

# NRA 技術ノート

NRA Technical Report Series

## 廃止措置や放射性廃棄物発生量の最小化を 考慮した具体的設計例

**Specific Design Examples for Considerations of  
Decommissioning and Minimization of Radioactive  
Waste Generation**

**林 宏樹**

HAYASHI Hiroki

**核燃料廃棄物研究部門**

Division of Research for Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste

**原子力規制庁**

**長官官房技術基盤グループ**

Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和 3 年 5 月  
May 2021

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究等の成果をまとめたものです。原子力規制委員会は、これらの成果が広く利用されることを期待し適時に公表することとしています。なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ 核燃料廃棄物研究部門  
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル  
電話：03-5114-2225  
ファックス：03-5114-2235

## 廃止措置や放射性廃棄物発生量の最小化を考慮した具体的設計例

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ  
核燃料廃棄物研究部門  
林 宏樹

### 要 旨

IAEA による 2016 年の統合規制評価サービス (IRRS) ミッションに先立ち、原子力規制委員会は自己評価書における課題として「施設設計段階における廃止措置及び放射性廃棄物発生量の最小化の考慮」を挙げた。本報告書は本課題への対応として、廃止措置の考慮の観点から新たな原子力施設の設計における被規制者の自主的努力を促すとともに、原子力規制検査(保安のために講ずる措置の実施状況の検査のうち施設管理方針に関するもの)の参考としても活用することを目的に、国内外の原子力施設の廃止措置困難事例、廃止措置を考慮した設計事例等に関する調査結果を取りまとめたものである。

IAEA 全般的な安全要件 GSR Part6「施設の廃止措置」では原子力施設の設計段階における廃止措置の考慮を要件化しているが、この「廃止措置を考慮した設計 (Design for Decommissioning: DfD。以下「DfD」という。))」の具体的内容について体系的にまとめた文書は少ない。最近発行された IAEA 個別安全指針 SSG-47「原子力発電所、研究炉その他の核燃料サイクル施設のデコミッションング」にはこの設計上の特徴例として 14 項目が示されているが、これらも実際の施設設計を考える上で必ずしも十分具体的な情報とはいえない。本報では、文献調査等の結果から SSG-47 の 14 項目を細分化し、国内外の廃止措置困難事例等の調査結果を基に我が国の原子力施設において有益と考えられる DfD の具体例を施設種別ごとに抽出した。

調査結果から、以下の設計上の考慮事項を代表的な DfD の例として抽出した。

- 実用発電用原子炉及びその附属施設：低放射化金属材料の使用
- 試験研究用等原子炉、研究開発段階発電用原子炉及びそれらの附属施設：特に Al 材料の腐食並びに黒鉛減速材・反射体及び Be 反射体の放射化に注意した材料選定
- 再処理施設：遠隔装置による除染・解体作業のためのアクセスルートの確保及び解体廃棄物の保管・処理スペースの確保
- 加工施設のうちウラン燃料製造工場及び MOX 燃料製造工場：グローブボックスの一括搬出経路の確保及び効率的な解体のための専用設備設置スペースの確保
- 加工施設のうち濃縮施設：遠心分離機の解体・除染のための専用設備設置スペース

の確保

- 加工施設のうち化学処理施設：プロセス物質の漏えい防止のための二重管構造の採用又は漏えい物質の地下への浸透を防ぐ床面のライニング処理

Specific Design Examples for Considerations of Decommissioning and Minimization of  
Radioactive Waste Generation

HAYASHI Hiroki

Division of Research for Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste,  
Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

Prior to the 2016 Integrated Regulatory Review Service (IRRS) mission by the International Atomic Energy Agency (IAEA), the Nuclear Regulation Authority of Japan (NRA) indicated an issue “consideration of decommissioning and minimization of radioactive waste generation in facility design stage” in its self assessment report. This report summarized the information collected by a literature survey of the case studies (challenges, lessons learned and good practices) from domestic and international decommissioning experiences, to prompt licence applicants of new nuclear facilities to consider decommissioning and radioactive waste generation in their design work, as well as a reference of the NRA’s nuclear regulatory inspection (related to facility management policy as part of the licensee’s measures for safety).

Whereas an IAEA general safety requirements GSR Part6 “Decommissioning of Facilities” requires consideration for decommissioning in the design phase of nuclear installations, there are only a few documents that systematically compile the specific examples of design for decommissioning (DfD). Specific examples of the design features are shown in a recent IAEA specific safety guide SSG-47 “Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities”. However, they are either not sufficiently specific for considering facility design practically. In this report, the 14 items from paragraph 7.6 of SSG-47 were subdivided based on the literature survey. With the survey results of problems and challenges related to decommissioning in national and foreign nuclear facilities, specific DfD examples were extracted by the type of the facility, which seem to be helpful for designing new nuclear facilities in Japan and for the NRA regulatory inspection of them.

Based on the survey, the following representative DfD examples for each facility type are identified:

- Use of low-activation metallic materials, as to power reactor and auxiliary facilities;
- Material selection with take into account to corrosion of Al metal, activation of graphite

moderator, graphite reflector and Be reflector, as to research and test reactor, power reactor which being in the stage of research and development and their auxiliary facilities;

- Ensure access route to enable using remote device for decontamination and dismantling work, and ensure space for storage and treatment of dismantling waste, as to reprocessing facility;
- Ensure transfer route for intact removal of glove boxes and ensure space for dedicated equipment to efficiently dismantle them, as to uranium fuel fabrication plant and MOX fuel fabrication plant in fabrication or enrichment facility;
- Ensure space for dismantling and decontamination of centrifuges, as to enrichment facility in fabrication or enrichment facility; and
- Adopt double-pipe structure to prevent leaks of process material, or floor lining to prevent underground infiltration of effluent, as to chemical treatment facility in fabrication or enrichment facility.

## 目 次

1	序論	1
1. 1	本報告書の目的	1
1. 2	国際的議論の進展	1
1. 3	「廃止措置の考慮」の際の注意点	6
1. 4	SSG-47 の解釈・細分化	7
2.	調査・検討方法	10
2. 1	調査対象	10
2. 2	調査結果の整理	12
2. 2. 1	施設の特徴	14
2. 2. 2	代表的な廃止措置困難事例等	14
2. 2. 3	DfD の例	14
3.	実用炉	16
3. 1	施設の特徴	16
3. 1. 1	施設構造上の特徴	16
3. 1. 2	運転・汚染環境に関する特徴	17
3. 1. 3	除染・解体作業に関する特徴	18
3. 2	施設設計に関連した廃止措置の教訓	20
3. 2. 1	放射化物の発生量低減に関する教訓	20
3. 2. 2	施設レイアウトに関する教訓	22
3. 2. 3	個別 SSC の設計に関する教訓	23
3. 2. 4	その他	24
3. 3	実用炉における DfD の例	25
3. 3. 1	放射化物の発生量低減に関する対応状況	25
3. 3. 2	施設レイアウトに関する対応状況	26
3. 3. 3	個別 SSC の設計に関する対応状況	26
3. 3. 4	その他	27
3. 3. 5	我が国の実用炉における具体的 DfD の例	28
4.	研究炉等	29
4. 1	施設の特徴	29
4. 1. 1	施設構造上の特徴	29
4. 1. 2	運転・汚染環境に関する特徴	31
4. 1. 3	除染・解体作業に関する特徴	31
4. 1. 4	炉型ごとの特徴	32

4. 2	施設設計に起因した代表的な廃止措置困難事例等	35
4. 2. 1	金属腐食等に起因した問題	35
4. 2. 2	放射化に起因した問題	37
4. 2. 3	狭隘環境に起因した問題	38
4. 2. 4	地下の直接埋め込み配管による問題	39
4. 2. 5	その他	40
4. 3	研究炉等における DfD の例	42
4. 3. 1	解体の容易化に資するもの	42
4. 3. 2	放射性廃棄物の発生量低減及び保管・処理に関するもの	44
5.	再処理施設	47
5. 1	施設の特徴	48
5. 1. 1	施設構造上の特徴	48
5. 1. 2	運転・汚染環境に関する特徴	50
5. 1. 3	除染・解体作業に関する特徴	50
5. 2	施設設計に起因した代表的な廃止措置困難事例等	51
5. 2. 1	遠隔操作による除染・解体作業に関連した困難	51
5. 2. 2	廃棄物の保管・処理に関する困難	53
5. 2. 3	その他の廃止措置困難事例等	55
5. 2. 4	再処理施設の廃止措置に関する良好事例等	57
5. 3	再処理施設における DfD の例	59
5. 3. 1	遮蔽セルに関するもの	59
5. 3. 2	廃液タンク等に関するもの	61
5. 3. 3	その他	63
6.	燃料加工施設	68
6. 1	施設の特徴	69
6. 1. 1	施設構造上の特徴	69
6. 1. 2	運転・汚染環境に関する特徴	70
6. 1. 3	除染・解体作業に関する特徴	71
6. 2	施設設計に起因した代表的な廃止措置困難事例等	76
6. 2. 1	主な困難事例及び良好事例	76
6. 2. 2	その他	78
6. 2. 3	ウラン燃料加工施設の廃止措置	78
6. 3	燃料加工施設における DfD の例	79
6. 3. 1	解体の容易化に資するもの	79
6. 3. 2	放射性廃棄物の保管・処理に関するもの	80
6. 3. 3	その他	80



7. ウラン転換・濃縮施設.....	82
7. 1 施設の特徴.....	85
7. 1. 1 施設構造上の特徴.....	85
7. 1. 2 運転・汚染環境に関する特徴.....	87
7. 1. 3 除染・解体作業に関する特徴.....	89
7. 2 施設設計に起因した代表的な廃止措置困難事例等.....	91
7. 2. 1 ウラン濃縮施設.....	91
7. 2. 2 ウラン転換施設及びウラン再転換施設.....	93
7. 3 ウラン転換・濃縮施設における DfD の例.....	96
7. 3. 1 解体の容易化に関するもの.....	96
7. 3. 2 放射性廃棄物の保管・処理に関するもの.....	97
7. 3. 3 その他.....	98
8. まとめ.....	100
参考文献一覧.....	103
付録 諸外国における DfD の規制要求.....	117
執筆者一覧.....	138

## 表 目 次

表 1.1	IAEA 安全基準文書（要件）における記載の変遷	2
表 1.2	IAEA 安全基準文書（指針）における記載の変遷	4
表 1.3	DfD の例に関する SSG-47 第 7.6 項の細分化及び略称一覧	8
表 2.1	調査対象施設一覧	11
表 2.2	本報告における施設種別ごとの検討内容の整理	13
表 4.1	研究炉等における DfD の例	46
表 5.1	廃止措置中の主な再処理施設	48
表 5.2	再処理施設における DfD の例	66
表 6.1	廃止措置中又は廃止措置を完了した主な燃料加工施設	69
表 6.2	燃料加工施設における DfD の例	81
表 7.1	廃止措置中又は廃止措置を完了した主なウラン転換・濃縮施設	83
表 7.2	我が国における運転中のウラン転換・濃縮施設の手法	84
表 7.3	ウラン転換・濃縮施設における DfD の例	99

## 目 次

図 4.1	プール型研究炉の例.....	33
図 4.2	臨界実験装置の例（日本 VHTRC） .....	35
図 4.3	セルビア RA 炉における SF プールの懸濁（左）及び腐食した鋼製構造物（右） .....	36
図 4.4	独国 FRJ-1 における炉心付近のねじの遠隔取り外し作業.....	39
図 4.5	インド CIRUS（サイラス）で掘り起こされた地下埋設配管 .....	40
図 4.6	ブロック状の生体遮蔽壁の例（デンマーク DR3） .....	43
図 4.7	多重壁状の生体遮蔽壁の概念.....	44
図 5.1	ホットセル内に複雑に敷設された配管類（仏国 Building 211） .....	49
図 5.2	大型廃液タンク内部配管及び底部に付着したスラッジ（日本 JRTF） .....	52
図 5.3	漏えいによる汚染地下水プルームの推定分布範囲（米国 West Valley（ウェストバレー）） .....	54
図 5.4	遮蔽セル内の密集配管及び高線量機器（日本 JRTF） .....	56
図 5.5	大型廃液タンクの一括撤去作業（日本 JRTF） .....	58
図 6.1	独国 Hanau（ハナウ）-Karlstein（カールシュタイン）サイトのウラン燃料・MOX 燃料加工施設の廃止措置工程.....	72
図 6.2	GH の火災防止対策の例（日本 PFFF） .....	73
図 6.3	エアラインスーツの概要図（日本 PFFF） .....	75
図 6.4	MOX 燃料加工施設の除染・解体用多段 GH の例（日本 PFFF） .....	76
図 6.5	GH に設置されたモジュール式遮蔽パネルの例（ベルギー Belgonucleaire（ベルゴニュークリア）社の Dessel（デッセル）MOX 燃料工場） .....	77
図 7.1	日本 JAEA 人形峠のウラン転換施設の構造 .....	86
図 7.2	日本 JAEA 人形峠におけるウラン転換工程 .....	89
図 7.3	ロータリーキルン内部に付着した残留 UF <sub>4</sub> （日本 JAEA 人形峠） .....	91
図 7.4	日本 JAEA 人形峠の遠心分離機処理設備の構成（上）と処理フロー（下） .....	92
図 7.5	大型塔槽類の移動解体（日本 JAEA 人形峠） .....	94
図 7.6	地下タンクからの使用済流動媒体の回収作業（日本 JAEA 人形峠） .....	95

## 略 語 表

<b>ABWR</b>	Advanced Boiling Water Reactor	改良型 BWR
<b>ACPR</b>	Annular Core Pulse Reactor	円環炉心パルス炉
<b>AGR</b>	Advanced Gas-Cooled Reactor	改良型 GCR
<b>ADU</b>	Ammonium diuranate	重ウラン酸アンモニウム
<b>ALKEM</b>	Alpha Chemie und Metallurgie GmbH	アルケム社
<b>ARCO</b>	Atlantic Richfield Company	アトランティック・リッチ フィールド社
<b>ASME</b>	American Society of Mechanical Engineers	米国機械学会
<b>ASN</b>	Autorité de Sûreté Nucléaire	(仏国) 原子力安全機関
<b>AUC</b>	Ammonium uranyl carbonate	炭酸ウラニルアンモニウム
<b>B&amp;W</b>	Babcock & Wilcox Co.	バブコック・アンド・ウィ ルコックス社
<b>BNFL</b>	British Nuclear Fuels Limited	英国核燃料公社
<b>BNI</b>	Basic nuclear installations	基本原子力施設
<b>BWR</b>	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
<b>CANDU</b>	Canadian Deuterium Uranium (Reactor)	カナダ型重水炉
<b>CFR</b>	The Code of Federal Regulations	(米国) 連邦規則
<b>CIEMAT</b>	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas	(スペイン) エネルギー環 境技術センター
<b>COGEMA</b>	Compagnie générale des matières nucléaires	仏国核燃料公社
<b>Defra</b>	Department for Environment Food and Rural Affairs	(英国) 環境・食糧・農村 地域省
<b>Dfd</b>	Design for Decommissioning	廃止措置を考慮した設計
<b>DOA</b>	Department of the Army	(米国) 陸軍省
<b>DOE</b>	Department of Energy	(米国) エネルギー省
<b>FBR</b>	Fast Breeder Reactor	高速増殖炉
<b>FP</b>	Fission Product	核分裂生成物
<b>FZK</b>	Forschungszentrum Karlsruhe	(独国) カールスルーエ研 究センター
<b>GB</b>	Glove Box	グローブボックス
<b>GCR</b>	Gas-Cooled Reactor	黒鉛減速炭酸ガス冷却炉
<b>GE</b>	General Electric Company	ゼネラル・エレクトリック 社
<b>GH</b>	Green House	グリーンハウス
<b>HAW</b>	Higher Activity Waste	高レベル放射性廃棄物

略 語 表 ( 続 き )

<b>HOBEG</b>	Hochtemperatur-Reaktor-Brennelement GmbH	( 独 国 ) 高 温 ガ ス 炉 燃 料 会 社
<b>IRRS</b>	Integrated Regulatory Review Service	総 合 規 制 評 価 サ ー ビ ス
<b>JAEA</b>	Japan Atomic Energy Agency	日 本 原 子 力 研 究 開 発 機 構
<b>JNFL</b>	Japan Nuclear Fuel Limited	日 本 原 燃 株 式 会 社
<b>KAERI</b>	Korea Atomic Energy Research Institute	韓 国 原 子 力 研 究 所
<b>LC</b>	License Condition	許 認 可 条 件
<b>LLW</b>	Low-Level Radioactive Waste	低 レ ベ ル 放 射 性 廃 棄 物
<b>MA</b>	Minor Actinide	マ イ ナ ー ア ク チ ニ ド
<b>MOX</b>	Mixed Oxide	混 合 酸 化 物
<b>Necsa</b>	South African Nuclear Energy Corporation SOC Limited	南 ア フ リ カ 原 子 力 エ ネ ル ギ ー 公 社
<b>NORM</b>	Naturally Occurring Radioactive Material	自 然 起 源 放 射 性 物 質
<b>NPP</b>	Nuclear Power Plant	原 子 力 発 電 所
<b>NRC</b>	Nuclear Regulatory Commission	( 米 国 ) 原 子 力 規 制 委 員 会
<b>NUMEC</b>	Nuclear Materials and Equipment Corporation	NUMEC 社
<b>OECD/NEA</b>	Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency	経 済 協 力 開 発 機 構 / 原 子 力 機 関
<b>PCB</b>	Poly Chlorinated Biphenyl	ポ リ 塩 化 ビ フ ェ ニ ル
<b>PHWR</b>	Pressurized Heavy Water Reactor	加 圧 重 水 炉
<b>PUREX</b>	Plutonium Uranium Recovery by EXtraction	プ ル ト ニ ウ ム - ウ ラ ン 溶 媒 抽 出
<b>PWR</b>	Pressurized Water Reactor	加 圧 水 型 原 子 炉
<b>RBMK</b>	Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyy	黒 鉛 減 速 沸 騰 水 圧 力 管 型 原 子 炉
<b>RBU</b>	Reaktor-Brennelement Union GmbH	RBU 社
<b>RCV</b>	Reactor Containment Vessel	原 子 炉 格 納 容 器
<b>RI</b>	Radio Isotope	放 射 性 同 位 体
<b>RPV</b>	Reactor Pressure Vessel	原 子 炉 圧 力 容 器
<b>SAP</b>	Safety Assessment Principles	安 全 評 価 原 則
<b>SARIS</b>	Self-Assessment of Regulatory Infrastructure for Safety	原 子 力 安 全 の た め の 規 制 基 盤 に 係 る 自 己 評 価
<b>SCC</b>	Stress Corrosion Cracking	応 力 腐 食 割 れ
<b>SF</b>	Spent Fuel	使 用 済 燃 料
<b>SG</b>	Steam Generator	蒸 気 発 生 器

略 語 表 (続 き)

<b>SKI</b>	Statens Kärnkraftinspektion	スウェーデン原子力発電 検査局
<b>SSC(s)</b>	Structure(s), system(s) and component(s)	構造物、系統及び機器
<b>STUK</b>	Säteilyturvakeskuksen	(フィンランド) 放射線・ 原子力安全センター
<b>TBP</b>	Tributyl Phosphate	リン酸トリブチル
<b>TRIGA</b>	Training, Research, Isotopes, General Atomics (Reactor)	トリガ (炉)
<b>TRS</b>	Technical Reports Series	(IAEA) 技術報告書シリ ーズ
<b>TRU</b>	Transuranium	超ウラン元素
<b>USEC</b>	United States Enrichment Corporation	合衆国濃縮公社
<b>VGB</b>	Vereinigung der Großkesselbesitzer e. V.	(独国) 欧州大規模発電事 業者技術協会
<b>WAC</b>	Waste Acceptance Criteria	廃棄物受入規準
<b>WENRA</b>	Western European Nuclear Regulators Association	西欧原子力規制者会議
<b>WWER (VVER)</b>	Water-Water Energetic Reactor (Voda Voda Energo Reactor)	ロシア型加圧水型原子炉
<b>YVL</b>	Ydinturvallisuusohjeet	(フィンランド) 原子力に 関する安全指針

## 1 序論

### 1. 1 本報告書の目的

IAEA により 2016 年 1 月に行われた総合規制評価サービス (IRRS) ミッションに先立ち、原子力規制委員会が用意した自己評価書 (SARIS)<sup>1</sup> において以下の課題が抽出された。

#### No.13 : 自己評価で要改善とされた課題 (R19)

廃止措置を考慮した設計、廃止措置に際しての放射性廃棄物発生量の最小化の考慮について原子力施設に対する規制上の要求とすることについて検討すべきである。

本課題のうち「規制上の要求とすること」については 2019 年 1 月に対応方針を見直し、設置許可基準等の規制要件とはせず許認可取得者の自主性を促す方針とした<sup>2</sup>。具体的には、廃止措置や放射性廃棄物発生量の最小化を考慮した具体的設計例等に関する技術文書を公表するとともに、「廃止措置実施方針の作成等に関する運用ガイド」<sup>3</sup>及び「原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド」<sup>4</sup>にこの考慮に係る記載を埋め込むことを通して、これを実現することとした。

本報告書は、この新たな方針を踏まえた技術文書として、原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ核燃料廃棄物研究部門が行った国内外の原子力施設の廃止措置困難事例、廃止措置を考慮した設計事例等に関する調査結果を取りまとめたものである。

また、本報告書は、新たな原子力施設の設計の際に、廃止措置の考慮の観点での原子力事業者の自主的努力を促すことを意図しているとともに、上記保安のための措置等に関し、「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。)」<sup>5</sup>第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 4 号ロに基づく保安のために講ずる措置の実施状況の検査 (例えば実用炉については、同法第 43 条の 3 の 22 第 1 項) のうち施設管理方針 (例えば実用炉については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」<sup>5</sup>第 81 条第 1 項第 1 号及び第 2 号) に係る原子力規制検査の参考としても活用できる。

### 1. 2 国際的議論の進展

原子力施設の設計段階における廃止措置の考慮、すなわち解体の容易化及び放射性廃棄物発生量の最小化に資する施設設計<sup>(注1)</sup>については 1990 年代後半から国際的議論が行われている。IAEA では、2006 年発行の安全要件 WS-R-5<sup>7</sup> (第 5.4 項) において「新設施設の設計段階の早い時期から操業まで」の段階で、その改定版である 2014 年発行の全般的安全要件 GSR Part6<sup>8</sup> (要件 5 及び第 7.1 項) では「施設の立地から運転までの施設寿命の全段

<sup>(注1)</sup> 以降、特に断りのない限り、本報告で用いる「廃止措置の考慮」は解体の容易化及び放射性廃棄物発生量の最小化の両方の意味を有する。

階」でそれぞれ廃止措置を考慮することを要件とした（表 1.1）。

表 1.1 IAEA 安全基準文書（要件）における記載の変遷

Table 1.1 Change of description on IAEA safety standards (safety requirements)

<p><b>WS-R-5「放射性物質を用いる施設のデコミッショニング」(2006)<sup>7,9</sup></b></p> <p>5.4 新規の施設に対して、デコミッショニングの配慮は、設計段階の早い時期に始めなければならない。行為の終了あるいは規制上の管理からの施設の最終解放まで継続しなければならない。規制当局は、事業者がデコミッショニングを容易にするための特性、施設の記録保管並びに汚染の拡大を防止する物理的及び手続き上の手法を含めて、施設の設計、建設及び操業（運転）において来るべきデコミッショニング活動を考慮することを確保しなければならない。</p>	<p><b>GSR Part 6「施設の廃止措置」(2014)<sup>8</sup></b></p> <p>要件 5：廃止措置に対する規制機関の責任 規制機関は、施設の立地と設計の間の廃止措置の初期計画立案から、廃止措置活動の完了及び廃止措置の認可の終了に至るまでの、施設の存続期間のすべての段階を通して、廃止措置のあらゆる側面を規制しなければならない。規制機関は、生じる放射性廃棄物の管理に関する要件を含む廃止措置に関する安全要件を規定して、関連する規制と指針を適用しなければならない。規制機関はさらに、規制要件が満たされることを確保するための措置を施さなければならない。</p> <p>7.1. 規制機関は、許認可取得者が、廃止措置を容易にするための特性、施設の記録の保管、汚染及び／又は放射化を制限するための物理的及び手順上の方法の検討を含めた方法により、施設の立地、設計、建設、試運転（試操業）及び運転（操業）において廃止措置を考慮に入れることを確保しなければならない。</p>
--	--

注) GSR Part6 の邦訳は原子力規制庁委託事業「平成 27 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（放射性廃棄物の処理・処分に関する国際基準等の検討に係る情報収集）事業」の中で（公財）原子力安全研究協会により作成された仮訳である。

出典) 公益財団法人原子力安全研究協会, WS-R-5, 放射性物質を用いる施設のデコミッショニング, p.10, 2012.<sup>9</sup>

IAEA, GSR Part 6, Decommissioning of Facilities, p.14, Vienna, 2014.<sup>8</sup>

一方、この「廃止措置を考慮した設計（Design for Decommissioning; DfD。以下「DfD」という。）」の具体的内容について体系的にまとめた文書は少なく、後述するように、各国の廃止措置事例から得られた教訓及びそれらを踏まえた議論を集約した IAEA 技術文書群や、1970 年代及び 1980 年代を中心とした米国 NRC の外部委託事業の報告書群が詳細な検討例である。

IAEA 安全基準文書では、原子炉施設を対象とした 1999 年の安全指針 WS-G-2.1<sup>10</sup>（第 4.3 項）に材料選定及び施設レイアウト・アクセス経路に関するものが 2 項目、核燃料サイクル施設については 2001 年の安全指針 WS-G-2.4<sup>11</sup>（第 4.3 項）に 13 項目が挙げられている。これらの指針の統合版として 2018 年に発行された個別安全指針 SSG-47<sup>12</sup>（以下単に「SSG-



47」という。)の第 7.6 項には「設計段階における廃止措置の考慮に関連した特徴及び側面」として(a)～(n)の 14 項目が示されているが、いずれも実際の施設設計を考える上でその役割や具体例を十分理解しやすい記載とはなっていない(表 1.2)。

IAEA 技術文書では、1983 年発行の IAEA Technical Reports Series (以下「TRS」という。) No.230<sup>13</sup> 及び 1986 年発行の TRS No.267<sup>14</sup> における簡単な記載が DfD に関する初期の文献であり、その後 1988 年発行の TRS No.286<sup>15</sup> において、廃止措置段階における除染・解体手法に付随する形で簡単な説明がなされた。本格的な議論が始まったのは 1990 年代後半であり、1997 年の TRS No.382<sup>16</sup> では実用発電用原子炉及びその附属施設(以下「実用炉」という。)の設計に関する各国の取組状況が報告されるとともに、実用炉の DfD に関する極めて広範な議論がなされた。このほか 1980 年代から 2010 年代にかけて様々な施設の廃止措置経験及びそれらから得られた教訓が報告されており<sup>17~29</sup>、2000 年代後半からは原子力施設全般を対象として DfD に着目した技術文書<sup>30,31</sup> が出版されている。

IAEA 以外では OECD/NEA が 2010 年に発行した 2 件の文書<sup>32,33</sup> で実用炉の設計段階における廃止措置の考慮が取り上げられているが、先に挙げた IAEA 技術文書群に比べると極めて簡単な内容にとどまっている。また、本調査では IAEA 及び OECD/NEA 以外の国際機関から発行された文書で本テーマを主眼としたものは確認されなかった。

諸外国の例としては、付録に示すとおり米国、仏国、フィンランド等で設計段階における廃止措置の考慮が原子力施設設置・変更時の規制要件とされており、規制指針においてその要求内容が具体化されている場合又は具体例が提示されている場合がある。

米国では、1970 年代後半から NRC が外部機関への委託調査を行っており<sup>34~51</sup>、各原子力施設について廃止措置の技術、コスト及び資金の観点から詳細な検討がなされている。これらのうち軽水炉に関する調査結果については、1990 年の NUREG/CR-3587「軽水炉の廃止措置を容易化する技術の特定及び評価<sup>52</sup>」の中で、DfD の観点からも有益な考察としてまとめられている。また、1992 年の米国 DOA の技術マニュアル<sup>53</sup> において、DfD の観点から極めて簡潔かつ網羅的な設計上の特徴が示されている(ただし、当該文書の適用範囲は軍事施設としての原子炉、医療施設、研究開発施設等であり、商業用発電炉施設、再処理施設、燃料加工施設等は含まれていない。)

論文、学会発表等では個別施設の事例報告や個別テーマ(例えば低コバルト材の放射化抑制効果<sup>54</sup>)に関する検討例が大半を占めるなか、総論として Devgun<sup>55~58</sup> による 2010 年前後の一連の解説が分かりやすい。

表 1.2 IAEA 安全基準文書（指針）における記載の変遷

Table 1.2 Change of description on IAEA safety standards (safety guides)

<p><b>WS-G-2.1「原子力発電所と研究炉のデコミッショニング」(1999)<sup>10</sup></b></p> <p>4.3 デコミッショニングを促進する観点から、設計の特徴についての徹底したレビューを原子炉施設の設計段階中に行うべきである。一般に、原子炉の運転寿命を通して保守や検査に役立つ設計の特徴は、デコミッショニングにとっても役立つであろう。以下の特定の要因が含まれているべきである。</p> <p>(a) 次のことを狙いとした慎重な材料の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－放射化を低減する</li> <li>－放射化した腐食生成物の拡大を最小に抑える</li> <li>－除染が容易にできるような表面を確保しておく</li> <li>－潜在的危険性のある物質（例えば、オイル、発火性・化学的危険性をもつ物質及び繊維状保温材）の使用を最小に抑える</li> </ul> <p>(b) 次のことを容易にするプラント設計、配置設計及び侵入経路の最適化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－大型機器の撤去</li> <li>－高放射化を伴う機器の容易な取外しと遠隔撤去</li> <li>－除染設備及び廃棄物取扱設備の将来設置</li> <li>－配管やドレンといった埋設機器の除染と撤去</li> <li>－放射性物質の施設内管理</li> </ul> <p>デコミッショニングを容易にする設計の特徴を織り込む上で、適切な尺度の模型やコンピュータモデルの使用が有用である。</p>
<p><b>WS-G-2.4「核燃料サイクル施設のデコミッショニング」(2001)<sup>11</sup></b></p> <p>4.3 デコミッショニングを容易化するために考慮されるべき設計上の特徴には、以下が含まれる。</p> <p>(a) 遠隔による維持管理とモニタリングの能力</p> <p>(b) 工程機能の区画化</p> <p>(c) プロセスセルと液体が存在しているかもしれない区域での保護カバーとライナ</p> <p>(d) 高放射性廃液の貯蔵への依存の制限</p> <p>(e) プロセス装置、構造物、システム及び設備・機器への接近の準備</p> <p>(f) 物質若しくは装置の撤去及び／又は除染の容易さ</p> <p>(g) 除染メカニズムの組み込み</p> <p>(h) 可能性がある廃棄物減容プロセス</p> <p>(i) プロセス装置の形状、寸法及び配置</p> <p>(j) 操業廃棄物又は一時保管廃棄物の再取出し性</p> <p>(k) 吊上げ及び取扱い装置</p> <p>(l) 換気及び廃水システム</p> <p>(m) 容易に除染できない構造物、システム装置及び設備・機器の解体を容易にするためのモジュール式の構造（すなわち容易に切り離すことができる機械及び電気部品）</p>

表 1.2 IAEA 安全基準文書（指針）における記載の変遷（続き）

Table 1.2 Change of description on IAEA safety standards (safety guides) (Cont'd)

**SSG-47「原子力発電所、研究炉その他の核燃料サイクル施設のデコミッションング」(2018)<sup>12</sup>**

7.6 廃止措置の容易化のために施設の設計段階において考慮されるべきものとして、また、施設の安全な運転・保守を損なうべきでなく向上させる可能性のあるものとして、関連する特徴及び側面には以下のものが含まれる：

- (a) 廃止措置中の除染を容易化するための汚染された区域の数と大きさの最小化
- (b) （例えばハッチ及び大型扉の取り入れによる）プロセスのコンパートメント化を含めた SSCs へのアクセスの容易化
- (c) （例えば配管トレンチ及び配管スリーブの使用による）地下配管及び建屋構造物中への埋め込み配管の使用の最小化
- (d) SSCs の解体を容易化するためのモジュラー設計の利用
- (e) 電気機器と機械機器の分離のような非放射性及び放射性の機器及び系統の分離及び隔離
- (f) 液体が存在する可能性のあるプロセスセル及び区域内の保護カバー類及びライナのような組込み除染機構を含む材料又は設備の撤去及び／又は除染の容易化
- (g) 放射化した腐食生成物の広がりをも最小限にするために、放射化しにくく、化学物質による劣化への耐性があり、十分な耐摩耗性を備えた材料の使用
- (h) 化学物質又は放射性物質の望ましくない蓄積を避けるための施設の設計並びに発生する廃棄物の体積を最小化及び／又は低減するためのプロセスの利用
- (i) 必要に応じ遠隔除染、保守及びモニタリングの可能化
- (j) 運転中の廃棄物又は一時的に貯蔵されている廃棄物の取り出しの容易化
- (k) 有害かつ放射性的の混合廃棄物を発生させる可能性のある有害物の使用の最小化
- (l) 放射性物質の偶発的放出のリスクを低減する深層防護策の備えの考慮
- (m) 廃止措置を支援する可能性のある新規施設（すなわち、新規の廃棄物管理施設）のための場所の特定及び確保
- (n) SSCs の放射能特性評価を容易化する「試験片」の設置のための備えの考慮

注) SSG-47 の邦訳は筆者による仮訳、他は原子力安全・保安院委託事業の中で  
 (財) 原子力安全研究協会により作成された仮訳である。

出典) IAEA, WS-G-2.1, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Vienna, 1999, pp.10-11.<sup>10</sup>

IAEA, WS-G-2.4, Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities, Vienna, 2001, pp.11-12.<sup>11</sup>

IAEA, SSG-47, Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities, Vienna, 2018, pp.43-44.<sup>12</sup>

DfD の必要性に関して最も明確な説明がなされているのは、米国の NRC 規則 10CFR20.1406（汚染の最小化）<sup>59</sup> の適合性に関する NRC 内規(Interim Staff Guidance: ISG) DC/COL-ISG-06<sup>60</sup> である。10CFR20.1406 は設計認証（Design Certification: DC）及び建設・運転一括許可（Combined License: COL）の取得者及び申請者<sup>(注2)</sup> に対し、申請書において以下の点

(注2) これら以外にも建設認可（Construction Permit: CP）、運転許可（Operation License: OL）等が 10CFR20.1406 の適用対象となっている。

を記載することを義務付けている。

- ・施設及び周辺環境の汚染を実行可能な範囲で最小化する方法
- ・最終的な廃止措置を容易化する方法
- ・放射性廃棄物発生量を実行可能な範囲で最小化する方法

この規制要件に対する適合性判断のための NRC 内規 DC/COL-ISG-06 では、NRC が 2003 年に発出した SECY-03-0069 「廃止措置終了規則に関する分析結果」<sup>61</sup> を念頭に、技術的・経済的理由から許認可取得者が原子力施設の廃止措置を完遂できない「レガシーサイト」と化してしまう問題がその背景として強調されている。同内規では、こうしたレガシーサイトでは低レベル放射性物質の漏えい並びに制御下及び非制御下での流出が日常的に起こっており、地下の残存汚染を NRC のサイト解放基準に適合するよう浄化するためには既存の廃止措置積立金では不十分であるとしている。このような状況に鑑み、2007 年に制定された 10CFR20.1406 はサイト解放基準の定められた 1997 年以降の全ての対象許認可取得者に遡って適用されたものの、コスト効率の観点から個別の最小化要求については新規許認可申請者向けであるとしている。

以上のとおり、米国において DfD が規制要求化された背景には経済的問題に起因したレガシーサイトの存在があり、放射性廃棄物発生量の増加や作業員及び公衆の放射線被ばくはその結果として生じたものである。また、レガシーサイトの発生要因の一つには汚染流体の漏えいや、回収困難な高レベル液体廃棄物といった技術的問題も存在する<sup>(注3)</sup>。

このようなレガシーサイトに関する問題は廃止措置特有の性質に起因している。すなわち、通常は廃止措置の作業が進むにつれ施設のもつ放射線リスクが低下するが、レガシーサイトでは当該リスクが十分低下しない（又は新たな放射線リスクが顕在化する）。米国の例に基づけば、DfD は施設の廃止措置開始時点のリスク低減、廃止措置期間中の最大リスクの低減又は廃止措置作業に伴うリスクに関する不確実性低減のための試みであるとみなすことができる。

### 1. 3 「廃止措置の考慮」の際の注意点

ここまでに挙げた文献の記載を総合すると、施設設計段階において廃止措置を考慮することの目的はおおむね以下 4 点に集約される。

---

(注3) こうした顕著な技術的問題がない場合であっても、コストの過小評価、施設改修又は許認可期間の変更に伴う放射性廃棄物のインベントリ及び処分コストの上昇等、様々な要因で廃止措置主体が資金不足に陥る可能性がある<sup>61</sup>。

- ① 解体又は廃止措置そのものの容易化
- ② 放射性廃棄物発生量の低減及びこれに伴う処分場容量・環境負荷の低減
- ③ 廃止措置作業員及び公衆に対する放射線被ばくその他のハザードの低減
- ④ 廃止措置に関するコストの低減

多くの場合においてこれらの要素は相互に影響し合い、一部では相反する部分もある。また、運転上の目的と廃止措置を容易化する目的といった点でも、これらの一部は相反する。したがって、施設設計段階における DfD の導入に当たっては全体のバランスを考慮することが重要である。

同様に廃止措置中の放射性廃棄物発生量の低減（②）や作業員及び公衆の被ばくリスクの低減（③）が達成されたとしても、そのために運転段階の放射性廃棄物発生量や被ばくリスクが増加するものは正当化されない。なお、運転・保守作業に伴う放射性廃棄物発生量や作業員及び公衆の被ばく線量を低減するための設計上の対策の多くは DfD としても有効である。

このように、DfD は施設の運転・保守作業に関する安全性を低下させない前提の下、利用可能な技術の中で施設寿命全体を考慮し①～④をバランスさせた最適な設計を目指す概念である。

施設種別や廃止措置戦略に応じてそれらの廃棄物発生量や被ばくリスクは大きく異なる。このため、DfD は原子力施設一般としての概念論にとどまらず、施設種別ごと及び廃止措置戦略ごとの具体例を示す必要がある。こうした観点から、本報告では SSG-47 に記載の項目ごとに、また施設ごとに DfD の具体例を示す。

#### 1. 4 SSG-47 の解釈・細分化

DfD を例示した最新の文献は 2018 年の SSG-47<sup>12</sup> である。ただし、これに示された(a)～(n)の 14 項目はその意図や対象について様々な解釈が可能であるため、その正確な理解に当たっては過去の IAEA における議論を踏まえた解釈が必要不可欠である。しかしながら、SSG-47 の当該項目には参考文献が存在しないため、各項目の意図について直接参照できる情報がない。

今回、著者は先に挙げた IAEA 技術文書等の文献調査及び IAEA 職員からの聞き取りにより得られた情報を基に、SSG-47 の本文及び(a)～(n)の計 15 項目全てについて解釈を施し、各項目の対象や想定している概念の違いによりそれらを計 30 項目に細分化した。また、各項目の内容を一目で分かりやすくするために通し番号及び略称を付した。この整理結果を表 1.3 に示す。なお、本表に示した内容はあくまで著者が調査結果に基づき技術的観点から取りまとめた結果であり、IAEA や原子力規制委員会による SSG-47 の公式な解釈ではないことに十分注意されたい。また、表中左欄の和文は著者による仮訳である。

