国際ウラン濃縮センター及びIAEA低濃縮ウランバンクの提案である。

「**国際ウラン濃縮センター (IUEC : International Uranium Enrichment Center) 及び同センターでのLEU備蓄 (ロシア提案)**」

濃縮役務の提供及び供給保証用ウランの備蓄を行うため、アンガルスに各国の出資により国際ウラン濃縮センター（IUEC）を設立するもので、概要は以下のとおり。

- IUEC は、濃縮役務及び貯蔵役務の提供を行う。
- 主に自国内でウラン濃縮の技術開発を行っていない国に対してウランの供給を行う。
- ウラン濃縮技術に関する情報は出資国には提供しないブラック・ボックス方式。
- 供給保証用に 100 万 kW 級原子炉の取扱燃料 2 回分に相当する 120 トンの濃縮ウラン（濃縮度 2 ～ 4.9%）を備蓄しロシアが管理する。

2007 年 8 月に、当初の出資国であるロシアとカザフスタンが IUEC 設立に関する合意書に署名して設立された。2008 年 1 月に、ロシアが IUEC に保障措置を適用することを決定し、2009 年 5 月には、IUEC における低濃縮ウラン備蓄の概要等を記載した文書を IAEA 6 月理事会で加盟国に提示した。2009 年 11 月、提案についてロシア - IAEA 間の協定、ロシア - 受領国間のモデル協定が IAEA 理事会で承認され、IUEC が正式に発足した。出資国はその後増え、2019 年 7 月現在、当初の 2 ヶ国のほかウクライナ、アルメニアが加わっている。

#### 「IAEA 低濃縮ウランバンク（IAEA LEU Bank）（核脅威イニシアティブ NTI 提案）」

2006 年 9 月に、米国に本部を置く核脅威イニシアティブ（NTI：Nuclear Threat Initiative）から提案されたもので、独自の核燃料サイクルの機能を持たないことを決定した国に対する支援を目的として IAEA が所有し管理する供給保証用の核燃料バンクの創設を呼びかけた<sup>2.3-1)</sup>。

これを受けて、核燃料バンクの具体的な構成、設置場所、供給条件等を IAEA 理事会において議論したが、当初の目的である濃縮・再処理のための機微技術へのアクセス制限を核燃料バンクからの濃縮ウランの供給条件とすることは、NPT で謳われている原子力平和利用の権利を侵害するものであるとの反対が途上国を中心であり、バンク設立が進まなかった。

そこで供給条件を見直して、バンクを利用しても自国の核燃料サイクルの確立あるいは開発の権利放棄は求めないこととして途上国の反対を緩和させた結果、2010 年 12 月の IAEA 理事会にて漸くバンクの設立が承認された。2011 年



写真 2-12 IAEA とカザフスタン政府が IAEA バンク設立に係る協定に署名（2015 年 8 月 27 日）

#### 参考文献

2.3-1) IAEA “Nuclear Threat Initiative Commits \$50 Million to Create IAEA Nuclear Fuel Bank”, <http://www.iaea.org/NewsCenter/PressReleases/2006/prn200616.html>.

1月にはカザフスタンがバンク施設の受入れを表明し、サイト候補地に対する安全・核セキュリティ・保障措置等の様々なインフラ整備状況に対する技術評価、保障措置・安全・核物質防護上の措置等を規定するホスト国協定の締結交渉が進められ、2015年8月、バンクをカザフスタンに設置することが正式に決定された<sup>2.3-2)</sup>。

その後、バンクサイトに新設する低濃縮ウランの貯蔵施設・設備の設計がIAEA安全基準及びセキュリティ指針に規定されている条項に合致している旨の確認を経て、これらの施設の建設が進められ、2017年8月、バンク施設の竣工式が行われ、2018年11月には、低濃縮ウランの調達契約が結ばれるなど、バンクの実運用に向けた準備が順調に進んだ。2019年10月、IAEAは「バンクの専用施設で初の低濃縮ウランの受入れを行い、同バンクが正式に設立され運用を開始したことを発表した<sup>2.3-3)</sup>。

なお、バンクからの燃料供給は、IAEA加盟国において、核不拡散以外の例外的な事由により商業市場からの低濃縮ウラン燃料調達が不可能となった場合、当該国からの要求により最後の手段として発動させるもので、通常の商業プロセスとは異なるものである。バンクからの供給に際し、濃縮ウラン供給の途絶の事実と、当該国がIAEAと包括的保障措置を締結し遵守していることが受領国の条件となっており、また、受領国は、供給された濃縮ウランを発電炉の燃料製造のみに使用し、核兵器・核爆発装置・軍事目的に使用してはならないこと、関連する全てのIAEA保障措置・安全基準・核物質防護措置を常時適用することが義務づけられている。供給された濃縮ウランの再濃縮・再処理・再移転・再輸出は、IAEAの同意が必要とされている。

最後に、核燃料サイクル全般にわたる供給保証を構想したものとして、「**国際原子力エネルギー・パートナーシップ (GNEP: Global Nuclear Energy Partnership)**あるいは**国際原子力エネルギー協力フレームワーク (IFNEC: International Framework for Nuclear Energy Corporation)**」がある。

2006年2月に米国DOEが原子力利用に関する包括的なイニシアティブとして、国際原子力パートナーシップ (GNEP) 構想を打出し、以後、米国国内プログラムと国際協力の両面で燃料供給サービスの確立を含む様々な計画立案・評価活動を行ってきた。この中で行われた米国の将来とり得る核燃料サイクルオプションの不拡散影響評価<sup>2.3-4)</sup>では、使用済み燃料の引き取りを含む包括的かつ信頼性の高いサービスの可能性を最大限に保証でき、核不拡散上の利点が

---

#### 参考文献

- 2.3-2) IAEA NEWS: “IAEA and Kazakhstan Sign Agreement to Establish Low Enriched Uranium Bank”, <https://www.iaea.org/newscenter/news/iaea-and-kazakhstan-sign-agreement-establish-low-enriched-uranium-bank>.  
2.3-3) IAEA: “IAEA LEU Bank Becomes Operational with Delivery of Low Enriched Uranium”, <http://www.iaea.org/>  
2.3-4) “Draft Nonproliferation Impact Assessment for the Global Nuclear Energy Partnership Programmatic Alternatives”, December 2008, GNEP-Homepage:[http://nnsa.energy.gov/nuclear\\_nonproliferation/documents/GNEP\\_NPIA.pdf](http://nnsa.energy.gov/nuclear_nonproliferation/documents/GNEP_NPIA.pdf)

大であるとして、リサイクルオプションがワンススルーオプションに勝るとされた。同時に、各国に呼びかけ、GNEPの国際協力として、安全とセキュリティを確保しつつ、原子力エネルギーの平和利用を世界的に拡大するための、環境適合性を有し核拡散リスクの低減を果たす先進燃料サイクル技術の開発・導入を目指す多国間協力構想が進められた。この中で、ゆりかごから墓場までの燃料サービス(cradle-to-grave fuel service concepts)とのうたい文句にて核燃料供給保証、使用済燃料管理サービスに関する国際協力のアプローチの検討が行われた。

しかしながら、2009年4月、DOEが米国国内で商業規模の再処理を追求しないことを表明してGNEPの米国内活動を終了したことに伴い、国際協力の枠組みを維持するため、GNEPの国際協力の名称をIFNEC<sup>2.3-5)</sup>と変更し、再スタートした。

IFNECは日・米・英・仏・露等の原子力先進国を含む34の参加国と、31のオブザーバー国、IAEA等4つの国際機関で構成されている(2019年7月現在)。このうち、核燃料サービスWGが、国際的な核燃料供給の枠組み確立に関する協力支援を目的として、「ゆりかごから墓場まで」のサービスの商業レベルでの在り方について以下のような議論を行っている。

- ・信頼性がありコストに見合う燃料サービスの世界市場への提供
- ・核拡散リスクの低減に合致した原子力利用の開発に関するオプションの提供  
(機微な核燃料サイクル技術獲得の代替となり得る手段の創出)

また、これらのサービスが原子力エネルギーの開発、研究、生産および利用の権利を侵すことなく提供されるべきこと、廃棄物・使用済燃料管理の解決のための地域間のアプローチを含む計画と実施に対し協力と支援が重要であることを指摘している。

## 2.4 北朝鮮の核開発の歴史<sup>2.4-1)</sup>

### 2.4.1 原子力開発の経緯(CSAと冒頭査察まで)

北朝鮮は、1950年代からソビエト連邦社会主義共和国(ソ連)との原子力協力を進め、1960年代初めには寧辺原子力研究センターの建設を開始した。国際原子力機関(IAEA)との関係では、1974年にIAEAに加盟し、寧辺にあるソ連から提供されたIRT研究炉(IRT-2000)と燃料集合体、(及び臨界集合体)に対する保障措置協定(INFCIRC/66型)を1977年に締結した。その後、核不拡散条約(NPT)に1985年に署名し、包括的保障措置協定(INFCIRC/153型)を1992年に締結した。

---

#### 参考文献

- 2.3-5) IFNEC-Homepage:<http://www.ifnec.org>, 原子力委員会ホームページ:  
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryu2010/siryu34/siryu3.pdf>
- 2.4-1) 核不拡散動向(2019年9月24日版)JAEAホームページ:  
<http://www.jaea.go.jp/04/isn/archives/nptrend/index.html>

表 2-4 1992 年時点の北朝鮮の核施設

場所	施設名	仕様（出力、能力）、その他
寧辺	黒鉛減速炉：寧辺 1 号機	5MW(e)、8000 本（燃料棒数）
寧辺	黒鉛減速炉：寧辺 2 号機	50MWe、1986 年着工、建設中
寧辺	IRT 研究炉（IRT-2000）	8,000kW(t)（プール型研究炉）
寧辺	臨界実験装置	
寧辺	放射化学研究所（再処理施設）	使用済燃料にプルトニウム 2.5-7kg/年・生成の可能性
寧辺	核燃料棒製造施設	金属ウラン燃料棒製造、100 トン/年
寧辺	核燃料棒貯蔵施設	
平壤	未臨界実験装置	金日成総合大学内
泰川	黒鉛減速炉：泰川原子力発電所	200MWe、1986 年着工、建設中
博川	博川ウラン精錬工場	ウラン精鉱（イエローケーキ）の生産量 210 トンウラン/年
平山	平山ウラン鉱山・精錬工場	ウラン精鉱（イエローケーキ）の生産量 290 トンウラン/年
順川	順川ウラン鉱山	

包括的保障措置協定に基づき、北朝鮮は IAEA に対して冒頭報告を行い、それに基づいて 1992 年 5 月から査察が行われたが、北朝鮮が提出した情報と IAEA の査察結果との間に重大な不一致があることが発覚した。1993 年 3 月 IAEA 理事会は、北朝鮮に対して当該施設に対する特別査察を要求したところ、北朝鮮はこれを拒否して NPT からの脱退を宣言し、包括的保障措置の無効を主張した。この NPT からの脱退については、議論が分かれるところであるが、IAEA によると、仮に、NPT 上の保障措置が無効となった場合であっても、1977 年の INFCIRC/66 型が再適用されるべきとのことである。

#### 2.4.2 北朝鮮の核問題（最初の核危機）

北朝鮮の冒頭報告に基づく IAEA の査察において、重大な不一致が発覚し、IAEA は特別査察を要求したところ、北朝鮮は、1993 年 3 月、NPT から脱退する旨を国連安全保障理事会（安保理）に伝達し、第一次核危機が勃発した。安保理は、北朝鮮に対し、NPT 脱退の意思の再検討、保障措置協定の遵守、全ての加盟国に対して北朝鮮への決議受託と履行を説得するよう要請する安保理決議（SCR825）を行い、賛成 13、棄権 2（中国、パキスタン）で採択された。ガルーチ米国国務次官補（以下、当時の所属を示す）と姜錫柱（カン・ソクジュ）北朝鮮外務第一副相との間で米朝協議が行われ、NPT からの脱退が履行される同年 6 月 12 日の前日に共同声明がまとまり、北朝鮮は脱退の保留を宣言した。

北朝鮮による NPT からの脱退が回避され、再び IAEA の査察が実施されることとなったが、北朝鮮は、保障措置の履行は米国の北朝鮮に対する威嚇や敵視政策の放棄の見返りとして実施されるべきとの立場を取り、交渉は難航した。北朝鮮は 5MW (e) 黒鉛炉の使用済燃料の取り出しを行う等により、米朝間の緊張が、一触即発状態にまで高まった中、1994 年 6 月、米国カーター元大統領が非公式に訪朝し、金日成主席との会談を実現したことで、米朝の交渉

が開始された。

1994年10月、米朝枠組み合意が締結し、米国と北朝鮮は、北朝鮮の核開発関連施設の凍結及び北朝鮮への軽水炉提供を含む内容が米朝間で合意され、第一次核危機は沈静化した。

#### 米朝枠組み合意の概要

- ✓ 米国は、韓国、日本、欧州連合（EU）の協力を基に国際事業体・朝鮮半島エネルギー開発機構（KEDO：Korean peninsula Energy Development Organization）を組織し、同機構を通して、北朝鮮に二基の軽水炉を提供。
- ✓ 凍結の代替エネルギーとして、軽水炉の建設が完了するまでの期間、年間50万トンの重油を供給。
- ✓ 米国は、北朝鮮に対する核攻撃またはそれを示唆した脅しを行わないことを保証。
- ✓ 北朝鮮は、黒鉛減速炉と再処理施設の運転及び二つの黒鉛減速炉の建設を凍結し、兵器級プルトニウムの生産につながる核開発プログラムを、最終的には廃棄することに合意。
- ✓ 米朝が相互に連絡事務所を設け、国交正常化に向けて努力。
- ✓ 米国が北朝鮮に科している経済制裁や貿易制限を軽減。
- ✓ 北朝鮮内にある使用済燃料を安全に貯蔵し、北朝鮮内での再処理を行わない安全な形で処理する方法を米朝が協力して模索。
- ✓ 北朝鮮の核開発プログラムの廃棄を10年以内に完了。

### 2.4.3 北朝鮮の核問題（六者会合）

#### （1）新たな懸念

2002年10月、米国大統領の特使としてケリー国務次官補（東アジア・太平洋担当）の訪朝の際、ウラン濃縮疑惑について言及したのに対して、姜錫柱（カン・ソクジュ）北朝鮮外務次官がその存在を示唆したことで、北朝鮮の核開発疑惑が再燃した。北朝鮮がウラン濃縮プログラムの存在を認めたことを受け、同年12月、朝鮮半島エネルギー開発機構（KEDO）理事会は、北朝鮮への年間50万トンの重油の供給を停止した。これに対し北朝鮮は、同年12月、米朝枠組み合意によって凍結されていた核関連施設の封印及び監視装置を順次撤去し、IAEA査察官を国外追放し、北朝鮮の核開発活動を監視するすべは絶たれた。翌2003年1月、北朝鮮はNPTからの脱退を再度表明し、IAEA保障措置協定の無効化を宣言し、同年2月、1994年10月から凍結されていた寧辺の5MW（e）黒鉛減速炉を再稼働させ、2003年10月に、米朝枠組み合意の下で管理されていた約8000本の使用済燃料の再処理を完了したと発表した。2003年12月、KEDO理事会が軽水炉提供事業の停止を決定、米朝枠組み合意は事実上破棄され、同年12月、軽水炉提供事業の停止がKEDO理事会で決定し、2005年11月には事業を終了するとの認識で合意し、2006年5月に軽水炉事業の廃止が正式に決定された。

## (2) 北朝鮮の核保有の宣言

2003年8月、六者会合（日米中韓ロ及び北朝鮮）が組織され、北朝鮮の核開発問題取組みが開始した後も、核問題解決に向けた手順・取組方法に関する見解は米朝で大きな隔たりが存在していた。両者の見解の相違から、北朝鮮は六者会合参加を拒否し、核カードによる瀬戸際外交をエスカレートさせた。北朝鮮は、米国の「北朝鮮敵視政策」と「核による脅し」に対する非難を強め、「抑止力」としての核開発を正当化し、「核抑止力の増強」のために5MW(e)黒鉛減速炉を再稼動するとともに、5MW(e)黒鉛減速炉の使用済燃料の再処理を行うと警告した。2005年2月、北朝鮮は自らを「核兵器国」と位置付ける声明を発表し、初めて核兵器の保有を公に宣言し、さらに、ミサイル実験の一時停止合意の無効化と六者会合への参加無期限停止を宣言し、同年5月に日本海に短距離ミサイルを発射した。

## (3) 核危機のエスカレーション

六者会合が行き詰まり状態になる中、北朝鮮は再び核カードを用いた瀬戸際外交を展開し、緊張を高めていった。2006年7月、北朝鮮は「テポドン2」を含む7発のミサイルを発射し、これに対して国際安保理は、同年7月、北朝鮮のミサイル発射を非難する決議（SCR1695）を採択した。同年10月、北朝鮮は「安全性が徹底的に保証された核実験をすることになる」と核実験を予告、これに対し、安保理は北朝鮮に自制を求める議長声明を採択した。北朝鮮は、安保理による自制の求めに反し、同年10月、北朝鮮は同国北東部の咸鏡北道花台郡にて初の地下核実験を実施した。北朝鮮の実験強行に対し国際社会は強く反発し、北朝鮮に融和な政策を堅持してきた中国や韓国もこれまでになく強く北朝鮮を非難し、国連安保理は国連憲章第7章41条に基づく制裁決議（SCR1718）を全会一致で採択した。

### 核実験の実施概要と安保理決議 1718 の概要

- ✓ 国連安保理による制裁決議 1718（2006年10月14日、全会一致で採択）。
- ✓ 国連憲章第7章第41条（非軍事的制裁措置）。
- ✓ 北朝鮮との間の、兵器、大量破壊兵器計画に寄与する物資の取引の禁止の下で以下を決議。
  - ✓ 北朝鮮へのぜいたく品の輸出の禁止。
  - ✓ 北朝鮮の大量破壊兵器計画に関与、あるいは同計画を支援する個人、団体が保有、管理する資金、その他の金融資産等の凍結。
  - ✓ 北朝鮮の大量破壊兵器計画に関する政策に責任を有する個人に対する入国、または通過を認めることの禁止。
- ✓ 以上を実現する為に、必要に応じ、北朝鮮に出入する貨物の検査を含む、協調行動をとることを要請。

2007年2月に開催された六者会合にて、重油供給などを見返りとして、寧辺核施設の稼働停止・封印などの「初期段階措置」を始めとする核放棄プロセスを進めることに合意した。しかし、北朝鮮は凍結されたバンコ・デルタ・アジア（BDA）資金の返還を求め事態は停滞したものの、同年6月に送金が完了すると「初期段階措置」は履行された。同年9月、北朝鮮に対するエネルギー支援、米国がテロ支援国家リストから北朝鮮を除外する作業を開始することなどを「並行的に実施」するとの条件の下、寧辺の5MW(e)原子炉、使用済核燃料再処理施設、核燃料棒製造施設の「無能力化」と「すべての核計画の完全かつ正確な申告」を同年12月31日までに実施することに応じる成果文書「共同声明の実施のための第二段階の措置」の採択に合意した。同合意に基づき、北朝鮮は、11月、米国の専門家グループを受け入れ、無能力化に向けた作業が開始された。2008年8月、北朝鮮は核計画の申告書を提出し、米国はテロ支援国家指定の解除の手続きを開始した。しかし、検証メカニズムについての交渉は難航した。北朝鮮は無能力化を中断する一方で検証について米国と協議を行い、合意を得たことから、米国は2008年10月北朝鮮のテロ支援国家指定の解除を実施した。2009年4月、北朝鮮はミサイル発射実験を実施し、北朝鮮を非難する国連安保理議長声明が出されると、北朝鮮はIAEA査察官を追放するとともに、2009年5月には第2回核実験を実施した。

表 2-5 2019 年時点での北朝鮮の核施設

場所	施設名	仕様（出力、能力）、その他
寧辺	黒鉛減速炉：寧辺 1 号機	5MWe、8000 本（燃料棒数） 六者会合で無能力化に合意、実施したが、その後北朝鮮により復旧されたと考えられる。
寧辺	黒鉛減速炉：寧辺 2 号機	50MWe、1986 年着工、未完成
寧辺	軽水炉	100MW(t)、25~30MW(e)と推測、寧辺 1 号機の南側に建設中
寧辺	IRT 研究炉（IRT-2000）	8,000kW(t）（プール型研究炉）
寧辺	臨界実験装置	
寧辺	放射化学研究所（再処理施設）	220~250 トン/年（2.5-7kg/年のプルトニウム生成能力（推測） 2002 年以降に、パルス・カラムの設置、機械式脱被覆プロセス、及び金属プルトニウムへの転換工程を導入 六者会合で無能力化を実施したが、その後北朝鮮により復旧されたと考えられる。
寧辺	核燃料棒製造施設	金属ウラン燃料製造施設、100 トン/年 六者会合で無能力化に合意、実施された。
寧辺	核燃料棒貯蔵施設	
寧辺	ウラン濃縮施設（遠心分離法）、 核燃料棒製造施設工場内に建設	2000 機（6 カスケード）、 8000kgSWU/y（遠心分離機 1 機当たり 4kgSWU/y） 平均濃縮度：3.4%
平壤	未臨界実験装置	金日成総合大学内
泰川	黒鉛減速炉：泰川原子力発電所	200MWe、1986 年着工、未完成
平山	平山ウラン鉱山・精錬工場	ウラン精鉱（イエローケーキ）の生産量 290 トンウラン/年

これに対し国連安保理は、北朝鮮への追加的制裁を盛り込んだ国連安保理決議 1874 号（10 月 14 日）を全会一致で採択した。

2009 年以降、大青海戦（2009 年 10 月 11 日）、天安沈没事件（2010 年 3 月 26 日）、延坪島砲撃事件（2010 年 11 月 23 日）と、北方限界線近傍で軍事的な衝突が発生した。このため、六者会合の開催は困難な状況となった。

現在の北朝鮮の核施設（表 2-5（前頁参照））については、IAEA による検証は未実施ではあるが、2011 年に訪朝したヘッカー氏からの情報で、軽水炉ウラン濃縮施設が新たに追加された。

#### （4）北朝鮮による核実験

北朝鮮初の核実験を 2006 年 10 月に実施し、六者会議がまだ継続している 2009 年 5 月に第 2 回、2013 年 2 月に第 3 回の核実験を実施した。第 3 回の核実験では、包括的核実験禁止条約機関（CTBTO）準備委員会は、4 月 8、9 日に、核実験で発生した可能性が高い放射性ガス（キセノン）が、核実験後初めて日本の高崎観測所（群馬県）で検出され、同位体比から核分裂の発生日を推定した結果、及び大気拡散モデルを使用した放出源の推定解析結果等を総合的検討した結果から、今回の事象が 2 月の核実験に由来すると仮定しても矛盾がない旨判断したと発表した。

2016 年 1 月、北朝鮮は第 4 回の核実験を実施し、「初めての水爆実験が成功裏に実施された」と発表した。しかし、核爆発の規模は過去の核実験と大差なく、水爆として成功であったかについては懐疑的な見方が多い。同年 9 月、第 5 回となる核実験を実施し、「標準化、規格化された核弾頭の構造と動作特性、性能と威力を最終的に検討、確認した。」との声明を発表した。そして、2017 年 9 月、北朝鮮は 6 度となる核実験を実施し、「ICBM 用水爆の実験が成功裏に実施された」と発表した。観測された地震波から、過去に測定された実験に比べ、今回は 10 倍程度の威力があったと推定され、着実に威力が増強されていると考えられる。以下に各機関による分析結果を示す。

表 2-6 北朝鮮の核実験におけるエネルギーの各観測所の分析<sup>2.4-2)</sup>

核実験の実施日	気象庁 (Mj)	韓国気象庁	米国地質調査所 (Mw)	CTBTO (Mb)
2006 年 10 月 9 日	4.9	3.58	4.2	4.08
2009 年 5 月 25 日	5.3	4.5	4.7	4.51
2013 年 2 月 12 日	5.2	5.1	4.9	4.92
2016 年 1 月 6 日	5.0	4.8	5.1	4.82
2016 年 9 月 9 日	5.3	5.04	5.3	5.1
2017 年 9 月 3 日	6.1	5.7	6.3	6.07

Mj：気象庁マグニチュード、Mw：モーメントマグニチュード、Mb：実体波マグニチュード

#### 参考文献

2.4-2) ISCN ニューズレター No.0234 1-5. 北朝鮮による第 5 回核実験の実施、他

## 2.5 非核化プロセス

### 2.5.1 非核化プロセスの概要

核兵器の非核化については、戦略核兵器削減条約（START）の履行などの核兵器削減により余剰となった核分裂性物質（高濃縮ウランとプルトニウム）が、その後再び核兵器に用いられないことを確認するための検証技術として、1990年代後半に、米国、ロシア及びIAEAのトライラテラル・イニシアティブが実施され、高濃縮ウランの希釈による軽水炉燃料としての使用、金属プルトニウムを酸化物に転換し、ウランと混合してMOX燃料を製造するなどの利用方法の検討と、その過程を米国、ロシア及びIAEAによる、核物質の検証体制について検討が行われた。英国では、2000年より、核弾頭解体の検証について英国防省を中心に独自研究及び米国との共同研究を行い、2005年NPT運用検討プロセスで研究成果を随時発表してきた。また、2007年には、ノルウェーと協力して、核軍縮においてより効果的かつ相互に信頼できる検証措置の実現を目指す共同研究プロジェクトを開始し、2010年NPT運用検討会議において紹介した。更に、2014年12月、米国による提唱により、核軍縮検証のための方途・技術について、核兵器国と非核兵器国が議論・検討する「核軍縮検証のための国際パートナーシップ：IPNDV」が開始された。2015年3月のワシントンDCでの第1回会合以降、計6回にわたり全体会合が開催された他、毎年、作業部会会合が開催されている。以下に、IPNDVにて検討された、核兵器のライフサイクルについて示す。

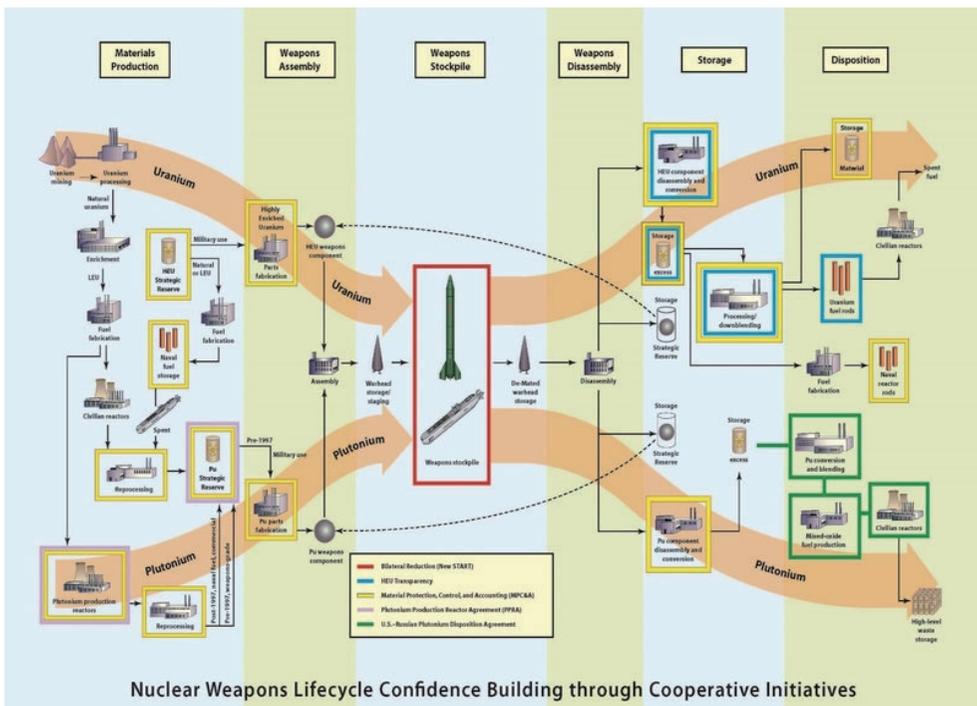


図 2-7 核兵器のライフサイクル

出典：NTI、Presentation at the Fourth IPNDV Plenary、

[http://www.nti.org/media/images/IPNDV\\_Monitoring\\_Nuclear\\_Weapons\\_Lifecycle.width=800.jpg?\\_=1478104916](http://www.nti.org/media/images/IPNDV_Monitoring_Nuclear_Weapons_Lifecycle.width=800.jpg?_=1478104916)

核兵器国の核軍縮に関する検討に加え、近年では、2018年6月に実施された米朝首脳会談が実施され、北朝鮮の非核化の機運が醸成されている。ここでは、北朝鮮の非核化に資するため、これまでに核兵器の取得を目指した国、かつ非核化を実施した国について、概要を示す。

### **(1) 南アフリカ**

1970年からウラン濃縮技術開発に着手し、1974年にウラン濃縮プラントを建設し、ウラン濃縮活動を開始した。関連資機材調達は主に自力で調達し、1979年に核爆発装置用の高濃縮ウランを完成させ、核開発を放棄した時点で、原子爆弾6個と未完成の7個目を所有していた。冷戦終結により、隣国による安全保障上の脅威が減少するとともに、アパルトヘイト(人種差別)撤廃を求める国内の運動を受けた同国初の黒人政権誕生の気運の高まりを受け、平和的な権力移行を果たすために、自ら核兵器を廃棄、解体等を自ら実施し、IAEA保障措置の下で検証が行われた。

### **(2) リビア**

ウラン濃縮に関して、10年以上もの間、天然ウラン、遠心分離機、周波数変換装置を入手し、試験規模の遠心分離施設を建設するものの、核兵器取得には至らなかった。しかしながら、2001年末から、核爆発装置の設計及び製造等に係る資料をカーン博士(パキスタン)の闇市場ネットワークを通じて取得し、ウラン濃縮プラント一式を購入する契約を結んだ。イラク戦争(2003年)等を契機とした、リビアと欧米諸国との関係改善(経済制裁解除、経済支援、内戦下でのカダフィ大佐体制の維持等)を踏まえ、リビアは、2003年12月、核開発を断念して、核兵器関連物質、設備の米国等への移転及び計画の放棄、並びにIAEAによる即時かつ全面的な査察受け入れを宣言した。これらの非核化については、「リビア・モデル」と言われている。

### **(3) イラク**

イラクは、1970年代に、フランスとの原子力協力の合意による研究炉の供与と、イタリアとの間で再処理施設の導入に係る計画について合意した。しかしながら、1981年、イスラエル空軍により建設中の研究炉が空爆され、研究炉は破壊され、プルトニウムによる核兵器の開発は中断された。1980年代後半、ウラン濃縮による核兵器の開発に着手し、電磁法によるウラン濃縮技術開発等を実施した。イランのクウェート侵攻に伴う国連軍との戦争(湾岸戦争)に敗北し、非核化を含む国連安保理決議(SCR687)を受け入れ、IAEA等による査察が実施された。その結果として、ウラン濃縮の機器、0.5kg以下の低濃縮ウラン(濃縮度約4%)、5gのプルトニウムの分離等が明らかにされた。

核兵器、ウラン濃縮施設やプルトニウムの分離のための再処理施設という核物質や施設の非核化プロセスと、核兵器開発を目指した国の非核化プロセスの概要を示した。核兵器取得を

目指す国の動機、また、非核化を決断した内外情勢（安全保障、制裁、国際枠組み等）も様々であるため、核兵器の非核化については、政策的な観点だけではなく、再び核兵器に利用されないことがないよう、技術的な観点の両面から検討することが重要であろう。

## 2.5.2 非核化プロセスに係る技術的貢献（解体核の処理に対する日本の支援・貢献）

1996年4月の原子力安全モスクワ・サミットにおける日本政府の国際貢献の動きを支援する形で、核燃料サイクル開発機構、その後の日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）は、ロシアの原子力省傘下の研究所と1999年から2008年までの間、関連する共同研究を実施した。また、2004年に文部科学省から株式会社ペスコが委託を受けて実施したMOXバイパック燃料集合体の信頼性実証試験を支援し、2009年度に信頼性実証試験が終了した後も、非核化支援という形で、ロシアに対する解体プルトニウム処分協力を実施してきたが、機構改革に基づき、これまで実施してきた共同研究成果等を取りまとめ、2014年度をもって、本事業を終了した。

### （1）米露の処分

戦略兵器削減条約（START）等を受けて、米露両国により余剰の核兵器級プルトニウム34トンの処分について、米露間で協定（PMDA：US-Russia Plutonium Management and Disposition Agreement）を締結した。当初の処分方法では、米国は、プルトニウムと高レベル放射性廃棄物を含むガラスで固化する処分方法と、兵器級プルトニウムを原子炉級プルトニウムにすることと目的に、金属プルトニウムを酸化物に転換してウランと混合して軽水炉で燃焼させるMOX燃料処分する。一方ロシアは、MOX燃料を軽水炉（VVER）と高速炉（BN-600、BOR-60）で照射して処分する方法で合意した。しかしながら、処分費用などの観点から、処分方法の変更等を含む協定を改定し、米国は軽水炉でMOX燃料処分、ロシアはBN-600、BN-800等でMOX燃料処分することとなった。

核燃料サイクル開発機構（サイクル機構、現JAEA）は、国の支援の下、ロシアとの核兵器余剰プルトニウム処分の協力として、振動充填燃料製造技術及びMOX燃料の試験照射に協力を行った。以下に協力の概要を示す。

### （2）JAEAのロシアとの協力<sup>2.5-1</sup>

ロシアの原子炉科学研究所（RIAR）で開発されていた振動充填（バイパック）燃料製造技術は、当時、サイクル機構が実施していた高速炉の実用化戦略調査研究における候補技術の一つであり、ペレット技術に比べて安価に製造できる可能性を持ったバイパック技術は大きな魅力があった。原子力機構は、1999年に、バイパック技術を用いてMOX顆粒燃料を製造し、ロシア

---

参考文献

2.5-1) ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分協力、JAEA-Review-2012-044

の高速炉 BN-600 を利用して燃焼処分を行う方法について、ロシアの原子力省 (MINATOM) 傘下の幾つかの国立研究所と共同研究を開始した。バイバックオプションの実施ステップを図 (次頁参照) に、それぞれのフェーズの概要を以下に示す。

### 1) 準備段階 (フェーズ 0 : 1999 年～ 2005 年)

BN600 の部分 MOX 化の準備として、BN600 での MOX 燃料使用許可をロシア政府から得るためのデータを取得する目的で、BN600 に MOX 燃料を装荷した状態を模擬した臨界実験及びその解析を行った。また、バイバック燃料が BN600 の中で安全に燃焼することを明らかにするため、3 体の MOX バイバック燃料集合体を試作し、実際に BN600 で燃焼させ、照射後試験により燃料の健全性を確認した。さらに、BN600 の炉心を全て MOX 燃料とする (フル MOX 化) 本格的処分段階の準備として、フル MOX 化のためにコストがどの程度かかるかという調査を行い、その実現の可能性を評価した。これには、日露共同研究項目として、高速炉用の臨界実験装置 (BFS-2) による実験 (1999 年 6 月～ 2003 年 3 月)、三体先行用試験集合体の製造・照射試験 (1999 年 5 月～ 2005 年 3 月)、及びフル MOX 炉心化に係るコスト評価 (2001 年 9 月～ 2002 年 9 月) を実施した。

### 2) BN600 部分 MOX 化 (フェーズ 1 : 2001 年～)

このフェーズは、本格的処分に先駆けて、当時 BN600 に装荷されていた径方向ブランケットをステンレス鋼反射体に置換え、プルトニウムの増殖を抑制し、炉心の約 20% を解体プルトニウムから製造された MOX バイバック燃料 (ハイブリッド炉心) として、年間約 0.3 トンのプルトニウム (約 50 体の燃料集合体) を処分し、この技術に対する信頼性・安全性を実証するものであった。BN600 のハイブリッド炉心化を達成するためには、ハイブリッド炉心化に伴う BN600 炉心改造設計及び燃料設計や安全解析を実施するとともに、年間約 50 体の燃料集合体を供給するために、ロシア原子炉科学研究所 (RIAR) における既存の燃料製造施設の製造能力を上げる必要があり、RIAR 燃料製造施設の整備を行った。また、ブランケット燃料とステンレス鋼反射体との取替え作業、新燃料の取扱い施設の整備、使用済み MOX 燃料貯蔵施設の整備、MPC&A (核物質防護、保障措置等)、2010 年に設計寿命を迎える BN600 の寿命延長 (15 年間) 等々を実施することとなった。当時のウラン炉心からハイブリッド炉心への移行開始時期は、2010 年頃と予想されていた。ここでは、日露共同研究項目として、BN600 ハイブリッド炉心・燃料設計 (2001 年 9 月～ 2003 年 3 月)、BN600 ハイブリッド炉心安全解析 (2001 年 8 月～ 2004 年 9 月)、及び RIAR 燃料製造施設整備 (2001 年 7 月～ 2008 年 3 月) を予定した。

### 3) BN600 フル MOX 化 (フェーズ 2 : ～ 2025 年)

このフェーズでは、BN600 炉心を全て MOX 燃料とし、年間約 1.3 トンの解体プルトニウム処分を本格的に実施するものであった。この段階では、BN600 へ MOX 燃料を供給するための新たな燃料製造施設 (年間、約 250 体の燃料集合体)、BN600 プラントの改造等

が必要となる。原子力機構は、フェーズ 0.1 で研究開発要素が強い課題である 6 項目についてロシアの研究機関と共同研究協定を結び、その協力を進めてきた。

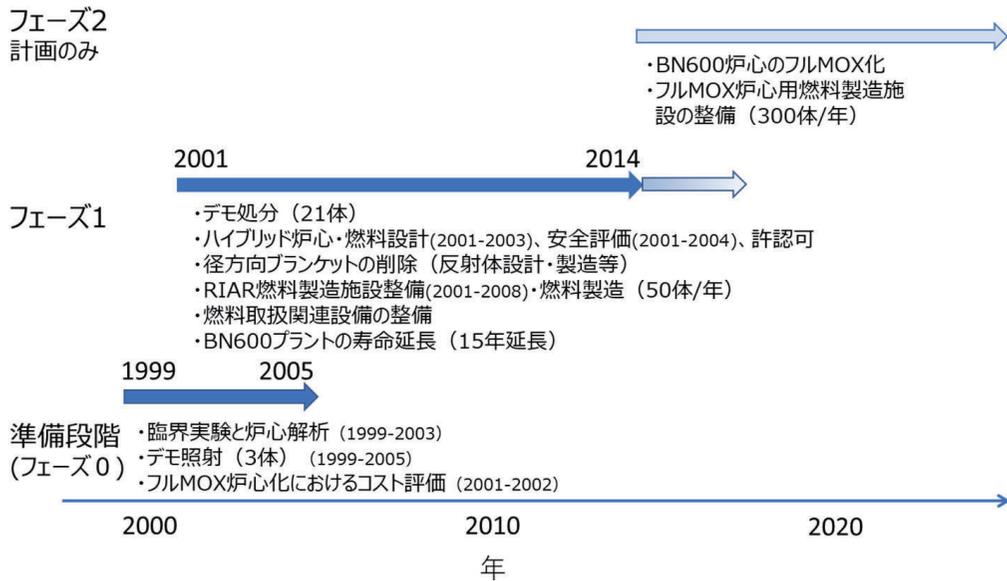


図 2-8 バイパックオプションの実施ステップ

ロシア解体核プルトニウムの処分についての非核化支援は、JAEA が支援してきたバイパック燃料オプションについて、ロシア側への JAEA 支援ニーズが無くなったと判断されたため、廃止となった。原子力機構は、本決定を受け、廃止に際し、ロシアの研究所との共同研究について、目的、研究内容、実験・解析データを含む研究成果、課題等を整理するとともに、本事業の技術的、政策的支援がロシアにおける解体核プルトニウム処分に与えた影響について、OECD 開発援助委員会で提唱された評価項目を参考に客観的に評価し報告書にとりまとめ、2014 年度をもって事業が終了した。

## 2.6 今後の課題

東日本大地震による東電福島第一原発事故以来、日本の原子力開発は停滞し、現時点においても再稼働した原子力発電は、未だ 9 基に過ぎない。また、高速増殖炉「もんじゅ」の廃止と、今後の高速炉開発課題、六ヶ所再処理工場の稼働に向けた取組、原子力施設の廃止措置、福島処理水やデブリの処理、放射性廃棄物処分、さらには航空機テロ等による特定重大事故への対処等、原子力発電と核燃料サイクルの円滑な推進に向けて大きな課題に直面している。2020 年から温室効果ガス削減に関する新たな国際的な枠組みである「パリ協定」の運用がスタートする。日本は温室効果ガスの排出量を 30 年度に 13 年度比で 26%削減する公約の達成が求められる。だが、排出量全体の約 4 割を占める電力部門は、発電時に温室効果ガスを排出する化石燃料に依存する状態が続いており、多様な電源をバランスよく組み合

わせる「エネルギー・ミックス」の実現が欠かせない。日本は資源のない国であり再生エネルギーの利用も多くの制約があるところ、温暖化に大きな影響を及ぼすCO<sub>2</sub>を出さない原子力平和利用、特に核燃料サイクル（再処理・プルトニウム方式）を安定かつ持続的に、国内はもとより国際社会の理解を得て推進していくことが極めて重要である。

そのためには、本章で詳しく記載したが、先輩たちがこれまで大変苦勞して取組んだ核不拡散・核セキュリティの国際的的制度への対応、大変困難な日米原子力交渉やINFCEの経緯とその成果等について、私達は十分に理解した上で日本の原子力平和利用の在り方等をしっかり議論し、今後の進むべき方向を示すべきである。2018年7月に現行の日米原子力協定は自動延長となったが、日米いずれか一方からの6ヶ月前の通告で失効となる。このため日米原子力協定が不安定な状況に置かれるのではないかとの見方がある。これについて、日米原子力協定改正交渉を担当された遠藤哲也氏は、「条約的にはその要素は否定できないが実際には必ずしもそうではない。日本外交の基軸である日米安保条約も1970年以降は、いずれも一方の1年前の通告で効力を失うと規定されているが、それが故に日米安保条約が不安定云々の見方は全く存在しない。要は日米の信頼関係である。それでは、日本として積極的に何をすべきか、何よりも日米間の信頼関係の維持が絶対に必要である。加えて日本の核燃料サイクルを順調に進めることである。日本の急務は核燃料サイクルの全体像、将来像を絵に描いた餅ではなく、合理的な形で示すことである。具体策も示さずに保有プルトニウムの削減を唱えるだけでは何の役にも立たない。核燃料サイクルを含めた日本の原子力政策の司令塔が是非とも必要で、堂々と議論し、核燃料サイクルの政策を打ち出してゆく必要がある。」と述べている。

現在、再び北朝鮮やイランの核問題への対処が大きな議論となっているが、そのためには、リビア、南アフリカ、イランのケース等におけるこれまでの非核化プロセスへの取組や教訓等、また米露解体核の処理に関する日本の支援・貢献の内容や成果等について十分に理解しておくことは、今後の非核化への日本の協力・支援等を検討する上でも有益である。また、INFCEやポストINFCEでも議論されたが、核物質の多国間管理構想のこれまでの議論が、今後より広い国際的枠組みの構築につながるべく国際社会は努力すべきと考える。

日本はあくまでも原子力平和利用の着実な推進の大原則の下、今後一層高い安全性と核不拡散／保障措置及び核セキュリティをしっかりと確保し、積極的な国際的協力を行うことが求められる。

## 第3章 日本の保障措置に対する取組

### 3.1 国内の保障措置体制と実績

#### 3.1.1 保障措置実施体制と取組状況

日本は、IAEA 発足以前の 1955 年 11 月、米国との間で原子力協力協定を結び、日本は米国から原子力平和利用に関する援助を受ける代わりに米国から供給される核物質の保障措置を受入れることを約束し、同年の 12 月に「原子力基本法」を制定し、原子力の研究、開発、利用について平和目的に限定することを定めました。また、日本は IAEA 発足と同時に、IAEA に加盟し、1976 年には核不拡散防止条約 (NPT) を批准し、1977 年には IAEA との保障措置協定を発効させ、同時に「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(原子炉等規制法)を改正した。以降、日本は、この保障措置協定に基づく IAEA の保障措置活動を受入れてきた。

イラク、北朝鮮等で起こった未申告の原子力関連活動を踏まえ、IAEA への権限を追加し保障措置の強化策として追加議定書 (AP) が採択された。日本は、1993 年 12 月 4 日に追加議定書に署名するとともに保障措置関連の国内法改正のための検討を開始し、1999 年 6 月 16 日に原子炉等規正法の一部改正法が公布、1999 年 12 月 16 日同施行により、追加議定書が発効となり、包括的保障措置協定 (CSA) に加えて核物質を扱わない原子力関連施設への補完的アクセス (CA) も受入る追加議定書 (AP) に基づく、より厳格な IAEA の保障措置が実施されることとなった。その結果、2004 年 6 月、我が国に対して、「保障措置下にある核物質の転用」及び「未申告の核物質及び原子力活動」が存在しない旨の「拡大結論」を導出し、同年 9 月、統合保障措置 (IS) が開始され、「拡大結論」が維持されている。

我が国の保障措置実施体制を、図 3-1-1 (次頁参照) 日本の保障措置実施体制に示す。

各施設タイプの IS 保障措置アプローチ (IS アプローチ) を IAEA との協議により作成し IS へ移行した。主な施設における IS 導入は、以下の通りである。

- 2004. 9 : 軽水炉、研究炉、
- 2005. 1 : 低濃縮ウラン (LEU) 加工施設
- 2008. 6 : JNFL-1 六ヶ所再処理施設 (RRP)
- 2008. 8 : JNC-1 サイト (東海再処理施設等)
- 2009. 11 : JNC-4 サイト (もんじゅ)
- 2010. 1 : JNFL-2 (六ヶ所濃縮施設 ; REP、CMT、CMF)

IS の導入により査察に係る保障措置基準は、これまでの IAEA 保障措置基準 (Safeguards Criteria) から、ANNEXS を除き IS アプローチに変わった。

AP では、未申告活動がないことの検証であり、AP の規定に基づいて建物報告や遠心分離

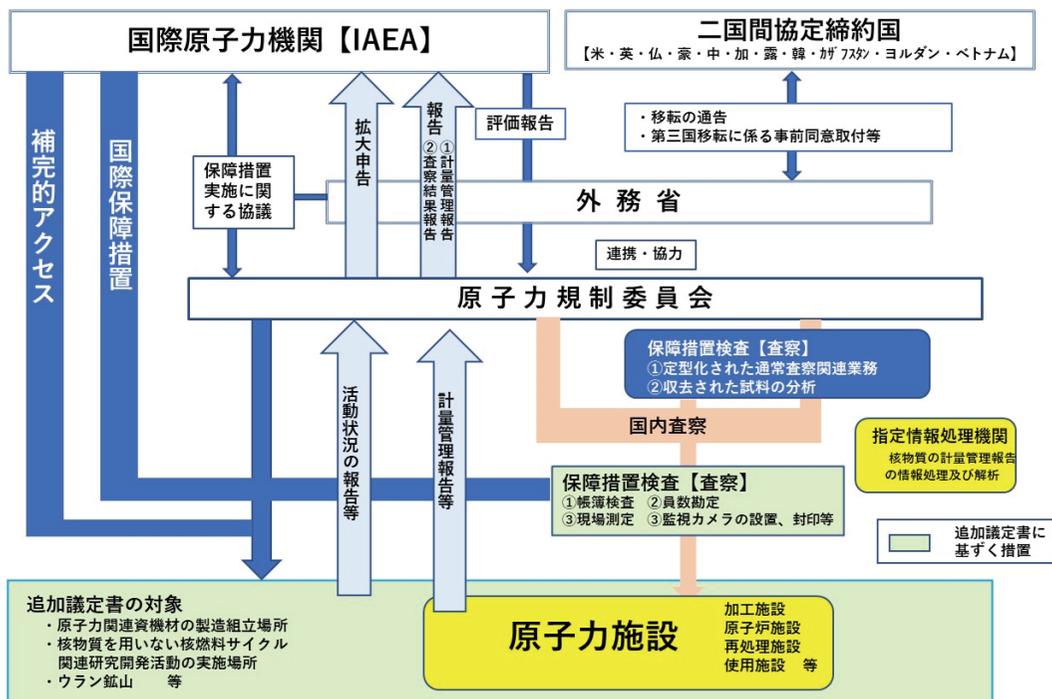


図 3-1-1 日本の保障措置実施体制

機の生産等に係る拡大申告が IAEA に提供し、未申告活動が無いこと及び拡大申告が正しいことを、補完的アクセス（CA）により検証する。CA は、オンサイト（原子力施設）であれば 2 時間前通告で、オフサイト（原子力施設外）であれば 24 時間前通告で実施する事が出来る。また、IAEA は、申告が無くても独自の情報に基づき CA を、実施する事が出来る。

＊）保障措置とは、ウランやプルトニウムなどの核物質その他の原子力資機材の使用が平和利用に限定され、核兵器等の核爆発装置やその他の軍事目的に転用されていないことを確認すると共に、万一、これらの核物質等を核兵器などに利用しようとしても早期に発見し、核兵器の製造を未然に防ぐための措置を言う。具体的には、事業者が実施する核物質（受払や実在庫量の確認）の計量管理に対し、その計量管理に間違いがない事を、査察により独自に検証する活動や施策。

### 3.1.2 査察の実施方法

IAEA による査察の基本は、事業者が実施する核物質の計量管理が適切に行われていることの検証であり、査察側が核物質の在庫量及び受払い量を独自に検査し確認する事により核物質等が核兵器製造に転用されていないことを検証する。

正確な計量管理を行うために、対象となる範囲（例えば、貯蔵区域、工程区域等）において「物質収支区域（MBA）」を定め、各々の MBA に対して、核物質の受払いや在庫量を確定

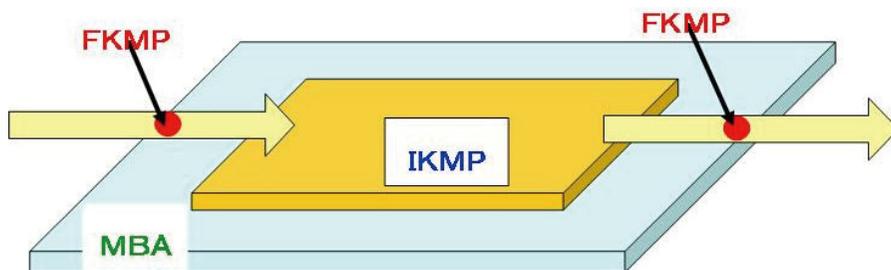


図 3-1-2 物質収支区域 (MBA) 主要測定点 (KMP) の概念

するための測定ポイントとして「主要測定点 (KMP)」を定め、KMP は在庫量を確定するための在庫の (IKMP) と受払い等の移動量を確定するための流れの (FKMP) を定め、適切な計量管理が出来るように設計し、核物質は取扱い容器等のバッチ単位で測定し管理する。

査察検証は、事業者の計量管理に関する台帳、測定の記録や伝票等を確認する帳簿検査に加えて、以下の点を独自測定等により検証する。

- ①核物質の流れの検証：受入・払出量、施設内 (MBA 間) の移動量、廃棄等の評価」。
- ②実在庫量の検証：事業者が実施する核物質の実在庫量の確認 (棚卸し：約 1 回/年) に対し査察側の独自検証。
- ③中間在庫量の検証：高濃縮ウランやプルトニウム等の直接利用物質に対して工程内等から核物質が抜き取られ転用されていない事を確認するための検証 (約 1 回/月の頻度で中間在庫量の検証の実施)。

査察検証は、員数検査 (核物質取扱容器の数量の確認)、識別番号確認 (核物質取扱容器の刻印番号等の確認) に加えて一般工業界会の品質管理でも用いられる抜き取り検査の手法により、原則、査察側が持ち込んだ査察機器により以下の区分で査察検証を実施される。

- ①大量欠損検査：検査対象物が核物質以外にすり替えられていないか？
- ②部分欠損検査：核物質の一部が抜き取られていないか。
- ③バイアス欠損検査：棚卸において生じる在庫差 (帳簿在庫と実在庫の差) が、測定誤差によるものであることの統計的検証と事業者の測定器の測定精度検証が目的。

我が国の検査では、事業者の測定器が用いられるのに対し、IAEA の査察検証では、査察に使う機器は、IAEA が持参した機器を使い事業者の測定器を使わないのが原則であるが、

事業者の測定機器を、査察検証に用いる場合、例えば、事業者の重量計を使用して検証する場合、IAEA が独自に用意した標準分銅により事業者の重量計を確認した後、査察対象物の重量検査を行う。即ち、事業者の測定器を用いる場合、作為されていない事（真正性）の保障が前提となる。

バイアス欠損検査では通常、サンプル採取「写真 3-1-1」そして化学分析を用いる。大量欠損検査及び部分欠損検査に用いる IAEA の査察機器は、ウランやプルトニウムから放出されるガンマ線や中性子線を測定する放射線計を基本とした非破壊測定（NDA）技術を用いる。

