

非核化達成のための要因分析と 技術的プロセスに関する研究

－非核化に関する技術的プロセスの検討－

Research on Factor Analysis and Technical Process for Achieving Denuclearization
－ Research on Technical Process for Achieving Denuclearization －

清水 亮 田崎 真樹子 木村 隆志 堀 雅人

Ryo SHIMIZU, Makiko TAZAKI, Takashi KIMURA and Masato HORI

原子力人材育成・核不拡散・核セキュリティ総合支援センター

Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation, Security and
Human Resource Development

October 2025

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの転載等の著作権利用は許可が必要です。本レポートの入手並びに成果の利用(データを含む)
は、下記までお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト (<https://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Reuse and reproduction of this report (including data) is required permission.
Availability and use of the results of this report, please contact
Library, Institutional Repository and INIS Section,
Research and Development Promotion Department,
Japan Atomic Energy Agency.
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

非核化達成のための要因分析と技術的プロセスに関する研究
－非核化に関する技術的プロセスの検討－

日本原子力研究開発機構 原子力人材育成・核不拡散・核セキュリティ総合支援センター

清水 亮、田崎 真樹子、木村 隆志、堀 雅人

(2025 年 5 月 27 日受理)

将来的に期待される非核化を、成功裏にまた効果的かつ効率的に導く方策を見いだすため、2018 年度から 2023 年度まで「非核化達成のための要因分析と技術的プロセスに関する研究」を実施してきた。

本報告書は、同研究の後半部分の非核化達成の技術プロセスの検討として、現実に対象国の非核化を実施する上で必要となる、核物質・核開発関連施設等の検証及び解体廃棄作業のプロセスについて技術的知見に基づき検討を行い、特に技術的な面から解説を行い取りまとめたものである。ただし、核兵器及びその製造施設については、十分な知見を有していないことから検討の対象外とした。

このような成果は、今後の非核化プロセスに関する検討のベースとなるとともに、まだ非核化が達成されていない国の非核化をどのように導いていくかを考察する上で、一助となると思われ、今後の非核化作業の実施に資するものである。

Research on Factor Analysis and Technical Process for Achieving Denuclearization
- Research on Technical Process for Achieving Denuclearization -

Ryo SHIMIZU, Makiko TAZAKI, Takashi KIMURA and Masato HORI

Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation, Security and Human Resource Development
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received May 27, 2025)

To find measures to lead the expected denuclearization in the future successfully, effectively, and efficiently, we conducted the "Research on Factor Analysis and Technical Process for Achieving Denuclearization" from FY 2018 to FY2023.

In the latter part of this research, as a study of the technical process to achieve denuclearization, the process of verification and dismantlement/disposal of nuclear materials and nuclear development-related facilities, etc., which are necessary to implement denuclearization in the target states, is studied based on technical knowledge and summarized with explanations especially from a technical perspective. However, nuclear weapons and their fabrication facilities were not included in the study because we do not have sufficient knowledge about them.

These results will serve as a basis for future consideration of the denuclearization process and will also assist in considering how to guide the denuclearization of countries that have not yet achieved denuclearization, thereby contributing to the implementation of future denuclearization work.

Keywords: Denuclearization, Enrichment, Reactor, Reprocessing, Decommissioning

目次

1. はじめに	1
2. 非核化の技術的プロセスの検討の概要	1
2.1 核燃料サイクル施設	1
2.2 核兵器用核物質	2
3. 核燃料サイクル施設の非核化の技術的プロセスの検討	2
3.1 核燃料サイクル施設の非核化の方法	2
3.2 核燃料サイクル施設の非核化	3
3.2.1 ウラン濃縮施設	3
3.2.2 Pu 生産用原子炉	9
3.2.3 再処理施設	15
4. 核兵器用核物質の非核化の技術プロセスの検討	20
4.1 核兵器用核物質の非核化の概要	20
4.2 HEU の非核化	20
4.2.1 HEU 非核化の方法	20
4.2.2 効果・不可逆性	20
4.2.3 検証	21
4.2.4 HEU 非核化のまとめ	21
4.3 兵器級 Pu の非核化	22
4.3.1 兵器級 Pu の非核化	22
4.3.2 Pu 非核化の方法(米国でのコスト評価)	22
4.3.3 兵器級 Pu の非核化の実施方法の検討	23
4.3.4 効果・不可逆性	23
4.3.5 検証	23
4.3.6 兵器級 Pu の非核化のまとめ	24
5. 核開発の申告を確認するための検証	24
5.1 検証の目的	24
5.2 ウラン濃縮施設	24
5.3 原子炉施設	25
5.4 再処理施設	25
6. 結言	26
謝 辞	29
参考文献	30
付録:小規模な核兵器用核物質生産施設の廃棄検証に関するコスト評価	31

Contents

1. Introduction.....	1
2. Overview of the study of the technical process of denuclearization	1
2.1 Nuclear fuel cycle facilities	1
2.2 Nuclear materials for nuclear weapons	2
3. Examination of the technical process of denuclearization of nuclear fuel cycle facilities...	2
3.1 Methods of denuclearization of nuclear fuel cycle facilities	2
3.2 Denuclearization of nuclear fuel cycle facilities	3
3.2.1 Uranium enrichment facilities	3
3.2.2 Pu production reactor	9
3.2.3 Reprocessing facilities	15
4. Review of technical processes for denuclearization of nuclear material for nuclear weapons	20
4.1 Summary of denuclearization of nuclear material for nuclear weapons.....	20
4.2 Denuclearization of HEU	20
4.2.1 Methods of denuclearization of HEU.....	20
4.2.2 Effectiveness/irreversibility	20
4.2.3 Verification	21
4.2.4 Summary of HEU denuclearization.....	21
4.3 Denuclearization of weapon-grade Pu	22
4.3.1 Methods of denuclearization of weapon-grade Pu	22
4.3.2 Evaluation in the USA.....	22
4.3.3 Study of methods of implementing denuclearization of weapon-grade Pu.....	23
4.3.4 Effectiveness/irreversibility	23
4.3.5 Verification	23
4.3.6 Summary of weapon-grade Pu denuclearization	24
5. Verification to confirm the completeness and accuracy of declarations of nuclear development	24
5.1 Purpose of verification.....	24
5.2 Uranium enrichment facilities	24
5.3 Nuclear reactor facilities.....	25
5.4 Reprocessing facilities	25
6. Concluding remarks	26
Acknowledgements	29
Reference	30
Appendix: Cost assessment on disposal verification.....	31

表リスト

表 1	代表的なウラン濃縮手法の概要・比較	3
表 2	主要機器と廃棄のプライオリティ.....	4
表 3	無能力化のための措置	5
表 4	措置の効果・不可逆性の比較.....	7
表 5	検証の比較.....	7
表 6	非核化のオプションの廃棄・検証の比較	8
表 7	代表的な原子炉の概要・比較	9
表 8	主要機器と廃棄のプライオリティ.....	10
表 9	黒鉛炉の無能力化の措置と評価	11
表 10	非核化オプションの比較.....	13
表 11	検証の比較	13
表 12	非核化のオプションの廃棄・検証の比較	14
表 13	東海再処理施設の廃止措置に要する費用見積総額.....	15
表 14	非核化オプションの比較.....	17
表 15	検証の比較.....	18
表 16	非核化のオプションの廃棄・検証の比較	19
表 17	ウラン検証の比較	21
表 18	Pu 処分オプションの比較.....	22
表 19	Pu 検証の比較	24
表 20	凍結(監視)、無能力化、廃止措置に係る手法の比較.....	27

List of Tables

Table 1	Summary and comparison of representative uranium enrichment methods	3
Table 2	Key equipment and priorities for disposal	4
Table 3	Measures for incapacity	5
Table 4	Comparison of effectiveness and irreversibility of measures	7
Table 5	Comparison of verification	7
Table 6	Comparison of disposal and verification of denuclearization options	8
Table 7	Summary and comparison of representative reactors	9
Table 8	Major components and priorities for disposal	10
Table 9	Measures and assessment of graphite reactor decommissioning	11
Table 10	Comparison of denuclearization options.....	13
Table 11	Comparison of verification	13
Table 12	Comparison of decommissioning and verification of denuclearization options	14
Table 13	Total estimated cost of decommissioning the Tokai reprocessing plant.	15
Table 14	Comparison of denuclearization options.....	17

Table 15 Comparison of verification	18
Table 16 Comparison of decommissioning and verification of denuclearization options	19
Table 17 Comparison of HEU verification	21
Table 18 Comparison of Pu disposal options.....	22
Table 19 Comparison of Pu verification	24
Table 20 Comparison of methods for freezing (monitoring), incapacitation and decommissioning	27

図リスト

図 1 HEU 濃縮を行う場合の物質収支の例.....	31
図 2 想定した Pu ルートとその収支	36
図 3 HEU ルートの無能力化、廃止措置に要するリソース.....	40
図 4 Pu ルートの無能力化、廃止措置に要するリソース.....	41

List of Figures

Fig. 1 Example of material balance for HEU enrichment	31
Fig. 2 Assumed Pu route material balance	36
Fig. 3 Resources required for decommissioning and decommissioning of the HEU route	40
Fig. 4 Resources required for decommissioning and decommissioning of the Pu route	41

This is a blank page.

1. はじめに

日本原子力研究開発機構 原子力人材育成・核不拡散・核セキュリティ総合支援センター (ISCN) は、将来的に起こり得る、核兵器開発を試みた国の核開発の停止や、非核化を成功裏に、また効果的かつ効率的に導く方策を見いだすため、2018 年度から 2023 年度に「非核化達成のための要因分析と技術的プロセスに関する研究」を実施した。

本研究では、最初に、非核化達成のための要因分析として、調査対象国として、南アフリカ、イラク、リビア、ウクライナ、カザフスタン、ベラルーシ、北朝鮮、イランの 8 カ国を選定し、各々の国の核開発及び非核化の経緯やその特徴の調査・分析を実施した。そして、非核化の鍵となる 8 つの非核化要因 1.核開発の動機、2.非核化決断時点の内外情勢、3.核開発の進捗度、4.制裁等の効果、5.非核化の国際的枠組み等、6.非核化の対価（インセンティブ）、7.非核化の方法、8.非核化の検証方法・検証者）を抽出し、非核化へ導く方策を考察した¹。

今回の報告では、現実に対象国の非核化を実施する上で必要な、核兵器用核物質製造に関連する核燃料サイクル施設等の解体廃棄作業について、その技術的プロセスの検討を実施した。なお、核兵器及びその製造施設については、十分な知見を有していないことから検討の対象外とした。

本研究は、非核化の技術プロセスについて検討を行うとともに、特に技術的な面から解説を行い、今後の非核化作業の実施に資することを目的としたものである。

なお、巻末付録に、核兵器製造のための比較的小規模なウラン濃縮及びプルトニウム (Pu) 生産のための施設を想定し、非核化作業に係る経費を試算した結果を添付した。

2. 非核化の技術的プロセスの検討の概要

2.1 核燃料サイクル施設

対象国の非核化にあたっては、対象国の核兵器、核兵器用核物質とその製造に関連した施設は、廃棄等、再び核兵器用核物質の生産ができないようにする必要がある。製造に関連した施設とは、核燃料サイクル施設の内、核兵器用核物質である高濃縮ウラン (HEU) の生産に必須である「ウラン濃縮施設」及びプルトニウム (Pu) の生産に必須である「Pu 生産用原子炉施設」、「再処理施設」が挙げられる。したがって、この 3 施設について、その解体廃棄のプロセスの検討を行うこととした。

ただし、放射性物質を取り扱うこれらの施設の性格上、解体・廃棄時に放射性物質の漏洩や作業員の被ばくを防止する必要があるとともに、発生する放射性廃棄物を安全に処分するための処分場を用意し処分する必要がある。このため、非核化の完了までには長い期間と多額の費用を要すると予想される。そのため、対象国の非核化を関係国が支援を行うとしても、非核化作業の全てにわたって関係国が関与していくことは考え難い。

そこで、検討においては、実施する非核化のレベルについて、施設の凍結、施設の無能力化等、廃止措置の解体廃棄の各段階における措置や効果（期間・コスト・不可逆性）、検証方法を尺度にした評価により、どのように非核化を効果的・効率的に行うべきか検討を行った。また、民生利用及び施設・核物質等の国外搬出等、取り得る可能なオプションについても検討を行った。

なお、今回の研究では核兵器とその製造・開発に関する技術については知見を持たないことから検討の対象とはしない。さらに、ミサイル等、核兵器の運搬手段等も非核化の対象に含まれると考えられるが、ここでは、日本原子力研究開発機構（原子力機構）の技術知見を活かすために、核兵器用核物質生産に関わる資機材、施設の除去に関わるものに限定した。