表 1.3 DfD の例に関する SSG-47 第 7.6 項の細分化及び略称一覧

Table 1.3 Subdivision and abbreviations of paragraph 7.6 of SSG-47

SSG-47 の記載		SSG-47 の細目又は解説* *IAEA 技術文書の調査結果等に基づく。細分化が不要と思われる項目にはカッコ書きで解説を付した。	略称
7.6	廃止措置の容易化のために施設の設計段階において考慮されるべき、また施設の安全な運転・保守を損なうべきでなく向上させる可能性のあるものとして、関連する特徴及び側面には以下のものが含まれる:	(廃止措置のためだけの設計上の特徴ではなく、運転・保守用に採用された特徴のうち結果的に廃止措置の容易化・廃棄物発生量の最小化に役立つものも含む) <sup>16,31</sup>	7.6 設計上の廃止措置等の考慮
(a)	廃止措置中の除染を容易化するための汚染された区域の数と大きさの最小化	(本項は廃止措置段階用の特別な区域設定を意図したものではない。運転中の放射線管理区域の設定をそのまま廃止措置段階で用いることは、本項の意図に合致する) <sup>16</sup>	(a) 汚染区域の最小化
(b)	(例えばハッチ及び大型扉の取り入れによる)プロセスのコンパートメント化を含めた SSCs へのアクセスの容易化	直接搬出を行うことで廃止措置の容易化に資する大型機器 <sup>16,30,31</sup>	(b)1 アクセス性:直接搬出の考慮
		遮蔽壁や機器・配管レイアウト等のスペース上の問題により、除染・解体のためのアクセスが困難な機器・タンク等 <sup>16,30</sup>	(b)2 アクセス性:スペースの確保
		当該機器又はその周辺が高線量であることに起因し、除染・解体のためのアクセスが困難な機器・タンク等 <sup>16,17</sup>	(b)3 アクセス性:遮蔽対策
(c)	(例えば配管トレンチ及び配管スリーブの使用による)地下配管及び建屋構造物中への埋め込み配管の使用の最小化	汚染流体を内包する配管・ダクト・タンク等のうち、 <u>建屋基礎部又は建屋外の地下に埋め込まれているもの</u> <sup>16,17,21,31</sup>	(c)1 埋め込み配管の回避:地下
		汚染流体を内包する配管・ダクト等のうち、 <u>建屋の壁面・床面・天井を貫通するもの</u> <sup>30,31</sup>	(c)2 埋め込み配管の回避:壁面等
(d)	SSCs の解体を容易化するためのモジュラー設計の利用	機械除染や解体時の切断作業を省略できる機器もしくはブロック状、壁状又は可搬型の生体遮蔽壁(もしくは切断作業の容易化のための切れ目等の特徴) <sup>16,18,30</sup>	(d)1 モジュラー設計の採用:切断作業の省略
		除染・解体時に高線量となる機器のうち、モジュラー設計の採用により除染・解体作業を容易化し得るもの <sup>31</sup>	(d)2 モジュラー設計の採用:高線量機器
(e)	電気機器と機械機器の分離のような、非放射性及び放射性的の機器及び系統の分離及び隔離	運転段階における放射性／非放射性 SSCs の分離がそのまま廃止措置段階に適用されるもの <sup>30,31</sup>	(e)1 汚染／非汚染 SSC の分離:運転段階からの継続
		廃止措置段階で新たに導入する機器等について、放射性／非放射性的の分離を行うこと	(e)2 汚染／非汚染 SSC の分離:廃止措置段階での新規導入
(f)	液体が存在する可能性のあるプロセスセル及び区域内の保護カバー類及びライナのような組込み除染機構を含む、材料又は設備の撤去及び／又は除染の容易化	汚染流体に触れる(又は触れるおそれのある)配管、ダクト、サンプ、タンク等の SSCs <sup>16,28,30,31</sup>	(f)1 除染容易化:配管等
		汚染物質を吸着しやすい多孔質媒体(例:コンクリート壁) <sup>16,28,30</sup>	(f)2 除染容易化:コンクリート構造物等
(g)	放射化した腐食生成物の広がりを最小限にするために、放射化しにくく、化学物質による劣化への耐性があり、十分な耐摩耗性を備えた材料の使用	放射化を低減する材料の使用 <sup>16,28,30,31</sup>	(g)1 材料選定:低放射化材
		化学的抵抗性及び耐摩耗性を有する材料の使用 <sup>16,28,30,31</sup>	(g)2 材料選定:耐食性・耐摩耗性

表 1.3 DfD の例に関する SSG-47 第 7.6 項の細分化及び略称一覧 (続き)

Table 1.3 Subdivision and abbreviations of paragraph 7.6 of SSG-47 (Cont'd)

SSG-47 の記載		SSG-47 の細目又は解説* *IAEA 技術文書の調査結果等に基づく。細分化不要な項目についてはカッコ書きで解説を付した。	略称
(h)	化学物質又は放射性物質の望ましくない蓄積を避けるための施設の設計並びに発生する廃棄物の体積を最小化及び／又は低減するためのプロセスの利用	配管形状等の設計において汚染蓄積を避ける観点から、放射化腐食生成物やその他の化学物質が蓄積する可能性のある配管、ダクト、タンク等 <sup>16,28,30,31</sup>	(h)1 汚染の蓄積回避: 配管形状等
		汚染除去の容易化の観点から、フラッシングや化学除染等の組み込み除染機構が有効な配管、ダクト、タンク等 <sup>30,31</sup>	(h)2 汚染の蓄積回避: フラッシング等
		汚染除去の容易化の観点から、配管継手直下のドリフトレイやドレン設備等、汚染の拡大防止に資する設備 <sup>30,31</sup>	(h)3 汚染の蓄積回避: 漏えい対策
		汚染物質の発生量の低減の観点から、冷却系等、放射性腐食生成物を発生させる系統における浄化設備 <sup>16,27,30</sup>	(h)4 汚染の蓄積回避: 浄化設備
(i)	必要に応じ遠隔除染、保守及びモニタリングを可能にすること	解体時に高線量となる機器、配管、タンク等のうち、遠隔除染・解体作業に資する設備(例: マニピュレーター、鉛ガラス窓)又は当該設備を設置するためのスペースを確保することで、除染・解体時の被ばく線量の低減又は作業の容易化に資するもの <sup>16,31</sup>	(i)1 遠隔除染等: 高線量区域
		遠隔モニタリング・保守が必要となるような狭隘部を伴う、汚染流体を内包する配管・ダクト・タンク等 <sup>16</sup>	(i)2 遠隔除染等: 狭隘部
(j)	運転中の廃棄物又は一時的に貯蔵されている廃棄物を容易に取り出せるようにすること	建屋基礎部又は地下に埋め込まれた液体廃棄物タンク等 <sup>16</sup>	(j)1 廃棄物取り出し容易性: 地下タンク等
		その他、保管廃棄物の取り出し作業において困難が予想されるタンク等 <sup>16,27</sup>	(j)2 廃棄物取り出し容易性: その他
(k)	有害かつ放射性的の混合廃棄物を発生させる可能性のある有害物の使用の最小化	潤滑剤・塗料等として可燃物又は爆発物を含む SSCs <sup>16,30</sup>	(k)1 混合廃棄物の最小化: 可燃物等
		環境法令において特別管理産業廃棄物として規定される重金属(例: Cd、鉛、水銀)を有為な量含む SSCs <sup>30,62</sup>	(k)2 混合廃棄物の最小化: 重金属
		その他、廃棄物処理・処分上の問題が懸念される化学物質を含む SSCs <sup>16,17,27,29,30,31,62</sup>	(k)3 混合廃棄物の最小化: その他
(l)	放射性物質の偶発的放出のリスクを低減する深層防護策の備えの考慮	(本項の意図は運転中の深層防護設計を廃止措置段階も維持することであり、廃止措置に特化した深層防護設計を施設設計段階から備えるべきという趣旨ではない)	(l) 深層防護の考慮
(m)	廃止措置を支援する可能性のある新規施設(すなわち、新規の廃棄物管理施設)のための場所の特定及び確保	解体時に一定の作業スペースが必要となる、SG 等の大型機器 <sup>30,31</sup>	(m)1 スペースの確保: 解体作業
		解体時期(工程)や撤去時の搬出経路等に起因し、撤去物の一時保管、処理又はクリアランス測定等のためのスペースの不足が懸念される SSCs <sup>16,17,21,28,29,30,31</sup>	(m)2 スペースの確保: 廃棄物管理
(n)	SSCs の放射能特性評価を容易化する「試験片」の設置のための備えの考慮	廃止措置初期段階において放射化等の特性評価を行う可能性が高い SSCs <sup>30,31</sup>	(n) 試験片の装荷

出典) IAEA, SSG-47, Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities, Vienna, 2018, pp.43-44.<sup>12</sup>

## 2. 調査・検討方法

### 2. 1 調査対象

GSR Part6 及び SSG-47 の適用範囲は鉱山施設及び放射性廃棄物処分施設の地下部分を除く全原子力施設<sup>(注4)</sup> であるため、DfD の適用対象もこれらの施設となる。これを我が国における原子炉等規制法の規制体系に照らすと、廃棄物埋設施設の地下部分を除く全ての原子力施設が対象となる。具体的には以下のとおりである。

- ✓ 製錬施設
- ✓ 加工施設
- ✓ 試験研究用等原子炉施設（以下「試験炉」という。）
- ✓ 研究開発段階発電用原子炉（以下「研開炉」という。）
- ✓ 実用炉
- ✓ 使用済燃料貯蔵施設（以下「SF 貯蔵施設」という。）
- ✓ 再処理施設
- ✓ 廃棄物埋設施設（附属施設に限る。）
- ✓ 廃棄物管理施設
- ✓ 核燃料物質の使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設（以下「使用施設等」という。）

上記のうち加工施設にはウラン転換施設、ウラン濃縮施設、ウラン再転換施設、ウラン燃料加工施設及び MOX 燃料加工施設が含まれるが、フッ化物を含む化学物質の取扱いの有無、取り扱うプロセス物質の相（気体、固体等）、Pu の存在の有無といった違いから、施設ごとに廃止措置段階での注意点が大きく異なる。このため、本検討では各施設が取り扱う汚染物質の性状、施設の構造上の特徴等の特性に鑑み、上記加工施設を以下の 2 施設に区分して取り扱うこととした。

- ✓ ウラン転換施設、ウラン濃縮施設及びウラン再転換施設（以下「ウラン転換・濃縮施設」という。）
- ✓ ウラン燃料加工施設及び MOX 燃料加工施設（以下「燃料加工施設」という。）

---

<sup>(注4)</sup> GSR Part6 は原子力発電所、研究炉、廃棄物処分前管理施設を含むその他の核燃料サイクル施設、自然起源放射性物質（以下「NORM」という。）処理施設、旧軍事サイト及び関連する医療施設、産業施設並びに研究開発施設の廃止措置を対象としている。IAEA の定義では処分施設のうち放射性廃棄物を定置している部分及び NORM 又は鉱石の採鉱・処理残渣に利用されていた特定施設では「廃止措置

(Decommissioning)」ではなく「閉鎖 (Closure)」という用語を用いるため、鉱山施設及び放射性廃棄物処分施設の地下部分は GSR Part6 の適用範囲外である。SSG-47 の適用範囲は GSR Part 6 に準拠しており、ウラン・トリウム鉱山（地表の採鉱・処理施設を除く。）及び放射性廃棄物処分施設（附属施設を除く。）は明確に適用対象から除外されている。なお、我が国の法体系においてウラン鉱山は主として鉱山保安法で規制されており、原子力施設に含まれない。GSR Part6 及び SSG-47 の適用対象は、1.18 に記載されているとおり、主として通常の運転履歴をもつ（すなわち、過酷事故を経験していない）施設であることにも注意が必要である。



研開炉については、我が国に存在する施設がいずれも既に廃止措置段階にあり本検討結果の直接的な適用対象が存在しないこと、国際的には発電設備の有無にかかわらず「研究炉」とされること、及び施設設計上の特徴に鑑み、試験炉に関する検討に包含することとした。また、試験炉のうち臨界実験装置（Critical Assembly）は国際的には研究炉（Research Reactor）と別に扱われるのが一般的であるが、原子炉等規制法の施設区分上これらはいずれも試験炉として扱われる。このため、今回の調査・検討においては研開炉及び試験炉（研究炉及び臨界実験装置）を「研究炉等」として一律に取り扱うこととした。

上記以外の SF 貯蔵施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設及び使用施設等については、廃止措置経験の多寡、施設設計の定型化の度合い、施設のインベントリの多寡及び廃止措置の困難に伴う影響の程度を勘案すると、GSR Part6 等の適用範囲にかかわらず、設計段階における廃止措置等の考慮について優先的に検討する必要があるとは認められない。このため、これらの施設については今回の調査・検討の対象外とした。ただし、これらの施設においても将来的な廃止措置で想定される課題を運転期間中の早期に特定すべきである点は他施設と同様である。

なお、製錬施設については現在我が国に該当施設が存在しないことから、今回の調査・検討の対象外とした。以上を踏まえ、本報告書における調査対象施設を表 2.1 に示す。

表 2.1 調査対象施設一覧

Table 2.1 Scope of this research

章	対象施設	章	対象施設
3	実用炉	6	燃料加工施設 ➤ ウラン燃料加工施設 ➤ MOX 燃料加工施設
4	研究炉等 ➤ 試験炉 ・ 試験炉 ・ 臨界実験装置 ➤ 研開炉		7
	5	再処理施設	

## 2. 2 調査結果の整理

2. 1 で示した対象施設について、主として文献調査により、施設設計に関連した廃止措置困難事例、良好事例等及び個別施設を対象としない一般的議論について情報収集を行った。一部の施設又は DID の細目については、文献調査と併せて有識者への聞き取り調査等も行った。

収集した情報は、表 2.2 に示す基本整理項目ごとに整理した。基本整理項目として、各施設について得られた情報を「施設の特徴」及び「代表的な廃止措置困難事例等」に整理した。一部施設については基本整理項目を一律に適用することが必ずしも適切ではないと考えられたため、2. 2. 1 以降で述べるとおり独自の整理項目を設けた。

表 2.2 本報告における施設種別ごとの検討内容の整理

Table 2.2 Discussion style for each type of facility on this report

<p><b>基本整理項目</b></p> <p><u>X. (施設種別)</u></p> <p><u>X. 1 施設の特徴</u></p> <p>X. 1. 1 施設構造上の特徴</p> <p>X. 1. 2 運転・汚染環境に関する特徴</p> <p>X. 1. 3 除染・解体作業に関する特徴</p> <p>X. 1. 4 その他 (※必要に応じ)</p> <p><u>X. 2 施設設計に起因した代表的な廃止措置困難事例等</u></p> <p>X. 2. 1 ○○に関する問題</p> <p>X. 2. 2 ○○に関する問題</p> <p>X. 2. 3 … (廃止措置困難事例等の類型ごとに記載)</p> <p><u>X. 3 ○○施設における DfD の例</u></p> <p>X. 3. 1 解体容易化に関するもの</p> <p>X. 3. 2 放射性廃棄物の発生量低減及び保管・処理に関するもの</p> <p>X. 3. 3 その他</p>	<p><b>例：研究炉等の場合</b></p> <p><u>4. 研究炉等</u></p> <p><u>4. 1 施設の特徴</u></p> <p>4. 1. 1 施設構造上の特徴</p> <p>4. 1. 2 運転・汚染環境に関する特徴</p> <p>4. 1. 3 除染・解体作業に関する特徴</p> <p>4. 1. 4 炉型ごとの特徴</p> <p><u>4. 2 施設設計に起因した代表的な廃止措置困難事例等</u></p> <p>4. 2. 1 金属腐食等に起因した問題</p> <p>4. 2. 2 放射化に起因した問題</p> <p>4. 2. 3 …</p> <p><u>4. 3 研究炉等における DfD の例</u></p> <p>4. 3. 1 解体容易化に関するもの</p> <p>4. 3. 2 放射性廃棄物の発生量低減及び保管・処理に…</p> <p>4. 3. 3 その他</p>
--	--

施設種別	実用炉	研究炉等	再処理施設	燃料加工施設	ウラン転換・濃縮施設
X.1 施設の特徴	基本	基本＋ X.1.4 炉型ごとの特徴	基本	基本	基本
X.2 代表的な廃止措置困難事例等	X.2 施設設計に関連した廃止措置の教訓	基本	基本	基本	X.2.1 ウラン濃縮施設 X.2.2 ウラン転換施設 及びウラン再転換施設
X.3 DfD の例	X.3.1～X.3.4 (各教訓に対する国内の対応状況) X.3.5 具体的 DfD の例	基本	X.3.1 遮蔽セルに関するもの X.3.2 廃液タンク等に関するもの X.3.3 その他	基本	基本

## 2. 2. 1 施設の特徴

「施設の特徴」については施設種別に応じ、以下の観点で整理した。

- ✓ 施設構造上の特徴
- ✓ 運転・汚染環境に関する特徴
- ✓ 除染・解体作業に関する特徴
- ✓ その他

ただし、研究炉等については炉型により特徴が様々であるため、上記の観点に加え炉型ごとの特徴を追記した。また、参考として、各炉型について国内外の該当施設名を併せて記載した。

## 2. 2. 2 代表的な廃止措置困難事例等

「代表的な廃止措置困難事例等」について、実用炉ではその豊富な廃止措置経験から、DfDに関する国際的議論が十分成熟している。このため、実用炉については国際的議論の中で廃止措置の教訓として挙げられるものを示すことで個別事例に代えることとした。

また、ウラン転換・濃縮施設は主要工程の違いに応じ、以下の区分で記載した。

- ✓ ウラン濃縮施設
- ✓ ウラン転換施設及びウラン再転換施設

## 2. 2. 3 DfDの例

DfDの抽出に当たっては、上記「施設の特徴」及び「代表的な廃止措置困難事例等」を踏まえ、施設種別ごとに有効と考えられるDfDを以下の観点で整理した。

- ✓ 解体容易化に関するもの
- ✓ 放射性廃棄物の発生量低減及び保管・処理に関するもの
- ✓ その他

ただし、実用炉については施設の絶対数が多い特性上、建設、運転及び廃止措置の経験から得られた教訓が新型プラントの設計に逐次フィードバックされていることから<sup>16</sup>、国内の対応状況を踏まえ今後も特に考慮が必要と考えられるDfDを抽出することとした。

また、再処理施設については顕著な廃止措置困難事例等が遮蔽セル及び廃液タンク等(廃液タンク、溶解槽、蒸発缶その他の大型塔槽類)に関する部分に集中していたことから、

これら設備単位での整理とした。

これらの整理を行ったのち、各事例発生施設の特徴<sup>(注5)</sup>及び困難事例等の背景事情も加味した上で、施設種別ごとに特に有用と考えられる DfD を抽出した。

以上の調査・整理結果について、施設種別に応じ 3. ～ 7. でそれぞれ述べる。

---

<sup>(注5)</sup> 例えば、第 II 世代初期の発電炉である、研究開発用の極めて小規模な再処理施設である等。

### 3. 実用炉

実用炉については世界中で多数の施設が廃止措置段階にあり、それらの除染・解体作業から得られた知見は教訓として国際的議論の中で頻繁に共有されている。他の原子力施設と比べ施設の定型度が高いため、これらの教訓は施設に共通する問題として認識され、またそれらの多くが運転段階の保守点検作業の効率性とも関連することから、実用炉に関する DfD は新設プラントの設計において積極的に反映される傾向にある。それらの教訓の典型的な例として、材料中の Co 不純物の低減による放射化の抑制、SG に代表される大型機器の一括搬出を考慮した大型ハッチ、腐食生成物の生成を最小限にする配管等の表面処理及び水化学管理が挙げられる。

これまでに得られている実用炉の廃止措置困難事例はそのほとんど全てが第 I・第 II 世代原子炉であり、第 III 世代以降の実用炉では今後の廃止措置における深刻な困難はあまり予測されていない。その理由としては、第 III 世代以降の実用炉で廃止措置段階に至った施設がまだ少ないこともあるが、その設計に当たり古い原子炉の建設、運転及び廃止措置から得られた経験が十分反映されている<sup>31,33</sup> ことも大きな要因であると考えられる。

なお、実用炉の主な炉型としては PWR (WWER を含む。)、BWR (ABWR を含む。)、黒鉛炉 (GCR、AGR 及び RBMK 型炉を含む。) 及び重水炉 (CANDU 炉、PHWR を含む。) が挙げられるが、廃止措置に関する教訓として特定の炉型に対する注意がなされることはあまりなく、どの炉型でもおおむね共通した問題が議論されている<sup>(注6)</sup>。

#### 3. 1 施設の特徴

##### 3. 1. 1 施設構造上の特徴

###### (1) 定型的な施設基本設計

我が国に運転段階施設として存在する炉型については、多くのプラントで共通した設計上の要素を備えている。すなわち、管理区域をもつ主要な構造物として原子炉建屋、タービン建屋、補助建屋 (PWR に限る。) 及びサービス建屋 (BWR に限る。) が挙げられ、各サイトは廃棄物処理施設や固体廃棄物貯蔵施設を備えている。

国内プラントのうち BWR 及び ABWR は、原子炉建屋及びタービン建屋、RPV、再循環系 (BWR に限る。)、原子炉遮蔽壁、一次冷却系及びタービン設備、RCV、燃料プール等から構成される。国内 PWR プラントの主要構成要素は、原子炉容器、加圧器、原子炉遮蔽壁、一次冷却系、SG、二次冷却系、RCV、タービン設備、燃料プール等であり、BWR や ABWR と比較すると加圧器や SG、二次冷却系、化学体積制御系等の有無や RCV のサイズ、炉内構造、制御棒駆動装置といった点で違いが見られるものの、原子炉本体、冷却系統、生体遮蔽、RCV 及び発電設備からなる基本構造は同一である。海外のプラントにはこ

---

<sup>(注6)</sup> ただし、黒鉛炉については放射化した黒鉛減速材の処理が廃棄物管理上の特有の問題として挙げられる。

これらのほか冷却塔、屋外開放式の SF ポンド（主に GCR）、廃棄物貯蔵サイロ（主に GCR）等を備えている場合がある。

#### （2）多数の配管及び弁

5. で述べる再処理施設ほどではないものの、軽水炉には用途に応じた複数種の冷却系統及びそれらの予備系統として多数の冷却系配管が存在する。また、それらの配管の連結点や弁の数も他の原子力施設に比べて多い。これらの配管や弁には内包流体の性質や安全上の重要度に応じ、ステンレス鋼、炭素鋼、インコネル等の材料が用いられている。

#### （3）高い閉じ込め性能

最大の汚染源である原子炉本体は RCV 内にあり、事故時の放射性物質の拡散防止のため RCV は高い閉じ込め性能を備えている。主蒸気配管をはじめ RCV を貫通する配管も多数存在するが、それらの配管貫通部はシール処理されるなど RCV の密封性を担保する運用がなされている。

#### （4）オンサイトの廃棄物処理施設

4. で述べる研究炉等のような小規模施設と異なり、我が国では実用炉の運転で発生した放射性廃棄物は処分可能な形態までサイト内の放射性廃棄物処理施設で処理される。世界的にも、クリアランスのための金属の熔融処理等を外部企業の専用施設で行うことはあるが、そのような例を除けば実用炉から発生した廃棄物の処理をサイト外で行うことはあまり一般的ではない。

### 3. 1. 2 運転・汚染環境に関する特徴

#### （1）高汚染部は限定的な領域にとどまる

通常の運転履歴において、解体後に L1 又は L2 相当の放射性廃棄物となる SSC は主に原子炉本体及び一次冷却系であり<sup>30</sup>、BWR の場合はこれに再循環系が、PWR の場合は加圧器及び SG が含まれる。また、汚染物を取り扱う排気筒、液体放射性廃棄物処理系統、固体廃棄物処理施設も同様に汚染される。その他の原子炉遮蔽壁、RCV、燃料プール等の汚染レベルは低く、解体後の放射性廃棄物の区分では L3 又はクリアランス対象物に相当する。

#### （2）汚染物質の運搬媒体は水

核燃料施設で取り扱うプロセス物質が硝酸溶液及び有機溶媒（再処理施設）、ウラン粉末（ウラン燃料加工施設）といった特有の性質をもつ物質であるのに対し、実用炉で主に汚染物質の運搬媒体となるのは一次系冷却材である。これらは運転中、BWR 及び ABWR で

最高温度 290℃程度の水又は蒸気、PWR では最高温度 330℃程度の加圧水として存在する。また、PWR の場合はホウ素濃度にして最大 1%程度のホウ酸が含まれる。

数十℃程度のプロセス物質（有機溶媒、酸その他の水溶液、粉体又は気体）をワンスルーで製品化する核燃料施設と異なり、実用炉の一次系冷却材は常に高温かつ閉サイクルで循環する。こうした運用の性質上、実用炉の一次系冷却材は配管材料の腐食等を抑える観点から厳密な水化学管理が行われている。このような汚染物質の運搬媒体の特性により、運転期間中の大規模な燃料破損等の事故事象がないことを前提とする限り、施設設計において実用炉は比較的汚染の管理がしやすい施設であると言える。

### 3. 1. 3 除染・解体作業に関する特徴

#### (1) 安全貯蔵期間をもつ廃止措置戦略

我が国では原子炉本体の解体に着手した実用炉は存在しないものの、原子炉領域の解体開始までに一定の安全貯蔵期間を設けるのが一般的である。この期間は資源エネルギー庁が示した標準工程<sup>63</sup>では 5～10 年程度、現在廃止措置中である中部電力株式会社浜岡原子力発電所 1・2 号機では 14 年となる計画が示されている<sup>64</sup>。他施設でも 9 年（日本原子力発電株式会社敦賀発電所 1 号機<sup>65</sup>）、12 年（中国電力株式会社島根原子力発電所 1 号機<sup>66</sup>）、14 年（九州電力株式会社玄海原子力発電所 1 号機<sup>67</sup>）、約 25 年（四国電力株式会社伊方発電所 1 号機<sup>68</sup>）等の安全貯蔵期間を設けることとしている。

この安全貯蔵期間は主として Co-60（半減期 5.27 年）の減衰を待つことで原子炉領域の解体を容易にするものであり、一部の研開炉及び試験炉を含む原子炉施設に特徴的な廃止措置戦略である。なお、我が国においては各施設とも安全貯蔵期間の間は解体工事の準備や原子炉周辺設備の解体撤去を進める計画としている<sup>(注7)</sup>。

#### (2) 低い汚染レベルと共通の支配核種

施設の汚染のうち原子炉本体では放射化汚染が、一次冷却系では腐食生成物の放射化による二次汚染が主体である。原子炉本体を除けば、取り扱うプロセス物質そのもので汚染される他の核燃料施設と比べ汚染の程度は格段に低い。

原子炉本体及び一次冷却系を含む SSC の汚染について、解体時点<sup>(注8)</sup>での支配核種は多くの場合 Co-60 であり、このほかに原子炉遮蔽壁では放射化による Eu-152 が、燃料プールでは損傷燃料から放出された核分裂生成物（以下「FP」という。）として Cs-137 が主な考慮対象となる<sup>69</sup>。この支配核種は BWR、ABWR 及び PWR といった炉型を問わず全ての軽水炉で共通している。

<sup>(注7)</sup> 海外では、安全貯蔵期間の間は原子炉建屋の密封・遠隔モニタリングを行う（英国の Care and Maintenance (C&M) 戦略）場合もある。

<sup>(注8)</sup> 原子炉停止 6 年後を仮定している。



### (3) 汚染物質の拡散を防ぐ障壁としての原子炉格納容器

我が国の実用炉はいずれも運転段階の安全性確保を目的とした密閉構造の RCV をもつ。このため、廃止措置においても放射性物質の外部への漏えい防止障壁としての RCV の機能を RCV 解体時まで維持することで、原子炉本体や一次冷却系といった高汚染領域の解体に伴う汚染物質の環境中への拡散を防ぐ戦略が採られている<sup>例えば 70,71</sup>。

### (4) SG の解体・撤去

PWR における SG の撤去作業は廃止措置中の大型タスクの一つである。これは一次系細管内のクラッド<sup>(注9)</sup>に起因した空間線量率の高さと、SG 自体が大型機器であることによる取扱いの困難さが主な理由である。国内外を問わず SG は一括撤去される場合とその場で分割解体後に撤去される場合があり、分割解体の場合は作業員による直接作業又は遠隔操作により SG を切断する<sup>72,73</sup>。

我が国では既に多くの PWR プラントで運転期間中の SG 交換作業が発生しており、SG の撤去技術は確立していると言ってよい。ただし、それらのプラントの一部では SG の解体作業、SG 室の解体作業、搬出経路としての RCV の開口作業等を行っており<sup>73,74</sup>、相応の作業コストとコンクリート廃棄物が発生している。

### (5) 炉内構造物の水中遠隔解体

実用炉で最も放射線量の高い SSC である炉内構造物は、海外の商用軽水炉の解体経験上、多くのケースにおいて原子炉建屋上部の機器仮置きプール又は燃料プール内で水中切断されている<sup>75~78</sup>。これはプールの水による遮蔽効果を利用するためと、切断作業による放射性の粉塵等の飛散を抑えるためである。被切断物の形状の複雑さや照射による物性の変化（照射硬化）のため、実用炉の廃止措置において最も困難なタスクの一つであるとされる<sup>16</sup>。

我が国においては第 I 世代原子炉（実証炉）である JPDR の解体時<sup>79</sup>やシュラウド交換（東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所 3 号機<sup>80</sup>）の際にこの工法の適用例があるものの、実用炉の炉内構造物全体を切断・解体した事例はない。

### (6) 生体遮蔽壁の切断・解体

原子炉遮蔽壁に代表される大規模な生体遮蔽壁をもつことも実用炉の特徴である。我が国の実用炉ではまだ経験がないものの、一般に厚いコンクリートの切断作業は大きな労力を要するため廃止措置段階の重要タスクであるとされる<sup>16</sup>。

---

(注9) 腐食生成物のうち不溶性の金属酸化物を指す。

軽水炉の運転終了時において生体遮蔽壁は内側（原子炉側）の表層数十 cm で放射化核種濃度が 10 分の 1 程度まで低下する<sup>81~83</sup>。このため、国内外を問わず、ダイヤモンドカッター又はワイヤーソーを用いた切断、コアドリリングによるラインカット及びそれらを組み合わせた切断方法<sup>84,85</sup>等により内側の汚染コンクリートを外側コンクリートから分離することで放射性廃棄物発生量を低減できると考えられている<sup>15,86,87</sup>。

### 3. 2 施設設計に関連した廃止措置の教訓

我が国において 1990 年代以降に建設された施設で主流となっている第 III 世代原子炉や、海外の新設炉で採用が進んでいる第 III+世代原子炉は、第 I・第 II 世代原子炉の運転経験を基に設計改良がなされた背景から、安全性や設計寿命だけでなく保守作業の容易性、放射性廃棄物発生量の低減といった廃止措置に関連する側面の改善点も多く報告されている<sup>55,88,89</sup>。第 I・第 II 世代原子炉の廃止措置経験から得られた教訓は既に国際的議論の中で十分共有されているため、ここではそれらの教訓のうち代表的なものを紹介するとともに、供用中の施設を含む最近のプラント設計にそれらがどのように反映されているかを概観する。

#### 3. 2. 1 放射化物の発生量低減に関する教訓

##### (1) 金属材料の放射化

廃止措置段階における空間線量率の支配核種（Co-60 等）を低減することは、廃止措置の観点から実用炉の設計を見る際に最もよく触れられるトピックの一つである。例えば、海外の BWR、PWR（WWER を含む。）及び重水炉では弁座のような摩耗が激しい箇所に耐摩耗性の高い材料であるステライトが使われていたが、その高い Co 含有量のために放射化した Co-60 による一次冷却系の汚染が課題となった<sup>30,90,91</sup>。国内外とも最近の施設では原子炉本体及び一次冷却系のほとんどの部分からステライトが排除され、鍛造ステンレス鋼のような代替材料が利用されている<sup>16,30,90</sup>。

また、ステンレス鋼やインコネルに不純物として含まれる Co の含有量も、従来の仕様では最大 0.2%程度の水準であったのに対し、1990 年代以降は各国とも最大 0.05%前後の水準を要求している<sup>16</sup>。

##### (2) コンクリートの放射化

廃止措置段階における放射化コンクリートの支配核種は Eu-152 であり、次いで Co-60 が放射線場に寄与する<sup>69</sup>。これらはいずれもコンクリート中の骨材やセメントに微量に含まれる Eu 及び Co を親元素としている。普通骨材の場合それらの元素濃度は各 1 桁程度、セ

メントでは各 3 桁程度の幅をもち<sup>92</sup>、より低濃度の材料を用いた低放射化コンクリートが開発されているが、国内・海外とも原子力発電所への適用例はない<sup>(注10)</sup>。

なお、コンクリート中の鉄筋に含まれる Co-60 もまた放射線場に有意に寄与するため、一部の国では鉄筋材料中の Co 濃度の低減が検討されている<sup>30</sup>。独国の古いプラントでは放射線遮蔽効果を上げるため、生体遮蔽壁のコンクリートに鉄製のスクラップが混ぜられていたが、それらの強い放射化により解体時に深刻な問題を引き起こした<sup>16</sup>。

### (3) 一次冷却材中のクラッドの低減

炉心で放射化し、一次冷却系全体を汚染するクラッドについては国内外の各プラントにおいて幾つかの方法で低減策が採られている。

最初に挙げられるのは配管形状に関する考慮である。エルボ、ティーといったデッドレッグ（流体滞留部）の数を最小化し、例えば長径エルボを用いることがクラッドの蓄積を低減するとされる<sup>16</sup>。また、配管溶接部は潜在的なクラッドトラップとなる可能性が高いため、韓国では配管内側表面をソケット溶接でなくバット溶接とすることでクラッドの蓄積を低減している<sup>16</sup>。配管に傾斜をつけることで流体の滞留を少なくする工夫は我が国でも採用されている。

次に、一次冷却系の水化学が配管内側の酸化被膜の形成やクラッドの発生量に大きく影響する。PWR の場合、運転中の一次冷却系を想定した 300°Cでの pH の最適範囲は 7.2～7.4 とされている<sup>16</sup>。また、一般に PWR では一次冷却材中の B/Li 比又は Li 濃度<sup>(注11)</sup>の調整が行われている<sup>95~98</sup>。このほかにも実用炉の一次冷却系では電気伝導度や塩化物イオン、硫酸イオン、溶存酸素等の濃度が管理されており、いずれも配管材料の腐食の抑制等に寄与している<sup>99</sup>。国内外を問わず、フィルタとイオン交換樹脂による一次冷却材中の遊離性固体の低減は通常の水質管理手法として採用されている。

配管材料の耐食性の向上や表面仕上げ状態に注意を払うことによる腐食の抑制もクラッドの発生量の抑制に有効である。国内外の多くのプラントで応力腐食割れ（SCC）対策として SG 伝熱管が従来のインコネル 600 製からインコネル 690 製に交換されたが、英国や米国ではこれにより腐食の抑制も期待できるとしている<sup>16,100</sup>。また、配管内側を化学的な予備酸化と併せて機械的又は電気化学的に滑らかに表面処理することでも腐食速度の低減が期待できるとされ、仏国では SG のチャンネルヘッドの仕様に電解研磨仕上げを含めたことで、当該部分の汚染に由来する放射線量を 4 分の 1 に低減できるとしている<sup>16</sup>。ロシアでは一次冷却系の表面をあらかじめヒドラジン処理することで酸化被膜の発達を容易に

(注10) 原子力施設での採用例はないものの、加速器及び医療施設では親核種である Na-23 の含有量が少ない低放射化コンクリートが採用されつつある<sup>93,94</sup>。

(注11) Li は  $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$  反応で生成するほか、LiOH の形で PWR 一次冷却系に添加される。冷却材中の B/Li 比は pH や電気伝導度に影響し、またホウ素濃度は運転サイクル中に低下するため、PWR ではそれに連動した Li 濃度の調整が行われる。

する工夫がなされており、我が国の一部プラントでもこうしたプレフィルミング処理が適用されている<sup>16</sup>。

### 3. 2. 2 施設レイアウトに関する教訓

#### (1) 大型機器の搬出

SGをはじめとした大型機器の搬出に関するトピックは、材料の放射化低減と並び、実用炉の廃止措置について国際的に最もよく議論される項目の一つである。これは当該機器の解体に関する問題と、一括搬出を行う際の経路に関する問題に大別される。

解体に関しては十分な揚重性能又は耐荷重を備えたクレーン、ホイスト、モノレールのような重量物の移動を補助する設備の準備、レイダウンスペース<sup>(注12)</sup>の確保、遮蔽対策が主な課題である。クレーン等の設備については、仏国では建設時に用いた重機をそのまま利用可能としている例がある<sup>16</sup>。独国ではSGの解体に先立ち、内部構造物の固定、放射線被ばくの低減及びのこぎりによる切断を可能とするためにSGが水で満たされ、その後-15℃まで冷却・凍結された<sup>16</sup>。

搬出経路については解体よりも多くの報告があり、大型機器の一括搬出が可能なサイズの大型搬出口を備えておくことが望ましいとされる。米国、仏国及びインドの比較的新しいプラントではこうした大型搬出口の準備がなされているが、仏国 Bugey (ビュジェ) 原子力発電所、独国 Gundremmingen (グンドレミンゲン) 原子力発電所 A 号機及び韓国古里 (コリ) 原子力発電所 1 号機では SG の搬出に当たり分割作業が必要になった<sup>16</sup>。我が国においても運転中プラントにおける SG 交換実績は多数あるが、関西電力株式会社高浜発電所 2 号機、同美浜発電所 2 号機といった比較的古いプラントでは一括搬出に当たり RCV を開口している<sup>74</sup>。これらの作業の過程では RCV 本体 (鋼板) 及びコンクリート製外部遮蔽壁の切断、RCV 内部クレーンの支持コンクリート壁の切断、SG 室の壁面・天井等の切断によってコンクリート廃棄物が大量に発生した。また、同大飯発電所 1 号機では機器搬入口を利用可能だったが、そこまでの搬出経路として大型ターンテーブルの設置、補助建屋シャッターの拡幅等の準備工事を行った<sup>74</sup>。ロシアの Novovoronezh (ノヴォヴォロネジ) 原子力発電所及び Balakovskaya (バラコフスカヤ、Balakovo (バラコヴォ) と同) 原子力発電所も、SG の一括撤去に当たり搬出口の拡張工事を行っている<sup>16</sup>。

#### (2) 放射性・非放射性系統の分離

放射性流体を内包する系統と電源ケーブル等の非放射性系統を分離することについて、特に米国で多くの注意喚起がなされている。その要点は①運転中及び廃止措置中のクロスコンタミを避けること、②施設の閉鎖から数年が経過しても全ての配管系統を確実に特定

<sup>(注12)</sup> 長尺又は大型の機器の解体作業において、系統から切り離れた機器を除染・細断のために床に置くスペースを指す。

できるようにすること、及び③ケーブルトレイ又はダクトを通じた廃止措置中の汚染の拡散を避けることの3点に集約される<sup>16,31</sup>。このうち②については、建設当時の図面の誤り又はそれらの散逸・廃棄といった記録管理上の問題により、管理区域内の床スラブ内又は地下土壌中に見つかった配管について配管ルートの探索や余分な放射線サーベイを行った<sup>28,101</sup>、配管群が複雑に敷設されており解体対象の配管や遮蔽を要する配管を特定できなかった<sup>28</sup>等の解体上の問題（いずれも海外プラント）が生じたことに由来する。

### （3）除染・解体スペースの確保

先に述べた大型機器のレイダウンスペースと同様、除染・解体のための十分なスペースは設計段階で考慮されるべきであるとされる<sup>16</sup>。我が国を含め、比較的新しいプラントでは廃止措置段階において特段問題となるような狭隘環境は想定されないが、1960年代に設計・建設されたBWR原型炉では液体廃棄物貯蔵タンク内のスラッジの除去に当たり、狭隘環境のために追加のコストと被ばくを招いた例が報告されている<sup>16</sup>。

## 3. 2. 3 個別SSCの設計に関する教訓

### （1）モジュラー設計の採用

主に生体遮蔽壁や高線量機器について、分解可能なモジュラー式の構造とすることで解体時の切断作業の省略又は容易化ができると言われている<sup>16,30,31,52,56</sup>。生体遮蔽壁の設計として典型的に挙げられるのは、鋼製バンド及びボルトで固定されたブロック状の遮蔽壁や、内側表面に取り外し可能な層状の中性子吸収体、石膏等を張ることで外側コンクリートの放射化を抑えるものである<sup>30,52</sup>。

### （2）表面の除染容易性

先に挙げた配管内側の平滑な表面仕上げは、腐食の抑制と同時に除染の容易化も期待できる<sup>16,30</sup>。同様の表面状態に関する考慮は燃料プール等のステンレス鋼ライナに対しても有効であるとされる<sup>16,28</sup>。

また、換気ダクトから汚染が拡散する可能性を低減し、必要な場合の除染を容易化するため、ダクトにはプレフィルタを設置することが望ましいとされている<sup>16</sup>。

近年のほとんど全てのプラントで採用されているように、コンクリート構造物の塗装、コーティング又はライニングにより汚染物質の浸透を防ぐことは重要である<sup>30,31,52</sup>。海外の古い施設では燃料プールの防水塗料が経年劣化で剥離し、大量の汚染コンクリートを生じさせた経験から、燃料プールはステンレス鋼でライニングすべきであるとされている<sup>28</sup>。

### 3. 2. 4 その他

#### (1) コンパクトな施設設計

一般に、廃止措置及び廃棄物管理の観点では、(特に汚染の可能性のある)施設の空間は小さく、機器の数は少ない方が好ましいとされる<sup>16,57</sup>。これはコンクリート構造物、配管、ケーブル類といった放射性廃棄物又はクリアランス対象物の発生量の低減、解体対象物の削減、放射線管理に要する労力の低減が主なメリットである。実際に近年のプラント設計では設備や構造物の量が従来よりも大幅に削減される傾向があり、例えば第 III+世代原子炉である AP1000 では第 II 世代の 4 ループ型 PWR と比べポンプが 35%、安全弁が 50%、配管が 83%、制御ケーブルが 87%、耐震設計を要する建屋の体積が 50%削減されている<sup>57,58</sup>。また、AP1000 ではコンクリートも第 II 世代 PWR である英国 Sizewell (サイズウェル) B 原子力発電所の約 1/5 しか使われていない<sup>57,58</sup>。

#### (2) 廃棄物の取り出しや内部除染のためのアクセスが可能な貯蔵庫

海外の Magnox (マグノックス) 炉及び AGR の多くでは、多様な固体廃棄物の混合体を含む運転中廃棄物をタンク内又はボルト内に保管しており、それらの当初設計では一般に廃棄物取り出し用の設備は設置されていなかった<sup>16</sup>。これらのうち一部の閉鎖プラントではボルト上に一時的な廃棄物処理設備が設置された。これにはマニピュレータや吊上げ設備による廃棄物取り出し機構に加え、黒鉛デブリと金属廃棄物の磁性分離、それらを細断する装置が含まれていた<sup>16</sup>。英国の別のプラントではサイロ内へのアクセス経路が直径 20cm の穴一つしか存在しなかったため、廃棄物取り出し設備が開発された<sup>21</sup>。