「写真 3-1-2」は、使用済燃料であるか否かを検証するための改良型チェレンコフ光観察装置（ICVD：Improved Cerenkov Viewing Device）で、使用済燃料から放出される強いガンマ線により水中では、幻想的な青白く光るチェレンコフ光を見ることができる。原子炉から取り出され時間経過とともにチェレンコフ光が、肉眼では観察できなくなるが、ICVD により観察が可能となる。現在では、デジタル技術によりさらに進歩したものが用いられている。

「写真 3-1-3」は、六フッ化ウランシリンダー中のウランから放出される特定のガンマ線を、ゲルマニウム検出器で測定し、ウランの濃縮度を検証します。しかし、ガンマ線は、六フッ化ウランシリンダーの鉄の厚みにより、ガンマ線が減衰することから、ゲルマニウム検出器設置ポイントの厚さを超音波厚み計で測定し、厚さの補正をします。また、この検証に重量検査を加えると大量欠損検証から分部欠損検証となる。



写真 3-1-1 査察用サンプル採取



写真 3-1-2 CVD <sup>3.1-1)</sup>



写真 3-1-3 ウラン濃縮度測定

#### 参考文献

- 3.1-1) T. Iwamoto “The Evolution of the Safeguards Implementation in Japan up to RRP/J-MOX”  
(55<sup>th</sup> INMM annual meeting)

「写真 3-1-4」は、燃料集合体のウランから放出される自発核分裂による中性子を測定することにより、燃料集合体のウラン量を測定するための UNCL ( Uranium Neutron Coincidence Collar ) と呼ばれる検査装置であり、部分欠損の検証に用いる。

IAEA の査察検証においては、査察検証の効果・効率化のために、放射線計測等による検証活動に加えて、封印／監視装置 (C/S) を用いる。

その代表例が、監視カメラとシール (封印) である。

「写真 3-1-5」は、ワイヤーシールで、封印の中に偽造防止のための措置が施されている。ワイヤーシールは、IAEA に持ち帰って健全性を確認する必要があり、その場では判断できない。

このため、電子封印や光ファイバーを用いた「写真 3-1-6 COBRA シール」など新しい技術も適用されている。

監視カメラも技術が進歩し、IAEA の査察が開始された当時は、8mm フィルムカメラをベースにした監視カメラであったが、その後、8mm ビデオカメラに代わり、現在は、「写真 3-1-7」のデジタルの監視カメラへと進歩したさらに監視データは、IAEA にデータが的確に転送され、施設に行かなくとも査察検証ができる時代になりつつある。



写真 3-1-4 ウラン量測定 (UNCL) <sup>3.1-1)</sup>



写真 3-1-5  
ワイヤーシール

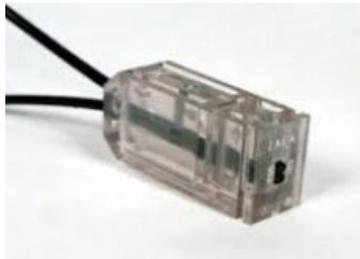


写真 3-1-6  
COBRA シール

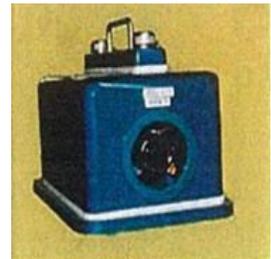


写真 3-1-7  
デジタル監視カメラ

### 3.1.3 核物質の国籍管理

核物質や原子炉等の原子力関連資機材の国際間移転に際し、平和利用を保証するために

---

#### 参考文献

- 3.1-1) T. Iwamoto “The Evolution of the Safeguards Implementation in Japan up to RRP/J-MOX”  
(55<sup>th</sup> INMM annual meeting)

供給国と受領国との間で二国間原子力協力を締結する。それは、移転された核物質や原子力設備等を核兵器その他の軍事的目的又はその他の核爆発装置に使用しないとの約束を含むとともに、IAEA 保障措置の適用を受ける事、また、移転された核物質等に所定の核物質防護措置（テロ対策）を講じることが含まれる。

更に、二国間原子力協力協定には、協定に違反した場合、移転された核物質や原子力設備等の返還請求権が含まれるため、核物質の国籍管理を実施しなければならない。核物質を輸入し、ウラン濃縮、燃料加工、原子炉、再処理等、全ての原子燃料サイクルにおいて核物質が無くなるまで国籍管理を実施し、提供を受けた国は、供給国に対し計量管理報告を定期的に提出する。また、返還請求権は、核物質だけではなく原子力設備等も該当することから、同様な管理と報告が必要となる。

ちなみに日本は現在、カナダ、オーストラリア、中国、米国、フランス、英国、欧州原子力共同体、カザフスタン、韓国、ベトナム、ヨルダン、ロシア、トルコ、アラブ首長国連邦及びインドとの間で二国間原子力協力協定を締結している。

### (1) 核物質の国籍管理の具体例

ウラン濃縮施設や再処理施設等では連続操業であることから、工程の中で国籍が混じり物理的に区別できないことから、工程への入量で比例配分により容器や燃料集合体単位に国籍を付与する。（「図 3-1-3 国籍管理の概念図」参照）このため、場合によっては、一つの容器あるいは集合体に複数の国籍が付与される。

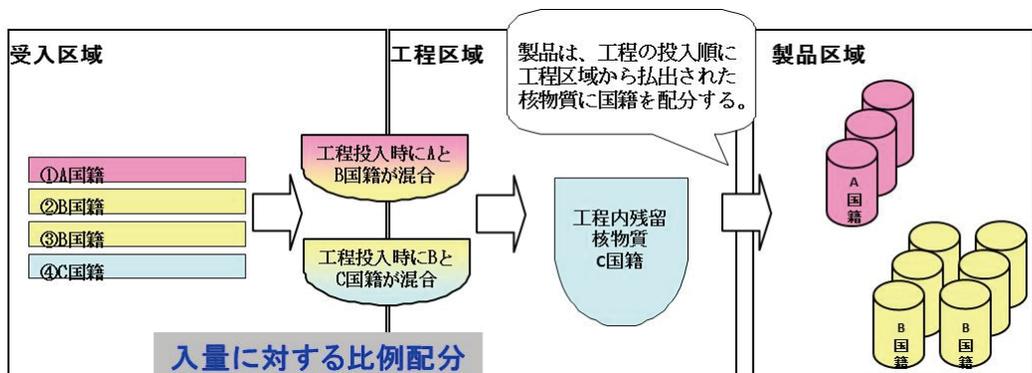


図 3-1-3 国籍管理の概念

国籍が混合す事によりウランの濃縮度が変わる場合がある。例えば、A 国籍「濃縮度 1%のウラン 100kg」と B 国籍「濃縮度 3% のウラン 100kg」混合し「濃縮度 2%ウラン 200kg」が出来たと仮定すると、A 国籍と B 国籍どの様に配分すべきか？

「A 国籍 100kg」と「B 国籍 100kg」で良いのか？ この様な場合は、核分裂性物質量の比でウラン量を配分しなければならない。従って、国籍配分は「A 国籍 50kg」と「B 国籍 150kg」となり、混合による増減は、供給国への報告が必要となる。

供給当事国別管理区分																
移転に係る 供給当事国	生産に係る供給当事国						使用に係る供給当事国			その他 の 設備等	新・ 旧	中 性 子 寄 与				
	核燃料物質	設 備	減 速 材	部 品	核燃料物質	設 備	減 速 材	部 品								
21	25	31	35	37	38	39	41	45	47	48	49	50	51	52	53	54

図 3-1-4 供給当事国別管理区分報告

図 3-1-4 供給当事国別管理区分は、供給国に対して定期的に核物質管理の状況を報告する様式の一部であり、六ヶ所の再処理工場は、フランスの技術を導入していることから、製品の回収ウランやウランとプルトニウムの混合酸化物（MOX）製品は、「その他の設備」の項目にフランス国籍「F」を付与しなければならない。

原子力発電所における核物質の国籍管理は、プルトニウムが生成されるため更に複雑で厄介な国籍管理が要求される。

米国籍のウランから生成されたプルトニウムは、生産に係る供給当事国の核燃料物質の欄に米国籍の「U」が、また、カナダ国籍の重水を減速材として使用する炉から生成されたプルトニウムは、減速材の欄に「C」が付き、使用済燃料のウラン及び MOX 燃料のウランやプルトニウムについても、使用に係る供給当事国の欄に同様なルールで国籍を付ける。高速増殖炉は、炉心のブランケット部（炉心の外側）の劣化ウランから生成されたプルトニウムは、炉心のコア部の核物質からの中性子が寄与してできたものであるため、コア部に米国籍の核物質があった場合、ブランケット部で生成されたプルトニウムの国籍としては、一定の割合について米国籍を付けなければならない。

二国間原子力協力協定では、核物質に加えて、減速材や設備等の在庫報告や設備の老朽化による廃棄した場合にも報告を要求している。

### 3.1.4 保障措置実施に係る日米原子力協力協定

日米原子力協力協定下において、日本の原子燃料サイクルを進めるための規制要件が課せられている。具体的には、①保障措置の適用、再処理の規制、②プルトニウム及び高濃縮ウランの形状又は内容の変更の規制、③貯蔵に関する規制、④高濃縮ウラン生産の規制、⑤核物質及び設備等の返還請求権、⑥核物質及び設備等の計量報告、⑦国際的ガイドラインに基づく核セキュリティの適用である。

日本の原子燃料サイクルを進めるための保障措置要件の一つとして、日米原子力協力協定

「以下(日米協定)」という。特に、日米協定では原子炉等によるプルトニウムの生成、再処理等によるプルトニウムの形状又は内容の変更に係る施設については、包括同意施設として米国の合意を得る必要がある。その手続きとして、計画、建設段階において附属書4に登録し、操業に際し、軽水炉は附属書3、ウラン、プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料を使う原子炉施設は附属書2、再処理、MOX燃料加工施設及び照射後燃料試験施設等は附属書1に登録する。日米協定の附属書4(計画または建設中の施設)から附属書1(再処理及び形状内容変更施設)に移すことから通称「格上げ手続き」と呼ばれ、その手続きの流れを、「図3-1-5 格上げ手続きフロー」に示す。

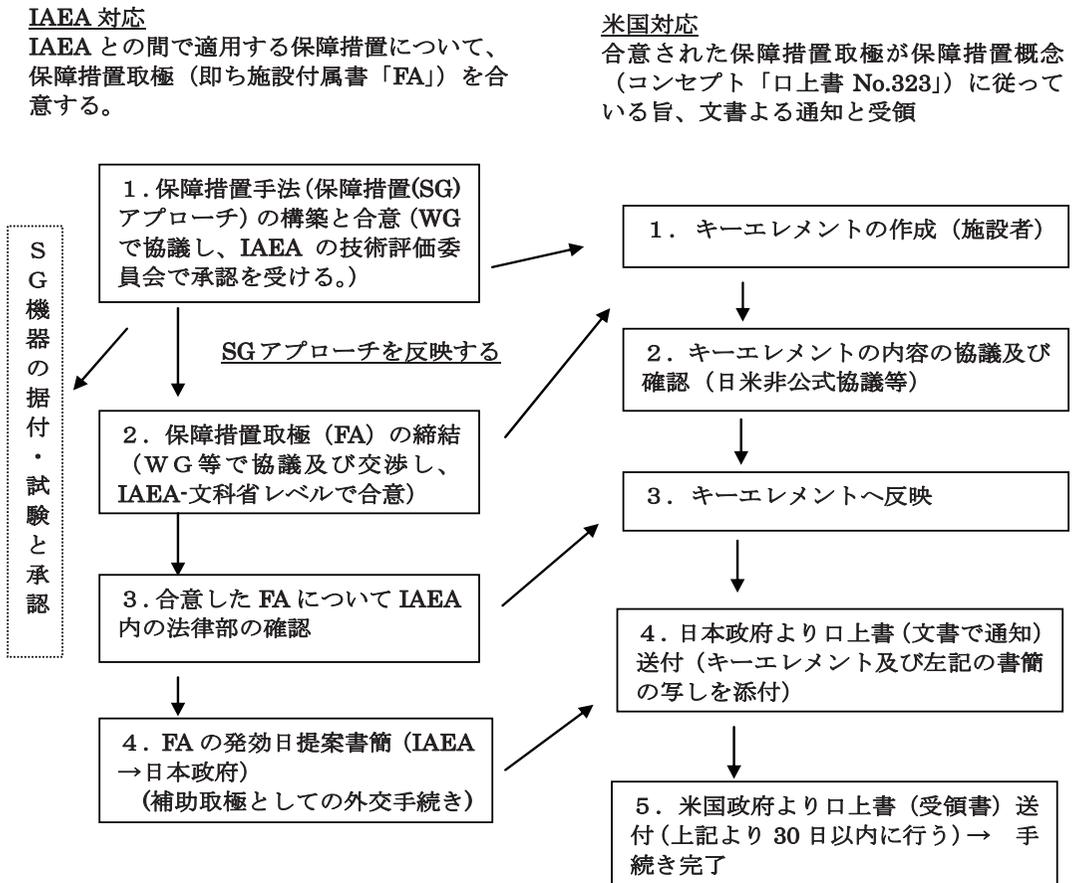


図 3-1-5 格上げ手続きフロー

附属書3への登録は、日本政府から米国政府への簡単な通知書で登録できるが、再処理、MOX加工及び高速増殖炉や新型転換炉等に係る包括同意手続きは、施設タイプ毎にどのような保障措置を適用すべきか具体的に定めた保障措置コンセプトが日米両国政府によって取り決められたことである。

コンセプトは、パートIとパートIIに別れ、パートIは、保障措置の一般的要件として国の

保障措置システム等についても規定され、パートⅡは、施設・工程の特性を踏まえて適用すべき保障措置手法の要件が規定されている。再処理及び MOX 施設の場合、その要件の一つとして NRTA ( Near Real Time material Accountancy : 準近時間での核物質計量管理 ) の実施がある。

### 3.2 六ヶ所ウラン濃縮施設

ウラン濃縮施設については、NPT 保障措置体制に移行されたすべての国に於いて施設付属書 ( FA ) が、締結できない状況にあった。それは、遠心法ウラン濃縮技術保有国が、商業上の機微情報保護の観点から遠心分離機が設置されているカスケード室に対する IAEA 査察官の立ち入りを拒否したのに対し IAEA は、高濃縮ウラン ( HEU ) が生産されていないことを検認するためには、カスケード室への査察立ち入りは不可欠であると主張し、合意が見出さなかったため、FA が締結できず Ad-hoc ( 特定 ) 査察が実施されていた。

このため、1980 年 11 月～ 1983 年 3 月六ヶ国 ( 日、米、英、独、蘭、豪 ) と 2 機関 ( IAEA、ユーラトム ) による Hexapartite Safeguards Project ( HSP ) プロジェクトにおいて商業上の機微情報保護と IAEA の査察要件を、満足できる保障措置手法について協議され、機微情報の集中するカスケード室に対する保障措置手法として頻度限定無通告査察 ( Limited Frequency Unannounced Access : LFUA ) を主体とした遠心法ウラン濃縮施設に対する保障措置手法が確立され適用されることとなった。

この HSP で確立された保障措置手法について、参加国は政府レベルで全て平等に適用する旨、正式な外交文書により書簡交換が行なわれている。従って、核兵器国であっても遠心法ウラン濃縮施設は、HSP で合意された保障措置の適用が義務化された。

#### 3.2.1 高濃縮ウラン生産シナリオ

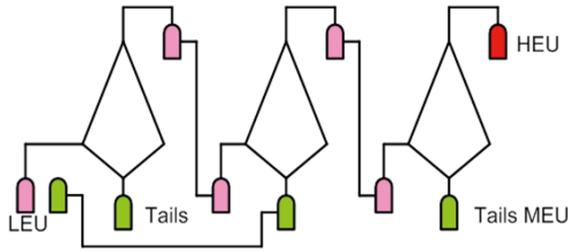
ウラン濃縮施設は、容易に濃縮ウラン ( HEU ) の生産が可能出ることから、HEU が生産されていない事の検証が保障措置の重要となる。

HSP において、申告された濃縮施設にける HEU 生産シナリオとして、「①プロダクトのウランのサイクリックユース、②カスケードのシリーズ化、③カスケード部分的に還流させるカスケードのリフラックス化、④秘密カスケード」であり、「図 3-2-1 高濃縮ウラン ( HEU ) 生産 ( 転用 ) シナリオ」( 次頁参照 ) 示す。

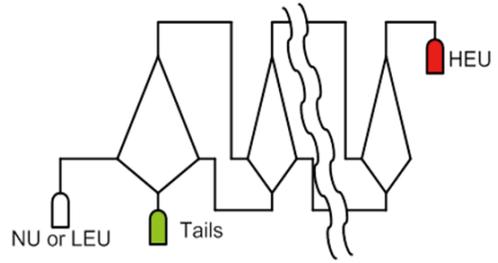
上記の HEU 転用シナリオを踏まえて HSP において導き出された査察活動は下記の 2 つに分けられる。

- ①カスケード室外：核物質の流れと在庫量が申告通りであることの検認
- ②カスケード室内：生産された核物質が申告された濃縮度の範囲であることの検認

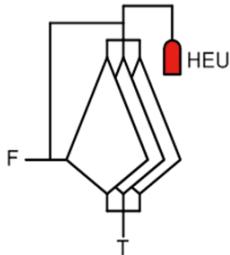
(1) Cyclic use of product



(2) Series rearrangement of cascades



(3) Reflux of cascade



(4) Clandestine cascade

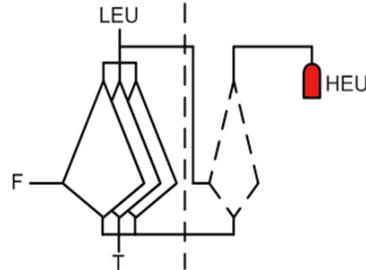


図 3-2-1 高濃縮ウラン (HEU) 生産 (転用) シナリオ

### 3.2.2 濃縮施設の保障措置の特徴

#### ① 運転状態での実在庫量の確認 (In-Operation PIT) 実施

核物質の実在庫量の確認 (PIT) を、一般的には施設を停止し、工程内の核物質をクリーンアウトし集約して在庫量の確定を行うが、ウラン濃縮施設の場合、プラントの停止及びクリーンアウト操作を実施せずに運転状態で実施する。

#### ② LFUA の実施

- ・ 査察の効果を上げるために、通告から2時間以内にカスケード室へ立入り、査察が出来なければならない。
- ・ 査察のためのカスケード室への立入り時間が2時間以内制限されている。
- ・ 査察官によるカスケード室内での記録行為の一切が禁止されている。(必要がある場合は国の了解を得て施設者が記録し提供する。)
- ・ 核不拡散の観点からカスケード室へ立ち入ることの出来る査察官の国籍制限 (非公式運用)。

### 3.2.3 ウラン濃縮工程

ウラン濃縮工場は、遠心分離法によりウラン濃縮を行っており、ガス状にした六フッ化ウラン (UF<sub>6</sub>) を遠心分離機に供給し U<sub>235</sub> と U<sub>238</sub> の物理的な重さの違いを利用して、天然ウラン (含まれる U<sub>235</sub> の濃縮度は約 0.7%) から原子力発電所で利用できる濃縮度 (3%~5%) まで

濃縮する。これは UF<sub>6</sub> が圧力と温度によって、その形態を容易に、気体、液体、固体の状態に変えることが出来る性質を利用している。

ウラン濃縮工程を図 3-2-2 示す。

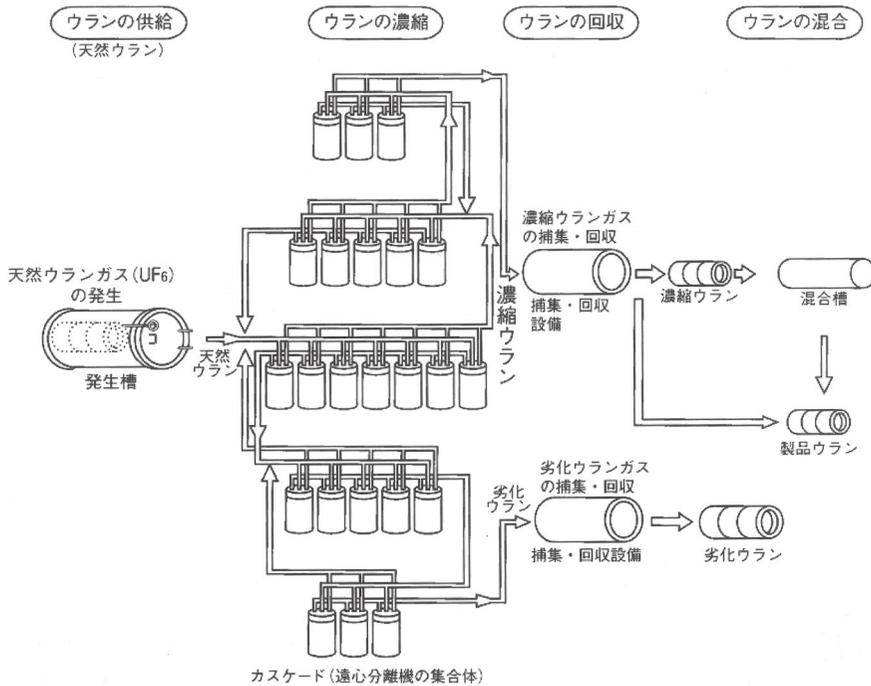


図 3-2-2 遠心法ウラン濃縮工程

### 3.2.4 濃縮工場における査察活動の分類と査察概要

査察は、二月毎に実施される中間査察及び年1回実施される核燃料物質の棚卸し査察 (PIV)、並びにLFUAなどの査察が実施されている。これらの査察活動の概要を「表 3-2-1 六ヶ所ウラン濃縮工場の査察活動の分類と査察概要」(次頁参照)に示す。



写真 3-2-1 PNUH



写真 3-2-2 CHEM 3.2-1)

#### 参考文献

- 3.2-1) T. Iwamoto “The Evolution of the Safeguards Implementation in Japan up to RRP/J-MOX” (55<sup>th</sup> INMM annual meeting)

表 3-2-1 六ヶ所ウラン濃縮工場の査察活動の分類と査察概要

査察区分	査察の目的	査察概要	頻度
中間査察	①受け入れた原料ウランが申告通りであること ②生産された製品及び廃品ウランが申告通りの量と濃縮度であること	①帳簿検査(記録報告の確認) ②査察以降に受け入れた原料及び生産された製廃品シリンダの重量検認、並びに非破壊測定装置(NDA)によるそれらの濃縮度検認 ③上記②で検認完了した製廃品シリンダにシール適用 ④サンプリングによる濃縮度検認	約5回/年
棚卸し査察(PIV)	①核物質の在庫確認を含む計量管理が国際標準を満たす精度で行われていること ②核物質の物質収支、在庫量及びそれらの濃縮度が申告通りであること	①帳簿検査(記録報告の確認) ②貯蔵及び工程中のシリンダの重量検認、並びに非破壊測定装置(NDA)による濃縮度検認 ③サンプリングによる濃縮度検認 ④検認対象に係る運転ラインの切り替え検認及び工程配管へのシール適用 ⑤NDA(PNUH)によるカスケード室内のウラン量検認(写真 3-2-1(前頁)参照)	1回/年 PIVと Post-PIV 実施
LFUA (頻度限定 無通告査察)	①高濃縮ウランが生産されていないこと、生産された形跡のないこと ②高濃縮ウラン生産のため、カスケード設備の改造がなされていないこと、あるいは改造の形跡がないこと	①カスケード室に立入、目視検査により検認 i.カスケード室内に貯蔵、供給及び回収設備が無いこと。 ii.配管の組み替えやその痕跡が無いこと。 iii.カスケードの配管全て申告通りであり、改造がないこと。 ②NDAにより配管に流れるウランが高濃縮ウランではないことの検認(写真 3-2-2(前頁)参照) ③環境サンプルの採取により高濃縮ウランが生産された形跡がないことの検認	平均頻度 13回/年
	核物質の物質収支、在庫量及びそれらの濃縮度が申告通りであること	④貯蔵庫内の封印確認	
その他	核物質の物質収支、在庫量及びそれらの濃縮度が申告どおりであること、特に余剰生産の無いことの確認	・シリンダ搬送ルートにおける監視カメラ評価 ・ドアシールの確認	

### 3.2.5 ウラン濃縮施設における統合保障措置

六ヶ所ウラン濃縮施設は、ウラン濃縮工場、次世代の遠心分離機を開発するための研究開発施設及び遠心分離機を製造するための製造工場で構成されており、追加議定書に基づき核物質が伴わない施設に対してもIAEAの査察官が立入る補完的アクセス（CA）を含め統合保障措置（IS）が実施されており、ウラン濃縮施設にけるISの主要要素は、以下の通りである。

①365日、24時間ウインドウでのLFUAの実施。

②CA実施に係る管理アクセスの取極め。

商業上の機微情報防護の観点から、濃縮関連施設（遠心分離機製造工場、回転胴製造工場等）に対して管理アクセス（Managed Access）を適用し、CAに際して遠心分離機の機微な部品等に対してビニールシートで覆う等のマスキング処置をする。これに対して、IAEAのAP保障措置要件を達成させるため、遠心分離機の生産・出荷記録、部品の調達及び製造に係る部品の使用記録を帳簿化し、CAにおいてこの帳簿検査を実施し、未申告活動が無い事を検証できるアプローチを、IAEAとの協力により確立した。

六ヶ所の遠心分離機製造工場は、オンサイトとしての位置づけであり2時間前通告でIAEAは、CAを実施することができる。また、記録確認において部品の調達先なども確認し、24時間前通告によりCAを実施している。

### 3.3 六ヶ所再処理施設の保障措置

#### 3.3.1 国際フォーラム LASCAR と日米原子力協力協定

六ヶ所再処理工場（RRP）は、非核兵器国において初の商業用大型再処理施設であることから平和利用の担保となる保障措置については、計画段階から国際的にも議論となった。また、IAEAにおいても再処理施設に対する保障措置は、20年以上の経験を有していたが、東海再処理工場（TRP）等の小規模施設のみの経験であり大型再処理施設に対する保障措置の経験は無く、これに対する保障措置基準やガイドラインは無かった。

大型再処理施設における保障措置適用における課題として、

①大量の核物質が取り扱われる事から、保障措置の基本手段である核物質の計量管理において、測定誤差に隠れて有意量（8kg-Pu）の転用探知が極めて困難。

②再処理施設で取り扱われる核物質の大半は、セル等で取り扱われ査察官がアクセスすることも見る事も出来ない。

③在庫差（MUF）と共に転用シナリオの一つである受払間差異（SRD）の検証が困難。

これらの技術的課題に加えて、日米両国政府で合意した大型再処理施設に対する保障措置コンセプトに適合する保障措置を構築する必要があるが、IAEAにその義務はない。

もう一つ危惧しなければいけない事項として、保障措置コンセプト上RRPはNear Real Time material Accountancy（NRTA）の実施が不可欠であり、TRPにおけるNRTA実施において

商業上の機微情報を、IAEA に流したとして問題になりそうなことがあった。この当時、仏国は NRTA の実施について商業上の機微情報が流れやすいとして反対していた。

このような状況で日本政府は、RRP が米国、仏国及び IAEA の要求の狭間で窮地に陥ることを避けるために、国際的コンセンサスを得つつ、あらかじめ関係国で保障措置に関して合意しておく必要があった。そのために、IAEA に特別拠出金を拠出して米、英、独、仏、日の 5 カ国の政府、施設及び研究所の代表者に査察側の IAEA と Euratom が加わって、国際フォーラム Large Scale Reprocessing plant safeguards (LASCAR) が、1988 年から 1992 年まで開催され、大型再処理施設に対する保障措置について議論がなされ提言がまとめられた。RRP の保障措置は、この提言に基づき構築した。LASCAR の主な提言と RRP における実施対応について「表 3-3-1 LASCAR の提言と RRP への展開」に示す。そして、査察の効率化と信頼性向上の観点から RRP では、使用済燃料受入貯蔵プールから製品 MOX 貯蔵庫に至る核物質を取扱う主要工程（含む廃棄物）に沿って工程監視システム及び自動検認システムを設置した。「図 3-3-1 RRP における保障措置（自動検認・工程監視）システム概要」（次頁参照）に示す。

表 3-3-1 LASCAR の提言と RRP への展開

L A S C A R の主な提言／結論	R R P における実施
1. 高精度な核物質の計量管理 計量管理精度：1%→0.3%	・液量測定に係わる高精度マノメータの導入 ・高精度な廃棄物測定器の導入
2. 先進的な計量管理技術 (NRTA, RBI) による適時性検認	NRTA (Near Real Time Material Accountancy) の実施による中間在庫検認 (IIV)、短期間在庫検認 (SIV) と在庫差及び SRD の評価
3. 独立且つ冗長性 C/S	光学カメラと放射線検出器による統合型 C/S システムの導入 (ISVS、IHVS、MSCS)
4. 査察側の早期関与、特に、早期且つ継続的な設計情報検認	設計情報の早期提出 (1989 年)、設計情報評価 (DIE) 及び検認 (DIV) の実施と 3D レーザースキャニング装置の導入
5. オーセンティケーション (真正性確認) による施設側機器の利用	施設側計測器からの信号分岐による査察利用 (PIMS、WCAS、SMMS)
6. オンサイト検認	RRP 内に保障措置分析所の設置 (OSL)
7. 自動データ収集及び転送システム	I3S (Integrated Inspection Information System) の開発と導入
8. 追加的保障手段 (Additional Measures) の開発	工程監視システムの開発と導入 (SMMS、PIMS、IHVS)

ISVS : Integrated Spent Fuel Verification System

PIMS : Plutonium Inventory Measurement System

IHVS : Integrated Head-End Verification System

RBI : Running Book Inventory

MSCS : MOX Storage C/S System

WCAS : Waste Crate Assay System

SMMS : Solution Monitoring and Measurement System

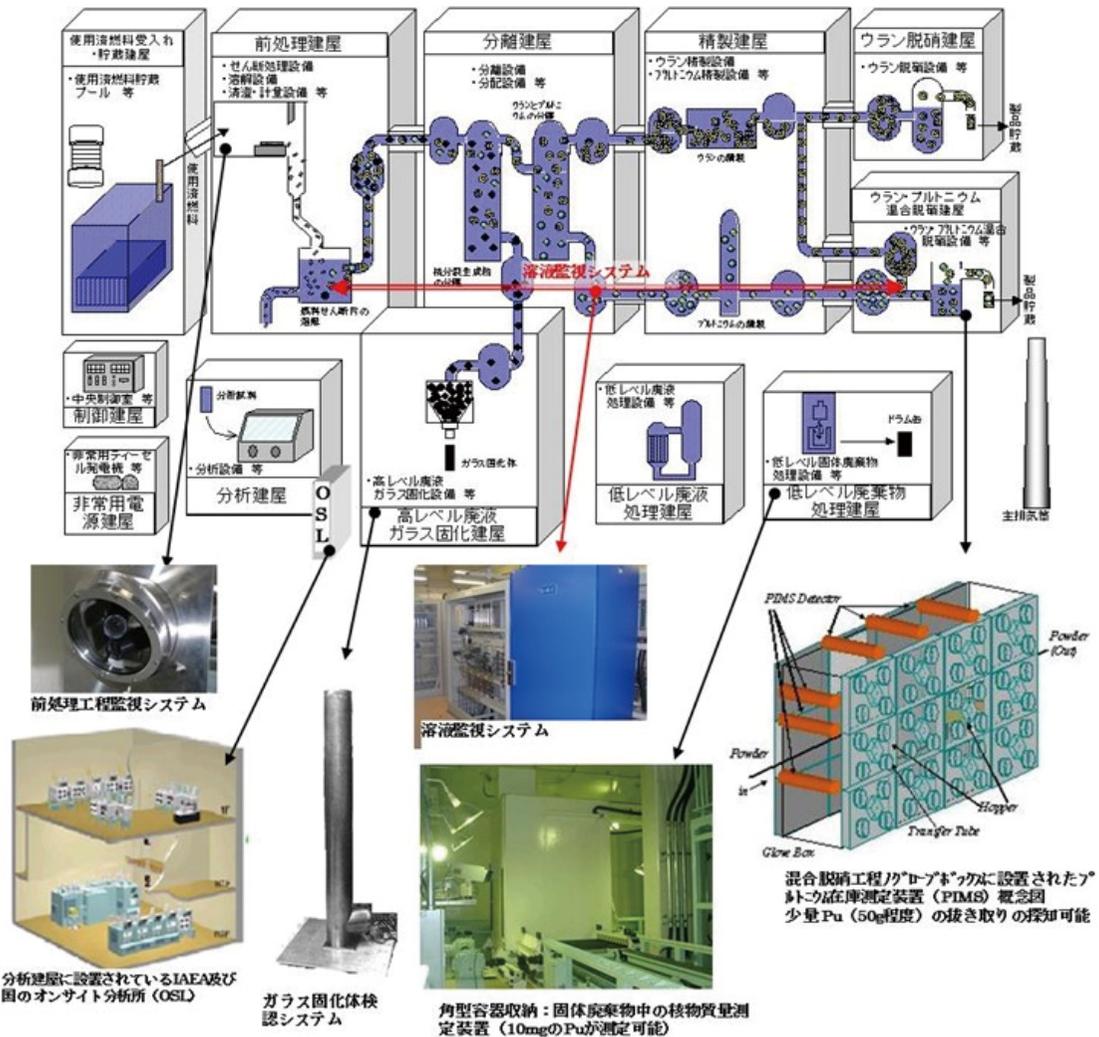


図 3-3-1 RRP における保障措置（自動検認・工程監視）3.3-1)

### 3.3.2 RRP の保障措置の主要要素

RRP において保障措置を構築する上では、大型再処理施設であることから来る計量管理に加えて、再処理工場における大半の核物質は、他の施設と異なり査察官が見ることも立ち入る事も出来ないセル内で扱われるという課題があることを十分に考慮する必要がある。従って、一般的な立ち入り査察では、査察の信頼性が得られない。

こうした課題に対応して的確且つ確実な RRP における保障措置の基本概念は、高精度な計量管理を基本に；

#### 参考文献

- 3.3-1) T. Iwamoto, “Safeguards Lessons Learned from Rokkasho Reprocessing Plant (RRP)”, (3rd International Meeting on Next Generation Safeguards, Dec. 2010).

①自動検認システム及び工程監視システムの導入

LASCAR では追加的保障措置手段 ( Additional Measures ) の提案がなされたが、その具体的提案解説がなされなかった。RRP では、追加的保障措置手段を工程監視システムとし、米国及び IAEA の理解を得て開発・導入し、効果的かつ効率的な保障措置システムを構築した。

具体的には、使用済燃料の受入れ貯蔵プールから製品 MOX 貯蔵庫に至る核物質を取扱う主要工程 ( 含む廃棄物 ) に沿って工程監視システムと自動検認システムを設置した。これにより、下記の 3 点が可能となり転用に係る核物質の抜き取り及び運転操作を出来なくしている。

- イ. プラントが申告通り運転されていることの保証
- ロ. 施設者が実施する在来型計量管理及び NRTA に対する独立検認性の向上
- ハ. 核物質の在庫及び流れの自動検認と運転操作の監視

③NRTA による直接利用物質に対する短期間物質収支の評価と中間在庫検認 ( IIV )

再処理施設における保障措置の要点として直接利用物質であるプルトニウムの計量管理の検証である。この点について LASAR の提言に基づき NRTA ( ニア・リアルタイム計量管理 ) を実施し、査察側はこれに対し、独自にサンプル採取等を行い施設の計量管理を検証すると共に、核物質が転用されていないことを確認する。現在、IIV は、約 1 回 / 月実施されている。(ただし、廃棄物処理工程と前処理工程 ( せん断・溶解工程 ) は、1 回 / 3 ヶ月の頻度) また、今後、さらに短期間での在庫検認 ( 約 1 回 / 10 日 ) の実施も可能であるが、飛躍的な信頼性向上が認められないことから、その実施は控えている。

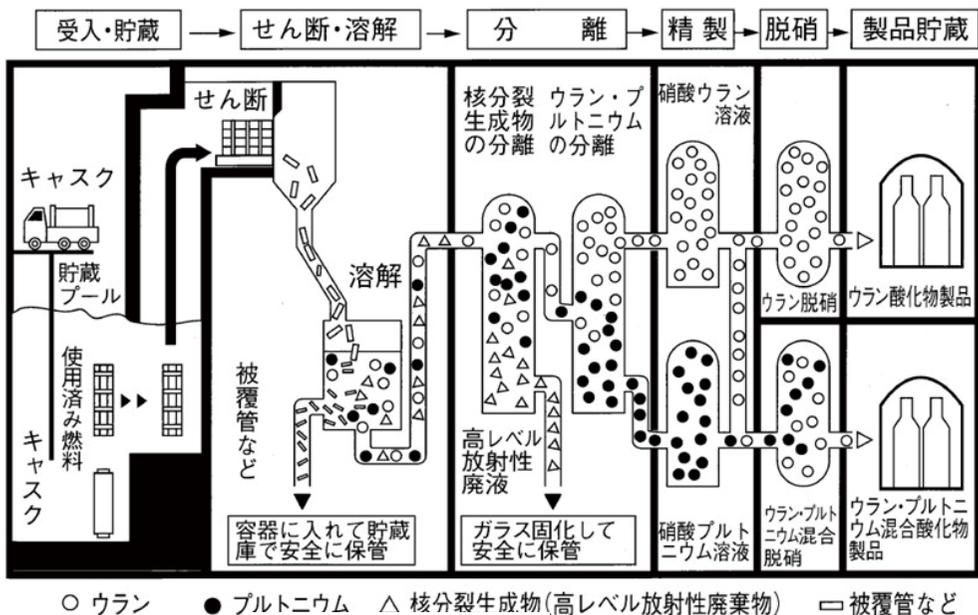


図 3-3-2 再処理概要工程

NRTA は、運転状態において、あるタイミング（カットオフ）の在庫量を求めるもので、分離工程や精製工程におけるパルスカラム等の抽出工程や蒸発缶内の在庫量は、測定手段がないことから推定式によって求める。推定式は、アクティブ試験において特別な試験を実施し求めている。

#### ④間接利用物質（回収ウラン）の保障措置

保障措置上、核兵器製造の観点から再処理の保障措置では直接利用物質であるプルトニウムに重点が置かれる。回収ウランは、U235 が 1%程度であることから間接利用物質の区分となり、適時性検認要件もプルトニウムの一カ月（使用済燃料中のプルトニウムは 3 カ月）に対して、間接利用物質は 1 年となる。

回収ウランの保障措置における査察検証は、新たに生産された回収ウランに対して、容器単位で、抜き取り検査により、ガンマ線検出器による濃縮度測定と重量検査、それに、工程からのサンプル採取による施設者の分析精度の検証が実施される。

現在、回収ウランの利用計画が無いことから回収ウランは、貯蔵庫で溜まり続ける。溜まり続ける回収ウランの課題は、棚卸し査察（PIV）における再検査である。一般的に、こうした核物質の貯蔵施設は、監視カメラを適用し再検査の対象数を最小限にするが、RRP の場合、こうしたやり方では、再検査のために数カ月要することになる。このため、RRP では、回収ウランの貯蔵施設に、間接利用物質取扱い施設では例のない二重の監視封じ込めシステムを適用し、PIV における再検査を避けるシステムを構築している。

#### ⑤設計情報評価（DIE）／設計情報検認（DIV）

RRP では、施設が平和利用に限定されていることを確認するため、また、設備能力を評価確認するために設計図書から設計情報評価（DIE：Design Information Examination）が実施され、建設段階において設計どおりに施設が建設されていることを確認するために設計情報検認（DIV：Design Information Verification）が実施された。

DIV では、セル内の機器配置及び配管等に対し 61 回、延べ約 800 人日（800PDI（査察人・日））にわたり検認が実施された。これには溶液を取り扱う槽校正の立会いも含まれ、約 80 槽の主要槽に対する槽校正を査察側立会いの下で、約 100 日にわたり検査が行われた。

DIV の手法として、一部のセル等では、イスプラ研究所（イタリア）で開発された 3D レーザースキャニング装置を使用し、プラントの機器配置及び配管施工について立体画像化して

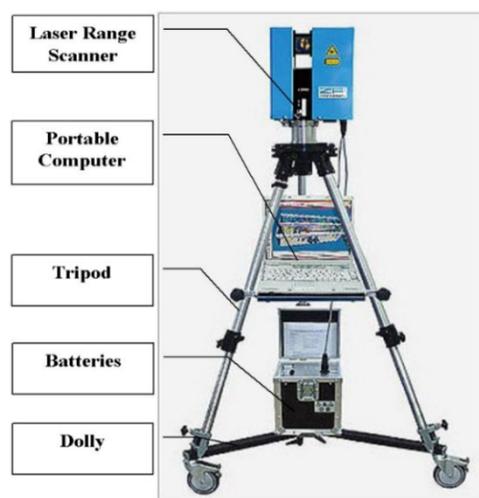
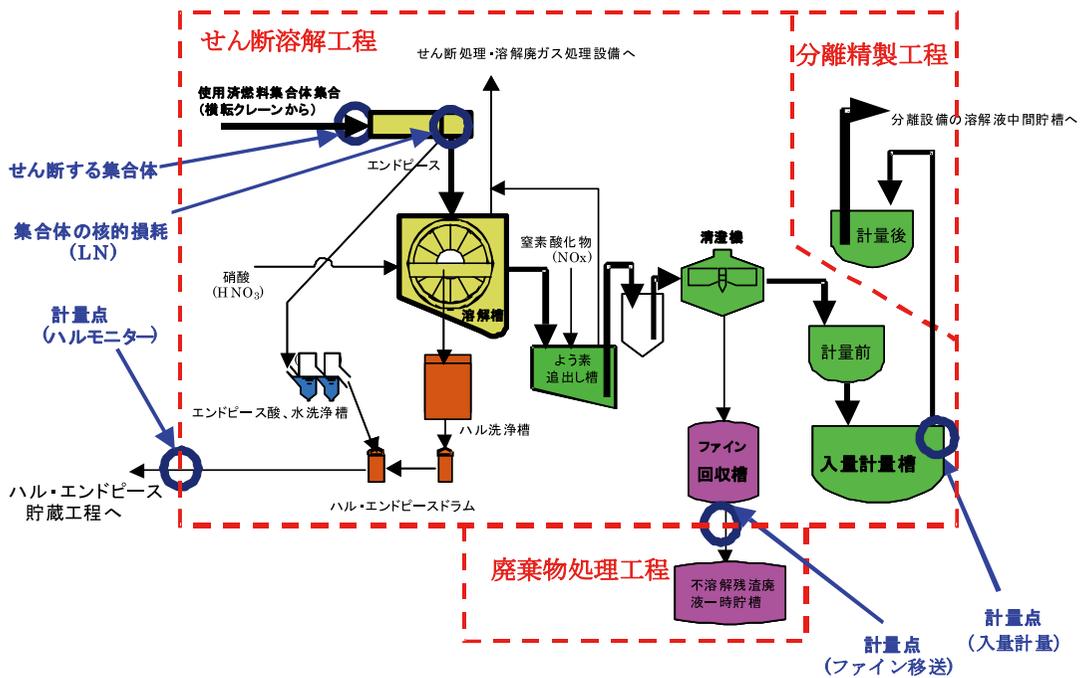


写真 3-3-1 3D レーザースキャニング装置

設計情報の検認を実施した。また、RRP において主要な機器のほとんどはセル内にあり、検認後に変更されていないことを担保するためにセル入り口にシーンを貼り付け、コンクリートで固め、完全にセルが完了するまでの査察知識の継続する措置が取られた。

### ⑥受払間差異 (SRD) の算出

核物質の施設間移動における受払間差異 (SRD) は、払出側の測定値と受け入れ施設側の測定値の違いにより算出する。しかし、再処理施設の場合、使用済燃料中の核物質量は、原子炉側の燃焼度計算から求めるのに対し、再処理側では、せん断溶解し実測定によって求める。このため、大きな SRD となる。さらに、RRP の場合、連続溶解あることから、使用済燃料単位に SRD を求めることは出来ずキャンペーン単位となる。キャンペーン単位で SRD を算出する概念を「図 3-3-3 RRP における SRD にかかる計量管理」に示す。



$$SRD = \left( \sum_{i=1}^{n_a} X + PB + \sum_{i=1}^{n_b} OI \right) - \left( \sum_{i=1}^{n_c} LN + \sum_{i=1}^{n_d} IN + \sum_{i=1}^{n_e} HL + \sum_{i=1}^{n_f} FI + PE + \sum_{i=1}^{n_g} OO \right)$$

X: 炉側データ LN: 核的損耗量 IN: 入量計量槽計量値 OI: その他在庫変動(受入)  
 HL: ハル中の核物質質量 FI: 不溶解残渣(ファイン)中の核物質質量 OO: その他在庫変(払出)  
 PB: 前処理工程の SRD にかかる期首在庫 PE: 前処理工程の SRD にかかる期末在庫

図 3-3-3 RRP における SRD にかかる計量管理

RRP では、使用済燃料の取り出し時から、IAEA の査察機器 (ISVS) により自動的に受入検認がなされ、ISVS の監視下におかれる。

使用済燃料は、ISVS 監視下の使用済燃料貯蔵プールから IHVS 監視下のせん断セルに移動してせん断される。せん断後の溶解された核物質は、溶液モニタリング下で SRD に係る

実測定、即ち入量計量、不溶解残差の計量及びハル中の核物質についても非破壊測定器（NDA）により測定する。加えて、これらは全て100%、査察側が独立検認を実施している。

従って、SRDと申告して転用することは、技術的に不可能な保障措置を適用している。これは、再処理施設のSRDは、炉側の計算コードに依存するものであり、計算コードの改善によるSRDを無くすことは、測定精度を向上させること以上に困難であることを考慮したものである。

⑦保障措置分析所（オンサイトラボ：OSL）

RRPでは、上記の自動検認・工程監視システムに加えて再処理工場内にIAEAと国で運営するオンサイトの分析所（OSL）を設置し、再処理工場の自動サンプリングシステムにより工程内から採取した分析試料を、独自に分析し事業者の分析データに誤りの無いことを、独自に検査している。OSLは、RRPの工程から保障措置目的で収去した核燃料物質試料の分析を行う施設であり、RRP内の分析建屋の一角に設置されている。本施設は、国の保障

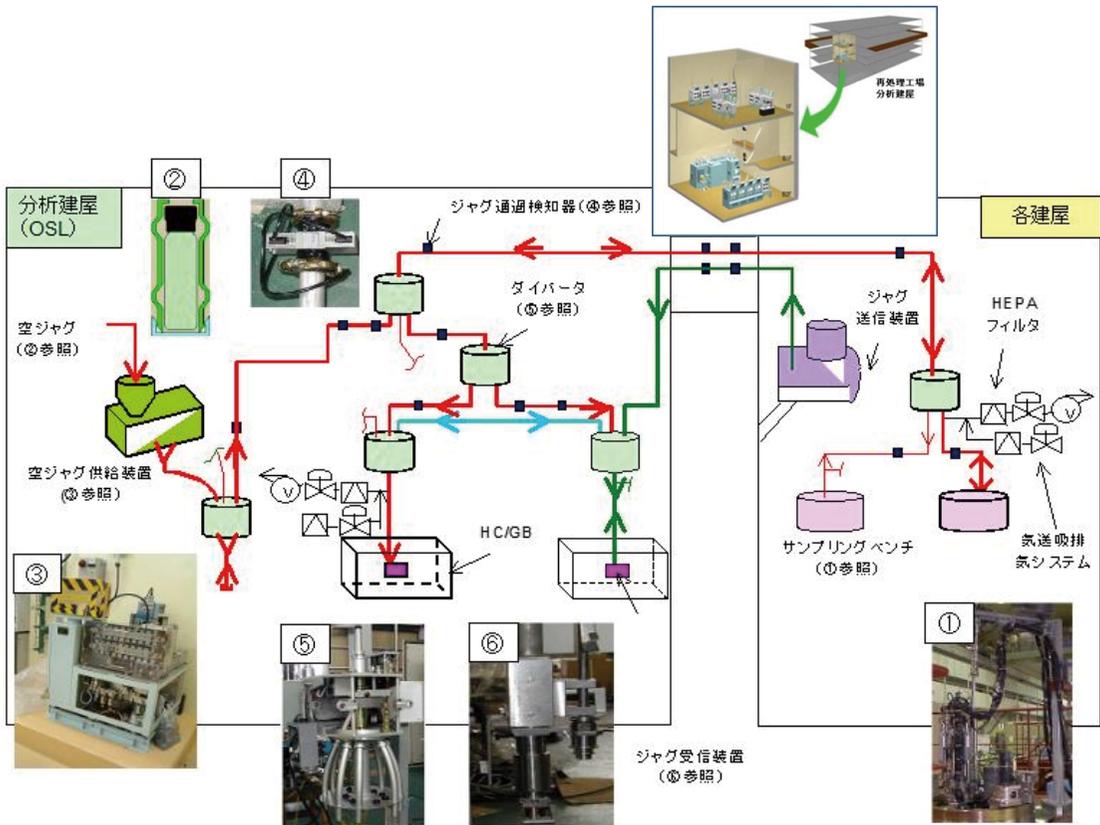


図 3-3-4 RRP における自動サンプリングシステム及び ASAS の概要図 3.3-2)

参考文献

3.3-2) G. Duhamel, E. Kuhn, Y. Kuno (IAEA), T. Iwamoto S. Nakashima (JNFL), “Establishing the Joint IAEA/ JSGO/ NMCC Safeguards On Site Laboratory for the Rokkasho Reprocessing Plant: a major challenge for managing the interfaces” , (7th International Conference on Facility Operations - Safeguards Interface, Charleston, USA, 2004)

措置分析所であるが、実際の分析業務は(財)核物質管理センター(NMCC)に委任され、NMCCが原子炉等規制法第52条に基づく核燃料物質の使用の許可申請を行い2000年6月に認可された。

OSLはNMCCとIAEAにより共同利用され、ホットセル、中放射性分析用グローブボックスライン、低放射性分析用グローブボックスライン、質量分析用グローブボックス、フード等により構成されている。

また、RRPでは査察検認に係るサンプル採取を、一部工程を除き自動で採取しRRP内に設置されたOSL(国及びIAEAが運用)へ自動的に気送する自動サンプリングシステムと真正性を保証するAutomatic Sampling Authentication System(ASAS)を設置(「図3-3-4 RRPにおける自動サンプリングシステム及びASASの概要図」(前頁参照))し、施設のシステムを活用して効率的な査察システムが構築されている。

### ⑧自動データ収集及び転送システム

RRPでは、査察の効率化を図るためLASCARの提言を踏まえ、施設の工程に設置され

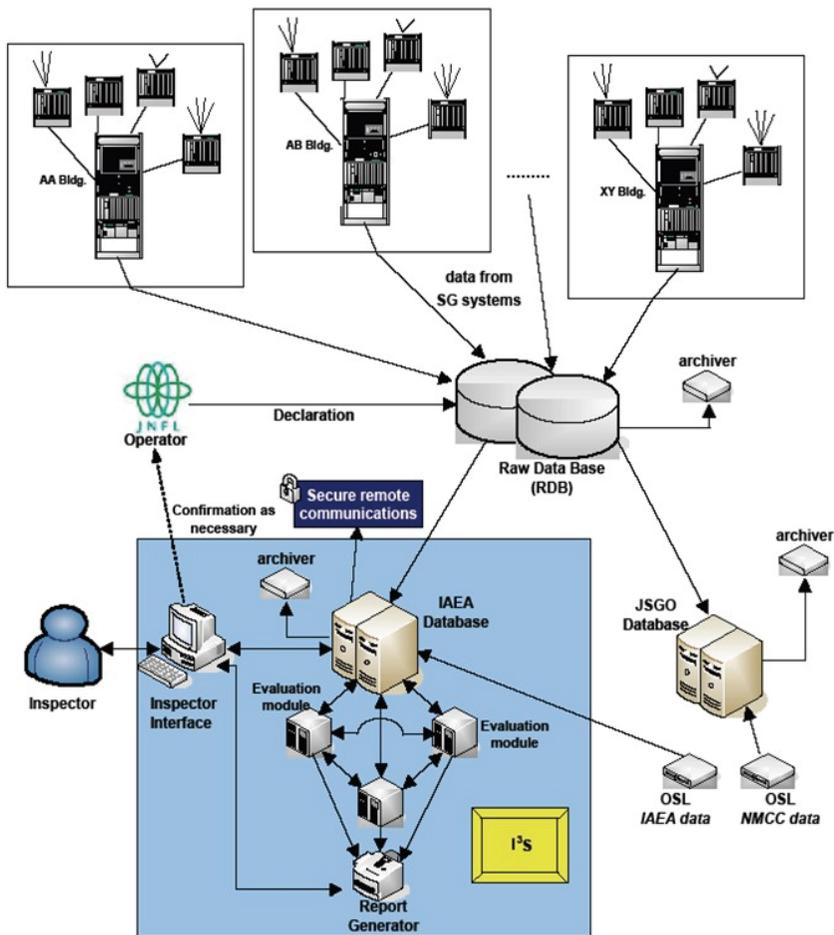


図 3-3-5 I3S : Integrated Inspection Information

ている査察機器からの検認データ及び監視データ等を自動でデータ収集及び暗号化・転送するシステム（I3S：Integrated Inspection Information System）が開発・導入されている。（図 3-3-5（前頁参照）参照）