2.2 核兵器用核物質

核兵器用核物質としては、HEU（ウラン濃縮度 90%以上）と Pu が挙げられる。

これらの物質は対象国に残すと再度核兵器化の恐れがあるため、廃棄等、再度核兵器として使用されないように対策をとる必要がある。

そこで、検討にあたっては、核兵器用核物質の効果的・効率的非核化について、廃棄、民生利用及び国外搬出等、取り得る可能なオプションについて比較検討を行った。

3. 核燃料サイクル施設の非核化の技術的プロセスの検討

3.1 核燃料サイクル施設の非核化の方法

対象国が非核化を受け入れた場合、非核化の方法として以下が考えられる。なお、これらの方法は、単独ではなく組み合わせて実施されることも多いと考えられる。

- ① 凍結：最初に施設の凍結が実施される。凍結では、施設の稼働を停止し、監視のもとで施設は維持される。凍結中に、対象国の申告に基づいた、核関連施設・設備や保有している核物質等の検証作業が実施される。
- ② 廃止措置：廃止措置では、施設内の核燃料物質と放射性廃棄物の処理と、施設・設備の解体廃棄が進められる。ただし、内蔵する放射性物質、核燃料物質等が多く、施設・設備が汚染されている核燃料サイクル施設の廃止措置には、長い期間と、大きなコストが必要になる。
- ③ 無能力化：廃止措置完了までには長期を要すると見込まれることから、核兵器の再取得のリスクを低減させるための当面の措置として、廃止措置に先立ち施設の再利用を困難にする無能力化を行うことが考えられる。
- ④ 国外搬出：核兵器用核物質、ウラン濃縮用の遠心分離機等、核不拡散上機微な物資等については、核兵器の再取得のリスクを低減させるため国外搬出する。
- ⑤ 民生利用：IAEA の監視のもとで、民生用施設として利用を継続する。

そこで、非核化のオプションとして、上記①～⑤の 5 つオプションを設定し、各オプションの比較を行った。

3.2 核燃料サイクル施設の非核化

3.2.1 ウラン濃縮施設

3.2.1.1 ウラン濃縮施設の廃止措置の概要

ウラン濃縮は、ウラン同位体の中で、核分裂性の ^{235}U の同位体比を高める技術で、核兵器の原料物質となる HEU の製造が可能なことから、非核化の対象として、ウラン濃縮施設は必須の施設である。

種々のウラン濃縮技術が存在し、原子力供給国グループ (NSG) ガイドライン Part1²⁾には、①遠心分離法、②ガス拡散法、③エアロダイナミクス法 (ノズル法)、④電磁法 (EMIS、カルトロン法)、⑤原子レーザー法 (AVLIS)、⑥分子レーザー法 (MLIS)、⑦化学法 (イオン交換法を含む)、⑧プラズマ法の 8 つのウラン濃縮技術が記載されている。

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

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

表 1 代表的なウラン濃縮手法の概要・比較

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

遠心分離法ウラン濃縮工程は、多数の遠心分離機で構成されたウラン濃縮工程に、原料の六フッ化ウラン (UF_6) を供給し、製品の濃縮 UF_6 とテイル (劣化 UF_6) を分離回収する比較的単純な工程である。

遠心分離法ウラン濃縮施設の非核化における廃棄等の措置を効果的に実施するためには、措置の対象とする主要機器を特定し、その優先度を特定することが重要である。主要機器の重要性及び専門性の観点で評価し、優先度を表 2 のとおりまとめた。

遠心分離機は、ウラン濃縮の主要機器であり、その製作には高度な技術が必要とすることから、核不拡散上の最も機微な物品である。したがって廃棄の優先度が最も高くなる。周波数変換器は、遠心分離の回転数を制御するために重要な機器であるが市場から調達可能である。原料供給、製品及び劣化ウラン回収システムは、ウラン濃縮施設の運転に必須であるが、汎用技術によって組み立てられている。UF₆ 分析装置・イオン源は、ウラン濃縮度の測定に必要であり、工程管理・品質管理上重要である。

表 2 主要機器と廃棄のプライオリティ

主要機器	機器の重要度	機器の専門性	廃棄等のプライオリティ
遠心分離機	◎ HEU への濃縮に必須	◎ 専門性の高い技術	1
UF ₆ 質量分析装置 及びイオン源	△ 必要な技術であるが、 代用技術もある	◎ 専門性の比較的高い 技術	2
原料供給、製品及び 劣化ウラン回収システム	◎ 原料供給・回収に必須	△ 汎用技術	3
周波数変換器	◎ 遠心分離機を高速回転 させるために必須	△ 汎用技術	4

凡例 ◎:高い ○:比較的高い △:普通

3.2.1.2 ウラン濃縮施設の非核化のオプション

3.2.1.2.1 凍結

非核化にあたっては、まずウラン濃縮施設の施設を凍結し、ウラン濃縮の停止を担保する必要がある。また、非核化交渉次第では、施設の凍結の措置が長期にわたり適用される可能性がある。

施設の凍結の措置としては、以下の措置が要求される。

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

これらの措置は、専門家立ち合いのもとで、比較的時間(1 週間以内)で実施可能と想定される。

3.2.1.2.2 無能力化

無能力化の措置として、プライオリティの高い機器を優先することが重要である。したがってウラン濃縮では遠心分離機の無能力化が最も優先度が高い。遠心分離機の無能力化の方法は、高速回転する遠心分離機ローターに過負荷を与え破壊する方法と外部から物理的に破壊する方法

が考えられる。過負荷を与える方法としては、回転数を上昇させる方法及び水分等のバランスを乱す要素を与える方法が考えられる。外部から物理的に破壊する方法としては外部からドリル等で穴を開ける方法が考えられる。過負荷を与える方法は、短時間で容易に実施可能であるが、ローターはケース内に収納されており、効果を正確に把握することは困難である。一方、物理的破壊は確実な方法であるが、大規模な設備での実施は、実施に要する人工数が増え負担が大きくなる。

表 3 に主要機器の無能力化の方法について検討した結果を示す。評価としては、確実に破壊が可能で効果を検証できる、ローターを物理的に破壊する方法が無能力化としては最も適すると判断される。

その他の機器類については、回路基板、主要部品等を物理的に破壊し、腐食性溶液(塩水、酸性水など)をスプレーして絶縁不良処置を行うことが想定される。

表 3 無能力化のための措置

主要機器	無能力化のオプション	不可逆性(効果)
遠心分離機	① 仕様より高い周波数で運転し、遠心分離機ローター等を破壊。	△ 完全に破壊できたかどうか確認が必要。
	② 運転状態で水分を含む空気を導入し、遠心分離機ローター等を破壊。	△ 同上
	③ 遠心分離器にドリル等で穴を開け、ローターを物理的に破壊。	◎ 確実な破壊が可能。
原料供給、製品及び劣化ウラン回収システム	塔槽類は外部より穴を開けるなど密閉性を破る。真空ポンプ類はオイルを抜いた状態で運転し、使用不能とする。	◎ 同上
周波数変換器	回路基板、ケーブル、コネクタを物理的に破壊し、腐食性溶液(塩水、酸性水など)をスプレーして絶縁不良処置を行う。	◎ 同上
UF ₆ 質量分析装置・イオン源	回路基板、イオンソース、マグネット、検出部(コレクター)等を破壊。	◎ 同上

凡例 ◎:効果あり △:確実性に難あり

3.2.1.2.3 廃止措置

ウラン濃縮施設の廃止措置では、ほぼ全てのウラン濃縮に関わる資機材が廃棄対象となる。さらに、廃棄される資機材については、ウラン濃縮に関わる機微技術の消滅処理が必要になる。

ウラン濃縮に関わる技術は、特に遠心分離機について、その構造、部品形状、材質等の機微技術が流出あるいは再利用されることがないようにすることが、核不拡散上重要となる。したがって、単に解体するだけでなく、解体した資機材を、さらに熔解、圧縮、裁断等の追加処理により、機微技術の消滅処理が必要となる。さらに周波数変換器等の輸出管理の対象機器も、転用されないよう確実に破壊することが必要である。

ウラン濃縮施設の廃止措置に要する費用については、人形峠ウラン濃縮原型プラント(以下人形

峠 DP)の廃止措置計画の例を紹介すると、人形峠 DP の分離作業能力は 200tSWU で、2021 年 1 月に承認された人形峠 DP 等の廃止措置計画では、施設解体費用見積総額は約 55 億円、期間約 20 年と見積もられている。核兵器製造に必要なウラン施設の分離作業能力は、これよりも小さなことから、必要な経費は数分の一に抑えられるものと予想される。

3.2.1.2.4 国外搬出

ウラン濃縮施設の国外搬出は、過去に、リビアで建設中であったウラン濃縮施設の非核化において、実施された前例がある³。ただし、リビアでは核物質を使用する前であったため、ウランで汚染された物品の国外搬出は前例のないものになる。一方、ウランによる外部被ばくによる健康影響へのリスクは低いいため、輸送時の遮蔽の必要はないことから技術的に困難な点はない。

3.2.1.2.5 民生利用

ウラン濃縮の場合、民生用と軍事用の違いは扱うウランのウラン濃縮度の違いであり、民生利用への転換は、必要に応じて、ウラン濃縮度の上限值、年間分離作業量の上限を設定することで比較的容易に可能である。これら必要な措置を IAEA 等の専門家立会いのもとで実施した場合は、比較的短時間(1 週間以内)で実施可能と想定される。

一方で、軍事用に戻すことも容易であるので、よほど再転用のリスクが低く、また経済性が確保できない限り、民生転用を選択することは慎重に判断すべきである。

したがって、民生用として運転を継続するためには、ウラン濃縮の利用が専ら平和目的であるとするため、以下の条件が満たされることが必要と考えられる。

- (1) 対象国が IAEA と包括的保障措置協定及び追加議定書を締結し批准する
- (2) 保障措置の実施に必要な監視機器の設置
- (3) 完全な申告を行うとともに、査察を受け入れ、未申告の施設・核物質が存在しないことが確認されること。

3.2.1.3 非核化オプションの比較

3.2.1.3.1 効果・不可逆性

各非核化オプションの効果及び不可逆性の評価は、実施後にウラン濃縮施設を HEU 製造可能な状態まで復旧するまでに必要な時間で比較した結果を表 4 に示す。

凍結からは、即時復旧が可能である。民生利用からの復旧は、主要機器である遠心分離機の再利用が可能であることから、取り扱うウラン濃縮度の違いによる臨界管理の観点で一部機器の交換が必要であるものの短期間で復旧可能である。一方、無能力化、廃止措置、国外搬出の場合、復旧には高度な技術を必要とする遠心分離機の再調達が必要であり、これが復旧の律速となると考えられる。再調達には 2 年以上は必要と見積もられる。また、対象国において必要な機器等を生産できない場合、これらの機器は NSG 等の国際的な輸出規制の対象になることから秘密裏の調達は難しく、さらに復旧は困難になると見込まれる。

表 4 措置の効果・不可逆性の比較

オプション	措置の効果	不可逆性
凍結	× 全ての装置がそのまま再利用可能	× 短期間で復旧可能
無能力化	◎ 主要機器である遠心分離機は 再利用不可	◎ 主要機器である遠心分離機は再調達が 必要であり、復旧には 2 年以上と予想
廃止措置	◎ 全ての装置が再利用不可	◎ 主要機器である遠心分離機は再調達が 必要であり、復旧には 2 年以上と予想
国外搬出	◎ 主要機器である遠心分離機は 国外撤去される	◎ 主要機器である遠心分離機は再調達が 必要であり、復旧には 2 年以上と予想
民生利用	× 主要機器である遠心分離機は 再利用可能	× 民生利用に交換した機器は、HEU 生産 に際し再度交換が必要。しかし、遠心分 離機はそのまま利用できる、短期間 で復旧可能

凡例 ◎:効果大・不可逆性高、×:効果小・不可逆性低

3.2.1.3.2 検証

各措置を実施後の検証について検証の目的、方法及び必要なリソースについて、ウラン濃縮施設の保障措置実施経験を参考に評価し、その結果を表 5 にまとめた。なお、無能力化、廃止措置、国外搬出は、核物質は存在していない前提である。

表 5 検証の比較

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

※ 検証業務に係る経費は 1 人日＝50 万円で計算（リソースの見積もりは、保障措置経験者によるエキスパートジャッジによる）

PIV/DIV: 実在庫検認/設計情報検認 LFUA: 頻度限定無通告立入

3.2.1.4 ウラン濃縮施設の非核化のまとめ

ウラン濃縮施設に関しては、遠心法ウラン濃縮施設を対象に、民生利用として運転を継続、施設の凍結、施設の無能力化、施設の廃止措置、設備の国外移転の 5 つのオプションについて、廃棄・検証に必要な時間及びリソースを定量的に評価し、表 6 のとおりまとめた。

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

「民生利用」、「凍結」のオプションは、施設的能力が維持されることから、不可逆性が極めて低く、非核化のオプションとしての効果は低い。

ウラン濃縮施設の主要機器は重量が軽く、放射性物質による汚染もウランによるものであることから被ばくは軽微であり、小規模の施設であれば、「リビアモデル」のような「国外搬出」もオプションとして考えられる。

なお、ウラン濃縮施設ばかりでなく、遠心分離機の部品の製造及び高周波電源を製造可能な施設・設備を廃棄することにより廃棄の効果・不可逆性は高まり、核拡散のリスクを引き下げることが可能であることから、これらの施設・設備等も廃棄対象に加えるのがより有効であると考えられる。

表 6 非核化のオプションの廃棄・検証の比較

オプション	措置の 効果・不可逆性	措置に要するリソース	検証に要するリソース
民生利用	× 全ての装置が 再利用可能	◎ 作業は限定的 (1 週間以内)	× 転用、不正使用の 検知活動 1,500 万～1 億円/年
凍結	× 全ての装置が 再利用可能	◎ 作業は限定的 (1 週間以内)	× 高頻度の凍結の 監視活動 300～600 万円/年
無能力化 (遠心分離機に穴を 開ける場合)	○ 不可逆的な廃棄 復旧には 2 年以上	○ 1 週間～数か月 1000 万～7000 万円	○ 主要機器が機能 しないことを目視確認 100 万円/年
国外搬出	◎ 不可逆的な廃棄 復旧には 2 年以上	△ 数か月 5 億円程度	◎ 不要
廃止措置	◎ 不可逆的な廃棄 復旧には 2 年以上	× 5～10 年 16～28 億円	◎ 不要