また、スロバキアの A1 原子力発電所の廃止措置では、汚染水浄化ステーションの特性評価、除染及び解体が最も重要な作業の一つとされた<sup>21</sup>。ここでは放射線レベルの高さからアクセスが制限され、遠隔操作マニピュレータが必要とされた。直径 16m の貯蔵タンクに対し、マニピュレータは約 50cm の検査孔を通して挿入しなくてはならなかった。

同様に、スペイン Vandellós (バンデロス) 原子力発電所 1 号機では廃棄物貯蔵庫の放射線レベルが非常に高く、貯蔵されていた約 1,000 トンの配管スリーブ等の取り出しに当たっては天井の開口部からマニピュレータを挿入する必要があった<sup>21</sup>。

これらを含む多数の事例から、特に廃棄物貯蔵庫(保管庫)についてはその設計段階で保管廃棄物の回収手段を確保すべきであるとされている<sup>16,30,31</sup>。

#### (3) 有害物質の取扱い

国内外の多くの古いプラントで断熱材としてアスベストが用いられていた。これは撤去の際に特別な注意を要するため解体に時間が掛かり、結果として作業員の被ばく線量や解体コストの増加要因となる。

また、PWR の液体放射性廃棄物蒸発・濃縮器から生じる最も一般的な有害物質としてホウ酸が挙げられている<sup>30</sup>。液体放射性廃棄物の濃縮物には FP と放射化した腐食生成物の

両方が含まれているため、この処理技術は環境への影響とコストの両面から重要である。濃縮・処理前にホウ酸と放射性物質を分離できれば、この濃縮廃液からの放射性廃棄物の発生量は一桁少なくなるとの報告もある<sup>102</sup>。

#### (4) 運転停止後長期間の健全性の考慮

一般論として、特に安全貯蔵期間をもつ廃止措置戦略が考えられる場合には、SSCの材料選択ではプラント停止後の数十年間の期間及び環境条件を想定すべきとされている<sup>30,31</sup>。この考慮を要するSSCとしては、廃止措置に有用な系統や液体廃棄物貯蔵タンク、構造物が挙げられている<sup>30</sup>。

### 3.3 実用炉における Dfd の例

ここまでに示したように、実用炉の廃止措置については非常に多くの情報が蓄積されているが、それらが推奨する設計上の特徴の多くは我が国の比較的新しいプラントで既に取り入れられている。ここでは3.2で挙げた項目について、我が国のプラントにおける一般的な対応状況を電力事業者からの聞き取り結果等に基づき解説し、その後Dfdとして今後特に考慮を要するものを抽出する。

#### 3.3.1 放射化物の発生量低減に関する対応状況

##### (1) 金属材料の放射化

材料中のCo含有量低減の有効性については広く知られており、我が国の比較的新しいプラントでは一部機器に低コバルト材が採用されている<sup>103,104</sup>。

##### (2) コンクリートの放射化

先に述べたとおり、Eu及びCo含有量の低い骨材を用いた低放射化コンクリートは開発段階であり<sup>30</sup>、実際のプラントの生体遮蔽壁としての採用は必ずしも進んでいない。また、生体遮蔽壁の内側に中性子吸収体を設置する等のコンクリート放射化対策も我が国の実用炉では一般的ではない。これは後述する研究炉等に比べ、実用炉における生体遮蔽壁の放射化が施設解体時の深刻な問題とはなりにくいことが主な理由であると考えられる。

##### (3) 一次冷却材中のクラッドの低減

配管形状について、エルボ等における流体の滞留は広く一般的に知られており、原子力分野に限らず配管設計における基本的考慮事項である。

一次冷却系の水化学管理及び配管等材料の耐食性についても、冷却材漏えい事象に対する安全対策、燃料被覆管の健全性の確保及び放射性腐食生成物に由来した作業員の被ばく

線量低減策として事業者、メーカー等による検討が重ねられており<sup>95,96,99</sup>、我が国の実用炉においても DfD の観点からは十分な考慮がなされていると考えられる。

### 3. 3. 2 施設レイアウトに関する対応状況

#### (1) 大型機器の搬出

先に述べたとおり、我が国の PWR プラントの設計では RCV 機器搬入口を通した SG の一括搬出に対する考慮がなされていなかったため、これまでの SG 取替え実績は RCV 側壁を開口した一括搬出工法が主流となっている。

他の大型機器としては炉内構造物<sup>80,105</sup>、給水加熱器及び PWR の原子炉容器上蓋について一括取替工事が行われた実績があるが、これらの搬出に当たって特段の問題は報告されていない。

#### (2) 放射性・非放射性系統の分離

我が国の実用炉においては運転・保守作業を容易化するため、一般に放射性の配管系統等と非放射性の配管、ケーブル等の系統は分離されている。

#### (3) 除染・解体スペースの確保

大型機器のレイダウンスペースの必要性に関しては、先に述べた SG の取替工事のうち SG を一括搬出せずその場で分割・搬出作業を行う分割取替工法が代表ケースである。しかしながら我が国におけるこれまでの SG 取替実績はいずれも一括搬出工法であり、本項目に関する困難事例は報告されていない。

### 3. 3. 3 個別 SSC の設計に関する対応状況

#### (1) モジュラー設計の採用

解体時の切断作業を省略するモジュラー構造の代表例とされるブロック状の生体遮蔽壁は、地震災害の多い我が国において施設・設備の構造強度を確保する観点から現実的な設計方策とは考えにくく、これを採用しているプラントはない。また、生体遮蔽壁に中性子吸収体等の層を内張りすることによるコンクリートの放射化抑制・解体容易化も我が国の実用炉では採用されていない（ただし、このような生体遮蔽壁は海外でも稀である。）。

なお、高線量機器については分解可能なフランジ構造とすることで解体が容易になるものの、基本的にフランジ構造よりも溶接構造の方が高い密閉性能をもつこと、またフランジ構造により内部に放射性物質が蓄積しやすくなることから、特に放射性流体や冷却材を扱う機器についてフランジ構造の採用は必ずしも推奨されない。実用炉において高線量と



なる機器の大半は原子炉及び一次冷却系に付随するものであり、いずれも安全上重要な機器であるため、本項目に該当する機器は少ないと考えられる。

## (2) 表面の除染容易性

本項目に関する問題意識は我が国の原子力産業全体に広く知られており、実用炉においても配管や燃料プールのライナ、コンクリート構造物の表面等は一般に研磨仕上げ、塗料、コーティング等の処理がなされている。

### 3. 3. 4 その他

#### (1) コンパクトな施設設計

先に述べたとおり、特に第 III+世代原子炉ではシンプルかつコンパクトな施設設計がなされる傾向にある。我が国の実用炉においても ABWR の建屋一体型 RCV やインターナルポンプの採用はプラントの安全性を向上させるとともに、本項目の目的にも合致する。

#### (2) 廃棄物の取り出しや内部除染のためのアクセスが可能な貯蔵庫

実用炉の場合、本項目に関する困難が報告されたプラントの多くは黒鉛炉である。我が国においても廃止措置中の日本原子力発電株式会社東海発電所（GCR）においてタンクからの放射性スラッジの取り出し作業が発生しているものの、他の軽水炉プラントでは廃止措置段階における特段の困難は予想されていない。

#### (3) 有害物質の取扱い

本項目の代表例として挙げられるアスベストは世界的に利用が禁止される傾向にあり、我が国においても既に製造及び使用が禁止されている。このため今後の施設の新設、追設、改修等においてアスベストが用いられることはなく、DfD としても考慮は不要である。

PWR におけるホウ酸の扱いについては、遮蔽体としての鉛や中性子吸収材としての Cd といった重金属と同様、運転期間中の安全性の観点から直ちに使用量を減らす等の方策は現実的でない。また、我が国の実用炉において使用済のホウ酸は回収・再利用されており、混合廃棄物の発生量を低減する運用がなされている。

#### (4) 運転停止後長期間の健全性の考慮

英国のように、廃止措置戦略として 100 年に近い遅延解体戦略<sup>(注13)</sup>を採用している国にとっては当該期間における構造物、系統等の健全性を施設設計段階から考慮することは有意義である。

---

(注13) 英国では、黒鉛炉について施設閉鎖からおおむね 85 年後までに炉心部を解体することが基本方針となっている<sup>106</sup>。

しかしながら、我が国のように運転終了から原子炉建屋の解体まで 30～40 年程度の遅延解体戦略であれば、廃止措置に必要な建屋機能（電源系統、給水・ドレン系、換気系等）を維持する観点で既存のプラント設計に追加的な考慮が必要であるとは考えにくい。このため、本項目については今後大きな廃止措置戦略の転換がない限り、我が国の実用炉の設計において特段の注意を払う必要はないと考えられる。

### 3. 3. 5 我が国の実用炉における具体的 DfD の例

ここまでの検討結果から、我が国の実用炉において有効な DfD として下記 2 点の項目を抽出した。

#### (1) 低放射化金属材料の採用

一部プラントにおいて低コバルト材の採用が進んでいるが、その範囲は原子炉及び一次冷却系の限定的な部分にとどまっている。運転段階の安全性を低下させない範囲で、特に放射化により中深度処分相当の放射性廃棄物となる炉内構造物等の機器の部材には今後も低放射化材を積極的に採用することで放射性廃棄物発生量の低減が期待できる。

#### (2) 大型機器の一括搬出の考慮

我が国の PWR におけるこれまでの SG 取替実績の多くは RCV の開口に代表される大規模な準備工事を伴っており、廃止措置段階においても同様の作業が想定されることから、施設解体時に要する労力及び放射性廃棄物発生量のいずれの観点からも改善の余地がある。今後のプラント設計においては、SG を含む大型機器の運転期間中の取替え及び廃止措置段階での一括撤去を可能とするよう、十分な広さのある搬出経路及び搬出口を確保することで、解体の容易化及び廃棄物発生量低減の両方に資すると考えられる。

## 4. 研究炉等

現在、建設中を含め世界で 317 基<sup>(注14)</sup> がある研究炉等は、その多くが炉心及び生体遮蔽、冷却系統及びプール、計装系等を備える点で実用炉と共通した機能上の特徴を持つ。しかしながら、個別 SSC の設計は実用炉ほど標準化されておらず、また国内外を問わず全体的に古い施設が多いため、特に海外で研究炉等の廃止措置に関する数多くの困難事例が報告されている。一方、これまでに廃止措置が完了した研究炉等も世界で 443 基にのぼり、小規模な研究炉や臨界実験装置では特段の問題なく即時解体されるケースも多い。

海外の事例より、研究炉等の廃止措置における典型的な問題として、

- ✓ 長期間の供用に伴う金属の腐食や金属及びコンクリートの放射化
- ✓ 他施設と比べた材料の特殊性や燃料貯蔵プールの水化学管理の乏しさに起因した放射性スラッジの発生
- ✓ 高線量や狭隘環境に起因した炉内構造物等の遠隔解体
- ✓ 減速材や反射材として用いられた黒鉛及び Be の廃棄物処理上の問題

が挙げられる。これに加え、研究炉に特有のビームチューブや遮蔽プラグの解体・撤去に関する困難も散見される。

これらの問題は熱出力 1MW 以上の中型～大型研究炉でよく見られ、臨界実験装置や出力数 kW 以下の小規模施設では廃止措置困難事例はほとんど報告されていない。以下の 4.2 に示すとおり研究炉等には様々な炉型が存在するが、世界的に普及しているプール型及びタンク型の軽水炉・重水炉並びに黒鉛減速炉で廃止措置に関する困難事例が多く報告されている。

### 4. 1 施設の特徴

#### 4. 1. 1 施設構造上の特徴

##### (1) 施設規模の多様性

国内外を問わず、研究炉等は原子炉建屋とホットラボ (Igloo と呼ばれる。) からなる小規模サイトが多い点が、他の原子力施設と比べた際の一つの特徴である。原型炉や実証炉など発電設備をもつ大型研究炉は実用炉と同等の施設規模をもつものも少なくないが、一方で建屋一つだけで完結する臨界実験装置のような小型施設も施設種別としては本カテゴリに含まれる。また、日本の東海・大洗地域に見られるように、研究施設サイト内に単

---

(注14) 本段落で示した基数は 2019 年 8 月現在の IAEA 研究炉データベース<sup>107</sup> の情報に基づいている。本データベースでは JRR-3 が廃止措置終了 (JRR-3M が一時停止中) となっているなど、我が国の許認可上の扱いとは若干異なるものも見受けられるため、数値はあくまで参考であることに留意されたい。

基又は複数基の中型・小型研究炉等が立地する場合も多い<sup>(注15)</sup>。特に出力 1MW～100MW 程度の非発電研究炉は廃止措置段階における施設設計上の性質の違いが顕在化しやすく、DfD の観点で主な検討対象となる。

実用炉では国内施設の SF プールが 1,000m<sup>3</sup> オーダーの容量を持つ<sup>(注16)</sup> のに対し、研究炉等のプールは小さく、おおむね 100m<sup>3</sup> のオーダーである。ただし、海外の大型研究炉では約 3,000m<sup>3</sup> の容量を持つプールも存在し<sup>27</sup>、これは実用炉と比べても 2～3 倍大きい水準である。発電設備のある大規模施設を除けば燃料要素も実用炉よりも短いものがほとんどであり<sup>(注17)</sup>、多くは全長数十 cm～1m 程度である。

## (2) 研究炉等に特有の設備・設計

国内外を問わず、施設によっては炉心が可動式である、炉心構成が変更可能であるなど炉心付近の柔軟な運用を可能とする設計となっている。炉心周囲には黒鉛や Be (金属 Be 又は Be 酸化物) の反射体を備えている場合が多い。

研究に供する目的上、中性子線等の放射線利用のためのビームチューブ (垂直照射孔又は水平実験孔) を備えている施設が多い。また、原子炉プールとホットラボをつなぐカナールが存在する場合もある。

生体遮蔽の材料はコンクリートが一般的であるが、重コンクリート<sup>(注18)</sup> や鉄材、中性子遮蔽用の軽水タンクが用いられる例もある。

## (3) 燃材料としての Al の採用

燃料形態は施設によって大きく異なるが、国内外を問わず 1950 年代～1970 年代に建設された研究炉の場合、建設当初の設計では 90%前後の高濃縮ウランを用いた Al 合金や Si-Al 化合物の板状燃料を、米国の核不拡散強化政策を受けた 1980 年代以降は施設の改造により 20%濃縮ウランと Al の板状合金燃料を利用している施設が多い。

また、特に古い施設では、低温領域における耐食性が高く、熱中性子の吸収断面積が小さいといった材料特性及び安価であることから、燃料要素以外にも燃料被覆や炉心の構造材料として Al 又は Al 合金 (以下「Al 材料」という。) が広く採用されている。

---

<sup>(注15)</sup> 例えばデンマークの Risø (リソー) 国立研究所、英国 Harwell (ハーウェル) サイト、仏国 Grenoble (グルノーブル) サイトなど。

<sup>(注16)</sup> 例えば日本原子力発電株式会社東海第二発電所の燃料プール保有水量は約 1,189m<sup>3</sup>、東北電力株式会社女川原子力発電所 2 号炉は約 1,400m<sup>3</sup>、日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場の燃料プール水量は約 13,000m<sup>3</sup> である。

<sup>(注17)</sup> 発電設備を持たない研究炉でも、実用炉に近い大きさの燃料棒を有する施設は存在する (例: 常陽の燃料集合体は全長約 3m、うち燃料ピン全長約 1.5m)。

<sup>(注18)</sup> 放射線を遮蔽するために、鉄等の重量骨材を使用したものを指す。

#### (4) 供用期間中の設計変更

他の施設種別と比べ、国内外とも供用期間中に炉心構成や出力の変更を含む原子炉の改造が行われる施設が多い。このため、建設当初の施設設計は運転期間末期の運転条件に照らして必ずしも合理的な構造となっていない可能性がある。

### 4. 1. 2 運転・汚染環境に関する特徴

#### (1) 炉心周辺

全般的に廃止措置段階での汚染の様態は実用炉と似ている。すなわち、ステンレス鋼やコンクリートの放射化による Co-60、Eu-152 及び Eu-154 が主な支配核種であり、この他に Cs-137 等の FP や破損燃料由来のウラン及びマイナーアクチニド (MA) を考慮する必要がある。これに加え、黒鉛減速材及び Be 反射体中の不純物に由来する Co-60 も原子炉周辺の空間線量率に大きく寄与する場合がある<sup>25,108,109</sup>。

特に放射線利用を目的とした研究炉では、炉心付近の中性子束は一般に実用炉より高い。また、重水炉や高速炉では炉内の中性子吸収が少ないことから、周囲の生体遮蔽コンクリート等は熱中性子又は高速中性子によって強く放射化される傾向にある。

#### (2) 冷却系統等

原子炉プールや SF プールをもつ小規模施設では、実用炉や他の原子力プラントと比べ水化学管理方法が多様である。その結果、海外施設では保管燃料や配管材料、ライナ材として用いられている Al 材料等の腐食が発生しやすい傾向にある。

また、減速材に重水を用いる施設の場合、運転期間に応じて重水中にトリチウムが蓄積されることにも注意が必要である。

### 4. 1. 3 除染・解体作業に関する特徴

#### (1) 除染作業に関する特徴

実用炉と同様、冷却系等の配管やプール構造物も腐食生成物により汚染されているが、特に海外施設においてこれらは除染剤を用いた化学除染よりも機械的除染によって除去される傾向にある。これは、機械的除染によって生じる二次廃棄物の取扱いが比較的容易であるのに対し、研究炉等では使用済除染液に対応可能な水処理プラントを持たないケースがあるためである<sup>110</sup>。

また、実用炉と比べプールや熱交換器においてスラッジ等の堆積・沈着が起りやすく、海外の研究炉等の廃止措置においてはこれらの回収・処理を要するケースが多い。

## (2) 解体作業に関する特徴

熱出力がおおむね 1MW 以上の施設では実用炉と同様、炉心や原子炉周辺機器は高線量のため遠隔解体されるのが国内外を問わず一般的である。この高線量の原因は炉心付近で用いられるボルト・ねじのような鋼製部材の放射化のほか、破損燃料からの漏えいに代表される放射性スラッジ等が挙げられる。

また、上述のとおり高速炉や重水炉では生体遮蔽コンクリートが強く放射化されるため、その切断・撤去に遠隔装置を要する等の理由により経済的・時間的コストが高く、海外施設では解体時の重要タスクに位置付けられることがある<sup>111,112</sup>。

## (3) その他

海外施設において、予期しない有害廃棄物や特性不明な廃棄物が解体中に発見される事例が多いのも研究炉等の特徴である。強く放射化した黒鉛は長半減期核種を含むため、解体時の放射線量だけでなく放射性廃棄物としても特別な管理が必要とされる<sup>(注19)</sup>。

また、一般論として、反射体として用いられた Be は不純物由来の Co-60 による高線量場を引き起こすほか、長期間の中性子照射による脆化及び亀裂の発生といった物性変化のため再使用には適さず、その化学毒性から取扱いにも注意を要する廃棄物であるとされる<sup>62,110,112~114</sup>。使用済 Be 反射体の放射能濃度は一般に LLW 相当であるが、セメント固化により水素が発生することから安定な廃棄体化が困難であるため、多くの国で未だに処分経路が確立していない放射性有害廃棄物である<sup>62,115~117</sup>。

## 4. 1. 4 炉型ごとの特徴

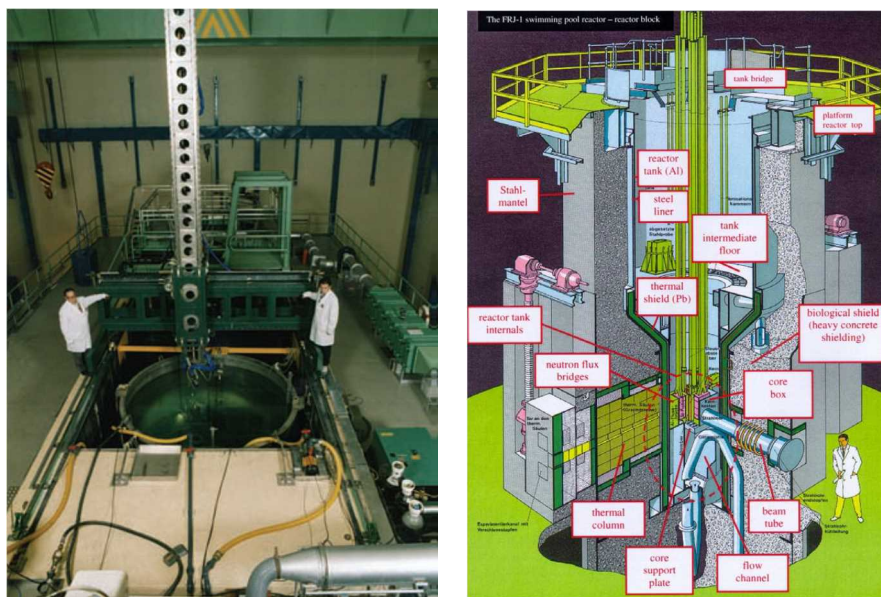
### (1) プール型

- ✓ 国内外を問わず、研究炉として最も一般的な炉型である。軽水減速・軽水冷却の簡素な構造であり、軽水の中性子線遮蔽効果により生体遮蔽壁の放射化も小さいため、解体は比較的容易であるとされる。
- ✓ これまでに世界中で 66 基設置された TRIGA 炉<sup>(注20)</sup>が代表例である。国内では TRIGA 炉以外に JRR-3、JRR-4、TTR-1 がプール型研究炉に該当する。
- ✓ 一般に原子炉プール上部は開放式である (図 4.1)。
- ✓ 燃料は運転終了後も炉心で保管される場合がある。
- ✓ 照射設備をもつ場合がある。

<sup>(注19)</sup> ロシア AM 炉では黒鉛スタックを 70~90 年間の減衰保管後に解体する計画であり、解体後の黒鉛ブロックは高分子保存薬剤に浸潤するなど特別な管理が必要であるとされている<sup>25</sup>。本計画によると、放射化しているが表面汚染していない黒鉛廃棄物は即時に焼却処理しても、C-14 による周辺公衆の年間被ばく線量率は十分低いとされている。ただし、黒鉛廃棄物の処理に関するこのような検討例は少ない。

<sup>(注20)</sup> TRIGA 炉の例：独国 TRIGA HD I、米国 GA-TRIGA I (Mark I)、立教大炉、東京都市大炉 (Mark II)、韓国 KRR-2 (Mark III)、NSRR (ACPR: Annular Core Pulse Reactor)

- ✓ 炉心が可動式である場合がある（例：TRIGA Mark III）。



©IAEA

出典) 左 : IAEA, Decommissioning techniques for research reactors, IAEA-TECDOC-1273, Vienna, 2002, p.210. <sup>25</sup>

右 : B. Stahn, J. Pöppinghaus and J. Cremer, Disassembly of the Research Reactor FRJ-1 (MERLIN), WM'02 Conference, 24-28 Feb. 2002, Tucson, USA. <sup>118</sup>

図 4.1 プール型研究炉の例

Fig. 4.1 Examples of pool-type research reactor

左 : スペイン JEN-1、右 : 独国 FRJ-1

## (2) タンク型

- ✓ 国内試験炉では JMTR、JRR-2、旧 JRR-3、KUR 及び HTR がこの炉型に該当する。海外では DIDO 型炉（英国 DIDO, 同 PLUTO, 同 DMTR, 独国 FRJ-II, デンマーク DR-3 等）が代表例である。
- ✓ 原子炉プール内に原子炉タンクがある施設（タンク・イン・プール型、例：KUR）と、大気圧の室内に原子炉タンクを設置している施設（例：JRR-2）がある。
- ✓ タンク・イン・プール型でも原子炉タンクは通常密封されており、タンク内が加圧されている場合（例：JMTR）とそうでない場合（例：KUR, 旧 JRR-3）がある。また、タンク・イン・プール型は研究炉の中では高出力なものが多い。

- ✓ DIDO 型炉や JRR-2、旧 JRR-3 等は全てタンク・イン・プール型ではない純粋なタンク型であり、減速材兼一次冷却材に重水を使用している。重水炉の場合は運転により重水中にトリチウムが発生するため、開放プール構造は適さずタンク型にする必要があり、また漏えいが発生した場合にはトリチウムの浸透によりコンクリート構造物が汚染されやすい。さらに、他の炉型に比べ、タンク型の重水炉は高い中性子束があまり減衰せず生体遮蔽壁に到達するため、生体遮蔽コンクリート等の放射化により解体が困難となりやすく、放射性廃棄物発生量も比較的多い。なお、減速材にのみ重水を用いる場合もある（例：スウェーデン R2 炉）。
- ✓ 照射設備をもつ場合がある。

### (3) 第 IV 世代原子炉

- ✓ 世界的に Na 冷却型の高速増殖炉（以下「FBR」という。）が多く、国内ではもんじゅ及び常陽が該当する。海外の代表例としては米国 Fermi (フェルミ)-1、仏国 Phénix (フェニックス)、Superphénix (スーパーフェニックス) 及び Rapsodie (ラプソディー)、英国 PFR、独国 KNK-II、ロシア BN-600 が挙げられる。高速炉としては他に英国 DFR (NaK 冷却 FBR)、ロシア SVBR-75/100 (Pb-Bi 冷却型高速炉) 等がある。
- ✓ このほか、第 IV 世代炉として日本 HTTR (高温ガス炉)、独国 AVR (同)、米国 MSRE (熔融塩炉) 等が挙げられる。
- ✓ Na 冷却型 FBR では系統からの Na の完全なドレン方法や、抜き取った Na の廃棄物処理方法について国内外で様々な技術開発が行われている<sup>119,120</sup>。当該炉型に特有の解体方法や放射性廃棄物の処理・処分方策が第 IV 世代原子炉の廃止措置に関する大きな課題である。
- ✓ 高温ガス炉は、黒鉛減速 He ガス冷却という点で GCR や AGR (いずれも黒鉛減速 CO<sub>2</sub> ガス冷却) に近い構造である。燃料は球状 (例：独国 AVR) 又はピン型 (例：HTTR) が採用されている。一次冷却材が気体であるため腐食生成物が少なく、一般に系統材料は耐食性よりも耐熱性が重視される<sup>121</sup>。
- ✓ 第 IV 世代原子炉は、次世代発電炉の開発を主目的としているため、発電設備をもち照射設備のない大型施設が多い。ただし、熱出力数十 MW までの小型～中型施設では逆に発電設備を持たず照射試験が可能なものもある (例：常陽、HTTR)。

### (4) 臨界実験装置

- ✓ 国内では STACY、TRACY、VHTRC 及び KUCA、海外ではイタリア RB-1 など多数の装置があり、既に解体・撤去が完了したものも多い (例：VHTRC)。
- ✓ 実験装置であるため、定まった設計はない。
- ✓ 少数ながら、溶液状燃料を用いる施設もある (例：STACY、TRACY)。



- ✓ 原子炉と異なり、一般的に冷却系統は存在しない。冷却材が配置される場合もあるが、目的は炉心の発熱に対する除熱性能や中性子吸収断面積等の物性を観察するためであり、冷却自体を目的としているわけではない。
- ✓ 小型であり系統構成も一般に単純であること、出力が小さく放射化等の汚染が軽微であることから、廃止措置に関する困難事例はほとんど報告されていない。



出典) 独立行政法人日本原子力研究開発機構, VHTRC の廃止措置の実施状況, 文部科学省科学技術・学術政策局, 第 30 回研究炉等安全規制検討会, 平成 22 年 11 月 12 日.<sup>122</sup>

図 4.2 臨界実験装置の例 (日本 VHTRC)

Fig. 4.2 An example of critical assembly (VHTRC, Japan)

#### (5) その他

- ✓ 上記以外の炉型の研究炉の例として、JPDR (BWR 型)、弥生 (空冷高速炉)、英国 JASON 炉 (アルゴノート型)、近大炉 (改良アルゴノート型) 及び仏国 G2 炉 (GCR 型) が挙げられる。
- ✓ プール型・タンク型以外の研究炉等で最も一般的に見られるのは黒鉛減速 CO<sub>2</sub> ガス冷却又は軽水冷却方式である。

## 4. 2 施設設計に起因した代表的な廃止措置困難事例等

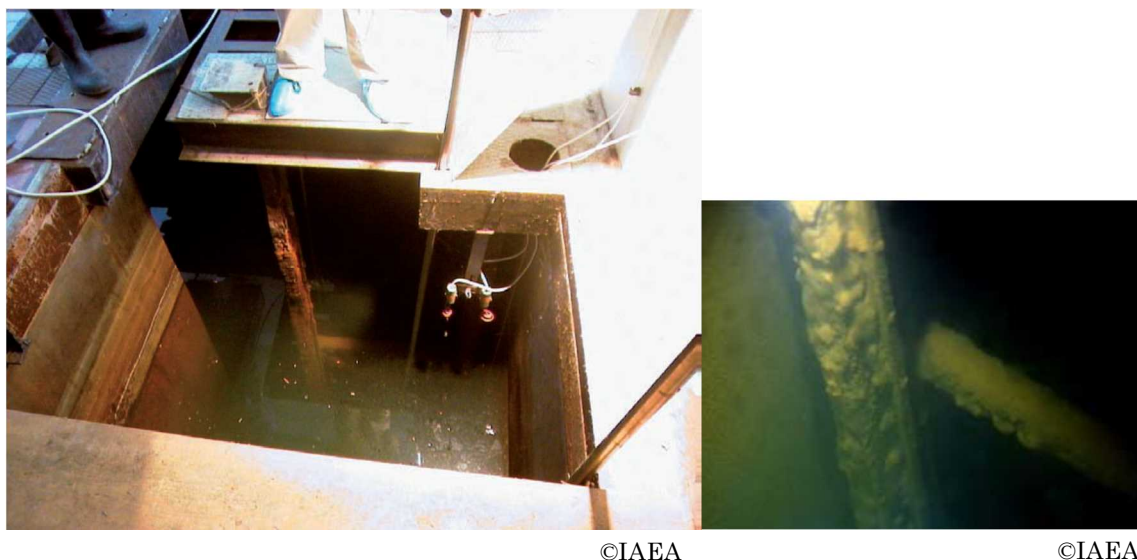
### 4. 2. 1 金属腐食等に起因した問題

海外の廃止措置事例において、研究炉では Al 材料に関する金属腐食等の問題が多く報告されている。これらは大まかに以下 3 点に分類される。

### (1) SF プール等における放射性スラッジの堆積

IAEA の報告<sup>27</sup>では、研究炉等には適切な水化学管理がなされていないプールが多数あり、その大半でスラッジが見られるとされている。実際に多くの海外施設のプール底部で Al 材料製又は Mg 合金製の燃料被覆、燃料の破片、汚染機器等及びそれらの腐食物からなるスラッジの存在が報告されており<sup>27,28,123,124</sup>、その中でも特にウランやプルトニウム（以下「Pu」という。）を含む懸濁性スラッジの除去作業に関係した課題が多い。

この問題の代表例としてセルビア RA 炉の SF プールが挙げられる（図 4.3）。このプールは水道水で満たされており、適切な浄化系統や水化学管理システムが存在しなかった<sup>125</sup>。水の放射能レベルが上昇していることは供用開始から 25 年後の施設閉鎖時に初めて観測され、状況改善のための試料採取及び文書化がなされるまでに更に 10 年が経過した。プールの床面及び壁面には厚いスラッジが堆積しており、貯蔵中の燃料要素の最大 30%が破損していると評価された<sup>125</sup>。



出典) 左 : IAEA, Decommissioning of Research Reactors and Other Small Facilities by Making Optimal Use of Available Resources, Technical Reports Series No.463, Vienna, 2008, p.48.<sup>126</sup>

右 : IAEA, Corrosion of Research Reactor Aluminium Clad Spent Fuel in Water, IAEA-TECDOC-1637, Vienna, 2009, p.45.<sup>127</sup>

図 4.3 セルビア RA 炉における SF プールの懸濁（左）  
及び腐食した鋼製構造物（右）

Fig. 4.3 Colloidal suspension (left) and corroded steel structure (right)  
in SF pool of RA reactor, Serbia

## (2) Al 材料とステンレス鋼との接触部分における腐食・固着

原子炉又はその周辺の Al 材料製機器を水中遠隔操作で分解する際、それらに付属するボルトやねじが腐食のため取り外し困難となった事例が多い<sup>25, 110, 128</sup>。また、Al 材料製の遮蔽プラグとステンレス鋼製ビームチューブとの固着による困難も報告されている<sup>128</sup>。

## (3) Al 材料の水中切断に伴う水の懸濁

この事象は特に熱的切断でよく発生する。発生した細粒のコロイド粒子は既設の水浄化設備では対応できないため、多くのケースで遠隔操作による切断作業の継続が困難となり、追加の浄化設備が設置された<sup>25</sup>。なお、この懸濁はステンレス鋼の切断では発生しないことがスペインの研究機関 CIEMAT により報告されている<sup>25</sup>。

## 4. 2. 2 放射化に起因した問題

海外の研究炉の廃止措置事例では原子炉周辺機器、減速材、反射材等の放射化による問題も多く報告されている。これらは以下3点に大別される。

### (1) 機器構成材料の放射化

ステンレス製のボルトやねじの放射能濃度が機器の主要構成材料である Al 材料よりも数桁高かったため、遠隔解体を採用した事例が独国 FRJ-1 で報告されている<sup>128</sup>。また、セルビア RA 炉では原子力産業用でないポンプを使用したことにより、軸受のコーティング材料である合金に含まれていた高濃度の Co が冷却材中に溶出し、一次冷却系全体が汚染した例が報告されている<sup>129</sup>。

### (2) 高速炉や重水炉における生体遮蔽コンクリート等の放射化

米国の重水炉 GTRR では当初深さ 3 インチまで放射化されていると評価された生体遮蔽コンクリートが、実際には約 20 インチまで放射化されていた<sup>111</sup>。また、独国の Na 冷却型 FBR である KNK-II では、厚さ 60cm の鋳鉄製一次遮蔽の外側にある生体遮蔽コンクリートも深く放射化されていた<sup>130</sup>。

スペイン JEN-1 でも、照射チャンネル解体に伴う厚さ 3m の放射化コンクリートの切断が最も困難なタスクの一つとして報告されている<sup>27</sup>。

### (3) 減速材や反射材に含まれる不純物の放射化

米国 GTRR では原子炉級黒鉛を反射体として採用していたが、この黒鉛は不純物の除去に熱的処理しかなされておらず、Eu 等の希土類元素を除去するための化学処理がなされていなかった。このため当初予定していた処分場の廃棄物受入規準 (WAC) を満足すること

ができず、結果的に想定の3倍の廃棄物処分コストを要した<sup>111</sup>。また、Be反射体に含まれる不純物由来のCo-60が、原子炉タンク内の全Co-60量の約半分に達するというデンマークDR2の評価結果がある<sup>25</sup>。

このほか、黒鉛ブロック中にはC-14以外にも不純物の放射化に由来したCl-36及びI-129といった長半減期かつ地下環境で移行しやすい核種が生成するため、廃棄物処分上特に注意を要する<sup>28</sup>。これらの核種の除染方法として黒鉛の燃焼処理が検討されているが、そのオフガス中に含まれるC-14の除去が困難であることなど廃棄物処理方法としての課題が残されている<sup>131</sup>。さらに、廃止措置戦略として原子炉を長期間安全貯蔵する場合においても、黒鉛ブロックからC-14やCl-36が移動しないよう、これらの核種を除去又は固定する技術が必要であると言われている<sup>110</sup>。

#### 4. 2. 3 狭隘環境に起因した問題

前項に示した放射化による空間線量率の上昇に加え、狭隘な作業環境に起因した解体作業の困難が海外施設の廃止措置事例で報告されている。研究炉では実用炉と同様、多くの施設で原子炉周辺機器は遠隔で解体される。

- ✓ ベルギーのBR3では、一次冷却系配管を切断するためのアクセスルートが当該配管内部の原子炉側からしか存在しなかった。このため、直径254mmの配管に投入し、最大110mmの壁厚を切断できる遠隔装置を開発しなくてはならなかった<sup>25</sup>。
- ✓ 独国FRJ-1では、原子炉タンク内の機器の多くが視認できる方向と垂直にねじ留めされていたため、内視鏡を備えた遠隔解体機器を設計した<sup>110</sup> (図4.4)。また、建設当初に設置した後はアクセス不能な機器もあった。
- ✓ スウェーデンR2炉ではフランジ接続部の多い機器の解体に当たり、作業環境が狭隘であったため、解体物を支持・ハンドリングするための特殊なホイストバルンサーを開発した<sup>132</sup>。



出典) B. Stahn, J. Pöppinghaus and J. Cremer, Disassembly of the Research Reactor FRJ-1 (MERLIN), WM'02 Conference, 24-28 Feb. 2002, Tucson, USA.<sup>118</sup>

図 4.4 独国 FRJ-1 における炉心付近のねじの遠隔取り外し作業

Fig. 4.4 Remote unscrew work in near-region of the reactor core of FRJ-1, Germany

#### 4. 2. 4 地下の直接埋め込み配管による問題

比較的規模の大きい海外の研究炉では、地下土壤に直接埋設した配管からの放射性廃液の漏えい事例が報告されている。

- ✓ インド CIRUS (サイラス) では運転初期にのみ使われた一次冷却系及び液体廃棄物処理系の配管が土壤に直接埋設されており、施設改造の際に放射能の漏えいが発見された<sup>25</sup> (図 4.5)。ここでは約 8,000m<sup>3</sup> の土壤を掘り起こし、総延長約 1.6km の配管の状態評価が行われた。
- ✓ 米国 INL では検査掘削の際、埋設後約 50 年が経過した古い廃液移送配管 4 本が破損したが、その 4 年後に土壤汚染が発見されるまで配管の交換等の対応はなされなかった<sup>28</sup>。配管は炭素鋼製であり、材料寿命に由来する脆弱性は従前から指摘されていた。本事象における正確な漏えい量は不明である。



©IAEA

出典) IAEA, Decommissioning techniques for research reactors, IAEA-TECDOC-1273, Vienna, 2002, p.96.<sup>25</sup>

図 4.5 インド CIRUS (サイラス) で掘り起こされた地下埋設配管

Fig. 4.5 Excavated buried pipes in CIRUS, India

#### 4. 2. 5 その他

ここまで挙げたほか、海外の研究炉では以下に示すとおり多様な廃止措置困難事例等が報告されている。

##### (1) コンクリート壁に関する問題

独国 FRJ-1 は建屋と主循環水が接触する構造だったため、建屋の鉄筋に沿って Cs-137 の浸入が起こり、最終的に約 500m<sup>3</sup> のコンクリートを解体する必要があった<sup>128</sup>。

米国 Ford (フォード) 炉では原子炉プールの壁や床を構成していた約 300m<sup>3</sup> のコンクリートをユタ州の処分場に輸送可能なサイズに切断した。この際、高密度コンクリート中に機器が埋め込まれていたため、切断作業には当初予想を大幅に上回る労力を要した<sup>27</sup>。

##### (2) SF プール等に関する問題

米国 Hanford (ハンフォード) サイトではベースン<sup>(注21)</sup> 底部に約 159kg の SF の破片等があり、最大 1m の厚さの汚染堆積物に覆われていた<sup>27</sup>。これらを除去するに当たり、ベ

(注21) 欧州の一部実用炉や米国の軍事施設において、使用済燃料、汚染機器等を貯蔵する屋内型又は屋外型のプールを指す。

ースン壁面からの被ばく線量が高かったため、作業員の被ばく線量の最小化及び放射性エアボーンを制限する目的で、ベースン頂部に厚さ 0.3m のコンクリート製遮蔽カバーが設置された。

インド Apsara (アプサラ) 炉のコンクリート製プールは当初ライニングもコーティングもなされていなかった。運転初期に漏えいが発生し、その対処のために塗装、コーティング、再石膏仕上げ、圧力グラウチングがなされたが全て失敗した。最終的に 304L ステンレス鋼によるライニングが採用され、その後 30 年以上プールからの漏えいは発生していない<sup>27</sup>。

エジプト ET-RR-1 の設計では、解体を容易化するためにプール壁面の配管貫通部を最小化するよう規定されている<sup>25</sup>。

### (3) 残留汚染に関する問題

ロシアの黒鉛炉では破損した燃料要素から漏出したウランが冷却ガスの放射能汚染の一因となっている<sup>25</sup>。このウランは黒鉛ブロックや柱の隙間にとどまっており、完全な回収は不可能であるとされている。

米国 GTRR では重水抜き取り後も冷却系配管のエルボや U 字配管の底部にトリチウムで汚染された重水が残留しており、これは系統を解体した際に初めて発見された<sup>111</sup>。また、同施設では重水漏えいのあった箇所では深刻なトリチウム汚染が確認された。

### (4) その他

独国 MZFR では計装配管がモジュール式でなかったため、その遠隔解体の複雑さが重大な計画遅延をもたらした<sup>31</sup>。遠隔操作による撤去は手作業の 10~15 倍の時間を要するため、計装配管や補助システムは容易に撤去が可能なモジュール式の設計を採用すべきであるとされている<sup>31</sup>。

デンマーク DR3 では、遮蔽プラグ (50t) の重量が原子炉天井クレーンの吊り上げ容量を上回ったため、新たにクレーンを設置した<sup>133</sup>。また、このプラグの移動に当たり可搬式の遮蔽体が設計され、その後の原子炉内部構造物の遠隔切断においてもこの遮蔽体が再使用された。独国 HDR でも SG、大型ポンプ及び廃棄物キャニスタの搬出に当たり、それらを細断せず揚重可能なクレーン性能や搬出経路について設計段階で考慮すべきだったとしている<sup>31</sup>。