このシステムには、以下の機能を有している。

- ・ サンプルング選択
- ・ データの自動採取・評価／解析
- ・ IAEA 本部へのデータ転送・遠隔監視・ヘルス診断

### 3.3.3 先進的保障措置システムの評価

RRP の先進的な保障措置システムは、施設運転に係る制御、計測機器を広く査察機器としても活用し、効果効率性を高め、一方でコスト削減に大きく貢献している。こうした先進的な保障措置システムは世界に例が無く多くの専門家から高い評価を得ており、2018 年 7 月米国ボルチモアで開催された第 59 回 Institute of Nuclear Materials Management（INMM）年次大会において民間の原子力事業者として初となる特別功労賞を受賞した。

## 3.4 高速増殖炉の保障措置

### 3.4.1 高速増殖炉の特徴

高速増殖炉（FBR）炉は、エネルギー資源の乏しい我が国が進める原子燃料サイクルにおいて再処理施設とともに要となる施設であるが、核兵器に適した良質なプルトニウムが使用済燃料から得られることから、核不拡散の観点から懸念される施設であり、保障措置においても困難な点が多くある。

FBR は高速中性子を利用して、核分裂反応を起こし、同時に核燃料物質を生産している。軽水炉（LWR）は軽水で減速された熱中性子により核分裂反応を起こす。FBR は炉心にプルトニウム燃料を使用し、その周りをブランケット燃料で取り囲み増殖している。LWR はウラン燃料を使用し、エネルギーのみを生産する。

FBR は高温、高出力密度で熱発生が大きく燃料ピンを細径にしてナトリウムで冷却する。ナトリウムは沸騰点が高いので（883℃）、常圧で運転でき原子炉容器も薄肉構造である。LWR はその構造上内圧が高くなるので原子炉圧力容器は高温高压に耐えるようなものとなる。FBR と LWR の相違はその核特性に依存するが、冷却材がそれぞれナトリウムと水であることによってプラントは特徴づけられる。

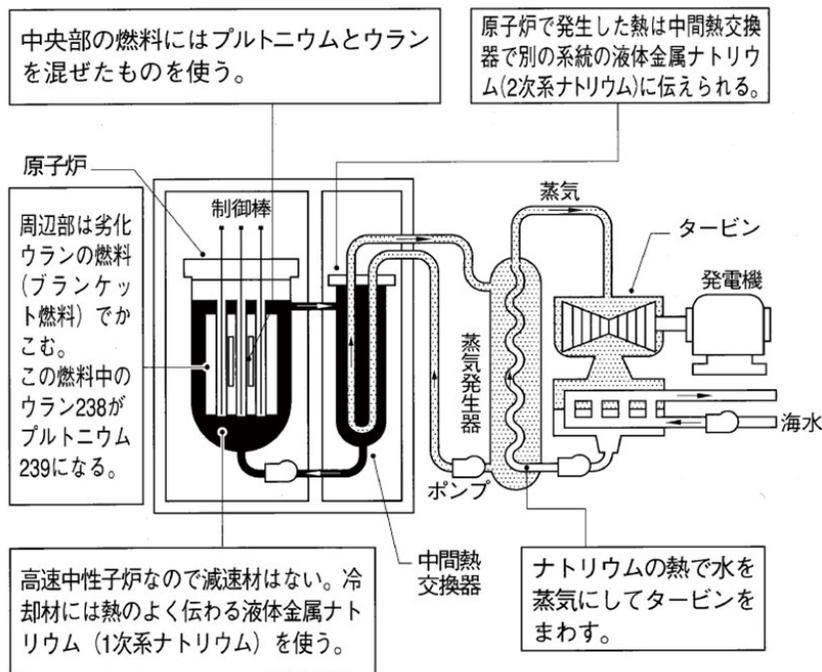


図 3-4-1 高速増殖炉 (FBR) の仕組み

### 3.4.2 日米原子力協力協定とIAEAの保障措置要件

IAEAの保障措置実施において、軽水炉の場合、停止中は炉心内の燃料集合体を検認することができるが、高速増殖炉の場合、炉心内と炉外燃料貯蔵槽内は、ナトリウム中にあることからアクセスすることができず検認出来ない。このため、IAEAは、保障措置基準に接近困難区域に対する保障措置基準を作成した。

日米原子力協力協定の実施取極上、軽水炉は附属書3に登録して運転することができるが、高速増殖炉は、ウラン・プルトニウム混合酸化物 (MOX) 燃料を使うことから、附属書2に登録しなければならない。附属書2に登録に当たり平和利用を担保するために適用する保障措置のコンセプトを日米両国政府で作成し合意した。これにより、高速増殖炉「もんじゅ」を運転するためには、「もんじゅ」に適用する保障措置が、IAEAの保障措置要件を満たし、かつ、日米政府で合意した保障措置コンセプトに適合する旨、口上書により「保障措置主要要素」を米国政府に提出し、米国政府からの口上書による受領により附属書2に登録され、運転することができる。

### 3.4.3 接近困難区域における保障措置システムの開発

IAEAの保障措置クライテリア'90-'95は、日本の核燃料サイクルの計画を鑑みたものであり、その中で、保障措置クライテリアのANNEX-D「接近困難区域に対する基準」は、高速増殖の

液体ナトリウム下にある燃料集合体に鑑みた基準であり、この要件を満足するため、ゲートモニターと2重C/Sによる保障措置システム「図3-4-2 接近困難区域 (Difficult to Access Area) に対する保障措置システム」を開発した。

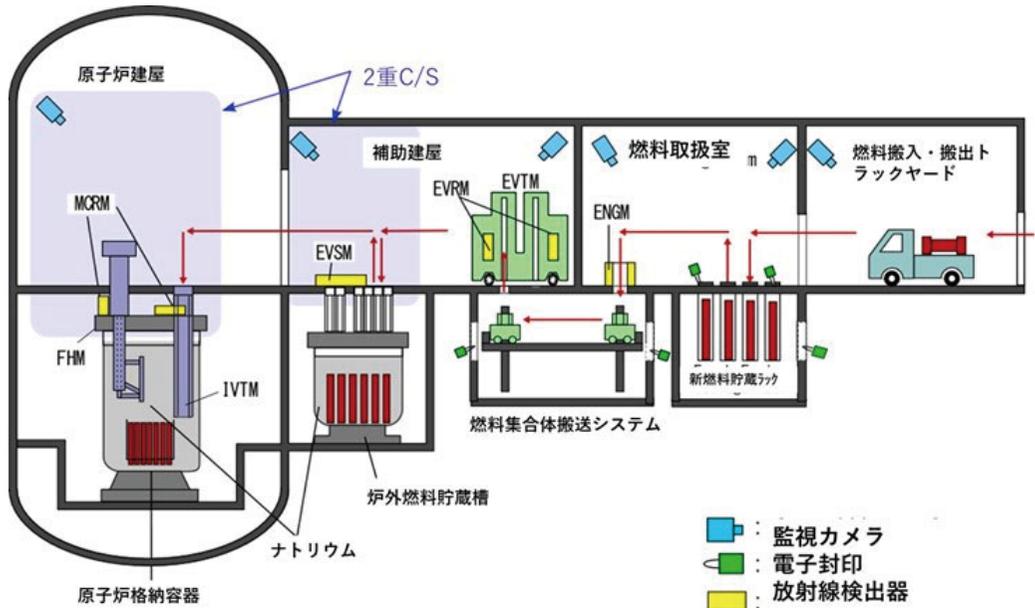


図3-4-2 接近困難区域 (Difficult to Access Area) に対する保障措置システム<sup>3.4-1)</sup>

上記の接近困難区域に対する保障措置システムの開発により、IAEAの保障措置要件と保障措置コンセプトの要件を満足し、もんじゅは、附属書2に登録され包括同意施設とすることができた。

### 3.5 廃棄物の保障措置終了・直接処分

#### 3.5.1 保障措置終了基準

核燃料物質を取扱い施設では、操業において微量の核物質が廃棄物中に付着する。こうした廃棄物中の核物質に対する保障措置は、保管廃棄物(処理又は操作上の事故の結果当分の間回収不能となったと認められ、かつ、貯蔵される核物質)と保障措置を終了する測定済廃棄物(測定され又は測定に基づいて推定され、かつ、その後の原子力利用に適さないような状態で廃棄された核物質)に区分される。

IAEAは、保障措置終了について、専門家会合を開催し、その議論を踏まえて終了基準「Policy SG-OA-GNRL-0014: Termination of Safeguards on Measured Discards; Safeguards on Retained Waste」を定めた。この基準は、廃棄物から核物質を抽出するためのコストが、通常の再処理と比較して10倍以上を前提としており、技術の進歩により見直される。保障措置を

#### 参考文献

3.4-1) T. Deshimaru et al. "Safeguards in Prototype Fast Breeder Reactor MONJU," (IAEA Symposium on International Safeguards, Vienna, Austria, March 14-18, 1994)

終了できるものは、ガラス固化体、コンクリート固化体、アスファルト固化体及びハル圧縮体の4つの固化体があり、含まれる核物質の濃度基準を満たせば、保障措置を終了することができる。

また、固化体にしていない廃棄物についても保障措置を終了できる濃度基準が定められている。しかし、そうした廃棄物は、最終処分のため将来固化体にされることから、現状では保管廃棄物として管理されている。

### 3.5.2 廃棄物に対する保障措置

IAEAの保障措置基準では、1物質収支期間において0.5SQ<sup>\*</sup>)未満であれば、IAEAは査察検証を省略することができる。通常、廃棄物は廃棄に際しIAEAの査察検証を受け、保管廃棄の場合、帳簿から除かれ査察対象外となるが、減容や固化処理のため工程に戻される場合、保管廃棄再生手続きの後、帳簿に戻る。測定済廃棄物の場合は、例えば、ガラス固化体の場合、IAEAの査察検証を受け保障措置が終了する。しかし、最終処分場に移動するときは、キャニスター番号と最終処分場の場所を通知する必要がある。保管場所を変える場合も同様の手続きが必要となる。

### 3.5.3 使用済燃料の直接処分

使用済燃料が地層処分(直接処分)された場合についても保障措置は終了することができない。その理由として、使用済燃料に含まれるプルトニウムが、将来、原子炉級プルトニウムで、核兵器製造が困難となっている発熱源のプルトニウム238が無くなり核兵器製造により適したプルトニウム組成に成ること、また、使用済燃料に含まれる核的生成物が減衰し、放射線量が低くなり、プルトニウム鉱山となり得る。

このため、直接された場合の保障措置手段として、掘り返しを探知するための監視システム(例えば、振動計等)の設置等が必要となる。

表 3-5-1 使用済燃料中のプルトニウム同位体比(Wt%)

プルトニウムの種類	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
スーパーグレード	0	97~98	2~3	0	0
核兵器級	0	93~97	3~7	<0.5	0
ガス炉(3.5GWd/t)	0.08	77.7	18.5	3.2	0.52
軽水炉(45 GWd/t)	2.4	53.8	22.0	15.5	6.3
半減期(年)	87.8	24110	6561	14.29	373000
* : 六ヶ所再処理工場は、1日の平均燃焼度が45GWd/t以下					

(参考)核弾頭として配備可能な核兵器を作る上での原子炉級プルトニウムの障害は、Pu238の崩壊熱とPu241(半減期14.29年)から出来るアメリシウム241(Am241)の崩壊熱による発熱の問題ですが、200~300年後には、初熱源となるプルトニウムがごく微量となり、核兵器製造に適した組成となる。

<sup>\*</sup>) SQ : 有意量 Pu ; 8kg、低濃縮ウラン ; 75kgU235、高濃縮ウラン ; 25kgU235、天然ウラン ; 10t

### 3.6 福島第一原子力発電所事故に係る保障措置の展望

通常の原子炉施設は、燃料集合体単位で管理するアイテム施設としての核物質の計量管理を実施する保障措置が適用されるが、福島第一原子力発電所の場合、炉心に装荷されていた燃料集合体は、集合体の形状は留めておらず燃料デブリの状態になっている。このため、アイテム施設としての計量管理及び保障措置は適用できない。

従って、今後当該施設については、溶液や粉末状態の核物質を取り扱うバルク施設としての核物質の計量管理と保障措置が要求される。以下に、IAEA 保障措置及び日米原子力協力協定の実施取極に係る課題、並びに燃料デブリ取り出しに係る保障措置の展望について記述する。

#### 3.6.1 IAEA 保障措置と日米原子力協力協定に係る課題

##### ①IAEA の保障措置実施状況

IAEA の保障措置要件は、核物質の実在庫の検証が必要であるが、事故により実在庫の確認ができない状態にあり、監視カメラにより燃料が事故炉から取り出されていないこと確認しているのみであり、IAEA の保障措置要件を 100% 満足している状態ではない。

##### ②日米原子力協力協定の実施取極に係る課題

日米原子力協力協定の実施取極は、日本の原子燃料サイクル実施に係る規定が定められており、特に、照射以外の方法によるプルトニウムの形状又は内容の変更に係るものであり、再処理や照射後試験施設等を、前提とした規定であるが、事故により炉心内の照射燃料集合体は、物理的に形状が変更されてしまっていることから、附属書3から附属書1への登録変更が生じる可能性がある。

また、取り出した燃料デブリを分析するための施設建設が計画されており、年間取扱量がプルトニウムで 1kg 以下であれば、実施取極の attachment に登録する必要性が生じる可能性がある。

これらの点については、日米両国政府の協議によって決定されることとなる。

#### 3.6.2 保障措置の展望

##### ①保障措置システム

二重 C/S 設置：燃料デブリ取出し搬送ルートと燃料デブリ容器収納室に監視カメラと放射線モニターを設置し、接近困難区域の保障措置要件を満たす保障措置システムとする。

燃料デブリ中の核物質量を測定非破壊測定装置（NDA）の開発：候補として、六ヶ所再処理工場のガラス固化体中の核物質質量測定する NDA、あるいは、米国のロスラモス国立研究所が開発したチェルノブイリ用の NDA がある。

鍵は、収納容器ごとの燃焼度の把握である。

## ②核物質の計量管理

核物質の計量管理は、国籍管理を鑑み、事故時点での燃焼計算により燃料集合体毎に生成プルトニウム量、残留ウラン量を計算し、便宜的に新規施設として、核的損耗を計算した後、事故炉から帳簿上の払出をおこない、新規施設で帳簿上の受入れを行い、バルクの計量管理とする。

燃料デブリ取り出しの都度非破壊測定器により核物質量を測定し、全体の燃料デブリから差し引き国籍付与を行う。国籍の偏りについては、燃料デブリ取り出し完了時に、必要に応じて行う。

## 3.7 今後の課題

本章では、日本の保障措置に対する取組、保障措置の基本である核物質の計量管理、保障措置における査察概要と日本の核燃料サイクル推進における保障措置のチャレンジである再処理施設、ウラン濃縮施設及び高速増殖炉に対する保障措置について紹介してきたが、今後の課題として以下の事項がある。

### 1) 保障措置の課題

我が国が進める原子燃料サイクル継続のためには、拡大結論の継続的に維持しておくことであり、課題として以下の対応が肝要である。

- ①福島第一原子力発電所に対する前記の保障措置対応
- ②国内全体での円滑な保障措置の実施 / 不都合事象 (Anomaly) の防止
- ③Pu/HEU 取り扱い施設における継続した厳格な保障措置対応
- ④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
- ⑤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
- ⑥SLC (State Level Concept) の円滑な実施とIAEAとの連携

### 2) 効果的かつ効率的保障措置の取組

#### (1) 査察のリモート化

RRP の様に使用済燃料の受入貯蔵施設から製品 MOX 貯蔵庫に至る工程に沿って自動検認・工程監視システムが設置され、それらのデータが IAEA 本部に転送されている施設では、IAEA 本部でリモート (遠隔) 査察を主体とし、施設への立ち入り査察は、短時間通告により施設運転状況の確認と設計情報検認 (DIV) 実施する。実在庫及び中間在庫の検認は、スケジュール化して行うことにより、更なる効果・効率化が期待できる。

#### (2) 核セキュリティと保障措置機器の統合化

核セキュリティでは、核物質の盗取防止の観点から 2 人ルールおよび 2 ルール出入り管理システムまたは常時監視が要求される。

核物質の盗取防止の観点から保障措置システム (例えば、RRP の自動検認 / 工程監視

システム)は非常に高い探知性能を有している。しかし、核セキュリティで要求される適時探知に係る警報機能が無い。核セキュリティ要件を踏まえた設備改造は容易であることから、効果的かつ効率的な核セキュリティシステムの構築に核セキュリティシステムと保障措置機器の統合化、そして、それらの機器は、施設の安全設備(例、臨界モニタ)としても活用が可能である。

即ち、施設の設計において、安全、核セキュリティ、そして保障措置要件を考慮した施設設計することにより、効果的かつ効率的な3S(安全、セキュリティ、保障措置)を実現が期待でき、加えて、それらに係るコストを削減することが可能となる。

### (3) IT 技術の活用

保障措置システム構築、情報収集と解析において IT 技術の導入による保障措置の信頼性と効率性の向上を図る。

以上

## 第4章 日本の核セキュリティへの取組

### 4.1 核セキュリティ強化への経緯

#### 4.1.1 核セキュリティの取組

核セキュリティとは、核燃料物質、その他の放射性物質、又はそれに関連する施設に影響を及ぼす盗取、妨害破壊行為（テロ行為）、無許可立ち入り、不法移転あるいはその他の悪意のある行為の防止、プラント制御システムに対するサイバー攻撃の検知及び対応であり、以下の5つの脅威が現実のものとならないよう取られる措置である。

- ①核物質の盗取
- ②盗取された核物質を用いた核爆発装置の製造
- ③放射性物質の発散装置（いわゆる「汚い爆弾」）の製造
- ④原子力施設や放射性物質の輸送等に対する妨害破壊行為
- ⑤サイバー攻撃による妨害破壊行為

核セキュリティは当初、核物質防護として非国家主体のテロ行為を踏まえ、1972年3月にIAEAは、「核物質防護に関する専門家会合」を開催し、最初の指針として「核物質の防護に関する勧告（Recommendations for the Physical Protection of Nuclear Material）」を取りまとめ、その後、1977年に「核物質の物理的防護（INFCIRC/225/Rev.1）」となり、核物質防護に関する国際的な基準として核物質防護の国際的な取り組みへとなり日本は、1988年5月27日「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」以下「原子炉等規制法」という。）の一部改正法が公布され、その後、原子炉等規制法施行令、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則、試験研究に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の政令及び府省令が公布・施行され、1989年5月26日の「核物質防護条約」（以下「PP条約」という。）加入に際し、核物質防護に係る一連の法令改正が整備された。こうした法整備の背景には、日米原子力協力協定等の関係国と締結している二国間原子力協力協定において、核物質防護が義務化を踏まえたものである。

国際動向を踏まえた日本の核セキュリティ対応について「表4-1-1 国際動向を踏まえた日本の核セキュリティの取組」（次頁参照）に示す。

表 4-1-1 国際動向を踏まえた日本の核セキュリティの取組<sup>4-1)</sup>

国際動向	日本の対応
1975年9月 IAEA勧告(INFCIRC/225)	1976年4月 原子力委員会が核物質防護専門部会を設置
1977年6月 IAEA勧告(INFCIRC/225/Rev. 1)	
<b>1987年2月 核物質防護条約発効</b>	1987年12月 原子力委員会が「核物質防護体制の整備について」を決定
	<b>1988年5月 原子炉等規制法の一部改正</b> (核物質防護規定、核物質防護管理者等の追加)
	1988年11月 核物質防護条約加入
1989年12月 IAEA勧告(INFCIRC/225/Rev. 2)	
1993年 9月 IAEA勧告(INFCIRC/225/Rev. 3)	
<b>1999年 6月 IAEA勧告(INFCIRC/225/Rev. 4)</b>	
(2001年9月11日 米国同時多発テロ発生)	
2005年7月 改正核物質防護条約採択	<b>2005年5月 原子炉等規制法の一部改正</b> (DBTの策定、核物質防護秘密の保持義務、核物質防護検査制度の導入)
	2006年12月 原子力防護専門部会設立
<b>2011年1月 IAEA勧告(INFCIRC/225/Rev. 5)</b> (3月東電福島第1原発事故)	<b>2012年3月 核物質防護に係る規則の一部改正</b> (立入制限区域の設定、見張人詰所の冗長化、中央制御室等の防護、防護設備の無停電化、情報セキュリティ対策、関係法令遵守・核セキュリティ文化の醸成など)
	<b>2016年9月 核物質防護に係る規則の一部改正</b> (個人の信頼性確認制度の導入(発電炉・再処理施設等のみ対象))

#### 4.1.2 核セキュリティの国際的取組(核セキュリティサミット)

2009年4月、米国オバマ大統領はプラハで、米国が核兵器のない世界の平和と安全保障を追求するため、核兵器国と軍縮に取り組むこと、またテロリストによる核兵器の取得は世界の安全保障にとって究極の脅威であり、今後4年以内に世界中の脆弱な核物質を安全なものとする国際的な取組みを行うことを宣言し、核セキュリティサミット(NSS)の開催を提唱し、2010年から2年毎にワシントンDC、ソウル、オランダのハーグにおいてNSSが開催され、そして

参考文献

4-1) 核物質管理学会時報「核セキュリティに係るIAEAの取組と我が国の対応(2019年9月)」

最後にワシントン DC の開催をもって NSS が完結した。

NSS は、核セキュリティ（核テロ対策等）向上のための国内措置及び国際措置等について検討するもので、第 1 回サミットにおいて核テロ防止に向けた核物質の国際的な管理体制の確立を目指すとしたコミュニケと、それを補強するため各国が自発的に実施する作業計画を採択した。また、サミットのコミュニケで表明された「原子力産業界との協力」を受け、産業界が政府とともに推進するアクションプランに対応するための会議として「核セキュリティ産業界サミット：Nuclear Industry Summit : (NIS)」において、核物質防護、計量管理、核セキュリティ文化の醸成、研究炉の低濃縮ウラン化、機微情報管理に関する国内規制の枠組み強化に関する産業界の役割と対応が協議されることとなり、政府レベルの核セキュリティサミット（NSS）のサイドイベントとして産業界の代表が集まり NIS が開催され更に、大学、研究機関及びシンクタンク等による Nuclear Knowledge Summit（NKS）も開催された。

NSS は、世界の 54 カ国と国連、IAEA 等の 4 国際機関の首脳が参加し、最後となった NSS において核テロの脅威は国際社会が取り組むべき喫緊の課題であることが再確認されるとともに、今後は IAEA が核セキュリティ体制の主導的役割を果たすこと等を盛り込んだ「米国核セキュリティ・サミットコミュニケ」と、今後も核セキュリティを推進する IAEA を含めた五組織の活動内容を個別に記載した 5 つの「行動計画」が採択された。なおロシアは、最後の NSS には参加しなかった。

5 つの「行動計画」は、今後の核セキュリティ体制の中心的役割を果たす IAEA に加え核セキュリティに係る活動を行う、国連（UN）、国際刑事警察機構（ICPO）、大量破壊兵器・物質の拡散に対するグローバル・パートナーシップ（GP）及び核テロリズムに対抗するためのグローバル・イニシアティブ（GICNT）の計 5 組織の各々の役割と活動内容が記載されている。

## 4.2 日本の核セキュリティに対する国際的評価

日本の原子力施設における核テロ対策は、海外に比べて脆弱であるとよく国内外から言われ、その理由として、海外の原子力施設の警備員は、武装しているのに対し日本の原子力施設の警備員は、非武装であることから、そのような認識になると思われる。

各国の核セキュリティの対応状況を評価し、格付けを行っている組織がある。それは、米国の核不拡散関係のシンクタンクである核脅威イニシアティブ（Nuclear Threat Initiative：NTI）が 2012 年より『核セキュリティ指標（Nuclear Security Index）』ランク付けを 2 年毎に発表している。

この指標は、高濃縮ウランやプルトニウムといった核兵器に製造可能な核物質（以下、核物質）及び原子力施設を有する全ての国が如何に原子力施設に対する核セキュリティ対策を向上させたかを明確にするために、米国内外から核セキュリティや保障措置の専門家を集め、各国の核セキュリティ対策を評価した上で、ランク付けしているもので、「盗取対策ランキング」と「妨害

破壊行為対策ランキング」を、それぞれ評価している。

NTI が 2012 年に発表した初版の指標では、日本は、核兵器製造可能な核物質 1kg 以上保持する 32 カ国中 23 位で、先進国の中で最低のランクであった。2012 年で 23 位だった日本のランクは、2014 年に 12 位、2016 年の 5 位と上昇し、2018 年 9 月に発表された第 4 版の指標では、「盗取対策」と「妨害破壊行為対策」のそれぞれにおいて 4 位にランクされ日本は、名実ともに核セキュリティの優等国の仲間入りをしたと言える。従って、日本のテロ対策は、脆弱でもなく世界から後れを取っているどころか進んでいることになる。そして、今回の指標において日本は、2012 年以降他のどの国よりも改善した国と評価されている。

ちなみに、第 4 版の指標において、1 位オーストラリア、2 位スイス、3 位カナダ、4 位が日本とドイツで米国は 12 位で日本より下にランクされており、そして、最下位に北朝鮮、その上がイランとなっている。

日本が NTI の指標において高い評価を得ることができたのは、原子力規制庁を中心に、治安当局及び原子力事業者の協力によるものであり、また、警備員の武装が許されない日本では、原子力発電所等の重要な原子力施設に対しては、機動隊による武装警備を実施するなど努力の賜物と言え、今回の指標で示された評価項目と日本の評価得点は以下の通りとなっている。

①核物質の生産及び削減の傾向：100 点

国際的に日本の余剰プルトニウムが問題視されている中で、高評価につながった要因として東海村にある高速臨界実験装置に保管されていた核兵器級のプルトニウム等の核物質を米国に返却した事によると思われる。

②内部脅威対策に係る措置（特に個人の信頼性確認制度の厳格化）：100 点

③輸送時の核物質防護に係る規則（特に IAEA 指針への適応）：100 点

④サイバーセキュリティ対策に係る規制（特にサイバー攻撃への対応計画策定）：80 点

⑤国連安保理決議 1540 号の履行：100 点

⑥効果的なガバナンス：75 点

高評価を得られた要因として、日本は、2012 年以降、核物質を米国に返還し、プルトニウム等の核物質の量の適正バランスの確保、原子力規制委員会と原子力規制庁を創設したことが、大きな改善として評価され、更に、改正核物質防護条約の批准及び核セキュリティ勧告第 5 版に係る関連国内法の整備、核セキュリティに係る年次報告の作成、IAEA の核物質防護のピアレビューの受入等の取り組みを行ってきた努力が、評価されたものと考えられる。

## 4.3 核セキュリティの対策

### 4.3.1 核セキュリティ対策に係る防護対象特定核燃料物質の区分

原子炉等規制法においては、防護対象特定核燃料物質について、その物質の核兵器製造に対する魅力度に応じて 3 段階の防護区分に分けられている。これは PP 条約及び原子力委員会

核物質防護専門部会報告書における「核物質防護の区分」に対応するものであり、魅力度の高い順に区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲに分類されるが、この区分は、基本的にはその物質の種類及び量によって定まる。（表 4-3-1、表 4-3-2 参照）

表 4-3-1 核セキュリティ対策に係る防護対象特定核燃料物質の区分け（未照射の核物質）

核物質区分		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
プルトニウム		2kg 以上	500g を超え 2kg 未満	15g 超を超え 500g 以下
濃縮ウラン (U235)	20%以上	5kg 以上	1kg を超え 5kg 未満	15g を超え 1kg 以下
	10%以上 20%未満		10kg 以上	1kg を超え 10kg 未満
	天然ウランの比率を 超え 10%未満			10kg 以上
ウラン 233		2kg 以上	500g を超え 2kg 未満	15g を超え 500g 以下

表 4-3-2 核セキュリティ対策に係る防護対象特定核燃料物質の区分（照射済核物質）

核物質の種類	区分
核物質を照射して、1 m離れた地点での空気吸収線量率が1 グレイ毎時以下のもの	未照射核物質の区分に従う
核物質を照射して、1 m離れた地点での空気吸収線量率が1 グレイ毎時を超えるもの (濃縮度が10%未満の濃縮ウランを除く)	未照射核燃料の区分から1 ランク下げることが可能(照射前に区分Ⅲのものは同ランクとする)
天然ウラン、劣化ウラン、トリウム、濃縮度が10%未満の濃縮ウランを照射して、1 m離れた地点での空気吸収線量率が照射直後において1 グレイ毎時を超えるもの	区分Ⅱ
ガラス固化体に含まれる下記の核燃料物質* ・照射された区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲの物質 ・令第3条第三号に規定する特定核燃料物質 (*これらは、表面からの1 mの空気吸収線量率が1 グレイ毎時を超えるものに限る)	区分Ⅲ
放射性廃棄物に含まれる下記の核燃料物質* ・区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲのプルトニウム ・照射された区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲの物質 ・令第3条第三号に規定する特定核燃料物質 (*ただし放射性廃棄物は、ガラス固化体等の固化されたもの)	区分Ⅲ

(注) 令第3条第三号に規定する特定核燃料物質：  
照射された天然ウラン、劣化ウラン、トリウム、濃縮度が10%未満の濃縮ウラン

照射済燃料については、未照射の状態 で定まった区分から、照射直後にその物質から1メートル離れた地点における空気吸収線量率に応じて区分を1ランク下げることができる。この場合、空気吸収線量率1グレイが基準となる。即ち、プルトニウムの照射済燃料については、照射前の燃料中のプルトニウムが3kgの場合、その物質から1メートル離れた地点における空気吸収線量率が1グレイ以下であれば照射前と同様に区分Ⅰとして、1グレイを超えれば照射前の区分から1ランク下げた状態即ち区分Ⅱとして防護する。これは、不法行為者から核物質の盗取防止を

主眼として講じる措置であるため、照射済燃料から放出される放射線を一種の「天然バリア」として位置づけ、放射線が大量に放出される場合には、これを防護の手段として評価しているためである。なお、トリウム、劣化ウラン、天然ウラン、濃縮度 10%未満のウランを照射したものについては、その物質から 1メートル離れた地点における空気吸収線量率が 1 グレイを超える場合には区分Ⅱとなる。従って、低濃縮ウランで構成される通常の軽水炉用燃料（照射済燃料）はこれに該当し区分Ⅱの防護となる。

#### 4.3.2 外部脅威対策（物理的深層防護）

核セキュリティ対策の第1は、外部脅威を踏まえた設計基礎脅威（DBT）からの物理的、システムの防護（深層防護）対策と ID カード及び生体認証を含む厳格な出入管理と物品の搬出入管理であり、物理的深層防護の概念を「図 4-3-1 深層防護概念」、また、出入り管理及び物品搬出入管理含む物理的・システムの防護（深層防護）対策の概念図を図 3-3-2 に示す。

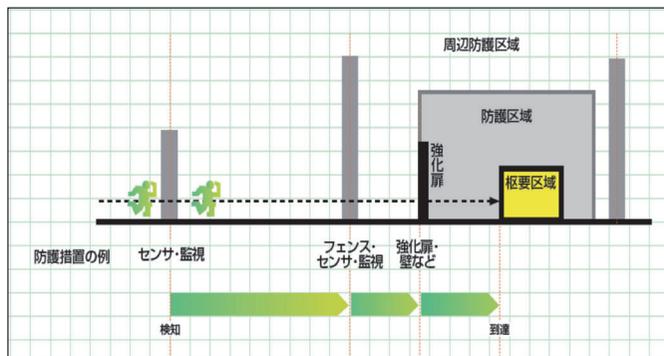


図 4-3-1 深層防護概念

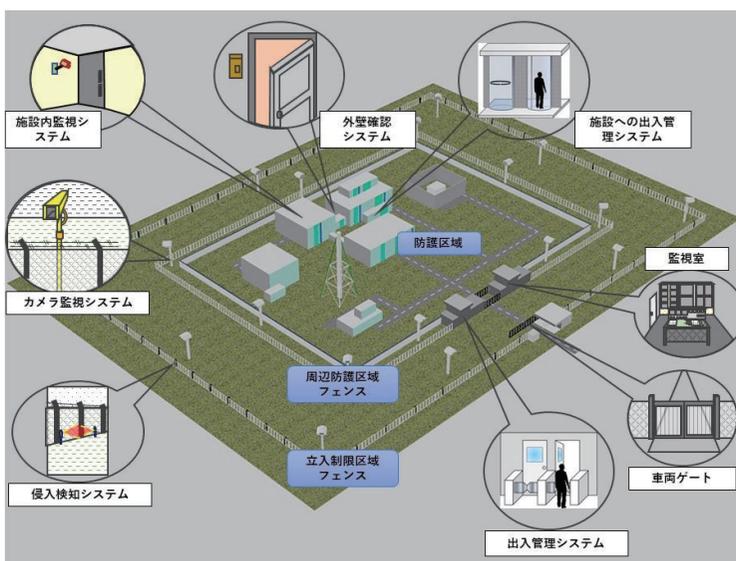


図 4-3-2 物理的・システムの防護（深層防護）

### 4.3.3 内部脅威対策

#### (1) 2人ルール監視・管理システム

核セキュリティ対策の第2は、内部脅威を考慮したソフト的（ルール）、システムの対策であり、その具体例として、防護区域内での作業においては、相互監視を前提とした2人ルールの適用及び2人以上の作業者をシステム的に確保するための2人ルール監視・管理システムが防護対象区分I及び区分2施設では導入している。

#### (2) 個人の信頼性確認

内部脅威低減のため原子炉施設や防護区分I施設における防護区域内作業員に対し個人の信頼性確認を実施することが義務化されている。

個人の信頼性確認は、書類審査、薬物検査、アルコール検査、性格検査、面接等の実施により確認される。その流れを「図4-3-3 個人の信頼性確認の流れ」に示す。

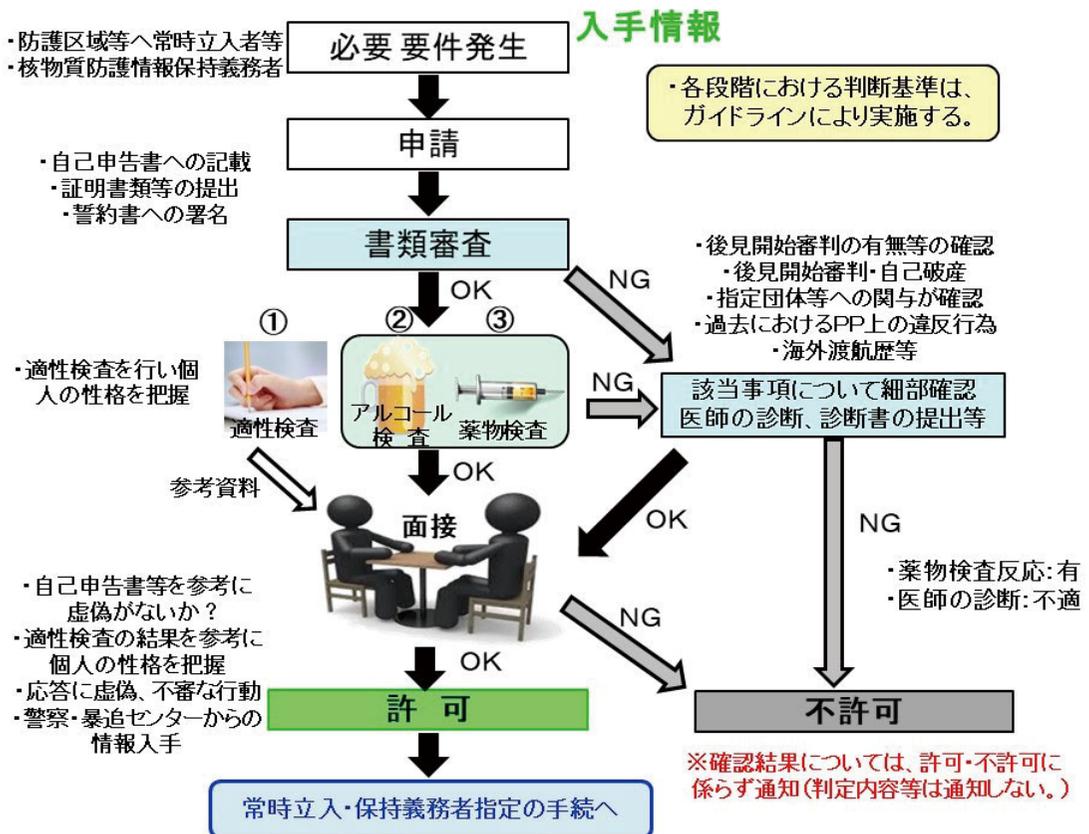


図4-3-3 個人の信頼性確認の流れ

核セキュリティ対策は、外部脅威と内部脅威対策に加えて、情報管理（技術情報及びセキュリティ情報）の徹底、そしてテロ対応訓練を含む教育と訓練の実施であり、それに、次に述べるサイバーセキュリティ対策である。

### 4.3.4 サイバーセキュリティ対策

#### 1) サイバーセキュリティ対策の必要性

日々進歩するIT技術を鑑み、プラント制御システムに対するサイバー攻撃対策が今日の原子力施設における核セキュリティにおいて、重要かつ急務となった。（「表 4-3-3 制御システムへのサイバー攻撃の推移」参照）

サイバー攻撃の代表例として2010年11月、「Stuxnet（スタックスネット）」と呼ばれるコンピュータウイルスを用いてイランのナタンズ濃縮工場の遠心分離機約8400台が破壊される事象が発生している。（図 4-3-4 参照）

表 4-3-3 制御システムへのサイバー攻撃の推移  
ICS-CERT Year in Review 2012-2016 より

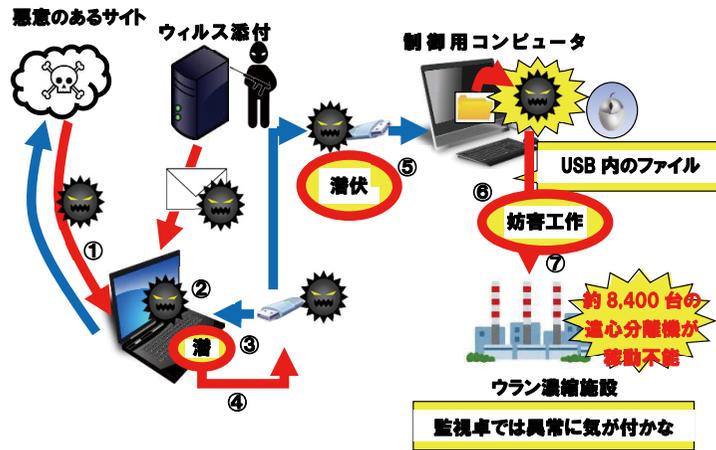


図 4-3-4 実際に起こったサイバー攻撃の例

こうしたサイバー攻撃の脅威に対処するため国際原子力機関は（IAEA）は、ガイドラインとして「原子力発電所等におけるコンピュータセキュリティ」を定め各国のサイバーセキュリティの強化を図っている。先行している米国では、業界規格が整備されており業界で標準化が図られている。一方、我が国においても2018年3月1日に原子力規制庁に「サイバーセキュリティ対策チーム」が設置され我が国の原子力施設に対するサイバーセキュリティ対策の強化を図ると共に、サイバーセキュリティに精通した人材の確保と育成を進めている。

#### 2) サイバーセキュリティ対策

原子力施設におけるサイバーセキュリティ対策は、「表 4-3-4 レベル分けの考え方」に示すレベルに区分けし実施する。

表 4-3-4 レベル分けの考え方

レベル 1：特別嚴重	レベル 2：特に嚴重	レベル 3：嚴重	レベル 4：適切
<ul style="list-style-type: none"> <li>安全・運転制御系システム</li> <li>— 運転制御用コンピュータ</li> <li>— 上記の操作用端末</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>セキュリティシステム</li> <li>コンピュータ</li> <li>— 上記の操作用端末</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>プラント情報系システム</li> <li>— 放管システム</li> <li>— プラント情報管理システム</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>レベル 3 操作端末</li> </ul>

プラント制御システムのサイバーセキュリティ対策として、第1に、プラント制御系コンピュータシステムについて外部システムと電氣的、物理的隔離であり、この技術的ツールとして、片方

通信設備（図 4-3-5 Data Diode：データダイオード）がある。これは、図に示すように光の発光部と受光部によりデータの片方向送信を確実にするシステムである。第2に、プラント制御システムの更新、メンテナンス等に用いるパソコン（PC）や USB メモリ、CD/DVD 等の記憶媒体は、作業前のウイルスチェック実施によるマルウェア\*1）が潜んでいないかを確認する。第3に、プラント制御に係るプログラミングされたシステム及び記憶媒体接続ポート等が設置されている制御盤に対する施錠等のアクセス管理に加え、内部脅威低減のため 2 人以上での作業の実施（相互監視）である。更に、サイバーセキュリティに係る教育・訓練とサイバー攻撃事象に対する対策組織の設置があげられる。

\*1）マルウェアとは、ウイルス（PC などの端末の故障・障害を引き起こす）やスパイウェア（個人情報流出などの原因）、ワーム（自己複製能力を持ち悪影響を及ぼす）など悪意をもって動作するようプログラムされたソフトウェアの総称を言う。

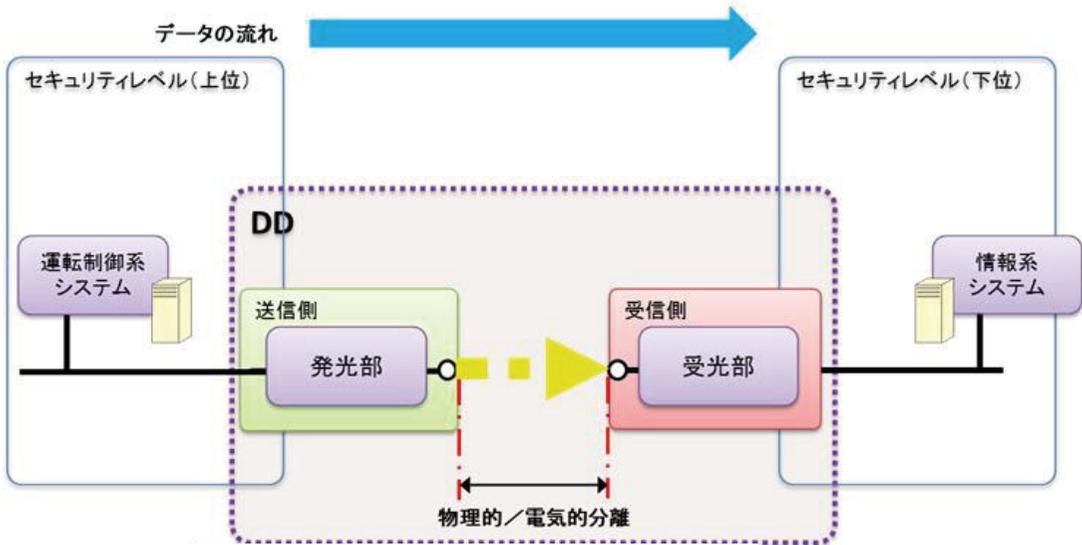


図 4-3-5 Data Diode（片方通信設備）

#### 4.3.5 防護区分毎の防護措置

外部脅威対策、内部脅威対策及びサイバーセキュリティ対策等核セキュリティ対策に係る基本的防護要件について紹介してきたが、核物質及び原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告（INFCIRC/225/Rev.5）に基づく核セキュリティ対策に係る防護区分毎の防護措置要件について表 4-3-5 及び表 4-3-6 各防護区分（次頁参照）に対する防護措置に整理する。

表 4-3-5 各防護区分に対する防護措置 4-1)

防 護 措 置	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 防護区域の設定</li> <li>・ 防護区域を堅固な障壁で区画</li> <li>・ 周辺防護区域を設定し障壁で区画し照明装置等人の侵入が確認できる装置を設置</li> <li>・ 立入制限区域の設定</li> <li>・ 見張人の巡視</li> </ul>	○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○	○   ○ ○
<p>【防護区域、周辺防護区域又は立入制限区域への人の立入り】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常時立入者に証明書を発行</li> <li>・ 一時立入者に証明書を発行</li> <li>・ 防護区域への一時立入者に常時立入者を同行させ監督</li> </ul>	○ ○ ○	○ ○ ○	○ ○ ○
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 防護区域又は周辺防護区域への業務車両以外の車両立入禁止</li> <li>・ 防護区域又は周辺防護区域における車両の駐車区域の設定</li> </ul>	○ ○	○ ○	○ ○
<p>【防護区域又は周辺防護区域の出入管理】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 妨害破壊行為用物品の持込み、特定核燃料物質の不法持出し点検</li> <li>・ 金属探知装置、特定核燃料物質検知装置を利用した点検（常時立入者及び一時立入者の両方に適用）</li> <li>・ 見張人の常時監視又は出入口施錠</li> <li>・ 人の侵入検知・表示する装置の設置</li> </ul>	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○   ○
<p>【特定核燃料物質の管理】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 防護区域内に置く</li> <li>・ 常時監視又は堅固な構造の施設内に貯蔵し、その施設について出入口を施錠し、認めた者以外の立入を禁止し、2人以上の同時作業とし、見張人に巡視させる</li> <li>・ 貯蔵施設へ認めた者以外の立入禁止</li> <li>・ 見張人の貯蔵施設周辺巡視</li> <li>・ 異常の報告</li> <li>・ 一日の作業終了後に点検報告</li> </ul>	○ ○  ○ ○ ○	○ ○  ○ ○ ○	○   ○ ○ ○
<p>【監視装置（非常用電源については特定核燃料物質の防護のために必要な設備等が対象）】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 確実な検知、速やかな表示</li> <li>・ 非常用電源の設置</li> <li>・ 表示は見張人が常時監視できる位置に設置</li> </ul>	○ ○ ○	○ ○ ○	○  ○

参考文献

4-1) 核物質管理学会時報「核セキュリティに係るIAEAの取組と我が国の対応（2019年9月）

表 4-3-6 各防護区分に対する防護措置 4-1)

防 護 措 置	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
<b>【出入口を施錠する場合の措置（防護区域、周辺防護区域又は立入制限区域）】</b> ・ 鍵、錠の複製が困難なもの ・ 不審時には速やかに取り替え ・ 当該者以外の取扱い禁止	○ ○ ○	○ ○ ○	
・ 防護措置の点検	○	○	○
<b>【防護のための連絡通報】</b> ・ 見張人が常時監視を行うための見張人詰所の設置 ・ 防護区域又は周辺防護区域内に連絡設備の設置と通信傍受対策 ・ 見張人から詰所へ迅速かつ確実な連絡と通信傍受対策 ・ 詰所から関係機関への迅速かつ確実な二重以上の連絡と通信傍受対策 見張人から関係機関への迅速な連絡 ・ 見張人から関係機関への迅速な連絡 ・ 火災等により見張人詰所が使用できない場合の措置関への迅速な連絡	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○
・ 防護に係る情報の管理 (防護秘密の範囲及び業務上知り得る者を指定し、管理方法を定める)	○	○	○
・ 防護のための教育訓練 ・ 防護体制の整備 ・ 妨害破壊行為に備え、適切な計画作成 ・ 国が定める設計基礎脅威 (DBT) に対応した防護措置の実施 ・ 制御・情報システムに対するセキュリティ対策 ・ 核セキュリティ文化醸成 ・ 事業者自ら防護措置について定期的な評価及び改善の実施 ・ 個人の信頼性確認	○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○

#### 4.4 福島第一原子力発電所事故からの教訓 4-1)

##### ①防護区域内防護対象枢要設備の防護

区分Ⅰ及びⅡ施設については、防護区域内にあり、容易に妨害破壊行為を受けるおそれがある設備であって、特定核燃料物質を施設外に漏出させることとなるおそれがある設備には、周囲にさく等を設置し、容易に人が近づけない措置を講ずるとともに、周辺に照明装置等の容易に人の侵入を確認することができる設備を設置すること、及び一人での立入りが禁止された。

##### ②防護区域外防護対象枢要設備の防護

区分Ⅰ及びⅡ施設については、防護区域外にあり、容易に妨害破壊行為を受けるおそれがある設備であって、妨害破壊行為を受けると施設の破壊につながり、特定核燃料物質を施設外に放出させる恐れがある設備には、周囲に容易に破壊されない壁その他の障壁を設置することとなった。

#### 参考文献

4-1) 核物質管理学会時報「核セキュリティに係るIAEAの取組と我が国の対応(2019年9月)

#### 4.5 放射性同位元素のセキュリティ対策

核セキュリティ対象となる「特定放射性同位元素」とは、放射性同位元素であって、その放射線が発散された場合において人の健康に重大な影響を及ぼす恐れがあるものであって、その種類又は密封の有無に応じて原子力規制委員会が定める数量（D値）以上の放射性同位元素（24核種）をいう。（表 4-3-7 及び表 4-3-8 参照）

（注）D2 値：出典 Dangerous quantities of radioactive material (D-values), IAEA,

2006 ※放散性のない非密封放射性同位元素については、密封の区分に準ずる。

基本的なセキュリティ対策は、核物質と同様に対象となる放射性同位元素を取り扱う部屋の出入口又は当該部屋内に、監視カメラ及び人の侵入を検知することができる監視装置（以下「侵入検知装置」という。）の設置、盗取を遅延させるための措置、また、対象となる放射性同位元素を取り扱う部屋への侵入及び盗取を遅延させるため、堅固な扉や貯蔵容器、固縛等による物理的な障壁の設置である。

放射性同位元素の防護区分は、密封、非密封により下記の表 4-5-1 及び表 4-5-2（次頁参照）に区分される。

表 4-5-1 密封放射性同位元素の防護区分

区分	対象	種類
区分Ⅰ	「密封された放射性同位元素であって人の健康に重大な影響を及ぼすおそれのあるものを定める告示」（平成 21 年 10 月 9 日 文部科学省告示第 168 号）別表の第 1 欄に掲げる放射性同位元素の種類に応じて、同表の第 2 欄に掲げる数量に 1000 を乗じて得た数量以上のもの。 （例：Co-60: 30TBq 以上、Cs-137: 100TBq 以上）	ガンマナイフ 血液照射装置（Cs-137）、 大線量照射装置（Co-60、Cs-137）等
区分Ⅱ	同表の第 2 欄に掲げる数量に 10 を乗じて得た数量以上で、1000 を乗じて得た数量未満のもの。 （例：Cs-137: 1TBq 以上 100TBq 未満、Ir-192: 0.8TBq 以上 80TBq 未満、Co-60: 0.3TBq 以上 30TBq 未満）	血液照射装置（Cs-137）、 非破壊検査装置等〔(Ir-192、Co-60) （許可された事業所内及び野外等で 使用する場合において、区分 2 の数量 に該当する場合）〕
	同表の第 2 欄に掲げる数量以上で、10 を乗じて得た数量未満の非破壊検査装置に用いるもの。 （例：Co-60: 0.03TBq 以上 0.3TBq 未満、Ir-192: 0.08TBq 以上 0.8TBq 未満）	非破壊検査装置〔(Ir-192、Co-60) （許可された事業所内において、区分 3 の数量に該当する場合であっても 区分 2 として扱う）〕
区分Ⅲ	同表の第 2 欄に掲げる数量以上で、10 を乗じて得た数量未満のもの。（例：Co-60: 0.03TBq 以上 0.3TBq 未満、Ir-192: 0.08TBq 以上 0.8TBq 未満）	アフターローディング装置（Ir-192、 Co-60）、非破壊検査装置〔(Ir-192、 Co-60)（野外等で使用する場合 において、区分 3 の数量に該当する場合）〕

表 4-5-2 密封放射性同位元素の防護区分

区分	対 象
区分Ⅰ	部屋に保管されている複数の放射性同位元素の最大貯蔵能力の合算が、放射性同位元素の種類に応じて、D2値に1000を乗じて得た数量以上のもの。 (例: I-131: 200TBq 以上)
区分Ⅱ	部屋に保管されている複数の放射性同位元素の最大貯蔵能力の合算が、D2値に10を乗じて得た数量以上で、1000を乗じて得た数量未満のもの。 (例: I-131: 2.0TBq 以上 200TBq 未満)
区分Ⅲ	部屋に保管されている複数の放射性同位元素の最大貯蔵能力の合算が、D2値の数量以上で、10を乗じて得た数量未満のもの。 (例: I-131: 0.2TBq 以上 2.0TBq 未満)

## 4.6 今後の課題

本章では、日本の核セキュリティに対する取組と国際的評価、サイバーセキュリティ対策を含む核セキュリティ対策の基本的要件を紹介してきたが、更なる課題として以下の事項がある。

### (1) 原子力安全と核セキュリティのインタフェース

IAEAによるIntegrated Regulatory Review Service (IRRS: 総合原子力規制評価サービス)を受けて我が国における「原子力安全とセキュリティのインタフェース」の取組について着手したが、原子力安全と核セキュリティの調和に係る実務が適切に行われるよう、安全に係る審査・検査に係る核セキュリティを含む確認の仕組みの構築が必要である

### (2) 国際基準を踏まえた廃棄物に対する核セキュリティ対策の適正化

我が国における防護区分は、表 4-3-1 核セキュリティ対策に係る防護対象特定核燃料物質の区分けにより、核物質種類と量による防護区分となる。

廃棄物中に極微量の核物質が移行する。ごく微量であっても累積してくれば、容易に2kgを超えるプルトニウムが累積される。この場合、日本では、区分Ⅰの防護措置が要求される。一方、米、仏、英等の国では、「核物質及び原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告 (INFCIRC/225/Rev.5)」の параграф「4.7. 環境への飛散が最小化され、回収の実施が不可能ないかなる原子力活動にも、もはや使用できない核物質は、慣行による慎重な管理に従って不法移転に対して防護できる」の規定に基づき区分Ⅲ以下の防護措置としている。

ゴミに対して厳格な核セキュリティ対策を実施しているのは、日本だけであり、核セキュリティに対する取組において一貫性の無さを示すものであることから、国際基準を踏まえ適切な核セキュリティ対策にすべきである。

以上

## 第5章 プルトニウムの平和利用と核不拡散

### 5.1 日本のプルトニウム利用政策

国産のエネルギー資源に乏しい我が国は、原子力平和利用の開始以来、一貫してプルトニウム利用を原子力政策の中心に置いてきた。1956年に最初に策定された原子力開発利用長期基本計画（第1回原子力長計）において、原子燃料の有効利用等の見地からプルトニウム等について十分な基礎研究を行う方針が設定された<sup>5-1)</sup>。その5年後の第2回原子力長計では、プルトニウム燃料は高速中性子増殖炉での利用が有利であり、将来の高速増殖炉開発を視野に入れつつ、当面は熱中性子炉利用のためのプルトニウム燃料の実用化を図ることとされた<sup>5-2)</sup>。以後、ほぼ5年ごとに策定される原子力長計において、プルトニウム利用及び高速増殖炉開発の方針を打ち出していった。

プルトニウム燃料の技術開発は1966年に原子燃料公社が米国より約200gのプルトニウムを入荷したことに始まり、以後、規模を順次拡大させていき、1971年には東海再処理工場の建設が着工し、1977年の運転開始をめざし自前の核燃料サイクルの確立に向けた一步を踏み出した。一方、高速増殖炉の研究開発は、1966年に策定された原子力開発利用長期計画において、1980年代の実用化を目標とし、型式はナトリウム冷却炉とするものの、その他の冷却材を使用する炉型についても調査研究を行なうこととされ<sup>5-3)</sup>、1972年には高速実験炉「常陽」が初臨界を迎えた。

おりしも、東海再処理施設の稼働を翌年に控えた1976年、インドが1974年に行った核実験により世界的な核拡散の懸念を強めた米国カーター政権は核不拡散を強化する政策の一環で世界的な再処理の放棄を目指すことを発表し、東海再処理施設の操業中止を求めた。これに対し、我が国は、西欧のプルトニウム利用推進の諸国と共闘を組んでINFCEの場で再処理を含む核燃料サイクルの核不拡散性を主張するほか、日米の二国間協議において粘り強く再処理の継続について交渉を進めた。この結果、東海再処理施設における2年間の試用期間に再処理手法について技術、経済及び保障措置の観点から日米で合同調査を行うこととなり、再処理施設計画の存続が図られた<sup>5-4)</sup>。

1980年代に入り、我が国の核燃料サイクルの規模が拡大していく中であって、日米原子力

---

#### 参考文献

- 5-1) 原子力委員会：原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画（第1回）  
（<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/tyoki1956/chokei.htm>）.
- 5-2) 同上（第2回）  
（<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/tyoki1961/chokei.htm#sb2010305>）.
- 5-3) 昭和41年版 原子力白書 第4章 動力炉開発  
（<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/wp1966/sb40103.htm>）.
- 5-4) 昭和52年版 原子力白書 第2章 第2節 日米原子力交渉の経緯とその意義  
（<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/wp1977/sb1020201.htm>）.