凡例 ◎:不可逆性 高・リソース 小、○:不可逆性 高・リソース 中、△:不可逆性 高・リソース 大、
×:不可逆性 低・リソース 大

3.2.2 Pu 生産用原子炉

3.2.2.1 Pu 生産用原子炉の廃止措置の概要

原子炉では、核分裂で発生した中性子の一部が燃料中の U-238 に吸収され、核兵器の原料となる Pu-239 が生成する。

原子炉には多くのタイプがあるが、核兵器用の Pu 製造に用いられるのは主に黒鉛炉と重水炉である。この 2 つの原子炉の特徴は、中性子吸収の少ない黒鉛、重水を減速材として使用するため、濃縮された U を用いる必要がないことである。これにより、次のような特徴を有する。

- ・ 高度な技術を必要とするウラン濃縮が不要であることから、ウラン濃縮技術を達成できない国でも利用可能。
- ・ 天然ウラン (NU) 燃料は核分裂性の U-235 の割合が少ないため燃料の交換頻度が高く、NU 燃料を用いた原子炉は運転中に燃料交換が可能な設計となっていることが多い。このような原子炉では、核兵器用 Pu 製造に適した燃焼度で燃料交換が可能である。

商業用発電炉として現在の主流である軽水炉と、黒鉛炉、重水炉の比較を表 7 に示す。

黒鉛炉、重水炉ともに Pu 生産に利用された実績がある⁴が、重水の調達は技術的、コスト的に難易度が高いことから、本研究では黒鉛炉を想定し検討を行った。

表 7 代表的な原子炉の概要・比較

	軽水炉	重水炉	黒鉛炉
減速材	軽水	重水	黒鉛
冷却材	軽水	重水、軽水	炭酸ガス、ヘリウムガス、軽水等
燃料	低濃縮ウラン	低濃縮ウラン、天然ウラン	低濃縮ウラン、天然ウラン
転換比 ⁵	0.5	0.78	0.86
核不拡散上の特徴	・使用済燃料中の Pu 同位体組成は核兵器に不適	・運転中の燃料交換が可能 ・重水は高価かつ生産には比較的高度な技術が必要	・運転中の燃料交換が可能
開発の現状	・PWR, BWR が発電炉として世界的規模で利用	・CANDU 炉が発電炉として利用 ・Pu 生産炉として利用：米、印	・GCR, RBMK 炉が発電炉として利用 ・Pu 生産炉として利用：米、英、仏、露、中

黒鉛炉の原子炉本体は、主に以下の要素で構成されている。

- (1) 炉心 (黒鉛減速材、構造材)
- (2) 燃料交換機
- (3) 反応制御系統 (制御棒、制御棒駆動装置)
- (4) 熱交換系統 (一次冷却ポンプ、熱交換器)

燃料要素を収納し、核反応を生じる炉心が最も重要な部分であり、それを反応制御系によりコン

トロールする。核反応で生じた熱は、熱交換系統で蒸気等の形で炉外へ取り出され、発電等に利用される。燃料交換機は、炉心の燃料要素の交換に用いられる。他の原子炉との違いは減速材の黒鉛が固体であることで、これは、黒鉛炉の廃止措置の際に、発生廃棄物量が増加する原因となる。

黒鉛炉の廃止措置にあたっては、炉心及び黒鉛は放射化しており、作業着手前に放射能の減衰のための期間を取ることが、同型の炉を持つ英国では検討されている。この場合、長期にわたる待機中に復旧されるリスクを避けるために、再稼働を困難にするための予防的措置として無能力化を実施することも考慮される。

黒鉛炉の主要機器と廃棄のプライオリティを表 8 に示す。

表 8 主要機器と廃棄のプライオリティ

主要機器	機器の重要度	機器の専門性	廃棄等のプライオリティ
燃料交換機	○ 運転に必要な 手動でも燃料交換可	○ 専門性の高い技術	3
反応制御系（制御棒、駆動装置）	◎ 運転に必須	◎ 専用品	2
炉心（圧力容器、黒鉛減速材）	◎ 運転に必須	◎ 専用品、代替困難	1
熱交換系（一次冷却ポンプ、熱交換器）	○ 運転に必要な	△ 他の産業施設でも 用いられる汎用技術	4

凡例 ◎:高い、○:比較的高い、△:普通

3.2.2.2 Pu 生産用原子炉の非核化のオプション

3.2.2.2.1 凍結

黒鉛炉の凍結にあたっては、制御室等への監視モニタ設置や、制御棒の固定、燃料交換機の封印等が必要となる。これらの作業は数週間以内で実施可能であると予想される。さらに、凍結を確実に効果のあるものとするには、燃料要素の取出しを行うか、あるいは、燃料交換機や制御棒駆動装置の一部を取外す等の追加措置を行うことが考えられる。

なお、運転中の黒鉛炉を停止し冷温停止状態(100℃以下)に至るまでには、黒鉛炉は、減速材黒鉛の冷却が必要になるため、一般的な原子炉である軽水炉よりも長期間冷却を継続する必要がある。

3.2.2.2.2 無能力化

黒鉛炉の無能力化を実施するにあたり、事前に炉心燃料の取り出しを行うか否かが重要な選択肢となる。

燃料取り出し前に無能力化を実施する場合、早期に完了できることがメリットであるが、炉心燃料中に兵器級 Pu が残ることがデメリットとなる。反対に炉心燃料を取り出した後に無能力化する場合、

炉心燃料の取り出しに要する期間の間、無能力化の着手が遅れることがデメリットとなる。

表 9 に、無能力化の措置の例とその効果について評価した結果を示す。不可逆性(非核化の効果)と必要なリソース(短期での措置が可能)の視点から、「原子炉開口部(燃料装荷孔)へのモルタル等投入」が無能力化の措置として高評価となった。

表 9 黒鉛炉の無能力化の措置と評価

無能力化の措置	不可逆性(効果)	炉心燃料の撤去	必要なリソース
炉心開口部(燃料装荷孔等)の閉止	△ 復旧は可能	必要	◎ 短時間で実施可能
炉心の閉塞 (炉心へのモルタル投入)	◎ 復旧不可	必要	◎ 短時間で実施可能
燃料交換機の移動 又は駆動機構の破壊	△ 交換部品が入手可能なら 復旧可能	必要	◎ 短時間で実施可能
制御棒駆動部の破壊、制御棒の固定	△ 復旧は可能	不要	◎ 短時間で実施可能
熱交換系の解体撤去	○ 復旧には新規製作が必要 新規製作には1年程度を要する	不要 燃料冷却完了後の 着手が条件	△ 汚染部位で、完全撤去には 時間を要するが、再使用不 能な状態には、短時間で到 達可能

凡例 ◎:効果大・時間(数週間)、○:効果中・時間(数か月)、△:効果小・時間(数年)

3.2.2.2.3 施設の廃止措置

原子炉施設は、原子炉本体と熱交換器等の一次系の冷却材が循環する部分は、運転中の中性子照射による放射化及び放射化した金属の腐食生成物により汚染されているため、放射能の減衰を考慮し、段階的に廃止措置が進められる。

このため、廃止措置の完了までは数十年という長期間と多大な資金が必要となる。一般的な軽水炉の場合、廃止措置費用は約 500 億、そのうち、解体費が約 300 億円、廃棄物処分費が 200 億円と見積もられている⁶⁾。

ただし、黒鉛炉の場合、減速材である黒鉛は固体であり、これを放射性廃棄物として処分する必要があることから、他の原子炉に比較して廃止措置費用が増加する。参考例として日本原電東海発電所(166MWe、GCR)の場合、施設解体費として約 347 億、解体廃棄物処理処分費として約 538 億、合計約 885 億円が見積もられている(2001 年度末見積)⁷⁾。

同じく黒鉛減速ガス冷却炉の廃止措置を計画している英国の場合、原子炉容器の中に放射能レベルの高い大量の黒鉛ブロックがあるため、原子炉本体のみの長期安全貯蔵を行う方針である。原子炉本体は、約 80 年間の安全貯蔵(C&M: Care and Maintenance)後に完全解体する計画である⁸⁾。

このように、黒鉛炉の廃止措置にあたっては、放射化した黒鉛の取扱いが課題であり、長期間かつ高額のコストが見積もられることから、その全てを関係国が実施・支援していくことは非現実的である。非核化の後戻りがないとの見込みが立ったところで、国際機関等への監視の引継ぎや、対象国自身が廃止措置を実施していけるような方策を検討すべきであろう。

3.2.2.2.4 施設の国外搬出

黒鉛炉は、炉心等の主要な構造物は放射性物質で汚染、あるいは放射化しており、かつ大型、重量物である。したがって、これらを国外に搬出することは現実的ではなく、選択肢とはなり難い。

3.2.2.2.5 施設の民生利用

黒鉛炉が Pu 生産炉として軍事利用されると同時にエネルギー源として民生利用されており、その代替エネルギーの確保が困難な場合「民生利用」の継続が考えられるものの、使用済燃料中には兵器級 Pu が生成することから軍事目的への再転用のリスクは高く、現実的には困難と考える。

なお、民生用として運転を継続するためには、原子炉の利用が専ら平和目的であるとするための条件を、以下のように整理した。

- (1) 前提として対象国が IAEA と包括的保障措置協定及び追加議定書を締結、批准
- (2) 保障措置の実施に必要な監視機器の設置
- (3) 完全な申告を行うとともに、査察を受け入れ、未申告の Pu 分離のための施設、遮蔽セル等が存在しないことが確認されること
- (4) 他に代替措置がなく、必要不可欠な場合

3.2.2.3 非核化のオプションの比較

原子炉の非核化のオプションの検討結果に基づき、選択肢となる 3 つのオプション（凍結監視、無能力化、廃止措置）について、効果・不可逆性及び検証について比較した結果を表 10 に示す。

3.2.2.3.1 効果・不可逆性

効果・不可逆性の観点では、民生利用、凍結のように、原子炉自体に手を加えない場合、復旧は容易である。無能力化は、特に黒鉛炉の場合、減速材の黒鉛を使用不能にすれば、減速材の交換が必要となることから復旧は困難であり、廃止措置と同等の効果が期待できる。

必要なリソースは、民生利用、凍結の場合、コストはかからないが、廃止措置には、長期間及び高額のコストを必要とする。無能力化は、短期間、低コストで、廃止措置と同等の効果が期待できる。

ただし、秘密裏に原子炉を建設する場合、2 年程度で再建可能と推定されることから、非核化にあたっては、IAEA の保障措置の受入れは必須である。

表 10 非核化オプションの比較

非核化のオプション	効果・不可逆性	必要なリソース
民生利用	× 監視装置等の撤去等で 即復旧可能	◎ 短期・低コストで実施可能
凍結 (炉心に燃料残)	× 監視装置等の撤去等で 即復旧可能	◎ 短期・低コストで実施可能
凍結 (燃料取出後)	× 監視装置等の撤去等で 即復旧可能	○ 燃料調達、再装荷 に数か月を要する
無能力化 (炉心の閉塞)	◎ 減速材黒鉛の交換等が 必要になるため復旧は困難 機器・設備が転用される 可能性は残る	○ 期間 2 か月 必要経費 0.7～1 億円 (現地での物資・機材調達の可否にも依存)
廃止措置	◎ 不可逆的 復旧には新規建設が必要 新建設には最低 2 年を要する	× 長期間を要しかつ高コスト 数十年間 ～1000 億円

凡例 ◎:効果大・低コスト・短期間、○:効果中・適正なコスト、適切な期間 ×:効果小・高コスト・長期間

3.2.2.3.2 検証

各措置を実施後の検証について検証の目的、方法及び必要なリソースについて、黒鉛炉の保障措置実施経験を基に評価し、その結果を表 11 にまとめた。炉から燃料が取り出され、核物質が無くなった後は、検証の負担は軽減される。

表 11 検証の比較

廃棄のオプション	検証の目的・方法	必要なリソース※
民生利用 (運転状態を維持)	転用の検知、不正使用の検知 PIV/IV、短期通告ランダム査察	数人日/年 (数百万円/年)
凍結 (燃料取出後)	停止中の施設の未申告の運転を検知 年数回～月 1 回の状態監視	6～12 人日/年 (300 万円～600 万円/年)
無能力化	装置の置き換え等の検知 年 1 回程度の目視確認	2 人日/年 (100 万円/年)
廃止措置	基本的に必要なし	-

※ 検証業務に係る経費は 1 人日＝50 万円で計算

3.2.2.4 Pu 生産用原子炉の非核化のまとめ

Pu 生産用原子炉に関しては、黒鉛炉を対象に、民生利用として運転を継続、施設の凍結、施設の無能力化、施設の廃止措置の 4 つのオプションについて、廃棄・検証に必要な時間及びリソースを定量的に評価し、表 12 のとおりまとめた。

「非核化の効果・不可逆性」については、施設をほぼそのまま維持する「民生利用」及び「凍結」は、措置に要するリソースは小さいものの、核兵器用の Pu 生産用途への復旧は容易である。一方、設備類の一部又は全てを廃棄する「無能力化」及び「廃止措置」の不可逆性は高い。