廃棄物処理上の問題は上述の放射性スラッジや Cl-36 及び I-129 を含む黒鉛以外にも、有害金属である Be、セメント固化時に水素ガスを発生する Al 材料及び Be、保温材等に用いられた大量のアスベストや塗料に含まれる PCB が報告されている<sup>27, 62, 134, 135</sup>。このほか、海外の研究炉や研究施設では予期しない有害物質が発見される場合が多く、そのために解体作業の中断を招くことがある<sup>27</sup>。FBR の解体で発生する大量の Na 冷却材及び Na 残渣が付着した解体廃棄物の処理も国際的な技術課題である<sup>136</sup>。

## 4. 3 研究炉等における DfD の例

### 4. 3. 1 解体の容易化に資するもの

研究炉等の解体容易化に資する DfD としては、腐食や水中切断時の水の懸濁といった問題の多い AI 材料に関するもの、主として重水炉における放射化コンクリートに関するもの及び原子炉周辺機器の遠隔解体に関する準備が挙げられる。また、廃止措置困難事例は多くないものの、重量物の搬出における揚重性能及び床スラブの耐荷重の問題、地下土壌への直接埋め込み配管がもつ問題といった海外施設の情報から研究炉の DfD を考える上で参考になる。

#### (1) AI 材料の使用の最小化

研究炉はその長い供用期間の間にステンレス鋼製材料と AI 材料の接触部で腐食・固着が多く起こるため、AI 材料を用いる場合でもステンレス鋼との接触は避けるべきであるとされる<sup>137</sup>。また、AI 材料は水中で熱的切断を行う際に懸濁が発生し、遠隔操作が困難になることが知られている。この観点でも原子炉周辺機器への AI 材料の使用は解体作業を困難にさせる。

AI 材料単体での腐食については次項で述べるが、結果として発生する放射性スラッジは燃料プール等の解体作業における障害の代表例である。

#### (2) 原子炉周辺機器の遠隔解体の考慮

ステンレス鋼 (AI 材料製機器がステンレス鋼製のボルトやねじで留められている場合を含む) の放射化により、原子炉周辺は水中遠隔解体が必要な高線量区域となる。施設の設計においては、原子炉周辺機器を遠隔解体することを念頭に、十分なスペースと人や遠隔装置のアクセスルートを確保することが DfD の観点から有益である。ここでいうスペースには、機器の分解を想定したボルトやねじの取付方向に関する考慮も含まれる<sup>118</sup>。

#### (3) 生体遮蔽壁の切断作業の省略に関する考慮

特に高速炉や重水炉では、実用炉や他の研究炉等よりも生体遮蔽コンクリートが強く放射化する可能性がある。放射化した厚いコンクリート (おおむね厚さ 2m 以上) や重コンクリートの切断作業には多大なコストを要するため、設計・建設段階において軟爆破工法やダイヤモンドワイヤーソーによる解体を容易にするための切欠き、火薬孔等を備えておくことが解体の容易化につながるとされる<sup>31</sup>。

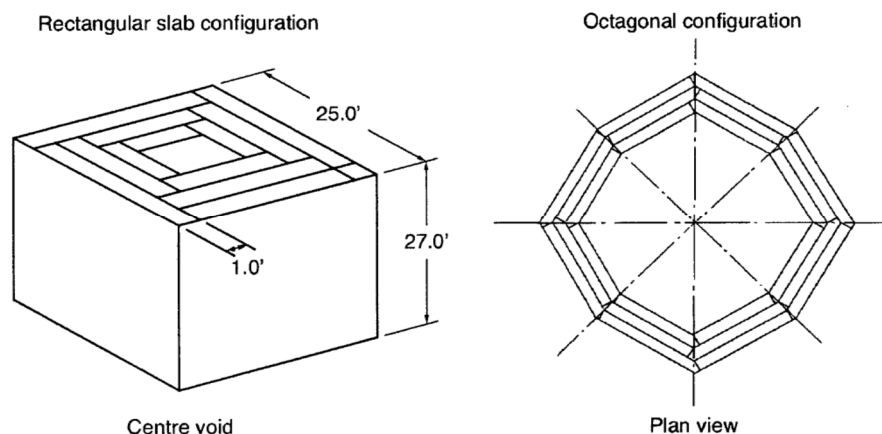
海外ではブロック状の生体遮蔽壁を採用している施設もあるが (図 4.6)、この方式を採用する場合は構造強度の低下等により安全性を低下させないよう十分な注意が必要である。このほか、IAEA<sup>14,30</sup> や米国<sup>52</sup> では多重壁状の遮蔽壁 (図 4.7) や中性子吸収材を含む層状の遮蔽壁の概念が示されている。





出典) J. Søgaard-Hansen, H. Hannesson and P. H. Jensen, The start of the decommissioning of the inner parts of the DR3 reactor, Proceedings of the NSFS XVII Conference, 24-27 Aug. 2015, Roskilde, Denmark. <sup>138</sup>

図 4.6 ブロック状の生体遮蔽壁の例 (デンマーク DR3)  
Fig. 4.6 An example of blockish bioshield (DR3, Denmark)



出典) TLG Engineering Inc., Identification and Evaluation of Facilitation Techniques for Decommissioning Light Water Power Reactors, NUREG/CR-3587, Brookfield, Connecticut, USA, 1986, pp.5-36 - 5-37.<sup>52</sup>

図 4.7 多重壁状の生体遮蔽壁の概念

Fig. 4.7 Concepts of multiple wall type bioshield

#### (4) 大型機器等に対する搬出方法の考慮

原子炉タンク、遮蔽プラグ等、原位置以外の場所で除染・解体することが合理的であると考えられる大型機器又は重量物については、搬出経路と床及びクレーンの耐荷重を設計段階で考慮することが DfD の観点から有益である<sup>31</sup>。

#### (5) 汚染配管の地下土壌への直接埋設の回避

例えば重力ドレンを利用した建屋外の地下タンクへの廃液移送配管のような、地下に敷設する配管は可能な限り配管トレンチ等を利用することが推奨されている<sup>17</sup>。これにより、漏えいの有無が点検可能になるほか、漏えいが発生した場合でも地下土壌への直接漏出を防ぐことができる。

一旦発生した地下の土壌汚染は地下水流により敷地内外へ広がるため、地下の配管については漏えい事象の発生を抑止する二重管構造か、漏えいが発生した際に液体が土壌へ到達しない配管トレンチのような設計上の対策を備える必要があるとされる<sup>21</sup>。

### 4. 3. 2 放射性廃棄物の発生量低減及び保管・処理に関するもの

研究炉等の廃止措置における放射性廃棄物に関する課題としては、燃料プール等における放射性スラッジの発生量抑制が代表的である。

### (1) 原子炉プール、SF プール等における腐食生成物の最小化

Al 材料は数十年の水中保管による腐食がスラッジの形成要因となり、特に燃料被覆として用いられる Al 材料の腐食・破損はこのスラッジにウランや Pu を混入させるため、スラッジの処理に要するコストを大幅に増加させる。このスラッジの発生回避方策は大まかに二つあり、一つ目は適切な水化学管理システムを備え運用すること<sup>27,139</sup>、二つ目は Al 材料を避け、ステンレス鋼等のより耐食性の高い材料を採用すること<sup>30</sup>である。

後者については、原子炉周辺領域では放射化抑制の観点から Al 材料の利用が正当化され得るものの、施設の解体完了までの長期間の供用を考えると、SF プールや冷却系配管など放射化汚染の可能性が低い部分についてはステンレス鋼の採用が望ましいとされる<sup>30</sup>。原子炉周辺機器についても、Al 材料の母材をステンレス鋼のボルト又はねじで留めることで発生する異種金属接触腐食に対する考慮は DfD の観点から重要である。

### (2) SF プール等のステンレス鋼によるライニング

防水塗料、コーティング、Al 材料製ライニング等による漏えい防止策は、SF プールの長期間の供用を仮定すると必ずしも有効ではないことが、海外施設における過去の大規模漏えい事例から明らかになっている。特に当該プールからの漏えいによりコンクリート構造物や地下土壌の大規模汚染を引き起こす可能性がある場合、ステンレス鋼によるライニングを採用することに加え、漏えい検知器の設置等の追加的な漏えい防止対策をとることも DfD として有効である<sup>31</sup>。

### (3) 原子炉周辺材料における不純物の最小化

黒鉛や Be に含まれる不純物由来の放射性核種は解体時の空間線量率を上昇させるほか、放射性廃棄物としての処理・処分上の問題を引き起こす。これらの材料は可能な限り親核種を低減するよう十分に精製処理されたものを使うべきであるとされる<sup>28</sup>。このほか、実用炉と同じく原子炉周辺機器への低コバルト材料の利用も研究炉等に有効な DfD である<sup>28,30,140</sup>。

### (4) 使用材料の処理・処分に関する考慮

研究炉等で多く用いられる Al 材料はセメント固化の際に水素を発生することから、放射性廃棄物としての処理の際に特別な考慮を要する<sup>62</sup>。

ここまで述べた、研究炉等における DfD の例をまとめると表 4.1 のとおりとなる。

表4.1 研究炉等におけるDfDの例

Table 4.1 Examples of DfD applicable to research reactor

対象 SSC	廃止措置困難事例等	考慮すべき設計上の特徴 及び関連する SSG-47 細目
原子炉周辺	・ Al-ステンレス鋼間の腐食・固着	(g)2 異種金属接触腐食の回避
	・ Al 材料の水中切断時の懸濁	(-) Al 材料の使用の最小化
	・ ステンレス鋼製部材の放射化	(i)1 遠隔解体用スペース等の確保
	・ 狭隘環境での機器分解作業	(i)2 遠隔解体用スペース等の確保
	・ 黒鉛、Be 等の放射化	(g)1 十分に精製された材料の使用
原子炉タンク等の大型機器、遮蔽プラグ	・ 重量物の搬出における経路、クレーン性能及び床スラブの強度の検討	(b)1 一括搬出の考慮
	・ 作業時の可搬式遮蔽体の設置	(b)3 一時的遮蔽の考慮
生体遮蔽壁	・ コンクリートの深刻な放射化	(d)1 切欠き、穿孔等の設置
SF プール	・ 燃料被覆の腐食・スラッジ発生	(g)2 Al 材料の使用の最小化 (h)4 適切な浄化設備の設置
	・ プール水の漏えい	(g)2 ステンレス鋼ライナの採用
SF プール、各種系統	・ Al 材料セメント固化時の水素発生	(-) Al 材料の使用の最小化
原子炉建屋外	・ 地下埋設配管からの汚染物質の漏えい	(c)1 汚染配管の直接埋設の回避

## 5. 再処理施設

再処理施設は廃止措置段階において最も困難が生じやすい原子力施設の一つである。1970年代以降、実験室規模や軍事目的のものを除外すると世界で10以上の再処理施設が運転を終了しているが、2019年8月時点で廃止措置を完了した施設は存在しない<sup>(注22)</sup>。この背景には、主にFPに由来する高い空間線量率のため分厚いコンクリートで密閉された遮蔽セル、複雑な配管系統と狭隘環境、他施設と比べ高濃度の $\beta\gamma$ 核種を含む酸及び有機溶媒をプロセス物質として取り扱うといった再処理施設の特徴がある。

これらの再処理施設の多くは設計・建設段階で廃止措置がまったく考慮されておらず、このため廃止措置段階で新たな研究開発が必要となった、遮蔽や除染のための特段の労力を要したといった事例が数多く報告されている。プロセス機器付近の空間線量率が高く、基本的に作業員の立入りが不可能であること、このため除染・解体及びそれらの事前調査に当たり高確率で遠隔操作機器の開発が必要となることが再処理施設の廃止措置における大きな特徴である。

世界の主な廃止措置中の再処理施設を表5.1に示す。

---

<sup>(注22)</sup> 非商用再処理施設の例として、米国 Savannah River (サバンナリバー) サイトの 247-F 再処理施設は 2003 年～2006 年の 4 年間というきわめて短期間で建屋の解体・撤去まで完了している。この理由として、当該施設が軍事サイトにあることに加え、日本の JAEA 東海再処理工場 (以下「TRP」という。) や JNFL 六ヶ所再処理工場のようなセル型施設とは大きく異なるキャニオン型施設であったことが挙げられる。また、独国 Karlsruhe (カールスルーエ) の実験施設である Milli (ミリ) は 1971 年～1991 年と比較的長い運転期間であったにもかかわらず 2000 年にはサイト解放に至っている。これら 2 施設の廃止措置に関する情報はほとんど公表されていない。

表 5.1 廃止措置中の主な再処理施設

Table 5.1 Reprocessing facilities under decommissioning

国	地域	施設名	運転期間	備考
仏国	La Hague	AT1	1969-1979	
仏国	Marcoule	Building 211	1963-1994	
仏国	Marcoule	UP1	1958-1997	
英国	Sellafield	B204	1952-1973	
独国	Karlsruhe	WAK	1971-1990	
ベルギー	Dessel	Eurochemic	1966-1974	
イタリア	Saluggia	Eurex	1970-1983	
ノルウェー	Kjeller	—	1961-1968	
スウェーデン	Studsvik	ACL	1963-1997	研究施設
インド	Trombay	—	1964-??	
米国	West Valley	WVRP	1966-1972	
日本	東海	JRTF	1968-1970	研究施設
日本	東海	TRP	1977-2007	

注) 各施設の運転期間に関する情報は IAEA の原子力施設リスト<sup>141</sup> その他の文献<sup>142~146</sup>による。文献ごとにデータが異なるため、IAEA のリスト<sup>141</sup>と異なる運転期間データが確認された施設は当該施設が立地する国又は地域の文献情報を採用した。

## 5. 1 施設の特徴

### 5. 1. 1 施設構造上の特徴

#### (1) 多様な建屋の集合施設

剪断・溶解、分離・精製、脱硝、ガラス固化等の各工程に加え、SF 受入プール、製品貯蔵、放射性廃棄物の処理・放出・保管等、多種多様な施設から構成される。これらの施設の多くは独立した建屋として存在し、地上又は地下の配管で接続されている場合が多い。

また、ハル・エンドピース等の発熱性放射性廃棄物を保管するため湿式の廃棄物保管庫をもつ場合があることや、保障措置上の必要性から工程間の計量管理を行うため複数のエリアに分析セルが散在することも再処理施設の特徴である。

#### (2) 遠隔操作を前提とした施設設計

溶解・抽出といった主行程の機器や廃液タンクはコンクリートセル内にあり、また周囲に多数の配管が敷設されているため高線量かつ狭隘である (図 5.1)。ウラン脱硝工程のよ

うな比較的  $\gamma$  線量の低い工程を除き、セルの壁はおおむね厚さ 1m 以上のコンクリート又は重コンクリートで構成される。

セル内は一般に遠隔装置による作業のみを想定しており、極力メンテナンスフリーな静的機器が採用されている。しかし、この設計思想のために作業員が出入り可能なハッチ等が設けられていない場合も多く、機器故障時は補修用遠隔装置の開発が必要となることもある。



出典) P. Girones, B. Laurence and D. Christian, First report from an advanced radiological inventory for a spent fuel reprocessing plant, Decommissioning Challenges - Industrial Reality and Prospects, 7-11 Apr. 2013, Avignon, France. <sup>147</sup>

図 5.1 ホットセル内に複雑に敷設された配管類 (仏国 Building 211)

Fig. 5.1 Complicated piping in hot cell (Building 211, France)

### (3) 複雑な系統構成及び汚染流体の取扱いに配慮した設計

タンクや配管が多く、またそれらの内包流体の化学的性質も多様であるため、実用炉に比べ系統が複雑である。これらの系統で扱う流体は重度に汚染された化学溶液が多いため、以下に示すとおり汚染された化学溶液の取扱いに配慮した設計となっている。

- ✓ 耐硝酸材料 (ステンレス鋼、金属 Zr) をはじめ、接触する流体の化学的性質に応じた材料を選択している <sup>30</sup>。
- ✓ 配管中の弁等に伴うフランジ接続が多い原子炉施設と異なり、ほとんどの配管は漏えい対策として溶接され、汚染の蓄積がないよう傾斜をつけられている。
- ✓ セル内の壁面・床面はライニングされており、機器・系統からの漏えいが発生した際もドレンや除染が容易な設計となっている <sup>18</sup>。

- ✓ 遮蔽壁を貫通する配管の場合、セル内からの直接  $\gamma$  線を低減するための放射線トラップとして壁の内部で屈曲している場合がある。

### 5. 1. 2 運転・汚染環境に関する特徴

再処理施設では主工程の大半の機器が  $\alpha$  核種や FP により表面汚染されている。このため、作業員が工程に接近することは通常なく、遠隔操作による運転、保守点検、除染等が基本となる。配管継手など漏えいの可能性のある箇所にはドリップトレイが配置されており、受動的なドレンが容易な施設設計となっている。

また、硝酸系溶液、有機溶媒、水酸化 Na その他の化学除染剤を日常的に扱うのも再処理施設の特徴である。このため、除染廃液や廃溶媒を対象とした化学処理プラントは他の原子力施設に比べ充実している。

汚染環境としては、主に剪断・溶解工程からのオフガスとして Kr や I<sub>2</sub> といった気体状 FP が定常的に発生するため、配管のほかダクトの汚染も重要である。一般に Kr は大気放出、I<sub>2</sub> は銀フィルタで吸着しており、実用炉 (BWR) のような減衰用ホールドアップ装置は存在しない。

### 5. 1. 3 除染・解体作業に関する特徴

再処理施設の一般的な除染・解体アプローチは他の原子力施設と大きく異なる。すなわち、操業期間中もプロセス工程の系統除染 (化学除染) が可能な設計であるため、廃止措置期間の初期に種々の化学除染剤を用いた徹底的な工程洗浄がなされる。その後、主要工程を即時解体するため遮蔽セルの開口、セル内の追加除染、機器の切断又は一括撤去といった作業が行われる。原子炉施設と異なり安全貯蔵期間を設けないのは、残存汚染に長半減期核種が多いため減衰があまり期待できず、むしろ Pu-241 の崩壊に伴う Am-241 のビルドアップにより空間線量率が上昇するためである<sup>148</sup>。

$\alpha$  核種が多いことと空間線量率が高いこと、また機器自体の密閉性が高いことから、主要機器については遠隔解体や一括撤去といった解体戦略が採用されることが多い。作業員による直接作業で除染・解体が行われる場合、遮蔽セルの厚いコンクリート壁の掘削や、セル内の狭隘環境におけるエアラインスーツ等の重装備作業により作業効率は低くなる傾向がある。このため、いずれの方法でも他の原子力施設と比べ解体に長期間を要し、廃止措置費用が高額になりやすい<sup>(注23)</sup>。

(注23) 例えば 2011 年の内閣府の試算<sup>149</sup>では、JNFL 六ヶ所再処理工場の廃止措置費用 (廃棄物処分費用を含まない。)を約 1.5 兆円と見積もっている。これは 2013 年の総合資源エネルギー調査会の試算<sup>150</sup>による 110 万 kW 級原子力発電所の廃止措置費用 570~770 億円の約 19.5~26.3 倍に相当する。



なお、ガラス固化工程については、商用施設のガラス溶融炉の寿命はおおむね5年程度とされており、更新の際の溶融炉の一括撤去、解体、新溶融炉の据付けに関する遠隔リブレース技術は既の実証されている。

## 5. 2 施設設計に起因した代表的な廃止措置困難事例等

### 5. 2. 1 遠隔操作による除染・解体作業に関連した困難

再処理施設の廃止措置について、最も多く報告されているのは遠隔操作による除染・解体作業に関連した困難事例である。以下の原因により多くの問題が報告されている。

#### (1) 遠隔除染・解体装置等の開発

一般に廃止措置段階の再処理施設は主工程の機器・システムについてFP等による汚染の程度が高く、空間線量率も高い。このため、少なくともベルギーEurochemic（ユーロケミック）、英国DRP、仏国UP1及びBuilding 211で除染・解体用遠隔装置の開発又は改良が必要となった<sup>18,27,151</sup>。

また日本TRPでは、施設設計時及び操業期間中に、セル内の機器の健全性を検査するための遠隔操作式のドリフトレイ点検装置が開発された<sup>151</sup>。

#### (2) SFプール等における放射性スラッジの発生

仏国AT1及びUP1、英国Magnox（マグノックス）ポンド、イタリアEurex（ユーレックス）、日本JRTFにおいてSFプールや廃液タンク内に放射性スラッジが確認されている（図5.2）<sup>18,123,152~154</sup>。また、操業期間中ではあるが、日本TRPでは溶解槽内に発生したスラッジが送液に支障を来したため、既存配管から投入可能な遠隔装置を開発してスラッジ除去作業が行われた<sup>155</sup>。



出典) 里見慎一, 金山文彦, 萩谷和明, 明道栄人, 小林忠義, 富居博行, 立花光夫, 再処理特別研究棟 廃液貯槽 LV-2 の一括撤去作業その1 (撤去前準備作業), JAEA-Technology 2008-067, 独立行政法人日本原子力研究開発機構, 茨城県那珂郡東海村, 2008, p.49.<sup>152</sup>

図 5.2 大型廃液タンク内部配管及び底部に付着したスラッジ (日本 JRTF)

Fig. 5.2 Sludge adhered in the bottom and the internal pipes of large liquid waste tank (JRTF, Japan)

### (3) 重コンクリートセル内の除染・解体作業

スラッジが堆積する機器やタンクのほとんどは遮蔽セル内に設置されており、狭隘環境のために人のアクセスが制限されるか、又は不可能である。ベルギーEurochemic (ユーロケミック) では遠隔操作のコンクリートシェーバーによる遮蔽セル内壁の除染作業が行われた<sup>18,156</sup>。日本 JRTF でもその狭隘環境及び空間線量率の高さから、セル内の廃液タンクの除染・解体に遠隔工法が検討された<sup>157</sup>。

### (4) 冗長性のない施設設計に起因した問題

米国 MFRP は経済性を優先するあまり過度にコンパクトな設計となり、小さな故障が直ちにプラント全体の運転中止を招くと予想された<sup>158</sup>。また、コールド試験中に生じた配管の詰まりに対して遠隔での補修が困難だった。所定の能力を得るためには新工場を建設する必要があり、その建設に掛かる資金及び期間のため、事業者はホット試験に入る前に操業開始を断念した。

## 5. 2. 2 廃棄物の保管・処理に関する困難

再処理施設の廃止措置では、遠隔装置に関する困難に次いで、廃棄物の処理及び保管に関する困難が多く報告されている。それらは再処理施設の扱うプロセス物質の性質に起因したものが多く、以下に示すようにある程度の共通課題としてまとめることができる。

### (1) $\alpha$ 核種及び化学物質を含む多様な放射性廃棄物の処理

ベルギーDessel (デッセル) サイト (Eurochemic (ユーロケミック) 再処理工場及び MOX 燃料加工プラント)、独国 WAK 並びに米国 West Valley (ウェストバレー) では、プラントの解体で発生する  $\alpha$  廃棄物を処理するために廃棄物処理施設が建設又は再設計された<sup>18,136,159</sup>。独国 WAK の場合、この廃棄物処理施設でも廃止措置に付随する廃棄物の処理には不十分であるため、新たな方策が検討されている<sup>136</sup>。

### (2) 重金属及び有機溶媒その他の化学物質を含む廃棄物の保管及び漏えい対策

一般に再処理施設から生じる放射性廃棄物として、Zr・Cr・Al 等の金属及びこれらの硝酸塩、ウラン又は水銀で汚染された金属等が挙げられる<sup>30</sup>。

米国 West Valley (ウェストバレー) では敷地内の地下土壌が大規模に汚染しており、これは運転期間中の主工程建屋及びラグーン<sup>(注24)</sup>からの漏えいによるものと推測されている<sup>160</sup>。現在も拡大中の汚染地下水のプルームは 2008 年時点で約 1/3 マイルまで広がっており (図 5.3)、サイト内の小川を通じて最終的にエリー湖へ到達するおそれがある。この漏えいした汚染物質には Sr-90 を含む多様な放射性核種に加え、重金属や化学溶媒も含まれている。

---

<sup>(注24)</sup> 施設の活動によって生じた廃液等を溜める大型プールを指す。屋外開放式が一般的であり、ウラン鉱山やウラン転換施設に備えられていることが多い。



出典) New York State Department of Environmental Conservation, West Valley - History and Future, USA, Apr. 2008, p.3.<sup>160</sup>

図 5.3 漏えいによる汚染地下水プルームの推定分布範囲  
(米国 West Valley (ウェストバレー))

Fig. 5.3 Estimated footprint of contaminated groundwater plume caused by leakage  
(West Valley, USA)

### (3) 地下に埋め込まれた放射性廃液タンク

米国 West Valley (ウェストバレー) には地下のコンクリートボルトに埋め込まれた高レベル放射性廃液タンクが 4 基あり、最大で 60 万ガロンの高レベル放射性廃液が保管されていた。2008 年時点でも約 2 万ガロンの廃液、少なくとも 500 立方フィートの残存固体及び相当量のタンク内壁の付着残渣を内包している<sup>18,160,161</sup>。地元州政府は、コンクリートボルトの耐用年数が限界に近づいていること、構造安定性に疑義が生じていること、周囲の地下水面が高いことから、タンク内の残存廃液、残存固体及び内壁に吸着した汚染核種を除去しない限り高価な地下水モニタリングや地下水制御を続けなくてはならないため、直ちに掘削等の方法でサイトを修復する必要があるとしている。

### (4) 湿式保管庫に保管中の回収困難な廃棄物

日本 TRP の高放射性固体廃棄物貯蔵庫は貯蔵プールにハル缶等を天井から投入する不可逆的な定置方式であり、2019 年 8 月現在それらの廃棄物の遠隔取り出し装置の設計が行われている<sup>162</sup>。

#### (5) 残留プロセス物質に対する廃棄物処理

日本 JRTF にはウラン精製プロセスがなかったため、回収されたプロセス物質からウランを精製するための処理設備を製作している<sup>18,163</sup>。

#### (6) 解体廃棄物の一時保管スペースの不足

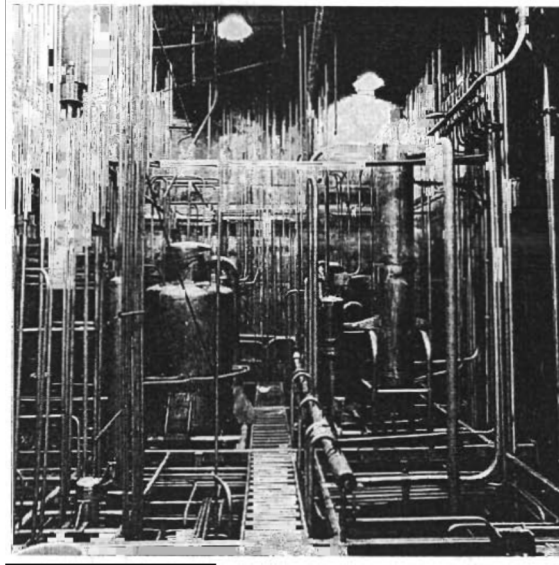
仏国 UP1 ではウラン貯蔵庫の解体に当たり、解体機器を順次搬出しなくてはならなかったことが計画遅延とコスト増加の要因となった<sup>164</sup>。日本 JRTF では解体順序を決める際の制約条件の一つが、解体物の一時保管場所を確保できることだった<sup>165</sup>。ノルウェー Kjeller (シェラー) やインド Trombay (トロンベイ) でも、解体廃棄物の一時保管スペースや関連する作業エリアの準備が課題として挙げられた<sup>18</sup>。

### 5. 2. 3 その他の廃止措置困難事例等

このほか、再処理施設に特徴的な設計や廃止措置段階の困難に関して、以下に示す事例がしばしば報告される。

#### (1) 除染・解体対象物へのアクセス性

多くは重コンクリートセル内の高線量かつ狭隘な環境に起因した問題であるが、先に述べた遠隔解体等に関する事例以外にも、搬出入及び作業スペース上の制約に起因した解体工具の制限 (日本 JRTF)<sup>166</sup>、TRU 核種で汚染された複雑かつ密集した配管類へのアクセス (同、図 5.4)<sup>167,168</sup>、天井の高いセルにおけるクレーンの可動範囲の狭さ (英国 B204)<sup>18</sup> が廃止措置段階で直面した課題として報告されている。



出典) 三森武男, 宮島和俊, 再処理施設解体技術開発の現状—再処理特別研究棟の解体計画について—, デコミッションング技報, 6, 1992, p.64.<sup>167</sup>

図 5.4 遮蔽セル内の密集配管及び高線量機器 (日本 JRTF)

Fig. 5.4 Congested piping and high-dose component in shielded cell (JRTF, Japan)

### (2) セル壁面に直接埋め込まれた多数の汚染配管

独国 WAK や日本 JRTF では、コンクリート遮蔽壁を汚染配管ごとブロック状に解体する必要があった<sup>31,136,169</sup>。WAK では遮蔽壁に埋め込まれた配管を個別撤去する場合、作業中の配管破損により作業が数年単位で遅延するリスクがあったため、結果的に1年以上の時間をかけて遮蔽壁を約120個のブロックに分割撤去した。

また、ベルギーEurochemic (ユーロケミック) ではこうした配管がセル内のバックグラウンド線量を得るための障害になったことが報告されている<sup>156</sup>。

### (3) コンクリートへの放射性物質の浸透による放射性廃棄物量の増大

インド Trombay (トロンベイ) では配管の埋め込みが直接原因ではないものの、遮蔽セル内壁のコンクリートに汚染物質が浸透し、その除去のために大量のコンクリートを削剥する必要があったと報告されている<sup>18</sup>。コンクリートへの汚染物質の浸透が想像以上であることはベルギーEurochemic (ユーロケミック) でも報告されている<sup>156</sup>。

また、日本の JRTF では遮蔽セルのワイヤーソーによる切断・開口作業に当たり、冷却水を用いない乾式法を用いた。これは二次廃棄物としての冷却水の回収・処理の手間を避けるためと、汚染した冷却水のコンクリートへの浸透が懸念されたためである<sup>169</sup>。

#### (4) 廃液タンク内面の腐食

日本 JRTF のある廃液貯槽は一般構造用鉄鋼製であり、内面に防食処理がなされていなかったため、廃液抜き取り後に顕著な腐食が確認された<sup>152</sup>。この錆の下に  $\alpha$  核種が存在したため、結果として除染作業の後に  $\alpha$  核種の表面汚染密度の上昇が確認された。

#### (5) タンク等の内部配管による廃液付着面積の増大

一般に、加熱や冷却が必要な中・高レベル廃液タンク等の解体は再処理施設の除染・解体作業の中で最も困難なタスクの一つとされており、可能であれば当該タンク等の内部配管の量を低減する外部冷却システム等を設けるべきであるとされている<sup>30</sup>。再処理施設の高レベル濃縮廃液タンクにおける冷却コイルはこの内部配管の代表例である。

日本 JRTF では廃液タンク内部に複雑に配管が敷設されていたため、残渣回収後に手作業による配管付着残渣の除去を行った<sup>170</sup>。

#### (6) 配管屈曲部における汚染液体の残存

ノルウェー Kjeller (シェラー) では、数年間の強制換気の後も U 字配管に液体が残っている可能性があり、これによる配管切断中の汚染物質の拡散に注意を促している<sup>18</sup>。

#### (7) 解体作業時の火災等に関する特別な配慮

一般に、PUREX 法の再処理施設は解体時にも TBP、ドデカン及びそれらの分解生成物等による発火、爆発及び健康障害に注意すべきであるとされている<sup>167</sup>。このため、日本の JRTF では配管内からこれらの物質を排除した上で、熱的切断工法の使用が制限され、切断に当たっては可能な限り空気駆動ポンプが用いられた<sup>167</sup>。

### 5. 2. 4 再処理施設の廃止措置に関する良好事例等

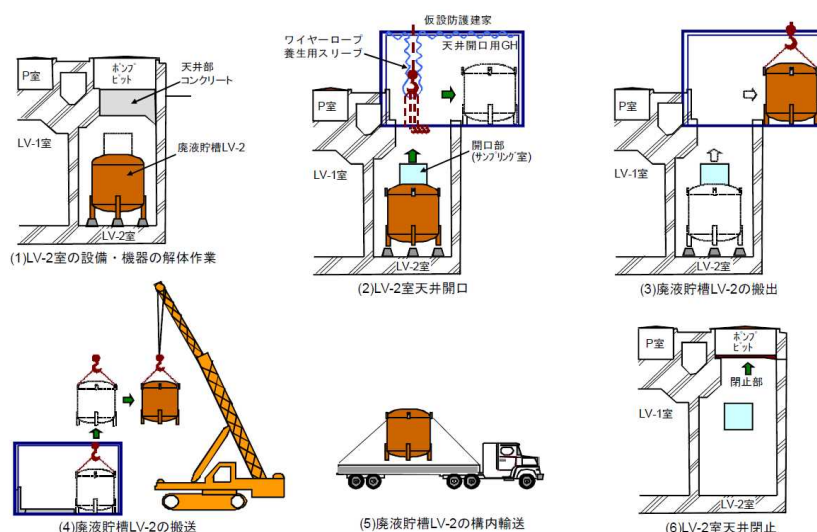
再処理施設の廃止措置に関しては、以下の良好事例や教訓が報告されている。

#### (1) 大型機器及び大型貯蔵タンクの一括撤去

ベルギー Eurochemic (ユーロケミック) や独国 WAK ではほとんどの大型タンクが一括撤去された<sup>18,171</sup>。米国 West Valley (ウェストバレー) でも、機器類をセル内で遠隔切断するのではなく、一括撤去後に別の場所で切断する方法が採用された<sup>18</sup>。

日本 JRTF では廃液タンクの一括撤去に当たり、セル天井部の厚さ約 1.1m のコンクリートを屋外から掘削・開口することで (図 5.5)、直接解体に比べセル内での作業工数、被ばく線量及び二次廃棄物の発生量を大幅に低減できたことが報告されている<sup>166</sup>。一方で、あ

あらかじめ天井ハッチを設けてあればこの作業量を更に大幅に削減できた可能性があったとしている。



出典) 金山文彦, 萩谷和明, 砂押瑞穂, 村口佳典, 里見慎一, 根本浩一, 照沼章弘, 白石邦生, 伊東慎一, 再処理特別研究棟 廃液貯槽 LV-2 の一括撤去作業その 2 (撤去作業), JAEA-Technology 2011-011, 独立行政法人日本原子力研究開発機構, 茨城県那珂郡東海村, Jun. 2011, p.24. <sup>166</sup>

図 5.5 大型廃液タンクの一括撤去作業 (日本 JRTF)

Fig. 5.5 Intact removal of large liquid waste tank (JRTF, Japan)

### (2) 作業に伴う一時的遮蔽体の利用

仏国 UP1 では、SF プールからの放射性スラッジのくみ上げ作業の際にプール上部に可搬式遮蔽プレートを設置し、また全配管に遮蔽措置を施すことで作業員の被ばく線量を低減した <sup>123</sup>。同様の一時的な遮蔽体は、日本 TRP でも操業期間中の溶解槽の交換・据付作業に利用された <sup>151</sup>。

### (3) 徹底的な除染による遠隔装置開発の省略

ベルギーEurochemic (ユーロケミック) では、高価な遠隔装置を用いるよりも、除染によりアクセス性を確保した上で直接解体する方がより容易であるとされた <sup>18</sup>。このため、同施設では金属とコンクリートの 60%がクリアランス可能なレベルまで除染された。他方、除染作業の人的費用と二次廃棄物の処理コストを考慮すると、金属スクラップを再利用する価値は非常に低いとのノルウェーKjeller (シェラー) の報告もある <sup>18</sup>。



#### (4) 既存の遠隔装置、遮蔽セル及び廃棄物処理系統の活用

一般に、再処理施設ではオフガス処理系等の既存の気体・液体廃棄物処理系統を活用することで、廃止措置段階で新規に設置する廃棄物処理設備及び遮蔽セルを低減することができるとされる<sup>30</sup>。イタリア Eurex（ユーレックス）では、解体後のセルを廃棄物処理プラントとして再使用することを念頭に解体作業が行われた<sup>172</sup>。また、仏国 UP1 では系統除染によって生じる二次廃棄物に対して既存の廃液処理設備が有効に活用され、同国 AT1 でもこうした付帯支援施設を最大限活用することが廃棄物管理上重要であるとしている<sup>153,164</sup>。

米国 West Valley（ウェストバレー）の化学処理セルは処分に向けた搬出前のガラス固化キャニスタの中間貯蔵エリアとして活用される予定である<sup>18</sup>。

#### (5) 厚いコンクリート壁の切断

独国 WAK では生体遮蔽コンクリートを解体した経験から、ダイヤモンドワイヤーソーを挿入する開口部をあらかじめ設けておくことが作業の容易化に役立つと報告されている<sup>31</sup>。ここでは、厚さ 2m の構造物に対して精度よく垂直に孔をあけることの困難さが強調された。

### 5. 3 再処理施設における DfD の例

#### 5. 3. 1 遮蔽セルに関するもの

再処理施設の主要工程上の SSC における最大の特徴は遮蔽セルの存在と汚染の様態の多様性の 2 点であり、廃止措置困難事例やそれらに対応する DfD も必然的にこうした特徴を反映したものとなる。遮蔽セルに関する DfD としては特に、重度に汚染されたセル内への作業員又は遠隔装置のアクセス、高線量かつ狭隘な環境への対応、多数の配管が貫通する厚いコンクリート壁の解体時の取扱いが主眼となる。

#### (1) 遮蔽セル内への作業員や遠隔装置のアクセスルートの確保

必要な遮蔽性能を損なわない限り、セル内への作業員の立入りを可能とするハッチのような開口部は運転期間中の保守点検・交換作業や機器トラブルへの対応にも有用である。それらの作業に遠隔装置を利用する場合でも、遮蔽セルによってはその高さのために高所機器への遠隔装置の導入経路が確保できない等の事態も予想されるため、運転期間中の点検・補修と最終的な除染・解体の両方の観点から、設計段階で作業員（及び必要に応じ遠隔装置）のアクセスルートを考慮することが DfD としても有益である。

これには、遮蔽ブロック等の一時的遮蔽体を設置することで作業員の直接作業が可能となる場合の遮蔽体設置用スペースの確保も含まれる。

## (2) セル内の除染・解体作業のための十分なスペースの確保

解体に適した切断機器及びその補助設備（例：冷却設備、局所排気設備、防火グリーンハウス（以下「GH」という。））を利用するためには一定のスペースが必要である。また、スペースが狭いほど一度に作業可能な作業員の人数に限られるため、エアラインスーツのような重装備での作業を要する $\alpha$ 核種汚染環境では更に作業効率が低下する<sup>(注25)</sup>。

## (3) 壁面貫通配管の引き抜きを容易にする対策

再処理施設における壁面貫通配管は実用炉と比べて多数かつ小径になる傾向があり、さらに放射線トラップとして遮蔽壁内部で屈曲させる場合がある。一方、これらの配管が埋め込まれる遮蔽壁は重コンクリートのように切断や削剥（汚染物質が浸透した際の機械除染）をしにくく、また汚染流体が浸透しやすい材料である場合が多いため、結果として遮蔽壁に埋め込まれた汚染配管の撤去は再処理施設の解体における重要タスクとなる。

これらの壁面貫通配管について実用炉で見られるような配管スリーブを利用する場合、屈曲配管への対応及び周囲と同等の遮蔽性能を確保できるかどうかが課題となる。このため、再処理施設では遮蔽壁の貫通配管に対する設計上の考慮の重要性は明らかに他の原子力施設よりも高いものの、具体的な DfD としては単純な配管スリーブの利用が難しい可能性もあり、特に遮蔽性能の確保の面で慎重な検討を要する。

## (4) 汚染液体の漏えい対策

通常、セル内は作業員の立入りが困難であるため、操業期間中の漏えいに対してはセル床面及び壁面のライニング又はコーティング、ドリフトレイ、堰や床面傾斜を含む受動的ドレンの整備等が具体的な DfD として挙げられる。これらは除染の容易化と汚染物質の蓄積回避の両方を意図しており、導入に当たっては遠隔除染・補修装置の利用可能性と併せて検討することが望ましい<sup>31</sup>。理想的には、遮蔽セル内で高濃度の放射性物質を含む流体を扱う機器・系統については、二重管構造や機器格納容器を採用するなどセルへの直接漏えいが発生しない設計とすべきであるとされる<sup>31</sup>。

床面及び壁面のライナ及びコーティング材の選定に当たっては、漏えいが想定される流体に対する耐食性のほか、廃止措置期間を含む長期的な放射線耐性を考慮する必要がある<sup>(注26)</sup>。

<sup>(注25)</sup> 重装備での少人数作業により作業効率が低下する理由は、実作業を行う作業員以外にも監視要員、放射線管理要員、スーツ着脱のための補助作業員等が一定数必要になること、重装備では身体的負荷が大きいため一度の作業時間が長くとれないこと、このためスーツ着脱・汚染管理や準備・後片付けの時間が相対的に長くなり工期が全体的に長期化すること等の理由による。詳しくは JRTF の解体作業に関する報告書<sup>152,165</sup>を参照されたい。