協力協定（1968年協定）を改定するに当たり、我が国における再処理及び核物質等の第三国移転に係る米国の事前同意を付与する包括同意の規定を新協定に盛り込むことが焦点となっていた。包括的事前同意を付与するに際し、平和利用の担保と厳格なIAEA保障措置の適用に関する規定はもとより、再処理の実施、プルトニウムの保管、第三国移転に関する詳細な取極が交わされ、1988年7月、新協定は晴れて発効となった。

次に、建設中であった高速増殖原型炉もんじゅの初装荷燃料の製造に必要となるプルトニウムの調達に当たって、英仏への再処理委託により回収されるプルトニウムを利用することとし、分離されたプルトニウムの我が国への返還輸送を円滑かつ確実に実施することが、喫緊の政策課題となっていた。そこで、プルトニウム返還輸送の当面の進め方について1989年12月、原子力委員会核燃料リサイクル専門部会は検討を開始し、1992年秋頃までにはプルトニウムの返還輸送を開始すること、輸送容器の安全性から海上輸送とすることを決定した。

更に1991年、同部会は、核燃料リサイクルの具体的方策を提示した「我が国における核燃料リサイクルについて」を取りまとめ<sup>5-5)</sup>、長期的に経済的かつ安定なエネルギー源としての核燃料サイクルの必要性和意義を強調し、「いかなる場合であっても核不拡散について国際的に疑念を生じないよう、厳格な核不拡散措置をとるとともに計画の透明性に配慮する」ことを謳った。そして、「必要な量以上のプルトニウムを持たないことを原則とし、適切な計画に基づいたプルトニウム利用を着実に進める」ことを初めて表明した。これは、英仏に再処理委託したプルトニウムが我が国に輸送されることになり、核不拡散問題についての国際的な懸念が生じないように行ったもので、この後の原子力長計及びその後継である原子力大綱にも規定され、我が国のプルトニウム政策の重要な柱の一つとなっている。具体的な措置はプルトニウム管理状況（その前年末の保有量）を公表することであり、1994年11月、平成6年版原子力白書において最初の公表を行った。以後、毎年、原子力委員会より実施され、現在に至っている。

1994年、プルトニウム利用に関係する先進9ヶ国（日・独・ベルギー・スイス・仏・米・中・英・露）は、原子力発電の増大によるプルトニウムの世界的余剰傾向、冷戦の終結に伴い核兵器解体プルトニウムが発生する状況を鑑み、「国際プルトニウム管理」のあり方について検討を行って「国際プルトニウム指針（INFCIRC/549）」を策定し、1998年より本指針に基づき各国のプルトニウム管理に関する政策及びプルトニウム保有量をIAEAに報告・公表することとした。これも現在に至るプルトニウム利用の透明性確保に係る国際的な措置であるが、本指針の検討の開始に先行して我が国独自のプルトニウム管理状況の公表が行われていたことは注目すべき事実である。

2002年6月に制定されたエネルギー政策基本法に基づき、「安全性」、「安定供給」、「経済

---

参考文献

<sup>5-5)</sup> 我が国における核燃料サイクルについて（1991年原子力委員会核燃料サイクル専門部会）。

効率性の向上」、「環境への適合」(3E+S)というエネルギー政策の基本方針に則ったエネルギー政策の基本的な方向性を示すため、2003年10月にエネルギー基本計画が策定された<sup>5-6)</sup>。その中で、原子力は、エネルギー密度の高さ、供給安定性、発電過程における二酸化炭素の低排出の点から重要なエネルギー源として位置づけられ、プルトニウム利用に着実に取り組むこと、核燃料サイクルの確立を目指すことが謳われた。その後、およそ3～4年ごとに同計画の見直しが行われ、基幹エネルギーとしての原子力の位置づけ、適確なプルトニウム利用への言及は変わっていない。

一方、2005年の第10回原子力長計は「原子力政策大綱」と名を改め、引き続き、プルトニウム利用政策を原子力委員会の下で策定していくこととなった。しかし、2015年の新大綱策定に向けて審議を行っていたさなかに発生した福島第一原子力発電所における事故を踏まえ、審議は中断し、更にその後の原子力委員会の在り方の見直しを受け、「原子力政策大綱」は作成しないこととなった。

2018年7月に閣議決定された第5次エネルギー基本計画では、我が国が保有する民生用プルトニウムについて、引き続き利用目的のないプルトニウムは持たないとの我が国の原則を堅持し、核燃料サイクルの着実な進展の中での的確に利用していくことを示すとともに、プルトニウム保有量の削減に取り組むことを新たに表明した。これを受けて、原子力委員会も同年7月、毎年行っているプルトニウム管理状況の公表に合わせて発出した「我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方」において、我が国のプルトニウム保有量を減少させること、そのための様々な措置によりプルトニウム保有量は現在の水準を超えないようにする旨を表明した。これらに見られるプルトニウム保有量の削減の文言は、2011年3月に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故後、国内の発電炉の再稼働が進まずプルサーマル計画が遅延していること、2016年12月にもんじゅの廃止措置への移行が決定したこと、高速炉開発の見通しが立っていないことなど、我が国のプルトニウム利用が必ずしも計画通りに進んでいないことを受けて、透明性確保の観点から国際社会への発信を行ったものとみられる。

一方、2016年12月に原子力関係閣僚会議において、高速炉開発会議の下に「戦略ワーキンググループ」を設置し、今後10年程度の高速炉開発の作業を検討することが決定され、同ワーキンググループで有識者による議論を経て2018年12月に今後の高速炉開発に係る「戦略ロードマップ(案)」にまとめられた<sup>5-7)</sup>。2年余りに及ぶ検討では、国内外の専門家へのヒアリングを通じ我が国及び諸外国の高速炉にかかる技術と人材の動向を俯瞰し、また、

---

#### 参考文献

5-6) 資源エネルギー庁：エネルギー基本計画について

([https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic\\_plan/](https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/)).

5-7) 高速炉開発会議 戦略ロードマップ(案)

([https://www.meti.go.jp/shingikai/energy\\_environment/kosokuro\\_kaihatsu/pdf/005\\_01\\_00.pdf](https://www.meti.go.jp/shingikai/energy_environment/kosokuro_kaihatsu/pdf/005_01_00.pdf)).

その間に発出された第5次エネルギー基本計画や原子力委員会の基本的な考え方にも目配りをしている。同ロードマップでは、先ず基本的考え方として、高速炉開発の意義が中長期的な資源の有効利用とエネルギーの自立、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減、プルトニウムマネジメントにあると認め、研究開発に当たって国及び研究機関の明確な役割分担と従来培ってきた技術・人材の最大限の活用の重要性を指摘している。次に、今後10年程度の関係機関の役割として、国による方向性の提示、電気事業者等ステークホルダーの関与、技術成熟等に応じた資金支援、研究開発基盤の提供、メーカーの創意工夫によるイノベーションの実現、技術評価を踏まえた選択の見直しを提言している。その上で、今後の開発の作業計画を示し、研究開発の進め方として3段階のステップを示し、ステップ1では技術・人材の最大限の活用と多用な技術間競争の促進、ステップ2では技術的な成熟度、経済性・社会環境への適応性を踏まえた各炉型等の有効性の評価・検討による絞り込み・重点化、ステップ3では関係者の理解の共通化の上で現実的なスケールの高速炉の運転開始に向けた工程を検討することとしている。これらの中で、ステップ2が終了後、場合によっては今後の開発の在り方について見直しを行い、プルトニウム保有量の削減にも留意する必要があるとしている。

我が国は、これまで原子力利用の主要国とともにプルトニウム利用について情報公開を積極的に実施し、核燃料サイクル及びプルトニウム政策に対する透明性と信頼を長年築き上げてきた。今後も、利用目的のないプルトニウムは持たないとの原則を堅持し、我が国の核燃料サイクル及びプルトニウム利用政策に対する国際社会の信頼を確保していくことが肝要である。

## 5.2 プルトニウムの核不拡散

### 5.2.1 日本の核燃料サイクルを取り巻く最近の国際情勢

日米原子力協力協定が2018年7月17日自動延長した。しかし、6か月前に事前通告をすれば一方的に協定を破棄できるため、非常に不安定な状態になる。

また、北朝鮮の非核化問題が、将来、朝鮮半島の非核化や北東アジアの非核化、即ち日本の核燃料サイクルに飛び火することが懸念される。更に、米国のイラン核合意からの離脱なども考慮すると、核不拡散の観点から、ウラン濃縮も含む我が国の核燃料サイクルに対する国際環境は一層厳しくなることは確かだろう。

**核兵器不拡散条約(NPT)(1970年：核不拡散と核軍縮(191ヵ国・地域が加盟))**において、核兵器国(米、ロ、中、仏、英)は、誠実に核軍縮交渉を進める義務があり、非核兵器国は、締約国の「奪い得ない権利」として、原子力平和利用(核燃料サイクルも含めて)の権利が認められている。但しIAEAの保障措置を受ける義務がある。日本はIAEA保障措置の優等生である。

にもかかわらず、海外(特に近隣の東北アジア)から、①核物質の保有、②施設(核燃料サイクル)の保有、③原子力技術(能力)の保有のため、「潜在的」核兵器国と懸念されている。

このような日本の核燃料サイクルを取り巻く国際情勢の中で、我が国として重要なのは、常に緊張感をもって、「利用目的のないプルトニウムは持たないという原則」の基に、原子力の平和利用を、これまで以上に、着実に、滞りなく、進めてゆく努力が必要であるが、最新の科学技術に基づく効果的な「原子力平和利用と核不拡散の両立」の政策深化を、常に準備しておくことである。

### 5.2.2 プルトニウムの核拡散抵抗性

原子力の平和利用を地球規模で円滑に進めて行くためには、核不拡散に向けた国際的条約などの外交活動は重要であるが、これらは、基本的には国際的信頼性に基づく約束ごとであって、本質的な意味における核不拡散の問題の解決策ではない。国際的な破壊行為をする集団（国際テロ）や“ならず者国家”に対しては限界がある。より本質的に重要なのは、使用する核物質そのもの自身が、核拡散に対して固有の強い防護特性（核拡散抵抗性）を有することであり、平和目的の利用には有効に使えるが、軍事的には転用が非常に困難な核物質に変換することである。

一般に、図 5-2-1 に示す様に核物質の核拡散抵抗性因子は、①臨界量、②崩壊熱、③自発核分裂中性子、④ガンマー線等が挙げられる。図 5-2-2 に示す様に質量数が偶数のプルトニウム（Pu-238、Pu-240、Pu-242）は、自発核分裂中性子や崩壊熱のために核拡散抵抗性が高く、核兵器に転用が困難なプルトニウムである。

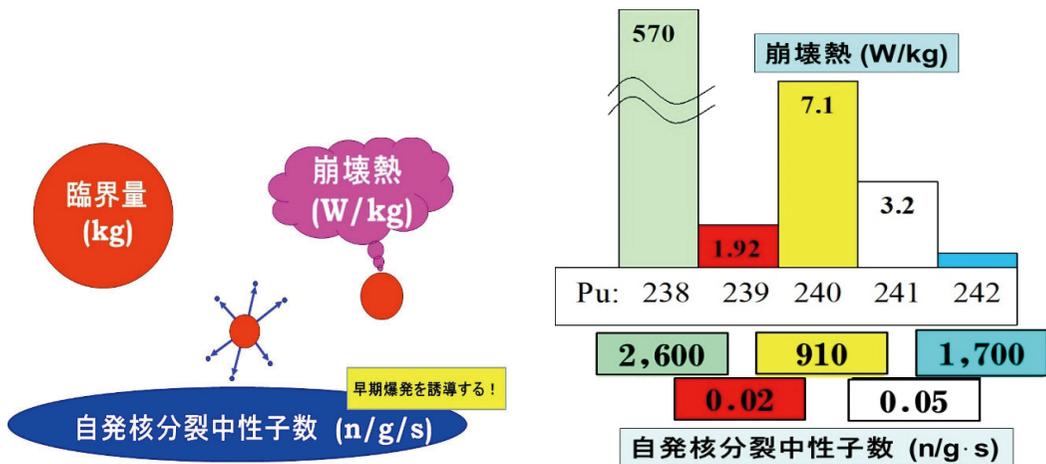


図 5-2-1 核拡散抵抗性因子

図 5-2-2 崩壊熱と自発核分裂中性子数

例えば、<sup>238</sup>Pu は1Kgあたり約 570ワットの崩壊熱を放出する。これは、軍事利用に最も魅力的な材料である <sup>239</sup>Pu と比較すると、<sup>239</sup>Pu の約 300 倍であり、このように、大量に発熱する <sup>238</sup>Pu を多く含むプルトニウムは、軍事転用した場合、核弾頭を常に冷やしておかないと、プルトニウム自身が融点に達したり、また、周囲の材料（高速爆縮するための爆薬（自己着火温度に達し、自動的に爆縮が始まる）等）や機器に大きな悪影響を及ぼすため、軍事転用は

非常に困難な物質である。このような特性から、図 5-2-3 に示す様に、国際原子力機関 ( IAEA ) の報告によると、80%以上の  $^{238}\text{Pu}$  を含むプルトニウムは、保障措置の対象から免除されている<sup>5-8)</sup>。

2009 年に IAEA と共催で東京工業大学で開催されたプルトニウムの核拡散抵抗性に関する国際科学技術フォーラム<sup>5-9)</sup> や最近の東京工業大学の研究<sup>5-10)</sup> では、それよりもっと低い  $^{238}\text{Pu}$  の含有率でも (例えば、10%から15%以上であれば)、軍事転用は非常に困難であるという議論がなされている。(  $^{238}\text{Pu}$  は原子炉 (特に高速中性子炉) 内では、 $^{239}\text{Pu}$  と同様に核分裂をして平和的に安全に安定してエネルギーを生成する。 )

さらに、 $^{238}\text{Pu}$  は1g当り1秒間に約 2600 個の自発核分裂中性子を自然に放出する。これは  $^{239}\text{Pu}$  の約 13 万倍である。自発核分裂中性子を多く放出する  $^{238}\text{Pu}$  は、核爆発の早期爆発 (未熟爆発) 現象を誘導し、軍事転用には非常に魅力のない物質である。また、不審な移動に対して検知が比較的容易である。

また、軽水炉の使用済み燃料中には比較的多く含まれている  $^{240}\text{Pu}$  や  $^{242}\text{Pu}$  も自発核分裂中性子を多く放出するため、これらの Pu 同位体が多く含有するプルトニウムも軍事転用に魅力がない核物質である。例えば、IAEA の核査察などを担当する保障措置局 ( Department of Safeguards ) の元事務次長の B. Pellaud 氏も、2002 年の論文<sup>5-11)</sup> で、ウランと同様に、プルトニウムもその同位体成分に基づいて核兵器に転用で可能かどうか議論すべきであると述べている。

具体的には、B. Pellaud 氏は、Pu-240 の自発核分裂中性子 (自発核分裂中性子が多いと、早期爆発 (核兵器本来の爆発力が発揮できない未熟爆発) を誘導し、核兵器として威力がなくなる) に着目して、表 5-2-1 (次頁参照) に示す様に、プルトニウムの核兵器への転用性を議論している。それによると Pu-240 が 30%以上含むプルトニウムは「**実質的に核兵器には使えない ( Practically Unusable )**」と述べている。

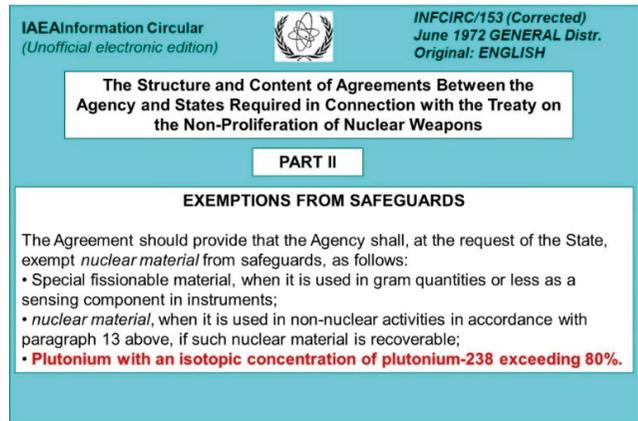


図 5-2-3 保障措置免除に関する IAEA 報告書<sup>5-8)</sup>

#### 参考文献

5-8) IAEA, INFCIRC/153, 1972

5-9) The 2nd International Science and Technology Forum on Protected Plutonium Utilization for Peace and Sustainable Prosperity, Tokyo, September, 2009

5-10) Y. Kimura, M. Saito and H. Sagara "Evaluation of Proliferation Resistance of Plutonium Based decay Heat", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 48, No. 5, p.215-723 (2011)

5-11) B. Pellaud "Proliferation aspects of plutonium recycle", J. Nucl. Mater. Manage. Vol, 31, No.1, 2002

表 5-2-1 Pellaud による Pu-240 に基づくプルトニウムの分類<sup>5-11)</sup>

Grades	Pu-240	Usability
Super grade (SG)	<3 percent	Best quality
Weapon grade (WG)	3-7 percent	Standard material
Fuel grade (FG)	7-18 percent	Practically usable
Reactor grade (RG)	18-30 percent	Conceivably usable
MOX grade	>30 percent	Practically unusable

実際には、軽水炉の使用済み燃料中のプルトニウムには Pu-240 だけでなく、図 5-2-2 に示す様に、自発核分裂中性子数が Pu-240 の約 2 倍発生する Pu-242 や約 3 倍発生する Pu-238 も含まれている。「**“実質的”**に核兵器に使用できるかどうかは、Pu-240 だけでなく、Pu-238 や Pu-242 の自発核分裂中性子数の効果も考慮して、プルトニウム全体で発生する自発核分裂中性子総数で評価するのが合理的である。」

軽水炉でウラン燃料を燃やした場合のプルトニウム生成の様子を例を図 5-2-4 に示す。先ず核兵器の材料として最も魅力的な Pu-239 が U-238 から生成するが、燃焼期間が長くなればなるほど、即ち、燃焼度が高くなればなるほど、核拡散抵抗性の高い質量数が偶数の Pu-240、Pu-242、Pu-238 の割合が増加して、図 5-2-5 (文献 (5-11) の軽水炉の使用済み燃料データを基に筆者が作成) に示す様に、核兵器に実質的に使用困難な核拡散抵抗性の高いプルトニウムに原子炉の中で自然になってゆく。因みに、現行軽水型原子炉から取り出される使用済み燃料中の <sup>238</sup>Pu の含有率は約 1~2% 程度である。

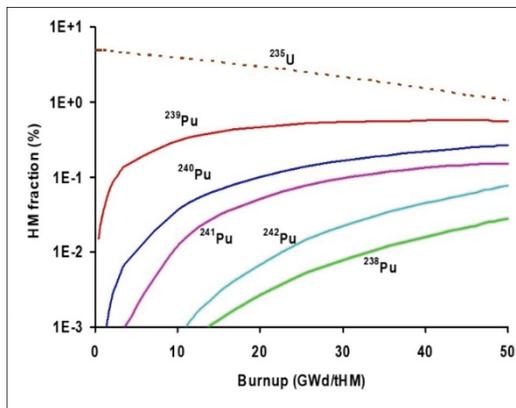


図 5-2-4 ウラン (5%濃縮) 酸化物燃料の燃焼特性 (例)

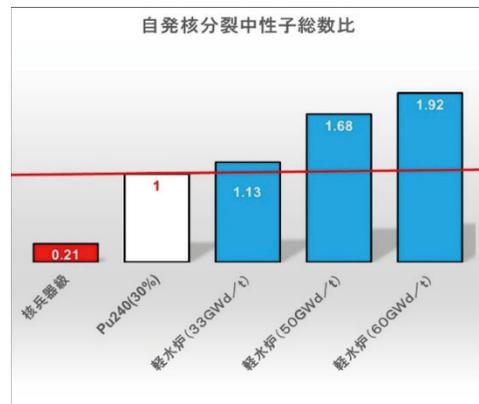


図 5-2-5 自発核分裂中性子総数の Pellaud 30%Pu240 の基準との比較 (例)

参考文献

5-11) B. Pellaud “Proliferation aspects of plutonium recycle”, J. Nucl. Mater. Manage. Vol, 31, No.1, 2002

## 5.3 プルトニウムの核拡散抵抗性向上の取り組み

### 5.3.1 核拡散抵抗性の高いプルトニウムの生成

前述のように、国際原子力機関 (IAEA) は、例えば、 $\alpha$  崩壊による発熱が非常に高い Pu-238 の割合が 80% 以上含むプルトニウムは核兵器に転用できないから核査察を免除すると宣言している。また、東京工業大学や海外の最近の研究では、Pu-238 の割合が 6% から 15% 程度以上含むプルトニウムでも崩壊熱が非常に高いため、核兵器に装填すると、プルトニウム自身が溶融するか、爆縮用の周辺の装填している化学爆薬の温度が自己着火温度に達し、勝手に爆縮が開始する可能性があり、核兵器の管理保管上非常に不安定であり、実質的には核兵器に転用できないと指摘している。

核拡散抵抗性の非常に高い Pu-238 の割合を飛躍的に増加させる画期的な方法がある。現在、“核のゴミ” と言われている “マイナーアクチニド (MA : Np や Am など) をウラン燃料に少量添加して燃焼させると、中性子を吸収して、核拡散抵抗性の高いプルトニウム Pu-238 に核変換することが可能である<sup>5-12)</sup>。

マイナーアクチニド (MA) とは、ネプツニウム (Np)、アメリシウム (Am)、キュリウム (Cm) 等の総称である。MA は、現在、多くの国では、高レベル放射性廃棄物として地層処分の対象とされているが、しかし、MA は確かに放射性物質であるが、本当に廃棄物なのだろうか？

例えば、現行の軽水炉から取り出される使用済み燃料中の MA の約半分を占める  $^{237}\text{Np}$  は、特に熱中性子領域では大きな中性子捕獲断面積を持ち、中性子をよく吸収する。図 5-3-1 (次頁参照) に示す様に、中性子を吸収すると  $^{238}\text{Np}$  を経て、 $^{238}\text{Pu}$  に核変換する。残り約半分の MA (Am、Cm) は、例えば、前述の  $^{237}\text{Np}$  よりもっと大きな中性子捕獲断面積を持つ  $^{241}\text{Am}$  は、中性子を吸収すると、 $^{242}\text{Am}$  を経て、主に  $^{242}\text{Cm}$  に核変換される。この  $^{242}\text{Cm}$  は半減期約 163 日で  $\alpha$  崩壊して、 $^{238}\text{Pu}$  に核変換する。また、 $^{242}\text{Am}$  は、電子捕獲して  $^{242}\text{Pu}$  に核変換する。さらに、 $^{244}\text{Cm}$  は  $\alpha$  崩壊して、 $^{240}\text{Pu}$  に核変換する。

このように現在、高レベル放射性廃棄物の対象とされている MA を軽水炉のウラン燃料や高速増殖炉のブランケット燃料に少量添加することにより、図 5-3-2 (次頁参照) に示す様に、発電しながら、どのような燃焼度のタイミングで取り出しても、燃料中に  $^{238}\text{Pu}$  や  $^{240}\text{Pu}$  を多く含む高い核拡散抵抗性を有するプルトニウムを生成 (Protected Plutonium Production : PPP (P<sup>3</sup>)) することが可能となる<sup>5-12)</sup>。

---

#### 参考文献

- 5-12) M. Saito, “Protected Plutonium Production by Transmutation of Minor Actinides for Peace and Sustainable Prosperity - Fundamentals of P3 Mechanism and Methodology Development for Plutonium Categorization-, Proc. of GLOBAL 2009, p. 2363-2368, Sept. 6-11, 2009

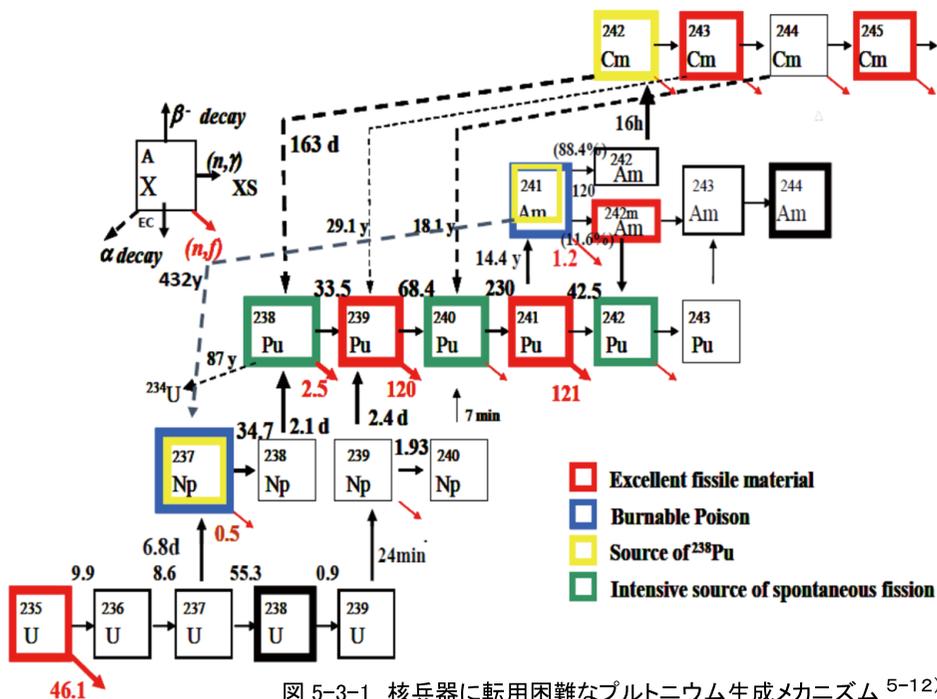
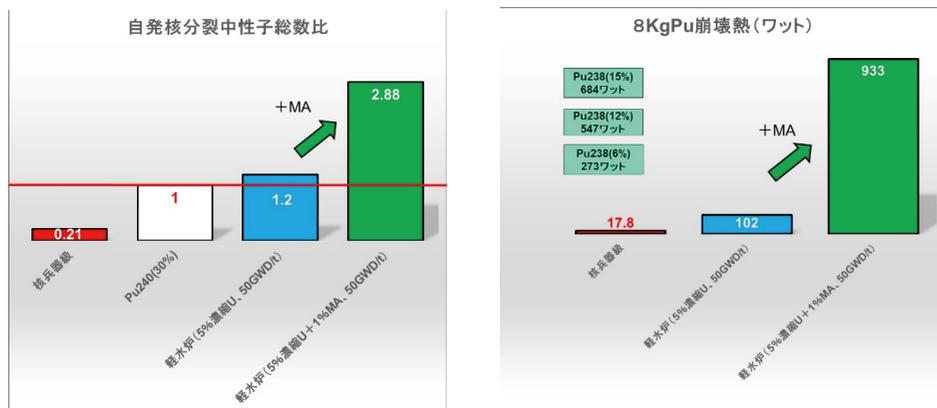


図 5-3-1 核兵器に転用困難なプルトニウム生成メカニズム<sup>5-12)</sup>

この P<sup>3</sup>メカニズムは、中性子エネルギースペクトルの異なる国内外の2種類の研究炉（JAEA の高速実験炉「常陽」と米国アイダホ国立研究所の熱中性子研究炉「ATR (Advanced Test Reactor)」で、文科省の支援により実証されている<sup>5-13)</sup>。



(a) 自発核分裂中性子数 (b) 崩壊熱  
図 5-3-2 マイナーアクチニド (MA) 添加 (Protected Pu Production) 効果 (例)

参考文献

5-12) M. Saito, “Protected Plutonium Production by Transmutation of Minor Actinides for Peace and Sustainable Prosperity - Fundamentals of P3 Mechanism and Methodology Development for Plutonium Categorization-, Proc. of GROBAL 2009, p. 2363-2368, Sept. 6-11, 2009

5-13) S. Koyama, M. Osaka, M. Itoh, H. Sagara and M. Saito, “Protected Plutonium Production by Transmutation of Minor Actinides for Peace and Sustainable Prosperity - Irradiation Tests of Np-U samples in Experimental Fast Reactor JOYO (JAEA) and Advanced Thermal Reactor ATR(INL)-, Proc. Of GROBAL 2009, p. 2358-2362, Sept. 6-11, 2009

この最新の科学技術は、高速増殖炉のブランケット燃料のプルトニウムの核拡散抵抗性を飛躍的に向上させ、核拡散抵抗性の高いプルトニウムの増殖が可能である。

このように、MAは決して「核のゴミ」ではなく、実は人類にとって「貴重な宝」である。従って、ウランやプルトニウムのみならず、MAもリサイクルして有効活用すべきである。

また、 $^{237}\text{Np}$  や  $^{241}\text{Am}$  は、初期の余剰反応度を抑える可燃性毒物かつ親物質として効果的に働くため、炉心の長寿命化に貢献する可能性をもつ<sup>5-12)</sup>。

因みに、Albert Einstein は “It is easier to denature plutonium than it is to denature the evil spirit of man” と述べている<sup>5-14)</sup>。

### 5.3.2 日本の分離プルトニウム問題

前述のように、プルトニウムの核兵器転用の問題は、「Puの量」の問題ではなく、ウランと同様に、「Puの質」の問題である。U-238を何百トン集めても核兵器は作れない。核兵器に利用するには、核分裂性U-235の高濃縮ウランが必要である。従って、ウランの軍事転用の問題は「ウランの質(濃縮度)」で議論している。プルトニウムにも、核兵器に転用が非常に魅力的なプルトニウム(例えばPu-239)もあれば、核兵器に転用不可能なプルトニウム(例えばPu-238)もある。Pu-238を何百トン集めても核兵器はつくれない。その理由は崩壊熱である。

従って、プルトニウムの質(核拡散抵抗性)を科学的に評価しないで、量だけ減らせばいいという方針は合理的ではない。また、日本が原子力発電所で平和的に再利用を予定している「約47トンの分離プルトニウムは、原子爆弾約6千発に相当する」という表現も科学的には正しくない。そういう報道は国民や国際社会をミスリードする。マスコミは科学的根拠に基づいた真実を報道すべきである。

プルサーマルでの燃焼では、燃焼条件にも拠るが、装荷したプルトニウムの3-4割程度しか削減できない。燃焼中にU-238から、Pu-239が新たに生成されるため、完全に燃やし切れる訳ではない。半分以上は使用済み燃料中に残る。

寧ろ、プルサーマルでの燃焼は、プルトニウムを削減するよりも、装荷したプルトニウムに比べて、核拡散抵抗性を向上(質を変化)させるためと理解すべきである。(図5-3-3(次頁)参照)

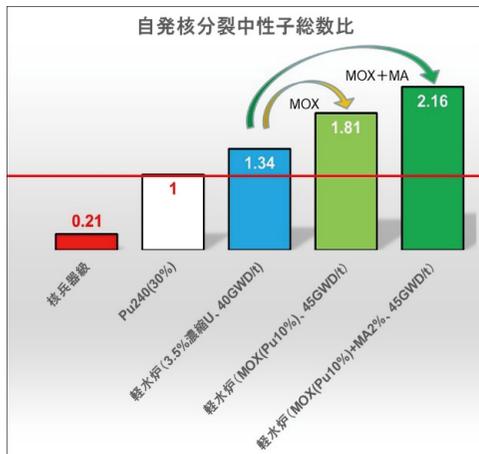
プルサーマル以外に、科学技術的な観点から、次の6つの方法でプルトニウムの改質を進めることができる。

---

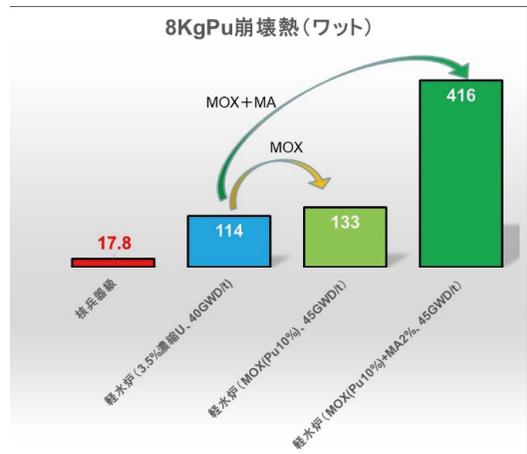
#### 参考文献

5-12) M. Saito, “Protected Plutonium Production by Transmutation of Minor Actinides for Peace and Sustainable Prosperity - Fundamentals of P3 Mechanism and Methodology Development for Plutonium Categorization-”, Proc. of GLOBAL 2009, p. 2363-2368, Sept. 6-11, 2009

5-14) “bite-size Einstein”, Quotation on Just About Everything from the Greatest Mind of the Twentieth Century”, Compiled by J. Mayer & J. P. Holms



(a) 自発核分裂中性子数



(b) 崩壊熱

図 5-3-3 プルサーマル燃焼効果とマイナーアクチノイド (MA) 添加 (Protected Pu Production) 効果 (例)

- ①U-235 の濃縮度が高いほど、また燃焼度が高い (燃焼期間が長い) ほど、核兵器用として最も魅力的な Pu-239 に比べ、偶数質量数の (核拡散抵抗性の高い、即ち、軍事転用の魅力度が低い) Pu-240、Pu-242、Pu-238 の割合が増加し、核兵器転用が困難なプルトニウムが生成する。
- ②ウラン燃料に、マイナーアクチノイド (MA: Np や Am など) を添加し、その核変換を利用して、核拡散抵抗性の高いプルトニウム Pu-238 の割合を増加させ、核兵器に転用困難な Pu を生成する。
- ③軽水炉の使用済み燃料から回収されたウランには、Np-237 の約 10 倍の U-236 が含まれていて、これは Np-237 の原料物質である。使用済み燃料から回収したウラン (回収ウラン) を濃縮して、再利用する。回収ウラン中に U-235 (天然ウラン中の含有率より多い) の他に、U-236 が含まれ、それが同時に濃縮され、中性子を吸収すると U-236 は、Np-237 を介して、核拡散抵抗性の高い Pu-238 を生成し、核拡散抵抗性の高い Pu を生成する。MA を添加すると、核拡散抵抗性の高い Pu-238 が生成し、核拡散抵抗性は更に増加する。
- ④使用済み燃料から回収した Pu と回収ウラン混合して、混合 (U+Pu) 酸化物 (MOX) 燃料にして、再度軽水炉で燃焼して改質する。(核兵器材料になる Pu-239 が核分裂をして、その割合が減少し、核拡散抵抗性が増すが、U-238 から Pu-239 が生成するので、減少には限界があるが、回収ウラン中の U-236 から核拡散抵抗性の高い Pu-238 が生成する。MA を添加すると、核拡散抵抗性は更に増加する。今後、世界的に大量に蓄積される軽水炉の使用済み燃料からの回収ウランを再濃縮し、P<sup>3</sup>燃料の材料として軽水炉で再利用することにより、ウラン資源の節約を図ると同時に Pu 核拡散抵抗性を向上させる新たな戦略

的な核燃料サイクルシナリオ構築に寄与する<sup>5-12)</sup>。

- ⑤ウランを含まない燃料母材に軽水炉の Pu を混ぜて燃焼（例えば、Zr ベースの Cermet 燃料（ウランフリー燃料））すると、反応度（臨界性）が維持する限り、装荷した Pu の殆を燃やすことが可能である。（Deep Burning 法<sup>5-15)</sup>）ウランを含まないので、ウランから新しい Pu-239 が生成しない。初期に装荷した Pu-239 の燃焼による減少が著しい。MA を添加すると、核拡散抵抗性の高い Pu-238 が生成し、核拡散抵抗性は更に増加する。
- ⑥勿論、言うまでのなく、高速炉では、高速中性子によって、もっと効率よくプルトニウムを燃焼させることが可能である。

#### 5.4 今後の課題

今後の課題と提言を以下に示す。

- ①「核拡散抵抗性の高い核燃料【核兵器に転用できないプルトニウムやウラン】サイクル新技術（核不拡散の深化技術）」を世界に先駆けて実用化し、国際社会の平和と安定のために、我が国が積極的に貢献すること。
- ②先ずは、この新しい科学技術を、海外からの懸念を払拭するために、現行の軽水炉やプルスーマル炉に順次適用し、使用済み燃料中のプルトニウムを核兵器に転用困難な「更に核拡散抵抗性の高いプルトニウム」に変換してゆくこと。
- ③また、この科学技術を高速増殖炉のブランケットに適用し、核兵器に転用困難な核拡散抵抗性の高いプルトニウムを「増殖」する次世代原子炉の研究・開発ロードマップを、至急、策定し、国際協力（日・仏・米）で研究・開発を開始すること。
- ④更に、「核兵器のある現実の世界」から「核兵器なき世界」実現に向けて、我が国は、使用済み燃料中の核分裂生成物以外、U、Pu、MA すべてをリサイクルして有効利用する「次世代の「核拡散抵抗性の高い核燃料【核兵器に転用できないプルトニウムやウラン】サイクル新技術」を世界に先駆けて実用化すべきである。

---

#### 参考文献

- <sup>5-12)</sup> M. Saito, “Protected Plutonium Production by Transmutation of Minor Actinides for Peace and Sustainable Prosperity - Fundamentals of P3 Mechanism and Methodology Development for Plutonium Categorization-, Proc. of GLOBAL 2009, p. 2363-2368, Sept. 6-11, 2009
- <sup>5-15)</sup> 相楽 洋 博士論文（東京工業大学）2005年

## 第6章 回収ウランの再利用と核拡散抵抗性

### 6.1 回収ウランの意義

2018年現在で全世界の原子力発電所から排出された使用済み燃料は約290,000トンに上り、そのうち約100,000トンが再処理された<sup>6-1)</sup>。使用済み燃料中のウランは全重量の約95wt%を占めているので、再処理により全てが回収されれば、約275,500トンのウランが再利用可能である。これらのウランを回収することにより廃棄物容量を減らすことができるうえ、回収したウラン(Reprocessed Uranium: RepU,あるいはRUとも呼ばれる:以降RepUと称する)を原子炉燃料として再利用することによりウラン資源の節約にも資する。OECD/NEAが天然ウランを除く再利用可能な二次核分裂物質量を調査した結果を表6.1-1にまとめている<sup>6-2)</sup>。調査の区切りとした2005年末のRepUの全蓄積量は過去10年間(2005年以前)で約45,000トンであり、このエネルギー量は天然ウラン約50,000トン分に相当する。これをReactor-yearに換算すると300年にわり、エネルギー量としてはPuに匹敵する。

表 6.1-1 再利用可能な核分裂物質の比較<sup>6-2)</sup>

Material	Quantity (t HM)	Natural Uranium Equivalent (t U)	Reactor Years of Supply
Ex-defense HEU	230	70,000	420
Ex-defense Pu	70	15,000	90
Pu	370	60,000	380
<b>RepU</b>	<b>45,000</b>	<b>50,000</b>	<b>300</b>
Enrichment tails	1,600,000	450,000	2,650

上の表では発電炉への供給可能なReactor year of Supply(右端欄)はLoad factor、80%で1000MWeクラスの発電炉一基に供給できる期間を示す。

一方、我が国においては2011年3月11日に東日本を襲った未曾有の東日本大震災により、東北地方に大災害がもたらされ、福島第一原子力発電所1号機から4号機まで完全に崩壊した。これを契機に日本全土の原子力発電所が一時的に運転を停止し、安全性の確認が行われたが、その後徐々に回復し、2019年3月現在ではわが国の原子力発電所は9基が再稼働しており(24基廃炉決定または検討中)、さらに再稼働原子炉は増えていくものとみられる<sup>6-3)</sup>。

#### 参考文献

- 6-1) World Nuclear Association, "Processing of Used Nuclear Fuel", (2018)、Cookie use on the World Nuclear Association website, <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/processing-of-used-nuclear-fuel.aspx>.
- 6-2) E.Bertel, "Management of reprocessed uranium": Main findings from NEA study", IAEA-TECDOC-CD-1630 (2007),, Proceedings of Technical Committee Meeting held in Vienna, August 2007.
- 6-3) 経済産業省(資源エネルギー庁)、スペシャルコンテンツ「原子力政策についてー使用済み燃料」のいま〜核燃料サイクルの推進に向けて」、<http://www.enochi.meti.go.jp/about/special/johoteikyoku/siyouzuminenryou.html>, 2015-01-22.

震災以前に比べて減量ながら使用済み燃料は依然として我が国の核燃料サイクルの流れに入ってきており、これを正常に実施するためには、RepU の処理は重要課題の一つであろう。

本章では、RepU の利用とその核拡散抵抗性を理解してもらうため、RepU の同位体特性、濃縮特性、照射挙動、経済性を含めた管理方法等を解説するとともに、その核拡散抵抗性の要点を述べる。

## 6.2 回収ウランの特徴

### 6.2.1 天然ウラン同位体元素

最初に RepU を理解するために天然ウランの性状について解説する。天然ウランの崩壊系列には、トリウム系列 ( $4n$ ) ( $n$ は元素質量数)、ウラン系列 ( $4n+2$ )、アクチニウム系列 ( $4n+3$ ) の三つの系列があるが、それらは崩壊過程にあり(永続平衡)、壊変を繰り返しながら最後にはすべて Pb の安定同位体で終了する。永続平衡に到達するには、親核種がその子孫核種より半減期が十分長いこと及び、親核種の半減期に対して十分長い経過時間が必要である。天然に存在する 3 つのウラン同位体 ( $^{238}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$  及び  $^{234}\text{U}$ ) の半減期をそれらの存在比と共に表 6.2-1 にまとめている。存在比は地球の年齢と密接な関係がある。天然ウランの中で  $^{238}\text{U}$  はウラン系列の出発元素であり、半減期が最も長く、結果的にその天然の存在比が最も大きい。 $^{235}\text{U}$  は天然ウランの中で次に半減期が長く、存在比も次に大きい。 $^{234}\text{U}$  はウラン系列にあり、 $^{238}\text{U}$  の壊変で  $^{234}\text{Th}$  (24.1 d) から  $^{234}\text{mPa}$  (6.75h) を経由して  $^{234}\text{U}$  に至るため、 $^{238}\text{U}$  と  $^{234}\text{U}$  の間は永続平衡となり  $^{238}\text{U}$  のゆっくりした壊変により、微量の  $^{234}\text{U}$  が残存するようになった。この 3 つの崩壊系列以外に  $^{233}\text{U}$  を含むネプツニウム系列 ( $4n+1$ ) が存在したが、親核種の  $^{237}\text{Np}$  の半減期が地球年齢に比して短いので今ではこの系列は完全に消滅してしまった。天然  $^{237}\text{Np}$  は  $^{233}\text{U}$  を照射すると、中性子吸収及び  $\alpha$ 、 $\beta$  崩壊により、他のアクチノイド元素と共にさらに  $^{232}\text{U}$ 、 $^{233}\text{U}$ 、 $^{236}\text{U}$ 、 $^{237}\text{U}$  のウラン同位体元素が生成する。これらの同位元素については節 6.2.3 に詳細に記述する。

表 6.2-1 天然ウランに存在する 3 つのウラン同位体の半減期及び存在比<sup>6-4)</sup>

	$^{234}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$
半減期 (年)	$2.46 \times 10^5$	$7.04 \times 10^8$	$4.47 \times 10^9$
存在比 (%)	0.0055	0.72	99.275

### 6.2.2 使用済み燃料の再処理によるウランの回収

RepU の原子炉での使用済み燃料には初期ウランのほか中性子反応により生じた各種のウラン

参考文献

<sup>6-4)</sup> Natural Decay Series: Uranium, Radium and Thorium, Human Health Fact Sheet, Argonne National Laboratory, August 2005.

同位体、Pu 同位体や超ウラン元素 (TRU : Trans-Uranium)、核分裂生成物などの高放射性物質のほか、被覆管材であるジルカロイなどの中低放射性金属が含まれる。一般的に広く行われている再処理は PUREX 法と呼ばれる溶媒抽出法<sup>6-5)</sup>により硝酸(水相)に溶解した使用済み燃料成分の中からウラン/プルトニウムを分離する方法である。溶媒抽出法は2つの分離工程に分かれる。この分離工程は有機溶媒である TBP (Tributyle Phosphate ;リン酸トリブチル)を硝酸液に混濁させ、硝酸に溶解している U/Pu を同時に錯体形成させることにより TBP に抽出させ、核分裂生成物や金属元素などから分離する(共除染工程)。次に水相を 0.2N 程度の稀硝酸に変えて Pu を硝酸液に逆抽出させ、U と Pu 分離する。有機相に残ったウランは 0.02N 程度の極稀硝酸に抽出させる。この U/Pu 分離工程を PUREX 法 (Plutonium Uranium Redox Extraction) という。PUREX 法は使用済み燃料ばかりでなくウラン鉱石からのウランの採取にも使われている。

再処理で分離した RepU は硝酸ウラニール溶液 (UNH) であるが、物理的、化学的に不安定であるため、UNH のままの状態では長期貯蔵には適しない<sup>6-6)</sup>。RepU を長期に貯蔵するためには、 $UO_3$ 、 $U_3O_8$ 、 $UO_2$ 、 $UF_6$ などに転換される。 $UF_6$ は揮発性であるため、密封シリンダーに収納される。 $UO_3$ 酸化物は吸湿性であるため、ゴムパッキングが付いた蓋のあるドラムに保管される。再処理後直ぐに RepU 燃料に加工する場合、 $UO_2$ や  $UF_6$ のままに転換される<sup>6-5)</sup>。再濃縮する場合、 $UF_6$ として濃縮施設へ送られる。

再濃縮後、 $UF_6$ は  $UO_2$ に再転換される。この再転換工程には湿式法と乾式法の2種類に大別されるが、わが国では湿式法の一つである ADU 法 (Ammonium Diuranate ADU、重ウラン酸アンモニウム)が使われている。ADU 法は  $UF_6$ を水和し、アンモニアガスを吹き込み、沈殿した ADU を高温で水素還元して  $UO_2$ を生成するプロセスである<sup>6-7, 6-8)</sup>。

再処理工程では核分裂生成物や TRU は不純物レベルにまで取り除かれるが、ウラン同位体元素の組成比が変わるため、RepU の管理、再利用においては様々な考慮が必要である。

### 6.2.3 使用済み燃料のウラン同位体の特性

RepU として貯蔵、輸送、原子炉での再利用に特に留意が必要なウラン同位体は、強い $\gamma$ 線を発する $^{232}U$ や中性子吸収が大きい $^{234}U$ や $^{236}U$ などである。原子炉に装荷される燃料では、ごく一部の $^{235}U$ は $^{237}Np$ のような TRU に転換されるものの、大部分は核分裂を起こし、熱

---

#### 参考文献

6-5) 鈴木篤之、清瀬量平、”核燃料サイクル工学“(第5章、第6章)、日刊工業新聞社、昭和56年8月。

6-6) IAEA Nuclear Energy Series “USE OF REPROCESSED URANIUM: CHALLENGES AND OPTIONS”, No. NF-T-4.4, 2009.

6-7) IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

6-8) “Conversion and Deconversion”, World Nuclear Association, <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/conversion-and-deconversion.aspx> (updated January 2019).

エネルギーを作り出す。一方、 $^{238}\text{U}$  の一部はプルトニウムや TRU ( Trans-Uranium ) のような他の核種に転換される。本節では表 6.2-2 にまとめたウラン同位体元素の中で、特に留意すべき核種、 $^{232}\text{U}$ 、 $^{236}\text{U}$ 、 $^{237}\text{U}$  及び天然に微量に存在する  $^{234}\text{U}$  についてさらに詳しく解説する。

表 6.2-2 RepU に生成する主なウラン同位体元素の特性 ( 6-7 ) の TECDOC-1529 を要約)

ウラン同位体元素	半減期 (Years)	照射による主な生成ルート	特徴
$^{232}\text{U}$	68.9	$^{236}\text{Pu}$ の $\alpha$ 崩壊	$^{232}\text{U}$ の生成量は微量、その崩壊核種 ( $^{208}\text{Tl}$ ) は強い $\gamma$ 線 (2.6MeV) を有する。中性子吸収があるが、生成 $^{233}\text{U}$ の核分裂で中性子放出があるので、影響は小さい。
$^{233}\text{U}$	1.592E+5	$^{233}\text{Pa}$ の $\beta$ 崩壊 $^{233}\text{Np}$ の電子捕獲	$^{233}\text{U}$ の生成量は極微量であり、 $\alpha$ 放射体であるが放射性毒性は小さい、核分裂性。
$^{234}\text{U}$	2.455E+5	(天然)	全ウランの約 0.0054% の存在比
$^{236}\text{U}$	2.342E+7	$^{235}\text{U}$ の中性子吸収 $^{236}\text{Pa}$ の $\beta$ 崩壊 $^{236}\text{Np}$ の電子捕獲 $^{240}\text{Pu}$ の $\alpha$ 崩壊	$^{236}\text{U}$ 濃度は燃焼度によって変わるが、大体 0.5wt% 程度。中性子を吸収して $^{237}\text{U}$ 、更に $^{237}\text{Np}$ へと変わるため、 $^{235}\text{U}$ 濃度を上げて、反応度を調整する必要がある。
$^{237}\text{U}$	6.75 (days)	$^{236}\text{U}$ の中性子吸収 $^{233}\text{Pa}$ の $\beta$ 崩壊 $^{231}\text{Pu}$ の $\alpha$ 崩壊	非常に短い半減期、再処理直後の RepU は強い $\beta$ 放射線を発する。

$^{232}\text{U}$  は半減期 69.85 年の  $\alpha$  放射元素であり、その子孫元素は、 $^{212}\text{Pb}$ - $^{212}\text{Bi}$  を経て強い  $\gamma$  線を放射する  $^{212}\text{Bi}$  (半減期 61min) 及び  $^{208}\text{Tl}$  (半減期 3.05min) を経て、安定な  $^{208}\text{Pb}$  に至る (6-4)。(図 6.2-1 参照)。 $^{232}\text{U}$  の  $\alpha$  崩壊で生成する娘核種  $^{228}\text{Th}$  (半減期 1.913 yr) は再処理で除去されるものの、図 6.2-2 (次頁参照) に示すように再処理除去後約 10 年でほぼ放射平衡に達する。 $^{228}\text{Th}$  は短半減期核種の崩壊系列を引きずっており、この中には  $^{220}\text{Rn}$  (別名トロン) がある。 $^{220}\text{Rn}$  は半減期が極めて短いもの (55.6 sec)、長期にわたって  $^{232}\text{U}$  崩壊系列の中で生成され、気体であるため、大気中に放出されると作業員などの内部被ばくの

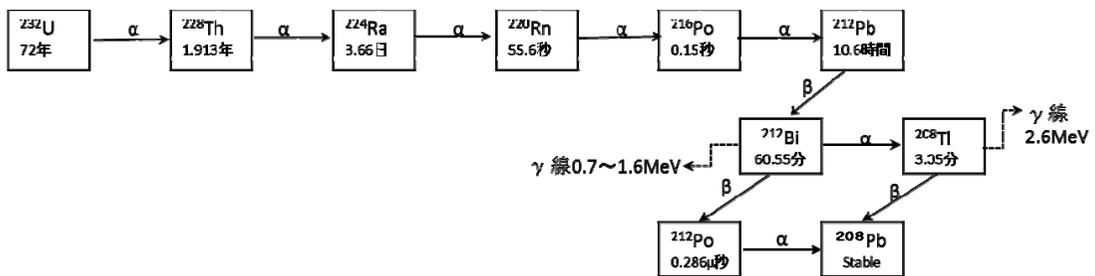


図 6.2-1 U-232 崩壊系列 (6-4)

参考文献

- 6-4) Natural Decay Series: Uranium, Radium and Thorium, Human Health Fact Sheet, Argonne National Laboratory, August 2005.
- 6-7) IAEA-TECDOC-1529: "Management of Reprocessed Uranium", (2007).