廃止措置は、実施に要する期間が長く、高額な費用が見込まれるのに対し、無能力化は、短期間、低コストで廃止措置と同等の不可逆性を得ることができることから、効率が最も良い。

以上のことから、Pu 生産用原子炉の非核化は、無能力化を実施した上で、将来的に対象国自身で廃止措置を行うことが、最も効果的・効率的であると考えられる。民生利用については、軍事転用のリスクが非常に高いため、原則認められるべきではないと考えられる。

表 12 非核化のオプションの廃棄・検証の比較

オプション	措置の 効果・不可逆性	措置に要するリソース	検証に要するリソース
<u>民生利用</u> (運転継続)	× 全ての装置が 再利用可能	◎ 作業は限定的 (1 週間)	× 高頻度で状態監視の ための活動が必要 約 600 万円/年
<u>凍結</u>	× 全ての装置が 再利用可能 (復旧には数週間～)	◎ 作業は限定的 (数週間)	× 一定の頻度で凍結の 監視のための活動が 必要 約 300 万円/年
<u>無能力化</u> (炉心の閉鎖)	◎ 機器・設備が転用され る可能性があるが、施 設自体は、不可逆的な 廃棄 (復旧には 1 年～)	○ 8 週間 ～1 億円	○ 目視により、主要機器 が機能しないことの確 認が可能 約 100 万円/年
<u>廃止措置</u> 全ての装置を解体	◎ 不可逆的な廃棄 (復旧には 1 年～1.5 年)	× 10-15 年 100～200 億円	◎ 継続的な検証は不要

凡例 ◎: 効果大・低コスト・短期間、○: 効果中・適正なコスト・適切な期間、×: 効果小・高コスト・長期間

3.2.3 再処理施設

3.2.3.1 再処理施設廃止措置の概要

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

照射済原子炉燃料に含まれる多量の放射性物質を取り扱うことから、再処理の主要な工程は高度に汚染されており、内蔵する多量の放射性廃棄物の処理・処分等、その廃止措置には多くの困難を伴う。例として 2022 年に公開された原子力機構東海再処理施設の廃止措置の実施方針では、廃止措置の実施にあたっては、7,700 億円の費用と、70 年に及ぶ期間が見積もられている(表 13 参照)。

表 13 東海再処理施設の廃止措置に要する費用見積総額⁹

項目	見積額(億円)
施設解体費	約 1,400
放射性廃棄物処理費	約 2,500
放射性廃棄物処分費	約 3,800
	合計 約 7,700

実際の非核化作業で、発生した廃棄物の処理・処分までその範囲に入るとは、主要設備の解体廃棄に限定したとしても、相当の費用と期間を必要とすると予想される。

したがって、再処理施設全てを非核化対象とするのではなく、Pu の分離回収に関わる再処理施設の枢要箇所(主分離工程)等、一部の重要な箇所のみを非核化の支援対象として、核開発に関わらない周辺施設等については、対象国が自力で廃止措置を実施することが最も現実的と考えられる。

3.2.3.2 再処理施設の非核化のオプション

3.2.3.2.1 凍結

再処理施設の凍結にあたっては、制御室等への監視モニタ設置や操作スイッチ等の封印、核物質移動経路の閉鎖、核物質移動を検知する放射線検知装置等の設置が必要となるが、これは数週間以内で実施可能であると予想される。

しかし、凍結中であっても再処理施設内の多量の核物質、放射性廃棄物等を安全に管理するためには、換気、冷却等適切に行う必要がある。また、計量管理等の保障措置対応も必要である。このため、凍結中の施設であってもユーティリティ設備の運転及び要員を必要とするため、凍結中であっても施設の維持管理コストは発生する。特に再処理工場は、ウラン濃縮施設や原子炉と比

較して数多くの付帯施設を抱えていることから、維持管理コストの負担は大きい。

コスト削減のために核物質、放射性廃棄物等を適切に処理し、搬出した後に凍結することも考えられるが、その実施には放射性物質・核燃料物質の内蔵量に依存するものの、年単位の長期間を要することが予想される。

3.2.3.2.2 無能力化

施設の無能力化は、施設の運転には不可欠で維持管理には不要である設備を使用不能にして、凍結の効果を高めるための措置である。再処理施設は、連続工程であることから、その工程の一箇所でも連続性を断ち切ることができれば、再稼働を困難にすることが可能である。

無能力化の方法としては、主要機器である抽出器や、工程間の送液機器・配管へ、外部から接続される配管等を通じ、樹脂やコンクリートを注入して閉鎖する方法が考えられる。この方法が可能な施設ならば、少人数かつ短期間で放射線被ばくのリスクを避けて実施可能である。デメリットとしては、閉塞箇所が将来の廃止措置の障害となる可能性があることが上げられる。

この方法による無能力化は、セル等の汚染区域内での作業の必要がなく、少人数、小規模の作業で実施でき、また、期間、コストの面でもメリットが大きいといえる。

ただし、バイパス等の抜け道がないか、容易に修復されるリスクはないのか、閉鎖箇所へのアクセスは可能か等、事前に現地確認も含め、十分な調査を行っておく必要があると考えられる。

また、無能力化後の液移送が困難になることから、事前に将来の廃止措置も見据えて、放射性物質等の移送、集約等を完了させておくことも、事前準備として重要である。

なお、再処理施設は上述したように、施設内の核物質、放射性廃棄物等の処理には年単位の長期間を要するため、施設の解体廃棄作業に着手するまでには、数年の準備期間を要する。このため、対象国が非核化の方針を転換した場合、解体廃棄が進んでいなければ容易に施設の復旧が可能であることを考えると、長期にわたり再稼働のリスクを抱えることになることにも留意する必要がある。

3.2.3.2.3 廃止措置

再処理施設の廃止措置には、東海再処理施設の例を示したとおり、長期の作業期間と莫大な費用を要する。再処理の主工程(燃料解体・剪断から抽出、分離工程)の廃止措置のみに限るにしても、およそ数百～数千億の費用と、数十年の年月が必要と予想される。

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

3.2.3.2.4 国外搬出

再処理施設の廃止措置で発生する再処理資機材等の撤去物は、高度に汚染されていることから再利用を目的とした転用リスクは低い。また放射性廃棄物の処分は発生国で実施することが原

則であり、国外搬出は選択肢とはならないと考えられる。

3.2.3.3 非核化のオプションの比較

再処理の非核化のオプションの検討結果に基づき、選択肢となる 3 つのオプション（凍結、無能力化、廃止措置）について、効果・不可逆性及び検証について比較した。

3.2.3.3.1 効果・不可逆性

効果・不可逆性は、各非核化措置に要するリソースと、非核化措置後に、再処理施設を復旧させるまでの期間及び必要なリソースで比較した。結果を表 14 に示す。

凍結措置は、実施は容易であるが、同時に施設の復旧もまた容易である。さらに、施設の維持管理のためのリソースは継続する。したがって、凍結措置は、恒久的な対策とはならず、あくまで廃止措置までの一時的な措置である。

無能力化は、再処理工程の機器又は配管を物理的に閉塞させることから、復旧には閉鎖箇所との交換等の作業が必要であり、高度に汚染された箇所の放射線作業であることから 1～2 年程度の期間を要すると推定される。

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

ただし、秘密裏に Pu 分離に必要な最低限の再処理施設を建設する場合、2 年程度で再建可能と推定されることから、非核化の前提として、IAEA の保障措置の受入れは必須である。

表 14 非核化オプションの比較

オプション	効果・不可逆性	必要なリソース
凍結	- 放射性廃棄物等の管理や施設の維持管理（空調・冷却）のための設備は、稼働状態を維持する必要がある - 速やかな復旧が可能	- 数週間以内（機材費 数百万） - 施設の維持管理コストは凍結中も継続 - 核物質、放射性廃棄物を撤去した場合、維持コストは減少。
無能力化	- 比較的短期間で達成可能 - 汚染した機器の交換には 1～2 年を要する（再利用を遅らせる効果に期待）	- 実作業は 1 週間程度（派遣費 3,000 万円） - 施設の維持管理コストが継続するのは凍結と同じ
廃止措置	- 不可逆的な廃棄 - 復旧には新規建設が必要だが、一部のプルトニウム分離工程に限ると最短 2 年程度で復旧できる可能性	- 長期（10 年～）・高コスト（～数千億） - 施設（主分離工程）解体費は、類似施設の試算から 1,000 億程度、廃棄物の処分まで含めると数千億になる

3.2.3.3.2 検証

ここでは、IAEA の保障措置を実施する場合で、運転時年間 300 人日の検証リソースが必要となる再処理施設を想定し、各非核化措置を実施した場合の検証リソースを比較した。結果を表 15 に示す。

運転中の再処理施設では、核物質の転用がないか、実在庫検認 (PIV)、中間在庫検認 (IIV) 等が実施され、また、施設の不正使用がないか、設計情報検認 (DIV)、施設運転状況確認 (OSP-OS) 等が実施される。

施設を凍結した場合、核物質が施設内に残ることが多いと想定されるため、凍結後であっても定期的な核物質の検認と未申告活動の検証のために、ある程度検証リソースは必要であるが、検証リソースは 1/5 程度に圧縮される。無能力化の実施後は施設運転の可能性が削減されるため、さらに 2/3 程度に圧縮できると考えられる。施設内の核物質搬出後 (Closed-down) は、補完的なアクセス (CA) 等例外を除き不要となり、リソースの大幅な削減が可能であると考えられる。

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

表 15 検証の比較

オプション	検証の目的・方法	必要なリソース※
運転中 (参考)	核物質転用の検知 不正使用の検知 PIV/IIV、DIV、OSP 等	300 人日/年 1.5 億円/年
凍結後	核物質転用の検知 不正使用の検知 PIV、DIV、OSP 等	60 人日/年 3,000 万円/年
	(核物質搬出後) 不正使用の検知 頻度を下げた検証	(核物質搬出後) 6~12 人日/年 300~600 万円/年
無能力化後	核物質転用の検知 不正使用の検知 PIV、DIV、OSP 等	40 人日/年 2,000 万円/年
	(核物質搬出後) 不正使用の検知 頻度を下げた検証	(核物質搬出後) 4~8 人日/年 200~400 万円/年
廃止措置	廃止措置の確認	-

※検証業務は 1 人日 = 50 万円で計算

3.2.3.4 再処理施設の非核化のまとめ

再処理施設に関しては、施設の凍結、施設の無能力化、施設の廃止措置の 3 つのオプションについて、廃棄・検証に必要な時間及びリソースを定量的に評価し、表 16 のとおりまとめた。

再処理施設は、廃止措置の完了までに長期間を要し、多額な費用を必要とする。一方、廃止措

置完了までの期間が長いほど、施設を復旧し核開発を再開させる潜在的リスクが継続することになる。

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

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

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

表 16 非核化のオプションの廃棄・検証の比較

オプション	措置の 効果・不可逆性	措置に要するリソース	検証に要するリソース
凍結	× 封印施錠等の解除で 早期復旧可	○ ・数週間以内(機材費 数 百万) (凍結中も施設の維持管 理コストは継続する)	× 転用、不正使用の検知 (60 人日/年、 3,000 万円/年)
無能力化 (工程の一部を物理的 に遮断)	◎ 機器の取り換え等が 必要であり、復旧に は 1～2 年を要する	○ ・作業期間は 1 週間程度 (経費 3,000 万円) (無能力化後も施設の維 持管理コストは継続する)	× 転用、不正使用の検知 (40 人日/年、 2,000 万円/年)
廃止措置	◎ 不可逆的、復旧には 新規建設が必要で、 最短 2 年を要する	× ・長期間を要しかつ高コス ト(10 年以上の期間と、 1,000 億円以上の経費を 要する)	◎

凡例 ◎:効果大・低コスト、○:短期間・適切なコスト、×:効果小・高コスト・長期間

4. 核兵器用核物質の非核化の技術プロセスの検討

4.1 核兵器用核物質の非核化の概要

核兵器用核物質は再び核兵器の原料として利用されるリスクが高いことから、核兵器として使用できないように廃棄処分、あるいは、国外搬出、民生転用することが必須であると考えられる。ここでは、HEU 及び兵器級 Pu の非核化について検討する。

4.2 HEU の非核化

4.2.1 HEU 非核化の方法

核兵器に用いられる HEU は、U-235 の同位体組成が 90%以上のものとされる。兵器級 HEU の非核化は、再び核兵器として使用できないようにするため、次のような方法が考えられる。

- (1) 同位体希釈し、低濃縮のウラン酸化物燃料へ加工し、売却あるいは原子炉燃料として消費
- (2) ガラス固化等、再利用が困難な形での処理・処分
- (3) 国外搬出し売却あるいは処理・処分

以下、それぞれの方法について説明する。

4.2.1.1 同位体希釈

兵器級 HEU は、ウラン濃縮の際に発生したテール(廃品)や天然ウランと混合(ダウンブレンディング)し濃縮度を引き下げることで、比較的容易に核兵器には直接使用できない状態にすることが可能である。また、軽水炉燃料として利用可能な 5%程度まで濃縮度を下げれば、原子炉燃料等、民生用への転用、国外への売却も可能となる。

4.2.1.2 処理し廃棄

対象国が、ガラス固化等の廃棄施設を保有している場合、兵器級 HEU を固化処理し、地層処分することが可能である。

4.2.1.3 国外搬出

核兵器転用リスクを、速やかに軽減するための方法として、国外搬出を行うことが考えられる。ただし、HEU の形態での搬出は輸送時の核セキュリティ上のリスクも懸念されることから、国際動向、リスクを考慮し低濃縮レベルまで希釈し搬出することも考慮すべきと考える。