<sup>(注26)</sup> 例えば、一部のプラスチックライナは放射線照射により劣化することが報告されている<sup>30</sup>。

#### (5) 遮蔽壁の切断を容易にする工夫

特に密閉された重コンクリートセルの場合、除染・解体時にアクセスルートを確保するための開口作業には通常のコンクリート壁の開口作業以上の労力を要する。ハッチ等のアクセスルートが設置されておらず、かつ構造強度が求められない遮蔽壁については、例えば重コンクリートブロックと鉛繊維 (lead wool) 等を組み合わせたモジュール式の遮蔽壁を採用することや、切断用のダイヤモンドワイヤーを挿入する切欠き又は爆破解体のための穿孔を設計・建設段階から備えておくことで解体がより容易になる<sup>18,30</sup>。

当然ながら、先に述べた配管スリーブと同様、このような DfID を検討する場合は必要な遮蔽性能及び構造強度を損なわないよう留意しなくてはならない。

#### (6) 解体廃棄物保管庫としての遮蔽セルの再使用

実用炉と比べて再処理施設は狭隘な部分が多く作業が煩雑になること、 $\alpha$  核種による汚染のため作業員が重装備になりやすいこと、また化学除染や遠隔解体が採用されやすいことから、再処理施設では廃止措置段階で多量の二次廃棄物が発生する。これら二次廃棄物及び解体廃棄物のうち、特に FP で汚染された廃棄物など  $\gamma$  線核種濃度の高いものについては、解体後の遮蔽セルを廃棄物保管庫として再使用することで廃棄物保管容量を確保し、新規廃棄物保管施設の必要性を下げるができる。

### 5. 3. 2 廃液タンク等に関するもの

再処理施設の廃止措置において遮蔽セルに次いで多く報告される問題は、高レベル放射性廃液タンクに代表される大型塔槽類内部の放射性スラッジの存在及び当該機器の撤去作業である。これらの機器は FP 等の放射性物質に由来する  $\gamma$  線のため遠隔装置による除染・解体を要する場合が多いものの、現在廃止措置中の施設の大半ではこうした遠隔除染・解体を容易にする設計上の特徴が存在せず、何らかの廃止措置上の困難を引き起こしている。

また、廃液タンクは遮蔽上のメリットから地下への埋め込み又は地下の遮蔽セル内に設置されることが多く、廃止措置の最終段階まで解体されない可能性が高い。このため、汚染の拡散防止の観点からその長期健全性について特に注意する必要がある。

#### (1) 高線量のスラッジの除去又は発生抑制対策

日本の JRTF では廃液タンク底部に固着したスラッジを直接作業により除去することが可能だったが<sup>152</sup>、これは当該施設の短い運転期間や少ない試験回数を反映した例外的ケースであると考えられる<sup>(注27)</sup>。

---

(注27) JRTF では 1968～1970 年の 3 年間で計 3 回のバッチ式再処理試験を行った。累計処理実績は約 600kgU・約 200gPu であり<sup>152,167</sup>、本報告書で触れる他の再処理施設と比べ著しく少ない。

DfD の観点からは、タンク内部のスラッジを定期的に除去できるような高圧水ジェットランスの組み込み又はこのような機器を利用可能とする接続部をタンクの設計段階において考慮すべきであるとされる<sup>30</sup>。これは廃止措置段階だけでなく、運転期間中のスラッジの詰まりを回避する目的でも役立つ。定期的なスラッジの除去が困難な場合、当該タンク内に攪拌装置を備えることで、溶液の化学的操作と合わせてスラッジの発生量を低減することができる<sup>30</sup>。

#### (2) 遠隔装置によるタンク等内部のモニタリング、除染、補修又は解体を可能にするアクセスルートの確保

溶解槽の補修に当たり既存の配管を遠隔装置用アクセスルートとして転用した日本 TRP の事例が報告されているが<sup>155</sup>、その技術開発に費やしたコストと時間は設計段階での考慮により回避又は低減できた可能性がある。理想的には、タンクや蒸発缶を含む塔槽類についてはモニタリングや除染のための遠隔装置の投入経路を設計段階で特定すべきであるとされる<sup>30,31</sup>。これらの遠隔装置は、運転期間中だけでなく最終的な解体のための汚染調査や除染にも役立つ。

#### (3) タンク内部配管の最小化

再処理施設において加熱又は冷却を要する廃液タンク等には、伝熱効率の観点から一般にコイル状の加熱・冷却配管が用いられる。しかし、当該タンクに貯蔵する液体の放射能レベルによっては、系統除染後もそれらの配管に付着した液体残渣が解体時の被ばく線量を増加させる要因となる<sup>170</sup>。冷却系統については外部冷却ジャケットを用いる、配管本数を減らして大口径・高流量の配管とするなど、可能な範囲で液体との接触面積を減らす設計を検討することが DfD の観点からは望ましい<sup>18,30</sup>。

当然ながら、冷却配管の表面積を減らすことは冷却性能の低下に直結するため、上記はあくまで運転上の要件を満足する範囲で検討しなくてはならない。

#### (4) タンク内面の防食処理

液位が変動するタンクの内面では、汚染物質を含む酸化被膜が層状構造を形成する可能性がある<sup>152</sup>。この汚染物質が  $\alpha$  核種であった場合はタンク内の汚染分布の把握が極めて困難となり、解体作業時の深刻な内部被ばくの原因になり得る。

理想的には、タンク材料の選定に当たっては、運転期間中の保管溶液に対する耐食性だけでなく、廃止措置段階及び運転期間中のトラブル発生時に用いられる除染剤に対しても顕著な腐食が生じない材料とし、又はそのような材料によるライニングを施すべきであるとされる<sup>30,152</sup>。

### (5) 地下埋め込みタンクの回避及び深層防護の考慮

土壌やコンクリート基礎に直接埋め込まれたタンクは、他の原子力施設と同様、保守点検や漏えいの検出が難しく土壌汚染の原因となりやすい。再処理施設において発生する高レベル放射性廃液等をこのようなタンクに保管した場合、廃止措置段階での保管廃棄物の取り出し、タンクの除染・解体等の作業に当たり他の原子力施設以上の困難が予想されるほか、汚染物質が漏えいした際の影響も他の原子力施設と比べ各段に大きい。このため、特に再処理施設においては放射性廃液タンクの地下埋め込みの回避が重要な DfD である。また、埋め込み式でないタンクについても遮蔽セル等の構造物から周辺土壌への汚染物質の移行を防ぐよう、床面・壁面ライナやドリフトレイの利用を通して十分な多重防護策を講ずることが運転段階の安全性確保及び DfD の両方の観点から有益である。

同様に、廃液を貯留するラグーンのような施設がある場合、漏えいした汚染物質が周辺土壌に直接移行しないよう、ライナ及び漏えい検出器を用いた二重バリア構造とする、腐食や漏えいに関する定期的な点検を可能とするなど深層防護の概念を設計に取り入れることが DfD としても重要である。

## 5. 3. 3 その他

### (1) 高線量機器の周辺スペースの確保

高線量な汚染機器の周辺にある配管や機器を解体する際、線源に対する一時的な遮蔽が必要になる場合があるため、運転終了時に高線量場を引き起こす機器は人や遠隔装置のアクセスが困難な区域（例：放射性廃液蒸発缶、低線量機器・配管の密集区域）に配置すべきではないとされる<sup>31</sup>。また、こうした余分なスペースを設けることは、最終的な解体だけでなく、運転期間中の点検、補修、交換等のあらゆるトラブルに対処する上で有用である。

### (2) 高線量機器の一括撤去等が可能な設計

ガラス熔融炉のような高線量大型機器の交換のための遠隔一括撤去システムは、運転期間中だけでなく廃止措置段階の最終的な解体においても、作業員の被ばく線量や労力を減らす観点から有効である。また、廃液タンクなどそれ自体が汚染流体の閉じ込め機能を有する SSC については、一括撤去後に専用エリアで除染、解体及び廃棄物処理を行うことで汚染の拡大防止や二次廃棄物発生量の低減が期待できる。

こうした一括撤去のための DfD としては、当該機器を搬出可能な大型ハッチや他の機器との干渉を考慮した搬出経路の確保、機器の吊り上げに利用可能なクレーン等の確保又はそれら揚重機を設置可能なスペース及び床スラブの耐荷重の確保、吊り金具の取付けが容易な機器外側形状が挙げられる。

### (3) 廃止措置期間を含めた長期耐食性材料の選択

特に遮蔽セル内に設置された機器は廃止措置段階まで撤去されない可能性があるため、先に述べたタンク以外の SSC（特に液体に触れるもの）についても、廃止措置期間を含めた長期間における十分な耐食性を確保する必要がある。適切な材料選択は、解体作業の安全性だけでなく、放射性廃棄物としての腐食生成物の発生量低減にも寄与する。

### (4) SF プールの適切な水化学管理

海外では古い実用炉や研究炉と同様、再処理施設の SF プールでも放射性スラッジの存在が解体作業の大きな妨げとなっている<sup>123,154</sup>。再処理施設の SF プールは長期間供用される可能性があるため<sup>27</sup>、DfD の観点から水化学管理システムの性能は特に重要である。

### (5) 配管の詰まり等に対する設計対策

海外では、施設設計においてフラッシング機構や遠隔装置の導入経路が確保されなかったために、配管閉塞を解決できず操業開始を断念した例がある<sup>158</sup>。再処理施設では他の原子力施設よりもプロセス物質の化学的性質変化が大きいため、溶液中の沈殿物の発生に注意が必要である。

### (6) 人が接近しにくい機器・配管におけるフランジ接合の回避

保守管理上の理由から既に多くの再処理施設で導入されているが、DfD の観点からも、作業員の接近が困難な高線量機器・配管については溶接継手の採用による漏えい防止対策が有効である。特に定期的な点検の対象となっていないフランジ接合部では、経年劣化による汚染物質の漏えいが施設寿命末期に発生しやすいと考えられる。

### (7) U 字管の使用の最小化

数年間の強制換気を行ってもなお、U 字管の底部には汚染液体が残存する可能性が指摘されている<sup>18</sup>。同様の事象は海外の研究炉でも報告されているが、再処理施設のプロセス物質に含まれる放射性核種は研究炉等よりも高濃度であることが予想される。この残存液体の存在は解体時の予期しない汚染につながるため、実用炉の DfD として IAEA<sup>16</sup> が挙げている U 字配管の回避は再処理施設の DfD としても重要である。

### (8) 廃棄物処理に活用できる機器・系統の特定

実用炉と比べ、再処理施設は廃止措置段階で発生する廃棄物の化学的形態が多様であり、それらの取扱いにおいて特殊な設備が必要となる場面も多い。このため、DfD の観点からは、運転段階で利用する機器・系統（例：オフガス処理系、脱硝設備、遠隔操作セル、グローブボックス（以下「GB」という。））が廃止措置段階の廃棄物処理にも活用可能であることを意識した施設レイアウトが有益である<sup>18,30,153</sup>。

#### (9) 有害物質に対する処理設備の考慮

一般論として、有機溶媒、化学物質及び重金属を含む有害物質は汚染された廃棄物（混合廃棄物）となる可能性があるため、それらの使用は最小化するとともに、可能な限り再使用又は再利用すべきであるとされる<sup>30,31</sup>。プラント運転上それらの物質を用いざるを得ない場合でも、特に高線量となる区域では、それらの有害物質及び可燃性物質の除去作業により作業員の被ばく線量を増加させるため、容易に除去できる場合を除き施設設計段階で組み込むべきではないとされる<sup>30</sup>。

#### (10) 不可逆的な廃棄物定置プロセスの回避

例えば重力を利用した不可逆的な定置プロセスの場合、定置した廃棄物へのアクセスが制限され、保管庫及び廃棄物の健全性の確認や廃棄物取出作業の際の困難が予想される。こうした施設設計は避けるべきであるとされており<sup>30</sup>、特に高レベルな放射性廃棄物が多く発生する再処理施設において重要な DfD である。

ここまで述べてきた再処理施設における DfD の例をまとめると表 5.2 のとおりとなる。

表5.2 再処理施設におけるDfDの例

Table 5.2 Examples of DfD applicable to reprocessing facility

対象 SSC	廃止措置困難事例等	考慮すべき設計上の特徴 及び関連する SSG-47 細目
全体	<ul style="list-style-type: none"> <li>・施設の冗長性がない</li> <li>・スラッジの蓄積による配管詰まり</li> </ul>	(b)2 アクセス経路の確保 (h)3 フラッシング機構の設置
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・配管・ラグーンからの漏えい</li> </ul>	(h)3 フランジ接続の回避 (l) 二重バリア等の深層防護設計
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・配管屈曲部における汚染液体の残存</li> </ul>	(h)1 U字配管の最小化
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・既存の遠隔装置、遮蔽セル、廃棄物処理系統等の活用</li> </ul>	(m)2 活用可能な機器・系統及び廃棄物移送経路の特定
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・化学物質との混合廃棄物の処理</li> <li>・残留プロセス物質やα廃棄物に対応した処理設備の新設</li> </ul>	(k)3 有害物質の使用の最小化 (m)2 専用の廃棄物処理設備の設置
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保管廃棄物の回収が困難</li> </ul>	(j)2 可逆的定置方法の確保
遮蔽セル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・線量が高くアクセスできない</li> <li>・物理的にアクセスできない</li> </ul>	(b)2 ハッチ等の設置 (b)3 遮蔽体設置スペースの確保 (i)1 高線量区域に対する遠隔装置導入経路の確保 (i)2 狭隘部に対する遠隔装置導入経路の確保
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・セルに埋め込まれた汚染配管の撤去</li> </ul>	(c)2 配管スリーブ等の検討
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・コンクリートへの汚染浸透</li> </ul>	(f)2 除染・ドレンを容易にするライニング等
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・遮蔽コンクリートの切断作業に伴う労力</li> </ul>	(d)1 遮蔽壁の切欠き・穿孔
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高線量廃棄物の保管場所の不足</li> </ul>	(m)2 遮蔽セルの廃棄物保管庫としての再使用



表5.2 再処理施設におけるDfDの例（続き）

Table 5.2 Examples of DfD applicable to reprocessing facility (Cont'd)

対象 SSC	廃止措置困難事例等	考慮すべき設計上の特徴 及び関連する SSG-47 細目
廃液タンク、 大型槽類、 SF プール等	・放射性スラッジの発生・蓄積	(h)2 内部除染・攪拌機構の設置 (h)4 循環ろ過系の設置
	・遠隔装置投入経路の制約	(i)1 高線量区域に対する遠隔装置導入経路の確保 (i)2 狭隘部に対する遠隔装置導入経路の確保
	・内部配管への廃液付着面積の増大	(-) タンク内部配管の最小化
	・タンク内面の腐食	(g)2 タンク内面の防食処理 (g)2 長期耐食性材料の採用
	・地下埋め込み式廃液タンクからの廃棄物取り出し及びタンクの撤去	(j)1 地下埋め込みタンクの回避
高線量機器	・除染・解体作業スペースの不足	(m)1 十分なスペースの確保
	・大型機器・タンクの一括搬出	(b)1 一括搬出用ハッチ等の設置

## 6. 燃料加工施設

燃料加工施設は他の原子力施設と比べ、空間線量率が極めて低い、プロセス物質が粉体又は焼結体である、多くの工程が乾式であるといった特徴を有する。粉体のプロセス物質を扱う工程は大半が負圧管理された GB 又はフード等の密閉容器内にあり、廃止措置期間においても系統除染のような湿式の作業は通常行わないため、他の原子力施設に比べ運転期間・廃止措置期間とも汚染物質の漏えいが起こりにくい。また他施設と比べ空間線量率が低いため、除染・解体時においても外部被ばくに関する深刻な問題は起こりにくい。各施設の GB は同一形状・同一寸法のもので多く、特に MOX 燃料加工施設では除染・解体対象として同一仕様の GB が多数存在するという特徴がある。GB の解体については主要各国とも多くの実績を持っており、必要な技術は既に確立している。

このような背景から、MOX 燃料加工施設を含め、燃料加工施設の廃止措置に関する困難事例はそれほど多く報告されていない。また短半減期核種が少なく安全貯蔵による減衰が期待できないため、商用の燃料加工施設は閉鎖後即時解体される傾向にあり、短い例ではウラン燃料加工施設で廃止措置開始から 5 年、MOX 燃料加工施設でも 10 年程度でサイト解放に至っている。

燃料加工施設の廃止措置に当たり留意すべき点としては、 $UO_x$  粉末や MOX 粉末の吸入による内部被ばくの防止、GB や GH の閉じ込め性能の確保（特に火災防止）、一括撤去と繰り返し作業の自動化による解体の効率化、 $\alpha$  核種を含む廃棄物の処理等が挙げられる。

世界の主な廃止措置中又は廃止措置を完了した施設を表 6.1 に示す。

表 6.1 廃止措置中又は廃止措置を完了した主な燃料加工施設

Table 6.1 Fuel fabrication facilities under decommissioning or decommissioned

国	地域	施設名 <sup>注1)</sup> 又は所有者	運転期間 <sup>注2)</sup>	燃料	備考
独国	Hanau	ALKEM GmbH Siemens	1970-2001	MOX	2006 サイト解放
独国	Hanau	RBU GmbH →Siemens	1969-1995	U	2006 サイト解放
独国	Kalstein	ALKEM GmbH →Siemens	1966-1994	U	1999 サイト解放
独国	Hanau	HOBEG	1972-1988	球状 U	1995 サイト解放
独国	Hanau	NUKEM	1962-1988	U・Th	2006 サイト解放
イタリア	Casaccia	<u>IPU</u>	1971-1987	MOX	
イタリア	Saluggia	<u>IFEC</u>	1965-1990	U	1993 サイト解放
ベルギー	Dessel	Belgonucleaire	1972-2006	MOX	
南アフリカ	Pelindaba	<u>Beva</u> , Necsa	1987-1996	U	
米国	Apollo	NUMEC →ARCO →B&W	1958-1983	U	1997 サイト解放
日本	東海	<u>PFFF</u> , JAEA	1972-2001	MOX	許認可上は使用施設

注 1) 調査した文献中に施設名称が示されているもののみ下線で施設名又はその略称を示した。文献で固有の施設名称が確認できなかったもの（例：独国 Hanau にある Siemens の MOX 燃料加工工場）については、下線なしで所有者名を記載した。

注 2) 各施設の運転期間に関する情報は文献<sup>18,173~181</sup>による。文献ごとにデータが異なるため、施設の所有者が著者となっている文献情報を優先的に採用した。

## 6. 1 施設の特徴

### 6. 1. 1 施設構造上の特徴

#### (1) 単純な工程と格納構造

商用施設の場合、多くの工程が自動化されており、燃料棒が溶接密封されるまではトランスファートンネルで連結された一連の GB 又はフードで格納されている部分が多い。このため他の原子力施設と比べると冷却系統や計装系のような汚染系統が少なく、単純で密閉管理がしやすいという特徴がある。一方で主要プロセス工程が一つ又は少数の広大な部屋（ホール）に設置されている都合上、汚染の拡散防止のための物理的障壁が少なく、他の原子力施設と比べ核種の漏えい検知や負圧管理がより重要となる。

## (2) 水平方向に広いホール型施設

上記のように主要工程機器が各ライン一本で連結している都合上、他の原子力施設に比べ部屋や扉の数が少なく、建屋の数も少ない単純な施設構造となる場合が多い。主工程建屋内では水平方向に多数の GB やフードが連なる一方、2～3 フロアを貫通するような鉛直方向の大型機器は存在しない<sup>(注28)</sup>。

## (3) 狭隘部が少ない

GB・フード内部を含め、狭隘環境や高線量のために人が近づけない場所は基本的にない。実用炉のような厚い生体遮蔽壁も存在しない。また、主に  $\alpha$  核種を粉体・ペレットとして取り扱うため、汚染流体を輸送する配管は他施設に比べて少ない。

## (4) GB に対応した大型搬入口をもつ

GB 内の機器（内装機器）の交換に際し新 GB を一括搬入するため、大型搬入口を備えている場合が多く、ホール内への移送経路も施設設計上考慮されている。内装機器として長さ数 m 以上となるような大型機器が少ないため、施設内の GB の多くはサイズが標準化されており、施設設計時に予期されなかったイレギュラーな大きさの GB 等を搬入する機会は発生しにくい。

## 6. 1. 2 運転・汚染環境に関する特徴

### (1) 作業員が接近可能な空間線量率

通常運転中は作業員が GB 等に近づく機会はありませんが、空間線量率の観点からは、MOX 燃料加工施設でもグローブ作業による保守・補修等の対応が可能である。通常、放射線防護上の理由から補修等の作業に遠隔装置を要することはない。

### (2) $\alpha$ 核種による表面汚染

ウラン燃料加工施設・MOX 燃料加工施設とも  $\alpha$  核種による表面汚染が運転段階及び廃止措置段階の主な考慮対象である。MOX 燃料加工施設でも GB 等の材料（ステンレス鋼等）の放射化は無視し得るレベルであり<sup>182</sup>、廃止措置段階で外部被ばくとして考慮を要するのは中性子線及び Am-241 の  $\gamma$  線である<sup>(注29)</sup>。

<sup>(注28)</sup> ただし、燃料集合体組立工程には2～3フロア分の吹き抜け空間があり、燃料集合体の取扱いのための天井クレーン、検査装置等は存在する。

<sup>(注29)</sup> この中性子線は主に Pu-240 及び Pu-242 の自発核分裂で発生するほか、Pu-238、Pu-239、Pu-240 及び Am-241 由来の  $\alpha$  線による  $^{18}\text{O}(\alpha, n)^{21}\text{Ne}$  反応等によって発生する。また、主な  $\gamma$  線放出核種である Am-241 は Pu-241 の  $\beta$  崩壊（半減期 14 年）によって生成されるため（Am ビルドアップ）、運転期間の短い施設では Am-241 由来の  $\gamma$  線の影響は相対的に小さくなると考えられる。

### (3) 汚染の大半が粉体を取り扱う工程に存在する

粉体で汚染する大型機器の代表例として焼結炉や圧縮成型設備があり、廃止措置段階の主要な除染・解体対象はこれらの大型機器、GB、フード及びそれらに付属するダクト等の換気系統である。これらに比べると、焼結後のペレットを扱う後段工程の汚染は軽微である。

### (4) 工程のほとんどが乾式環境

研削工程や分析系を除き、工程の大半が乾式である。雰囲気は大気のほか、水素・窒素混合ガス（焼結炉）や He ガス（燃料棒組立工程）も存在する。

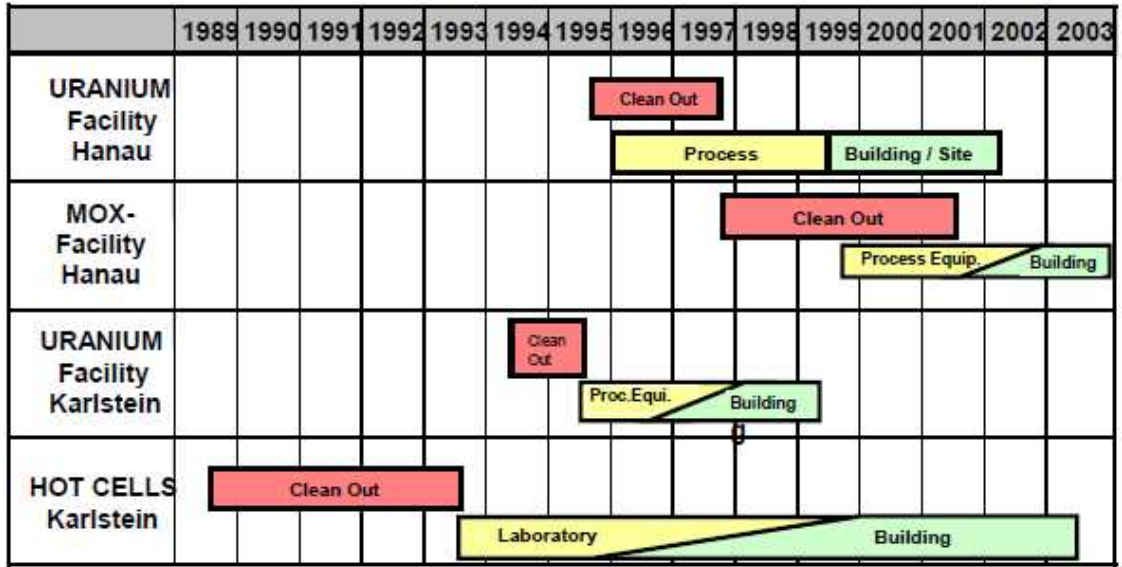
### (5) GB 等による汚染の閉じ込め

通常、密閉と負圧管理により汚染物質は GB、フード等の密閉容器内に閉じ込められている。

## 6. 1. 3 除染・解体作業に関する特徴

### (1) 即時解体戦略

ウラン粉末及び MOX 粉末は安全貯蔵による放射能の減衰が期待できないため、廃止措置戦略としては一般に即時解体が採用される。表 6.1 及び図 6.1 に示すとおり解体に必要な期間も極めて短く、MOX 燃料加工施設でも閉鎖後 5 年程度でサイト解放に至った施設が存在する。



出典) H. Rupa, R. Baumann, P. Faber, M. Ruhbaum and H. Schmitt, Decommissioning of Four German Fuel Cycle Facilities, WM'00 Conference, 27 Feb. - 2 Mar. 2000, Tucson, USA. <sup>173</sup>

図 6.1 独国 Hanau (ハナウ) -Karlstein (カールシュタイン) サイトの  
ウラン燃料・MOX 燃料加工施設の廃止措置工程

Fig. 6.1 Decommissioning schedule of uranium and MOX fuel fabrication facilities in Hanau-Karlstein site, Germany

(2) GB 解体技術が確立済み

内装機器を含む GB の解体実績は既に多数あり、解体技術は確立している <sup>181</sup>。一般的には GH 内でグローブ及びアクリル板を取り外した後、金属枠や天板・側板を切断する。解体物はドラム缶に収納可能なサイズまで細断した後に養生・梱包し、GH からバッグアウトする。また、解体の際は GB と他の GB との連結部を切り離し、単一 GB を 1 ユニットとして除染・解体作業を行う <sup>182</sup>。このため、他の原子力施設と比べ、解体作業に先立つ系統分離が容易である点も燃料加工施設の特徴である。

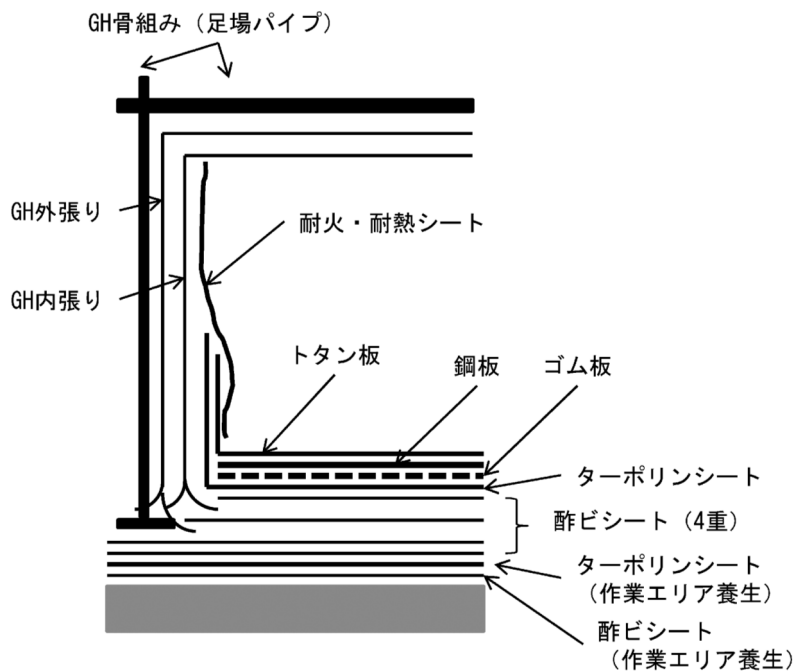
(3) 系統除染を行わない

通常、GB 自体は系統除染機能を備えていない。国内施設における除染作業としては解体前の拭き取りと解体時の拭き取り及び汚染の固定が主体であり、いずれも手作業である。海外施設では水を用いた洗浄や電解研磨による除染例も報告されている <sup>183</sup>。

(4) 解体作業における GB 及び GH の包蔵性の担保

GB 内装機器の多くは分解可能であり、撤去の際に特段の切断作業を必要としない構造となっている。GB が高い密封性を持つため、解体戦略として GB 解体前にグローブ作業で内装機器の除染・分解を行うことがある<sup>184</sup>。

切断が必要な内装機器は GB 解体時にチップソー等の小型電動機器を用いて乾式の機械的工法で切断されることが多く、冷却水を必要とする湿式切断は液体の二次廃棄物が発生するため採用されにくい。また、GB 解体時は周囲を GH で覆う都合上、大型の解体用重機や火災のおそれのある熱的切断技術を用いることはあまりない<sup>184, 185</sup>。核燃料物質を粉体で取り扱うことから作業環境の包蔵性が重視されるため、GH 自体も特に火災対策が重視される (図 6.2)。



出典) 綿引政俊, 赤井昌紀, 中井宏二, 家村圭輔, 吉野正則, 平野宏志, 北村哲浩, 鈴木一敬, グリーンハウス方式によるグローブボックス解体撤去工法の改良, 日本原子力学会和文論文誌, 11, 1, 2012, p.106.<sup>184</sup>

図 6.2 GH の火災防止対策の例 (日本 PFFF)

Fig. 6.2 An example of GH fire protection (PFFF, Japan)

#### (5) 徹底した内部被ばく対策

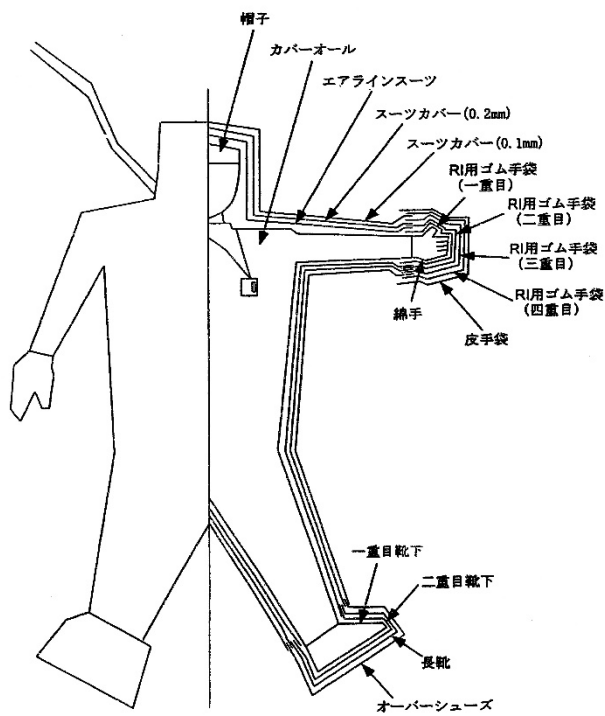
特に MOX 燃料加工施設の場合は再処理施設における直接解体作業と同様、MOX 粉末の吸入による内部被ばくを防ぐため解体作業はエアラインスーツなど重装備での作業になりやすく (図 6.3)、一日の作業時間が短いために作業効率は極めて低い<sup>181</sup>。GH も多段化されており、作業用 GH のほか装備の脱着や汚染管理に三つの GH を設ける例が知られている (図 6.4)。これらの使用済エアラインスーツや GH 残材は全て二次廃棄物となるため、除染・解体作業では二次廃棄物が多量に発生する<sup>(注30)</sup>。

また、MOX 燃料加工施設の場合は中性子線や $\gamma$ 線を遮蔽するために分解・解体作業中は鉛ベストを着用する、一時的な遮蔽パネルを設置する等の外部被ばく対策が採られる<sup>189</sup>。

---

<sup>(注30)</sup> 例えば日本 PFFF の場合、第 1 期工事で発生した放射性廃棄物 53m<sup>3</sup>のうち 16m<sup>3</sup> (約 30vol%、約 14wt%)、第 2 期工事の 60m<sup>3</sup>中 24m<sup>3</sup> (40vol%、約 19wt%) が二次廃棄物である<sup>181</sup>。これは実用炉の廃止措置に伴い発生する二次廃棄物よりも大幅に高い。参考データとして、スウェーデン SKI の試算<sup>187</sup>によると同国の実用炉の解体により発生する低中レベル放射性廃棄物のうち二次廃棄物は約 7wt%、独国 VGB (欧州大規模発電事業者技術協会) の試算<sup>188</sup>では PWR の解体による放射性廃棄物 (クリアランス対象物を除く。)のうち二次廃棄物は約 4wt%である。

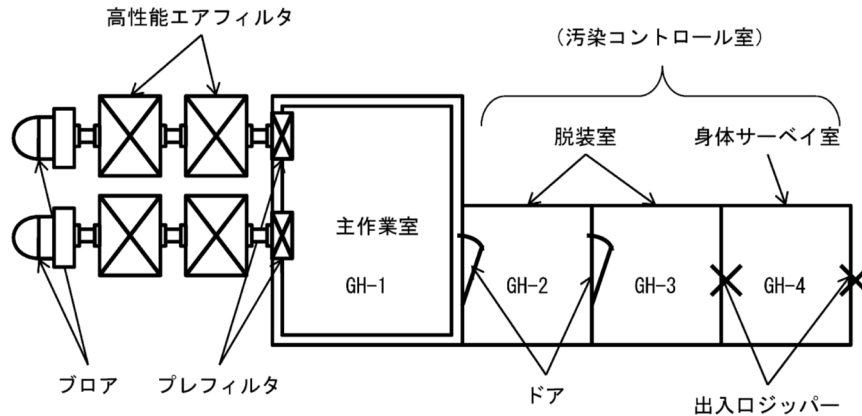




出典) 沢山武夫, 飯村泉, 榊原博, 竹内邦男, 武藤康徳, 鈴木宏和, FBR 加工工程グローブボックス等の解体・撤去工事報告書 (業務報告), JNC TN8440 99-024, 核燃料サイクル開発機構, 茨城県那珂郡東海村, Apr. 1999, p.40.<sup>186</sup>

図 6.3 エアラインスーツの概要図 (日本 PFFF)

Fig. 6.3 Air-fed suit (PFFF, Japan)



出典) 綿引政俊, 赤井昌紀, 中井宏二, 家村圭輔, 吉野正則, 平野宏志, 北村哲浩, 鈴木一敬, グリーンハウス方式によるグローブボックス解体撤去工法の改良, 日本原子力学会和文論文誌, 11, 1, 2012, p.104.<sup>184</sup>

図 6.4 MOX 燃料加工施設の除染・解体用多段 GH の例 (日本 PFFF)

Fig. 6.4 An example of multistage GH for decontamination and dismantling in MOX fuel fabrication facility (PFFF, Japan)

#### (6) 一括撤去のメリットが大きい

特に MOX 燃料加工施設で多く設置される GB は同一規格品を多数連結している場合が多く、また GB 自体が高い密封性を備えている。このため、GB の一括撤去や除染・解体作業の自動化が可能な場合は解体作業を大幅に簡略化できることが燃料加工施設の廃止措置における大きな特徴である。具体的には、一括撤去後に専用設備又は専用スペースで解体作業を行うことにより解体用 GH の設置・片付けの必要がなくなり、これにより二次廃棄物中で高い割合を占める GH 残材の発生量を抑制することができる<sup>181</sup>。

## 6. 2 施設設計に起因した代表的な廃止措置困難事例等

### 6. 2. 1 主な困難事例及び良好事例

GB の除染・解体技術が既に確立しているため、燃料加工施設の廃止措置困難事例の報告は全体的に少ない。施設の閉鎖から解体完了までの期間も、商業規模の施設であっても閉鎖から解体完了まで数年程度と短い例が多い。

燃料加工施設の廃止措置に関し、主だった課題として認識されているのは以下の 4 点である。これらはいずれも MOX 燃料加工施設の事例である。

(1) GB の一括搬出又は遠隔解体による解体作業の効率化

ベルギーDessel (デッセル) にある Belgonucleaire (ベルゴニュークリア) 社の MOX 燃料工場では、内装機器を撤去した後の GB は別の場所で最終除染及び解体がなされた<sup>189</sup>。また、独国 Hanau (ハナウ) にあった Siemens (ジーメンス) 社の MOX 燃料工場や米国 Erwin (アーウィン) の MOX 燃料工場では解体用の大型 GB やステンレス鋼製の封じ込め施設が製作・建設され、その中で GB の除染・解体が行われた<sup>18,190,191</sup>。日本の MOX 燃料加工施設である PFFF でも独国と同様の専用解体システムを開発している<sup>181</sup>。

(2) 中性子線及び $\gamma$ 線に対する放射線防護

ベルギーBelgonucleaire (ベルゴニュークリア) 社の MOX 燃料工場では、中性子線及び $\gamma$ 線の遮蔽のため、再使用可能なモジュール式遮蔽パネルが GH に設置された (図 6.5)。本施設では GB の解体に当たりグローブ付き GH (glove-tent) が採用されたため、この GH 外装への遮蔽体の設置により作業員の被ばく線量低減が期待された。GH 自体は廃棄可能なものであり、この遮蔽体は別の GB を解体する際の GH に付け替えることができた。



出典) J. M. Cuchet, H. Libon and C. Verheyen, Decommissioning the Belgonucleaire Dessel MOX Plant: Presentation of the Project and Situation on 30/06/2011, Proceedings of the ICEM2011, 25-29 Sep. 2011, Reims, France.<sup>192</sup>

図 6.5 GH に設置されたモジュール式遮蔽パネルの例  
(ベルギーBelgonucleaire (ベルゴニュークリア) 社の  
Dessel (デッセル) MOX 燃料工場)

Fig. 6.5 An example of modular shielding panels installed on GH  
(Belgonucleaire Dessel MOX plant, Belgium)

### (3) 解体物及び二次廃棄物の保管場所の確保

ベルギーBelgonucleaire（ベルゴニュークリア）社の MOX 燃料工場では、解体物の保管場所を確保するために一部 GB を分解し、また廃棄物減容のための追加設備を設置した<sup>189,192</sup>。日本 PFFF でも解体廃棄物の保管容量が課題として認識されている<sup>185</sup>。

### (4) $\alpha$ 汚染廃棄物の処理

ベルギーの Mol（モル）-Dessel（デッセル）地域では、Eurochemic（ユーロケミック）再処理工場及び Belgonucleaire（ベルゴニュークリア）社の MOX 燃料工場から発生する  $\alpha$  廃棄物の処理のためにガラス固化プラントが建設された<sup>159</sup>。

## 6. 2. 2 その他

上記以外で燃料加工施設の廃止措置に関する事例としては、エアラインスーツ作業やグローブ作業として切断作業を行う際の放射性核種飛散リスク、熱的切断工法等に伴う火災リスク等の解体作業時の GH 等の運用面の課題が多く、施設設計に起因した困難事例はあまりない。

一部、作業ルームが狭かったためにその場（in-situ）切断技術が開発されたとの報告があるものの<sup>190</sup>、詳細は不明である。

## 6. 2. 3 ウラン燃料加工施設の廃止措置

ウラン燃料加工施設の廃止措置に関する報告は MOX 燃料加工施設よりも更に少なく、困難事例もほとんどない。これらの施設の廃止措置の容易さを表す顕著な例として、イタリア Saluggia（サルッジャ）にある IFEC が挙げられる。IFEC は種々の燃料体を年間 20t 製造可能な工学規模のウラン燃料加工施設として 25 年間操業したが<sup>18</sup>、閉鎖から 3 年程度と非常に短い期間でサイト解放に至っている。

除染・解体に関する事例情報として、独国 Siemens（ジーメンス）社 Karlstein（カールシュタイン）工場、南アフリカ Necsa の Pelindaba（ペリンダバ）サイト、米国 GE 社 San Jose（サンホセ）工場におけるウラン粉末の付着したコンクリートの表面除染作業<sup>18,173,179</sup>や、イタリア IFEC 及び米国 B&W 社 Apollo（アポロ）工場におけるサイト解放のための建屋の残留放射能の測定作業<sup>18</sup>が報告されているが、いずれも他の原子力施設の廃止措置における困難事例等と比べ軽微なものである。

なお、土壌汚染等の深刻な廃止措置困難事例はウラン燃料加工施設においても発生している。しかしながら、今回の調査で原因等の詳細情報が得られた事例は全て工場内のウラン再転換工程からの漏えいに起因したものである。この問題については 7. で述べることにする。

## 6. 3 燃料加工施設における DfD の例

### 6. 3. 1 解体の容易化に資するもの

#### (1) GB の一括撤去を可能にする大型搬出口及び搬出経路の確保

GB は金属枠部分が溶接されているため、設置時は一括で搬入されることが多い。このため多くの燃料加工施設は大型搬入口を備えており、また運転期間中の交換経験からも、GB 自体の解体・撤去作業に特段の困難は予想されない。ただし、内装機器を含む（又は内装機器をバグアウトした状態の）GB を一括で搬出できれば、除染・解体に必要な資源を大幅に節約することが可能である。施設設計段階では搬出口のサイズ及び搬出経路について、供用後の GB が排気ダクト、架台等の付属物により搬入時よりも若干大型になることを考慮する必要がある。

#### (2) 解体用大型 GB 等の設置及び遠隔解体の考慮

GB 解体時は解体作業そのものの労力もさることながら、解体対象 GB ごとに GH を張り直す原位置解体のために多大な追加的労力を要する。GB を同一フロア内又は建屋近傍に設置した解体用の大型 GB 等に一括搬出し、当該設備内で GB の解体、細断及びドラム缶への収納といった一連の作業を遠隔操作で行うことで作業員の労力及び被ばく線量を最小限にすることができる。このアプローチは同一規格品の多い GB に対して特に有効であり、日本 PFFF で開発が進められている<sup>181,193</sup>。DfD としては、施設設計段階で利用可能な技術を踏まえ、こうした解体用大規模設備を設置可能なスペースを特定しておくことが有益である。