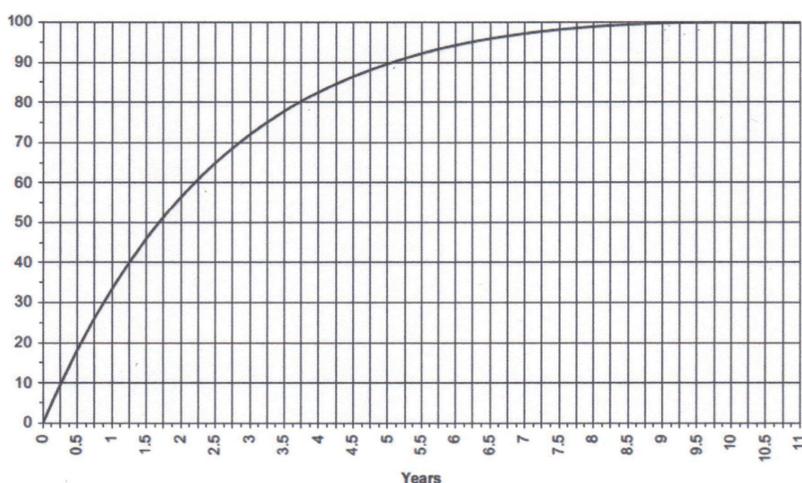


図 6.2-2 Th-228 生成の経時変化<sup>6-6)</sup>

原因になるので<sup>232</sup>Uを含むウランの取扱いに注意が必要である<sup>6-6)</sup>。また、表 6.2-3 に示すように、軽水炉で使用される ERU (Enriched Recycled Uranium; RepU を遠心分離で再濃縮したもの) の<sup>232</sup>U 濃度は同炉 ENU (Enriched Natural Uranium; 天然ウランを濃縮したウラン) の約 4.2 倍大きいので、 $\gamma$ 線強度が ENU に比べてより強くなる。この観点から使用済み ERU の貯蔵、輸送、プロセス等には注意を要する。

表 6.2-3 照射後ウラン中のウラン同位体組成 (取り出し後 5 年間冷却)<sup>6-7)</sup>

ウラン 同位元素	ガス炉 (AGR-ENU)		軽水炉 (LWR-ENU)		軽水炉 (LWR-ENU)		軽水炉 (LWR-ERU)	
	燃焼度 40Gwd/t 初期濃縮度 3.7%		燃焼度 40Gwd/t 初期濃縮度 4.0%		燃焼度 60Wd/t 初期濃縮度 4.1%		燃焼度 50Gwd/t 再濃縮 4.5 %	
	重量 (grams)	比率 (%)	重量 (grams)	比率 (%)	重量 (grams)	比率 (%)	重量 (grams)	比率 (%)
<sup>232</sup> U	1.38E-03	1.44E-07	1.71E-03	1.80E-07	4.28E-03	4.64E-07	1.16E-02	1.24E-06
<sup>233</sup> U	1.67E-03	1.75E-07	2.90E-03	3.06E-07	3.54E-03	3.83E-07	1.27E-02	1.35E-06
<sup>234</sup> U	2.34E+02	0.0245	2.11E+02	0.0222	1.63E+02	0.0176	7.90E+02	0.084
<sup>235</sup> U	5.60E+03	0.588	1.00E+04	1.054	4.92E+03	0.532	9.13E+03	0.976
<sup>236</sup> U	6.36E+03	0.667	4.96E+03	0.523	5.68E+03	0.615	1.92E+04	2.053
<sup>237</sup> U	1.91E-05	2.01E-09	3.48E-05	3.67E-09	4.99E-05	5.4E-09	4.07E-05	4.35E-09
<sup>238</sup> U	9.40E+05	98.7	9.33E+05	98.4	9.13E+05	98.8	9.06E+05	96.8
Total Uranium	9.52E+05	100	9.48E+05	100	9.23E+05	100	9.35E+05	100

注) 上記の表は著者が文献<sup>6-5)</sup>の TABLE 6.7 及び 8 から抜粋して再編集したものである。  
ウラン同位元素値はそれぞれの炉型で照射した後、5 年間冷却後の組成を示す。

参考文献

<sup>6-5)</sup> 鈴木篤之、清瀬量平、”核燃料サイクル工学“(第 5 章、第 6 章)、日刊工業新聞社、昭和 56 年 8 月。

<sup>6-6)</sup> IAEA Nuclear Energy Series “USE OF REPROCESSED URANIUM: CHALLENGES AND OPTIONS”, No. NF-T-4.4, 2009.

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

$^{233}\text{U}$  は  $^{237}\text{Np}$  の  $\alpha$  崩壊や  $^{233}\text{Pa}$  の  $\beta$  崩壊によって生成する。生成過程が複雑である。存在比は小さいため、 $^{233}\text{U}$  の放射能危険性は極めて小さい。 $^{233}\text{U}$  は核分裂性であるが、微量のため、RepU の中で核分裂に対する寄与はほとんどない。

$^{234}\text{U}$  は  $\alpha$  放射体であり、天然ウランにはわずか 55ppm が存在している。 $^{234}\text{U}$  は遠心分離法及びガス拡散法いずれのプロセスにおいても  $^{235}\text{U}$  とともに増えていく。そのため RepU の  $^{234}\text{U}$  の同位体比は天然ウランより多くなる（一例として表 6.2-3 に示すように、<sup>6-7)</sup>、ENU 中の  $^{234}\text{U}$  の同位体比、0.0176 ~ 0.022 に対し、遠心分離後の ERU の  $^{234}\text{U}$  の同位体比は 0.084% である)。また、この核種は中性子吸収断面積が大きいので、原子炉稼働中には  $^{234}\text{U}$  は中性子を吸収して  $^{235}\text{U}$  を増やし、核分裂を増やす。さらに、原子炉から取り出した後も  $^{238}\text{Pu}$  の  $\alpha$  崩壊（半減期 87.7 年）により  $^{234}\text{U}$  濃度は増加し続けていく。

$^{236}\text{U}$  は  $^{235}\text{U}$  の中性子吸収によって使用済み燃料中に生ずる。ERU 製造の過程において  $^{234}\text{U}$  と同じように遠心分離法やガス拡散法では  $^{235}\text{U}$  と共に行動し  $^{236}\text{U}$  も濃縮されるので（注レーザーウラン濃縮ではこの限りではない）、ERU 燃料では中性子毒（ $^{236}\text{U}$  Penalty）として考慮しなければならない。 $^{236}\text{U}$  が存在すると、燃料の中性子反応度が落ちるが、この要因は Gd や B が余剰反応度をコントロールする燃焼初期にはあまり重要ではない。

$^{237}\text{U}$  は半減期が非常に短いので（6.75 days）RepU への放射能の影響は小さい。 $^{237}\text{U}$  の娘核種は  $^{237}\text{Np}$ （半減期  $2.14 \times 10^6$  year）である。

## 6.2.4 使用済み燃料中のウラン同位体元素の組成とその影響

使用済み燃料のウラン同位元素組成は、ウランの特性、初期濃縮度、原子炉、取り出し燃焼度、使用済み燃料の冷却期間など、いろいろな要素によって影響される。これらの要素が組成にどのように影響するかを解説するため、ガス炉（Advanced Gas Reactor；AGR、新燃料：Enriched Natural Uranium；ENU）、軽水炉（新燃料：ENU）及び軽水炉（RepU 燃料；Enriched Recycled Uranium、ERU）の燃焼後のウラン同位体組成を表 6.2-3 に比較して示す<sup>6-7)</sup>。この表から照射して再濃縮した ERU 中の  $^{232}\text{U}$ 、 $^{234}\text{U}$ 、量は ENU のそれらに比べて大略 2 ~ 4 倍大きいことがわかる。

次に  $^{232}\text{U}$  及び  $^{236}\text{U}$  の燃焼度の増加について定量的に示す。照射による  $^{232}\text{U}$  の生成は  $^{236}\text{U}$  の濃度によって左右される<sup>6-8)</sup>。 $^{232}\text{U}$  は主に  $^{236}\text{Pu}$ （半減期 2.87y）の  $\alpha$  崩壊によって生成する。 $^{236}\text{Pu}$  は  $^{237}\text{Np}$  の (n, 2n) あるいは ( $\gamma$ , n) 反応で  $^{236}\text{Np}$  を生成するが、 $^{236}\text{Np}$  については、 $^{236}\text{U}$  の中性子吸収により  $^{237}\text{U}$  を生成し、その崩壊により  $^{236}\text{Np}$  が生まれる。

---

### 参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

<sup>6-8)</sup> Del Cul, G. D., et al.: ORNL/TM-2007/207: ” Analysis of the Reuse of Uranium Recovered from the Reprocessing of Commercial LWR Spent Fuel” (2009)

従って、 $^{232}\text{U}$  生成は燃料中の  $^{236}\text{U}$  濃度に左右される。 $^{232}\text{U}$  は、中性子吸収が大きい、微量であるため（表 6.2-3 参照）、炉心の中性子挙動への影響はほとんどない。

RepU でのウラン同位体及びプルトニウム生成の影響を評価するため、ORNL では HELIOS

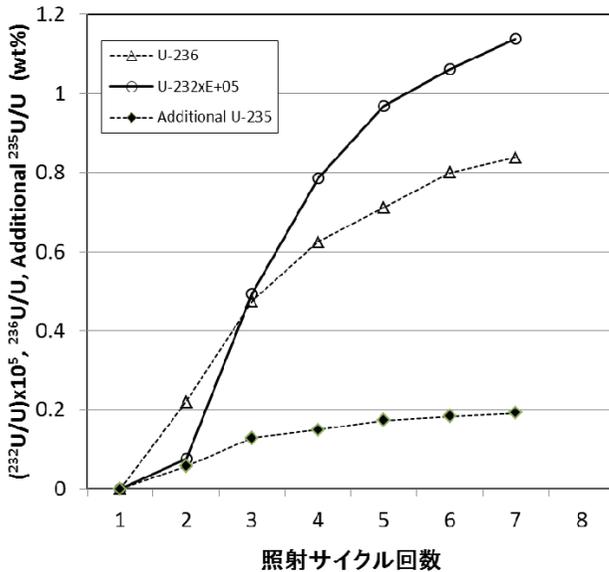


図 6.2-3  $^{232}\text{U}$  と  $^{236}\text{U}$  の照射サイクル毎の重量比の変化

計算コードで  $^{232}\text{U}$  と  $^{236}\text{U}$  の照射サイクル毎の重量比の変化を計算した<sup>6-8)</sup>。その結果を図 6.2-3 に示す。この計算シナリオでは、第 1 サイクルのみ燃焼度 33GWd/t で算出し、燃料取り出し後、約 5 年の冷却期間において、再濃縮して RepU を装荷する。ただし、第 2 サイクル以降は 4.5% の  $^{235}\text{U}$  に再濃縮するものの、 $^{236}\text{U}$  などによる中性子吸収を補償するために余分の  $^{235}\text{U}$  を加えてやり（図中に添加  $^{235}\text{U}$  も示す）、各サイクル 55GWd/t の燃焼度を保つ。 $^{232}\text{U}$  や  $^{236}\text{U}$  がサイクル毎に増えていくものの燃焼度が進むにしたがって増加量は

鈍化する。一方において  $^{232}\text{U}$  や  $^{236}\text{U}$  を含む RepU は  $^{232}\text{U}$  の系列核種、 $^{208}\text{Tl}$ 、からの強い  $\gamma$  線放射や  $^{236}\text{U}$  中性子吸収により、核拡散抵抗性が增大する特徴を持っている<sup>6-9)</sup>。U-236 が存在すると、規定の濃縮度の反応度が多少低くなるが、中性子毒（バーナブルポイズン；Gd、Er、B）が作用するので、燃焼の初期にはあまり重要でないものの、燃料全体の寿命を短くし燃料を早めに取り替えなければならない<sup>6-8)</sup>。上図に示したように一定の燃焼度を保持するために、 $^{235}\text{U}$  の添加により補償しなければならない。これを  $^{236}\text{U}$  ペナルティーあるいは  $^{236}\text{U}$  補償因子（Compensation Factor）と言う。RepU の再濃縮を考えると  $^{235}\text{U}$  の濃度が増え、 $^{235}\text{U}$  の量が大幅に増える。

## 6.3 回収ウランの管理

### 6.3.1 受け入れ基準

燃料製造施設等への RepU の受け入れに関して、2 つの国際機関、International Standards Organization (ISO) 及び ASTM International が中心となり、開発、製造、および製品供給に

#### 参考文献

<sup>6-8)</sup> Del Cul, G. D., et al.: ORNL/TM-2007/207: "Analysis of the Reuse of Uranium Recovered from the Reprocessing of Commercial LWR Spent Fuel" (2009)

<sup>6-9)</sup> K. Abbas, et al., "Proliferation resistance features of reprocessed uranium in Light Water Reactor fresh fuel" ESARDA BULLETIN, No. 49, p75-81, 2013.

ついて効率性及び安全性に関する技術基準の作成を行ってきた<sup>6-7)</sup>。ISO は技術委員会を通して分析法の標準手法を提示し、ASTM の C26 委員は部分的に ISO と協力して標準分析法を立案し、管理を行っている。特に、ASTM C26 委員会はさまざまな化学形態の低濃縮ウラン (LEU) の標準仕様を管理している。RepU についての ASTM 製品基準は、以下の二つの仕様によって定められる。

- ・ C787 : 濃縮のための六フッ化ウランの標準仕様
- ・ C996 : <sup>235</sup>U が5%以下に濃縮された六フッ化ウランの標準仕様

これらの仕様は、RepU 及び ERU に含まれる核種の許容値レベルを規定したものである。表 6.3-1 には六フッ化ウランに適応される標準仕様値を示すが、これらの仕様に示される核種の値は他の化学形態の RepU 標準値としても受けとめられる。

表 6.3-1 RepU 及び再濃縮 RepU の混入元素の許容値<sup>6-7)</sup>

ウラン同位体	ASTM C787 (Reprocessed Natural Uranium)	ASTM C996 (Enriched Reprocessed Uranium)
<sup>232</sup> U	0.005 µg/gU	0.050 µg/gU
<sup>234</sup> U	480 µg/gU	2000 µg/gU
<sup>236</sup> U	8400 µg/gU	
<sup>99</sup> Tc	0.500 µg/gU	5 µg/gU

### 6.3.2 回収ウラン中の不純物

再処理で使われる PUREX 法はウランから Pu の分離及び高放射性 FP (Fission Product ; 核分裂生成物) の分離を高いレベルで行なうことができるが、ごく微量の超ウラン元素 (<sup>239</sup>Pu、<sup>240</sup>Pu、<sup>241</sup>Pu、<sup>242</sup>Pu、<sup>237</sup>Np、<sup>241</sup>Am、<sup>242</sup>Cm、<sup>244</sup>Cm) や FP (<sup>95</sup>Zr/<sup>95</sup>Nb、<sup>103</sup>Ru、<sup>106</sup>Ru、<sup>134</sup>Cs、<sup>137</sup>Cs、<sup>99</sup>Tc) の混入はどうしても避けられない。これらの不純物の濃度レベルは PUREX 法の分離効率に影響される。さらに ASTM 規格によると、Si、V、W、Tc、Np、Ru、Cr、Mo といった金属元素が RepU の転換工程や再濃縮工程で揮発性フッ化物から混入する。RepU から作られた濃縮 UF<sub>6</sub> の品質保証値はどの製造プロセスに対しても ASTM C 996-04 が適応されなければならない。表 6.3-2 (次頁参照) に ASTM C996-04 に規定されている代表的な不純物レベルを示す。

さらに、ASTM 788 には、以下のような適合すべき補足的な必要条件も記述されている。

- ・ <sup>232</sup>U のレベルが  $2.0 \times 10^{-7}$  % 以下であること
- ・ 超ウラン元素の  $\alpha$  放射能が 150 Bq/gU 以下であること

参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

表 6.3-2 RepU の代表的な不純物レベル ( ASTM C996-04 ) \* ) 6-6)

Element	Example of different quality parameters content limits in the fabricator specifications
<sup>99</sup> Tc	≤10 Bq/gU
<sup>232</sup> U	≤0.01 μg/gU
<sup>241</sup> Pu	3 Bq/gU
<sup>106</sup> Ru	10 Bq/gU
Boron	≤0.5 ppm
Silicon	≤50 ppm

\* ) 文献 6-6) TABLE 2 を引用

などである 6-6)。この件に関して次のような重要な問題点がある。それらは、①数多くのバッチの RepU は製造後かなりの時間が経っており、再利用する時点で信頼できる測定値や情報が揃っていないこと及び、②正確な <sup>232</sup>U 濃度が提供されればその子孫核種は計算できるのだが、長い貯蔵期間中に崩壊生成物の濃度が変わってしまうことである。

### 6.3.3 回収ウランの貯蔵

フランスでは各リサイクル段階にある RepU の貯蔵は、<sup>232</sup>U の崩壊生成物からの放射線影響を出来るだけ小さくするために短時間に制限されている。一方、すぐには使わない RepU は U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> に転換され、ドラムに入れて貯蔵される。英国では貯蔵を目的とした場合は、再処理で分離された RepU は直接 UO<sub>3</sub> に転換され、ステンレス製のドラムに装填されて貯蔵される。

再処理施設で回収されたウランは硝酸ウラニルヘキサハイドレート ((UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>)<sub>6</sub>H<sub>2</sub>O あるいは UNH) や酸化物 (UO<sub>3</sub>) と言った化学形態を持っている。UNH の場合、短時間で化学的に非常に安定な U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> に変換されるが、UO<sub>3</sub> の場合、若干吸湿性があるので、貯蔵環境には十分な配慮が必要である。RepU の貯蔵においては次のような課題がある 6-6)。

- ①UNH の貯蔵 UNH は液体状であり、処理施設への輸送前に一時的に貯蔵できるが、液体では中期的、長期的には貯蔵が困難である。
- ②U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> の貯蔵 U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> は 213 L (リッター) の標準ドラムに貯蔵され、これは貯蔵庫にストックされる。遮蔽のため劣化ウランを詰めたドラムが間に置かれる。
- ③UO<sub>3</sub> の貯蔵 英国の場合、RepU はマグノックス炉 (Gas-Cooled Reactor ; GCR) からの使用済み燃料の再処理により UO<sub>3</sub> 酸化物として製造される。これらは 213 L の軟鉄ドラムに貯蔵される。LWR 使用済み燃料の再処理で回収された UO<sub>3</sub> は

参考文献

6-6) IAEA Nuclear Energy Series “USE OF REPROCESSED URANIUM: CHALLENGES AND OPTIONS”, No. NF-T-4.4, 2009.

小型の 50 L ステンレス鋼ドラムに貯蔵される。その理由は、 $UO_3$  は吸湿性があるため、貯蔵ドラムは長期貯蔵中に水酸化物に変化した場合、 $^{235}U$  濃縮度が 0.95%以上の RepU では臨界の問題が起こるため、貯蔵ドラムは小型になっている。

- ④ $UF_6$  の貯蔵  $UF_6$  はウラン濃縮や再転換施設で大量に使われる。常温 (25°C) では固体であるが、非常に気化しやすいため (1 気圧で 56.6°C 以上)、密封シリンダーで貯蔵される。 $UF_6$  は環境への漏えいにより、 $[UF_6 + 2H_2O \rightarrow UO_2F_2 + 4HF]$  の反応で空気中の水蒸気と反応してフッ化水素を生成するため、人間をはじめとして生物へのリスクが大きい。

$UF_6$  は長期にわたってシリンダーに貯蔵されるが、RepU は  $^{232}U$  の崩壊核種 ( $^{212}Bi$ 、 $^{208}Tl$ ) からの強い  $\gamma$  線により時間と共に線量率が増し、被爆のリスクが大きくなる。表 6.3-3 には  $UF_6$  を装填したシリンダー外部の  $\gamma$  線量率の経時変化を示している<sup>6-10)</sup>。10 年ごとのシリンダー外部線量率は 1 年後の 2.5 倍にまで強まっているので、注意が必要である。

表 6.3-3  $UF_6$ シリンダー表面の  $\gamma$ 線量率の計算例

経過時間 (年)	表面線量率 (mR/h)
1	2.6
2	3.9
10	6.5

### 6.3.4 回収ウランの輸送

RepU の輸送にはいくつもの監督官庁のライセンス (認可) を得なければならない。特に国際輸送の場合は輸出国の監督官庁のライセンスと受入国の監督官庁のライセンスを得る必要がある。これらのライセンスについては IAEA の放射性物質輸送基準解説書<sup>6-11)</sup> 及び安全基準ガイドブックシリーズ<sup>6-12)</sup> に詳細に説明されている。

RepU の輸送で考慮すべき要素は<sup>6-13)</sup>、

- ①再濃縮 ERU は RepU に比べて  $^{234}U$  が多く、また非照射ウランに比べて  $^{232}U$  や  $^{236}U$  が多いため、比放射能が大きい。

#### 参考文献

6-10) 小泉益道、”回収ウランの再利用に伴う  $U232$  の影響評価 “、原子力工業、28(12)、p60-64 (1982)。

6-11) IAEA, “Safe Transport of Radioactive Material”, Training Course Series, Fifth Edition, 2004.

6-12) IAEA SAFETY STANDARDS SERIES, “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, TS-R-1 1996 Edition.

6-13) IAEA-TECDOC-750, “Interim guidance for the safe transport of reprocessed uranium”, 1994.

②微量な FP や TRU が放射性不純物として混在している。

③UF<sub>6</sub> ( ERU ) を充填していたシリンダーから UF<sub>6</sub> を取り出す際、 UF<sub>6</sub> を蒸発させるが、 UF<sub>6</sub> の蒸気圧より低い <sup>208</sup>Tl が内壁に残され、次第に濃縮されて、シリンダー後部に強いγ線量率を発するようになる。これを heels という。

これらの要素は天然ウラン、非照射濃縮ウランにはない特徴を持つので、RepU のそれぞれの形態に従って輸送を考慮しなければならない。表 6.3-4 には RepU の形態ごとの輸送概要を示す。

表 6.3-4 RepU の輸送概要 <sup>6-6)</sup>

輸送形態	輸送概要
溶液としての輸送	再処理 (仏 ; La Hague, 英 ; Springfield) から出てくる RepU は基本的には全て溶液 (UNH) であるが、UNH はその後の用途によってフランスでは Pierrelatte、英国では Sellafield で UO <sub>3</sub> 、U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> 、UF <sub>6</sub> に転換される。
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> の輸送	フランスでは全ての UNH は直接使われることはなく、一旦 U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> に転換され、海外 (ロシア等) に送られ、UF <sub>6</sub> に転換される。U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> の同位体組成や不純物量は ASTM 仕様に則られる。
UO <sub>3</sub> の輸送	U-235 濃縮度が 1% 以下の UO <sub>3</sub> -RepU は ISO 規格の容積 50 の標準ドラムで IP-2*) パッケージとして輸送できる。1% 以上の UO <sub>3</sub> - RepU の輸送は IP-2 IF パッケージを使う。このパッケージは事故時の場合でも臨界に至らないように容積が 50L 以下で、かつオーバーパックされた容器。
UF <sub>6</sub> 化学形の低濃縮 RepU の輸送	U-235 濃縮度 1% 以下で非濃縮の UF <sub>6</sub> の輸送には鋼鉄製耐圧密封性の 48Y シリンダーが使われる。これは六フッ化ウランに使われるシリンダーと同じものである。
UF <sub>6</sub> 化学形の ERU の輸送	濃縮 UF <sub>6</sub> (ERU) の輸送には二重構造の 30B シリンダー (直径 1.3m、長さ 2.5m) が使われる。30B シリンダーに ERU が充填している時は、放射線的に問題はないが、燃料加工工程で UF <sub>6</sub> (ERU) をシリンダーから抜き取ると、空容器に <sup>232</sup> U の子孫核種が高濃度に濃縮し、その結果、放射線量率が高まる (この現象を "heels" という)。Heils 対策が必要。  フランスでは、ERU の UO <sub>3</sub> 粉末の輸送は ENU-UO <sub>2</sub> の輸送申請書にその旨を書き加えるだけでよい。

\*) IP ( Industrial Package ) は比放射能が低い物質あるいは低放射能の表面汚染物質の輸送物。一般的にはメタルボックスあるいはドラム。

参考文献

<sup>6-6)</sup> IAEA Nuclear Energy Series "USE OF REPROCESSED URANIUM: CHALLENGES AND OPTIONS", No. NF-T-4.4, 2009.

### 6.3.5 回収ウランの<sup>235</sup>U濃縮度増加

再処理で分離した RepU 中の<sup>235</sup>Uの濃度は1%前後まで下がるが、これを再利用するためにはそれぞれの原子炉燃料として使用に適した濃縮度まで上げる必要がある。一般に行われている濃縮度を上げる方法はガス遠心分離法などの物理的再濃縮法（Re-enrichment）と残存<sup>235</sup>U濃度の比較的高い回収ウランとのブレンド法（blending）がある。この二つの方法についての特徴を以下に概説する。

#### (1) 物理的再濃縮法（Physical Enrichment Process；Gas-Centrifuge Process and Diffusion Process）

近年の発電炉燃料の燃焼度は60GWd/tを目標に増加する傾向にあり、そのためにウラン濃縮度は高くなっているが、ほとんどの燃料施設の許認可においては臨界を避けるため濃縮度が5%以下に制限され、輸送を含めて燃料取扱い施設がそれに合わせて作られているため、60GWd/tに到達するのは容易ではない。再濃縮 RepU（ERU）コストは RepU の燃焼度が上がるほど上昇する。このコスト上昇は<sup>236</sup>Uが増加するためである（図 6.2-3 または表 6.2-3 参照）。表 6.3-5 には、3.5%の<sup>235</sup>U濃縮の新燃料を38GWd/tまで燃焼後、10年間貯蔵し（RepU）、遠心分離法で<sup>235</sup>Uが4%に等価になるように再濃縮した燃料（ERU）のウラン同位体の比較例として示す。これまで解説したように、<sup>232</sup>Uからのγ線放射線量が強いいため、施設や取扱における放射線防護の必要性から<sup>232</sup>U量が多いほどコストが上昇する。

表 6.3-5 RepU 同位体組成と4%<sup>235</sup>U濃縮度に等価な再濃縮 RepU（ERU）の組成<sup>6-14)</sup>

Isotope	RepU	ERU
U-232	0.07ppm	0.77ppm
U-234	0.021%	0.152%
U-235	0.84%	4.59%
U-236	0.49%	1.77%
U-238	98.65%	93.49%

現在、物理的ウラン濃縮には遠心分離法とガス拡散法の二方法が実用化されているが、RepUの濃縮については、遠心分離法の方がいくつかの利点がある<sup>6-7)</sup>：①一般的には遠心分離法はガス拡散法に比べてSWU（Separation Work Unit；分離作業単位）あたりのエネルギー消費が50-60倍少なくすむ、②ガス拡散法はより大量のウランを要する、③ガス拡散プラントではRepU濃縮のためのプラントの隔離や遮蔽がより困難である。これらの利点から近年建設された濃縮施設はすべてが遠心分離法プラントである。本節では遠心分離法を主に解説を進める。

#### 参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

<sup>6-14)</sup> H. BAIROT, K. FUKUDA, “Reprocessed Uranium Issues”, Proceedings of Technical Meeting on “Fissile Material Management Strategies for Sustainable Nuclear Energy”, pp469-488, Vienna, 2005

遠心分離法濃縮には次のような特徴がある。

- ①軽い  $^{232}\text{U}$  及び  $^{234}\text{U}$  はカスケード<sup>注)</sup>のトップ(濃縮側)に集まる傾向があるので  $^{235}\text{U}$  より濃縮される傾向にある。
- ②大まかに言えば  $^{236}\text{U}$  の 2/3 がカスケードのトップ側に濃縮されるので、この同位体は  $^{235}\text{U}$  より若干、濃縮されにくい。

注) カスケード<sup>6-5)</sup>: カスケードとは、回転胴(ドラム; ガス遠心分離法)または(管状)隔膜を収納した拡散筒(ガス拡散法)を直列に接続したいくつかの段から構成されたシステムのことである。遠心分離法では、高速で回転する金属ドラムにガス状のウラン( $\text{UF}_6$ )を導入し、遠心力により  $\text{UF}_6$  分子の各ウラン同位体の質量のわずかな違いによりドラム内壁から中心に向かって重い順に  $\text{UF}_6$  分子質量の勾配ができる。これをドラム外壁及び内壁近くの取り出し口から別々に取り出して  $^{235}\text{U}$  と  $^{238}\text{U}$  を分離する。ガス拡散法は拡散膜の微小な孔の拡散速度の違いを利用するが、原理は似ている。

遠心分離法による再濃縮における RepU 同位体比率の比較を図 6.3.-1 に示す<sup>6-7)</sup>。

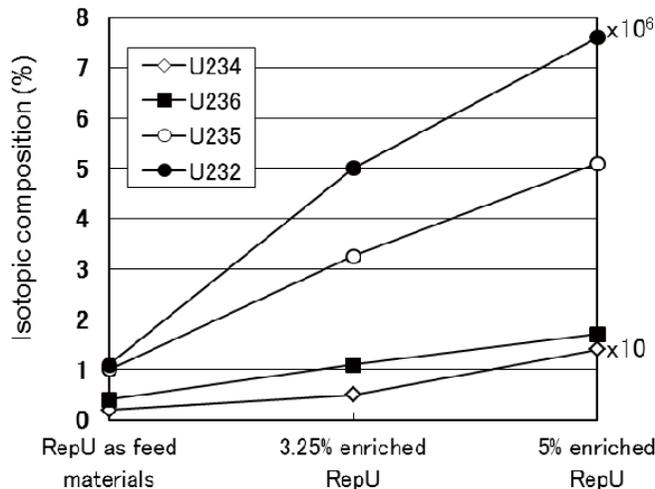


図 6.3-1 RepU 再濃縮での同位体比率の比較

RepU は 900MWe PWR で 33,000MWd/t まで燃焼した使用済み燃料。

RepU as feed material の  $^{235}\text{U}$  濃度は約 1%。

既に解説したように、再濃縮 RepU の放射能は  $^{232}\text{U}$  や  $^{234}\text{U}$  を含むため、濃縮天然ウランより高くなり、再濃縮 RepU を使う燃料加工では遮蔽を施す必要である。オペレーターの被曝を低減するため、いくつかの措置がとられる。

- ・  $^{232}\text{U}$  の子孫核種である  $^{208}\text{Tl}$  を減らすため、 $\text{UF}_6$  と再濃縮との間の時間を短くする。
- ・  $\text{UF}_6$  が長期間保管されていた場合、 $\text{UF}_6$  を移送の前に子孫核種を除去するために純化する。
- ・ 再濃縮 RepU の  $\text{UF}_6$  と天然ウランの濃縮後のテール  $\text{UF}_6$  を混合する。

参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

等である。

中性子吸収が大きい<sup>236</sup>Uが存在する場合、中性子反応度の低下を補償するため燃料の<sup>235</sup>U濃縮度を上げてやる必要がある。同じ燃焼度では再濃縮 RepU の濃縮度は濃縮天然ウランの濃縮度より大きくなる。例えば、表 6.3-5 に示すように、4.0%の ENU 濃縮度に等価な ERU 濃縮度は 4.59%であり、その場合の 4.59%に等価なウラン同位体組成は同表に示す値となる<sup>6-7)</sup>。

## (2) 世界の物理的濃縮施設

表 6.3-6 には、世界の濃縮施設の一覧 (World Nuclear Association の調査) を示す。大規模商用濃縮ウランの生産はフランス、ドイツ、オランダ、UK、USA 及びロシアで行われているが、

表 6.3-6 世界の濃縮施設と生産容量<sup>6-15)</sup> (kSWU/year\*\*)

Country	Company and plant	2013	2015	2020
France	Areva, Georges Besse I & II	5,500	7,000	7,500
Germany Netherlands UK	Urenco: Gronau, Germany, Almelo: Netherlands, Gepenhurst: UK	14,200	14,400	14,900
Japan	JNFL <sup>*</sup> , Rokkasho	75 <sup>*</sup> )	75 <sup>*</sup> )	75 (1,500 <sup>*</sup> )
USA	USEC, Piketpn	0	0	0
USA	Urenco, New Mexco	3,500	4,700	4,700
USA	Areva, Idaho Falls	0	0	0
USA	Global Laser Enrichment, Paducah	0	0	0
Russia	Tenex: Angarsk, Novouralsk, Seversk	26,000	26,578	28,663
China	CNNC, Hanzhun & Lanzhou	2,200	5,760	10,700
Others	Argentine, Brazil, India, Pakistan, Iran	75	100	170
	Total (SWU/year)	51,550	58,600	66,700
	Requirements (WNA reference scenario)	59,154	47,285	57,456

\* ) JNFL のウラン濃縮事業については、1998 年には 1050 kSWU/year 規模に達したが、2017 年に既設遠心機の一部の生産機能停止などについて事業変更許可を受け、今の施設規模は 450 kSWU/year である。現在は新型遠心機に更新中。(日本原燃パンフレット“濃縮事業の概要”から)

\*\* ) SWU (Separative Working Unit ; 分離作業量) とはウランを濃縮する際、どのような濃縮ウラン (濃度及び量) と、どのような劣化ウラン (濃度及び量) とに分離するかによって定められるも仕事量である。大まかには例えば 100 万 kWe の発電炉に必要な濃縮ウランの仕事量は、約 120 トン SWU である。(ATOMICA より ; [https://atomicajaea.go.jp/data/detail/dat\\_detail\\_04-05-01-03.html](https://atomicajaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-05-01-03.html))

### 参考文献

6-7) IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

6-15) World Nuclear Association, “Uranium Enrichment”, Cookie on WNA; <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/uranium-enrichment.aspx>, February 2019.

中国では国内需要を賄うために急速な生産容量の拡大が図られている。RepU の生産については Ulenko (オランダ) と Seversk (ロシア) で実施されている。ロシアでは世界的な濃縮ウラン生産過剰に対処するためその濃縮施設を海外販売用に低濃縮ウラン生産に使っている。2015 年では世界中では約 58,600 kSWU/year の濃縮ウランの濃縮役務容量 (生産容量) があるが、そのうち、47,285 kSWU/year の需要が見込まれている<sup>6-15)</sup>。

ウラン濃縮については核不拡散強化の一環として IAEA のイニシャティブにより国際協力が進められている。2006 年 1 月、ロシアは IAEA と協力して核燃料サイクルセンターを Angarsk (ロシア) に International Uranium Enrichment Center (IUEC) を設立し、2011 年 2 月から発効した<sup>6-16)</sup>。IUEC は IAEA 加盟国に対して低濃縮ウラン (up to 4.95% <sup>235</sup>U) を供給することに合意した。

### (3) ブレンディング法 (Blending process)

#### (a) ブレンディングによる HEU と RepU の再濃縮

近年、目標燃焼度が 60GWd/tU といった高燃焼度に近づくのに伴い、それを達成するため、濃縮度が増加し、ほとんどの燃料施設で設計されている取扱い可能な <sup>235</sup>U 濃縮度が 5% の許認可上限値に近づきつつある。このことは、将来、5% 近くでは ENU と等価な RepU は使用できなくなることを意味しており、燃料サイクルの大きな課題となっている。さらに、後述するように RepU 燃料製造費も燃焼度が増加するにしたがって高くなる傾向がある。この 2 つの効果の要因の 1 つは遠心分離法による RepU の再濃縮によって、<sup>236</sup>U 濃度が上がるためである。この欠点は、RepU に高濃縮ウラン (HEU) をブレンドすることによってある程度、克服することができる。現在、ブレンディング法で濃縮度を向上させることができる施設はロシアにある JSC TVEL Fuel Company の ELEMASH Plant (Electrostal) 及び Mayak の Ozyorsk である。

表 6.3-7 (次頁参照) は 38GWd/tU まで照射した 3.5% 濃縮度燃料を 10 年間貯蔵し、再処理で分離した RepU (96.3%) と HEU (3.7%) をブレンドした ERU の同位体組成を示す。比較のため遠心分離法で調製した ERU の組成も示している。これらは <sup>235</sup>U 4.0% の ENU に等価な ERU 燃料 (ブレンド法) と遠心分離法で濃縮したウランの同位体組成である<sup>6-14)</sup>。ブレンド法の <sup>235</sup>U 比率は遠心分離法のものに比べて低いことがわかる。遠心分離法では、<sup>235</sup>U 比率が高くなるのは、再濃縮 RepU 中の <sup>234</sup>U 及び <sup>236</sup>U 比率が高まり、その結果、中性子吸収に対する補償を行うためである。

---

#### 参考文献

<sup>6-14)</sup> H. BAIROT, K. FUKUDA, “Reprocessed Uranium Issues”, Proceedings of Technical Meeting on “Fissile Material Management Strategies for Sustainable Nuclear Energy”, pp469-488, Vienna, 2005

<sup>6-15)</sup> World Nuclear Association, “Uranium Enrichment”, Cookie on WNA; <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/uranium-enrichment.aspx>, February 2019.

<sup>6-16)</sup> IAEA topics, IAEA URL, <https://www.iaea.org/topics/international-uranium-enrichment-centre>

表 6.3-7 RepU 組成への濃縮方法の影響<sup>6-14)</sup>

Isotopes	Feed material for Blending		Blending (96.3% RepU+3.7% HEU)	Centrifuge (ERU)
	RepU	HEU		
U232	0.07 ppm	-	0.07 ppm	0.77 ppm
U234	0.021 %	0.93 %	0.05 %	0.15 %
U235	0.84 %	90 %	4.16 %	4.59 %
U236	0.49 %	-	0.47 %	1.77 %
U238	98.65 %	9.07 %	95.32 %	93.49 %

偶数質量ウラン同位体や核分裂生成物が存在すると RepU は特別なプロセスが必要となる。RepU 中に <sup>232</sup>U、<sup>234</sup>U、<sup>236</sup>U が存在したり、RepU 取扱施設の許認可制限がある場合、遠心分離法で製造した一定の RepU の濃縮度を確保するために、高濃縮 ENU でブレンドしなければならない事がある。表 6.3-8 は遠心分離法及び高濃縮 ENU でブレンドした 4.7 ~ 5.0% <sup>235</sup>U 濃縮度の RepU 中の偶数質量ウラン同位体の比較を示す。遠心分離再濃縮 ERU では偶数ウラン同位体の濃度はブレンド法による同位体に比して3倍以上の高濃度であるのに対し、後者のウラン同位体値は低く、ブレンド ERU は制限値や施設の許認可制限を比較的容易にクリアすることができる。

表 6.3-8 遠心分離法及び高濃縮 ENU のブレンドで調製した 4.7 ~ 5.0% <sup>235</sup>U 濃縮度 RepU 中の偶数質量ウラン同位体 (<sup>232</sup>U、<sup>234</sup>U、<sup>236</sup>U) の比較<sup>6-7)</sup>

ウラン同位体	遠心分離法による再濃縮 ERU *) (ERU)	高濃縮ウランでブレンドした ERU **) (BWR 用)	高濃縮ウランでブレンドした ERU **) (PWR 用)
<sup>232</sup> U	7.6x10 <sup>-7</sup>	1.1x10 <sup>-7</sup>	0.75x10 <sup>-7</sup>
<sup>234</sup> U	0.133	0.052	0.05
<sup>235</sup> U	5.0	4.75	4.7
<sup>236</sup> U	1.55	0.54	0.38

文献<sup>6-7)</sup> の\*) TABLE 19 及び\*\*) TABLE 20 から引用

(b) ブレンディングによる MEU (Medium Enriched Uranium) と RepU との再濃縮

ロシアの燃料会社、ТВЕЛ が再処理する使用済み推進用燃料 (原潜及び原子力砕氷船使用済み燃料) の残留 <sup>235</sup>U 濃縮度は 17 ~ 19% と比較的高い MEU である。ТВЕЛ はこの MEU と VVER の RepU をブレンディングして 150t の RBMK 用 ERU 燃料を製造した。濃縮度は 2.6% であるが、将来的には 2.6 ~ 3.0% にまで上げ、到達燃焼度 30GWd/t にあがる計画である<sup>6-14)</sup>。

参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

<sup>6-14)</sup> H. BAIROT, K. FUKUDA, “Reprocessed Uranium Issues”, Proceedings of Technical Meeting on “Fissile Material Management Strategies for Sustainable Nuclear Energy”, pp469-488, Vienna, 2005

ヨーロッパのLWRの商用燃料の製造（MEUブレンド燃料）はMSZ Elektrostal（ロシア燃料会社）で行われた。MEUの $^{235}\text{U}$ 濃縮度は14～17%である。 $^{236}\text{U}$ 濃度は明らかにされていないが、恐らく1.1～1.4%であると推定される。供給素材（RepU及びMEU）とブレンド後の燃料のウラン同位体組成（計算値）を表6.3-9に示す。表6.2-7と比較してわかるように、遠心分離法に比べてブレンド法の燃料は偶数質量ウラン同位体の比率が小さく、遠心分離法によるERU燃料よりブレンド燃料の性能が優れていることを示している。

表 6.3-9 MEU ブレンドによる再濃縮 ERU 組成<sup>6-14)</sup>

Isotopes	Feed material		Calculated ERU composition
	RepU	MEU	
U232	0.07 ppm	-	0.05 ppm
U234	0.021 %	0.2～0.3(?) %	0.07～0.08(?) %
U235	0.84 %	14.0～17.0 %	4.22～4.25 %
U236	0.49 %	1.1～1.4 %	0.62～0.73 %
U238	98.65 %	82.0～85.0 %	95 %

### 6.3.6 回収ウランの製造プロセスにおける転換及び再転換工程

回収ウラン製造に関する新技術開発または施設建設のため、2007年の時点ではフランス、日本、ロシアが転換プロジェクトを計画または実行している。

#### (1) フランス AREVA NP の ERU 製造プロセス<sup>6-6)、6-17)</sup>

AREVA NP 社では1987年以来フランス電力庁（EDF）に400t以上のERU燃料集合体を納めてきた。ERU燃料の場合、10%以上の $\gamma$ 線放射線量が強いので、全ての製造工程（ $\text{UF}_6$ 再転換、ペレット製造、燃料棒及び燃料集合体製造等）で作業員の外部被ばくを低減することが製造における主要命題となっている<sup>6-17)</sup>。従来のフランスの転換プロセスでは、重ウラン酸アンモニウム（ADU）を沈殿させ、これを焙焼して $\text{UO}_2$ に還元した。引き続きロータリーキルンでHF雰囲気中フッ化水素処理を行い、 $\text{HF}_4$ に変換し、さらにフレーム炉により $\text{F}_2$ ガスで $\text{UF}_6$ を調製した。この転換プロセスにはいくつかの改良すべき点が認められた；a) 廃棄物量の低減化、b) 残渣の処理、c) トリウム同位元素（ $^{224}\text{Th}$ 、 $^{228}\text{Th}$ ）は揮発性のフッ化物を作らないので、反応装置に残留し、それらの子孫元素から強い放射線が放射される、などである。図6.3-2（次頁参照）にAREVAにおけるRepUリサイクル・プロジェクト例を示す。

#### 参考文献

- 6-6) IAEA Nuclear Energy Series “USE OF REPROCESSED URANIUM: CHALLENGES AND OPTIONS”, No. NF-T-4.4, 2009.
- 6-14) H. BAIROT, K. FUKUDA, “Reprocessed Uranium Issues”, Proceedings of Technical Meeting on “Fissile Material Management Strategies for Sustainable Nuclear Energy”, pp469-488, Vienna, 2005
- 6-17) J. M. Romary, “The ERU fuel manufacturing at AREVA NP, IAEA-TECDOC-CD-1630, “Proceedings of a Technical Committee Meeting on “Use of Reprocessed Uranium; Challenge and Options”, Nov. 2009.

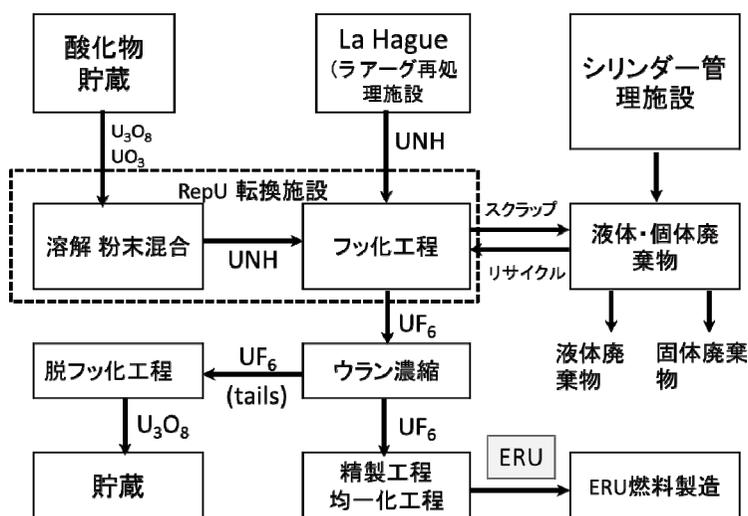


図 6.3-2 AREVA における RepU リサイクル・プロジェクト例<sup>6-6)</sup>  
 注) 原文を日本語に置き換えている。

AREVA は La Hague 及び他の再処理施設から調製され酸化物の回収ウランをロシア・セベルス市にある SGChE (Siberian Group of Chemical Enterprises) に送り、ここで転換 (最近では  $UF_6$  として出荷)、精製して  $^{232}U$  を除去、遠心分離濃縮により濃縮度を 3.0 ~ 4.95% の ERU を得た。引き続き、Elektrostal にある MSZ (燃料会社) で、 $UF_6$  を  $UO_2$  粉末に再転換し、ペレットを調製した。1992 年から 1998 年の間に 1307.4 トンの RepU が酸化物としてフランスからロシアに搬送され、SGChE でリサイクルされた<sup>6-6)</sup>。

## (2) 日本の ERU 燃料製造

日本では、六ヶ所再処理工場の本格操業に備えて平成 27 年に政府部内で核燃料サイクル関連の技術検討会が行われ、その中で回数ウラン再利用の検討も行われた<sup>6-18)</sup>。その背景は六ヶ所再処理工場が本格操業を始めると年間 800t の使用済み燃料が処理され、約 700t のウランが回収されるとの見通しによるものである。わが国では 2003 年までに 6060t の回収ウランを取得し、335t が軽水炉に装荷された。

従来、日本には 4 カ所の回収ウラン燃料製造施設がある<sup>6-7)</sup>。東海村の Mitsubishi Nuclear Fuel Company (MNF)、神奈川県横須賀市の Global Nuclear Fuel Japan (GNF-J)、大阪府

### 参考文献

- 6-6) IAEA Nuclear Energy Series “USE OF REPROCESSED URANIUM: CHALLENGES AND OPTIONS”, No. NF-T-4.4, 2009.  
 6-7) IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).  
 6-18) 経済産業省, “B. 回収ウラン利用技術開発委託費に関わる事業”, [https://www.meti.go.jp/policy/tech\\_evaluation/c00/C0000000H26/150126\\_saikuru1/150126\\_saikuru1.htm](https://www.meti.go.jp/policy/tech_evaluation/c00/C0000000H26/150126_saikuru1/150126_saikuru1.htm), 平成 27 年 1 月 26 日。

熊取町及び東海村にある Fuel Industries (NFI) の 2 カ所の施設である。これらの 4 施設では、ERU 燃料製造は ENU と同じラインで行われてきた。概要は表 6.3-10 に示すとおりである。

表 6.3-10 日本における ERU 燃料製造施設<sup>6-7)</sup>

Fuel Vendor	Plant	Fuel designed for	ERU Capacity
MNF	Tokai-mura	PWR	ca. 22tU/year
NFI	Kumatori	PWR	ca. 30tU/year
NFI	Tokai-mura	BWR	ca. 22tU/year
GNF-J	Yokosuka	BWR	ca. 25tU/year

検討されている六ヶ所再処理から排出される ERU の処理プロセスは、湿式二段ふっ化法と呼ばれている転換法である<sup>6-18)</sup>。そのプロセスを図 6.3-3 (A) に示す。六ヶ所再処理工場からの ERU 製品は  $UO_3$  の化学型である。緻密な  $UO_3$  を原料とする場合、 $UO_3$  に結晶水を付着させることにより  $UO_3$  粒子と反応ガスとの反応性を向上させるための水和処理を行う。結晶水を付加することにより  $UO_3$  粒子にクラックが入り、比表面積を増大させることにより反応を促進させる。最終的には遠心分離機で濃縮するためにガス状の  $UF_6$  に転換する。

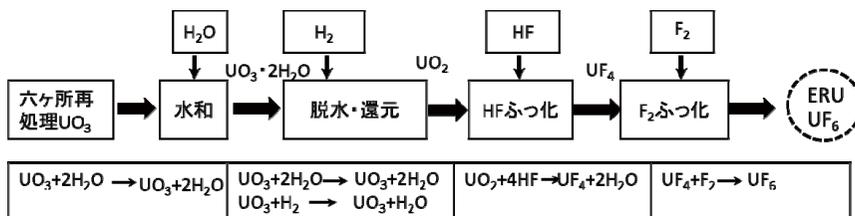


図 6.3-3 (A) 日本で検討されている六ヶ所再処理原料ウランの転換工程<sup>6-18)</sup>

遠心分離が行われた後、図 6.3-3 (B) に示すように、濃縮  $UF_6$  を精製した後、遠心分離を行い、濃縮度を調整する。日本では乾式法で脱フッ素を行い、 $U_3O_8$  を作る(再転換)。ウラン

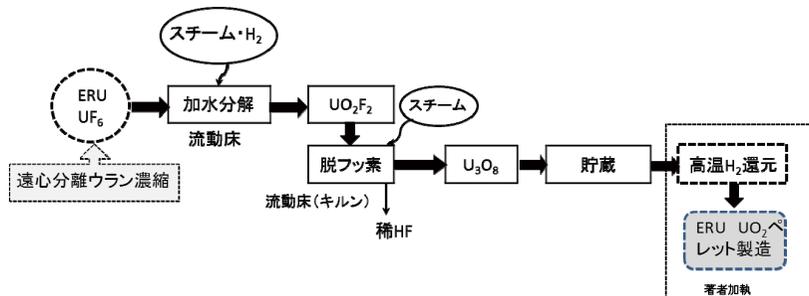


図 6.3-3 (B) 日本で検討されている六ヶ所再処理原料ウランの再転換工程<sup>6-18)</sup>

参考文献

6-7) IAEA-TECDOC-1529: "Management of Reprocessed Uranium", (2007).