4.2.2 効果・不可逆性

HEU は、同位体希釈により濃縮度を 20%未満にすることで、核兵器への再転用を困難にすることができる。

4.2.3 検証

U の検証については、非核化の程度による U の状態(濃縮度、形態)変化と、保障措置上の取扱いの変化を考慮し、検証の頻度、必要なリソースを評価した結果を表 17 に示す。

一般的に U は濃縮度とその量に応じて検証頻度が決まり、濃縮度が 20%を超えると必要となるリソースが高まる。なお、ガラス固化体又はセラミック固化体等に処理した場合や、廃棄物中に希釈されて存在している場合は、濃縮度に因らず、IAEA の保障措置終了基準を満たせば、検証リソースは不要になる場合もある。

表 17 ウラン検証の比較

対象の核物質	検証の頻度・方法	必要なリソース※
HEU	適時性は 1 か月 IC/ID、NDA、シール交換	24 人日/年(1,200 万円/年)
LEU	適時性は 1 年 IC/ID、NDA、シール交換	2 人日/年(100 万円/年)
NU, DU	適時性は 1 年 IC/ID、NDA 核物質の量が 1ekg(NU:10t、DU:20t)以下 の場合には LOF となり年 1 回の査察が 行われない可能性がある	2 人日/年(100 万円/年) あるいはそれ以下
ガラス固化/セラミック 固化物	保障措置の終了要件を満たした場合には、 保障措置終了	0
廃棄物	保管廃棄物とした場合、定期的検証の対象 外	0

※検証業務は 1 人日＝50 万円で計算

適時性: その物質が核兵器その他の核爆発装置に転用されていないことを、決められた一定期間に探知をすること

IC/ID: 員数確認/同定確認 (Item Counting/Item Identification)

NDA: 非破壊測定装置 (Non-Destructive Assay)

LOF: 施設外の場所 (Location Outside Facilities)

4.2.4 HEU 非核化のまとめ

HEU は、天然又は低濃縮ウラン (LEU) で同位体希釈することにより、比較的容易に非核化を達成することが可能である。希釈した LEU を、再び兵器級の HEU に戻すには濃縮施設の再建が必要であり不可逆性は高い。希釈した LEU は、軽水炉燃料用として民生転用あるいは売却することが可能であり、処分場等を確保する必要がないことも、非核化を容易にしている。

4.3 兵器級 Pu の非核化

4.3.1 兵器級 Pu の非核化

核兵器に用いられる Pu は、Pu-239 の同位体組成が 93%以上(非核分裂性同位体の比率が 6%以下)のものとされる¹⁰。

兵器級 Pu の非核化は、再び核兵器に使用できないようにするため、以下の方法が考えられる。

- (1) MOX 燃料に加工し原子炉燃料として利用
- (2) ガラス固化等、再利用が困難な形で処分
- (3) 国外搬出し保管管理あるいは売却等

ただし、兵器級 Pu は、原子炉等で照射し、核分裂により Pu-239 を消耗させるか、Pu の高次化により核兵器に適さない同位体組成に変化させなければ、困難は伴うものの再び核燃料あるいは廃棄物固化体等から回収され核兵器へ再転用されるリスクは残り得る。

また、核兵器の非核化に伴い発生した核兵器解体 Pu もまた兵器級 Pu に該当する。しかし、核兵器解体 Pu は他の元素を添加した合金となっており、その形状も含め核兵器に関する秘密情報を含んでいることから、非核兵器国が核兵器解体 Pu に関わる可能性はないと考えられ、本検討では、核兵器解体 Pu の非核化は扱わない。

なお、Pu は同位体組成比が変わっても、ウランとは異なり保障措置上の取扱い是不変である。

4.3.2 Pu 非核化の方法(米国でのコスト評価)

核兵器解体 Pu の処分方法については、米露で 2000 年に締結した「防衛目的にとって不要として指定された Pu の管理及び処分及び関連する協力に関する協定」(PMDA)で、34 トンの余剰 Pu の処分を実施するにあたり、米国 DOE は米国の余剰 Pu についてのコスト評価を実施した「Pu 処分ワーキンググループレポート:余剰 Pu 処分オプションの分析」を 2014 年 4 月に発表している。

本レポートでは、①軽水炉照射処分、②高速炉照射処分、③セラミックあるいはガラス固化処分、④希釈(スターダスト)、⑤ディープボアホール(深部掘削坑)処分、の 5 つのオプションについて分析評価が行われた。5 つのオプションの概要を表 18 に示す。これらのオプションの中で、当時は④希釈(スターダスト)が最も経済的であるとの評価を受けた。

表 18 Pu 処分オプションの比較

Pu 処分のオプション	概要
① 軽水炉で照射	MOX 燃料に加工し、軽水炉で照射
② 高速炉で照射	MOX 燃料に加工し、高速炉で照射
③ セラミックあるいはガラス固化	固化体として地層処分又は Pu 容器を高放射性廃棄物固化体に封入し地層処分
④ 希釈(スターダスト)	希釈物質「stardust」で希釈処分し地層処分 ただし技術情報は非公開
⑤ ディープボアホール	地層処分よりも深い掘削坑に埋設処分 ただし開発段階の技術

4.3.3 兵器級 Pu の非核化の実施方法の検討

兵器級 Pu の非核化を実施するにあたり、対象国が非核化作業に必要なインフラを保有しているか否かも、非核化の方法を選定する上で重要な判断基準となる。

地層処分等で処分する際には、固化処理等を実施できる施設、処分場が必要である。また、照射処理を行うためには、MOX 燃料加工施設、照射用原子炉等のインフラが必要であるが、これらの施設を有しているのは一部の先進国のみであり、大抵の場合、保有していないと考えるのが一般的である。

これらの施設を一から用意するには、数年の期間と、数百億から数千億円にのぼる建設費等を用意する必要がある。完成までの間、保管している Pu の転用・盗取のリスクを考えると、対象国での処理は行わず、国外搬出するのも有力な選択肢となる。

一方、国外搬出を行い兵器級 Pu の非核化の場合、実施できるインフラを保有し、かつ兵器級 Pu の受け入れが可能な信頼できる受入先の選定と輸送時の核セキュリティ対策が課題となる。その実施にあたっては困難が予想されるが、対象国の兵器級 Pu を国外搬出し、再度軍事転用されるリスクを低減するメリットは大きいと考えられる。このため、国外搬出を優先し、当面は保管、処分については後で検討することも有効な選択肢となる。

4.3.4 効果・不可逆性

兵器級 Pu の非核化は、原子炉で照射して核兵器に適さない Pu 同位体組成へ変化させることが最も不可逆性が高く、不活性化や固化処理等がそれに次ぐと考えられる。

しかし、いずれの処理を行うにしても、長期間を要することは明らかであり、非核化を完了するまでの間は、リスクの高い状態に置かれることになる。したがって、対象国において、効果的・不可逆的な Pu の非核化の実施は困難である。

4.3.5 検証

Pu の検証については、非核化の程度による Pu の状態(形態)変化と、保障措置上の取扱いの変化を考慮し、検証の頻度、必要なリソースを評価した結果を表 19 に示す。

Pu は、兵器級であるか否かにかかわらず、保障措置上の扱いは同じである。

なお、ガラス固化体又はセラミック固化体等に処理した場合や、廃棄物中に十分希釈されて存在している場合は、同位体組成に因らず、保障措置終了基準を満たせば、検証リソースは不要になる場合もある。

表 19 Pu 検証の比較

対象の核物質	検証の頻度・方法	必要なリソース※
兵器級 Pu	適時性は 1 か月 IC/ID、NDA、シール交換	24 人日/年 (1,200 万円/年)
その他 Pu	適時性は 1 か月 IC/ID、NDA、シール交換	24 人日/年 (1,200 万円/年)
固化物体等	保障措置の終了要件を満たした場合 には、保障措置終了	0
廃棄物	保管廃棄物とした場合、定期的な検証の 対象外	0

※検証業務は 1 人日＝50 万円で計算

適時性: その物質が核兵器その他の核爆発装置に転用されていないことを、決められた一定期間に探知をすること

IC/ID: 員数確認/同定確認 (Item Counting, Item Identification)

NDA: 非破壊測定装置 (Non-Destructive Assay)

4.3.6 兵器級 Pu の非核化のまとめ

兵器級 Pu の非核化は、原子炉で照射して核兵器に適さない Pu 同位体組成へ変化させることが最も不可逆性が高く、不活性化や固化処理等がそれに次ぐと考えられる。

しかし、対象国で、いずれの処理を行うにしても、処理、処分のための施設等の整備には長期間を要することは明らかであり、非核化を完了するまでの間は、兵器級 Pu はリスクの高い状態に置かれることになる。したがって、対象国から兵器級 Pu を搬出することが、当面のリスク回避の方策としては最適と考えられる。搬出先の選定は困難ではあるが、核兵器国のいずれかが引き受けることが現実的と考えられる。

Pu の民生利用は、MOX 利用は今のところ一部での利用にとどまり需要は少なく、また、MOX は兵器級 Pu の分離回収のリスクがあるため、非核化の選択肢とすることは困難である。

5. 核開発の申告を確認するための検証

5.1 検証の目的

非核化対象国のウラン濃縮施設、原子炉施設及び再処理施設に対し、核物質生産能力、核物質生産量、未申告の核物質・施設がないことを確認することで、対象国による核開発の申告の正確性(申告された内容が正確であること)が検証できる。実施にあたり想定される検証方法の概要を以下に示す。なお、想定される検証方法は、包括的保障措置協定及び追加議定書上の活動を参考としている。

5.2 ウラン濃縮施設

ウラン濃縮施設の検証では、U の物質収支と、施設の分離作業能力、運転記録に矛盾がないこ

とを①～③の手順で確認する。

- ① ウラン濃縮能力の確認：濃縮施設のカスケード設計、主要機器である遠心分離機の台数及び仕様、周波数変換器の台数及び仕様、原料供給、製品及び廃品回収システムの仕様等の検証
- ② HEU 等の生産履歴の確認：運転履歴を示した運転記録の検証、製品、廃品及び空シリンダの本数、シリンダ中の UF_6 の量及び濃縮度の検証
- ③ 未申告の活動等がないことの確認：定期的訪問、監視カメラ、放射線モニタリング、環境サンプリングによる検証

①②の作業期間は原則 1 週間から数週間、疑義が生じれば長期間を要する。③は施設の廃止措置が実施され、再稼働の可能性がなくなるまで実施される。

5.3 原子炉施設

原子炉施設の検証では、原子炉の運転記録から燃焼度を評価し、燃料交換記録、使用済燃料貯蔵量、再処理への搬出等の記録に矛盾がないことを①～③の手順で確認する。

- ① Pu 生産能力の確認：原子炉の構成及び仕様(性能)の検証
- ② Pu 生産履歴確認：原子炉の運転記録、燃料の受入、装荷、使用済燃料の貯蔵、再処理等への搬出の記録の検証
- ③ 未申告の活動等がないことの確認：定期的訪問、監視カメラ、放射線モニタリング、環境サンプリングによる検証

①②の作業期間は原則 1 週間から数週間、疑義が生じれば長期間、③は核物質が施設外に搬出されるまで継続的に実施が必要。

5.4 再処理施設

再処理施設の検証では、原子炉施設からの使用済燃料受入、再処理量、回収された U、Pu 及び廃棄物等の記録に矛盾がないことを①～③の手順で確認する。

- ① 再処理能力の確認：DIV(設計情報検証)に相当する検証
- ② 核物質保有量・運転実績(Pu 抽出履歴)確認：過去の活動の検証では、再処理した燃料の原子炉での燃料照射実績、U、Pu 生産量、廃棄物量等の物質収支等の整合性から矛盾がないことを検証
- ③ 未申告の活動等がないことの確認：定期的訪問、監視カメラ、封じ込め/監視、環境サンプリング等による検証

①②の作業期間は、過去の活動規模によるが、数か月を目標に実施される。③は施設の廃止措置が実施され、再稼働の可能性がなくなるまで実施される。

6. 結言

今回報告では、現実に対象国の非核化を実施する上で必要な、核兵器用核物質製造に関連する核燃料サイクル施設等の解体廃棄作業について、その技術的プロセスの検討を実施した。

非核化作業で最も重要なことは、核兵器用核物質及び核燃料サイクル施設等の解体廃棄により、再びそれらの物質及び施設が核兵器製造に再利用されることを確実に阻止することが最も重要となる。ただし、最終処分の完了までを非核化の範囲とすることは、時間的にも費用的にも現実的ではない。そこで、最も効果的、効率的と考えられる非核化の方法、範囲について検討を行った。

ウラン濃縮施設(ガス遠心分離法)の非核化では、最も専門性が高い技術である遠心分離機の無能力化が最も効果的であると考えられる。ただし、ウラン濃縮技術は核不拡散上の機微施設であり、技術や資機材の拡散防止にも留意する必要がある。

Pu 生産用原子炉(黒鉛炉)の非核化では、再利用を阻止するために、炉心へのコンクリート投入等の無能力化措置により、核燃料の再装荷を物理的に阻止する方法が最も効率的、効果的である。ただし、核兵器級 Pu を含む照射済燃料については、再処理により兵器級 Pu が回収されるリスクがあることから、国外搬出等の措置が必要であると考えられる。