#### (3) 一時的遮蔽体の利用可能性の検討

MOX 燃料加工施設の場合、作業員による GB 付近での除染・解体作業が比較的長時間に及ぶことから、中性子線及び $\gamma$ 線に対する遮蔽対策をあらかじめ検討しておくことは有効である。

ベルギー-Dessel (デッセル) にある Belgonucleaire (ベルゴニュークリア) MOX 燃料加工工場の例ではグローブ付き GH に遮蔽体が設置された<sup>189</sup>。図 6.4 に示した日本 PFFF の例のように多段 GH を設置する場合<sup>184</sup>でも、作業用 GH (GH-1) 外装に遮蔽体を設置可能なスペースを確保することで、GH-2 など他の GH の補助作業員、放射線管理要員等の受ける被ばく線量の低減に役立つかもしれない。

#### (4) 多段 GH 設置用スペースの確保

主要工程ホール内に多段 GH を設置可能なスペースをあらかじめ確保しておくことは、廃止措置段階の初期にありがちな GB 移動作業（除染・解体用スペースの確保）を省略できるほか、運転期間中の GB 交換作業にも役立つ。

### 6. 3. 2 放射性廃棄物の保管・処理に関するもの

#### (1) 解体により発生する放射性廃棄物の保管場所の確保

特に MOX 燃料加工施設の場合、作業員の汚染物質吸入防止のため、除染・解体作業においては使用済エアラインスーツ、多段 GH 用テントの残材等多量の二次廃棄物が発生する。これら廃棄物の保管容量が十分に確保されない場合、SSC の解体順序等に制約を与える可能性があるため、廃棄物保管庫等の設計においては廃止措置中の放射性廃棄物発生量を考慮することが DfD として有益である<sup>30</sup>。

#### (2) 解体により発生する $\alpha$ 汚染廃棄物の処理方策の確保

MOX 燃料加工施設の場合、解体した機器によっては専用の処理施設が必要となる場合がある。こうした比較的高濃度の $\alpha$ 核種で汚染された機器は廃止措置期間中に多く発生するため、施設の設計段階ではこのような廃棄物に対応した処理施設の建設又は処理設備の設置が可能なスペースの確保、利用可能な外部の廃棄物処理施設の検討等の準備をあらかじめ行っておくことが DfD の観点から有効である。

また、上で述べた多量の二次廃棄物についても、減容のための設備をあらかじめ備えておくことで廃棄物保管容量の問題を回避することができる。

### 6. 3. 3 その他

#### (1) GB 内装機器に対するモジュラー設計の採用

放射性物質の飛散リスクを下げるため、解体時のグローブ作業では切断作業は極力避けるべきである。このため、内装機器は可能な限りバッグアウト可能なサイズまで分解可能な設計であることが望ましい。

#### (2) GB の解体に必要な周辺スペースの確保

少数ではあるが、海外の MOX 燃料加工施設において、解体作業スペースを確保するための GB の一部分解、in-situ 切断技術の開発といった事例が報告されている。先に述べた多段 GH 設置用スペースと同様、GB の過密な配置を避けることは運転期間中の GB の交換及び最終的な解体作業の両方の観点から有益である。

ここまでに述べた燃料加工施設における DfD の例をまとめると表 6.2 のとおりとなる。

表6.2 燃料加工施設におけるDfDの例

Table 6.2 Examples of DfD applicable to fuel fabrication facility

対象 SSC	廃止措置困難事例等	考慮すべき設計上の特徴 及び関連する SSG-47 細目
GB	<ul style="list-style-type: none"> <li>・専用施設等での除染・解体による効率化</li> <li>・直接解体の作業負荷が大きい</li> </ul>	(b)1 GB 一括搬出用の搬出口 (-) 専用施設等での遠隔解体の考慮
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・GH への遮蔽体設置による被ばく線量低減</li> </ul>	(b)3 一時遮蔽体の利用可能性の検討
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・(切断時の放射性物質拡散リスク)</li> </ul>	(d)1 内装機器のモジュール化
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・解体初期における廃棄物保管スペースの不足</li> </ul>	(m)1 解体用スペースの確保 (m)2 廃棄物保管スペースの確保 ((m)1 多段 GH 用スペースの確保)
その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<math>\alpha</math> 汚染廃棄物の処理のための新規施設の建設</li> </ul>	(m)2 新規処理設備の特定 (m)2 廃棄物保管スペースの確保

## 7. ウラン転換・濃縮施設

ウラン転換施設、ウラン濃縮施設及びウラン再転換施設は他のサイクル施設と比べ絶対数が少なく、また海外施設を含め濃縮・転換手法は必ずしも同一ではない。このため、我が国に存在する施設（後述）への適用という観点で参考になる廃止措置事例は極めて少ない。世界の主な廃止措置中又は廃止措置を完了した施設を表 7.1 に示す。

今回の調査では、我が国で運転中のウラン転換・濃縮施設（表 7.2）において特に有用であると考えられる、それらの施設と同一手法を採用していた廃止措置施設として 4 施設が確認された。ただし、ウラン濃縮施設についてはオランダ Almelo（アルメロ）サイトの除染・解体作業の詳細情報が公表されておらず、表 7.1 に示したウラン濃縮施設のうち廃止措置事例の情報が得られた海外施設はいずれもガス拡散法又はエアロダイナミクス法のプラントである。



表 7.1 廃止措置中又は廃止措置を完了した主なウラン転換・濃縮施設

Table 7.1 Uranium conversion, reconversion and enrichment facilities under decommissioning and decommissioned

種別	国	地域	施設名 <sup>注1)</sup> 又は所有者	運転期間 <sup>注2)</sup>	備考
濃縮	仏国	Pierrelatte	AREVA/COGEMA	1964-1982	ガス拡散法
再転換				1959-1991	ADU 法
濃縮	英国	Capenhurst	BNFL	1953-1982	ガス拡散法 1997 サイト解放
濃縮	オランダ	Almelo	<u>SP1, SP2, SP3,</u> Urenco	1970-??	遠心分離法 2007 サイト解放
濃縮	米国	Portsmouth	The Goodyear Tire and Rubber Company →Martin Marietta →USEC →Lockheed Martin →B&W	1954-2001	ガス拡散法
濃縮	米国	Oak Ridge	<u>ETTP,</u> Bechtel Jacobs Company LLC	1945-1985	ガス拡散法
濃縮	独国	Karlsruhe	FZK	??-??	エアロダイナミクス法 サイト解放済み (時期不明)
濃縮	南アフリカ	Pelindaba	<u>Y-Plant,</u> Necsa	1981-1990	エアロダイナミクス法
			<u>Z-Plant,</u> Necsa	1978-1995	
再転換?			Necsa	??-1998	(手法不明)
転換	日本	人形峠	<u>製錬転換施設,</u> JAEA (注31)	1964-1999	独自手法
濃縮			<u>濃縮工学施設,</u> JAEA	1979-2001	遠心分離法
転換 再転換	米国	Fernald	<u>Plant 4,</u> DOE <u>Plant 5,</u> DOE <u>Plant 7,</u> DOE	1952-1989	(手法不明)
再転換	米国	Apollo	B&W	1958-1983	ADU 法
再転換	韓国	Daejeon	<u>UCP,</u> KAERI	1982-1992	ADU 法・AUC 法

注1) 調査した文献中に施設名称が示されているもののみ下線で施設名又はその略称を示した。文献で固有の施設名称が確認できなかったもの(例:米国 PortsmouthにあるB&Wのウラン濃縮工場)については、下線なしで所有者名を記載した。

注2) 各施設の運転期間に関する情報は文献<sup>16,141,179,180,194~201</sup>による。文献ごとにデータが異なるため、施設の所有者が著者となっている文献情報を優先的に採用した。

(注31) 製錬転換施設及び濃縮工学施設のいずれも、許認可上は核燃料物質等の使用の許可に当たる。

表 7.2 我が国における運転中のウラン転換・濃縮施設の手法

Table 7.2 Methods adopted in operating uranium conversion, reconversion and enrichment facilities in Japan

所有者	立地・施設種別	濃縮・転換手法	備考
日本原燃（株）	六ヶ所・ウラン濃縮	遠心分離法	
JAEA	人形峠・ウラン濃縮	遠心分離法	廃止措置 計画審査 中
三菱原子燃料（株）	東海・ウラン再転換	ADU 法	
JAEA	人形峠・ウラン転換 （※核燃料物質等の使 用の許可）	（いずれも独自手法） <sup>注2)</sup> 湿式法：硫酸溶解→アミン溶媒抽 出→電解還元→HF 溶液フッ化→ F <sub>2</sub> ガスフッ化 乾式法：水和→脱水還元→HF ガ スフッ化→F <sub>2</sub> ガスフッ化	（参考） 解体中
JAEA	人形峠・ウラン濃縮 （※核燃料物質等の使 用の許可）	遠心分離法	（参考） 解体中

注 1) 本表は 2019 年 8 月現在の情報に基づいて作成した。

注 2) JAEA 人形峠の転換手法は杉杖ほか<sup>198</sup>を参照した。

【我が国の運転中施設と同手法の廃止措置施設】

➤ 遠心分離法のウラン濃縮施設

- ・ 日本・人形峠環境技術センター濃縮工学施設（JAEA）
- ・ オランダ Almelo（アルメロ）SP1、SP2 及び SP3（Urenco（ウレンコ）社）

➤ ADU 法のウラン再転換施設

- ・ 米国 Apollo（アポロ）燃料加工工場（B&W 社）
- ・ 韓国 Daejeon（テジョン）ウラン転換施設（KAERI）

ウラン転換・濃縮施設はいずれもウラン化合物を固体（粉体）、液体及び気体の 3 相で扱うことが大きな特徴である。天然ウラン及び低濃縮ウランのいずれも放射線学的なリスクは低く、これらの施設ではプロセスで取り扱うフッ素化合物（特に HF ガス）やウラン自体の化学毒性が主要ハザードとして認識されている。気体を扱うシステムの大部分は負圧であ

るため、気体状プロセス物質の漏えいは起こりにくいですが、燃料加工施設と異なり GB のような格納容器でプロセス工程全体が覆われているわけではない。

これらの施設の廃止措置で見られる傾向は以下のとおりである。まず、ウラン濃縮施設においては同一仕様の遠心分離機が多数存在するため、専用エリアでの分解、切断、除染、クリアランス測定等の「流れ作業」を適用しやすい。また、ウラン転換及びウラン再転換施設を含め放射線学的ハザードが小さいため、比較的軽装での解体作業が可能である。燃料加工施設と異なり系統除染が可能であり、この点でも他施設と比べて廃止措置が容易である。ただし、施設の構造が実用炉のように定型化されていないため、特にウラン転換施設及びウラン再転換施設の廃止措置では施設ごとにケースバイケースの除染・解体アプローチが基本となる。

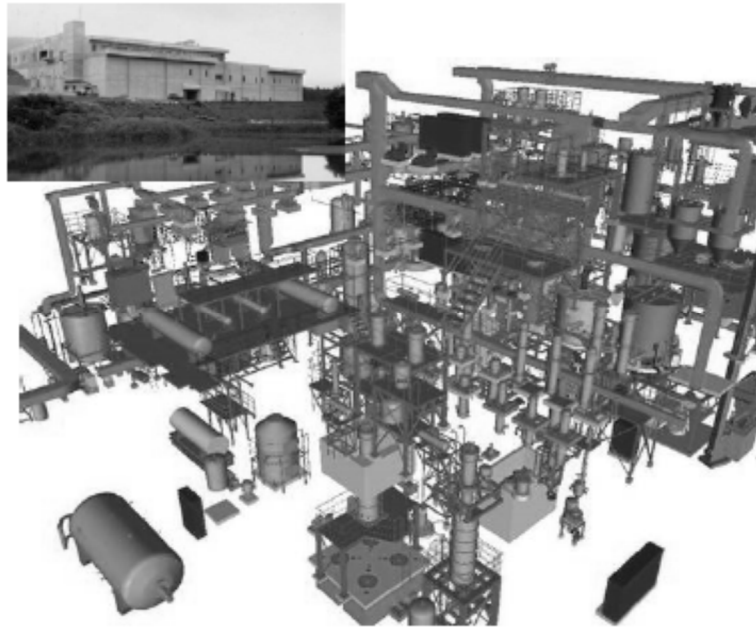
ウラン転換施設はウラン製錬施設と密接に関係している場合もあり、原子力産業の黎明期に建設された海外施設では「開放状態」でプロセス物質を取り扱っていた事例もある<sup>182</sup>。それらの施設を含め、海外のウラン転換施設及びウラン再転換施設の廃止措置ではウラン化合物の漏えいとそれによる建屋コンクリート及び周辺環境の汚染がしばしば問題となっている。

## 7. 1 施設の特徴

### 7. 1. 1 施設構造上の特徴

#### (1) 建屋の構造上の特徴

ウラン濃縮施設は工程の構成上、一般に低層階の建物で構成され、地下深層階や地上高層階はない。一方、ウラン転換施設はプロセス物質の重力落下を利用した大型塔槽類を用いる都合上、地上 3～4 階程度の高さを要し、部屋数の多い複雑な施設レイアウトとなる(図 7.1)。



出典) N. Sugitsue, N. Takahashi, Y. Morimoto and Y. Tanaka, Actual Results of D&D in Uranium Refining and Conversion Plant, WM2014 Conference, 2-6 Mar. 2014, Phoenix, USA. <sup>202</sup>

図 7.1 日本 JAEA 人形峠のウラン転換施設の構造

Fig. 7.1 Structure image of uranium conversion facility, JAEA Ningyo-toge, Japan

(2) 放射線遮蔽を目的とした設備が少ない

取り扱うプロセス物質に中性子線・ $\gamma$ 線放出核種が少ないことやウランによる自己遮蔽効果のため、いずれの施設においても実用炉の生体遮蔽壁のような大型遮蔽体は存在しない。プロセス物質の閉じ込め機器が遮蔽体の役割を果たすという点では MOX 燃料加工施設の GB (アクリル板により中性子線を遮蔽する。) と似ているが、いずれの施設もプロセス物質が未照射ウランであるため、一般的に特別な遮蔽措置は施していない。

ただし、再処理施設からの回収ウランは照射ウランであるため注意を要する。通常は受け入れる原料物質を未照射ウランと回収ウラン (又は両方) のいずれとするかは施設設計前に決定され、未照射ウランのみの受入れとした施設では原料物質に照射ウランが含まれないよう、原料物質の品質管理としてソフト面での対策がなされる<sup>(注32)</sup>。一方、回収ウランを前提としたウラン転換・濃縮施設では U-232 の子孫核種を線源とする  $\gamma$  線について外部遮蔽対策の必要性が指摘されている<sup>203</sup>。

<sup>(注32)</sup> 例えば日本の JNFL 六ヶ所ウラン濃縮工場の場合、原料 UF<sub>6</sub> の品質 (未照射であること) を放射線遮蔽に関する安全担保事項としている。

### (3) 密封性の高い機器・系統設計

主なプロセス物質が $\alpha$ 核種であるため、機器や系統の設計では密封性が特に重視されている。ただし燃料加工施設と異なり、通常これらの機器・系統の多くはGBに格納されていない。また、実用炉の格納容器に相当する大型閉じ込め設備もなく、施設内への汚染物質の閉じ込めは主として負圧管理により担保されている。

### (4) 機器の形状及び寸法に対する制約

ウラン再転換施設では臨界管理上の理由から、プロセス物質を扱う機器の形状及び寸法に制限がある。一方、ウラン転換施設及びウラン濃縮施設では濃縮ウラン又は回収ウランを湿式で取り扱う工程がなく、主工程での臨界は起こり得ないため、大部分の機器について臨界管理上の理由による大きさの制約は存在しない。

### (5) プロセスの化学環境等に対応した材料選択

いずれの施設も $F_2$ ガス及びF化合物、アンモニア、硫酸（ウラン転換施設）等の化学物質を取り扱うため、各工程には内包物質の化学形態に対応した耐食材料が採用されている。ウラン濃縮施設の遠心分離機は耐食性の高いAl合金のほか、機械的耐久性の観点からマレージング鋼や炭素繊維が広く採用されている。

### (6) 大型の機器搬入口

ウラン濃縮施設は操業期間中に遠心分離機の大規模な更新を行うことが多いため、カスケード室や機器搬入口は基本的に遠心分離機の交換に対応したサイズとなっている。

## 7. 1. 2 運転・汚染環境に関する特徴

### (1) プロセス物質として固体・液体・気体の3相を取り扱う

いずれの施設もウラン化合物が固体（粉体）、液体及び気体状態で存在する<sup>(注33)</sup>。これらの相転移を促すため、又は再転換施設におけるプロセス物質の焙焼還元のために、工程には $400^{\circ}\text{C}\sim 550^{\circ}\text{C}$ 程度までの加熱、気体状 $\text{UF}_6$ を固体に昇華するためのコールドトラップ等、プロセス物質の急激な温度変化が含まれる。

---

<sup>(注33)</sup> ウラン濃縮施設については、主要系統に存在するのは固体及び気体のウラン化合物のみである。

(2) 他施設と大きく異なる化学環境

F<sub>2</sub>ガス、F化合物(HF、NaF、UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>等)、アンモニア等、取り扱う化学物質が他の原子力施設とは大きく異なる。また、燃料加工施設と同様、水素ガス雰囲気での焙焼還元工程(ウラン再転換施設)も存在する(図7.2)。

(3) 汚染物質が蓄積しにくい高真空環境(ウラン濃縮施設)

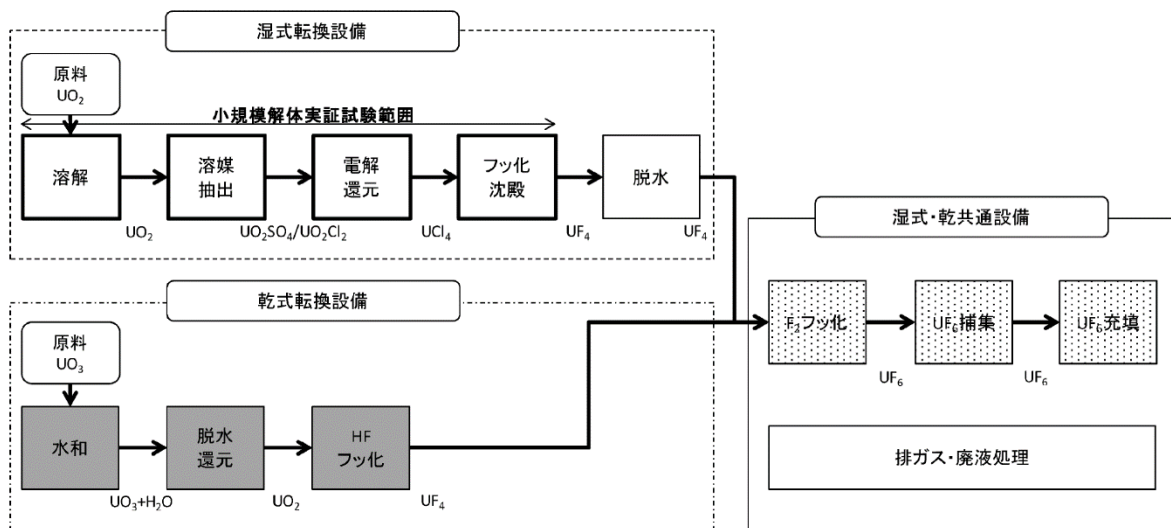
ウラン濃縮施設の主要プロセス内は高真空であるため、他の原子力施設と異なり汚染物質の蓄積といった概念はあまりない。ただし、運転期間中のUF<sub>6</sub>と遠心分離機内壁材料との化学反応等により、プロセス物質がUF<sub>4</sub>等の形で回転胴内部に皮膜状に付着する。

(4) 負圧管理によるプロセス物質の閉じ込め(主にウラン濃縮施設)

原料又はプロセス物質として取り扱うUF<sub>6</sub>は大気中の水分と反応し、有害なHFガスを発生させる。このためUF<sub>6</sub>を扱うプロセス内は一部を除き負圧に保たれている。例外として、ウラン濃縮施設の均質槽、ウラン再転換施設の蒸発・加水分解工程等は正圧である。

(5)  $\gamma$ 線放出核種が微量に存在する(回収ウランを用いる施設)

原料として回収ウランを用いる工程については、有意量の人工ウラン同位体(U-232等)及びその子孫核種、TRU核種並びにTc-99等のFP核種が存在する。ただしこれらの核種による空間線量率への寄与は小さく、 $\gamma$ 線核種として考慮を要するのは主にU-232の子孫核種である。



出典) 杉杖典岳, 森本靖之, 徳安隆志, 田中祥雄, 製錬転換施設廃止措置プロジェクトの進捗状況, 日本原子力学会和文論文誌, 12, 3, 2013, p.243.<sup>198</sup>

図 7.2 日本 JAEA 人形峠におけるウラン転換工程  
 Fig. 7.2 Uranium conversion process in JAEA Ningyo-toge, Japan

### 7. 1. 3 除染・解体作業に関する特徴

#### (1) 内部被ばく及び有毒物質への対処

ウラン転換・濃縮施設はいずれも  $\gamma$  線放出核種が少ないため、除染・解体作業に当たり特段の外部被ばく対策を必要としない。廃止措置中の主なハザードはウラン粉末の吸入及び HF に代表されるガス状有害物質の発生である。

ウランは主としてその子孫核種に由来する長期的な内部被ばくを引き起こすほか、それ自体も強い化学毒性をもつことが知られている。ただしその短期的・長期的摂取による人体への影響については必ずしも明らかにされておらず、またウランの毒性はその化学形態や摂取経路によって大きく異なると予測されている。短期的な摂取で急性障害が発現する場合、化学毒性による影響が放射線影響よりも支配的となる点については専門家の間で合意が得られている<sup>204</sup>。

また、常温常圧で固体である  $UF_6$  は大気中の水分と接触することでフッ化ウラニル ( $UO_2F_2$ ) と有毒ガスであるフッ化水素 (HF) に分解する。このため、廃止措置段階では可能な限りプロセス系統に残ったウランを  $UF_6$  から  $UF_4$  等のより化学的に安定な形態に変換する作業が重要であり、このための系統除染等ができない機器・系統内の付着ウランの取扱いには注意を要する。

## (2) 一括撤去のメリットが大きい（ウラン濃縮施設）

ウラン濃縮施設では、その主要工程において数千台又はそれ以上の遠心分離機が解体対象となる。これらは運転期間中のリプレースにより数種類の型式を含むものの、同一型式のものだけでも数百～数千台が存在するため、原位置解体と比べ一括撤去及び専用エリアでの除染・解体の組合せが非常に効率的である。また、型式の異なる遠心分離機についても形状及び汚染状況は類似しているため、除染・解体用の専用エリアは僅かな変更でそれら別型式の遠心分離機へも対応可能であると考えられる。なお、前述のとおり、燃料加工施設の GB と同様に遠心分離機はリプレースを前提としているため、ウラン濃縮施設は設計段階から遠心分離機を直接搬入可能な大型搬入口及び搬入経路が確保されている。

## (3) 機器・系統内の付着ウランの回収（ウラン濃縮施設）

日本の JNFL 六ヶ所ウラン濃縮工場では IF<sub>7</sub> ガスによる付着ウランの回収が行われている。このほか、窒素ガスによるパージも行われる。この IF<sub>7</sub> ガスによる付着ウラン回収技術は 2000 年代後半に日本の JAEA 人形峠環境技術センター（以下「JAEA 人形峠」という。）で開発されたものであり<sup>205~208</sup>、世界的にも遠心分離機からの最終的なウラン回収技術は確立していない。

## (4) 除染・解体廃棄物の性状

ウラン転換・濃縮施設の除染・解体に伴い発生する主要な放射性廃棄物はウランのフッ化物及びそれによる汚染物である（図 7.3）。これに加え、特にウラン転換施設及びウラン再転換施設では、HF 等の気体フッ化物の吸着媒体（例：Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 粉末）や酸、アンモニア等の化学物質が運転期間中のプロセス廃棄物として発生する。

これらの化学物質は一部工程にしか存在しないため廃棄物量としては少なく、再処理施設と比べ深刻な問題にはなりにくい。一方、フッ化物を含め、施設内にこれらの廃棄物の処理設備が確保されているかどうかは廃止措置上重要な問題である。





出典) 杉杖典岳, 森本靖之, 徳安隆志, 田中祥雄, 製錬転換施設廃止措置プロジェクトの進捗状況, 日本原子力学会和文論文誌, 12, 3, 2013, p.249.<sup>198</sup>

図 7.3 ロータリーキルン内部に付着した残留 UF<sub>4</sub> (日本 JAEA 人形峠)

Fig. 7.3 Residual UF<sub>4</sub> adhered inside rotary kiln (JAEA Ningyo-toge, Japan)

## 7. 2 施設設計に起因した代表的な廃止措置困難事例等

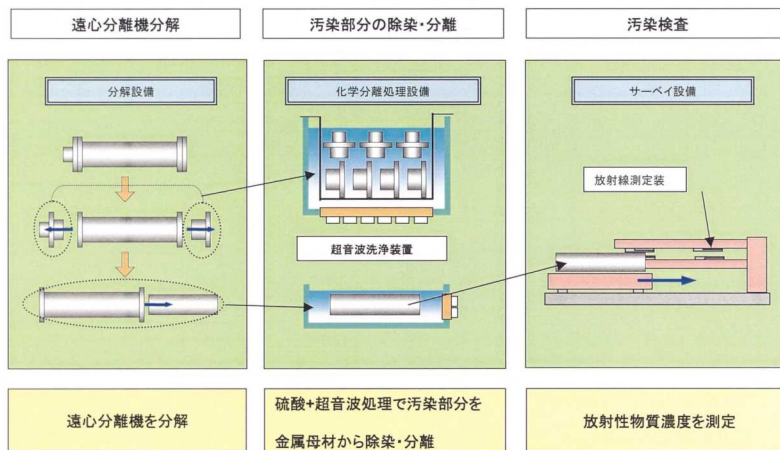
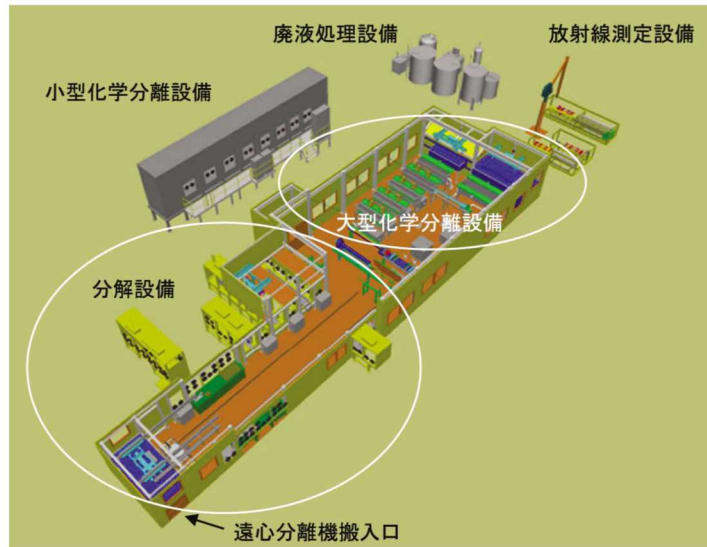
ウラン燃料加工施設と同様、ウラン転換・濃縮施設に関する廃止措置困難事例は少ない。これらの施設では $\gamma$ 線核種による汚染の程度が著しく小さいため、全体としてプロセス系統周辺の線量は低く、作業員が近づけない状況があまりないことが廃止措置困難事例の少ない主な理由であると考えられる。

### 7. 2. 1 ウラン濃縮施設

先に述べたとおり、遠心分離方式のウラン濃縮施設の廃止措置経験は世界的にもほとんどない。また、唯一の海外事例であるオランダ Almelo (アルメロ) サイトについては除染・解体作業に関する情報が得られないため、直接の参考となるのは我が国の JAEA 人形峠だけである。ここでは JAEA 人形峠で報告された良好事例や困難事例を中心に、ガス拡散方式の海外プラントの廃止措置から得られた情報も参考として述べる。

#### (1) 遠心分離機の一括撤去及び専用エリアでの除染・解体

日本の JAEA 人形峠にあるウラン濃縮施設では数千台ある遠心分離機の解体・除染作業を、旧カスケード室に設置した専用の分解・化学処理ハウスで行っている (図 7.3)。



出典) 美田豊, 遠藤裕治, 山中俊広, 大橋裕介, ウラン濃縮遠心分離機の化学除染法の開発, サイクル機構技報, 14, 2002, pp.86-87.<sup>199</sup>

図 7.4 日本 JAEA 人形峠の遠心分離機処理設備の構成 (上) と処理フロー (下)

Fig. 7.4 Structure of centrifuge treatment equipment (above) and the processing flow (below) in JAEA Ningyo-toge, Japan

(2) 遠心分離機内部の滞留ウランの分布・量の推定

日本の JAEA 人形峠にあるウラン濃縮施設では、遠心分離機内部の滞留ウランの分布・量が不明であったため、外部からの  $\gamma$  線測定及び測定結果の解析といった非破壊手法により化学除染前後の汚染分布を評価している<sup>208</sup>。

### (3) 系統除染ガスの処理方策

日本の JAEA 人形峠にあるウラン濃縮施設では IF<sub>7</sub> ガスによる系統除染を実施したが、使用済 IF<sub>7</sub> (又は UF<sub>4</sub> との反応により生成される IF<sub>5</sub>) ガスの最終的な処理・処分方法は未定である<sup>207,208</sup>。

### (4) 廃棄物処理施設の新規建設

英国 Capenhurst (カペンハースト) のウラン濃縮プラント (ガス拡散方式) では、大口径配管を効率的に切断するための専用施設が建設された<sup>18</sup>。

### (5) 特殊な処理が必要な廃棄物

米国 Oak Ridge (オークリッジ) のウラン濃縮プラント (ガス拡散方式) では、廃止措置前の特性調査によって相当量のアスベスト、化学物質、油及び PCB が存在することが判明した<sup>18</sup>。

## 7. 2. 2 ウラン転換施設及びウラン再転換施設

ウランの転換又は再転換を行う施設は製錬施設、ウラン濃縮施設又はウラン燃料加工施設に併設されていることが多いものの、それらの併設施設とは異なる特有の廃止措置上の問題が発生する可能性がある。廃止措置困難事例はウラン濃縮施設よりは多いものの、施設の絶対数が少ないこともあり、それらの事例に共通性はあまり見られない。

### (1) 大型塔槽類の移動解体

日本の JAEA 人形峠の製錬転換施設では、転換工程の大型塔槽類を専用エリアへ移動後に解体した (図 7.5)。この際、解体対象が密封構造の機器であることから内部の滞留ウランの除去は困難であり、解体後に手作業による回収・除染を行った<sup>209</sup>。原位置解体と比べ移動解体による二次廃棄物発生量の削減幅は約 15%にとどまったが、これは専用エリアでの解体・除染を手作業で行ったことが理由であると考えられる。また、この移動解体では移送時の放射線サーベイ等を頻繁に行う必要があったことから、作業としては煩雑になったことが報告されている<sup>198</sup>。



出典) 高橋信雄, 森本靖之, 徳安隆志, 田中祥雄, 杉杖典岳, 人形峠環境技術センター「製錬転換施設」廃止措置の進捗状況, デコミッションング技報, 48, 2013, p.28.<sup>209</sup>

図 7.5 大型塔槽類の移動解体 (日本 JAEA 人形峠)

Fig. 7.5 Transport and dismantling of large component (JAEA Ningyo-toge, Japan)

### (2) 解体作業用スペースの不足

日本の JAEA 人形峠にあるウラン転換施設では、長尺塔槽類の移動解体に必要な作業空間が限られていたため、作業に当たっては設備・機器間の干渉等に関する事前評価が不可欠だった<sup>198,209</sup>。また、コールドトラップ室では室内の設備・機器による空間占有率が 90%と極めて高かったため、解体時に発生した廃棄物は別室に一時保管する必要があった<sup>198</sup>。

### (3) 固体廃棄物の地下埋め込みタンクへの保管

日本の JAEA 人形峠の製錬転換施設には、約 15wt%のウランを含む合計約 12t の使用済流動媒体 ( $\gamma\text{-Al}_2\text{O}_3$  粉体) を保管していた地下タンクが 4 基あった (図 7.6)。このタンクは地下のモルタル基礎に埋め込まれたステンレス製であり、投入口である上部マンホール以外にアクセス経路はなかった。保管されていた流動媒体は気流移送により抜き取られ、最初の 2 基については壁面に付着した媒体の拭き取り及びステンレス部分の解体が行われた (その後、効率性の観点から、残る 2 基はモルタルごと撤去された)。当初は解体に伴う周辺土壌等の汚染が懸念されたが、媒体が乾燥していたためタンク内面が腐食しておらず、結果的に土壌汚染を伴うことなく解体が完了した<sup>209</sup>。なお、低線量のため、媒体の抜き取りや内壁の除染作業に際して遠隔装置は用いられなかった。



出典) 高橋信雄, 森本靖之, 徳安隆志, 田中祥雄, 杉杖典岳, 人形峠環境技術センター「製錬転換施設」廃止措置の進捗状況, デコミッションング技報, 48, 2013, p.32, p.38.<sup>209</sup>

図 7.6 地下タンクからの使用済流動媒体の回収作業 (日本 JAEA 人形峠)

Fig. 7.6 Retrieving spent fluidization media from underground tank

(JAEA Ningyo-toge, Japan)

#### (4) 建屋内壁コンクリートへのウランの吸着

南アフリカ Pelindaba (ペリンダバ) サイトのウラン濃縮施設(エアロダイナミック方式)やウラン転換施設のプロセス建屋は美観を優先して建設されたため、建屋内のむき出しのコンクリート表面にウラン化合物が多く吸着した<sup>179</sup>。洗浄やスキュアリング(粗仕上げ)といった従来の除染手法でも一定の除染効果は得られたが、コンクリートの種類によってはより高度な除染技術を開発する必要があった。このため、事業者である Necsa はコンクリートの表面処理を設計段階で考慮すべきであると強調している。

#### (5) 開放状態でのウランの取扱いとそれによる土壌・地下水汚染

独国 Hanau (ハナウ) にある Siemens (ジーメンス) のウラン燃料加工施設は再転換工程を備えていたが、古い許認可制度では施設内の多くの区域で閉じ込め対策を要求していなかったため、長期間にわたってウランを「開放状態」で取り扱う運転を続けてきた。廃止措置の段階で建屋内外や周辺土壌・地下水が汚染されていることが判明し、それらの浄化が行われた。ここではサイト解放後も水利権所轄官庁による地下水の浄化が続いている<sup>173</sup>。

## (6) 運転期間中の土壌汚染

米国 Apollo (アポロ) のウラン再転換施設では、廃止措置に先立つ汚染調査で建屋内や土壌の汚染が確認された<sup>18</sup>。土壌修復のため、事業者は詳細なサイト特性調査を行った。

## (7) ラグーン底部の放射性スラッジの堆積

韓国 Daejeon (テジョン) のウラン再転換施設には二つのラグーンがあり、全ての液体廃棄物を集約貯蔵していたが、廃止措置段階でこれらのラグーン底部に非常に高濃度のウランを含むスラッジが堆積していることが判明した。このスラッジは硝酸アンモニウム、硝酸 Na、Ca 炭酸塩であり、このうち硝酸アンモニウムは爆発性のため発生ガスを吸引することで爆発を防いでいる<sup>201</sup>。

## 7. 3 ウラン転換・濃縮施設における DfD の例

### 7. 3. 1 解体の容易化に関するもの

#### (1) 解体物の処理のための専用エリアの考慮 (ウラン濃縮施設)

ウラン濃縮施設では比較的単純かつ同一形状の解体物が大量に発生し、また施設構造上それらの移送経路も単純なため、解体対象物の汚染状況の調査や解体物の除染、分解又は切断、廃棄物容器への収納等の作業を自動化された専用エリアで行うことは解体作業の効率化につながる。

#### (2) 大型機器の一括撤去のためのアクセスルート及び搬送方法の特定

他の原子力施設と同様、大型機器を建屋外の廃棄物処理施設又は上記専用エリアで除染・解体することは解体容易化に資すると考えられる。ウラン転換施設における大型塔槽類、ウラン濃縮施設における均質槽等の大型機器についても、一括撤去による交換又は解体が可能な場合は、その搬送手段について設計段階で考慮すべきことが有益である。

#### (3) 機器の解体に必要な周辺スペースの確保

ウラン転換施設における事例から得られた教訓として、大型設備の周囲に余分なスペースを確保することは設備の保守、交換及び解体時の作業に冗長性を持たせることにつながる。また、日本の JAEA 人形峠における大型機器の移動解体から得られた教訓として移送時の放射線サーベイ等の作業が煩雑であったことが報告されているため、あらかじめ十分な解体スペースが確保されていれば、それらの機器を原位置解体することで解体に係る作業量を低減することができたかもしれない。

#### (4) 除染が容易な機器・系統設計

特にウラン濃縮施設は、プロセス全体が密閉されていること、プロセス物質である UF<sub>6</sub> が大気中の水分と反応し有毒ガスを発生させることから、プロセス内に UF<sub>4</sub> 等の形で付着・滞留しているウランを UF<sub>6</sub> 等の気体として取り出すことのできる系統設計は DfD の観点から非常に重要である。これにはパーティガスや除染ガスを系統全体に流すことのできる系統構成に加え、プロセス物質の蓄積が予想される機器・配管内部の凹凸の最小化も含まれる。

また、上記の考え方はウラン転換施設及びウラン再転換施設でも同様である。これらの施設における DfD としては上記の付着ウランに加え、運転期間中の機器内部の化学反応による沈殿を最小化する、又はそれらを容易に除去できるようにする設計上の考慮が有効である。これに該当する DfD の例としては、上に述べたフラッシング可能な系統構成及び機器・配管内部の凹凸の最小化に加え、沈殿が予想される箇所に対する組込み式ジェットノズル等の内部攪拌機構の設置、作業員の手作業による沈殿物の除去を可能にするアクセス経路の確保等が挙げられる。アクセス経路については、作業員が当該機器にアクセスするための経路と沈殿物除去用の治具を使用可能な機器開口部等（運転中の密封性能を確保できる場合に限る。）の両方が含まれる。

#### (5) 壁面及び床面の除染容易性に関する考慮

米国の検討では、ウラン転換施設で汚染されたコンクリート表面は通常 4 インチの深さまで除去する必要があるとされている<sup>42</sup>。また、南アフリカではコンクリート表面へのウラン化合物の吸着に関し、設計段階において表面処理を考慮することの重要性が強調されている<sup>179</sup>。これらの表面処理の例として、リノリウムによるカバーやエポキシ系・フェノール系樹脂によるコーティングが挙げられる。

### 7. 3. 2 放射性廃棄物の保管・処理に関するもの

#### (1) 解体物の処理のための専用エリアの考慮（主にウラン濃縮施設）

7. 3. 1 と同じく、ウラン濃縮施設では同一形状の解体物が大量に発生するため、廃棄物処理作業を自動化された専用エリアで行うことは廃止措置の効率化に大きく貢献する。ここでいう処理作業には 7. 3. 1 で述べた除染、分解又は切断、廃棄物容器への収納のほか、廃棄物仕分け用の放射線測定が含まれる。特に遠心分離機の解体ではウランのフッ化物で表面汚染された単純形状の金属が多く発生するため、自動化された化学除染又は機械除染と放射線測定を組み合わせることでクリアランスの適用が容易になり、放射性廃棄物発生量の大幅な削減につながる。

また、ウラン転換施設でも滞留ウランの除染・回収作業を専用エリアで行うことで若干の放射性廃棄物発生量抑制効果が期待できる。

## (2) タンク等の地下土壌や建屋基礎への直接埋め込みの回避

他の原子力施設と同様、汚染流体を内包するタンク等の直接埋め込みは運転期間中の漏えいに気付きにくく、また解体時も周辺土壌を汚染するおそれがある。また、このような埋め込み式タンクでは保管物の取り出し方法が当初設計で考慮されていないか、又は制約条件の強い手法（例えば気流移送による保管廃棄物の吸出し）を想定していたため、結果的に廃止措置段階で余分な調査や研究開発が必要となる可能性がある。こうした直接埋め込み式のタンクは制限すべきであるとされる<sup>30</sup>。

### 7. 3. 3 その他

#### (1) プロセス物質の漏えいに対する深層防護の考慮（ウラン転換施設及びウラン再転換施設）

他の原子力施設と比べ、ウラン転換施設及びウラン再転換施設では土壌汚染の事例が比較的多く報告されている。この原因としては主たる汚染物質が $\alpha$ 核種であるために漏えいが空間線量率として感知しにくいこと、また実用炉の格納容器に相当する包括的な障壁を持たない施設設計であることが考えられる。特に液体のプロセス物質を扱う地下階や建屋外の配管については、少量の漏えいであっても検出できるよう二重管構造とする、床面をライニングするといった対策が DfD として重要である。

ここまでに述べたウラン転換・濃縮施設における DfD の例をまとめると表 7.3 のとおりとなる。



表7.3 ウラン転換・濃縮施設におけるDfDの例

Table 7.3 Examples of DfD applicable to uranium conversion, reconversion and enrichment facility