6-18) 経済産業省, "B. 回収ウラン利用技術開発委託費に関わる事業", [https://www.meti.go.jp/policy/tech\\_evaluation/c00/C0000000H26/150126\\_saikuru1/150126\\_saikuru1.htm](https://www.meti.go.jp/policy/tech_evaluation/c00/C0000000H26/150126_saikuru1/150126_saikuru1.htm), 平成 27 年 1 月 26 日。

酸化物の中では  $U_3O_8$  がもっとも安定な化合物であるため、長期間の貯蔵はこの化合物の状態が適している。ペレットを調製する場合は  $H_2$  で高温還元し、 $UO_2$  に還元し、ペレット製造の工程に移る。

### (3) ロシアの ERU 製造

ロシアでは VVER-400 使用済み燃料の再処理を Mayak Production Association の RT-1 Complex で行い、その製品は  $U_3O_8$  として出てくる<sup>6-7)</sup>。この RepU の転換プロセス図 6.3-4 に示す。ロシアの転換プロセスは反応装置としてフレーム炉使い、ウラン酸化物をフッ素ガスと直接反応させて  $UF_6$  に転換する直接ふっ化法が実用化されている。そのため、このプロセスは単純であるが、高価なフッ素使用量が大きいのが欠点であるものの、設備自体の規模が大きいのでシステム全体で見るとこの欠点は相殺される。このプラントで  $^{235}U$  を 2.6% まで再濃縮し、RB MK-1000 (黒鉛減速炉で低濃縮燃料で稼働) の燃料として使用する。

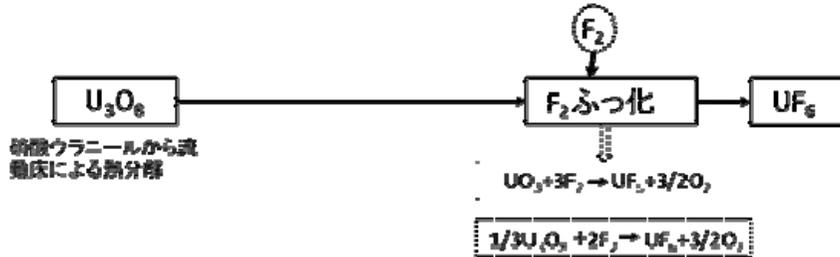


図 6.3-4 ロシアで行われている直接ふっ化法 (文献<sup>6-18)</sup>)

## 6.3.7 軽水炉での回収ウラン燃料の使用課題

### (1) 再濃縮の問題

遠心分離法の場合、 $^{235}U$  より小さな質量を持つウラン同位体は  $^{235}U$  よりもっと濃縮されることはすでに記載した通りである。RepU の遠心分離では、ERU 中の中性子吸収ウラン同位体、 $^{234}U$  及び  $^{236}U$ 、が著しく増加するため、ERU では ENU の所定の濃縮度を超える超過濃縮度に調整し、ERU 燃料の反応度の低下を補う必要がある<sup>6-6)</sup>。表 6.3-11 (次頁参照) にはヨーロッパの発電炉の例として、ENU と ERU の燃料集合体濃縮度の比較を示す。超過濃縮度比は ERU 調製条件、例えば RepU の燃焼度、冷却期間、ENU 濃縮度などにより異なるが、

#### 参考文献

6-6) IAEA Nuclear Energy Series "USE OF REPROCESSED URANIUM: CHALLENGES AND OPTIONS", No. NF-T-4.4, 2009.

6-7) IAEA-TECDOC-1529: "Management of Reprocessed Uranium", (2007).

6-18) 経済産業省, "B. 回収ウラン利用技術開発委託費に関わる事業", [https://www.meti.go.jp/policy/tech\\_evaluation/c00/C0000000H26/150126\\_saikuru1/150126\\_saikuru1.htm](https://www.meti.go.jp/policy/tech_evaluation/c00/C0000000H26/150126_saikuru1/150126_saikuru1.htm), 平成 27 年 1 月 26 日。

表 6.3-11 ヨーロッパ PWR の ENU 燃料集合体に等価な反応度の ERU 燃料集合体の濃縮度

国名	発電炉	ERU Assembly (%)	ENU Assembly (%)	超過濃縮度比 (ERU-ENU)/ENU x 100 (%)
ドイツ	GKN II	4.59	4	14.8
ベルギー	Doe1 1	4.25	3.8	11.8
スイス	KKG	4.85	4.3	12.8
オランダ	Borssele	4.8	4.4	9.1
フランス	Cruas	4.1	3.7	10.8

この例では 9.1 ~ 14.8% の範囲である。

(2) MOX 燃料のマトリックスとしての回収ウランの利用<sup>6-7)</sup>

(a) 軽水炉 - MOX として回収ウランの利用

LWR 用の MOX 燃料は PuO<sub>2</sub> と UO<sub>2</sub> とを混合したもので、均質なものと粉末冶金法による両者の粉末をブレンドしたものがある。ブレンドの場合、一般には UO<sub>2</sub> マトリックスとして天然ウランや劣化ウランが使われるのと同じように、RepU もそのようなマトリックスに使われることがある。フランスの MOX 燃料製造プラント、MELOX、ではこの種のマトリックスが設計されたことがある。しかし、RepU は劣化ウランよりも多少 <sup>235</sup>U 濃度が高いため、劣化ウランをマトリックスとする MOX に比べて、RepU をマトリックスとする MOX の Pu 富化度は若干低くてすむ。さらに、RepU-MOX 燃料を原子炉で使う場合、同位体組成や核分裂性物質濃度の不確かさのため安全マージンをとらなければならないという弱点がある。

(b) 加圧重水型原子炉 (PHWR) での利用

インドでは PHWR 開発プロジェクトが進められているが、その燃料のひとつとして (RepU-Pu) MOX 燃料を 220MWe PHWRs での使用を目指して試験してきた<sup>6-19)</sup>。いろいろな燃料の試験結果として、0.8%PuO<sub>2</sub> と 0.25% <sup>235</sup>U RepU の組成の MOX 燃料が 19 ピン・バンドルには適していることが分かった。PHWR 炉にこの燃料を使うと全体の天然ウラン炉心の必要量は 65% まで減少する事が出来、さらに天然ウラン必要量も 33% に減らすことができた。MOX 燃料のマトリックスとして PHWR 使用済み燃料からの RepU が 500MWe プロトタイプ高速炉 (PFBR) で使用される予定である。

参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: "Management of Reprocessed Uranium", (2007).

<sup>6-19)</sup> Baltej.S., et al., "MOX-Future fuel PHWRs; An Optimization Study", INSAC-2003 conference on Nuclear Fuel Cycle Technologies: Closing the Fuel Cycle, Kalpakkam, India, Dec. 17-19, 2003.

## 6.4 回収ウランの市場価格と経済性

RepU の市場規模は将来拡大が可能であるが、それは再処理事業に対する電力事業者からの需要と燃料サイクル施設側からの供給のバランスで決まる。非核燃料リサイクル政策国では限定的なバックエンド政策のため、回収ウランを使うことには法律的な規制があり、またクローズドサイクルに繋がるという理由で禁止するところもある。このような観点から、現在の ERU 市場は天然ウラン市場に比べてかなり遅れている<sup>6-7)</sup>。

2007 年の World Nuclear Association (WNA) の Global Nuclear Fuel Market Report (世界核燃料市場報告書)<sup>6-20)</sup>によると、2006 年の西側原子炉燃料の需要は 57,000tU であり、このうち、2,000tU が MOX と ERU で補われているに過ぎない。また、2006 年のロシア原子炉の需要は 7,000tU (推測)であり、500tU が ERU で補われている。この結果、WNA 報告書は次のように結論付けている。

「2006 年に原子炉に装荷された RepU 量は世界の天然ウラン需要の 2.3% にすぎない」

### 6.4.1 濃縮回収ウラン燃料 (ERU) と濃縮天然ウラン燃料 (ENU) の製造コスト比較

ベルギーの核燃料会社、ベルゴニュークリア (2006 年閉鎖) の核燃料専門家であった H. Baritot<sup>6-14)</sup> は、様々な国際的視点での燃料のコストの評価に携わってきた。ベルゴニュークリアが行った ERU と ENU のコスト比較を表 6.4-1 (次頁参照) に示す。これらの燃料製造には下記のような価格要因がある。

- ① 処理施設から供給されるウラン化学形には、酸化物 (主に  $U_3O_8$ ) と溶液の UNH がある。
- ② 原材料から濃縮工程に移すための  $UF_6$  への転換費 (UNH の場合、最初に貯蔵のために酸化物に転換し、その後、 $UF_6$  に転換される。このため、RepU 転換費は天然ウランに比べて 5 ~ 6 倍以上高くなっている。)
- ③  $UF_6$  の等価反応度への濃縮費。
- ④ ERU 燃料集合体製造費。

表 6.4-1 には回収ウランの原料である使用済み燃料の異なった燃焼度毎に再濃縮 RepU 燃料のコストを濃縮天然ウラン燃料コストと比較している。この場合、回収ウランの長期貯蔵のため、酸化物への転換を行う場合と、RepU を酸化物へ転換することなく直接  $UF_6$  へ転換する場合 (再処理で RepU を取得した後、すぐに燃料製造する場合に相当) の 2 つのケースを比較している。

---

#### 参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: "Management of Reprocessed Uranium", (2007).

<sup>6-14)</sup> H. BAIROT, K. FUKUDA, "Reprocessed Uranium Issues", Proceedings of Technical Meeting on "Fissile Material Management Strategies for Sustainable Nuclear Energy", pp469-488, Vienna, 2005

<sup>6-20)</sup> World Nuclear Association, Global Nuclear Fuel Market-Supply and Demands-2007-2030, WNA, London (2007).

表 6.4-1 RepU 燃料と濃縮天然ウラン燃料の製造コストの比較<sup>6-14)</sup>

(単位ユーロ、EUR/kgU)

製造要素	ENU 4 %	32Gwd/tU から回収		40Gwd/tU から回収		44Gwd/tU から回収	
		等価濃縮度 4.41%		等価濃縮度 4.71%		等価濃縮度 4.95%	
		酸化物 転換が 無	酸化物 転換が 必要	酸化物 転換が 無	酸化物 転換が 必要	酸化物 転換が 無	酸化物 転換が 必要
ウラン費	280	-	-	-	-	-	-
酸化物への転換費	-	-	90	-	200	-	310
UF <sub>6</sub> への転換費	60	290	290	550	550	860	860
濃縮費	500	420	420	660	660	830	830
燃料製造費	370	450	450	450	450	450	450
総費用	1210	1160	1250	1660	1860	2140	2450

注) 上表は引用文献<sup>6-14)</sup> の TABLE 6, 7, 8 を統合したものである。

この表から RepU 原料の使用済み燃料の燃焼度が高くなるにしたがって、コストが上昇することがわかる。特に、UF<sub>6</sub> への転換費と濃縮費が燃焼度によって大きく影響されることが示されている。実際のコストは、さらに取扱量や他の商業ファクターを加味した契約交渉で決まる。

遠心分離法による ENU 及び遠心分離法で調整した ERU とブレンディング法による ERU 燃料集合体の製造コスト評価を表 6.4-2 (次頁参照) に示す<sup>6-21)</sup>。ERU は 40Gwd/t まで照射した RepU から調製したものである。この表にはアジア、ヨーロッパ、アメリカの 3 つの地域での燃料製造費及び燃料集合体製造費をまとめている。5.18% ERU と 4.49% ERU の濃縮度の違いによる燃料コスト差はほとんど見られない。しかし、この比較では次のことを注目しなければならない；表中のブレンディング ERU では、全ての RepU 供給のウラン費 (U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>) は ERU 調製費に含まれているのに対し、遠心分離 ERU では原料は無償として扱われており、遠心分離で排出された多量の劣化 RepU は、核分裂性物質としてではなく、廃棄物として扱われている。この点から、遠心分離法での ERU コストには廃棄物処理費用も加算されるべきであろう。表 6.4-2 でブレンディング ERU の遠心分離濃縮費が異常に高いのは RepU 遠心分離工程から排出される廃棄 RepU の処理費用を含んでいるためである。

参考文献

6-14) H. BAIROT, K. FUKUDA, “Reprocessed Uranium Issues”, Proceedings of Technical Meeting on “Fissile Material Management Strategies for Sustainable Nuclear Energy”, pp469-488, Vienna, 2005

6-21) H. Bairot, “Impact of market conditions on the economics of RepU utilization”, IAEA-TECDOC-CD-1630, “Proceedings of a Technical Committee Meeting on “Use of Reprocessed Uranium”, Nov. 2009.

表 6.4-2 RepU 燃料と濃縮天然ウラン燃料の製造コストの比較<sup>6-14)</sup>

Item/Total	Centrifuge ENU 4.4% <sup>235</sup> U	Centrifuge ERU 5.18% <sup>235</sup> U	Blending ERU 4.49% <sup>235</sup> U
	Enrichment Processes		
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	3380	–	2585
Conversion of U <sub>nat</sub> into UF <sub>6</sub>	120	–	92
Conversion of RepU into UF <sub>6</sub>	–	900	58
Enrichment by centrifuge	840	1190	6410
Enrichment by blending	–	–	72
Fabrication in Asia	330	395	395
Fabrication in Europe	290	350	350
Fabrication in USA	220	260	260
Fuel assembly cost in Asia	4670	2480	9610
Fuel assembly cost in Europe	4630	2430	9570
Fuel assembly cost in USA	4560	2350	9480

## 6.5 各国の回収ウランの使用動向

### 6.5.1 世界的視野での回収ウランの生産 - 需要

NEA と IAEA は共同でウラン資源の調査を行っており、それらは 2 年毎に Joint Report ; “Uranium 2019 (西暦年号) : Resources, Production and Demand “(通称 Red Book)として公表されてきた。2017 年版の中の主要核燃料リサイクル国での RepU の生産と需要を表 6.5-1 (次頁参照)にまとめている<sup>6-22)</sup>。

2017 年時点ではスイスを除いてほとんどの国が RepU の生産も利用も行っていない。フランスは、生産量は積算貯蔵量を示すので、データから推察する限り 2017 年では生産はほとんど行っていないようである。スイスの場合は RepU の利用を行っているが、2017 年 5 月の国民投票の結果、脱原発を推進する新エネルギー法が正式に決まり、稼働している 5 基の原発は 2050 年までに順次廃止し再生可能エネルギーに転換していくとみられるため、RepU の利用はほぼ終了したとみられるが、この法案に反対する意見も多く、まだ予断は許さない。

#### 参考文献

<sup>6-14)</sup> H. BAIROT, K. FUKUDA, “Reprocessed Uranium Issues”, Proceedings of Technical Meeting on “Fissile Material Management Strategies for Sustainable Nuclear Energy”, pp469-488, Vienna, 2005

<sup>6-22)</sup> NEA/OECD-IAEA Joint Report on Uranium 2018 Resources, Production and Demand, 2018.

表 6.5-1 2017 年までの RepU 燃料の生産と需要  
(天然ウランに等価な量; ton)

Country	Total to end of 2013	2014	2015	2016	Total to end of 2016	2017
生産						
France <sup>(a)</sup>	17,900	1,180	1,170	1,080	21,300	1,120
Japan <sup>(b)</sup>	645	0	0	0	645	0
Russia	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A
United Kingdom	15,000	0	0	0	N/A	0
需要						
Belgium <sup>(b)</sup>	508	0	0	0	508	0
France	5,300	0	0	0	5,300	0
Germany	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A
Japan	217	0	0	0	217	0
Switzerland	1,698	273	143	161	2,275	152
United Kingdom	1,611	0	0	0	1,611	37

N/A=Data not available

( a ) Cumulative in storage

( b ) 2017 edition of Nuclear energy data

## 6.5.2 我が国の回収ウランの現状と将来予測

2011 年の東日本大震災で我が国の原子力は壊滅的打撃を受け、開発計画を含めて原子力のほとんどが活動を停止した。近年、発電炉の稼働が徐々に再開され始めたものの、まだ将来展望を明確に示すには至っていない。大震災以前には RepU はいくつかの発電炉で試験されていた。表 6.5-2 (次頁参照)には大震災前までに実施されていた RepU 利用実績をまとめている。

1989 年、旧 PNC (現 JAEA) は関電、東電と協力して RepU の再濃縮試験を人形峠濃縮施設で行ない、40 トンの ERU を取り出した。この ERU は発電炉燃料に加工され、関西電力・大飯 2 号機及び東京電力・福島第二 1 号機に再装荷された。また、残りの RepU は東海再処理プラントで UO<sub>3</sub> に転換され、保管されている<sup>6-7)</sup>。

関西電力は 150 トンの RepU をオランダの Urenco' Almelo で再濃縮して、25 トンの REU を作り、その燃料を美浜 3 号機に装荷した。他の利用実績を含めて、日本の実績を表 6.5-2 にまとめている<sup>6-23)</sup>。

参考文献

6-7) IAEA-TECDOC-1529: "Management of Reprocessed Uranium", (2007).

6-23) 原子力白書 平成 19 年版、“第 3 章 原子力利用の着実な推進 (2) 核燃料サイクルに対する取り組み”、p107、2007.

表 6.5-2 わが国における RepU 利用実績（原子力白書 平成 19 年より）

電力会社	プラント	装荷時期（西暦）	装荷体数
東北電力	女川 3 号機	平成 18 年(2006)	68 体
東京電力	福島第一 3 号機	昭和 62 年(1987)	4 体
	福島第二 1 号機	平成 5 年(1993)	24 体
	柏崎刈羽 6 号機	平成 18 年(2006)	196 体
関西電力	大飯 2 号機	平成 3 年(1991)	20 体
	美浜 3 号機	平成 7 年(1995)	52 体
	高浜 1 号機	平成 15 年(2003)	24 体
	高浜 1 号機	平成 16 年(2004)	24 体
	高浜 1 号機	平成 19 年(2007)	24 体
	高浜 2 号機	平成 17 年(2005)	24 体
中国電力	島根 2 号機	平成 18 年(2006)	100 体
四国電力	伊方 3 号機	平成 15 年(2003)	12 体
九州電力	川内 2 号機	平成 17 年(2005)	12 体
日本原子力発電	敦賀 2 号機	平成 14 年(2002)	24 体

また 2004 年 3 月までには、非軽水炉燃料（Magnox 及び FUGEN 燃料）の再処理から 1529 トンの RepU が得られ、さらに 2010 年までには約 146 トンの FUGEN 燃料からの RepU の増加が見込まれる。一方、軽水炉燃料の再処理からは、2004 年 3 月までに総計 6060 トンの RepU が生じた。そのうち、PNC 東海再処理工場で得られた RepU のうち 350 トンは技術開発に使われ、2003 年時点では施設内に残りの 605 トンが  $UO_3$  として保管されている。海外では、COGEMA（AREVA NC）に 2840 トン、BNFL に 2330 トンが保管されている<sup>6-7)</sup>。

### 6.5.3 各国の回収ウラン使用の現状

#### (1) ベルギー<sup>6-7)</sup>

ベルギーでの最初の回収ラン利用は 1989 年に始まり、フランスの Chooz-A PWR の使用済み燃料から抽出した 1.9% の残留濃縮度を持つ 16.3 トンの RepU が 4.9% 濃縮度の ENU、27.4 トンと混合され、88 本の燃料集合体、または 3.85% 濃縮度を持つ 43.7 トンウランが製造された。このウランは Doel-4 PWR 取替え燃料及び Thihange-2 PWR 取替え燃料（平均濃縮度 3.85%）として使われた。

参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

## (2) 中国<sup>6-24)</sup>

中国では現在、発電炉からの使用済み燃料は一時的に発電炉施設内のプールに貯蔵されており、将来、中間貯蔵施設に移送され、再処理される。2006年から Lanzhou に 100トンの処理能力のパイロット再処理工場を建設し、2013～2015年には50トンの運転を始める。この施設が完成したら商業規模での RepU の蓄積が始まる。中国は急速に拡大する国内需要を満たすため、ウランを最大限に利用することを目指して、さらに2020年の運転開始予定の800～1000tHM/yrの大規模再処理施設の建設を進めている。このため、フランス先進技術を導入し、2007年以降中国とフランスは商用規模のリサイクリング施設の検討を行っている。

## (3) フランス<sup>6-7)</sup>

2003年12月までにPWR燃料の再処理で9,600トンのRepUが得られたが、そのうち、2,900トンはフランスのPWRで再使用され、現在、約6,700トンが安定な化学形で保管されている。さらに、2010年までには6,000トンのRepUが新たに発生すると予測される。そのうち、電力会社の判断により400トンから2,800トンのRepUが再使用されると予測される。

また、フランスでは過去に運転したガス炉燃料の再処理から18,260トンの燃料が再処理され、2003年の終わりまでに、8,700トンのRepUが蓄積されている。

## (4) ドイツ<sup>6-7)</sup>

ドイツでは1970年の初めにBWR・MOX燃料のマトリックスとしてRepUが34本の燃料集合体に組み込まれた。その10年後の1982年にはRepUの軽水炉におけるDirect-recyclingのプロジェクトが始まった。このプロジェクトはKWOとGKN-1の2基のPWRで実施された。最終装荷は1987年に行われた。その後、HanauにあったSiemensの燃料工場が閉鎖されたため、1994年以降、ドイツのRepU燃料はロシアのOAO MSZ(燃料会社)で製造され、2008年頃まで続けられた。2003年12月までに、5,078トンのRepUが作られ、そのうち、2,696トンがドイツの軽水炉で再使用された。

## (5) インド<sup>6-7)</sup>

6.3.2節でも一部解説したように、インドではU/Thサイクルを目指した開発を進めており、RepUの利用についてもかなりの経験を有している。RepUの照射は1980年にRAPS-2(PHWR)で

---

### 参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

<sup>6-24)</sup> World Nuclear Association, “China’s Nuclear Fuel Cycle”, Cookie use on the World Nuclear Association website; <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-fuel-cycle.aspx>. January 2019.

9.8トンの酸化回収ラン（656体の燃料バンドル）を照射したことに始まり、1991年まで36.7トンの酸化回収ラン（2464体）を照射した。インドでは、統計的な数値を発表していないので、RepU利用についての全体的な流れが把握できない。しかし、断片的な情報として、2003年に約1600体（約20トンRepU）の燃料バンドルがMAPS-2初期炉心に使われた、ことが報告されている。

#### (6) オランダ<sup>6-7)</sup>

オランダはベルギー、フランス、英国に委託して使用済み燃料の再処理プログラムを行って来たが、ヨーロッパ高速増殖炉プログラム以外でプルトニウムをリサイクル計画はなかった。オランダの電力会社（GKN）はベルギーの再処理プラント運転におけるユーロケミ再処理プログラムに積極的に参加し、8.5トンの燃料を再処理したほか、BNFLに対しても53トンの再処理契約を結んでいる。一方、もう一つの電力会社であるEPZはCOGEMAと2つの再処理契約を結んでおり、約220トンを2004年までに延長する予定である。

2003年12月までに270トンのRepUが製造されたが、その大部分は第三者に売却された。2010年までに新たに60トンのRepUが生じると見込まれる。これらはすべて2010年までにオランダのPWRでリサイクルされる

#### (7) ロシア<sup>6-7、6-14)</sup>

ロシア・マヤック（MAYAK Chemical Combine）にあるRT-1再処理施設は1977年に操業開始した。設計再処理能力は400ton HM/yrであったが地方行政府の要望により250ton HM/yrまで減らされ、最近では120トンから150トンの間にまで落ちている。使用済み燃料の再処理はほとんどがVVER-440炉からのものであり、それ以外では研究炉、原潜、原子力砕氷船からの燃料である。VVER-1000燃料はVVER-440に比べて3～4倍の重量があるため、RT-1では処理できない。2001年までには、3,500トンの燃料が処理されたが、そのうち3,100トンがVVER-440から排出されたものである。1981年以来、VVER-440からのRepUは原潜や砕氷船使用済み燃料のRepU（原潜RepUの<sup>235</sup>U濃度は平均で17%）とブレンドされ、2.4～2.6%<sup>235</sup>U濃縮度が高められて、RBMK燃料として使われる。また、2002年には、VVER-440やVVER-1000においても、RepU燃料の試験利用が始まった。

##### (a) ロシアにおけるブレンド法によるRepUの再濃縮<sup>6-15)</sup>

（MEUとのブレンド法によるヨーロッパRepUの再濃縮委託）

ロシアのRepU燃料会社、TVEL（Joint Stock Company）は1981年以来、VVER-RepUを

#### 参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

<sup>6-14)</sup> H. BAIROT, K. FUKUDA, “Reprocessed Uranium Issues”, Proceedings of Technical Meeting on “Fissile Material Management Strategies for Sustainable Nuclear Energy”, pp469-488, Vienna, 2005

RBMK 燃料製造の原料としてきた。このブレンド燃料製造のため、原潜使用済み燃料や砕氷船使用済み燃料の再処理で取り出した RepU を使ってきた。これらの船用原子炉から取り出した RepU の残留  $^{235}\text{U}$  濃縮度は、17 ~ 19% の中濃縮レベル (Medium Enrichment Uranium : MEU) である。ドイツ、Hanau に在った Siemens の燃料工場が 1994 年に閉鎖された後、TVEL の子会社、OAO MSZ (AO Elektrostalskiy Mashinostroitelny) は、これに代わって、1995 年以降、ブレンド法による再濃縮サービスの提供を始めた。年々、ヨーロッパの発電会社顧客を増やし、当初は PWR 燃料に限っていたが、2000 年には、U-Gd ペレットや BWR 燃料集合体製造に拡大した。2005 年頃には年間 200 トンの RepU がヨーロッパの発電会社からロシアに送られ、再濃縮された後、発電炉燃料として再加工されていた。

ヨーロッパの発電会社とロシアとの RepU 再濃縮契約では、ヨーロッパの顧客は MEU の性状を知ることができない。顧客はロシアに送った RepU 中の  $^{235}\text{U}$  量と同じ量を含む ERU を受領することができる。たとえば、大まかな目安として、100 トンの RepU を送ったとすれば、20 ~ 25 トンの ERU が顧客に返還される。ブレンド後の ERU 組成の例を表 6.5-3 に示す。

表 6.5-3 西ヨーロッパ RepU とロシア MEU とのブレンドで調製された ERU の組成例

Isotope	Feed material		Calculated ERU composition
	西ヨーロッパ RepU の例	MEU	
U-232	0.007 ppb	-	0.05 PPB
U-234	0.021 %	0.2-0.3 (?) %	0.07-0.08 (?) %
U-235	0.84 %	14-17 %	4.22-4.25 %
U-236	0.49 %	1.1-1.4 %	0.62-0.73 %
U-238	98.65 %	82-85 %	95 %

この委託濃縮契約は両者にとって、以下のような利点がある。

- ・ヨーロッパの発電会社は供給した RepU の 1/5 又は 1/4 の ERU 燃料を受け取ることができ、残りの RepU は余剰ウランとして、ロシア側に引き渡される。この ERU は遠心分離法で作った ERU の  $^{232}\text{U}$  や  $^{236}\text{U}$  量に比べるとかなり低い。
- ・ロシア燃料会社、MSZ は余剰 RepU (例えば、ヨーロッパから送られた各 100 トンの内、80 トン) を 9 トンの MEU とブレンドし、約 90 トンの RBMK 燃料を作ることができる。
- ・EU 以外に放射性廃棄物を輸出することを禁止する EC の政策の下でも、この方式に反対はない。ロシアに残っている RepU は燃料として使われ、廃棄物ではないからである。

この方式は、今日まで主にドイツ、スイス、スウェーデン及びオランダの発電会社で利用されてきた。

(b) 再濃縮（ブレンド法）に関するロシアへの商用委託オプション<sup>6-14)</sup>

ロシアがいつまで再濃縮サービスを続けるかは、以下に記述する状況を勘案すると定かではない。つまり、チェルノブイリ事故のトラウマが響いて、RBMK をシャットダウンすべきであるという国際的な圧力があり、もし、RBMK が廃炉に追い込まれると、ロシアにあるヨーロッパの過剰な RepU は、RBMK からの従来の RepU に比べてより高い燃焼度を持つ VVER からの RepU に転換せざるを得ないため、残存 <sup>235</sup>U が少なく、もっと多くの HEU や MEU を必要とする。これを見込んで、すでに、VVER 装荷用燃料が試作され、VVER-440 に装荷して試験照射が行われるなど、ERU 燃料を VVER-440 や VVER-1000 に再装荷するための許認可手続きが進められた。

しかし、短期的にはフィンランド、アルメニア、ハンガリー及びスロバキアの VVER 運営会社はそれらの使用済み燃料の再処理契約を行わないことを決定しているため、VVER-440 からの RepU 量は減少すると予想される。ロシア・Mayak の RT-1 再処理施設に搬入される使用済み燃料は、ロシアの 6 基、ブルガリアの 2 基（2006 年にはシャットダウン）、ウクライナの 2 基の VVER からのものであり、その量は年間約 90 トン（ブルガリア VVER シャットダウン後 70 トン）である。1996 年までに RT-1 プールに蓄積されている未処理の使用済み燃料が再処理されてしまうと、VVER 回収燃料は、RBMK 燃料、～ 100 トン ERU（後には 80 トン）を加工するだけの量になる。さらに、追加量として 130 トン（後には 150 トン）が望まれるので、ロシア側として西側の再濃縮契約から得られる余剰 LWR-RepU は歓迎するものであろう。

解体原潜や砕氷船からの未処理の使用済み燃料をすべて使い切ってしまうと、MEU 源は枯渇する。その時、以下のような状況が勘案される。

- ・ 1990 年代の終わりには、184 隻の原潜が退役した。2000 年までに何隻が解体されたかはわからないが、おそらく 40 ～ 50 隻であろうと推定される。2001 年から 2003 年までの 3 年間には、35 隻の原潜が解体され、2000 年初頭では 100 ～ 110 隻が燃料取り出し、解体を待っている。
- ・ 1 隻の原潜原子炉には平均 1 トンの MEU が含まれているので、もし原潜だけの MEU が LWR や VVER—RepU の再濃縮に使われると仮定すると、この MEU 源は 2008 年には枯渇してしまう。しかし、原子力砕氷船、BN-600 及び研究炉からの使用済み燃料も再濃縮に使えるので、これらを加味すると全ての MEU は 2012 ～ 2013 年までもつであろうと、推察される。

---

参考文献

<sup>6-14)</sup> H. BAIROT, K. FUKUDA, “Reprocessed Uranium Issues”, Proceedings of Technical Meeting on “Fissile Material Management Strategies for Sustainable Nuclear Energy”, pp469-488, Vienna, 2005

#### (8) スウェーデン<sup>6-7)</sup>

スウェーデンは過去に Pu リサイクルのプログラムがあり、使用済み燃料は海外再処理施設に送られていたが、1970 年代に政策の変更があり、リサイクル政策から直接廃棄に変わった。リサイクル政策時代の 1969 年にはスウェーデン電力会社 AB ( OKG ) は BNFL と再処理契約を結び、140 トンの使用済み燃料を再処理して、136 トンの RepU を得た。これを使って MOX 燃料を製造する計画がある。一方、1978 年から 1982 年までの間に 672 トンの使用済み燃料を再処理する契約を COGEMA ( 現、AREVA ) と締結し、55 トンを La Hague に送った時点で契約が破棄された。

Framatom ANP とのサービス契約に基づき、136 トンの RepU がロシアに送られ、その一部は OAO MSZ で濃縮ウランとブレンドされて、燃料に加工された。2000 年 5 月には 4.2%濃縮度の燃料、34 トンがロシアから返送された。

#### (9) スイス<sup>6-7)</sup>

スイスは 5 基の原発から排出される使用済み燃料、1100 トンをフランス COGEMA ( AREVA NC ) と英国 BNFL に送り、再処理を行ってきた。2002 年末には COGEMA で 659 トン、BNFL で 406 トンが再処理された。2003 年末までに、約 565 トンの RepU が発生し、そのうちの 365 トンがすでに再利用された。また、一部の RepU は安定な化合物に転換され、将来の利用に備えている。2003 年から 2010 年の間にはさらに 328 トンの回収ランが発生すると見込まれ、同じ時期には 328 トンの RepU が再利用される計画である。

#### (10) 英国<sup>6-7)</sup>

英国での RepU は Magnox 炉 ( GCR ) 燃料から分離したウラン ( Magnox Depleted Uranium ; MDU ) であり、その平均 <sup>235</sup>U 濃度は 0.4% ~ 0.5% である。本来、Magnox 使用済み燃料の燃焼度は低いので、<sup>232</sup>U、<sup>236</sup>U 濃度も低い。

2004 年半ばまで 35,000 トン RepU が作られた。そのうち、約 16,000 トンが UF<sub>6</sub> に転換され、Urenco で 2.5 ~ 3.4% に再濃縮されて、AGR 燃料として再利用された。MDU は Magnox 用には使われず、もっぱら AGR 用燃料として使われた。1990 年半ばまでには約 60% の AGR 燃料が MDU から製造され、その量は 1650 トンにも達する。

現在、Sellafield には約 20,000 トンの Magnox-RepU が保管されており、2012 年までには新たに 15,000 トンの Magnox-RepU が発生する。35,000 トンのうち、24,000 トンの Magnox-RepU は日本 ( 東海 1 号炉、GCR ) などの海外顧客からのものである。

---

参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

Magnox 以外の発電炉の燃料については、2006 年までに約 7000 トンの RepU が蓄積され、さらに 2010 ～ 2011 年には 10,000 ～ 10,400 トンまで増加すると見込まれている。4,500 トンの RepU は BNFL の海外顧客からのものであり、残り、5,500 ～ 5,900 トンは英国 AGR 使用済み燃料から分離したものである。

## 6.6 回収ウランの核拡散抵抗性

### 6.6.1 ウラン同位体の臨界性

金属ウランの臨界量(球形)<sup>6-25)</sup>を図 6.6-1 に示す。核兵器に使われる  $^{235}\text{U}$  の臨界量は約 45 kg である。天然には存在しないが、核分裂性の  $^{232}\text{U}$  や  $^{233}\text{U}$  の臨界量は、その約 1/3 以下である。 $^{236}\text{U}$  及び  $^{238}\text{U}$  は非核分裂性のウランである。

また、図 6.6-2 に、 $^{235}\text{U}$  の非核分裂性ウラン  $^{236}\text{U}$  (天然委は存在しない) 及び  $^{238}\text{U}$  への混合率による混合ウランの臨界量の変化の様子をそれぞれ示す<sup>6-25)</sup>。図からわかるように、国際的には、 $^{238}\text{U}$  への  $^{235}\text{U}$  の混合率(濃縮度)が 20%以下のウランは、重すぎて核兵器には不向きであることから、民生用として使用が認められている。

因みに、天然には存在しないが  $^{232}\text{U}$ 、 $^{233}\text{U}$ 、 $^{234}\text{U}$  の  $^{238}\text{U}$  への混合によるウランの臨界量の変化を、 $^{235}\text{U}$  の場合と比較して図 6.6-3 に示す<sup>6-25)</sup>。 $^{235}\text{U}$  の混合割合 20% (濃縮率) の場合の臨界量に相当する混合割合は、 $^{232}\text{U}$  及び  $^{233}\text{U}$  の場合は約半分である。図 6.2-1 に示す様に、 $^{234}\text{U}$  の臨界量は  $^{235}\text{U}$  の臨界量の約 2.3 倍大きいため、 $^{235}\text{U}$  の混合割合 20% (濃縮率) の場合の臨界量に相当する混合割合  $^{234}\text{U}$  の場合は約 54% である。



図 6.6-1 金属ウランの臨界量

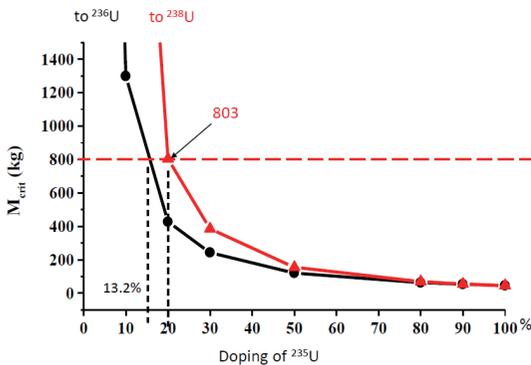


図 6.6-2  $^{235}\text{U}$  の  $^{236}\text{U}$  及び  $^{238}\text{U}$  へ混合率の割合による臨界量の変化の様子

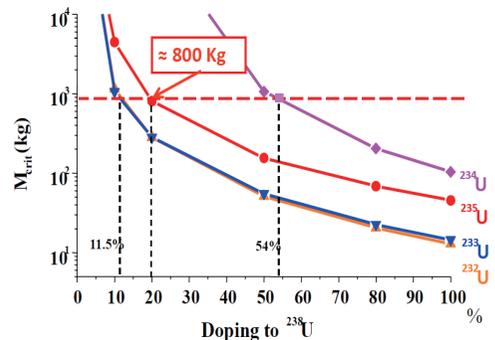


図 6.6-3  $^{232}\text{U}$ 、 $^{233}\text{U}$ 、 $^{234}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$  の  $^{238}\text{U}$  への混合による臨界量の変化

#### 参考文献

<sup>6-25)</sup> Alexey Ezoubtchenko, "PROLIFERATION RESISTANCE PROPERTIES OF URANIUM AND TRANSURANIUM ISOTOPES AND THEIR MIXTURES" 博士論文(東京工業大学)、2007

## 6.6.2 回収ウランの同位体組成

$^{236}\text{U}$  は燃焼中に  $^{235}\text{U}$  から生成する。燃焼中は、 $^{236}\text{U}$  は更に中性子を吸収して  $^{237}\text{U}$  となり、ベータ崩壊してマイナーアクチナイド  $^{237}\text{Np}$  を経由して、前章で述べたように核拡散抵抗性の高い  $^{238}\text{Pu}$  を生成する。図 6.6-4<sup>6-7)</sup> に示す様に、燃焼度が高くなれば  $^{236}\text{U}$  の使用済み燃料中の燃焼残りの  $^{235}\text{U}$  に対する  $^{236}\text{U}$  の割合は増加する。

図 6.6-5 に、燃焼後の回収ウラン中の燃え残りの  $^{235}\text{U}$  及び  $^{236}\text{U}$  の同位体割合 (%) の例を示す。 $^{236}\text{U}$  の燃焼後の同位体割合 (%) は大体 0.6 くらいである。また、燃え残りの  $^{235}\text{U}$  に対する生成した  $^{236}\text{U}$  の割合は、燃焼度にも依存するが、大体 0.4 から 1.2 くらいである。

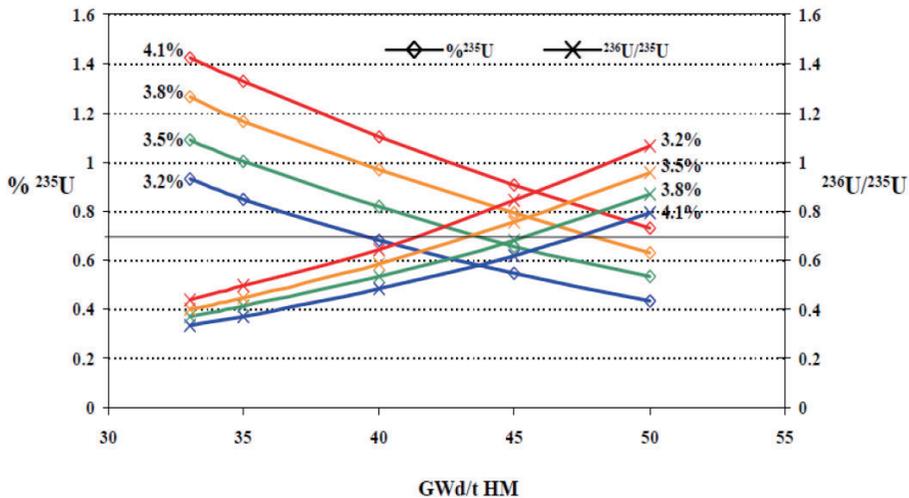


図 6.6-4  $^{235}\text{U}$  及び  $^{236}\text{U}$  の燃焼度の影響

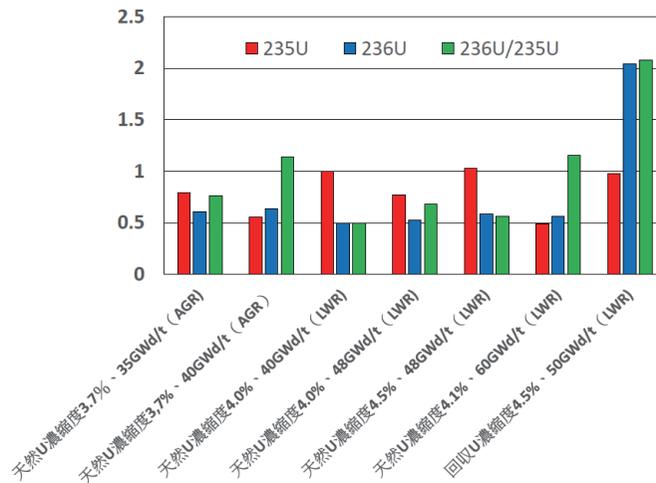


図 6.6-5 焼後の回収ウラン中の燃え残りの  $^{235}\text{U}$  及び  $^{236}\text{U}$  の同位体割合 (%) (文献<sup>6-7)</sup> のデータを基に筆者が作成)

参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

### 6.6.3 回収ウランの再濃縮と核拡散抵抗性

図 6.6-6 に、回収ウランを再濃縮した場合の  $^{235}\text{U}$  及び  $^{236}\text{U}$  の同位体割合 (%) の例を示す。再濃縮後の  $^{235}\text{U}$  に対する  $^{236}\text{U}$  の割合は約 0.3 ~ 0.4 である。このように、 $^{236}\text{U}$  を含む回収ウランを再濃縮すると、 $^{235}\text{U}$  と一緒に  $^{236}\text{U}$  も濃縮される。

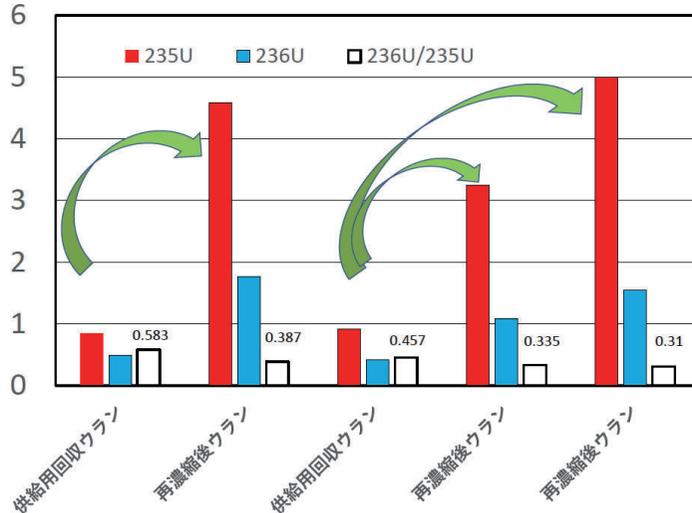


図 6.6-6 回収ウランの再濃縮後の  $^{235}\text{U}$  及び  $^{236}\text{U}$  の同位体割合 (%) の例 (文献<sup>6-7)</sup> のデータを基に筆者が作成)

### 6.6.4 回収ウランの核拡散抵抗性のまとめ

回収ウランに含まれる  $^{236}\text{U}$  は、原子炉で照射すると中性子を吸収して  $^{237}\text{Np}$  を介して  $^{238}\text{Pu}$  を生成し、前述の様にプルトニウムの核拡散抵抗性を高めるが、ウランの核兵器への転用も困難にする。

回収ウランを再濃縮すると、 $^{236}\text{U}$  が  $^{235}\text{U}$  と一緒に濃縮されるため、「 $^{235}\text{U}$  の高濃縮ウランの製造が困難」になる可能性が高い。

回収ウランを再濃縮した低濃縮 ( $^{235}\text{U}$  の濃縮度：3%から5%)ウラン燃料を、再び原子炉で燃焼すると、図 6.6-5 に示す様に、当然、 $^{235}\text{U}$  が燃焼してエネルギーを放出して減少するが、2回目の燃焼後の  $^{236}\text{U}$  の含有量は、1回目の燃焼後の値に比べに更に増加する。また、使用済み燃料中の  $^{238}\text{Pu}$  が1回目の燃焼後に比べて更に増加し、プルトニウムの核拡散抵抗性が更に増加する。これを繰り返すと、プルトニウムの核拡散抵抗性が増加するのみならず、

参考文献

<sup>6-7)</sup> IAEA-TECDOC-1529: “Management of Reprocessed Uranium”, (2007).

回収ウランの核拡散抵抗性も益々増加し、「 $^{235}\text{U}$ の90%以上の核兵器級高濃縮ウランの製造が更に困難」になることが予測される。(その様子を、図6.6-7に示す。)

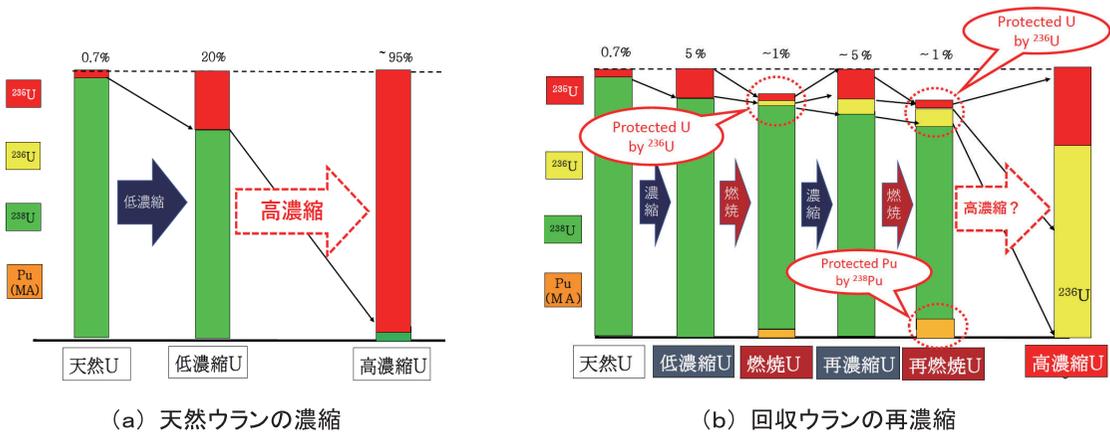


図 6.6-7 天然ウランと回収ウランの濃縮・燃焼プロセスの比較

## 6.7 今後の課題

- ①回収ウランの再利用は、使用済み燃料中に残っている $^{235}\text{U}$ 資源の有効利用の観点のみならず、回収ウランに含まれる $^{236}\text{U}$ は、原子炉で照射すると中性子を吸収して $^{237}\text{Np}$ を介して $^{238}\text{Pu}$ を生成し、前述の様にプルトニウムの核拡散抵抗性を高める。一方、回収ウランを再濃縮すると、 $^{236}\text{U}$ が $^{235}\text{U}$ と一緒に濃縮されるため、ウランの核兵器への転用も困難にする。
- ②回収ウランを再濃縮した低濃縮ウラン燃料を、再び原子炉で燃焼すると、当然、 $^{235}\text{U}$ が燃焼してエネルギーを放出して減少するが、2回目の燃焼後の $^{236}\text{U}$ の含有量は、1回目の燃焼後の値に比べて更に増加する。また、使用済み燃料中の $^{238}\text{Pu}$ が1回目の燃焼後に比べて更に増加し、プルトニウムの核拡散抵抗性は更に増加する。これを繰り返すと、プルトニウムの核拡散抵抗性が増加するのみならず、回収ウランの核拡散抵抗性が益々増加し、「 $^{235}\text{U}$ の90%以上の核兵器級高濃縮ウランの製造が困難」になることが予測される。

但し、この理論的予測は、回収ウランの高濃縮実験による確認が必要である。

## 第7章 核不拡散・核セキュリティに関する研究開発の状況と国際協力

2000年代までは、原子力機構において新たに建設された核燃料サイクル施設に適用する保障措置技術開発、それらの施設における保障措置上の課題解決や効率化のための技術開発が重点的に行われ、日本の Broader Conclusion や統合保障措置への移行に貢献してきた。第1回核セキュリティサミットでの我が国のナショナルステートメントに基づき2010年12月に原子力機構に核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）が設立されて以降、国内外の動向を踏まえつつ、これまでに培った知見、経験をもとに、核物質の測定・検知、核鑑識等、核不拡散・核セキュリティ強化に貢献する技術開発を米国、欧州等と協力して行ってきた。

### 7.1 核セキュリティ技術開発

#### 7.1.1 核鑑識技術開発

核鑑識とは、捜査当局によって押収、採取された核・放射性物質について、当該物質及び関連する物質の組成、物理・化学的形態等を分析し、その物品の出所、履歴、輸送経路、目的等を同定する技術的手段である。核鑑識技術により、不正な取引及びテロ等で使用された核物質の起源を特定できるため、犯人を特定し、刑事訴追できる可能性が高まり、核テロ等に対する抑止効果が高まるとともに、核鑑識に関する国際的なネットワークを構成し、グローバルな核セキュリティ体制強化に貢献できる。我が国では、第1回核セキュリティサミットでのナショナルステートメントにおいて、「今後、3年後を目途により正確で厳格な核物質の検知・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、国際社会に対して一層貢献していく所存である」と表明し ISCN で2011年から核鑑識技術開発を実施している。最初の3年間で基本的な核鑑識技術として、ウラン同位体や不純物分析技術、電子顕微鏡観察による粒子形状分析技術、化学的精製時期を同定するウラン年代測定技術、分析結果等と照合・解析を行う核鑑識ライブラリのプロトタイプを整備した。その後は、核鑑識分析の迅速化、確度の向上を目指し技術の高度化に取り組んできた。その中で、新しいウラン年代測定法の開発において標準物質の添加を必要とせず、従来の半分の時間で結果を導出できる原子力機構独自の In-Situ ウラン年代測定法（図 7.1-1）を開発した。2018年からは、核・放射線テロが発生した後の核鑑識技術開発に取り組み、警察等の現場対応者を支援する核種検知・分類のための放射線測定技術として、複数の比較的安価で小型の検出器を組合せた高性能な放射線測定技術開発や、機械学習による放射線測定アルゴリズムを高度化させた放射性核種・分類技術開発等を実施している。複数

$$\begin{array}{c} \text{Th 同位体比} \\ \left( \frac{^{230}\text{Th}}{^{234}\text{Th}} \right)_{\text{測定値}} \times \left( \frac{^{234}\text{Th}}{^{238}\text{U}} \right) + \left( \frac{^{234}\text{U}}{^{238}\text{U}} \right)_{\text{測定値}} = \frac{^{230}\text{Th}}{^{234}\text{U}} \\ \underbrace{\hspace{10em}}_{^{230}\text{Th} / ^{238}\text{U}} \quad \star \quad \underbrace{\hspace{10em}}_{^{234}\text{Th} / ^{238}\text{U} = 1.477 \times 10^{-11} \text{ (放射平衡時の値)}} \end{array}$$

図 7.1-1 In-Situ ウラン年代測定法

の検出器を組み合わせたハイブリッド型検出器の概要を図 7.1-2 に示す。また、さらに技術の発展を目指し、核鑑識への適用事例がまだ少ない新しい技術を応用し、AI アルゴリズムを使用した分析データ解析技術や核鑑識のためのオートラジオグラフィ技術などの開発に着手している。

核鑑識の事例は少なく世界的に標準的な手法は確立していないため、開発した手法について、米国エネルギー省や欧州委員会／共同研究センターとの共同研究による技術の開発や検証の実施、国際演習に参加し技術力の確認を行うなど国際協力のもと技術開発を行うことが重要である。核鑑識分野での国際コミュニティとして核鑑識に係る国際技術ワーキンググループ (ITWG) があり、共同試料分析演習や核鑑識ライブラリに係る国際机上演習が行われており、原子力機構もこれに参加し技術力の検証等を行っている。

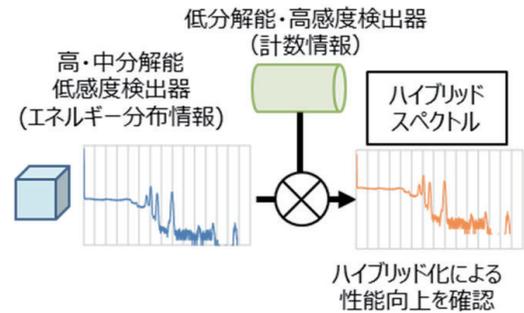


図 7.1-2 核・放射線テロ初動対応を支援する小型検知装置開発

### 7.1.2 遮へい物中に隠された核物質検知のための核共鳴蛍光技術開発

世界的なテロの危険が高まる中、放射性物質や核物質の飛散を目的としたダーティボムや、核爆弾によりテロが引き起こされる可能性が指摘されている。そうした中、放射性物質や核物質の確実な検知により、これらの移動を水際で確実に防ぐ技術を確認することが課題となっている。

港湾等においては、核物質・放射性物質の持ち込みを防ぐため、ガンマ線や中性子の放射線検出器で構成されるモニタリングポストや携帯型検出器を用いたスクリーニングを行っている。しかしながら、このような受動的な放射線検出手法では感度に限界があり、遮へい物中に隠された核物質を検知することはできない。そのため、遮へい物中に隠された核物質を検知する新しい技術の開発が求められているところである。

受動的な放射線を測定する技術に対し、能動的に核物質検知を行う技術としては X 線やミューオンを使ったイメージング技術が開発されている。これらの手法は、原理的に重元素と核物質を識別することができず、核物質確認手法が別途必要となる。中性子を照射して、核分裂反応に伴う中性子放出を検知する技術もあるが、中性子遮へい (減速・吸収) 材を用いることで検知を困難にすることは比較的容易である。また、中性子を検知する手法では、核物質の位置や核種を同定することはできない。

そこで、原子力機構および共同研究機関 (量子科学技術研究開発機構、高エネルギー加速器研究機構、兵庫県立大学) は、遮へい物中に隠ぺいされた核物質を検知する技術として、レーザー・コンプトン散乱 (LCS) ガンマ線ビームをプローブとした原子核共鳴蛍光 (Nuclear

Resonance Fluorescence : NRF ) 法を用いた技術開発を進めている。LCS は、図 7.1-3 に示すように、加速器で光速近くまで加速した電子にレーザー光を照射して、電子と光子を散乱させ、電子の運動エネルギーを光子