再処理施設の非核化は、多量の放射性物質を内蔵し、廃止措置には長期を要すると見込まれることから、化学処理工程の一部を物理的に遮断する無能力化が最も効率的、効果的であると考えられる。

兵器級 HEU の非核化は、同位体希釈により容易に達成可能である。また、軽水炉燃料レベルに希釈されたウランは、核兵器への再転用のリスクが少ないことから、民生転用や売却による国外搬出等の処分が容易であると考えられる。

兵器級 Pu の非核化は、固化体として地層処分あるいは原子炉での照射が必要であるが、いずれの方法も処理が完了するまで長期を要し、その間再転用リスクが懸念されることから、当面の措置として国外搬出することが最も現実的対応と考えられる。

以上、核兵器用核物質及びその生産施設に対する非核化についてまとめた。一方、凍結(監視)、無能力化、廃止措置の非核化の手法について、整理・比較した結果を表 20 に示す。

対象施設や非核化の措置、これらに係る費用、期間等は、具体的な施設の規模、状態を把握した上で、何に重みを置くかにより、非核化の手法・程度の選択を容易にすることが可能と考えられる。本提案は、非核化をどのように進めていくかを検討する上での一つの手法であり、そのほか、様々な手法が存在するものと想定されるが、将来の非核化作業が実現する状況に変化した際、対象国、関係国との議論の一助になるものとする。

表 20 凍結(監視)、無能力化、廃止措置に係る手法の比較

	凍結(監視)		無能力化		廃止措置	
目的(非核化の程度)	活動がないことの監視 ※民生転用を踏まえた措置	施錠封印等、より強固な運転操作の停止措置	無能力化(工程のクリーンアップ等の措置後)	迅速な無能力化(再稼働阻止を最優先するケース)	モスボール化(部分的廃棄)	グリーンフィールド化(施設の完全な廃棄)
対象	核物質製造に必要な重要設備に係る操作系機器類	核物質製造に必要な重要設備に係る操作系機器類	・核物質製造に必要な施設・設備の重要箇所 ・貯蔵核物質	同左	・核物質製造に必要な施設・設備及び全ての核物質・放射性物質	・全ての施設及び全ての核物質・放射性物質
概要 (下段は課題・注意事項)	主な手段は、主要設備へのC/S適用(封印・カメラ監視)	左記に加えて、操作系への施錠、封印の措置	・重要施設・設備の破壊、工程の封鎖等による、施設の再稼働の物理的な阻止	同左	・作業の安全及び期間短縮等を目的に、作業の容易な周辺施設の廃棄を優先し、放射線量が高く、作業リスクの高い原子炉の炉心等を、石棺化等で長期隔離する。	全ての設備・機器の廃棄
	C/S適用箇所の選定	運転に必要な重要設備操作系の選定	工程内の核物質、放射性物質は除去あるいは貯蔵施設で貯蔵(クリーンアップ)するため、準備期間を要する。	工程内の核物質、放射性物質は凍結状態のままとする。	多量の放射性廃棄物の発生とそれらの処分場確保が課題。	同左
施設・設備の取り扱い	施設の安全確保及び検証作業に必要な施設・設備は凍結対象外。	同左	無能力化対象箇所以外は凍結状態のままとする。	同左	核物質製造に必要な施設・設備を段階的に廃棄。	全ての設備・機器の廃棄
核物質の取り扱い等	凍結期間中は取扱わない。	同左	核兵器に転用可能な核物質は基本的に国外撤去	同左	核兵器に転用可能な核物質は基本的に国外撤去。	同左
期間	検証作業が終わるまで。ただし、民生転用しない場合は、検証終了後かつ無能力化が開始されるまで。	同左	数週間～数か月(工程内核物質の除去に時間を要する)	数週間	数十年	数十年
必要経費	監視装置及びそれらの設置費(対象施設の数と規模に依存)	同左	数千万円から数億円(対象施設の数と規模に依存)	同左	数十億～数千億円(対象施設の数と規模に依存)	数十億～数千億円(対象施設の数と規模に依存)
安全性等	制御室、貯蔵施設等の監視であり、安全上のリスクはきわめて低い。	操作盤／バルブ類の封印・施錠であるため、安全上のリスクはきわめて低い。	・作業はセル外の安全な区域で実施するので、リスクは低い。	同左	・リスクの高い部分を封印し、作業を先送りすることで、グリーンフィールド化よりも作業を容易にする。	・汚染された設備の除染及び解体・撤去作業には、被ばく等の安全上のリスクが想定される。
検証性	プロセス系はそのままなので、検証(計量・サンプリング)は可能。	同左	検証後に実施するので問題はない。	同左	検証後に実施するので問題はない。	同左
民生転用を見据えた場合の課題など	保障措置で要求される、封じ込め・監視、計量管理への対応。	同左	無能力化は、施設の再利用の阻止を目的としており、民生転用は想定外。	同左	施設の廃止であり民生転用は想定外。	同左
その他	現実的には、よほどの確証がない限り、核兵器開発に使用された施設の民生利用への転換は難しい。	非核化合意が破棄された場合、凍結状態からの再稼働は容易。	無能力化に対する抜け道の可能性を避けるため、事前調査は重要。	迅速な無能力化は、施設内に残る核物質、放射性物質が、将来の廃止措置の障害になる可能性がある。	長期保管の後、最終的にはグリーンフィールド化を目指す過渡的処置。	

謝 辞

本研究を進めるにあたり、適切な助言を賜り、また丁寧に指導してくださいました 2021 年度から 2023 年度の核不拡散政策研究委員会委員に感謝いたします。

核不拡散政策研究委員会 委員名簿（順不同、敬称略、役職は 2021 年時点のもの）

- 委員長 浅田 正彦（国立大学法人京都大学 法科大学院 教授）
- 委員 岩本 友則（日本原燃株式会社 フェロー）
- 委員 菊地 昌廣（きくりん国際政策技術研究所 代表）
- 委員 相楽 洋（国立大学法人東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所 准教授）
- 委員 戸崎 洋史（公益財団法人日本国際問題研究所 軍縮・不拡散促進センター 所長）
- 委員 友次 晋介（国立大学法人広島大学 平和科学研究センター 准教授）
- 委員 深澤 哲生（日本核燃料開発株式会社 研究参与）
- 委員 前田 一郎（環境政策アナリスト）
- 委員 向 和歌奈（亜細亜大学国際関係学科 准教授）
- 委員 山崎 元泰（防衛大学校公共政策学科 教授）

参考文献

- 1 田崎真樹子他、非核化達成のための要因分析と技術的プロセスに関する研究—非核化の事例調査と要因分析—, JAEA-Review 2021-076, 2022, 108p,
<https://doi.org/10.11484/jaea-review-2021-076>
- 2 IAEA, Communication received from the Permanent Mission of Kazakhstan to the International Atomic Energy Agency regarding Certain Member States' Guidelines for the Export of Nuclear Material, Equipment and Technology, INFCIRC/254/Rev.14/Part 1, 2019,
<https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/documents/infcircs/1978/infcirc254r14p1.pdf> (参照:2025 年 4 月 1 日).
- 3 玉井広史他、非核化達成のための要因分析と技術的プロセスに関する研究—リビアの事例調査—, JAEA-Review 2021-073, 2022, 19p, <https://doi.org/10.11484/jaea-review-2021-073>
- 4 原子力百科事典 ATOMICA, プルトニウム生産炉,
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-04-11-04.html (参照:2025 年 4 月 1 日).
- 5 日本原子力産業会議 [編], 原子力ポケットブック 2005 年版, p.164.
- 6 原子力安全技術センター, <https://www.nustec.or.jp/anzenjissho/technique/tech4.html> (参照:2025 年 4 月 1 日).
- 7 日本原子力発電株式会社, 東海発電所発電用原子炉施設廃止措置実施方針 添付書類 七 廃止措置に要する資金の額及びその調達計画に関する説明書, 2021.05,
<https://www.japc.co.jp/tokai/haishi/pdf/jisshihoushin/20210512/tokai.pdf>
- 8 原子力百科事典 ATOMICA, 英国における原子力発電所廃止措置計画,
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_05-02-03-05.html (参照:2025 年 4 月 1 日).
- 9 日本原子力研究開発機構, 廃止措置実施方針(再処理施設), 令和 4 年 6 月
- 10 原子力百科事典 ATOMICA, 原爆用と産業用プルトニウムとの組成の比較,
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_13-05-01-07.html (参照:2025 年 4 月 1 日).

付録:小規模な核兵器用核物質生産施設の廃棄検証に関するコスト評価

1 コスト評価の概要

コスト評価では、想定する非核化対象国の核開発のレベルとして、核兵器生産のために小規模の核兵器用核物質のための施設を導入した国を想定し、非核化に際し必要となる廃棄及び検証に必要な経費の見積もりを行った。

特に、非核化の初期段階で関係国等の主導で実施され、短期での核兵器再取得を困難にするために行われる、ウラン濃縮施設、Pu 生産用原子炉、再処理施設の 3 施設の無能力化及び核兵器用核物質の撤去作業について、必要な人工数、期間、費用を見積もった。

2 コスト評価

2.1 高濃縮ウラン (HEU) ルート

HEU ルートでは、ウラン濃縮施設と HEU の非核化コストの評価を行った。

2.1.1 想定したウラン濃縮施設

ウラン濃縮技術は種々あるが、ここでは、商業的ウラン濃縮で一般的に用いられている遠心分離法によるウラン濃縮施設を想定し、遠心分離機 8,000 機で構成される軽水炉燃料用ウラン濃縮カスケードを、兵器級 HEU 製造に転用したケースを想定する。この場合、天然ウラン (NU) を原料に、4 回濃縮を繰り返すことによって、兵器級 HEU の濃縮度を達成していると想定した。

なお、ウラン濃縮技術に関しては機微な部分が多いため、以下の評価を行う上で、想定の根拠等明らかにできない部分が多いことについては了解頂きたい。

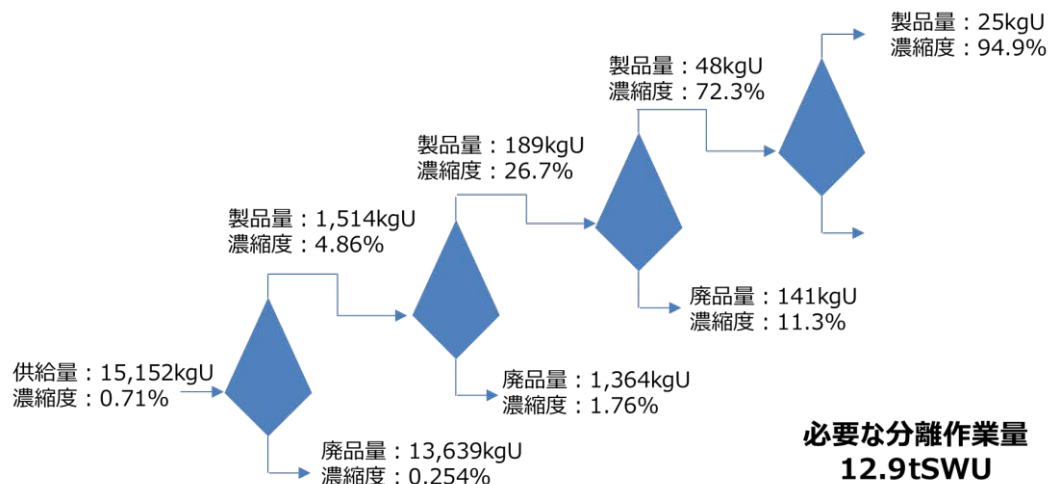


図 1 HEU 濃縮を行う場合の物質収支の例

(4 段階の濃縮を経て有意量 (25kgU) の兵器級 HEU を生産する場合のウラン収支の推計)

2.1.2 ウラン濃縮施設の非核化コスト評価

2.1.2.1 ウラン濃縮施設の廃止措置のコスト評価の概算

ウラン濃縮施設の廃止措置のコストについては、人形峠 DP の廃止措置計画の実例を参考に廃止に必要なコストを見積もった。

人形峠 DP の分離作業能力は 200tSWU で、2021 年 1 月に承認された人形峠 DP の廃止措置計画¹では、施設解体について費用積総額は約 55 億円、期間約 20 年と見積もられている。有意量の HEU 生産に必要なウラン濃縮施設の分離作業能力は 5.4tSWU と、人形峠 DP の分離作業能力はやや過剰であるが、六フッ化ウランの供給、回収設備等の周辺設備も含め、核兵器製造に必要な設備等は共通である。

ことから、核兵器製造に必要な濃縮施設の規模を、人形峠 DP の 1/4 と見積もり、廃止措置の費用は、1/4～1/2 程度で 16～28 億円、期間は 5～10 年と試算した。

2.1.2.2 ウラン濃縮施設の無能力化の措置のコスト

ウラン濃縮施設の無能力化は、遠心分離機ローターに穴を開ける物理的な処置を想定し、無能力化に要する作業量の概算を見積もった。

1) 想定する作業

- 全ての対象機器は取り外しを行わず、その場で各機器の密封性を破り、機器本来の機能を喪失させるような再使用防止のための破壊を行う。
- 遠心分離機は、ケーシング(外容器)に外部からドリルにて複数箇所の穴を開ける物理的破壊(内部の回転胴ごと破壊又は変形)。なお、事前に構造を確認し、有効な破壊方法の検討が必要。
- 周波数変換器は、基板、ケーブル、コネクタを物理的に破壊し、腐食性溶液(塩水、酸性水など)をスプレーして絶縁不良処置を行う。
- 原料供給、製品及び劣化ウラン回収システムのうち塔槽類は外部より穴を開けるなど密閉性を破る。真空ポンプ類はオイルを抜いた状態で運転し、使用不能とする。
- UF₆質量分析装置・イオン源は、基板、イオンソース、マグネット、検出部(コレクター)等を破壊する。