対象施設	廃止措置困難事例等	考慮すべき設計上の特徴及び関連する SSG-47 細目
ウラン濃縮施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・遠心分離機の解体・除染作業</li> <li>・遠心分離機内部汚染状況の把握</li> </ul>	(m)2 専用エリアの考慮 (m)1 周辺スペースの確保
ウラン転換施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大型機器の一括撤去における設備・機器の干渉</li> <li>・解体廃棄物の一時保管スペースの不足</li> </ul>	(b)1 アクセスルート等の特定 (m)1 周辺スペースの確保 (m)2 解体物の一時保管スペースの確保
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・密閉型機器内部の滞留ウランの除去</li> </ul>	(m)1 周辺スペースの確保 (h)2 フラッシング装置等の組込み (h)1 機器・系統内の凹凸の最小化 (b)2 除去作業が可能なアクセス経路の確保 (-) 除去作業が可能な機器設計
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・地下埋設タンクからの廃棄物回収</li> </ul>	(c)1 地下埋め込みタンク等の回避
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・コンクリートへのウラン化合物の吸着</li> </ul>	(f)2 コーティング等の表面処理
ウラン再転換施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・開放状態でのウランの取扱いによる土壌汚染</li> <li>・漏えいによる建屋内部及び土壌の汚染</li> </ul>	(l) 二重管構造の採用 (h)3 床面のライニング

## 8. まとめ

本報告では文献調査等の結果から SSG-47 第 7.6 項に示された(a)～(n)の 14 項目を解釈・細分化し、国内外の廃止措置困難事例等を基に、我が国の原子力施設において廃止措置の考慮の観点から有益と考えられる設計上の特徴 (DfD) を以下に示すとおり抽出した。

### 【実用炉】

- ・低放射化金属材料の採用
- ・大型機器の一括搬出の考慮

### 【研究炉等】

#### ・全体

- ✓ 異種金属接触腐食の回避
- ✓ Al 材料の使用の最小化

#### ・原子炉周辺

- ✓ 遠隔解体用スペース等の確保
- ✓ 十分に精製された材料等の使用

#### ・原子炉タンク等の大型機器及び遮蔽プラグ

- ✓ 一括搬出の考慮
- ✓ 一時的遮蔽の考慮

#### ・生体遮蔽壁

- ✓ 切断を容易にする切欠き、穿孔等の設置

#### ・SF プール

- ✓ 適切な浄化設備の設置
- ✓ ステンレス鋼ライナの採用

#### ・原子炉建屋外

- ✓ 汚染配管の直接埋設の回避

### 【再処理施設】

#### ・全体

- ✓ アクセス経路の確保
- ✓ フラッシング機構の設置
- ✓ フランジ接続の回避
- ✓ 二重バリア等の深層防護設計
- ✓ U 字配管の最小化
- ✓ 廃止措置に活用可能な機器・系統及び廃棄物移送経路の特定

- ✓ 放射性の混合廃棄物を発生させる、又は特別な廃棄物処理を要する有害物質の使用の最小化及び専用の廃棄物処理設備の設置
- ✓ 廃棄物の保管における可逆的定置方法の確保

#### ・遮蔽セル

- ✓ 人や遠隔装置がアクセスするためのハッチ等の設置
- ✓ 遮蔽体設置スペースの確保
- ✓ 高線量区域に対する遠隔装置導入経路の確保
- ✓ 狭隘部に対する遠隔装置導入経路の確保
- ✓ セルを貫通する汚染配管に対する配管スリーブ等の検討
- ✓ 除染及びドレンを容易にするライニング等
- ✓ 遮蔽壁の切断を容易にする切欠き、穿孔等の設置
- ✓ 高線量廃棄物の保管庫としての再使用の検討

#### ・廃液タンク、大型槽類、SF プール等

- ✓ 放射性スラッジの発生・蓄積を防ぐ内部除染・攪拌機構の設置
- ✓ 放射性スラッジの発生・蓄積を防ぐ循環ろ過系の設置
- ✓ 高線量区域に対する遠隔装置導入経路の確保
- ✓ 狭隘部に対する遠隔装置導入経路の確保
- ✓ 廃液付着面積の最小化の観点から、タンク内部配管の最小化
- ✓ タンク内面の防食処理
- ✓ 特に廃液タンクについて、長期耐食性材料の採用
- ✓ 地下埋設タンクの回避

#### ・その他の高線量機器

- ✓ 除染・解体作業用の十分なスペースの確保
- ✓ 大型機器・タンク等の一括搬出用ハッチ等の設置

### 【燃料加工施設】

#### ・グローブボックス

- ✓ 一括搬出用の搬出口の確保
- ✓ 専用施設等での遠隔解体の考慮
- ✓ 一時遮蔽体の利用可能性の検討
- ✓ 内装機器のモジュール化
- ✓ 解体用スペースの確保
- ✓ 廃棄物保管スペースの確保
- ✓ (多段グリーンハウス設置用スペースの確保)

#### ・その他

- ✓ 廃止措置段階における  $\alpha$  汚染廃棄物の新規処理設備の特定

- ✓ 廃止措置段階における廃棄物保管スペースの確保

#### 【ウラン濃縮施設】

##### ・遠心分離機

- ✓ 解体・除染のための専用エリアの確保
- ✓ 内部汚染状況の把握のための周辺スペースの確保

#### 【ウラン転換施設】

##### ・大型機器

- ✓ 一括撤去のための搬出ルートの特典
- ✓ 解体及び一括撤去のための周辺スペースの確保
- ✓ 解体物の一時保管スペースの確保

##### ・密閉型機器

- ✓ 滞留ウランの除去のための周辺スペースの確保
- ✓ 滞留ウランの除去のためのフラッシング装置等の組込み
- ✓ 滞留ウランの発生量抑制のための機器・系統内の凹凸の最小化
- ✓ 滞留ウランの除去作業が可能なアクセス経路の確保
- ✓ 滞留ウランの除去作業を可能とする機器設計（開口部等）

##### ・地下埋設タンク

- ✓ 滞留ウランの除去のための周辺スペースの確保

##### ・コンクリート壁

- ✓ 除染を容易にするコーティング等の表面処理

#### 【ウラン再転換施設】

##### ・全体

- ✓ 二重管構造の採用等によるプロセス物質の漏えい防止
- ✓ 除染を容易にする床面のライニング

GSR Part6 及び SSG-47 でも示されているとおり、廃止措置の考慮は運転期間中の安全性を下げるものであってはならない。しかしながら、廃止措置のもつ特有の問題について施設設計段階から意識しておくことは施設のライフサイクル全体のリスクを下げる観点から有益であり、今後も原子力施設の設計においては世界的な廃止措置経験の蓄積により得られる知見を常に反映していくことが期待される。

## 参考文献一覧

1. 原子力規制委員会, 原子力安全のための規制基盤に係る自己評価書要約 (SARIS Summary Report) , 平成 27 年 11 月, 60p.
2. 原子力規制庁, 国際原子力機関(IAEA)の総合規制評価サービス(IRRS)ミッションの勧告・提言及び自己評価に基づく行動計画への対応状況・対応方針について, 平成 31 年 1 月 30 日原子力規制委員会.
3. 原子力規制委員会, 廃止措置実施方針の作成等に関する運用ガイド, 平成 29 年 11 月 22 日, 10p.
4. 原子力規制委員会, 原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド, 令和元年 12 月 25 日, 51p.
5. 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律, 昭和三十二年法律第百六十六号.
6. 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則, 昭和五十三年通商産業省令第七十七号.
7. IAEA, WS-R-5 Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, 28p, Vienna, 2006.
8. IAEA, GSR Part 6, Decommissioning of Facilities, 23p, Vienna, 2014.
9. 公益財団法人原子力安全研究協会, WS-R-5, 放射性物質を用いる施設のデコミッショニング, 30p, 2012. [https://www.nsra.or.jp/rwdsr/iaea/NSRA\\_WS-R-5.pdf](https://www.nsra.or.jp/rwdsr/iaea/NSRA_WS-R-5.pdf) (cited 30 Aug. 2019)
10. IAEA, WS-G-2.1, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, 41p, Vienna, 1999.
11. IAEA, WS-G-2.4, Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities, 37p, Vienna, 2001.
12. IAEA, SSG-47, Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities, 98p, Vienna, 2018.
13. IAEA, Decommissioning of Nuclear Facilities: Decontamination, Disassembly and Waste Management, Technical Reports Series No.230, 107p, Vienna, 1986.
14. IAEA, Methodology and Technology of Decommissioning Nuclear Facilities, Technical Reports Series No.267, 107p, Vienna, 1986.
15. IAEA, Decontamination and Demolition of Concrete and Metal Structures During the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No.286, 90p, Vienna, 1988.
16. IAEA, Design and Construction of Nuclear Power Plants to Facilitate Decommissioning, Technical Reports Series No.382, 125p, Vienna, 1997.
17. IAEA, Decommissioning Techniques for Research Reactors, Technical Reports Series No.373, 107p, Vienna, 1994.
18. IAEA, Decommissioning of Nuclear Facilities Other Than Reactors, Technical Reports Series

- No.386, 205p, Vienna, 1998.
19. IAEA, Record Keeping for the Decommissioning of Nuclear Facilities: Guidelines and Experiences, Technical Reports Series No.411, 182p, Vienna, 2002.
  20. IAEA, Decommissioning of Small Medical, Industrial and Research Facilities, Technical Reports Series No.414, 191p, Vienna, 2003.
  21. IAEA, Decommissioning of Underground Structures, Systems and Components, Technical Reports Series No.439, 204p, Vienna, 2006.
  22. IAEA, Dismantling of Contaminated Stacks at Nuclear Facilities, Technical Reports Series No.440, 155p, Vienna, 2005.
  23. IAEA, Decontamination of Operational Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-248, 93p, Vienna, 1981.
  24. IAEA, Recycle and reuse of materials and components from waste streams of nuclear fuel cycle facilities, IAEA-TECDOC-1130, 47p, Vienna, 2000.
  25. IAEA, Decommissioning techniques for research reactors, IAEA-TECDOC-1273, 261p, Vienna, 2002.
  26. IAEA, Operational and decommissioning experience with fast reactors, IAEA-TECDOC-1405, Proceedings of a technical meeting held in Cadarache, France, 11-15 Mar. 2002, 263p, Vienna, 2004.
  27. IAEA, Decommissioning of Pools in Nuclear Facilities, IAEA Nuclear Energy Series No.NW-T-2.6, 200p, Vienna, 2015.
  28. IAEA, Managing the Unexpected in Decommissioning, IAEA Nuclear Energy Series No.NW-T-2.8, 155p, Vienna, 2016.
  29. IAEA, Lessons Learned from the Decommissioning of Nuclear Facilities and the Safe Termination of Nuclear Activities, Proceedings of an International Conference, 11-15 Dec. 2006, Athens, 661p, Vienna, 2007.
  30. IAEA, Considerations for Waste Minimization at the Design Stage of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No.460, 143p, Vienna, 2007.
  31. IAEA, Design Lessons Drawn from the Decommissioning of Nuclear Facilities, IAEA-TECDOC-1657, 89p, Vienna, 2011.
  32. OECD, Decommissioning Considerations for New Nuclear Power Plants, NEA No.6833, 14p, Paris, 2010.
  33. OECD, Applying Decommissioning Experience to the Design and Operation of New Nuclear Power Plants, NEA No.6924, 56p, Paris, 2010.
  34. Battelle Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Nuclear Fuel Reprocessing Plant, NUREG-0278, Vol.1, 366p, Richland, Washington, USA, 1977.

35. Battelle Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Nuclear Fuel Reprocessing Plant, NUREG-0278, Vol.2, 443p, Richland, Washington, USA, 1977.
36. Battelle Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0130, Vol.1, 327p, Richland, Washington, USA, 1978.
37. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0130, Addendum, 170p, Richland, Washington, USA, 1979.
38. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0130, Add.3, 50p, Richland, Washington, USA, 1984.
39. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Small Mixed Oxide Fuel Fabrication Plant, NUREG/CR-0129, Vol.2, 350p, Richland, Washington, USA, 1979.
40. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0672, Vol.1, 323p, Richland, Washington, USA, 1980.
41. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0672, Vol.2, 714p, Richland, Washington, USA, 1980.
42. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Uranium Hexafluoride Conversion Plant, NUREG/CR-1757, 505p, Richland, Washington, USA, 1981.
43. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning Nuclear Reactors At Multiple-Reactors Stations, NUREG/CR-1755, 357p, Richland, Washington, USA, 1982.
44. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning Reference Nuclear Research and Test Reactors, NUREG/CR-1756, Vol.1, 416p, Richland, Washington, USA, 1982.
45. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning Reference Nuclear Research and Test Reactors, NUREG/CR-1756, Vol.2, 673p, Richland, Washington, USA, 1982.
46. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning Reference Nuclear Research and Test Reactors, NUREG/CR-1756, Addendum, 198p, Richland, Washington, USA, 1983.

47. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning Reference Light Water Reactors Following Postulated Accidents, NUREG/CR-2601, Vol.1, 462p, Richland, Washington, USA, 1982.
48. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning Reference Light Water Reactors Following Postulated Accidents, NUREG/CR-2601, Vol.2, 605p, Richland, Washington, USA, 1982.
49. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning Reference Light Water Reactors Following Postulated Accidents, NUREG/CR-2601, Addendum 1, 56p, Richland, Washington, USA, 1990.
50. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning Reference Nuclear Fuel Cycle and Non-Fuel Cycle Facilities Following Postulated Accidents, NUREG/CR-3293, Vol.1, 338p, Richland, Washington, USA, 1985.
51. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning Reference Nuclear Fuel Cycle Facilities, NUREG/CR-4519, 38p, Richland, Washington, USA, 1986.
52. TLG Engineering Inc., Identification and Evaluation of Facilitation Techniques for Decommissioning Light Water Power Reactors, NUREG/CR-3587, 224p, Brookfield, Connecticut, USA, 1986.
53. U.S. Department of the Army, General Design Criteria to Facilitate the Decommissioning of Nuclear Facilities, ARMY TM 5-801-10, 41p, Apr. 1992.
54. R. M. Boothby and T. M. Williams, The Control of Cobalt Content in Reactor Grade Steels, European Applied Research Reports, Nuclear Science and Technology Section, 5, 2, pp.121-144, 1983.
55. J. S. Devgun and D. Chmm, Designing Decommissioning into New Reactor Designs, WM'07 Conference, 25 Feb. - 1 Mar. 2007, Tucson, USA.
56. J. S. Devgun, End of Lifecycle Issues for Reactors Yet to be Built, WM2009 Conference, Mar. 1-5, 2009, Phoenix, USA.
57. J. S. Devgun and D. Chmm, Modular Construction for Eventual Deconstruction and Decommissioning, WM2010 Conference, 7-11 Mar. 2010, Phoenix, USA.
58. J. S. Devgun, Harmonization of Decommissioning Approaches and Design Features, WM2011 Conference, 27 Feb. - 3 Mar. 2011, Phoenix, USA.
59. 10CFR Part20, Subpart E, 20.1406, Minimization of contamination, 72 FR 49485, Aug. 28, 2007; 76 FR 35564 Jun. 17, 2011.
60. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Evaluation and Acceptance Criteria for 10 CFR 20.1406 to Support Design Certification and Combined License Applications, Final Interim Staff Guidance, DC/COL-ISG-06.
61. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Results of the License Termination Rule Analysis,



SECY-03-0069, May 2003. (ADAMS No. ML030840302)

62. IAEA, Management of Problematic Waste and Material Generated During the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No.441, 70p, Vienna, 2006.
63. 通商産業省資源エネルギー庁, 商業用原子力発電施設の廃止措置のあり方について, 昭和 60 年 7 月.
64. 中部電力株式会社, 浜岡 1,2 号機 廃止措置計画スケジュール.  
[https://www.chuden.co.jp/resource/energy/haishi\\_20160215\\_01.pdf](https://www.chuden.co.jp/resource/energy/haishi_20160215_01.pdf) (cited 30 Aug. 2019)
65. 日本原子力発電株式会社, 敦賀発電所 1 号機の廃止措置 廃止措置工事のスケジュール.  
[http://www.japc.co.jp/haishi/dai1\\_schedule.html](http://www.japc.co.jp/haishi/dai1_schedule.html) (cited 30 Aug. 2019)
66. 中国電力株式会社, 島根原子力発電所 1 号機廃止措置計画の概要, 住民説明会資料, 平成 29 年 6 月 1 日.  
[http://www.energia.co.jp/atom\\_haishi/gaiyou/pdf/20170530\\_31\\_0601\\_keikaku.pdf](http://www.energia.co.jp/atom_haishi/gaiyou/pdf/20170530_31_0601_keikaku.pdf) (cited 30 Aug. 2019)
67. 九州電力株式会社, 玄海原子力発電所 1 号機廃止措置への取組みについて (認可の概要), 平成 29 年 6 月. <http://www.kyuden.co.jp/var/rev0/0076/6418/cs6dt6swdmsnz.pdf> (cited 30 Aug. 2019)
68. 四国電力株式会社, 伊方発電所について, 1、2 号機の廃止に伴う取組みについて.  
<https://www.yonden.co.jp/energy/atom/ikata/decommissioning.html> (cited 30 Aug. 2019)
69. 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会, 主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて, 平成 11 年 3 月 17 日.
70. 九州電力株式会社, 玄海原子力発電所 1 号炉廃止措置計画認可申請書, 平成 27 年 12 月 22 日.
71. 日本原子力発電株式会社, 敦賀発電所 1 号炉廃止措置計画認可申請書, 平成 28 年 2 月 12 日.
72. IAEA, Heavy Component Replacement in Nuclear Power Plants: Experience and Guidelines, IAEA Nuclear Energy Series No.NP-T-3.2, 98p, Vienna, 2008.
73. 山岡克彰, 岸憲義, 伊方発電所 1 号機の蒸気発生器取替工事, デコミッショニング技報, 20, pp.11-20, 1999.
74. 百々隆, 原子力発電所の蒸気発生器取替え作業について, デコミッショニング技報, 12, pp.22-31, 1995.
75. Commonwealth Edison Company, Zion Nuclear Power Station Units 1 and 2 Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, Revision 0, 22p, Feb. 2000. (ADAMS No. ML003685888)
76. IAEA, The decommissioning of WWER type nuclear power plants, IAEA-TECDOC-1133, 146p, Vienna, 2000.
77. P. Pillokat and J. H. Bruhn, Experience in Dismantling and Packaging of Pressure Vessel and Core Internals, Proceedings of the ASME 13th International Conference on Environmental

- Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2010), 3-7 Oct. 2010, Tsukuba, Japan.
78. L. Brusa, R. DeSantis, P. L. Nurden, P. Walkden and B. Watson, The Decommissioning of the Trino Nuclear Power Plant, WM'02 Conference, 24-28 Feb., 2002, Tucson, USA.
  79. 清水義弘, 柳原敏, 立花光夫, JPDR 解体実地試験－JPDR 設備・機器の解体－, デコミッショニング技報, 15, pp.12-23, 1996.
  80. 山下裕宣, シュラウド等炉内構造物の取替工事, デコミッショニング技報, 20, pp.2-10, 1999.
  81. IAEA, Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes, Technical Reports Series No.389, 184p, Vienna, 1998.
  82. U. S. Department of Energy, Light Water Reactor Sustainability Program, Expected Condition of Concrete Exposed to Radiation at Age 80 Years of Reactor Operation, ORNL/TM-2018/769, Revision 0, 127p, 2018.
  83. 大越実, 原子炉の廃炉にからんだ放射化の問題－放射性廃棄物管理の観点から－, RADIOISOTOPES, 47, pp.412-423, 1998.
  84. 笠井芳夫, コンクリート構造物の解体と再利用, デコミッショニング技報, 1, pp.1-6, 1989.
  85. 社団法人日本原子力学会, デコミッショニング技術の現状と課題, 日本原子力学会誌, 33, 5, pp.4-40, 1991.
  86. H. Larsson, Å. Anunti and M. Edelborg, Decommissioning Study of Oskarshamn NPP, SKB R-13-04, 196p, SKB, Stockholm, 2013.
  87. 阿部勝憲, 太田勝, 佐藤学, 原子力プラントにおける洗浄・除染技術の動向に関する調査, 八戸工業大学エネルギー環境システム研究所紀要, 9, pp.45-53, 2011.
  88. 堀内哲男, 桜井三紀夫, 仲平四郎, 間瀬矩章, 小山田修, ABWR (改良型沸騰水型原子炉) 改良技術の実用化への展開, 日立評論, 70, 4, pp.37-44, 1988.
  89. GE Hitachi Nuclear Energy, ESBWR Design Control Document, Tier2, Chapter 12 Radiation Protection, 26A6642BJ, Revision 10, 349p, 2014. (ADAMS No. ML14100A539)
  90. OECD, Radiation Protection Aspects of Primary Water Chemistry and Source-term Management, NEA/CRPPH/R(2014)2, 122p, Paris, 2014.
  91. M. Behazin, Radiation-Induced Corrosion of Stellite-6, Electronic Thesis and Dissertation Repository, 2434, 278p, 2014.
  92. M. Kinno, K. Kiumura and T. Nakamura, Raw Materials for Low-Activation Concrete Neutron Shields, Journal of Nuclear Science and Technology, 39, 12, pp.1275-1280, 2002.
  93. M. Miyahara, S. Itaya, K. Wakabayashi, K. Fukawa, S. Yamauchi, S. Kobayakawa and E. Tamamori, Value Engineering and the Evaluation of Construction Work of J-PARC 50GeV MR Tunnel and Other Facilities, Proceedings of the 5th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan and the 33rd Linear Accelerator Meeting in Japan, 6-8 Aug. 2008,

Higashihiroshima, Japan.

94. 金野正晴, 低放射化コンクリートの開発の現況, コンクリート工学, 42, 6, pp.3-10, 2004.
95. 石樽顕吉, 水野孝之, 立花孝二, 天野治, 西村健, 直井洋介, 長尾博之, 内田俊介, 笠原和男, 阿部堅司, 立川圓造, 軽水炉発電プラントの水化学技術, 日本原子力学会誌, 34, 1, pp.2-32, 1991.
96. 石原只雄, 軽水型原子力発電プラントにおける腐食の現状と問題点, 防食技術, 39, pp.621-629, 1990.
97. EPRI, Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines, Volume 1, Revision 6, 1014986, 297p, 2007. (ADAMS No. ML081230448)
98. IAEA, Optimization of Water Chemistry to Ensure Reliable Water Reactor Fuel Performance at High Burnup and in Ageing Plant (FUWAC), IAEA-TECDOC-1666, 140p, Vienna, 2011.
99. S. Uchida and Y. Katsumura, Water chemistry technology - one of the key technologies for safe and reliable nuclear power plant operation, Journal of Nuclear Science and Technology, 50, 4, pp.346-362, 2013.
100. D. L. Harrod, R. E. Gold and R. J. Jacko, Alloy optimization for PWR steam generator heat-transfer tubing, The Journal of the Minerals, Metals & Materials Society, 53, 7, pp.14-17, 2001.
101. D. E. Williams Jr., Surveys of Embedded Piping for Shoreham License Termination, The 4th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety, 6-8 Apr. 1994, Taipei.
102. IAEA, Processing of nuclear power plant waste streams containing boric acid, IAEA-TECDOC-911, 67p, Vienna, 1996.
103. 近江正, 庄司浩之, 今井俊郎, 国内原子力発電所における線量低減活動の現状と今後の線量見通しについて, 保健物理, 46, 2, pp.132-139, 2011.
104. 大角克巳, 鶴岡良造, 内田俊介, 泉谷雅清, 低線量プラント設計技術とその実績, 日立評論, 68, 4, pp.53-58, 1986.
105. 内山純一, 大内博史, 安食和英, 西岡嘉生, 玉置廣紀, 短工期・低被ばくで完遂した世界初 PWR 炉内構造物の一体取替え工事 (CIR), 三菱重工技報, 43, 1, pp.2-3, 2006.
106. Nuclear Decommissioning Authority, Strategy, 148p, Moor Row, UK, Mar. 2016.
107. IAEA Research Reactor Database. <https://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx> (cited 30 Aug. 2019)
108. C. Wood, Graphite Decommissioning, Options for Graphite Treatment, Recycling, or Disposal, including a discussion of Safety-Related Issues, EPRI Technical Report, 1013091, 156p, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California, USA, Mar. 2006.
109. J. B. Mason and D. Bradbury, Pyrolysis and its potential use in nuclear graphite disposal, Proceedings of IAEA Technical Committee Meeting, Nuclear Graphite Waste Management, 18-20 Oct. 1999, Manchester, UK.

110. IAEA, Decommissioning of Research Reactors: Evolution, State of the Art, Open Issues, Technical Reports Series No.446, 156p, Vienna, 2006.
111. S. Marske, R. Eby and L. Lundberg, Decommissioning of the Georgia Tech Research Reactor, WM'01 Conference, 25 Feb. - 1 Mar., 2001, Tucson, USA.
112. OECD, Decontamination and Dismantling of Radioactive Concrete Structures, A Report of the NEA Co-operative Programme on Decommissioning (CPD), NEA/RWM/R(2011)1, 142p, Paris, 2011.
113. S. Yuan and W. Hidaka, Radioactive Waste: Sources, Types and Management, Chapter 2: Radioactive Waste from Research Reactor Operation and Decommissioning, 224p, Nova Science Publishers, New York, USA, 2012.
114. G. R. Longhurst, Irradiated Beryllium Disposal - Background, Measurements, and Concerns, INEEL/EXT-02-00785, Irradiated Beryllium Disposal Workshop, 29-30 May 2002, Idaho Falls, USA.
115. M. Laraia, Achievements and Current Issues in Decommissioning of Research Reactors, Proceedings of ICEM '03, 21-25 Sep. 2003, Oxford, England, UK.
116. G. R. Longhurst, M. L. Carboneau, C. K. Mullen and J. W. Sterbentz, Challenges for Disposal of Irradiated Beryllium, JAERI-Conf 2004-006, pp. 225-239, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan, 2004.
117. L. P. Foyto, Beryllium Usage at the University Missouri Research Reactor, JAEA-Review 2014-012, Proceedings of the 8th Specialist Meeting on Recycling of Irradiated Beryllium, 28 Oct. 2013, Río Negro, Argentina.
118. B. Stahn, J. Pöppinghaus and J. Cremer, Disassembly of the Research Reactor FRJ-1 (MERLIN), WM'02 Conference, 24-28 Feb. 2002, Tucson, USA.
119. IAEA, Decommissioning of Fast Reactors after Sodium Draining, IAEA-TECDOC-1633, 175p, Vienna, 2009.
120. IAEA, Treatment of Residual Sodium and Sodium Potassium from Fast Reactors, IAEA-TECDOC-1769, 53p, Vienna, 2015.
121. OECD, Status Report on Structural Materials for Advanced Nuclear Systems, NEA No.6409, 107p, Paris, 2013.
122. 独立行政法人日本原子力研究開発機構, VHTRC の廃止措置の実施状況, 文部科学省科学技術・学術政策局, 第30回研究炉等安全規制検討会, 平成22年11月12日.  
[https://www.mext.go.jp/b\\_menu/shingi/chousa/gijyutu/004/003/shiryo/\\_icsFiles/afieldfile/2010/12/15/1299828\\_02.pdf](https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/chousa/gijyutu/004/003/shiryo/_icsFiles/afieldfile/2010/12/15/1299828_02.pdf) (cited 30 Aug. 2019)
123. 石川広範, 燃料貯蔵プールに蓄積されたスラッジの処理・処分, RANDEC ニュース, 78, pp.18-20, 2008.
124. R. Pesic, U. Kozmidis-Luburic, S. Grujic and I. Plecas, Radioactive Waste Management in

- Serbia, 2002-2010, Proceedings of the 20th International Conference Nuclear Energy for New Europe, 12-15 Sep. 2011, Bovec, Slovenia.
125. E. Bradley, J. Kelly and I. Goldman, Serbian Nuclear Waste: Where are They From, PATRAM 2007, 21-26 Oct. 2007, Miami, USA.
126. IAEA, Decommissioning of Research Reactors and Other Small Facilities by Making Optimal Use of Available Resources, Technical Reports Series No.463, 74p, Vienna, 2008.
127. IAEA, Corrosion of Research Reactor Aluminium Clad Spent Fuel in Water, IAEA- TECDOC-1637, 61p, Vienna, 2009.
128. 宮本喜晟, 研究炉 FRJ-1 が跡形もなく消える, RANDEC ニュース, 86, pp.7-9, 2010.
129. V. Ljubenov, Decommissioning Planning for the RA Research Reactor at the Vinča Institute, Proceedings of an International Conference, Lessons Learned from the Decommissioning of Nuclear Facilities and the Safe Termination of Nuclear Activities, 11-15 Dec. 2006, Athens, pp.161-178.
130. 宮本喜晟, ドイツにおける研究炉の廃止措置の現状, RANDEC ニュース, 79, pp.12-14, 2008.
131. J. Fachinger, W. von Lensa and T. Podruhzina, Decontamination of nuclear graphite, Nuclear Engineering and Design, 238, 11, pp.3086-3091, 2008.
132. H. -U. Arnold and K. Westerberg, Dismantling of SVAFO Research Reactors R2 & R2-0, KONTEC 2015, 25-27 Mar. 2015, Dresden, Germany.
133. K. H. Nielsen, Cleaning up Denmark's nuclear legacy, Nuclear Engineering International, 25 Aug. 2015. <https://www.neimagazine.com/features/featurecleaning-up-denmarks-nuclear-legacy-4654932/> (cited 30 Aug. 2019)
134. F. Leibundgut, Decommissioning and dismantling of nuclear research facilities in Switzerland: Lessons learnt, OECD/NEA Workshop on Current and Emerging methods for Optimising Safety and Efficiency in Nuclear Decommissioning, 7-9 Feb. 2017, Sarpsborg, Norway.
135. IAEA, State of the Art Technology for Decontamination and Dismantling of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No.395, 72p, Vienna, 1999.
136. L. Valencia, Experience of Decommissioning Projects with On-Site and Off-Site Waste Treatment, Proceedings of an International Conference, Lessons Learned from the Decommissioning of Nuclear Facilities and the Safe Termination of Nuclear Activities, 11-15 Dec. 2006, Athens, pp.323-342.
137. L. Ramanathan, R. A. Haddad and P. Adelfang, A corrosion monitoring programme for research reactor spent fuel basins, Proceedings of IAEA International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization, 5-9 Nov. 2007, Sydney, Australia.
138. J. Søggaard-Hansen, H. Hannesson and P. H. Jensen, The start of the decommissioning of the inner parts of the DR3 reactor, Proceedings of the NSFS XVII Conference, 24-27 Aug. 2015,

- Roskilde, Denmark.
139. IAEA, Good Practices for Water Quality Management in Research Reactors and Spent Fuel Storage Facilities, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-5.2, 136p, Vienna, 2011.
  140. M. Cumo, Experiences and Techniques in the Decommissioning of Old Nuclear Power Plants, Workshop on Nuclear Reaction Data and Nuclear Reactors: Physics, Design and Safety, 25 Feb. - 28 Mar. 2002, Trieste, Italy.
  141. IAEA, Status of the Decommissioning of Nuclear Facilities Around the World, 135p, Vienna, 2004.
  142. European Commission, A review of the situation of decommissioning of nuclear installations in Europe, EUR 17622 EN, 85p, 1997.
  143. R. Walthéry, G. P. Lewandowski, B. Ooms and N. Reusen, Experience and developments from decommissioning of the former Eurochemic reprocessing plant in Belgium, WM'05 Conference, 27 Feb. - 3 Mar. 2005, Tucson, USA.
  144. TemaNord, Decommissioning of Uranium Reprocessing Pilot Plant - practical experiences, Final Report of the Nordic Nuclear Safety Research Project KAN-1.2, TemaNord 1994:594, 109p, May 1994.
  145. H. R. Hedvall, K. H. Stridsman, S. R. Berg and B. Johnsson, Project Evaluation of the Decommissioning of a Laboratory Plant in Studsvik, WM'06 Conference, 26 Feb. - 2 Mar. 2006, Tucson, USA.
  146. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 再処理廃止措置技術開発センター. <https://www.jaea.go.jp/04/ztokai/summary/center/saishori/> (cited 29th Mar. 2021)
  147. P. Girones, B. Laurence and D. Christian, First report from an advanced radiological inventory for a spent fuel reprocessing plant, Decommissioning Challenges - Industrial Reality and Prospects, 7-11 Apr. 2013, Avignon, France.
  148. 榎戸裕二, CEA マルクールサイトの UP1 再処理プラント解体の現状, RANDEC ニュース, 73, pp.17-19, 2007.
  149. 内閣府原子力政策担当室, 核燃料サイクルコストの試算 解説資料, 内閣府原子力委員会, 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会, 平成 23 年 11 月 24 日. <http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/hatukaku/keisan/siryoy1.pdf> (cited 30 Aug. 2019)
  150. 経済産業省資源エネルギー庁, 原子力発電所の廃炉に係る料金・会計制度の検証結果と対応策, 総合資源エネルギー調査会, 電力・ガス事業部会, 電気料金審査専門小委員会, 廃炉に係る会計制度検証ワーキンググループ, 平成 25 年 9 月. [https://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denryoku\\_gas/denkiriyokin/hairo\\_wg/pdf/report01\\_01\\_00.pdf](https://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denryoku_gas/denkiriyokin/hairo_wg/pdf/report01_01_00.pdf) (cited 30 Aug. 2019)
  151. 動力炉・核燃料開発事業団, 動燃技報, No.55 再処理特集, 118p, 動力炉・核燃料開発事業団, 東京, 1985.

152. 里見慎一, 金山文彦, 萩谷和明, 明道栄人, 小林忠義, 富居博行, 立花光夫, 再処理特別研究棟 廃液貯槽 LV-2 の一括撤去作業その 1 (撤去前準備作業), JAEA-Technology 2008-067, 53p, 独立行政法人日本原子力研究開発機構, 茨城県那珂郡東海村, 2008.
153. 前田充, 再処理施設の廃止措置に関するコジエマの戦略, RANDEC ニュース, 63, pp.12-14, 2004.
154. M. S. Denton, M. Gili, M. Nasta, R. Quintiliani, G. Caccia, W. Botzem and K. Forrester, SOGIN Enriched Uranium Extraction (EUREX) Plant Spent Fuel Pool Cleaning and Decontamination Utilizing the SMART™ SAFE™ Solution, WM2009 Conference, 1-5 Mar. 2009, Phoenix, USA.
155. 芳中一行, 阿部定好, 東海再処理施設における保守管理技術とその展望, 技術士, 27, 6, pp.4-7, 2015.
156. 安念外典, EUROCHEMIC 再処理プラントの廃止措置の経験と進捗, RANDEC ニュース, 80, pp.15-17, 2009.
157. 明道栄人, 岡根章五, 宮島和俊, 大型槽類遠隔解体装置のモックアップ試験 (受託研究), JAERI-Tech 2001-025, 59p, 日本原子力研究所, 茨城県那珂郡東海村, 2001.
158. 高橋啓三, 再処理技術の誕生から現在に至るまでの解析および考察, 日本原子力学会和文論文誌, 5, 2, pp.152-165, 2006.
159. J. -P. Minon, Decommissioning and Site Restoration in Belgium, Jun. 2008.  
<http://eurochemic.be/downloads/Eurochemic%20speech%20JPM.pdf> (cited 30 Aug. 2019)
160. New York State Department of Environmental Conservation, West Valley - History and Future, 7p, USA, Apr. 2008.
161. J. Blankenhorn and B. Bower, West Valley Demonstration Project - Past, Present and Future, WM2011 Conference, 27 Feb - 3 Mar. 2011, Phoenix, USA.
162. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の平成 31 年度の業務運営に関する計画 (年度計画), 平成 31 年 3 月 29 日制定, 平成 31 年 4 月 10 日変更. [https://www.jaea.go.jp/01/year/year\\_h31.pdf](https://www.jaea.go.jp/01/year/year_h31.pdf) (cited 30 Aug. 2019)
163. 河内昭典, 三森武男, 宮島和俊, 再処理特別研究棟における未精製ウラン廃液処理試験, JAERI-Tech 99-028, 51p, 日本原子力研究所, 茨城県那珂郡東海村, 1999.
164. 鈴木康夫, 仏国 UP1 廃止措置の現状, RANDEC ニュース, 80, pp.18-20, 2009.
165. 村口佳典, 金山文彦, 白井秀雄, 出雲沙理, 立花光夫, 再処理特別研究棟の廃止措置ーグローブボックス群の解体作業に関する管理データの分析 Iー, JAEA-Technology 2012-035, 69p, 独立行政法人日本原子力研究開発機構, 茨城県那珂郡東海村, Dec. 2012.
166. 金山文彦, 萩谷和明, 砂押瑞穂, 村口佳典, 里見慎一, 根本浩一, 照沼章弘, 白石邦生, 伊東慎一, 再処理特別研究棟 廃液貯槽 LV-2 の一括撤去作業その 2 (撤去作業), JAEA-Technology 2011-011, 36p, 独立行政法人日本原子力研究開発機構, 茨城県那珂郡東海村, Jun. 2011.
167. 三森武男, 宮島和俊, 再処理施設解体技術開発の現状ー再処理特別研究棟の解体計画

- についてー, デコミッショニング技報, 6, pp.61-71, 1992.
168. 三森武男, 宮島和俊, 原研再処理特別研究棟の解体計画, デコミッショニング技報, 12, pp.49-58, 1995.
169. 明道栄人, 小林忠義, 富居博行, 乾式ワイヤーソー切断工法を用いた貫通配管の撤去, JAEA-Technology 2008-001, 46p, 独立行政法人日本原子力研究開発機構, 茨城県那珂郡東海村, Mar. 2008.
170. 三村竜二, 横塚佑太, 藤倉敏貴, 根本浩一, 白石邦生, 再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体(7)LV-1 の切断作業, 日本原子力学会 2016 年春の年会, 26-28 Mar. 2016, 東北大学.
171. 石川広範, ユーロケミック再処理施設のデコミッショニング, デコミニュース, 2, pp.9-10, 1998.
172. M. Gili, F. Troiani and P. Risoluti, Direct Dismantling of Reprocessing Plant Cells the EUREX Plant Experience, WM'03 Conference, 23-27 Feb. 2003, Tucson, USA.
173. H. Rupar, R. Baumann, P. Faber, M. Ruhbaum and H. Schmitt, Decommissioning of Four German Fuel Cycle Facilities, WM'00 Conference, 27 Feb. - 2 Mar. 2000, Tucson, USA.
174. G. Kindleben and R. Baumann, Decommissioning of a MOX Fuel Fabrication Facility: Criticality Safety Aspects, JAERI-Conf 2003-019, pp.395-400, 2003.
175. Bundesamt für Strahlenschutz, State and Development of Nuclear Power Utilization in the Federal Republic of Germany 2013, BfS-SK-24/14, 98p, Saltzgitter, Germany, Nov. 2014.
176. J. M. Cuchet, J. P. Lahaye, R. Goetschalckx, E. Van Nueten and A. De Goeyse, Alpha-Contaminated Solid Waste Sorting and Conditioning at BELGOPROCESS (Belgium): Commissioning and Lessons Learned from the First Working Period, WM'06 Conference, 26 Feb. - 2 Mar. 2006, Tucson, USA.
177. J. M. Cuchet, H. Libon, C. Verheyen, J. Bily, S. Boden, F. Joffroy and R. Walthéry, Decommissioning the Belgonucleaire Dessel MOX Plant: Presentation of the Project and Situation End August 2013, ICEM2013-96020, Proceedings of the ASME 2013 15th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2013), 8-12 Sep. 2013, Brussels, Belgium.
178. Necs, 2017 Integrated Annual Report, RP 144/2017, ISBN 978-0-621-45488-8, 216p, Pretoria, South Africa.
179. P. J. Bredell, G. J. Leuner and S. W. Smith, Decommissioning of Fuel Cycle Facilities in South Africa, Proceedings of an International Conference, Lessons Learned from the Decommissioning of Nuclear Facilities and the Safe Termination of Nuclear Activities, 11-15 Dec. 2006, Athens, pp.245-256, 2007.
180. Babcock & Wilcox Co., Apollo Decommissioning Plan, SNM-145, 130p, Apollo, Pennsylvania, USA, 30 Aug. 1991.