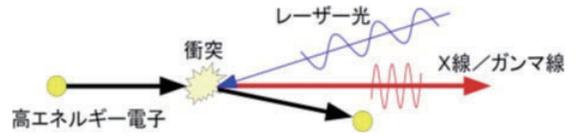


図 7.1-3 レーザー・コンプトン散乱の概念図。

に与えることにより、高エネルギーガンマ線を取り出す技術である。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。図 7.1-4 に示すように核種 (U-235 や、Pu-239 など) によって、それぞれ異なる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、その核種のみを選択的に測定することができる。この手法では、高エネルギーのガンマ線をビーム状にして使用するので、重遮蔽い物を貫通して位置を特定することができる。図 7.1-5 は、核検知システムを模式的に示したもので、X 線イメージングなどで見つかった海上輸送コンテナの不審領域に LCS ガンマ線を照射して、NRF の有無を調べることにより、核物質が隠ぺいされているかどうかを確認することができる。

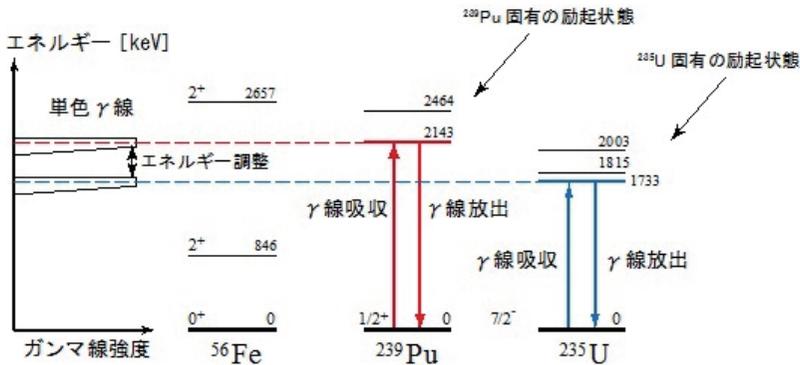


図 7.1-4 NRF の概念図。核種には固有の励起エネルギーのガンマ線を吸収し、脱励起でガンマ線を放出する。

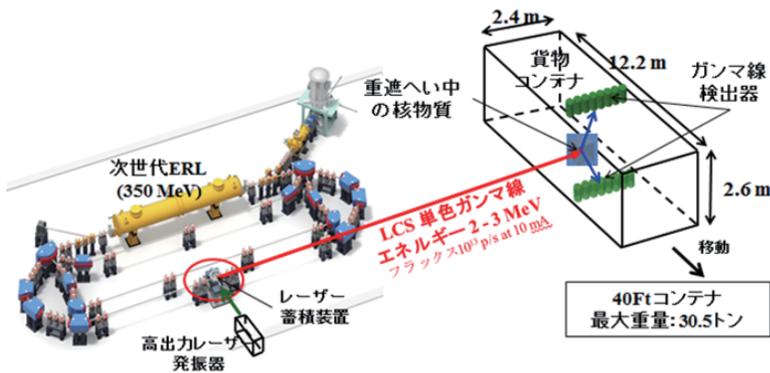


図 7.1-5 海上輸送コンテナ内の不審領域に LCS ガンマ線を照射して、NRF の有無により核物質の有無を調べる。

## 7.2 核不拡散技術開発—アクティブ中性子非破壊分析技術開発—

非破壊分析技術は、試料から放出される中性子やガンマ線などを測定し、それによって試料を分析する手法で、化学分析などを伴う破壊分析手法と相補的技術として核物質の測定・検認に用いられている。本手法の特徴は、その場測定であり、前処理が少ないため測定に時間を要さないこと、廃棄物が生じないことである。一方、破壊分析は比較的高精度の測定結果が得られるが、測定試料の前処理が必要で、測定試料がごく微量なため、代表性を担保しておく必要がある。

非破壊分析法は、パッシブ法とアクティブ法に分類される。パッシブ法は、試料から自発的に放出される中性子やガンマ線を測定する。そのため、パッシブ法では強い放射線が放出される使用済燃料などの試料を測定する場合、測定対象としている核物質等からのガンマ線、中性子がそれらに埋もれ、測定が難しくなる。一方、アクティブ法は、外部から核反応を誘起し、それによって発生する放射能を測定する手法で、誘起された放射線がバックグラウンドに対し有意に測定できれば、試料測定に適用できる。これまでは、測定が容易な事、比較的容易に装置が現場に設置できることから、パッシブ法による非破壊測定技術開発が主に進められてきた。しかしながら、今後、再処理施設や革新炉における核物質管理においては、パッシブ法のみでは核物質測定・管理ができなくなるケースが想定される。新たに原子炉などを建設する際には、計量管理を含めて設計に反映しておくことが重要になるため、適用可能な技術開発を予め進めておく必要がある。

原子力機構では、基礎工学研究センターと ISCN が協力して、アクティブ法の中から中性子を利用する、DDA ( Differential die-away analysis )、NRTA ( Neutron Resonance transmission analysis )、PGA ( Prompt Gamma-ray analysis )、DGA ( Delayed gamma-ray analysis ) の 4 つの技術開発を実施している。図 7.2-1 は、それらの技術において利用する、中性子との核反応を示している。

DDA は、核分裂性物質から放出される中性子を測定する手法で、核物質質量を決定することができる。PGA は、中性子捕獲に伴うガンマ線を測定する手法で、放出されるガンマ線のエネルギースペクトルを調べることで中性子を捕獲した核種を決定することができる。NRTA は、パルス中性子発生源を用い、中性子飛行時間 ( TOF : time of flight ) 法で試料を通過した中性子のエネルギー分布を測定する。核種により、中性子と

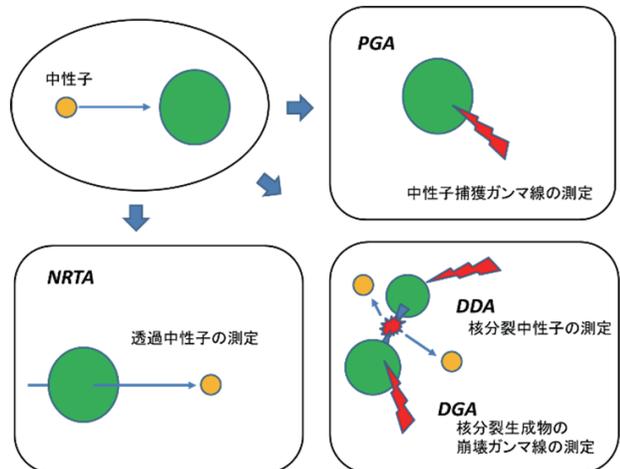


図 7.2-1 中性子で誘起される核反応を測定して、試料の核物質などを分析する。

核反応を起こす共鳴エネルギーが異なるため、測定した透過率の中性子エネルギー依存性から、核種別に単位面積あたりの量を決定することができる。現在は、DT 中性子源（パルス幅が 10 μ 秒）を利用した小型装置開発を進めているが、パルス幅を狭くすると、より高精度な分析が可能となる。DGA では、核分裂生成物の崩壊ガンマ線を測定する。核分裂生成物の生成量は、核分裂性物質により異なるため、ガンマ線のスペクトルパターンから、核分裂性物質の構成比を求めることができる。これらの技術をまとめたものを表 7.2-1 に示す。

上記技術は、表 7.2-2 のように、その組み合わせにより相補的な試料分析を可能とすることができる。PGA は、試料に混入しているボロンやガドリニウムなど中性子吸収材などの分析に用いることができる。測定結果は、DDA や NRTA の解析に導入することで、分析精度をあげることができる。核セキュリティの応用では、DGA と PGA を組み合わせ、イベントにおいて見つかった不審物中の核物質や爆発物（窒素 (N-14) ) などの検知に適用することができる。

表 7.2-1 原子力機構が進めている 4 つのアクティブ中性子非破壊測定技術

技術名	測定手法	測定対象
DDA	中性子ダイアウエイ時間差分析法 試料を入れた照射室中にパルス中性子を照射し、次第に消滅していく中性子場の時間変化を測定する。	<sup>239</sup> Pu 実効質量
PGA	即発ガンマ線分析法 中性子捕獲反応に伴うガンマ線を測定し、核種特有なガンマ線を測定する。	中性子を捕獲する核種の検知、定性的・定量的分析
NRTA	中性子共鳴透過分析法 パルス中性子源で発生した中性子をビーム状にして飛行させ、試料を透過させ、飛行時間測定 (TOF: time of flight) により、中性子透過率のエネルギー依存性を測定する。	各 U/Pu 核種の面密度
DGA	遅発ガンマ線分析法 核分裂性物質試料に中性子を照射し、核分裂生成物からの崩壊ガンマ放射線を測定する。	<sup>235</sup> U/ <sup>239</sup> Pu/ <sup>241</sup> Pu の比

表 7.2-2 各分析技術を組合せて得られる核種量

組合せ	測定量	分析できる核種量
DDA + DGA	fissile mass + ratios of fissile nuclides	U: 235; Pu: 239, 241
HKE + DDA + DGA	masses of elements + fissile mass + ratios of fissile nuclides	U: 235, 238; Pu: 239, 241; 他の Pu 総量
NRTA (10-μs)	masses of nuclides	U: 238; Pu: 239, 240, 242
NETA (10-μs) + DGA	masses of nuclides + ratio of fissile nuclides	U: 235, 238, Pu: 239, 240, 241, 242
HKE: hybrid k-edge densitometry. Masses of each element are achieved.		

## 7.3 国際協力

### 7.3.1 米国エネルギー省 (DOE) との協力

日米の核不拡散・核セキュリティ分野の協力は、現行の日米原子力協力協定が発効した年と同じ 1988 年に原子力機構の前身機関である動力炉核燃料開発事業団 (PNC) と DOE が協力取決めを締結して以来、約 30 年にわたって継続している。当初の協力は、保障措置、

計量管理に焦点を当てたものであった。1988年 PNC 東海に MOX 燃料を製造するプルトニウム燃料製造施設 (PFPP) が建設されたが、当該施設に対する IAEA の保障措置アプローチが日米原子力協力協定に付随する保障措置コンセプトに合致することが求められた。PFPP では自動化された製造工程が採用され、従来と異なるユニークな保障措置アプローチが必要となったことから、DOE との協力により開発した非立会非破壊測定システムが、PFPP の保障措置システム構築に大きな役割を担った。原子力機構のもう一つの前身機関である日本原子力研究所 (JAERI) も DOE との間で保障措置と核物質防護の分野での協力取決めを 1990 年に締結している。2005 年に JAERI と PNC の後継である核燃料サイクル研究開発機構 (JNC) が合併して原子力機構が設立された翌年の 2006 年に原子力機構と DOE の間で核不拡散・核セキュリティ分野の協力取決めが締結された。その後、省庁間レベルの実施取極に基づく協力に移行し、現在は、主に 2012 年に文部科学省と DOE 間で締結した原子力研究開発協力に関する実施取極のもとで協力活動を実施している。図 7.3-1 に協力枠組みの変遷を示す。

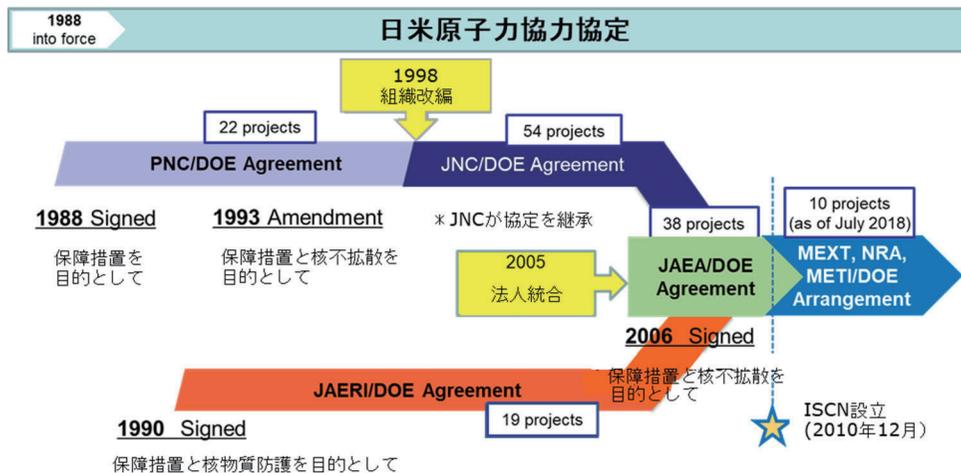


図 7.3-1 協力枠組みの変遷

協力の初期は、原子力機構の施設に対する効果的な保障措置システムの構築に焦点が当てられ、非立会非破壊測定システムや接近困難区域へのデュアル C/S 等の開発が行われ、それぞれの施設に適用された。それに続く期間では、主にバルク取扱施設での保障措置上の課題、例えば MOX 燃料製造施設での在庫差 (MUF) の削減、再処理施設での受払間差異 (SRD) の削減などを解決するため新しい非破壊測定装置の開発等を実施した。これら効果的・効率的な保障措置活動に寄与する日米間の協力の成果は、日本の Broader Conclusion 及び統合保障措置への移行に貢献している。最近 10 年間の協力活動では、IAEA 保障措置活動への包括的な支援や国際的な核セキュリティの強化に範囲が広がっており、特に ISCN 設立後は、核不拡散・核セキュリティに関する人材育成、核鑑識技術が DOE との協力における柱となってきている。図 7.3-2 (次頁参照) に日米協力プロジェクトの傾向を示す。

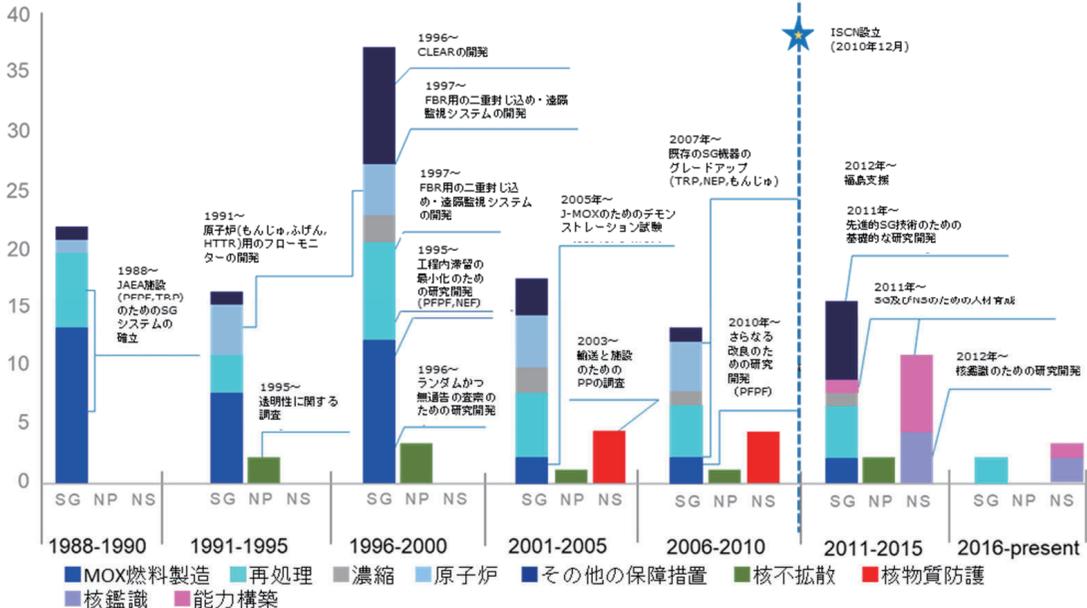
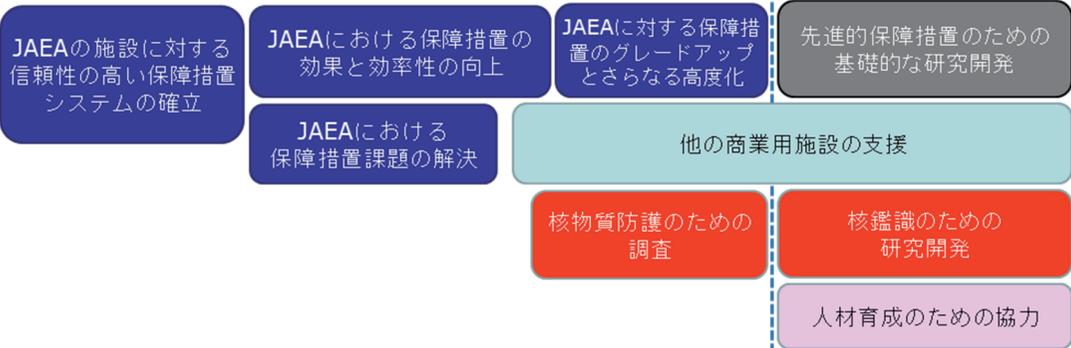


図 7.3-2 協力分野の傾向

### 7.3.2 欧州委員会／共同研究センターとの協力

原子力機構はその前身の一つである日本原子力研究所 (JAERI) のときから、欧州委員会／共同研究センター (EC/JRC) と情報交換、相互訪問等の協力関係を築いてきた。1990年には JAERI と欧州原子力共同体 (EURATOM) との間で、核物質保障措置の研究開発に関する取決めが締結された。本取決めは、5年ごとに具体的な協力分野を見直しながら延長され、原子力機構が発足以降も協力関係は継続されている。

現在の協力分野は、技術開発に関して核検知・測定技術、核鑑識技術、環境試料分析技術、廃止措置技術、封じ込め・監視技術が含まれ、人材育成関係では、カリキュラム開発、講師相互派遣、第三国への支援が含まれている。

2010年の ISCN 設立以降、特に協力活動が活発に行われるようになり、核物質の非破壊測定技術及び核鑑識技術開発、人材育成に関わる協力が具体的に進められてきた。現在 6 件の

共同研究が実施中であるが、特に前述のアクティブ中性子非破壊測定技術開発については、遅発ガンマ線分析技術に関する試験を EC/JRC のイスプラ研究所の施設に図 7.3-3 に示す ISCN が製作した試験装置を持ち込んで行うなど互いの優位性を活用して技術開発を進めている。EC/JRC とは、比較的基礎的な技術開発を互いの強みを活かして進めており、今後とも協力関係を維持していくことは核不拡散・核セキュリティ分野における技術の発展に貢献するものと考えている。

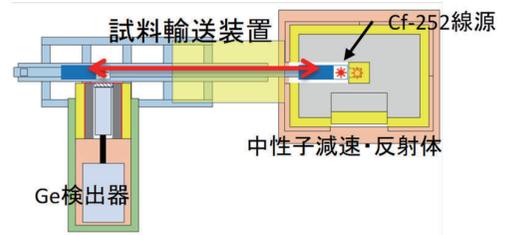


図 7.3-3 遅発ガンマ線測定装置平面図。  
Cf-252 線源からの中性子を核物質試料に照射した後、Ge 検出器の前まで輸送して測定する測定を繰り返す。

#### 7.4 今後の課題

近年、世界的な原子力平和利用の拡大に伴い、IAEA の保障措置業務量は増大を続けている。また、国際関係の緊迫化に伴い一部地域における核拡散懸念が高まっている。こうした背景から IAEA 保障措置の効率化、リソースの適正な配分に向けた核不拡散強化に係る技術革新は極めて重要な使命を帯びている。北朝鮮及びイランの核開発に加え、アルカイダや IS に代表されるテロ組織等の勢力拡大に伴い、こうした非国家主体に対する核拡散も大いに懸念される状況となっている。原子力施設に対する妨害破壊行為、核物質・放射性物質の盗取の企ても現実に起こっている。また、科学技術の進展も目まぐるしく、人工知能 AI、ドローン、サイバー等、原子力施設等に対する新たな脅威も出現している。更に、インターネット社会の拡大により、詳細な技術情報を手軽に入手できる環境が構築されてきている。こうした様々な脅威の未然の抑止、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たゆまぬ進展が欠かせない。我が国はこれまで培ってきた科学技術開発の幅広い知見と経験を踏まえ、国内の研究機関間のネットワークを駆使して最先端技術のキャッチアップを進めていくことが重要である。また、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・支援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である。

## 第8章 核不拡散・核セキュリティ分野の人材育成

### 8.1 人材育成の重要性と課題

東京電力福島第一原子力発電所の事故後にあっても、地球温暖化、エネルギーセキュリティ等を背景に発展途上国も含めて多くの国が原子力発電の導入を検討している。一方、1990年代に冷戦構造が崩れて、ある意味で厳格な核兵器の管理がなされていた時代から、テロリストなど非国家主体が核を手にする危険性が現実化しつつあり、また、2001年の米国同時多発テロ後は、アルカイダのアジトから核兵器の設計図が発見され、オサマ・ビン・ラディンが核物質調達のための特別チームを作っていた等の事実が明らかになり、核テロの脅威が現実には発生する可能性のある脅威として認識されている。さらには、北朝鮮のように原子力平和利用を隠れ蓑に核兵器国以外の国家で新たに「核」を手にすることが実際に起こってしまっている。

原子力平和利用の機運が世界規模で進展するなか、このような核拡散・核テロの懸念も同様に拡大するようなことがないように、原子力平和利用国が核不拡散・保障措置・核セキュリティの確保のためにしっかりと取り組むことの重要性はますます大きくなってきている。2008年のG8洞爺湖サミットにおいて原子力の重要性が認識されるとともに原子力を推進する上で、保障措置：Safeguards（核不拡散）、核セキュリティ：Security、安全：Safetyの3Sが重要であり、そのためのイニシアティブを日本が提案した背景もここにある。

我が国は唯一の被爆国ではあるが、小資源国として、エネルギー源の基幹を原子力に求めるべく、終戦直後から安全性の確保と平和利用に徹することを大前提に原子力開発を積極的に進めてきた。また、非核兵器国として唯一、核燃料サイクル施設のほとんどを有し、国際的な核不拡散規範の遵守においても2004年から国際原子力機関（IAEA）の統合保障措置の適用を受ける国となるなど核不拡散との両立にも積極的に対応してきた。21世紀の原子力平和利用は、国際的な相互依存関係が重要課題と認識されており、核不拡散・保障措置・核セキュリティも、平和利用担保と国際的信頼醸成措置として国際社会に定着させる必要がある。

我が国は、平和利用と核不拡散を両立させた原子力政策を堅持し、これに基づき各国との原子力平和利用協力協定を締結するとともに、国内の原子力発電及び種々の核燃料サイクル技術開発で培った高度の技術力と施設の運転を通じて得た豊富な経験を有している立場から、我が国に対する国際的な信頼を醸成するのみならず、国際貢献を果たすために核不拡散政策をリードすべき立場にある。

1970年代初めの第1次オイルショック以降、エネルギーを原子力に求める動きが加速したものの、1979年のTMI事故及び1986年のチェルノブイリ発電所での事故やその後の「もんじゅ」におけるNa漏洩事故、JCOにおける臨界事故など事故、トラブル及びその対応を巡る不手際などから原子力産業に対する社会的信頼は失墜し、原子力業界全体の職業人数も伸び悩んだ。原子力機構においても、職員の数も減少する中、社会的信頼を取り戻すために施設運転管理

及び安全管理やPA活動のために人材を重点化するなどしてきており、福島事故後には福島部門への重点化も進められ、本章が対象とする核不拡散・保障措置・核セキュリティの分野は、原子力開発とその施設運営に付随する不可欠の分野であるものの必要最小限の人数で維持されてきたというのが実情である。そのため、これらの分野の若手の人材がほとんど育成されないまま、高齢化しつつあるという課題がある。

米国においてもTMI事故以降、新規原子力発電所の建設がなかったなどから、日本と同様に原子力分野の人材不足は問題となっており、米国エネルギー省(DOE)が2007年から取り組みはじめた次世代保障措置イニシアティブ(Next Generation Safeguards Initiative: NGSI)においても、DOEと国立研究所、大学の協力を強化して新たな人材の発掘、米国及びIAEAで活躍できる若年層の人材育成プログラムが取られて成功を収めた。NGSIで育成された研究者・技術者がIAEAや国立研究所などで活躍している。

核不拡散対応の人材には、保障措置や核セキュリティといった専門性に加えて、原子力の平和利用と核不拡散対応の歴史に精通すること、日々変化する国際動向をウォッチ・分析・評価することができること、それを踏まえて取るべき対応を考えること、国際的な場でしっかりと議論に参加し、意見を主張できることなど国際人としての素養が必要になる。そのためには、政府、大学、研究開発機関、民間などが十分な連携の下で、計画的に本分野の人材を育成することが重要となる。

## 8.2 JAEAにおける人材育成の取組

### 8.2.1 人材育成の現状

原子力機構は原子力に関わる総合的な研究開発機関として、核不拡散に関する技術開発を進めるとともに、多種多様な核燃料物質、放射性物質と原子力施設を保有していることから、安全確保と同様に重要となる核物質の適切な管理、IAEAと国が行う保障措置査察への対応、計量管理、核物質防護、核物質輸送など核不拡散関連の業務を実施している。また、原子力平和利用の推進と核不拡散の両立に向けて、外部からの要請と期待に応じて、政策提言を行うため技術的基盤に根ざした政策研究を併せて実施している。また、2010年の核セキュリティ・サミット後には、アジア地域を中心に核不拡散・核セキュリティを強化するための能力構築を支援するための核不拡散・核セキュリティ総合支援センターが設置され、JAEAが蓄積してきたこの分野の知見経験を最大限に生かして、国内外の専門家育成の事業を展開している。これについては後段で述べる。

本分野の人材育成においても、重要な点は、大学教育、そしてさまざまなキャリアパスを通じて人が年齢と経験とともに発展して行くことを念頭に置いた人材育成計画である。これまでも原子力機構では、現場を経験した研究者・技術者が大学教育に協力したり、政策立案を行う行政などに出向したり、また、IAEAの査察官としてキャリアを積むなどして核不拡散分野に

従事する人材を育成してきた。図 8-2-1 に示すように育てるべき人材の設定とそれに適合したキャリアパス計画を設定し、原子力機構内の研究開発部門、拠点や、IAEA や外務省、文科省、経産省、内閣府、核物質管理センターなど外部関係機関とも連携を図りながら長期的な視点で育成を図ってきた。原子力機構を中心にした人事交流例を図 8-2-2 に示す。

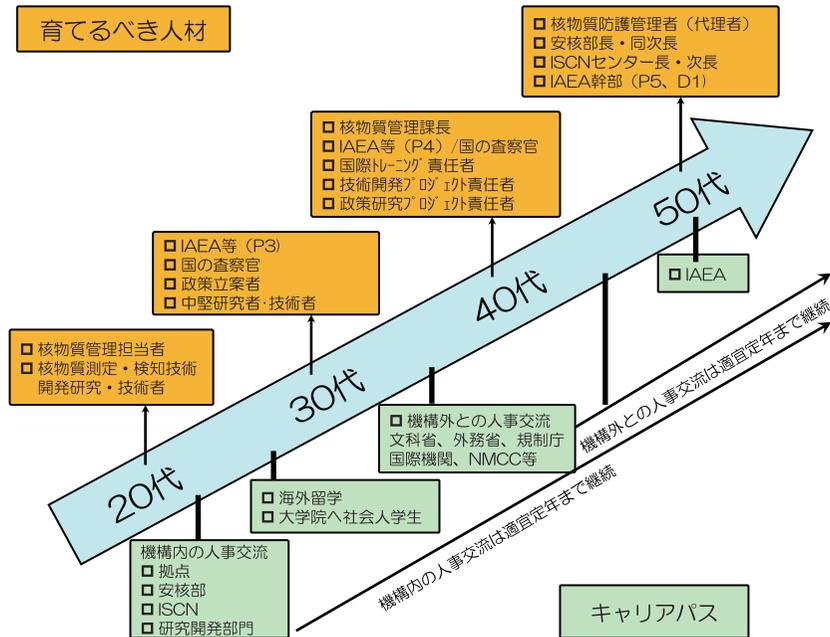


図 8-2-1 原子力機構における核不拡散・核セキュリティ分野の育てるべき人材とそのためのキャリアパス計画

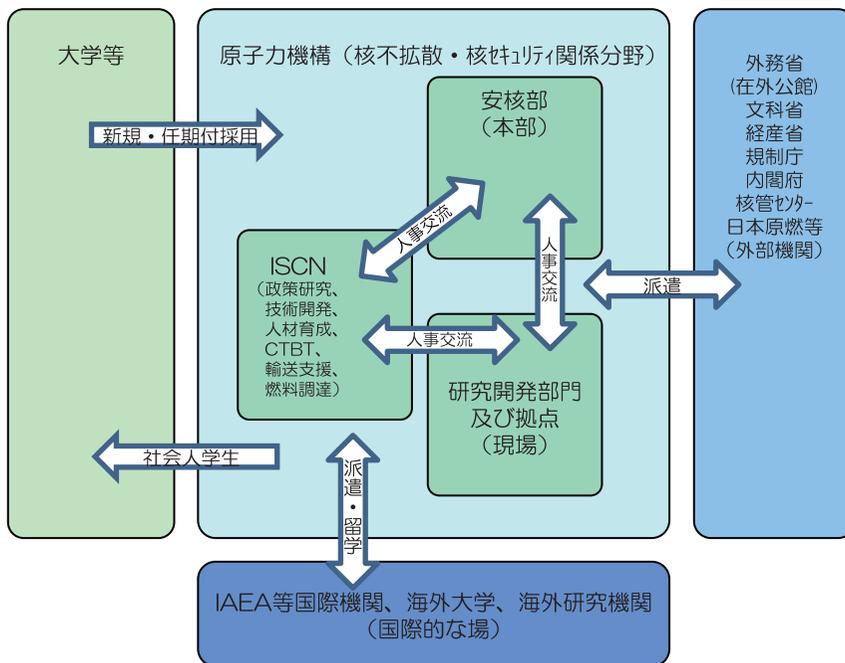


図 8-2-2 原子力機構における核不拡散・核セキュリティ分野の人材育成のための人事交流例

キャリアパスには、個人の年齢に応じた職務と職責の発展の目安を定めることにより、個々人が、その資質の向上と能力を発揮し、さらに将来的には後継となる人材と組織に対して適切な指導・育成及び管理を実施していく道筋を設定できればと考えている。また、この分野の人材育成を原子力機構だけでなく All Japan で行なうことも念頭に国内外関係機関との連携を進めて行く必要がある。特に、JAEA から大学へのこの分野の講師の派遣や大学からインターンを JAEA の現場に受け入れて育成を図る連携・協力も積極的に進めている。

核不拡散・核セキュリティ分野の人材育成は、原子力平和利用の維持発展のために重要であり、原子力機構では IAEA 等の国際機関でも活躍できる人材の育成を含めて行なっている。育てるべき人材の設定とこれに適合したキャリアパスの設定と実行、長期的視点で、かつ All Japan 的視点でこの分野の人材育成を図っていくことが必要と考えられる。そのために、本件について関係機関の理解、緊密な連携と協力が不可欠であり、原子力機構ではその調整役とプラットフォーム的役割を担えればと考えている。

## 8.2.2 ISCN における人材育成支援事業

米国オバマ大統領のイニシアティブで 2010 年 4 月に開催された第 1 回核セキュリティ・サミットにおいて、日本はアジア地域の核不拡散・核セキュリティを強化するために人材育成を中心とする能力構築支援を行う核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）を JAEA に設置することをコミットし、2010 年の 12 月に ISCN は設置された。ここでは、国内外に向け核不拡散（保障措置）・核セキュリティ（核物質防護）における人材育成活動について紹介する。

核セキュリティ・サミット（Nuclear Security Summit）は、世界の 50 を超える国の首脳が集まり各国が連携して核兵器の製造に適する品質の核物質であるプルトニウムやウランなどが核テロリズムに使われないように安全や保全を確保し、その維持と管理を厳格に行うことを目的とするサミットである。2010 年 4 月に米国ワシントン D.C. でスタートしたこの核セキュリティ・サミット・プロセスは、2012 年 3 月にソウルで第 2 回目が開催され、また、2014 年 3 月にはオランダハーグで第 3 回、2016 年には再度米国において第 4 回が開催され、本プロセスは終了した。脆弱な管理下にある核物質や放射性物質の削減、核セキュリティ脅威の認識を高めることなどに大きな政治的役割を果たしてきた。サミット・プロセスでは、参加した国々からの自発的なコミットメントも多くなされ、テロ対処能力向上のための支援（以下、キャパシティ・ビルディング支援と呼称）を行う国際的なセンター（COE）を設立するとコミットメントが日本をはじめとして、中国や韓国、カザフスタンなど多くの国々からなされた。

核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）は、サミットでのコミットメントに従い、2010 年 12 月に JAEA 内に設置され、アジア地域を中心に、核セキュリティや保障措置分野のキャパシティ・ビルディング支援活動を約 9 年半にわたって実施してきた。これまでに開催した ISCN のトレーニングプログラムやセミナー、ワークショップは 182 に上り、99 か国・6 国際機関

から日本人も含めて合計 4,626 名（2020 年 3 月末現在）がトレーニングに参加した。核セキュリティ・サミット・プロセスの大きな成果の一つといえる。

JAEA は、原子力の平和利用に係る総合的な研究開発機関であり、試験研究炉、「ふげん」、「もんじゅ」等の原子力発電所の開発運転経験、再処理 MOX 燃料開発等、核燃料サイクルすべてにわたる広範な技術開発や施設の保有、その運転経験、またこれらの計量管理・保障措置や物理的防護対応についても豊富な知識と経験を有している。これが JAEA に ISCN を設置して、アジア地域を中心とする核不拡散・核セキュリティ分野のキャパシティ・ビルディング、基盤整備支援等に貢献することが求められた背景である。JAEA では、保障措置・国内計量管理制度に係る国際トレーニングを 1996 年からほぼ毎年 1 回提供してきたほか、2007 年からはアジア地域の原子力発電導入計画国等を対象に核不拡散、国内計量管理制度の構築、保障措置対応等の人材育成支援、これに係る法律や規則、体制整備等の基盤整備支援などで二国間の協力を行ってきた。これら事業は JAEA の核不拡散科学技術センター（Nuclear Non-proliferation Science and Technology Center : NPSTC）で実施してきたもので、このセンターが ISCN 設立の母体となり、これら事業も ISCN 設立とともに移管された。

ISCN では、キャパシティ・ビルディング支援事業として、人材育成と核不拡散、核セキュリティに関わる国内法・規則整備などの基盤整備支援を柱に事業を実施している。これら事業では、国際核不拡散枠組みコース、核セキュリティコース、保障措置・国内計量管理コースの 3 つのカテゴリーに分けており、支援対象国は、アジアを中心とした国のうち、アジア原子力協力フォーラム（FNCA）参加国、ASEAN 加盟国、並びにわが国と原子力協定を締結している国や交渉中の国及び特段の理由がある国としている。

国際核不拡散枠組みコースは、特に日本との原子力協力の拡大が見込まれる国、政府レベルで協力要請のあった国を対象とし、原子力利用が核不拡散・核セキュリティを担保した形で実施されるように、これらの体制整備の重要性についての理解を促すことを目的としたコースである。主に二国間協力による「原子力平和利用と核不拡散 / 核セキュリティ」に関するセミナーの開催を通して、核不拡散・核セキュリティ対応の重要性の啓蒙と、核不拡散・核セキュリティ担保に求められる体制についての理解を促すことを内容とする。またその体制整備における相手国の現状やニーズを幅広く把握し、双方の関係者の今後の協力に向けての理解を得ることも重要な目的としている。セミナーは 1 日～2 日間で、対象国で実施し、核不拡散・核セキュリティ分野における相手国の幅広い関係機関、すなわち、外務省、エネルギー省、原子力規制当局、警備当局、事業者、研究開発機関等からの参加を得て、その国の原子力平和利用の開発計画や、核不拡散、核セキュリティ対応の状況などを聞くとともに、日本の経験、国際的な核不拡散・核セキュリティをめぐる歴史や国際動向、さらには、核不拡散や核セキュリティを確保するための国際的な枠組みなどをテーマにしている。セミナー後に相手国のニーズに応じ、国内法整備、国内計量管理システム、追加議定書、核セキュリティの具体的支援、

トレーニングへ深化・移行を図れるようにしている。このような協力は、ISCN 設立前の 2007 年から ISCN の設立母体となった核不拡散科学技術センター時代から開始しており、すでに、16 か国及び 2 つの地域の枠組みにおいて 2 国（者）間セミナーを開始しており、その後は核不拡散（保障措置）または核セキュリティ関連のワーキングレベルでの具体的な支援に移行させている。また、先方との協議次第であるが、より多くの参加者を得るために、現地語への同時通訳を入れるなどの工夫もしている。

核セキュリティコースは、主にアジア地域及び我が国関係者を対象に、核セキュリティの重要性や関連知識、具体的な関連技術に関する知識を提供し、また相互に情報共有を行うことにより、アジア地域、ひいては国際的な核セキュリティ文化の醸成と核セキュリティ体制強化を促進することを目指している。

JAEA は、核セキュリティ分野については、物理的防護の現場経験は有するものの、これに関わるトレーニングコースを提供した経験はなく、自らのキャパシティ・ビルディングのために、まず、核セキュリティに関わるトレーニングで豊富な経験を有する米国から協力を得ることにした。米国との協力は、米エネルギー省（DOE）と JAEA が締結している「保障措置及び核不拡散に係る研究開発における協力のための取り決め」に基づくものであり、ISCN とサンディア国立研究所（SNL）との間で具体的な協力内容を定めた実施取極め（PA：Practical Arrangement）を締結して 2011 年 1 月より協力を開始した。SNL の専門家と ISCN との相互訪問により、ISCN のインストラクターを養成するパイロットコースの実施、トレーニングカリキュラムや教材の共同開発、ISCN が主催する国際トレーニングへの講師派遣協力などの幅広い支援を受けた。米国からの協力は ISCN の事業を進める上で極めて重要であった。米国の協力なしではここまで事業は遂行できなかったと考えている。当初 2 年を予定していた SNL との協力は大きな成果を上げて終了し、2013 年からはさらに上級の核セキュリティ・トレーニングコースの提供を行えるキャパシティ・ビルディング支援などが盛り込まれた新しい PA を締結して現在まで継続して協力している。

ISCN では核セキュリティトレーニングプログラムのツールとして、核物質防護（PP）実習フィールドとバーチャル・リアリティ（VR）システムを整備してきた。実際の原子力施設に配置されている核物質防護設備や機器を使った実習は、セキュリティの観点から不可能であることから、目的とした実習フィールドを 2012 年 3 月に東海村の研究所内に整備した。PP 実習フィールドには核テロ等から防護するための防護フェンス、侵入者の検知のための各種センサー、モニター等の防護設備・機器や模擬の中央警報ステーション（警備員詰所）を配備しており、防護機器の機能・特徴を、実機を使って確認する等、実体験による効果的な実習を行うことができる。

VR システムは、仮想の原子力施設やトレーニング環境をコンピューター上で構築し、これを大型の表示装置に 3D 映像の VR（仮想現実）として整備し、トレーニング等に利用している。これにより、例えば、仮想原子力施設内外を歩いて、実際の原子力施設ではできない詳細な

見学体験や実地検分を行うとともに、施設の中に侵入検知装置等を設置して防護設計・評価手法を学ぶトレーニング、核テロ等の緊急時対応トレーニング等を行うことができる。これらのツールの整備にあたっては、日本の政府関係機関、SNL、IAEA等の協力を得て設計、整備を進め、2012年4月から「核物質と原子力施設の核物質防護に係る地域トレーニング」等のトレーニングコースにおいてカリキュラムの中に組み込んで活用するとともに、改良・改善を進めてより良いトレーニングの実現につなげている。

核セキュリティコースの実績として、アジア諸国等の海外関係者を対象としたコースとしては、SNLが開発した核物質及び原子力施設の物理的防護システムの設計と評価に関するトレーニング(2週間)を、アジア地域を対象に毎年1回開催している他、同じ内容のトレーニングを日本語のテキストにして国内関係者向けにも毎年1回提供している。また、PP実習フィールドを活用した警備当局や原子力規制庁向けの1日間のコースも提供している。核鑑識技術開発を2011年度から実施しており、その経験を活かして核鑑識に係るトレーニングを開発して2018年度からアジア向けに提供を開始している。これらISCNが主催するコースに加えて、IAEAが提供する核セキュリティ関係の地域トレーニングやワークショップを概ね年に2回程度ホストする形でアジア地域等に貢献している。これまでにホストしてきたトレーニングコースとしては、「核物質及び原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告(INFCIRC225/Rev.5)を普及させるためのワークショップ、核セキュリティ文化の醸成に係るワークショップ、RIセキュリティに係るトレーニングコース、コンピューターセキュリティのコース、内部脅威対策のコース、輸送セキュリティのコース、改正核物質防護条約の地域ワークショップなどをホストしてきた。

また、国内の核セキュリティ文化を醸成する活動として世界核セキュリティ協会(WINS)との共催ワークショップを年に1回、東京で開催している。このセミナーはプロの俳優が核セキュリティに関する切迫した様々な場面を演じ、その後、セミナー参加者がそれを基に議論するという演劇型のセッションを取り入れており、核セキュリティの強化に向けたコーポレートガバナンス(企業における業務統制機能)や外部機関との連携の重要性、サイバーセキュリティなどをテーマにこれまで毎年1回合計8回開催してきた。国内向けのトレーニングやワークショップは、異なる役割を担う国内の関係諸機関が集まり、核セキュリティに関して意見交換を行う場にもなっている。

保障措置・国内計量管理コースは、主にアジア関係国に対して保障措置対応、国内計量管理制度の構築に関係する人材育成を支援するとともにIAEAの査察官等への教育・トレーニングの場を提供し、国際的な核不拡散体制の強化に資することを目的としている。すでに、1996年から包括的な保障措置、国内計量管理制度に係る2週間から3週間のコースを、2007年を除き毎年1回東海村で開催してきており、59か国から443名の卒業生が出ている。このコースでは、国際保障措置におけるIAEAの要件と法律文書、核物質の計量管理における国あるいは施設レベルでの考慮、国際保障措置戦略と検認技術、設計情報の検認、国内計量

管理制度の効果、国内計量管理制度の創設と維持などについて学ぶ。実施に当たっては、計画段階から IAEA の全面的な支援と協力のもと開催してきている。また、これまでのコースの講師は JAEA、核物質管理センター、IAEA、その他組織（米国 DOE、韓国核物質管理センター（KINAC）、オーストラリア保障措置及び核不拡散局（ASNO）、欧州原子力共同体（EURATOM））の専門家である。

2 週間の国際コースは複数国を対象とし東海村の ISCN に研修生を招いて実施しているものがあるが、二国間ベースで東海村に招へい或いは ISCN が対象国に出向いて相手国のニーズにあわせたワークショップやセミナーを開催する保障措置の協力もある。その協力の一例として、追加議定書の批准を間近に控えていたベトナムに対しては、追加議定書（AP）に基づく申告や補完的アクセスについての理解を深めてもらうと共にそれらの対応に向けた体制の整備を促進することを目的としたワークショップを開催した。追加議定書においては、従来の包括的保障措置協定の下で報告が義務付けられている核物質情報の他に、核物質を伴わない核燃料サイクルに関連する研究開発活動など核燃料サイクル全般に渡る情報の提供が求められており、何をどこまで申告すべきなのかを理解することは、多くの追加議定書未批准国にとっての大きな課題となっている。そこで、ベトナム放射線・原子力安全規制庁（VARANS）と共催で、2011 年にはハノイの「施設外の場所（LOF）」において、2012 年にはダラット研究所において、規制者と事業者を対象に追加議定書の申告義務についての理解深化を図った。ベトナムはその後 2012 年 9 月に AP に批准している。追加議定書の普遍化を目指すための 2 国間ワークショップはベトナムの他、インドネシア、マレーシア、ミャンマー、タイなどでも実施してきた。

イランと関係 6 か国で締結された核合意（JCPOA）履行を支援するため、日本政府は 2015 年の日・イラン外相会談にて、保障措置分野のトレーニングを提供することを共同声明に盛り込んでいる。これを実施するため、ISCN では 2017 年と 2018 年にイラン原子力庁（AEOI）の保障措置担当者を東海村に招き、IAEA とともに保障措置に係る 1 週間のトレーニングを 2 回にわたって提供した。トレーニングには、IAEA の他、原子力規制庁の保障措置室、経済産業省の安全保障・貿易管理課、核物質管理センター、外務省などが参加し、All Japan 体制でイラン向けのトレーニングを提供している。これに対して IAEA からは、JCPOA の履行におけるイラン側とのコミュニケーションの改善につながっているとの評価を得ている。

IAEA の査察官のトレーニング支援も、日本政府による IAEA 保障措置技術支援（JASPAS）として実施している。これまで、協力してきたトレーニングは、東海村の JAEA の再処理施設を使った再処理保障措置トレーニング、福島第 1 発電所の 3 号機の使用済み燃料に適用された使用済み燃料の検認に用いるデジタル式チェレンコフ光検認装置（DCVD）トレーニングなどを提供してきた。また、JAEA の東海村の核燃料サイクル工学研究所に適用される統合保障措置に係る査察官トレーニングなどを提供してきた。

## 8.3 大学における教育の現状

### 8.3.1 東京工業大学における教育

#### 8.3.1.1 「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェントの養成」

東京工業大学では、全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」を基盤として、演習・実習を含むコースワークや国内外インターンシップ等を重視した修士・博士一貫型の学位プログラムによって、「人類の生存基盤を脅かす核拡散、核テロ、大規模な原子力災害や緊急被ばく問題等のグローバルな原子力危機」の分野において、高い国際交渉能力を有し、国内外の原子力関連の産官学界で国際的リーダーとして活躍する人材「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント」を養成している。本稿では本学位プログラムの概要と成果について述べる。

#### I. はじめに

本学位プログラムは、文部科学省「博士課程教育リーディングプログラム」<sup>8.3-1)</sup>のオンリーワン型として平成23年11月末に採択された修士・博士一貫型である。本学位プログラムの目的は、「人類の生存基盤を脅かす核拡散、核テロ、大規模な原子力災害や緊急被ばく問題等のグローバルな原子力危機」の分野において、高い国際交渉能力を有し、国内外の原子力関連の産官学界で国際的リーダーとして活躍する人材「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント」を養成することである。

本学位プログラムでは、深い専門性のもとより、幅広い社会性や国際性を備え、さらに豊かな人間性を養い、時代の流れを俯瞰しながら「高い志を持って、人々のために、社会のために、世界のために、貢献する原子力リーダー」を育成することを教育目標としている。

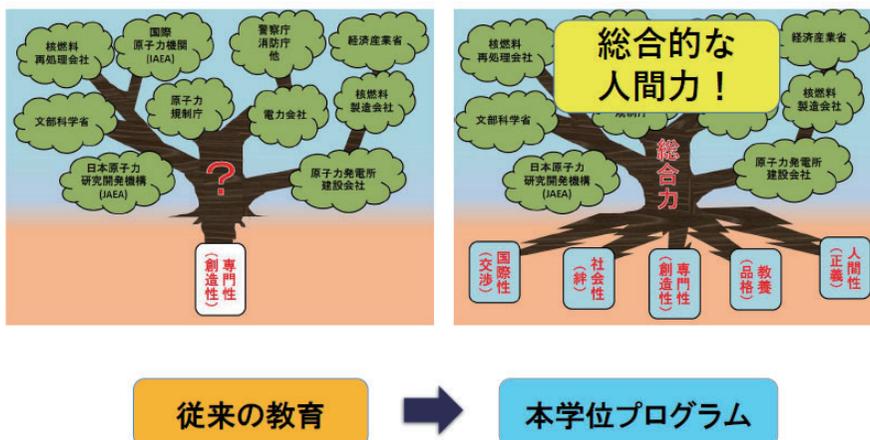


図 8-3-1 本教育プログラムのイメージ

8.3-1) <http://www.jsps.go.jp/j-hakasekatei/index.html>

本学位プログラムは、平成23年度採択、オンリーワン型、F03 東京工業大学。

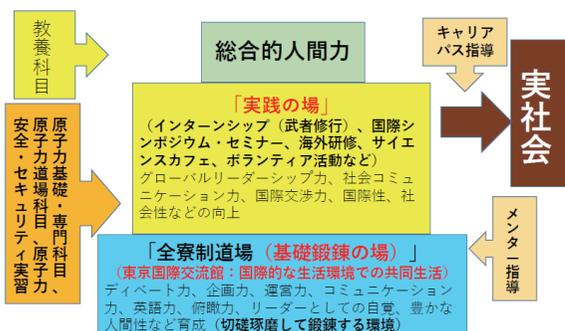
## II. 学位プログラムの特徴

### (1) 世界原子力安全・セキュリティ道場

全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」を、お台場にある日本学生支援機構「東京国際交流館」の一部を借り上げて平成24年10月に開設した。(平成29年3月終了)

東京工業大学・原子核工学専攻(平成28年度からは原子核工学コース)修士課程に入学し、3カ月間のラボ・ローテーションを経て研究室に所属した1年生で本学位プログラム所属を希望する者に対して1次選抜試験を行い、合格者を道場に入門させた。道場には教員も住み込み、また、後述の道場自主ゼミには他のプログラム担当教員が輪番制で参加した。

道場では、原則英語による「道場自主ゼミ」を毎週夜(20:00～22:00)に開催し、教員はファシリテーターの役割を適宜演じた。自主ゼミのテーマは原子力以外の解のない時事問題を中心に、例えば、シリアの難民問題や2016年の米国大統領選挙等を学生が選んだ。また、道場学生は東京国際交流館のレジデント・アシスタントとして、同館に入居している一般の留学生や海外からの研究者およびその家族の生活の支援をする役目を果たす。また、他のレジデント・アシスタントと一緒に種々のイベントを企画・実施する。さらに、所属学生独自で、教員も協力し、原子力や放射線に関するサイエンス・カフェを毎年開催している。自主ゼミやこれらの活動によって、所属学生のディベート能力、社会コミュニケーション能力の向上や国際力の強化を行っている。



### (2) 充実したコースワーク

本学位プログラムではグローバル原子力リーダーの育成を目的としているため、所属学生は、通常課程の「原子力基礎・専門科目群」(16単位以上)に加えて、本学位プログラム独自の演習・実習を含む授業科目(26単位以上)を履修することが修了要件として求められている。以下に本学位プログラム独自の授業科目について簡単に述べる。

#### 1) 原子力道場科目群(6単位)

原子力道場第一～第六の6科目(各1単位)で、修士1年生から博士3年生までに順次履修する。各科目の主な内容は、

- 第一：原子力・放射線最先端研究
- 第二：種々のグローバルセキュリティ課題
- 第三：種々のリスク，リスク評価，リスク管理
- 第四：緊急時対応，危機管理，リスク管理
- 第五：原子力利用のあり方
- 第六：グローバルリーダー論

である。第六は博士3年後学期に履修し、授業の中で各学生は各自のグローバルリーダー像を発表し、履修生全員で議論を行う。

#### 2) 原子力安全・セキュリティ科目群(8単位)

演習・実習を含む下記の4科目(各2単位)である。

- ▶ 環境放射線計測フィールドワーク：福島地域でのフィールドワーク実習を含む。
- ▶ 原子炉過酷事故シミュレーション：電力会社のシミュレーターを用いた実習を含む。
- ▶ 放射性物質環境動態：日本原子力研究開発機構が開発した計算コード WSPEEDI-II を用いた実習を含む。
- ▶ 核セキュリティ実習：他機関の施設を用いた実習を含む。

#### 3) 社会・コミュニケーション科目群(3単位)

本科目群は下記の3科目から構成される。

- ▶ リスクコミュニケーション I および II (各1単位)
- ▶ 原子核工学ボランティア活動第一(前学期)あるいは第二(後学期)(各1単位)：実習としては福島地域等でのボランティア活動を含む。

#### 4) 高度国際教養科目群(9単位)

本科目群は下記の9科目(各1単位)から構成される。

- ▶ グローバル世界における英語
- ▶ 原子力国際関係論
- ▶ 国際政治経済とエネルギー戦略
- ▶ フランス語とフランス文化
- ▶ 国際法の基礎と外交
- ▶ 原子力研究・開発・利用の歴史
- ▶ 哲学基礎
- ▶ 文化・文明論基礎
- ▶ 芸術と人間

### (3) 国内外インターンシップ

所属学生は博士課程において国内インターンシップ（3～6カ月）と国際インターンシップ（6カ月～1年）を実施することが義務付けられており、このため、必修の授業科目として「グローバル原子力インターンシップ（2単位）」と「グローバル原子力国際インターンシップ第一、第二（各2単位）」が用意されている。国際インターンシップを通して国際交渉力の強化等が行われている。

### (4) 国際シンポジウム・セミナー

所属学生の原子力3S（Safety、Security、Safeguards）に関する知識を広め深化させるため、また、所属学生の国際化とリーダー教育を兼ねて、原子力3Sに関する国際シンポジウム・セミナーを毎年度、合計7回開催した。

国際シンポジウム・セミナーは通常2週間にわたり、最初の2～3日間は一般公開のシンポジウムとし、続く週末を含む3～4日間は受講生（所属学生、国内外から招聘した20～30名の学生・若手研究者・技術者・行政官等）による国内研修（東京電力福島第一原子力発電所を含む国内の原子力施設見学や広島・長崎の原爆関連施設見学からなり、東北地方の原子力施設見学の場合は、福島地域での放射線計測フィールドワークも行った。）、最後の4日間程度は受講生のためのセミナーとした。