2) 作業体制

- 現地派遣者が現地の作業班を指揮し、作業を実施する想定
- 1 つの班が一日あたり破壊できる遠心分離機の数 100 機として、5 班が同時に作業を行うことを想定、遠心分離機以外の機器の処置も同様に 5 班構成で作業を行う。
- 延べ 16 日(4 日/週)で 8,000 機処理する想定

- 現地派遣者は、長期滞在を避けるため、2 グループを 2 週ごとに交互に派遣することを想定

3) 必要な人員

- 現地派遣者:1 グループあたり 6 名(内訳 専門家 2 名、技術者 3 名、コミュニケーション(英語)・全体監督者1名)×2 グループ=12 名
- 作業班:一班、現地作業員 5~6 名、現地派遣者 1 名が監督、5 班と交代する班を含め 40 名程度が必要

4) 作業期間

作業期間は、以下のとおり 11 週間を見積もる。現地派遣員を増員し 11 名として 2 グループ同時に作業する場合、7 週間で作業を終了することも可能。

- ✓ 第1週 先遣隊、破壊対象物の確認、汚染状況・作業環境の確認、工具等の確認、現地作業員との打合せ(監督者 2 名+専門家 4 名)
- ✓ 第 2 週 作業手順の検討、準備(全員 12 名)
- ✓ 第 3 週 第 1 グループ、無能力化作業:2,000 機破壊(6 名)
- ✓ 第 4 週 第 1 グループ、無能力化作業:2,000 機破壊(6 名)
- ✓ 第 5 週 第 2 グループ、無能力化作業:2,000 機破壊(6 名)
- ✓ 第 6 週 第 2 グループ、無能力化作業:2,000 機破壊(6 名)
- ✓ 第 7 週 第 1 グループ、無能力化作業:遠心分離機以外の資機材を破壊(6 名)
- ✓ 第 8 週 第 1 グループ、無能力化作業:遠心分離機以外の資機材を破壊(6 名)
- ✓ 第 9 週 第 2 グループ、無能力化作業:遠心分離機以外の資機材を破壊(6 名)
- ✓ 第 10 週 第 2 グループ、無能力化作業:遠心分離機以外の資機材を破壊(6 名)
- ✓ 第 11 週 無能力化の確認・検証、モニタリングに関する打合せ(監督者 2 名+専門家 4 名)

5) 概算費用(現地作業員の人件費を除く)

現地派遣に要する費用は、以下のとおり約 1.1 億円と見積もられた。

- ✓ 人件費:10 万円×504 人・日 = 5,040 万円
(第 1 週 6 名、第 2 週 12 名、第 3~11 週 6 名)
- ✓ 旅費(航空運賃等往復):50 万円×69 回 = 3,450 万円
- ✓ 宿泊費・滞在費:5 万円×504 人・日 = 2,520 万円
- ✓ 防護具・線量計等:13 万円×6 名×2 グループ = 156 万円

✓ 工具(ドリル等):10万円×5 = 50万円

合計:11,216万円

2.1.2.3 施設の国外搬出コスト

施設の国外搬出は、2004年に、リビアで建設中であったウラン濃縮施設において実施された前例がある²⁾。ここでは、主要機器を国外に搬出する想定について検討を行った。

国外搬出にあたり、核拡散対策上重要な遠心分離機及び機微な資機材について取り外しと梱包、さらに、転用防止措置を行う必要がある。事前の準備作業として、転用防止としての無能力化の措置に加えて、取り外しと梱包を行うものとする。

このため、おおよその推定となるが、無能力化の措置よりも10倍程度の期間(10機/日・班)が必要となると想定される。このため、大幅に人員を強化する必要があり、概算費用は約5.7億円と予想された。それに加えて輸送・輸送容器のコスト、船舶のコスト、搬出先での処分にかかるコストも必要となる。

2.1.3 兵器級 HEU の非核化コスト推定

2.1.3.1 非核化対象の兵器級 HEU

複数のステップで兵器級 HEU 製造を行う場合、兵器級の HEU に加え、濃縮過程で様々な濃縮度のウラン(UF₆)が生成される(図1参照)。

最終製品の兵器級 HEU(UF₆)は、短期間で金属ウランに転換し核兵器に利用可能な物質であるので、優先的な非核化の対象である。また、兵器級 HEU 生産時に発生する一部の廃品(UF₆)は、天然の同位体組成よりも濃縮度は高く、これを原料とすれば兵器級 HEU までの濃縮作業量を削減できるため非核化対象となる。

本評価では、対象国がウラン濃縮を行う過程で、有意量の4倍の100kgUの兵器級 HEU(UF₆)と、その生産過程で発生した HEU、LEU 等を保有していると想定して非核化コストの推定を行った。

2.1.3.2 非核化の方法とコスト推定

(1) ダウンブレンディング

兵器級 HEU の非核化は、ウラン濃縮の製品と廃品を再混合(ダウンブレンディング)することで、濃縮の一段階前の原料に相当する濃縮度に戻すことが可能であり、これを繰り返すことで、天然ウランの組成まで戻すことが可能である。ダウンブレンディングには、対象国のウラン濃縮施設の均質槽等を利用することが可能であるので新たな施設整備は不要である。

コストについては、民生用核燃料用として転用可能な5%程度の濃縮ウラン(LEU)までダウンブレンディングすることを想定した。この場合、兵器級 HEU を、2～4 回目の濃縮で発生した廃品ウランでダウンブレンディングすることで達成できる。

図1のウラン濃縮を前提とすると、兵器級 HEU(濃縮度 94.9%)100kgU は、ダウンブレンディ

ングにより、LEU（濃縮度 4.86%）6,056kgUとなる。この LEU は、ウランの輸送容器の 1 つである 30B シリンダに収納すると想定すると、およそ 3 体分に相当する。作業期間は、3 週間を見込む。

ダウンブレンディングは、現地の設備を使用する前提で、作業の主体は現地作業員が行うとする。現地派遣員は、無能力化同様 1 グループあたり 6 名（内訳 専門家 2 名、技術者 3 名、コミュニケーション（英語）・全体監督者 1 名）が駐在すると、人件費を除く費用は、以下のとおり約 2,600 万円と見積もられる。

- ✓ 人件費：10 万円×126 人・日＝1,260 万円
- ✓ 旅費（航空運賃等往復）：50 万円×6 名×2 回＝600 万円
- ✓ 宿泊費・滞在費：5 万円×6 名×21 日＝630 万円
- ✓ 防護具・線量計等：13 万円×6 名×1 回＝78 万円

合計：2,568 万円

（2）国外搬出

HEU/LEU を民間の輸送業者による船舶輸送による国外搬出を想定すると、その経費は過去のウラン燃料等の輸送実績から約 10 億円と推定される。また、この措置に要する期間については、1～3 月程度が必要と推定される。加えて、輸送に際は、核物質防護対策に関する追加コストが必要であるが、これは見積もり外とした。

2.2 Pu ルート

Pu ルートでは、Pu 生産用原子炉、再処理施設及び兵器級 Pu の非核化コストの評価を行った。核燃料サイクルで上流側の核燃料製造や、分離した Pu の核兵器化の工程は検討の範囲外とした。

2.2.1 想定した Pu 生産施設

非核化の検討対象として想定する Pu 生産施設は、Pu 生産用原子炉と、再処理施設とした。

Pu 生産用原子炉は、一年に有意量(8kg)の Pu を生産可能な炉熱出力 25MWt 黒鉛減速ガス冷却炉を想定した。この仕様は、北朝鮮の黒鉛炉とほぼ一致することから、その仕様³を参考に、燃料は天然ウラン燃料で、一炉心分で 50t とし、減速材の黒鉛は 600t と想定した。燃料の平均取り出し燃焼度は、核兵器用の Pu の生産を目的とすることから、兵器級の同位体組成（Pu-240 の同位体比 7%以下）となる 600MWD/t とした。

再処理施設は、Purex 法再処理施設を想定し、使用済燃料 50t を処理する施設として、およそ半年で処理することを想定し、100t/y の使用済燃料を処理する能力を有する施設を想定した。

図 2 に想定した Pu ルートの生産施設とその収支を示す。

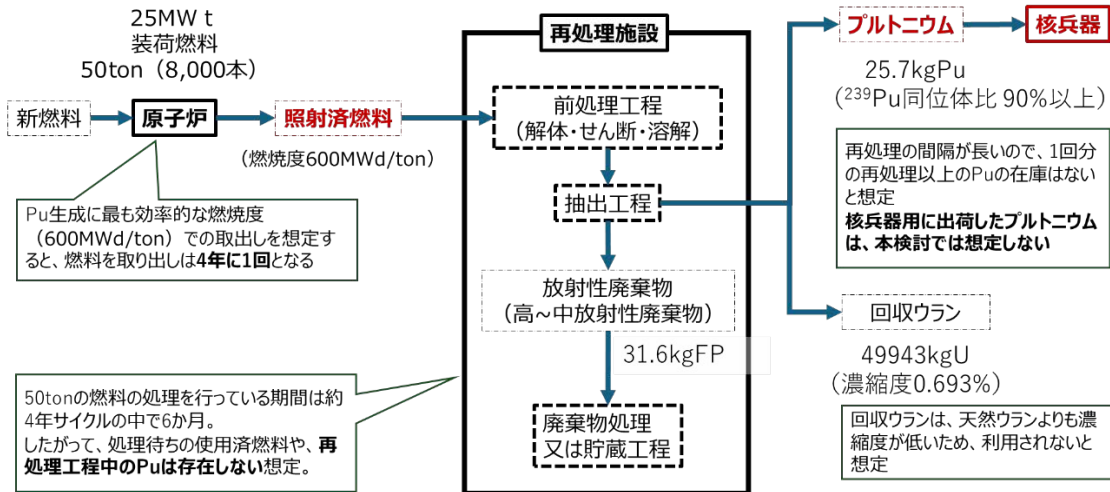


図 2 想定した Pu ルートとその収支

2.2.2 Pu 生産用原子炉の非核化コスト評価

2.2.2.1 Pu 生産用原子炉の廃止措置のコスト

Pu 生産用原子炉である黒鉛減速ガス冷却炉の建屋、設備等を完全に廃止措置する場合の費用・期間について、先行例である日本原電東海発電所(587MWt)⁴の場合、施設解体費用の見積総額は約 350 億円、所要期間は約 30 年と示されている。⁵

試算では、既往研究⁶で廃止措置費用の積算条件の一つに機器重量が示されていることを参考に、想定する炉心内構成部材(黒鉛)の量が 600t であることから、東海発電所の黒鉛 1,550t よりも施設規模は約 1/3～1/2 になると見積もり、費用は 100～200 億円、期間は、10～15 年と推定した。

2.2.2.2 Pu 生産用原子炉の無能力化の措置のコスト

無能力化の方法は、原子炉の燃料交換用の開口部から炉心へモルタル等を投入し、燃料の再装荷を不可能にする方法想定し、無能力化に要する作業量の概算を見積もった。核燃料は事前に撤去されている前提とした。

1) 想定する作業

- 原子炉の燃料交換を行うフロアへ資機材を搬入し、投入するモルタル等の調合はその場で実施する。
- スタンドパイプ等の原子炉燃料装荷口へつながる開口部を利用して、原子炉内へモルタルを投入する。なおモルタルは、燃料チャンネルへの燃料棒の再装荷を妨害するためであるので、炉心全体に充填することは想定していない。
- 制御棒を炉内に残し、モルタルで固定化すれば、さらに効果的と考えられる。

- 作業後は、遠隔カメラ等で実施状況を確認することを想定する。

2) 作業体制、人員

- 現地調査:5名(内訳 作業責任者1名、原子炉専門家2名、放射線管理専門家2名)
- 現地作業:13名(内訳 作業責任者1名、原子炉専門家2名、放射線管理専門家2名、作業員8名(現地作業員を除く))
- 事後確認:3名(内訳 作業責任者1名、原子炉専門家2名)

3) 作業期間

作業期間は、事前調査に2週間、現地作業に2週間、現地作業前後の準備及び確認、撤収作業に各1週間を見込む。なお、事前調査と現地作業は期間を置く場合ある。

4) 概算費用(現地作業員の人件費を除く)

現地派遣に要する費用は、以下のとおり約7,100万円と見積もられた。

- ✓ 人件費:10万円×364人・日=3,640万円
(事前調査2週×5名、準備、現地作業3週×13名、確認、撤収作業1週×3名)
- ✓ 旅費:50万円(航空運賃等往復)×21(5+13+3=21人)回=1,050万円
- ✓ 宿泊費・滞在費:5万円×325人・日=1,625万円
- ✓ 防護具・線量計等:13万円×13名=169万円
- ✓ 工具等(モルタルポンプ、セメント等):300万円
- ✓ 養生資材(パイプ、ビニール等):50万円
- ✓ 輸送費(航空機輸送):300万円 ※コンテナ1個

合計:7,134万円

2.2.3 再処理施設の非核化コスト評価

2.2.3.1 再処理施設の廃止措置のコスト

再処理施設の廃止措置コストは、本文3.1.2.1項に記載した東海再処理施設の例で費用総額の見積もりが7,700億にのぼる等、非常に大きなものになることが予想される。一方で、核兵器用のPuを分離するための照射済燃料の燃焼度は、一般的な軽水炉燃料の燃料に比較して、2桁程度低い値である。また、小規模なPu生産炉の照射済燃料を対象にすることから再処理実績も少ないと考えられる。

このため、核兵器用Puを生産するための再処理施設内の放射性物質の総量は、民生用再処理施設に比較して非常に小さなものになると予想される。一方、取り扱う放射能の量に関わらず、再処理に必要な工程はかわらず、程度は低くなるものの放射性物質で汚染されていることには変わらない。

したがって、核兵器用 Pu を生産するための再処理施設の廃止措置は、作業の難易度は低下するものの、発生廃棄物量は変わらない。このため、数十億から数百億の費用を要することが予想される。

2.2.3.2 再処理施設の無能力化の措置のコスト

再処理施設の無能力化は、再処理工程の中で最も重要な抽出工程の一部の配管を外部から閉塞させる方法で実施することを想定した。

再処理工程は、一連の化学処理工程であり、その一箇所でも遮断すれば運転は困難となる。

遮断方法は、工程間の液移送配管を、樹脂あるいはモルタル等の封止剤で閉塞させることで可能である。

1) 想定する作業

- セル外から再処理工程の閉鎖箇所につながる配管を特定する。
- 汚染防止措置を施した上で配管フランジ等を取り外し、そこから封止剤を投入する。

2) 作業体制、人員

- 現地派遣者:1 グループ 9 名(専門家 2 名、放射線管理 2 名、技術者 4 名、コミュニケーション(英語)・全体監督者1名)

3) 作業期間

作業期間は、事前調査に 1 週間、現地作業に 1 週間、現地作業前後の準備及び確認、撤収作業に 1 週間を見込む。なお、事前調査と現地作業は期間を置く場合ある。

4) 概算費用(現地作業員の人件費を除く)

現地派遣に要する費用は、以下のとおり約 5,000 万円と見積もられた。

- ✓ 人件費:10 万円×210 人・日= 2,100 万円
(事前調査 1 週×9 名、現地作業 2 週×9 名、準備、撤収作業 1 週×3 名 計 210 人日)
- ✓ 旅費:50 万円(航空運賃等往復)× 18 (2 グループ) 回 = 900 万円
- ✓ 宿泊費・滞在費:5 万円×192 人・日= 960 万円
- ✓ 防護具・線量計等:13 万円×18 名 = 234 万円
- ✓ 工具等(モルタルポンプ、セメント等): 300 万円
- ✓ 養生資材(パイプ、ビニール等):50 万円
- ✓ 輸送費(航空機輸送):300 万円 ※コンテナ 1 個

合計: 4,844 万円

2.2.4 兵器級 Pu の非核化コスト推定

2.2.4.1 非核化対象の兵器級 Pu

ここでは、対象国の保有する兵器級 Pu の量を推定し、非核化に要する期間・コストの見積もりを行った。

対象国が保有する兵器級 Pu の量の想定は、毎年 8kg 以上(有意量)以上の兵器級 Pu を生産可能な原子炉として熱出力 25MWt、天然ウラン 50ton を燃料とする原子炉の保有を想定し、兵器級 Pu 製造のための照射済燃料の平均燃焼度を 600MWd/ton として評価すると、Pu の生産サイクルは、およそ 4 年となり、照射済燃料中の Pu 生産量は 25.7kg となる。

この場合、直近の 1 サイクル以外の照射済燃料は全て再処理を完了し、分離された Pu は全て兵器転用されていると想定されることから、非核化対象となるのは 1 サイクル分の Pu25.7kg、もしくは照射済燃料 50ton とした。

2.1.3.2 非核化の方法とコスト推定

1) 固化処理

固化処理の費用見積もりは、ガラス固化法を想定。

ガラス固化体(重量 400kg⁷⁾)は、米国の検討仕様(7wt%の PuO₂を固化処理)⁸ で製造する場合、固化体一体あたり 26.2kgPu/400kg を処理可能である。処分対象の 25.7kgPu は固化体 1 体に相当する。一方、Pu を保障措置の終了が可能となるレベルを 0.1%と仮定して 400gPu / 400kg まで希釈した場合を想定した場合、25.7kgPu は固化体 65 体に相当する。

固化処理し処分する費用の見積もりは、令和 4 年度の特定期放射性廃棄物の最終処分費用⁹ を参考にするとガラス固化体 1 体あたり 1 億 4,200 万円、65 体で約 91 億と見積もられる。

ただし、対象国が既存の処理施設及び処分場を保有しない場合、これらを対象国内に新規に整備するのは、費用、期間、転用リスクの観点で非現実である。

2) MOX 転換

原子炉で兵器級 Pu を照射し、核兵器に適さない同位体組成にするためには、まず MOX 燃料へ加工する必要がある。

MOX 燃料加工費は、平成 23 年度の原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会での試算では、MOX 燃料 1t あたり約 4 億円¹⁰である。

BWR 燃料 Pu 富化度 4% (16kgPu/集合体)を想定すると、25.7kgPu(Pu フィッサイ率 93%以上)は、燃料集合体 2~3 体分に含まれる Pu 量に相当する。これに相当する MOX 燃料の重量は約 1~1.5t とすると MOX 燃料へ加工する費用は 4~6 億円と見積もられる。

3) 国外搬出(海上輸送)

国外搬出は、海上輸送を前提に見積もりを行う。

過去の英仏からの返還 Pu 等の輸送の実績では、船舶による輸送費 13 億円、輸送容器等製作

等の準備費 41 億円を要した。警備等の諸経費も含めると、非定常的輸送の場合、輸送経費は一回あたり 100 億円程度と見積もられる。なお、5,000t クラスの専用輸送船の場合、使用済燃料で最大 140t 輸送可能と見積もられることから、今回想定するケースは、Pu、照射済燃料、いずれのケースであっても輸送回数は1回で可能と見積もられた。

なお、海上輸送の場合でも、国際的な輸送基準を満たす輸送容器の調達や、対象国での輸送容器のハンドリングを可能にする設備の整備等の準備期間が必要であり、完了までには 1～2 年程度を見込む必要があるが、既存の認証済みの輸送容器の利用等で準備期間、経費の節約は可能と考えられる。なお、テロ対策等の警備に係る経費はここでは評価対象外とした。

3. まとめ

小規模な核兵器用核物質生産施設の無能力化、廃止措置に要するリソースをまとめると、以下のようになる。

HEU ルートの場合(図 3 参照)、HEU は、ダウブレンドし LEU として売却可能であることから短期間で処分することが可能である。施設は、遠心分離機等の数量が比較的大きいことから、無能力化に要するリソースが大さいが、ウランによる被ばくリスクは小さなことから廃止措置に要するリソースは 10 年、数十億の範囲に収まると予想される。

次に Pu ルートの場合(図 4 参照)、Pu 及び照射済燃料は、処分に必要な能力(例としてガラス固化施設)を有する国は少ないことから、一旦国外に搬出し処理することが最も合理的である。

施設の廃止措置は、HEU ルートに比較して、施設及び資機材が、放射化あるいは放射性物質により汚染されており物量も大きなことから、廃止措置に要するリソースは遥かに大きくなると予想された。

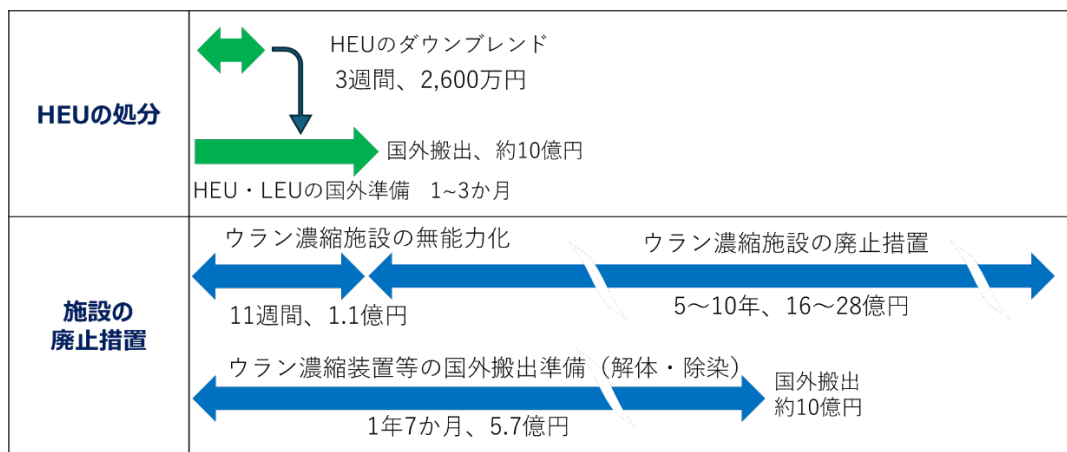


図 3 HEU ルートの無能力化、廃止措置に要するリソース

¹ 5000 t クラスの使用済燃料輸送船には、最大最大 20 基の使用済燃料輸送容器を積載可能であること、1 容器あたりの使用済燃料の収納量が約 7t であることから輸送量を 140 t と見積もった。

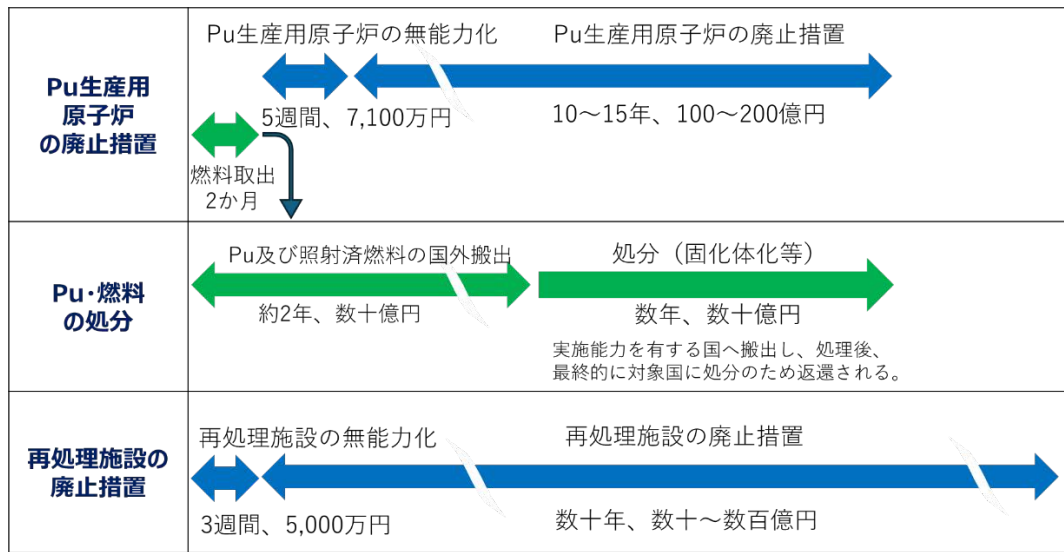


図 4 Pu ルートの無能力化、廃止措置に要するリソース

参考文献

- ¹ 日本原子力研究開発機構 人形峠環境技術センター, 加工の事業に係る廃止措置計画認可申請書, <https://www.jaea.go.jp/02/press2018/p18092802/> (参照:2025 年 4 月 1 日).
- ² 玉井広史他, 非核化達成のための要因分析と技術的プロセスに関する研究ーリビアの事例調査ー, JAEA-Review 2021-073, 2022, 19p, <https://doi.org/10.11484/jaea-review-2021-073>
- ³ Whang, Jooho, Dismantlement and Radioactive Waste Management of DPRK Nuclear Facilities, Sandia National Laboratory, 2005, <https://www.sandia.gov/app/uploads/sites/148/2021/07/sand2005-1981p-2.pdf> (参照: 2025 年 4 月 1 日).
- ⁴ IAEA, The Power Reactor Information System (PRIS), <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=344> (参照:2025 年 4 月 1 日).
- ⁵ 日本原子力発電株式会社, 東海発電所発電用原子炉施設 廃止措置実施方針(令和 3 年 5 月, 日本原子力発電株式会社), <https://www.japc.co.jp/tokai/haishi/pdf/jisshihoushin/20210512/tokai.pdf> (参照:2025 年 4 月 1 日).
- ⁶ 高橋信雄他, 原子力施設廃止措置費用簡易評価コード(DECOST)利用マニュアル,
- ⁷ 電気事業連合会, 「ガラス固化体」, https://www.fepc.or.jp/nuclear/haikibutsu/high_level/glass/index.html (参照:2025 年 4 月 1 日).
- ⁸ International Panel on Fissile Materials, Report of the Plutonium Disposition Working Group: Analysis of Surplus Weapon - Grade Plutonium Disposition Options, https://fissilematerials.org/library/2014/04/report_of_the_plutonium_dispos.html (参照:2025 年 4 月 1 日).
- ⁹ 原子力発電環境整備機構, 2022(令和 4)年における抛出金の徴収及び積み立てについて報告します, <https://www.numo.or.jp/topics/202122031810.html> (参照:2025 年 4 月 1 日).
- ¹⁰ 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会 資料集1 核燃料サイクルコストの試算 P28, https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/npu/policy09/pdf/20111125/sankou_2.pdf (参照:2025 年 4 月 1 日).