受講生をあらかじめ各5～6名のグループに分け、各グループのリーダーには所属学生を当てた。各グループはシンポジウム・セミナーのみならず、夕食や夜の活動等を団体行動で行うようにさせた。このことによって、グループリーダーとなった所属学生およびリーダーをサポートする所属学生の国際力とリーダーシップ等の強化が意識的に行われた。

シンポジウムとセミナーには国際機関や国内外の大学および研究機関等の第一級の専門家を講師として招聘した。セミナーでは、受講生が招聘講師等による講演を数件聴講し、グループ内で講演内容についてディスカッションを行い、グループとしての質問事項等を纏めた後に、講師との質疑応答を行った。

最終日には、あらかじめ与えられたテーマに対して、各グループで纏めた内容を発表させた。発表内容の纏めや発表資料の作成は主に夜の活動として行われた。



写真 8-3-2 国際シンポジウム・セミナーでの学生セッションの様子

## (5) 国内外研修

国外研修は1～2週間で毎年度、これまで合計14回行った。訪問国は米国、フランス、オーストリア、スイス、スウェーデン、リトアニア、ロシア、マレーシア、韓国等である。国外研修では国際機関等訪問（IAEA、CTBTO、世界銀行、日本大使館等）、原子力施設見学、訪問国の大学（UCバークレー、テキサスA&M、KAIST、ウィーン工科大学、カウナス工科大学等）の原子力専攻学生とのグループ・ディスカッションや研究発表会を行った。グループ・ディスカッションのテーマは所属学生が相手大学の学生と予め相談して決めた。



写真 8-3-3 欧州研修（IAEA 訪問）の様子



(a) 学生交流（UCバークレー校）



(b) 放射性物質回収実習（テキサスA&M大学）

写真 8-3-4 米国研修の様子

国内研修は数日～1週間で、広島・長崎の原爆関連施設見学、「もんじゅ」や幌延の深地層研究施設等の原子力施設見学等からなり、これまで合計6回行った。

原爆の捉え方は日本と米国では大きく異なる。そのため、米国研修前には、「広島平和記念資料館」および「長崎原爆資料館」を訪問し、米国ラスベガスの「National Atomic Testing Museum」の展示の仕方と比較し、同じ歴史的出来事でも国によって評価が違うことを所属生に学ばせ、国際力の強化を行っている。

## (6) 道場講話

これまで 33 回開催した道場講話の講師として、IAEA、世界原子力大学、フランス原子力庁、UC バークレー校、在日フランス大使館、資源エネルギー庁、日本原子力研究開発機構、国立病院機構災害医療センター、日本原燃株式会社、原子力環境整備促進・資金管理センター、テレビ朝日、国際石油開発帝石、笹川平和財団、日立製作所、東京電力、原燃輸送株式会社等の各界のリーダー等 33 名（海外講師 11 名、国内講師 22 名）を招聘した。講演終了後には、就職やキャリアパス等について、講師と所属学生との意見交換の場を設けた。

## (7) 独自の博士論文審査

博士論文審査においては、通常課程の審査員 5 名とは別に、学外審査員として国外（2 名）、国内（1 名）の著名な専門家による「初期審査」、「中間審査」および「最終審査」を受ける。

初期審査は博士課程進学後のなるべく早い時期に行い、博士論文研究の方向性が妥当か否かを審査し、助言を指導教員経由で学生に伝える。中間審査は博士 2 年の中頃に博士論文研究の進捗について、最終審査は博士 3 年の中頃に研究成果等について行い、助言を指導教員経由で学生に伝える。助言は博士論文研究および論文執筆にフィードバックさせることになる。これらの審査では、当該学生は英語による資料を用いて英語で発表・質疑応答を行う。

## (8) 修得する能力

専門力以外に修了者が修得する能力として、以下の能力の養成を行っている。

### 1. 国際性の養成：

「国際インターンシップ」、「国際シンポジウム・セミナー」（毎年 1 回開催：国内外の第一級の専門家による講演と討論や国内外の学生や若手研究者・技術者等の受講生と討論）、「海外研修（欧州、米国、ロシア、アジア）」（国際機関や研究機関の訪問及び海外の大学等での学生交流（研究発表や討論））、全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」がある「東京国際交流館」の留学生等を対象にした「サイエンス・カフェ（英語で実施）」等を通して、ディベート能力及び高度国際交渉力を修得している。

### 2. 社会性の養成：

必修科目としている被災地でのボランティア活動やリスクコミュニケーション等の科目や東京国際交流館でのレジデント・アシスタント活動（留学生等の生活支援など）を通じて、幅広い社会性を養っている。

### 3. 俯瞰力の養成：

「道場自主ゼミ（英語で実施）」では、国際的、政治的、社会的な「時事問題」をテーマとして、学生が自主的に企画・運営・討議し、時代の流れを俯瞰する力を養っている。また、海外研修において、研修先の日本大使館等を訪問し、訪問国の政治、経済、社会情勢などを学び、グローバルな俯瞰力を養っている。

#### 4. 豊かな人間性（品格）の養成：

必修としている教養科目（国際政治、国際法、経済、哲学、歴史、文化、芸術、英語、フランス語など）や全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」に教員も学生と共に住み、切磋琢磨する道場生活を体験することにより、**学生がリーダーとしての自覚を認識するとともに、豊かな人間性（品格）を養っている。**

以上をまとめると、本学位プログラムでは**専門性はもとより「総合的な人間力」**を修得する教育環境を構築し、**原子力グローバルリーダー**を養成している。

本学位プログラムの修了要件は、原子核工学専攻（コース）の修了要件に加えて、次の（1）～（6）に対する学生の取り組みと成果を総合的に判定する書面と面接による審査に合格することとした。（1）全寮制の道場で切磋琢磨すること。（2）修士課程修了時に2次選抜試験を受けて合格すること。（3）独自の演習・実習を含む授業科目を履修すること。（4）国内外インターンシップを行うこと。（5）博士論文審査において、本学位プログラム独自の初期審査、中間審査、最終審査に合格すること。（6）原子力3Sに関する国際シンポジウム・セミナー、海外研修、国内研修、道場講話、サイエンス・カフェ等に参加して各自の役割を果たすこと。

修了要件から分かるように、所属学生はコースワーク、学位論文研究、国内外インターンシップ、種々のイベントでとにかく忙しい。コースワークは、修了迄に80単位程度の取得となる。国内外のインターンシップ期間の合計が9カ月～1.5年であることを考えると、すさまじい単位数であり、タフでないとやっていけない。

このような厳しい修了要件であったが、平成28年度に最初の修了生3名、平成29年度に3名、平成30年度に5名が産業界、研究機関、海外（母国）に巣立っていった。本学位プログラム修了者が将来、我が国のみならず世界の原子力界でグローバルリーダーとして活躍し貢献することが大いに期待される。

本教育プログラムによる全寮制「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェンツ養成」学位プログラムの構築による大学院教育改革と国際的リーダー人材育成に対して、第18回工学教育賞 業績部門（公益社団法人日本工学教育協会）を受賞した。（平成26年8月28日）



図 8-3-3 専門力以外に修了者が修得する能力

### Ⅲ. 本教育プログラムの今後の発展

本学位プログラムは文部科学省の経済的支援で立ち上がったが、この支援は平成 29 年度で終了した。しかし、平成 30 年度以降も本学位プログラムを継続し発展させる必要がある。

東京工業大学では、大学院を含むすべての教育組織と教育体系を抜本的に見直し、平成 28 年 4 月から新たな体系のもとでの教育を開始したところである。新教育体系では、学士課程修了者の 90%以上が大学院に進学する状況に鑑み、これまでの学部・研究科をすべて改組して、学部と大学院を統一した「学院」を設置し、学士課程と修士・博士後期課程の間で不連続がないようカリキュラムを設計するとともに、学院の区分を、理学、工学、物質理工学、情報理工学、生命理工学、環境・社会理工学といった大括りの学術分野に基づくものとして、学生が学びたいと考える分野の学術を自由に選べるように配慮している。さらに、学士課程入学時から博士後期課程修了に至るまでの期間を通してリベラルアーツ教育を必修とし、学院で学ぶ学術を適切に社会課題の解決に適用するための知性と人間力を身に付けることとしている。学事暦の観点では、クォーター制を導入することで、集中的な学びを通じた学修効果の向上、留学やインターンシップなどへの柔軟な対応を可能にしている。こうした教育改革の最大の狙いは、「卓越した専門性に加えてリーダーシップを備えた理工系人材を育成し、より良い世界を創る」という理念に基づき、学生の主体的な学びを後押しすることにある。

この教育改革を背景として、これまで実施してきた「リーディング大学院教育」の成果を基に、特に優秀な大学院学生を俯瞰力と独創力を備え広く産学官にわたりグローバルに活躍するリーダーへと導くため、博士課程教育リーディングプログラムで実施してきた教育体系を受け継ぐ修士課程・博士後期課程学生向けの学位プログラムの実施組織、**リーダーシップ教育院<sup>8.3-2)</sup>**を平成 30 年度に設置した。

この「リーダーシップ教育院」では、選抜された大学院学生を対象に、社会課題の認知とリーダーシップ、合意形成力、コミュニケーション力に加えて、幅広い教養を身に付けるためのカリキュラムを提供し、これと学院の系・コースが提供する専門分野の教育とを組み合わせることで、さまざまな分野でグローバルに活躍するリーダー人材を養成しようとするものである。

また、環境放射線計測フィールドワーク、原子炉過酷事故シミュレーション、放射性物質環境動態、核セキュリティ実習などの原子力安全・セキュリティ科目など原子力特有の専門教育は、次の章で説明する原子力規制庁の支援による「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」教育プログラムで継続して実施している。

---

8.3-2) <http://www.titech.ac.jp/education/>

### 8.3.1.2 「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」

#### I. 我が国の原子力規制人材育成における意義及び貢献内容

原子力規制人材、すなわち「原子力利用の安全・安心の達成を目指し、確かな規制に関わる者」は、世界最高水準での3Sの確保のための個々の専門性は当然のこととし、従来想定されてこなかった個々を超越した事象への対応能力（「3S俯瞰・主導力」が安全のみならず安心を導くために強く求められる。我が国における原子力利用に対する社会からの信頼回復のためには、このような原子力規制人材育成が不可欠である。

一方で、この原子力規制人材は多種多様な存在であり、原子力規制委員会のみが人材育成を進められる範囲を大きく超えている。人材の効果的、効率的、戦略的な確保・育成のため、大学等と連携した将来の人材育成の推進が必要である。

核セキュリティ、保障措置分野では実務が先行しているが、その科学技術並びに社会科学の視点からの広がりや学術的な体系化は十分とは言えず、我が国の大学では体系的にはほとんど扱われてこなかった。更に原子力安全との相補・相反関係があり、大学や大学院において、文系・理系の垣根を越えた融合分野として学術的に体系化することが、延いては3S俯瞰・主導力育成に貢献することになり、我が国のみならず人類に大きく貢献する。

3Sいずれの事象への対応においても、関係省庁、自治体、事業者、国際機関、一般社会等との密接な連携が不可欠であるが、それを支えるのは確かな専門性に加え、論理性・コミュニケーション能力などの基礎的な能力を元に柔軟で粘り強く着実に取り組むことのできる能力を持った人材である。我が国において3Sを、専門性、3S俯瞰・主導力、実践性を段階的に学ぶ教育拠点はなく、学術的に柔軟性に富んだ本分野の人材育成を大学が中心となり実践機関と連携して行うことに大きな社会的意義がある。

核セキュリティ文化に関する認識は、我が国の社会全体を通じて、非常に薄い。従って、十分な人材が育っていないのが現状である。東京オリンピックを目の前に迎えるに際して、その人材育成は緊急の重要な課題である。3Sへの関心の拡大が重視される者や、社会人としてスキルアップを目指す者の広いニーズがある。

ここで提案する人材育成プログラムは、このようなニーズに応えるため、前章の「**グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェントの養成**」プログラムを発展させ、東工大と外部専門機関が連携した、体系的、効果的、戦略的な3S人材育成プログラムである。

#### II. 本教育プログラムの目的

「核セキュリティ・保障措置を理解し3S（原子力安全・核セキュリティ・保障措置）を俯瞰・主導できる人材」の育成を目標設定し、専門性、3S俯瞰・主導力、実践性を段階的に育成する体系的教育カリキュラムを構築する。本学のみならず我が国の大学では体系的にはほとんど扱われていない核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践を、原子力安全との協働関係を

有機的かつ一体的に把握しながら実施する。

(1) 事業全体の概要

「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」の育成を目標設定し、専門性、3S俯瞰・主導力、実践性を段階的に育成する体系的な教育カリキュラムを構築する。本学のみならず我が国の大学では体系的にほとんど扱われていない核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践を、原子力安全との協働関係を有機的かつ一体的に把握しながら実施する。そのため、主な育成対象として以下の2つを定め実施する。

①3Sの体系的な教育

原子力を専門とする学生のみならず、他系を専門とする修士課程あるいは博士後期課程の学生を主たる対象とした単位修得コースを整備し、3Sへの関心の拡大に加え、個々を体系的に理解し原子力安全とのインターフェース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。

②3Sの実践的教育

社会的ニーズや緊急性の高い核セキュリティを中心としたテーマに基づき、実践的な実習科目を整備し、実践的な3S人材育成を実施する。社会人も対象とし、対応能力取得を支援する。図8-3-4に本事業の教育カリキュラム体系図を示す。

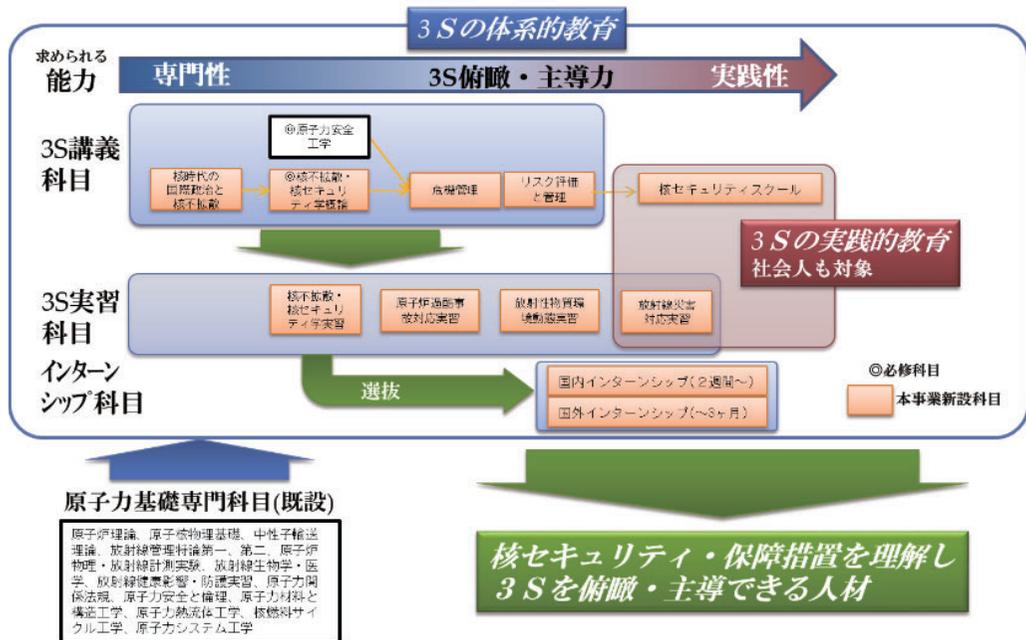


図8-3-4 教育カリキュラム体系

III. 本教育プログラムの達成目標と人材像

本事業の達成目標は、「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」の育成のために、本学のみならず我が国の大学では体系的にほとんど扱われていない核セキ

リティ・保障措置教育を学術的に体系化し、原子力安全との協働関係を有機的かつ一体的に扱う3S教育拠点の構築と、それによる人材育成である。

原子力規制人材を、「**原子力利用の安全・安心の達成を目指し、確かな規制に関わる者**」と定義する。原子力利用の安全・安心の達成のためには、世界最高水準での原子力安全、核セキュリティ、保障措置（3S）の確保が必要条件である。個々の科学的安全性確保のための「**専門性**」は当然のこととし、従来想定されてこなかった個々を超越した事象への対応能力（「**3S俯瞰・主導力**」）が安全のみならず安心を導くために強く求められる。

以上より、我々が目標とする人材像として「**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**」を設定した。

#### (1) 3Sの体系的教育

原子力を専門とする学生のみならず、他系を専門とする修士課程あるいは博士後期課程の学生を主たる対象とした単位修得コースを整備し、3Sへの関心の拡大に加え、個々を体系的に理解し原子力安全とのインターフェース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。

ここで、目標とする原子力規制人材を以下の2種類に小分類した。

①3Sへの関心の拡大が重視される者

②3S分野のリーダーを目指す者

本事業では、原子力を専門とする学生のみならず他系を専門とする広い分野の学生を対象に前者の人材育成を行う講義及び実習科目を整備し、認定表彰要件を設定した（詳細は後述）。またこれらの要件を満足した者の中で、将来のリーダーを志し希望する者には、厳正な選抜の上で、実習科目やインターンシップを通じた3S実践教育機会を提供し、3Sに関する広く体系的な専門性と同時に実践性を伴った能力を有する人材をも育成対象とした。

#### (2) 3Sの実践的教育

社会的ニーズや緊急性の高い核セキュリティを中心としたテーマに基づき、実践的な実習科目を整備し、実践的な3S人材育成を実施する。社会人も対象とし、対応能力取得を支援する。社会人対象者として、核セキュリティ事案への対応に関連する、規制者、事業者、警察や海上保安庁の対応部隊等を含む多様な規制人材を想定している。

### IV. 人材育成プログラム

「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」を育成人材目標として設定し、原子力を専門とする学生のみならず、他系を専門とする修士課程あるいは博士後期課程の学生を主たる対象とした単位修得コースを整備し、3Sへの関心の拡大に加え、個々を体系的に理解し原子力安全とのインターフェース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。既に東工大の通常科目として設置されている原子力基礎専門科目

群の他に、①3S講義科目群、②3S実習科目群を整備し、将来の原子力規制人材候補である大学院生に3Sに関する広く体系的な専門性と3S俯瞰・主導力を修得させる。更にこれらの要件を満足した者の中で、将来のリーダーを志し希望する者のために、厳正な選抜の上で、実習科目や③3Sインターンシップ科目群を整備し、3Sに関する実践性を伴った能力構築機会を提供する。

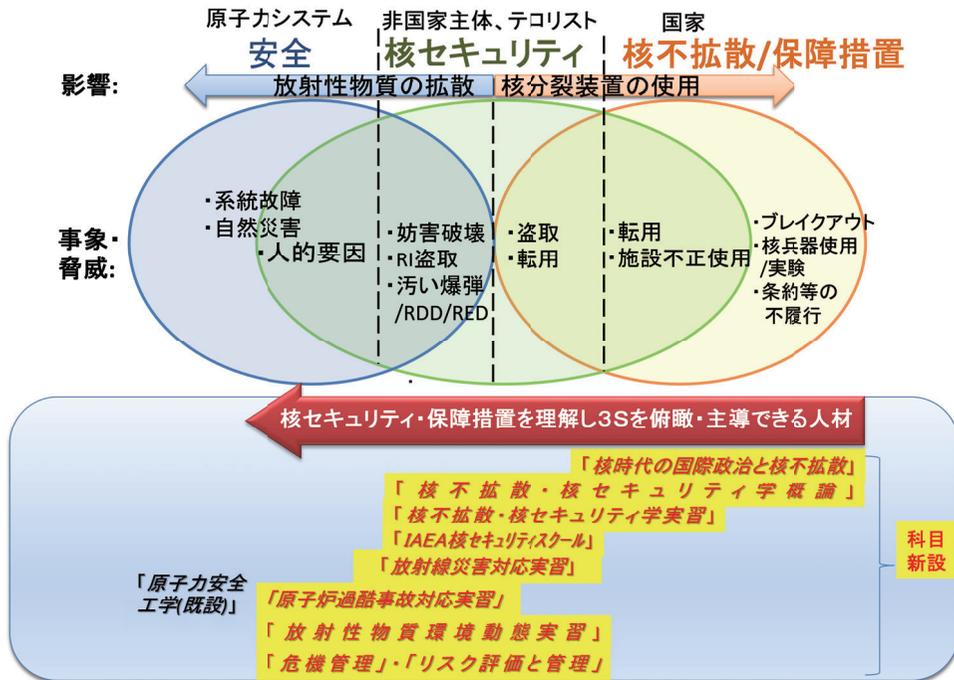


図 8-3-5 本事業の範囲と狙い

### ①3S講義科目群

本講義群により、核セキュリティ・保障措置 / 核不拡散を、社会科学側面から科学技術の側面に至るまで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。また応用として危機管理やリスク管理の実態を、3S規制に関わる多方面からの外部講師から講義を受け知識の発展を図る。それぞれの科目の、3S内における取扱範囲を図 8-3-5 に示す。各講義の内容、準備状況を以下に示す。

- ▶ 核時代の国際政治と核不拡散 (World Politics and Nonproliferation in the Nuclear)
- 3Sのうち特に核不拡散・核セキュリティについての関心を拡大するため、国際関係論と核兵器の不拡散や核テロリズムについて、これまでの歴史や関連する現代の社会情勢を広く解説し、社会科学的に3S課題を提起することを目的とする。本学人文系教員(核軍縮を専門)や本分野に造詣の深い大使等の外務省職員、元IAEA職員等を外部講師に迎えて実施する。修士1年生を主な対象とし前期(第2Q)講義とし専門分野を超えた多くの受講生を想定している。

▶ 核不拡散・核セキュリティ学概論 ( Nuclear non-proliferation and security )

核セキュリティについて経緯と法的枠組み、核物質及び放射性物質の特性とその重量・放射線量や不正利用価値 ( Attractiveness ) に基づく等級別規制、物理的防護システム設計と評価、安全性と核セキュリティ・核不拡散の共通性と相反性、安全文化と核セキュリティ文化について解説する。核不拡散について経緯と法的枠組み、核物質の臨界特性・有意量と転換時間、保障措置と科学技術、計量管理、我が国の貢献、包括的核実験禁止条約、及び核拡散抵抗性について体系的に整理し解説する。具体的な課題に対してグループワークを通じて規制の合意形成方法について理解を深める。核不拡散・核セキュリティに関わる経緯と法的枠組み、保障措置や物理的防護システムの概要と重要な科学技術の解説を通じて、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。平成 29 年度に開発した、保障措置及び核セキュリティ上の規制合意形成についてグループワークを通じて学べる教材を用いたアクティブラーニングを実施する。本講義はカリキュラム及び教材開発が進み、平成 30 年度には治安組織からの外部履修者があるなど、当初の想定より早く優れた内容のカリキュラム構築ができた。そのため平成 31 年度より核セキュリティ部分については、「核セキュリティスクール」として一般にも講義を開放することとした。

修士課程学生の内「原子力安全工学」や「核時代の国際政治と核不拡散」を履修した学生の履修を想定しており、核セキュリティ・保障措置 / 核不拡散について規制上の措置を体系的に学習し、本教育プログラムの必修科目である。

▶ リスク評価と管理 ( Risk Assessment and Management )

現代社会は原子力を含め様々な科学技術の進歩の恩恵を受ける一方でその利用に伴うリスクを理解し管理することが必要である。このトピックスに関する学内外の専門家による講義と議論を通じて、学生はリスクとは何かリスク管理とは何かについて深い理解を得ることが期待される。

リスク、リスク評価とリスク管理に関する知識を習得しリスクについて考える力を身につけることによって、予期しない事態や不確かさの高い事象に関して適切に予測・準備・対応を行う、意思決定を行うなどリスク管理におけるリーダーとして社会に貢献できることが到達目標である。

▶ 危機管理 ( Crisis management )

我が国が直面するかもしれない危機への対応を考える機会を提供するため、この問題に取り組んで来ている各界の専門家を招聘して講義と討議を行う。非常事態における危機管理の実態を学ぶ3Sの発展的内容であり、博士課程学生の履修を想定している。

▶ 原子力安全工学 ( Nuclear Safety Engineering )

はじめに原子力安全に関する基本的な考え方について説明し、沸騰水型炉、加圧水型炉、高速増殖炉など各種原子炉プラントの安全上の特徴をについて解説すると共に、シビアアクシデントと福島事故について講述し、安全とセキュリティについて解説する。

原子力システムの研究・開発では、その安全性を理解することが大切である。本講義においては、原子力安全に係わる基本的考え方から工学的応用について習得することを目的としている。

②3S実習科目群

上述した3S講義科目群により、核セキュリティ・保障措置 / 核不拡散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。核セキュリティ・保障措置 / 核不拡散と原子力安全のインターフェースを有機的かつ一体的に扱うことのできる学際的な実習講義を整備し実践的に学習する。

▶ 核不拡散・核セキュリティ学実習 Nuclear non-proliferation and security exercise

核物質や放射性物質の性質と物質障壁、仮想原子力施設の物理的防護システム設計評価、構造物の対物・衝撃波解析の原理、保障措置と核物質の破壊・非破壊測定について、座学及び数値解析実習、微量核物質を用いた検認実験 ( 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 )、物理的防護訓練施設や実施見学を通じ実践的な講義を行う。検認実験の一部を NMCC からの非常勤講師と共に、実際の規制における検認判断プロセスを学習する。JAEA 施設見学を除いて全て東工大施設を用いて実施する。

▶ 原子炉過酷事故対応実習 ( Nuclear disaster response exercise )

座学により、過酷事故と原子炉格納容器の健全性に脅威を与える過酷事故現象の概要を、原子力安全・核セキュリティ両面から鑑み、習得する。また、過酷事故解析について簡易手法を用いた概要理解を行った上で、コードの概要についても習得する。さらに福島第一原子力発電所事故の概要と事故経過の分析結果について理解する。原子炉過酷事故シミュレーションの実習では、沸騰水型軽水炉の過渡・事故・過酷事故のシミュレーションを体験し過酷事故経過の特性を理解することで、規制に重要なエビデンスに基づく判断を行うためのプロセスを学習する。東工大では座学、過酷事故解析の簡易解析及びコードの解説、福島第一原子力発電所事故の概要と分析結果を講義し、原子炉シミュレーター運用組織の施設を使用し、沸騰水型軽水炉の過渡・事故・過酷事故のシミュレーションを実施する。原子力安全及び核セキュリティに共通し、設計基準を超える事象に対する対応実習である。

▶ 放射性物質環境動態実習 ( Environmental dynamics of radioactive material )

原子力事故及び核テロ等に起因する原子力災害時に放出される放射性物質への即座の対応を講じる素養として、小規模及び大規模拡散に影響する諸因子(気象条件、放射性核種の種類及び放出条件、地形や都市環境条件)の特性を定量的に理解する能力を養うために、大気拡散のプルームモデルを用いた簡易計算、緊急時現地で素早く拡散評価が可能な計算コードを使った計算・比較、環境線量情報予測システムを使った大規模大気拡散シミュレーション等の実習を行う。講義では、放射性物質放出、大気拡散モデル、水環境動態、生物影響、原子力災害規制体制等を学習し、実習では、妨害破壊行為やRDD ( Radiological Dispersal Device ) の使用等の核セキュリティ事象発生による放射性物質の小規模拡散から原子力発電所事故等による大規模拡散までを含めた環境動態を学習する。

▶ 放射線災害対応実習 ( Radiation disaster response exercise )

米国 TAMU ( テキサス A&M 大学 ) ・ TEEX ( Texas A&M Engineering Extension Service ) と連携して、一般的な災害対応が困難な状況における核セキュリティ事象を起因とする放射線災害を想定し、放射線緊急事態対応チームとして不明な核物質や放射性物質の検知・検認・回収 ( IAEA INFCIRC225Rev.5 勧告対象 ) を計画・実行する集中講義・実習を実施する。まず東工大において放射線計測原理学習及び放射線測定のための「放射線計測器と測定」の実習を行う。本学が所有するガンマ線スペクトロメータ、中性子検出器、RI線源及び中性子線源を用いる。米国では、TAMUの核セキュリティ・保障措置関連各種機器や世界最大級規模の災害訓練施設である TEEX Disaster City の施設 ( 実物のがれき、倒壊した建物、鉄道車両等 ) を使用し、「ウラン濃縮度検認」、「建物内の放射性物質の位置特定」、「放射線緊急事態対応」の実習を行う。

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、RDDの使用等 ) に対する緊急事態の対応能力や危機管理能力を修得することを目的としている。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。

③ インターンシップ科目群

「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」の育成を目指し、専門を超えた3Sに係る様々な関係者と交流する機会を提供し、講義・実習科目を通じて学習した「専門性」、「3S俯瞰・主導力」を、実際の規制に関わる業務体験を通じて理解を深め、実践性を育成する。インターンシップの位置づけとして、要件を満足し将来のリーダーを志し実践性を磨くことを希望する者のために、厳正な選抜の上で3Sに関する実践能力構築機会を提供するインセンティブとした。

▶ 国内インターンシップ ( Domestic internship ) ( 2 週間～ )

規制の実務を担う原子力規制庁を始めとする関係省庁、実施組織 ( 核物質管理センター : NMCC 等 ) や事業者 ( 日本原子力研究開発機構 : JAEA 等 ) に派遣し、3Sの実務活動の経験を修得することを目的とする。核セキュリティ・保障措置を実践的に理解するために、連携機関である NMCC において国内保障措置研修や検認活動就労体験 ( 機微情報取扱なし ) の実施や、JAEA において国際保障措置研修や3Sに関わる業務経験を行う。原子力規制庁等の規制に関する関連省庁において、3Sに関わる業務経験を行う。

▶ 国外インターンシップ ( ～ 3 ヶ月 )

「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」の育成を目指し、専門を超えた3Sに係る様々な関係者と交流する機会を提供し、講義・実習科目を通じて学習した「専門性」、「3S俯瞰・主導力」を、実際の規制に関わる業務体験を通じて理解を深め、実践性を育成する。3S実務に係る IAEA 等の国際機関に派遣する。具体的には、IAEA 原子力安全・セキュリティ局、保障措置局、エネルギー局や CTBTO 等において、大学で学んだ原子力安全・核セキュリティ・保障措置 / 核不拡散に関する実務を通じて、本分野において重要な国際的な実践性を育成する。

#### ④3Sの実践的教育

社会的ニーズや緊急性の高い核セキュリティを中心としたテーマに基づき、実践的な実習科目を整備し、実践的な3S人材育成を実施する。社会人も対象とし、対応能力取得を支援する。社会人対象者として、核セキュリティ事案への対応に関連する、規制者、事業者、警察や海上保安庁の対応部隊等を含む多様な規制人材を想定している。

▶ 放射線災害対応実習 ( Radiation disaster response exercise )

詳細は上記を参照。学生のみならず社会人対象者として、核セキュリティ事案への対応に関連する、規制者、事業者、警察や海上保安庁の対応部隊等を含む多様な規制人材を想定している。

▶ 核セキュリティスクール Nuclear security school

社会的ニーズや緊急性の高い核セキュリティを中心としたテーマに基づき、実践的な講義科目を整備し、実践的な3S人材育成を実施する。IAEA と連携して、学生のみならず社会人を対象として、「核セキュリティスクール」を日本で開催する。核セキュリティの講義と共にケーススタディを多用し、規制者、事業者のロールプレイング演習を通じて実践的な理解を深める。

---

8.3-3) 東京工業大学原子核工学コース <http://www.ne.titech.ac.jp/kiseijinza/>

本核セキュリティスクールの開催により、

- ・ 学生の核セキュリティ実践性教育の相乗効果と核セキュリティへの関心拡大
- ・ 既存講義の一部を公開する形式をとることによる、費用や教育機会提供の合理化
- ・ IAEA 講師派遣費用が不要 (IAEA) 負担し、講師招聘費用面で補助金負担が不要となり、開催する合理的な理由、必要性、カリキュラムとの関連が明確である。

### 8.3.2 東京大学における教育

核不拡散・核セキュリティ分野の教育は、東京大学大学院工学系研究科において、原子力国際専攻に開設された修士課程の大学院生を対象とした教育・研究主体の一般専攻のコースと、原子力専攻に開設された社会人の専門職を対象とした教育・人材育成のためのコースの2つのコースで行われている。それぞれの専攻について簡単に紹介し、核不拡散・核セキュリティ分野の教育内容を概説する。

#### 8.3.2.1 原子力国際専攻

- ・ 専攻の目的
  - カリキュラムを通して総合工学である原子力の工学とマネジメントの両面を学ぶ。
- ・ 人材育成の目標
  - 人・社会に関する高度な教養を体得する。
  - 高度な教養を土台として、原子力安全・エネルギーと放射線科学・応用の体系的な知識と思考方法を身につける。
  - 各々の分野において、学術とその活用に係わる研究・開発・計画・設計・生産・経営・政策提案などを、国際的な視点から責任を持って担う。
  - このような活動を通して、未踏分野の開拓や新たな技術革新に繋がる研究へと果敢に挑戦し、人類社会の持続と発展に貢献する。
- ・ 講義科目
  - 原子力コア科目  
(人・社会に関する教養そして原子力に関係する基礎的知識を俯瞰的に学ぶ)
  - 専門基礎科目  
(原子力の各専門分野において必須となる知識と思考方法を体系的に学ぶ)
  - 特論科目  
(原子力に関係する最先端の専門学術をテーマごとに深くかつ包括的に学ぶ)
  - 輪講・演習・実習科目

核不拡散・核セキュリティ分野は、専門基礎科目の中で「核不拡散・核セキュリティ E (Nuclear Nonproliferation and Security)」との題目で毎年開講される修士課程の学生を想定した

選択科目である（博士課程の学生も履修可）。グローバル化を目指し、2012年4月以降の入学生に対し講義を全て英語で行っており、受講生15～30名の約1/3が外国からの留学生である。留学生の出身もアジア、欧州、中東と多彩である。

・核不拡散・核セキュリティEの概要

原則的に各年度の後期日程（9月～翌年3月）において13週にわたって毎週1コマ105分の講義あるいは演習を行い、核不拡散と核セキュリティについて2名の教員が担当している。各週のテーマは以下のとおりである（2018年度のもの）。年度末には、核不拡散と核セキュリティのそれぞれで予め与えた課題について学生が提出したレポートを採点し、講義への出席状況と合わせて最終評価を行って単位を与えている。

講義・演習を通じて、受講者は、核不拡散・核セキュリティに関する国際的な背景、現在の状況、今後の課題について政策と技術の両面から広く深く学ぶことができる。修士課程修了後の受講者の進路は原子力の幅広い分野に渡っているが、核不拡散・核セキュリティの一般的教養を理解しておくことは、どのような分野の専門家になるにしても極めて有用であると考えられる。

- 1) World Trend of Nuclear Security  
/Physical Protection System and Technique (I)
- 2) World Trend of Nuclear Non-Proliferation
- 3) Nuclear Safeguards and IAEA
- 4) Physical Protection System and Technique (II)
- 5) Safeguards Technical Approach
- 6) Export Control
- 7) Recent Nuclear Security Technology
- 8) Bilateral and Multilateral Approaches
- 9) Proliferation Resistance of Nuclear Fuel Cycle
- 10) Nuclear Security/Table-top Exercise (I)
- 11) Nuclear Security/Table-Top Exercise (II)
- 12) CTBT and Nuclear Forensics
- 13) Group discussion

### 8.3.2.2 原子力専攻（専門職大学院）

・専攻の目的

原子力産業界および安全規制行政において指導的役割を果たす原子力専門家の養成

・人材育成の目標

－ 高度な専門性が求められる原子力施設の安全運転・維持管理や、その監督・指導を行う

ための深い学識及び卓越した素養

- 原子力を利用する上での高い倫理観や社会へ積極的に貢献する意志
- 人類の持続的発展に貢献するために、社会のリーダーとして活躍する素養や開拓者精神
- 指定の科目群の単位を取得することで、原子炉主任技術者資格試験の一次試験免除（法規除く）、核物質取扱主任者資格試験の一次試験免除（法規除く）が得られる。

#### ・カリキュラム

体系的な原子力教育を行うべく、多くの講義、豊富な演習、充実した実験・演習を用意している。カリキュラムの特徴は、多くの必修科目により広範な原子力学を体系的かつ確実に習得するとともに、リスク認知とコミュニケーションなど、広義の原子力学になくてはならない非技術的分野まで学ぶことである。ほぼ全ての授業科目に対応した演習科目を実施し、実際に手や頭を動かすことにより講義内容の理解を深めることができる。実験・実習には、日本原子力研究開発機構等の施設・設備も利用して、豊富な実務に触れる機会もある。

標準修業年限は1年で、夏学期（4月～7月）、冬学期（10月～2月）、夏季休業期間中には、インターンシップ実習、原子炉実習、原子炉管理実習も用意している。学期中、毎週月～金の午前は講義、午後は演習や実験・実習が中心で、全て日本語で実施している。成績評価は、試験やレポート等により実施し、資格と結びついた学位を授与している。

教員は、専攻専任教授のほか、外部の研究機関等からの客員教員、非常勤講師、特別講師で構成、原子力国際専攻の教員も教育に協力している。

学生定員15名の多くは、電力、メーカー、原子力規制庁、地方自治体、研究機関からの社会人（一部、学部からの進学生）で平均年齢は30歳程度である。

#### ・核不拡散・核セキュリティ分野の概要

核セキュリティ・核不拡散に特化した科目は無いものの、他の科目の中で原子力安全とともに核セキュリティ・核不拡散の重要性が教えられている。

### 8.3.2.3 IAEA 認定の原子力管理プログラムの開講

INMA (International Nuclear Management Academy) は、IAEA 加盟国における原子力技術の安全、性能及び経済性を向上させるために、原子力部門の管理面に焦点を当てた大学の修士課程プログラムを提供する IAEA 主導の大学の協力の枠組みである。修士課程の教育プログラムに一連の共通の要件を定め、求めに応じて当該大学の教育プログラムのピアレビューを行い、要件を満足したものに対して認定を与えている。

東京大学では、原子力国際専攻と原子力専攻（専門職大学院）とが2017年10月にピアレビューを受け、2018年11月に認定を受けた。認定を受けたプログラム名は、原子力国際専攻が Nuclear Technology Management Program、原子力専攻（専門職大学院）が Nuclear Professional Management Program であり、2019年4月から両専攻にてプログラムを開始し、

修了生に IAEA から修了証が授与されることになる。

同プログラムにおいて、核不拡散および核セキュリティ分野の科目は、External Environment として核セキュリティと保障措置をそれぞれ 1 時間以上、Management として核セキュリティプログラム管理を 1 時間以上設けることとされているが、両専攻で開設されているカリキュラムは、何れもこれらの基準を十分クリアしている。

### 8.3.3 京都大学における教育

京都大学における核不拡散及び核セキュリティに関する人材育成として、複合原子力科学研究所（旧・原子炉実験所）における原子力・放射線人材育成プログラムの一環における取り組みを紹介する。

複合原子力科学研究所では、京都大学研究用原子炉（KUR）、京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）などの大型設備を用いた共同利用研究に加えて、原子力・放射線関連の教育・人材育成を長年にわたって実施してきた。これらの教育・人材育成は、原子炉の臨界、原子炉の制御、核燃料物質や放射性物質の取り扱い、中性子を用いた各種の実験等、さらに原子炉に関係する法的規制を実際に体験する事等を介して、原子力や放射線利用の技術的な基礎と原子力安全文化を体感・体得した学生を育てることを目標としている。実際の原子力施設・放射線施設を活用した、触れて、操作して、分析して、考察することを通じて「本物」の原子力を体感・習得することを目指した実践的なプログラムが構築されている。

これらの教育プログラムの中では、従前より原子力安全・放射線安全に関しては関連法令・規制に関する講義や、KUCAでの燃料操作・運転実習を通じた原子力安全システムの教育を行っているところ、特に核不拡散・保障措置に関する実践的教育を目的として、近年、ウラン濃縮度測定実験を新たなトピックスとして加えている。この実験は、当研究所が保有している高濃縮ウラン試料及び劣化ウラン試料（照射用サンプル）を用い、 $^{235}\text{U}$ 及び $^{238}\text{U}$ から放出される $\gamma$ 線の強度比から試料の濃縮度を評価するという、保障措置活動におけるNDAの基本を学生諸君に体験してもらうものである。

まず、実験に先立って、保障措置に関する講義（約1時間）を通じて、保障措置の概念、原子力安全と保障措置との関連、IAEAの役割と諸活動を学んだ後、 $\gamma$ 線スペクトロスコピーの基礎の復習（注： $\gamma$ 線スペクトロスコピーに関する基礎的な知識は金線放射化法による中性子測定実験ですでに学んでいる）と、 $\gamma$ 線測定に基づくウラン濃縮度評価の原理について学ぶ。

実験では、NaI及びHPGeを用いて $^{235}\text{U}$ 及び $^{238}\text{U}$ から放出される $\gamma$ 線を測定し、濃縮度評価などを行う。

NaIを用いた測定では、既知の濃縮度を有するウラン試料について、 $^{235}\text{U}$ に起因する $\gamma$ 線ピークの積分値と、 $^{238}\text{U}$ に起因する $\gamma$ 線バックグラウンド積分値の比と濃縮度とを関連づけた後、高濃縮ウラン試料及び劣化ウラン試料を適宜組み合わせることで平均的な濃縮度を変化させた未知

試料の $\gamma$ 線測定を行い、その濃縮度を簡易的に評価するという流れの実験を行う。

HPGeを用いた測定では、 $^{235}\text{U}$ と $^{238}\text{U}$ の $\gamma$ 線ピークの計数値と、エネルギー依存の検出効率から $^{235}\text{U}$ と $^{238}\text{U}$ の存在比を直接評価し、濃縮度を求めるという、 $\gamma$ 線スペクトロスコピーの応用を意図した実験を実施している。また、天然ウラン鉱石試料から放出される $\gamma$ 線スペクトルを測定し、ウラン崩壊系列上の娘核種からの $\gamma$ 線ピークを観察するとともに、精製されたウラン試料の $\gamma$ 線スペクトルの違いを観察することにより、天然由来のウラン試料と、人為的に精製されたウラン試料との判別可能性について学ぶ（注：娘核種からの $\gamma$ 線ピークに大きな差異が存在するため判別は容易である）。

実験を進めるにあたっては、核不拡散・保障措置との関連を重視して、本実験が保障措置活動（査察）での実際のアクションを模擬していることを強調するとともに、特にNaIを用いた簡易測定実験では、学生諸君に「自分がIAEA査察官になった気分、1分間の $\gamma$ 線測定を行い、（未知）試料の濃縮度を5分以内に評価して報告せよ」という課題を与えて、臨場感を高めるような工夫をしている。

この実験に参加した学生諸君からは、ごく短時間でウラン濃縮度（の概略値）が判ることの驚きや、これまでメディアでしか伝わっていなかったIAEAの査察というものの一環を実感できたこと等、保障措置という概念が本実験を通じてより明確になったという感想が寄せられており、短時間かつシンプルな実験ではあるが、核不拡散・保障措置の理解という観点からは良好な教育効果が得られているものと考えている。

一方で、核セキュリティに関する人材育成については、共同利用者・学生を含む実験参加者全員を対象とした保安教育の中で、核物質防護の概念と核セキュリティ文化に関する講義を実施しているものの、京都大学としてはまとまった教育・実験プログラムとしての確立には至っていないのが現状である。実際の研究炉施設を用いた核セキュリティ措置の現地教育など、当研究所の特色を活かした取り組みは種々考えられるものの、実際の核物質防護措置における情報管理との整合性を勘案すると、広く一般の学生・大学院生を対象としたアプローチには大きな制約があるという課題が存在する。このため、核セキュリティに係る具体的な人材育成については、現在、原子力規制庁が主催している治安当局関係者対象の核物質防護講習プログラムへの協力という形で、実際の原子力施設における核物質防護措置の詳説と施設見学への協力を進めていることに留まっている。しかしながら、核セキュリティの重要性の高まりを勘案すると、今後、各種の人材育成プログラムなどの機会をとらえて、座学の充実などを通じた核セキュリティ教育の展開を図っていくことが重要であると認識しており、先述した核不拡散・保障措置教育とあわせて、総合的な原子力安全・3S教育の充実を今後とも図っていくことを目指したい。

## 8.4 今後の課題

人材戦略は国家・組織の運営の要である。少子高齢化に加えて、以下の理由のため、社会や若者が原子力に“未来(夢)”を感じなくなった。優秀な学生が原子力に來なくなりつつある。大学の原子力教育の危機に直面している。

- ▶ 原子力船「むつ」、新型転換原型炉「ふげん」、高速増殖原型炉「もんじゅ」、何れの原子力国家プロジェクトも、残念ながら実用化に結び付かなかった。(現状のままでは、「高温ガス炉」の実用化も困難?)
- ▶ 再稼働は遅々として進まない。
- ▶ 運転年数の長い原発は時期が来れば徐々に廃炉になるが、新規増設の見込みは皆無である。
- ▶ 国内では電力の自由化・競争激化。海外では輸出戦略が大きく後退。このような状況が続けば、日本の原子力産業は弱体化し、人材が散逸。産業の統廃合が避けられない。
- ▶ 政府は、2018年第5次「エネルギー基本計画」で、再生可能エネルギーを「主力電源」に、原子力の依存は「可能な限り低減」させると公表。
- ▶ 原子力の国家戦略の将来が見えない。非常に不透明。責任のある「司令塔」がない。
- ▶ 福島第一原子力発電所の事故処理(多額の経費と長期間)
- ▶ 原子力研究・開発施設の廃止措置(多額の経費と長期間の研究・開発人材投入(研究・開発費と人材不足で研究・開発の停滞))

この現状をどう克服し乗り越え、次世代のリーダーを育成するかが今後の大きな課題である。

## 第9章 おわりに

科学技術は人類に多くの貢献をもたらした。しかし、20世紀の科学技術は人類の全てを抹消することが可能である化け物「核兵器」を生んだ。そして今、それが拡散している。

2013年12月17日に公表された「国家安全保障戦略」において、“我が国は、国際協調主義に基づく積極的平和主義の立場から、国際社会の平和と安定のため、積極的な役割を果たしていく。”こと、及び、そのための「軍縮・不拡散」に係る政策について、以下の様に謳っている。

- ①我が国は、世界で唯一の戦争被爆国として、「核兵器のない世界」の実現に向けて引き続き積極的に取り組む。
- ②北朝鮮による核開発及び弾道ミサイル開発の進展がもたらす脅威や、アジア太平洋地域における将来の核戦力バランスの動向、軍事技術の急速な進展を踏まえ、…(略)…北朝鮮による核・ミサイル開発問題やイランの核問題の解決を含む軍縮・不拡散に向けた国際的取組を主導する。

原子力の「多様性」並びに「原子力基本法」及び我が国の国是である「非核三原則」を基に、「核軍縮」と「原子力平和利用と核不拡散」の積極的な推進は、我が国の国益である「我が国の平和と安全をより強固にし、我が国と国民の更なる繁栄を実現し、平和で安定した国際社会を構築する」ためには不可欠である。

特に、国際間の条約や協定【国家間の意志】に加えて、「核物質」や「核燃料サイクル技術」の核拡散抵抗性の向上【核不拡散の深化】は、「我が国の安全保障」のみならず、「国際社会の安全保障」や「核兵器なき世界」の実現に向けて非常に重要な課題である。

将来に向けて、「原子力の依存度を可能な限り低減する」(第5次「エネルギー基本計画」(2018年閣議決定)の2030年における目標)のではなく、「海外の化石燃料の依存度を可能な限り低減すること、そして国家の安全保障上最も重要なエネルギーの安定供給(自給率の向上、更に将来は自給から輸出へ)」が、我が国のエネルギー国家戦略(「国家安全保障」)の基本である。これが、「我が国や国際社会の平和、安定、福祉そして繁栄」の実現に貢献する。

本書が、今後の「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」の更なる推進にお役に立てれば幸いである。

## 遠藤哲也元大使への哀悼文

日本の原子力平和利用の推進と国際社会の理解、北朝鮮の核問題等に、多大な貢献をされた遠藤哲也氏が2019年12月下旬に逝去された。筆者は、これまで遠藤哲也氏から、原子力平和利用と核不拡散問題、日米原子力協力や日本核物質管理学会の活動等に関して色々ご指導・ご支援をいただいた。福島第一原子力発電所の事故以降日本の原子力平和利用が大変な危機にある時、同氏のような指導者を失ったことは大きな損失である。ご本人もさぞ心残りがあったかと推察する。本章(2.2 日米原子力交渉)の執筆にあたり遠藤哲也氏のご指導を受け、また2018年11月の日本核物質管理学会39回年次大会で「日米原子力協力協定の自動延長と今後の見通し」と題するご講演をいただいたが、その要旨を「本章の2.2.5」に記載させていただいた。ここに生前のご指導・ご支援に大変感謝申し上げるとともに、謹んで哀悼の意を表し、ご冥福をお祈り申し上げます。



日本核物質管理学会第39回年次大会での  
遠藤哲也氏の特別講演(2018年11月)

### 遠藤哲也氏の略歴：

元原子力委員会委員長代理。東京大学法学部卒。外務省勤務、在ウィーン国際機関政府代表部初代大使、国際原子力機関(IAEA)理事会議長、外務省科学審議官、日朝国交正常化交渉日本政府代表、朝鮮エネルギー開発機構(KEDO)担当大使、駐ニュージーランド大使等を歴任。

(千崎雅生 記)

— NSA COMMENTARIES —

原子力システム研究懇話会 編著

- |       |   |              |
|-------|---|--------------|
| No.1  | 「原子力と環境」(1700円)〔品切れ〕                                      | 平成5年6月23日発行  |
| No.2  | 「原子力と先端技術〔Ⅰ〕」(2000円)<br>①材料関連<br>②バイオ関連                   | 平成6年6月20日発行  |
| No.3  | 「原子力と先端技術〔Ⅱ〕」(2200円)<br>①原子力への先端的計算機技術の応用<br>②核融合技術開発の最前線 | 平成7年6月21日発行  |
| No.4  | 「原子力と先端技術〔Ⅲ〕」(2200円)〔残部僅少〕<br>①放射線利用による新材料開発<br>②レーザー応用   | 平成8年6月18日発行  |
| No.5  | 「原子力と先端技術〔Ⅳ〕」(2200円)<br>○原子力におけるロボット技術の動向                 | 平成9年6月18日発行  |
| No.6  | 「原子力と先端技術〔Ⅴ〕」(2200円)<br>○加速器の現状と将来                        | 平成10年6月29日発行 |
| No.7  | 「中性子科学」(2200円)  | 平成11年6月29日発行 |
| No.8  | 「放射線利用における最近の進歩」(2200円)                                   | 平成12年6月27日発行 |
| No.9  | 「原子力利用の経済規模」(2200円)                                       | 平成13年6月26日発行 |
| No.10 | 「原子力による水素エネルギー」(2200円)                                    | 平成14年6月18日発行 |
| No.11 | 「放射線と先端医療技術」(2200円)                                       | 平成15年6月23日発行 |
| No.12 | 「原子力とそのリスク」(2200円)  | 平成16年6月21日発行 |
| No.13 | 「原子力施設からの放射性廃棄物の管理」(2200円)                                | 平成17年6月21日発行 |
| No.14 | 「軽水炉技術の改良と高度化」(2200円)                                     | 平成18年6月20日発行 |
| No.15 | 「原子力による運輸用エネルギー」(2200円)                                   | 平成19年6月19日発行 |
| No.16 | 「原子力と地球環境」(2200円)   | 平成20年6月17日発行 |
| No.17 | 「原子力国際人材育成の必要性和戦略」(1300円)                                 | 平成21年12月1日発行 |
| No.18 | 「原子力開発の光と陰を見つめて」(2200円)                                   | 平成22年6月15日発行 |
| No.19 | 「対談集：原子力の利用」(2200円)                                       | 平成23年9月30日発行 |
| No.20 | 「核燃料サイクルと高速炉開発」(2200円)                                    | 平成25年3月29日発行 |

No.21 「福島第一原子力発電所事故と原子力のリスク」(2200円) 平成26年6月17日発行

No.22 「放射性廃棄物低減化・有害度低減の技術開発」(2200円) 平成28年3月30日発行

No.23 「2050年におけるわが国エネルギーミックスへの原子力の寄与」平成30年3月20日発行  
(2200円)

No.24 「我が国将来世代のエネルギーを担う核燃料サイクル」 平成31年3月8日発行  
(1600円)

No.25 「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」 令和2年6月12日発行  
(2200円)

別冊シリーズ

No.1 「原子力のリスクと安全の確保」内藤奎爾著(1500円)〔品切販売18年12月19日発行  
平成27年6月16日発行

No.2 「カーボン ネガティブ エネルギー システム」(1300円)

※価格は消費税込み、送料込み(2部以上の送料は、別料金)

原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ  
—NSA/COMMENTARIES : No.25—

---

令和2年6月12日発行

編集・発行 (一社) 日本原子力産業協会

原子力システム研究懇話会

〒105 - 0001 東京都港区虎ノ門 1-7-6 升本ビル 4階

電話 : (03) 3506-9071

URL : <http://www.syskon.jp>

E-mail: [syskon@syskon.jp](mailto:syskon@syskon.jp)

印刷 有限会社 トック 東京都港区虎ノ門 1-11-10

ISBN978-4-88911-312-9

---