181. 木村泰久, 平野宏志, 綿引政俊, 久芳明慈, 石川進一郎, プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置とグローブボックス解体撤去技術開発の状況, デコミッショニング技報, 52, pp.45-54, 2015.
182. 嘉代甲子男, プルトニウム施設の解体撤去技術, RANDEC ニュース, 8, pp.5-8, 1991.
183. Pacific Northwest Laboratory, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Small Mixed Oxide Fuel Fabrication Plant, NUREG/CR-0129, Vol.2, Appendices, 350p, Richland, Washington, USA, 1979.
184. 綿引政俊, 赤井昌紀, 中井宏二, 家村圭輔, 吉野正則, 平野宏志, 北村哲浩, 鈴木一敬, グリーンハウス方式によるグローブボックス解体撤去工法の改良, 日本原子力学会和文論文誌, 11, 1, pp.101-109, 2012.
185. 家村圭輔, 中井宏二, 綿引政俊, 北村哲浩, 鈴木一敬, 青木義一, プルトニウム燃料第二開発室の廃止措置について, デコミッショニング技報, 43, pp.2-9, 2011.
186. 沢山武夫, 飯村泉, 榊原博, 竹内邦男, 武藤康德, 鈴木宏和, FBR 加工工程グローブボックス等の解体・撤去工事報告書(業務報告), JNC TN8440 99-024, 62p, 核燃料サイクル開発機構, 茨城県那珂郡東海村, Apr. 1999.
187. P. -O. Nielsen, Waste from Decommissioning of Nuclear Power Plants, SKI Technical Report 92:17, 70p, Statens Kärnkraftinspektion, Kjeller, Norway, May 1992.
188. VGB Power Tech e.V., Waste disposal for nuclear power plants - A technologically solved challenge, 44p, Essen, Germany, 2012.
189. R. Baumann, J. M. Cuchet, E. -D. Kohlgarth and M. Vandorpe, Safety Aspects of Belgonucléaire Dessel MOX Plant Decommissioning in Belgium: Experience from a German MOX-Facility and Recent Improvements Applied to the Belgian Project, Proceedings of European Nuclear Conference 2012, 9-12 Dec. 2012, Manchester, UK.
190. H. -U. Arnold and F. W. Ledebink, Dismantling of Large Plutonium-Contaminated Glove Boxes, WM'99 Conference, 28 Feb. - 4 Mar. 1999, Tucson, USA.
191. 榎戸裕二, ドイツの MOX 燃料加工施設の解体と放射性廃棄物の処理処分経験, RANDEC ニュース, 75, pp.15-18, 2007.
192. J. M. Cuchet, H. Libon and C. Verheyen, Decommissioning the Belgonucléaire Dessel MOX Plant: Presentation of the Project and Situation on 30/06/2011, Proceedings of the ICEM2011, 25-29 Sep. 2011, Reims, France.
193. A. Kitamura, M. Watahiki and K. Kashiro, Remote glovebox size reduction in glovebox dismantling facility, Nuclear Engineering and Design, 241, 3, pp.999-1005, 2011.
194. C. P. Tanzi and P. J. M. Kwakman, Report on implementation of PARCOM Recommendation 91/4 on radioactive discharges by the Netherlands, RIVM Report 610790005/2009, Bilthoven, Netherlands, 2009.
195. U. S. Department of Energy, Portsmouth Background.

- <https://www.energy.gov/pppo/portsmouth-site/portsmouth-background> (cited 29 Mar. 2021)
196. D. Albright, Revisiting South Africa's Nuclear Weapons Program: Its History, Dismantlement, and Lessons for Today, Institute for Science and International Security, 299p, Washington DC, USA, Jun. 2016.
197. 大塚芳政, 人形峠ウラン製錬所の施設解体概要, RANDEC ニュース, No.11, pp.4-5, 1991.
198. 杉杖典岳, 森本靖之, 徳安隆志, 田中祥雄, 製錬転換施設廃止措置プロジェクトの進捗状況, 日本原子力学会和文論文誌, 12, 3, pp.242-256, 2013.
199. 美田豊, 遠藤裕治, 山中俊広, 大橋裕介, ウラン濃縮遠心分離機の化学除染法の開発, サイクル機構技報, 14, pp.85-91, 2002.
200. The Interstate Technology & Regulatory Council Radionuclides Team, Decontamination and Decommissioning of Radiologically Contaminated Facilities, 207p, Washington DC, USA, Jan. 2008.
201. D. S. Hwang, K. I. Lee, Y. D. Choi, S. T. Hwang and J. H. Park, Status of Uranium Conversion Plant Decommissioning, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, 2-3 Nov. 2006, Gyeongju, Korea.
202. N. Sugitsue, N. Takahashi, Y. Morimoto and Y. Tanaka, Actual Results of D&D in Uranium Refining and Conversion Plant, WM2014 Conference, 2-6 Mar. 2014, Phoenix, USA.
203. 経済産業省, 回収ウラン利用技術開発委託費に係る事業の概要, 第1回核燃料サイクル関連分野に係る技術に関する施策・事業評価検討会, 平成27年1月26日.  
[https://www.meti.go.jp/policy/tech\\_evaluation/c00/C0000000H26/150126\\_saikuru1/saikuru\\_siryoku5b.pdf](https://www.meti.go.jp/policy/tech_evaluation/c00/C0000000H26/150126_saikuru1/saikuru_siryoku5b.pdf) (cited 30 Aug. 2019)
204. 日本保健物理学会, 日本保健物理学会専門研究会報告書シリーズ Vol.6 No.1, ウランの健康影響検討専門研究会, 9p, 日本保健物理学会企画委員会, 東京, Apr. 2008.
205. 百武徹, 武藤明德, 笹倉万里子, 箕輪弘嗣, 鈴木和彦, 横山薫, 高橋信雄, 綱嶋康倫, 江間晃, 杉杖典岳, 数値解析手法による乾式除染性能評価に関する研究(共同研究), JAEA-Research 2009-047, 92p, 独立行政法人日本原子力研究開発機構, 茨城県那珂郡東海村, Jan. 2010.
206. 江間晃, 横山薫, 中塚嘉明, 島池政満, 杉杖典岳, フッ化ヨウ素ガスによる系統除染技術開発ーIF7 処理条件とウラン除染結果の評価ー, JAEA-Technology 2008-037, 50p, 独立行政法人日本原子力研究開発機構, 茨城県那珂郡東海村, Jun. 2008.
207. 江間晃, 門一実, 鈴木和彦, IF7 処理技術の除染性能評価と IF7 製造手法の実証, 日本原子力学会和文論文誌, 10, 3, pp.194-204, 2011.
208. 江間晃, 門一実, 鈴木和彦, 遠心分離機内部のウラン定量方法の提案と IF7 処理反応生成物の分離・精製性能評価, 日本原子力学会和文論文誌, 10, 3, pp.205-215, 2011.
209. 高橋信雄, 森本靖之, 徳安隆志, 田中祥雄, 杉杖典岳, 人形峠環境技術センター「製錬転換施設」廃止措置の進捗状況, デコミッションング技報, 48, pp.24-39, 2013.

付録 諸外国における Dfd の規制要求

付録－1 諸外国における Dfd の規制対象施設

国名	米国	英国	仏国	フィンランド
根拠法令等	10CFR20.1406	SAP2014 DC.1	Act No.2006-686 第29条	原子力法 第7g節
対象施設	以下を除く全ての設置許可、設計認可等 対象外：早期サイト認可、製造認可、更新認可	原子力施設	原子力基本施設 (研究炉、製錬施設、燃料加工施設、再処理施設、SF貯蔵施設、廃棄物処分施設並びにRI施設を含む。)	以下を除く全ての原子力施設 対象外：鉱山施設、ウラン濃縮施設、燃料加工施設、SF貯蔵施設及び廃棄物貯蔵施設

注) 法令等の出典及び略称は付録－3による。

付録－2 諸外国における DfD の規制要求（一覧）

SSG-47の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
設計に対する個別要求 ●義務づけ ▲努力義務、考慮義務又は一部義務づけ ×規定なし				
7.6 デコミッションングの容易化のために施設の設計段階において考慮されるべき、また施設の安全な運転・保守を損なうべきでなく向上させる可能性のあるものとして、関連する特徴及び側面には以下のものが含まれる:	●10 CFR 20.1406 ▲RG4.21 C.3.1, C.4	▲Defra環境認可指針 4.59 ▲SAP2014 DC.1, 828 ▲NS-TAST-GD-026 17.11 c) ▲NS-TAST-GD-035 35(1), 4.1	●Act No.2006-686 第29条I.	●原子力法 第7節 ●Y/1 第17節 ●YVL B.1 408 ●YVL D.4 436, 704
(a) デコミッションング中の除染を容易化するための汚染された区域の数と大きさの最小化	▲RG4.21 C.1.2	▲SAP2014 828. (a)	▲ASN Guide No.22 7.6.1 ▲ASN Guide No.23 3.1.1	▲YVL C.1 410.
(b) (例えばハッチ及び大型扉の取り入れによる)プロセスのコンパートメント化を含めたSSCsへのアクセスの容易化	▲RG4.21 付録A A-1 q.	×	▲ASN Guide No.22 4.2.6.2	▲YVL C.1 420, 503, 504 ▲YVL D.3 408 ▲YVL D.4 436 b.
(c) (例えば配管トレンチ及び配管スリーブの使用による)地下配管及び建屋構造物中への埋め込み配管の使用の最小化	▲RG4.21 C.1.2, 付録A A-2 f, g, A-3 e.	×	▲ASN Guide No.22 5.3.2.1	×
(d) SSCsの解体を容易化するためのモジュラー設計の利用	▲RG4.21 付録A A-4 d.	×	×	▲YVL C.1 404.
(e) 電気機器と機械機器の分離のような、非放射性及び放射性的の機器及び系統の分離及び隔離	▲RG4.21 付録A A-1 a.	▲SAP2014 828. (a), (b)	▲ASN Guide No.23 3.1.1	×
(f) 液体が存在する可能性のあるプロセスセル及び区域内の保護カバー類及びライナのような組込み除染機構を含む、材料又は設備の撤去及び/又は除染の容易化	×	▲NS-INSP-GD-032 6.8	▲ASN Guide No.22 4.2.6.2, 7.6.1	▲YVL C.1 411. ●YVL D.3 406 ▲YVL D.4 436. a.
(g) 放射化した腐食生成物の広がりを最小限にするために、放射化しにくく、化学物質による劣化への耐性があり、十分な耐摩耗性を備えた材料の使用	▲RG4.21 付録A A-1 s.	▲SAP2014 828. (a), (c) ▲HAW指針 137.	▲ASN Guide No.22 4.2.6.2, 7.6.1	▲YVL C.1 501, 502 ▲YVL D.4 436 a. ▲YVL E.3 514 a, b, 526 ▲YVL E.8 525 ▲YVL E.9 526
(g) 放射化した腐食生成物の広がりを最小限にするために、放射化しにくく、化学物質による劣化への耐性があり、十分な耐摩耗性を備えた材料の使用	×	▲HAW指針 137.	▲ASN Guide No.22 4.2.6.2, 4.4.2, 7.6.1	▲YVL C.1 501. ▲YVL D.4 436 a.
(h) 化学物質又は放射性物質の望ましくない蓄積を避けるための施設の設計並びに発生する廃棄物の体積を最小化及び/又は低減するためのプロセスの利用	▲RG4.21 付録A A-1 k.	▲SAP2014 RW.3, 828 (a), (g)	▲ASN Guide No.22 4.4.2	▲YVL C.1 506, 507, 512
(i) 必要に応じ遠隔除染、保守及びモニタリングを可能にすること	▲RG4.21 付録A A-1 g.	×	▲ASN Guide No.22 4.4.2	▲YVL C.1 419.
(j) 操業中の廃棄物又は一時的に貯蔵されている廃棄物を容易に取り出せるようにすること	×	×	●Order of 7 Feb. 2012 第8.4.2条 IV.	●YVL D.4 452.
(k) 有害かつ放射性的の混合廃棄物を発生させる可能性のある有害物の使用の最小化	×	▲環境原則 65, 66 ▲SAP2014 794	▲Decree No.2007-1557 第10条 4° d) ▲ASN Guide No.22 4.2.6.1, 7.6.1	×
※参考: 操業中及び/又はデコミッションング中の廃棄物発生量の最小化に関する規定	▲RG4.21 付録A A-1 j, k	▲SAP2014 794, RW.2, 828 (a), (g) ▲HAW指針 124, 126, 127, 135 等 ▲NS-INSP-GD-032 6.8	▲Decree No.2007-1557 第9条 4° d), 第20条II. 3° ▲ASN Guide No.22 2.1.1.2, 4.2.6.1, 7.6.1	●YVL B.1 408. ●YVL D.3 408. ▲YVL D.4 436. a.
(l) 放射性物質の偶発的放出のリスクを低減する深層防護策の備えの考慮 (※SSG-47の趣旨に合致すると思われるもの)	▲RG4.21 付録A A-1 a.	×	▲Order of 7 Feb. 2012 第3.1条 1. ▲ASN Guide No.22 6.3.5.2	×
(m) デコミッションングを支援する可能性のある新規施設(すなわち、新規の廃棄物管理施設)のための場所の特定及び確保	×	×	▲ASN Guide No.22 4.2.6.2	●YVL B.1 408. ●YVL D.3 408.
(n) SSCsの放射能特性評価を容易化する「試験片」の設置のための備えの考慮	×	×	×	×

注1) 下線は SSG-47 各項目に関連するガイド等、下線なしは当該ガイド等の該当項目を示す。

注2) 法令等の出典及び略称は付録－3による。

付録－3 諸外国における DfD の規制要求（詳細）

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
<p>設計に対する個別要求 ●義務づけ ▲努力義務、考慮義務又は一部義務づけ ×規定なし</p> <p>7.6 廃止措置の容易化のために施設の設計段階において考慮されるべき、また施設の安全な運転・保守を損なうべきでなく向上させる可能性のあるものとして、関連する特徴及び側面には以下のものが含まれる：</p>	<p>●【規則】10 CFR 20.1406 汚染の最小化 (a) 本章パート 52 の下での早期サイト認可と製造認可及び更新以外の認可を申請する者で、その申請書を 1997 年 8 月 20 日以降に提出する者は、<u>運転のための施設設計と手順が、どの程度まで施設及び周辺環境の汚染を実行可能な範囲で最小化し、最終的な廃止措置を容易化し、また放射性廃棄物発生量を実行可能な範囲で最小化するのかを申請書の中に記載するものとする。</u> (b) 本章パート 52 の下で、標準設計認証、標準設計承認、製造認可を申請する者で、<b>(以下同)</b> <b>(後略)</b></p>	<p>▲【指針】Defra 環境認可指針 放射性物質規制 4. 認可要件 英国原子力産業施設の廃止措置 2004 4.59 原子力セクターの全ての新規施設は、<u>廃止措置及びそれに付随する廃棄物管理のコストを最小化するよう設計・建設されるべきである。</u>これはすなわち、新規原子力施設に係る放射性物質規制の環境認可申請について、<u>申請者が廃止措置や廃棄物最小化といった問題について設計段階でどのように考慮したかを示すべきである</u>ということの意味する。</p>	<p>●【法】Act No.2006-686(原子力分野の透明性及びセキュリティに関する法律) 第 IV 編 原子力基本施設 (BNI) 及び放射性物質の輸送 第 I 章 BNI 及び放射性物質の輸送に適用される規則 第 29 条 1. BNI の設置に当たり、申請者は当該時点における科学技術的知見を考慮した上で、当該施設によるリスク又は障害が十分に防止又は抑制されるよう、<u>廃止措置、放射性廃棄物処分施設及び(中略)に関する一般原則として、設計・建設・運転段階において技術的又は組織的な措置がとられる又は想定されることを証明しなくてはならない。</u>当該認可では、特に当該施設の廃止措置や修復作業、放射性廃棄物処分施設については<b>(中略)</b>に必要なコストをカバーするための、申請者の技術能力・財務能力を考慮する。 <b>(後略)</b></p>	<p>●【法】原子力法 第 7g 節 - 廃止措置 原子力施設の設計では廃止措置の容易化を提供しなくてはならず、関連した廃止措置計画は第 28 節に提供されており更新し続けなくてはならない。 <b>(後略)</b></p>
	<p>▲【指針】RG4.21 汚染及び放射性廃棄物発生量の最小化：ライフサイクル計画 C3.1 廃止措置の容易化 一般的に、廃止措置の容易化手段は設計段階に開始され、手順及び運転の中に組み入れるべきである。その目的は、その施設の寿命期間にわたり、廃止措置時に修復を必要とする残留放射能の量を設計及び運転手順により確実に最小化することである。</p>	<p>▲【原則】SAP2014 原子力施設の安全評価原則 DC.1 施設は安全に廃止措置できるよう設計・運転すべきである。</p>	<p>※注：以下の指針については、<b>勧告は命令的性質のものでなくとも、動詞「devoir (～しなければならない)」を直説法現在で用いて表明される。</b> ・ASN Guide No.22</p>	<p>●【規則】Y/1 原子力発電所 (NPP) の安全に関する STUK の規制 第 3 章 原子力安全 第 17 節 設計への廃止措置の考慮の取入れによる安全性及び廃止措置の安全性の担保 1. NPP の設計及びその運転においては <u>プラントユニットの廃止措置を考慮しなくてはならず、これにより、当該ユニット解体時に蓄積され処分される核廃棄物の量及び当該プラントの解体に起因する従事者の放射線被ばくを抑制し、また廃止措置・廃棄物取扱い中の放射性物質の環境中への拡散を防止することができる。</u></p>

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
	<p>▲【指針】RG4.21 C4 廃棄物発生量の最小化 放射性廃棄物発生量の最小化は、設計及び運転双方における検討事項である。 (中略) 10 CFR 20.1406 の申請者は、設計と運転のオプションを評価して、廃棄物の発生と放射線レベルを最小化する措置及び施設の予想ライフサイクルの各段階に合う措置を履行すべきである。(後略)</p>	<p>▲【原則】SAP2014 828. 新設施設及び既設施設の変更において、廃止措置と廃棄物回収では以下の点について計画、設計、建設及び運転の各段階を通じて考慮すべきである。 (a) 放射化、汚染等を最小化するための設計上の対策 (b) 汚染拡大防止のための物理的及び手順の制御 (後略)</p> <p>▲【指針】NS-TAST-GD-026 廃止措置 17. チェックリスト 17.11 初期戦略、プログラム及び計画 (WENRA SRL D-21) は以下の事項を遵守すべきである: (中略) c) 廃止措置に特化した設計の組込み; ! 実際的である限り、設計では、汚染・放射化管理のような将来的な廃止措置に役立つような機能を考慮すべきであり、また、不可逆的な建設技術のような、不要な廃止措置ハザードを引き起こすような機能を避けることを目指すべきである。! 重要な廃止措置方法や設計機能は許認可取得者によって説明され正当化されなくてはならない。このような方法は建設・運転上の安全性の考慮とバランスをとる必要があるかもしれない。</p>		<p>●【指針】YVL B.1 NPP の安全設計 4 安全機能の信頼性を保証するための設計要件 4.1 一般設計原則及び要件 408. 将来的な廃棄物管理及びプラントの廃止措置及び取り壊しを容易にするため、設計段階でそうした特徴の取入れが特に考慮されなくてはならない。特に、可能な限り将来的な放射性廃棄物の量を最小化すること及び除染の容易化のため、材料選定には特別な注意が払われなくてはならない。設計においては、操業の過程で発生する放射性廃棄物の処理及び貯蔵並びに当該プラントの将来的な廃止措置の結果として発生する放射性廃棄物の管理のために必要な施設を提供しなくてはならない。</p> <p>●【指針】YVL D.4 低中レベル核廃棄物の処分前管理及び原子力施設の廃止措置 4 設計要件 4.4 システム、構造物、機能の設計 436. 原子力施設の設計目的の一つは、将来的な廃止措置の容易化でなければならない。施設の設計において、特に以下の点について十分な配慮が行われなければならない。(後略)</p>

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
		<p>▲【指針】NS-INSP-GD-035 許可条件 35 廃止措置 35(1) 許認可取得者は、安全に影響する可能性のある全てのプラントの廃止措置又はプロセスのために適切な準備を作成し、実施しなくてはならない。</p> <p>4 許可条件 35 の目的 4.1 許可条件 35(1)は許認可取得者に対し、廃止措置中の原子力安全が確保され、また付随するリスクを可能な限り低減するという目的を裏証できることを確実にすることを意図したものである。これを達成するため、計画段階から設計、建設、運転及び既存プラントの変更を含む、施設のライフサイクルの全段階にわたって当該準備が考慮されるべきである。</p>		<p>●【指針】YVL D.4 7 STUK による規制監督 7.1 許認可手続き 704. 原子力令の第 32 条によって、原子力施設の建設許可申請には原子力施設の廃止措置とそれによって生じる放射性廃棄物の処分に関する申請者による計画及び利用可能な方法についての説明書を添付しなければならない。その説明書には、とりわけ、やがて起こる解体作業を容易にし、その解体から生じる放射線被ばく及び放射性廃棄物量を合理的に達成可能な低レベルに保つための施設設計内の措置を記さなければならない。</p>
(a) 廃止措置中の除染を容易化するための汚染された区域の数と大きさの最小化	<p>▲ RG4.21 C 1.2 漏えい及び漏出の最小化及び封じ込め 設計、労働者慣行、予防保全、及び効果的な運転手順を通じて、10 CFR 20.1406 の対象となる申請者は、漏えい及び漏出を最小化し、かかる事象が発生する恐れのある区域を封じ込め、かつ適時の評価と適切な対応を支援する検知を行うために努力すべきである。(中略)認可を受けた物質が使用、貯蔵される区域は、(浄化を含む)保全と運転を容易化するように設計すべきである。放射線作業は、除染を必要とする潜在的な区域を最小化するために、施設内の局所的な場所に制限すべきである。</p>	<p>▲ SAP2014 828. 新設施設及び既設施設の変更において、廃止措置と廃棄物回収では以下の点について計画、設計、建設及び運転の各段階を通じて考慮すべきである。 (a) <u>放射化、汚染等を最小化するための設計上の対策</u></p>	<p>▲ ASN Guide No.22 PWR の設計に関する指針 VII.6 放射性廃液・廃気及び廃棄物の管理 7.6.1 運転とその後の施設解体により生じる放射性廃棄物の量と有害性は、可能な限り合理的に抑制されなければならない。それに関して、以下の措置を講じなければならない。 - (前略)廃棄物区域計画の作成。特に放射性物質の拡散や構造の放射性化のメカニズムの検討は、放射性廃棄物発生可能区域の範囲及び境界決定の複雑さを抑制し、汚染された廃棄物や設備のフロー管理を容易にするため、施設の設計段階から行われなければならない。 (後略)</p>	<p>▲ YVL C.1 原子力施設における構造上の放射線安全 4 原子力施設の配置設計における放射線安全の側面 4.2 部屋とアクセス経路 410. 放射性液体を含む装置を有する部屋は、漏出液の監視及び回収のための排水装置を取り付けるべきである。その部屋は、ドア枠、フロアシュート、床の傾斜によって、漏出液の放射性液体用装置への管理伝導が可能になるように設計されるべきである。床排水装置は、部屋の洪水を防止するように設計されるべきである。当該排水装置の設計時には、部屋の気温及び気圧の変動が考慮されるものとする。少なくとも一つの部屋につき一つのフロアトラップに、レベル警報センサーを取り付ける。</p>
			<p>▲ ASN Guide No.23 原子力基本施設の廃棄物ゾーニングプランに関する指針 3. 廃棄物ゾーニング図 3.1.1 廃棄物ゾーニング図廃棄物ゾーニング図の作成は、原子力基本施設に関する知識と綿密な分析、及び施設に適用される手順に基づく。作成に際し、以下を考慮しなければならない。- 施設の設計(機材の放射性化をもたらす可能性のある放射性物質や粒子束の使用、静的閉じ込め、動的閉じ込め、物理的遮蔽体など)及び現状(部分的運転など)(後略)</p>	

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
(b) (例えばハッチ及び大型扉の取り入れによる)プロセスのコンパートメント化を含めた SSCs へのアクセスの容易化	<p>▲ RG4.21 付録 A 汚染管理措置の例 A-1 施設汚染の最小化 q. 最終的な除染が必要となるかもしれない配管は、高圧加水分解法や化学的除染法の使用を可能とするため、すぐにアクセスできるように設計すべきである。</p>	×	<p>▲ ASN Guide No.22 IV.2 防護重要要素の構成 IV.2.6 設計段階におけるサイトの解体及び原状回復の考慮 4.2.6.2 設計時の技術選択では、特に以下のものを対象としなければならない。 - 設備設計、構造の配置、通路。正常運転及び異常事象に際して放射性物質を有する可能性のある設備については、検査、放射線の特定、除染、解体、移動をできるだけ容易にする設計を施さなければならない。(後略)</p>	<p>▲ YVL C.1 4.4 機器の除染 420. 除染を必要とする機器は、施設の設計時に特定しておくものとする。機器の輸送は、除染のための解体及び移動により重大な職業放射線被ばくをもたらさないように計画されるものとする。</p>
				<p>▲ YVL C.1 5 原子力施設のシステム設計における放射線安全 5.2 システムの配置 503. 放射性物質を含むシステムの部品及び機器は、できる限り移動、検査、保守管理、修理の際に作業員が不必要に放射線被ばくすることがないように部屋内に取り付けられるものとする。(中略)放射性液体を含むパイプラインは、清浄な配管類から離れた場所に、保守管理が必要な機器から十分な距離を保って取り付けられるべきである。</p>
				<p>▲ YVL C.1 5.2 504. システム及び機器は、高い放射線量率に曝されている間に行われる作業の段階数が少なく、短期間であるように設計、設置されるものとする。管理、測定、モニタリング、補助装置は、放射性物質を含む機器から離れて、別個の部屋または遮蔽された区域に設置されるべきである。機器及びシステム用の部屋の設計及び寸法計測の際には、必要な試験、保守管理、測定、検査、修理を考慮に入れるべきである。</p>
				<p>▲ YVL D.3 核燃料の取扱い及び貯蔵 4 施設と設備の安全設計 4.3 構造物及び系統の設計 408. すでに設計段階で、安全システムの試験及び検査のアクセス性に備えなければならない。設計の解決策において、技術の更新と置換性に備えなければならない。将来の廃棄物管理及び施設の廃止措置に備えなければならない。(後略)</p>



SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
				<p>▲ YVL D.4 436. (中略)施設の設計において、特に以下の点について十分な配慮が行われなければならない。 (中略) b. 大型部品の撤去、放射化された備品の対応、システムの廃止措置が可能でなければならない。 (後略)</p>
<p>(c) (例えば配管トレンチ及び配管スリーブの使用による)地下配管及び建屋構造物中への埋め込み配管の使用の最小化</p>	<p>▲ RG4.21 C 1.2 設計、労働者慣行、予防保全、及び効果的な運転手順を通じて、10 CFR 20.1406の対象となる申請者は、漏えい及び漏出を最小化し、かかる事象が発生する恐れのある区域を封じ込め、かつ適時の評価と適切な対応を支援する検知を行うために努力すべきである。(中略)放射線学的に重大な漏えい及び漏出には対処する必要があり、封じ込めは実情に合わせて、かつ費用効果の高い方法で検討すべきである。認可を受けた物質が使用、貯蔵される区域は、(浄化を含む)保全と運転を容易化するように設計すべきである。(後略)</p> <p>▲ RG4.21 付録 A A-2 環境汚染の最小化 f. 実行可能な範囲で、放射性液体を含有、輸送又は処理する系統には、埋設型又は埋め込み型の配管やドレンを使用すべきでない。放射性液体を含有する地下配管は、(中略)構造化された配管チェイスの中に入れるべきである。配管チェイスが実現できない状況については、内蔵式漏えい検知機能を有する二重壁配管の使用を検討すべきである。</p> <p>▲ RG4.21 付録 A A-2 g. 地下水への放射性流体の漏れ、並びに建屋への地下水の漏れを最小化するため、系統及び構造物の設計は、外部境界を形成する壁を貫通する地下の導管や配管の使用は避けるべきである。これは特に床面の高さにおける又はその高さを通る貫通物に適用可能である。放射性系統を含有する建屋の外壁の貫通物は、環境への漏えいを防止するためシール処理を施すべきである。(後略)</p>	<p style="text-align: center;">×</p>	<p>▲ ASN Guide No.22 V 障壁の設計に関する特殊勧告 V.3 第3障壁 V.3.2 格納容器の通過部及び開口部 5.3.2.1 格納容器の通過部及び開口部を可能な限り少ない数にしなければならない。</p>	<p style="text-align: center;">×</p>

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
	<p>▲ RG4.21 付録 A A-3 除染の容易化</p> <p>e. 施設設計は、運転及び廃止措置期間中に放射線量を合理的に達成可能な限り低く維持することと整合性をとり、施設の壁、床などの中に埋め込まれた配管の使用を実行可能な範囲で最低限に留めるべきである。埋め込み型配管、特に直径の小さいもの(例えば、6 インチ未満)は、撤去や調査が非常に難しい恐れがあるため、廃止措置活動を複雑化する可能性がある。最終的な廃止措置を容易化するため、それらの位置を入念に文書化すべきである。</p>			
(d) SSCs の解体を容易化するためのモジュール設計の利用	<p>▲ RG4.21 付録 A A-4 廃棄物発生 の最小化</p> <p>d. 構造物に対する連続コンクリート打ちは、非連続コンクリート打ちに使われた継ぎ目を通る潜在的な漏れの経路を排除するが、連続コンクリート打ちを用いる構造物は取り壊すのが難しく、廃止措置時に有意量の汚染廃棄物が発生する可能性がある。液体の漏れの心配がない構造物にはモジュール工法を検討すべきである。モジュール設計によって、汚染物質の独立層が除去でき、それによって汚染廃棄物の量を最小化することができる。</p>	×	×	<p>▲ YVL C.1</p> <p>4.1 放射線源及び遮蔽</p> <p>404. 作業部屋では、重大な量の放射性物質を含む機器は恒久的に遮蔽されるべきである。固定された遮蔽物を使用できない場合、可動遮蔽物を使用するための部屋の寸法と構造についての規定が作られるべきである。かかる遮蔽物は迅速に組み立てられ、また解体されるべきである。<b>(中略)</b>放射線遮蔽設備が必要になりうる部屋の構造は、当該遮蔽から生じる荷重に耐えるよう設計されるべきである。</p>
(e) 電気機器と機械機器の分離のような、非放射性及び放射性的の機器及び系統の分離及び隔離	<p>▲ RG4.21 付録 A A-1</p> <p>a. <u>放射線学的安全上重要な構造物、系統、機器(SSC)と非放射性 SSC 間の接点を最小化すべきである。必要な接点には、1 つは圧力差を生じることができるものを含む最低 2 つの障壁、及び早期検知と二次汚染管理のための計装を設けるべきである。</u></p>	<p>▲ SAP2014</p> <p>828. 新施設設及び既設施設の変更において、廃止措置と廃棄物回収では以下の点について計画、設計、建設及び運転の各段階を通じて考慮すべきである。</p> <p>(a) <u>放射化、汚染等を最小化するための設計上の対策</u></p> <p>(b) <u>汚染拡大防止のための物理的及び手順の制御</u></p>	<p>▲ ASN Guide No.23 3.1.1</p> <p>廃棄物ゾーニング図の作成は、原子力基本施設に関する知識と綿密な分析、及び施設に適用される手順に基づく。作成に際し、以下を考慮しなければならない。</p> <p>- 施設の設計(機材の放射性化をもたらす可能性のある放射性物質や粒子束の使用、静的閉じ込め、動的閉じ込め、物理的遮蔽体など)及び現状(部分的運転など) <b>(後略)</b></p>	×

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
(f) 液体が存在する可能性のあるプロセスセル及び区域内の保護カバー類及びライナのような組込み除染機構を含む、材料又は設備の撤去及び／又は除染の容易化	×	<p>▲ NS-INSP-GD-032 LC32 放射性廃棄物の蓄積</p> <p>6. 準備及びその実施の検査に関するガイダンス</p> <p>6.8 検査官は、当該サイトで発生する放射性廃棄物の量を最小化するための許認可取得者の準備の適切性について検査するだろう。許認可取得者は、当該放射性廃棄物の発生、貯蔵、処理及び輸送に関連する全てのプロセスについて、それらが LC32 に適合するための必要項目を認識し、実証すべきである。これらには原子力プラントの設計；計画；試運転；運転及び廃止措置が含まれる。特に考慮すべき側面を以下に挙げる：</p> <p><b>(中略)</b></p> <p>・材料及び表面仕上げは、除染が容易となるように選択・保守されるべきである；</p> <p><b>(後略)</b></p>	<p>▲ ASN Guide No.22 IV.2.6</p> <p>4.2.6.2 設計時の技術選択では、特に以下のものを対象としなければならない。</p> <p>- 設備設計、構造の配置、通路。正常運転及び異常事象に際して放射性物質を有する可能性のある設備については、検査、放射線の特定、除染、解体、移動をできるだけ容易にする設計を施さなければならない。妥当である場合、解体作業時に容易に取り外し可能な放射線防護措置を講じ、機材・設備の放射化を抑制しなければならない。<b>(後略)</b></p>	<p>▲ YVL C.1</p> <p>411. 放射性液体が漏出する可能性がある部屋の床及び壁は、寸法測定基準となる液体レベルの上昇により達する可能性がある位置よりも高い位置まで防水性が確保されるべきである。床及び壁の表面は、除染しやすいものであるべきである。表面の素材は、計画的な除染を可能にし、それに耐えるものを選択すべきである。表面素材の詳細については、指針 YVL E.6 で取り上げられている。</p>
		<p>▲ ASN Guide No.22 VII.6</p> <p>7.6.1 運転とその後の施設解体により生じる放射性廃棄物の量と有害性は、可能な限り合理的に抑制されなければならない。それに関して、以下の措置を講じなければならない。- <b>(中略)</b>上記に関し、材料選択の目的は主として次のとおりである。<b>(中略)</b></p> <p>表面の除染を容易にする。<b>(後略)</b></p>	<p>● YVL D.3</p> <p>4.2 放射線安全</p> <p>406. 使用済核燃料を取り扱うまたは貯蔵する貯蔵プールには、プール水の放射能モニタリング・システムと浄化システムを備えなければならない。<b>(中略)</b>プールの表面の物質は容易に除染できるようにしなければならない。</p>	
			<p>▲ YVL D.4 4.4</p> <p>436. <b>(中略)</b>施設の設計において、特に以下の点について十分な配慮が行われなければならない。</p> <p>a. 材料は放射性物質の発生と拡散を最小に止めるもの、表面の清浄を容易化させるものを選択しなければならない。</p> <p><b>(後略)</b></p>	

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
<p>(g) 放射化した腐食生成物の広がりを最小限にするために、放射化しにくく、化学物質による劣化への耐性があり、十分な耐摩耗性を備えた材料の使用</p>	<p>▲ RG4.21 付録 A A-1 s. SSC のための材料選定では、運転環境と意図する処分手段を考慮すべきである。放射性液体の貯蔵と輸送に使用される強化コンクリート製の構造物、並びに配管、ライナ、ボルト、及びその他の品目の設計と材料は、漏れにつながる可能性がある割れ、有害な化学反応、及びその他の劣化メカニズムを軽減するために適切なものとするべきである。高放射線区域に使用する耐放射線損傷材料の選定により、頻繁に交換する必要性が低減され、漏れによる汚染の可能性を減少することができる。(後略)</p>	<p>▲ SAP2014 828. 新設施設及び既設施設の変更において、廃止措置と廃棄物回収では以下の点について計画、設計、建設及び運転の各段階を通じて考慮すべきである。 (a) <u>放射化、汚染等を最小化するための設計上の対策</u> (中略) (c) <u>放射化の抑制</u></p>	<p>▲ ASN Guide No.22 IV.2.6 4.2.6.2 設計時の技術選択では、特に以下のものを対象としなければならない。 - (中略) 妥当である場合、解体作業時に容易に取り外し可能な放射線防護措置を講じ、機材・設備の放射活性化を抑制しなければならない。(中略) - 材料。解体作業に伴うリスクを抑制し、解体作業時に生じる廃棄物の事後管理を容易にするため、化学成分及び被る可能性のある現象を考慮した上で選択しなければならない。(後略)</p>	<p>▲ YVL C.1 5.1 資材の選択 501. 原子力施設における放射性物質の生成及び拡散は、放射線防護最適化原則に従って制限されるべきである。職業線量に著しく影響を与える物質の腐食、活性化、移動は、資材及び構造デザインの選択、表面処理、水化学・浄水装置のデザインにより、低いレベルに抑えるべきである。</p>
		<p>▲ HAW 指針 第 4 節 廃棄物の最小化、特性評価、分離 137. 放射性廃棄物を発生源で低減させるということが廃棄物最小化の重要な手段である。施設の設計や、廃棄物最小化のための運転面の特徴にも検討を加えるべきである。これには以下の事項が含まれる。 ・ 施設の材料、プロセス及び構造物、系統、機器を慎重に選ぶこと (後略)</p>	<p>▲ ASN Guide No.22 VII.6 7.6.1 運転とその後の施設解体により生じる放射性廃棄物の量と有害性は、可能な限り合理的に抑制されなければならない。それに関して、以下の措置を講じなければならない。 (中略) - (中略) 上記に関し、材料選択の目的は主として次のとおりである。 とりわけ放射化生成物が長寿命である場合、材料に存在する汚染などの放射化を抑制する。 (後略)</p>	<p>▲ YVL C.1 5.1 502. 冷却材に接触する NPP の一次系の機器、装置システム、溶接シーム、シーリング材には、注意を払うべきである。炉心構造には特別な注意を払うべきである。低ニッケル、コバルト、銀、アンチモン量を有する素材の使用は、特に 58Co, 60Co, 110mAg 及び 124Sb の放射化生成物の形成防止を手助けする。素材選択とその施設放射線レベルへの影響の基準及び根拠は、予備及び最終の両方の安全分析報告で示されるべきである。素材選択についての詳しい情報は、機器及び構造物のための建設計画で示されるものとする。  ▲ YVL D.4 4.4 436. (中略) 施設の設計において、特に以下の点について十分な配慮が行われなければならない。 a. 材料は放射性物質の発生と拡散を最小に止めるもの、表面の清浄を容易化させるものを選択しなければならない。 (後略)</p>

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
				<p>▲ YVL E.3 原子力施設の圧力容器及び配管 5 建設材料及び溶接材料 5.2 認可材料 514. 安全区分 1 の圧力容器及び配管に用いられる認可材料については、その材料選定が正当であり、統計的に有為な数の試料を用いた研究データにより実証し、また操業経験の参照文献においてその材料選定の考慮について検討がなされなくてはならない。この評価においては、生産時の多様性及び材料として使用する際の許容範囲を考慮しなくてはならない。材料選定の際の重要な特性には以下が含まれる： a. その材料の化学組成及び不純物、微細構造及び粒径の許容範囲、 b. 一次系の中核部分に用いられる材料中又は腐食生成物としてその中核領域に導入される材料中に含まれる、放射化する可能性のある元素の最大数、(後略)</p> <p>▲ YVL E.3 5.4 認可溶接材料 526. 一次系に属する機器及び一次系に接続する系統の溶接については、その溶接金属中で放射化する可能性のある元素の最大許容量を定義しなくてはならない。</p> <p>▲ YVL E.8 原子力施設の弁 5 設計 5.3 材料 525. 一次系冷却水と接触する弁の表面がシール・ガイド又は類似の表面であっても、エロージョン・コロージョンその他の事象によりそれらの材料が剥がされる可能性があるため、放射化する可能性のある元素を含む材料は避けなくてはならない。放射化する可能性のある元素の含有量は、それらが当該原子力施設の放射線レベルに重大な影響を及ぼさないよう、十分に低くなくてはならない。</p>

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
				<p>▲ YVL E.9 原子力施設のポンプ 5 設計 5.3 材料 526. 一次系に噴射するポンプの表面又は他の同等の表面は、それがクリアランス・ガイド又は類似の表面であっても、エロージョン・コロージョンその他の事象によりそれらの材料が剥がされる可能性があるため、放射化する可能性のある元素を含む構造材料は避けるべきである。放射化する可能性のある元素の含有量は、それらが当該原子力施設の放射線レベルに重大な影響を及ぼさないよう、十分に低くなくてはならない。</p>
<p>(g) 放射化した腐食生成物の広がりを最小限にするために、放射化しにくく、化学物質による劣化への耐性があり、十分な耐摩耗性を備えた材料の使用</p>	×	<p>▲ HAW 指針 第 4 節 137. 放射性廃棄物を発生源で低減させるということが廃棄物最小化の重要な手段である。施設の設計や、廃棄物最小化のための運転面の特徴にも検討を加えるべきである。これには以下の事項が含まれる。・ 施設の材料、プロセス及び構造物、系統、機器を慎重に選ぶこと (後略)</p>	<p>▲ ASN Guide No.22 IV.2.6 4.2.6.2 設計時の技術選択では、特に以下のものを対象としなければならない。 (中略) - 材料。解体作業に伴うリスクを抑制し、解体作業時に生じる廃棄物の事後管理を容易にするため、化学成分及び被る可能性のある現象を考慮した上で選択しなければならない。(後略)</p> <p>▲ ASN Guide No.22 IV.4 設計における放射線防護の考慮 4.4.2 (前略)また労働者の職業上の電離放射線被ばくを可能な限り合理的に低減するため、設計時点の技術の進展及び実践が考慮される。特に以下のとおりとする。 - 主一次系とその補助系の材料は、腐蝕生成物や放射化生成物の形成の抑制を目的として選択されなければならない。(後略)</p>	<p>▲ YVL C.1 5.1 501. 原子力施設における放射性物質の生成及び拡散は、放射線防護最適化原則に従って制限されるべきである。職業線量に著しく影響を与える物質の腐食、活性化、移動は、資材及び構造デザインの選択、表面処理、水化学・浄水装置のデザインにより、低いレベルに抑えるべきである。</p> <p>▲ YVL D.4 4.4 436. (中略)施設の設計において、特に以下の点について十分な配慮が行われなければならない。 a. 材料は放射性物質の発生と拡散を最小に止めるもの、表面の清浄を容易化させるものを選択しなければならない。(後略)</p>
			<p>▲ ASN Guide No.22 VII.6 7.6.1 運転とその後の施設解体により生じる放射性廃棄物の量と有害性は、可能な限り合理的に抑制されなければならない。それに関して、以下の措置を講じなければならない。 (中略) - (中略)上記に関し、材料選択の目的は主として次のとおりである。 (中略) 放射性腐蝕生成物の拡散を最小限にする。 (後略)</p>	

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
(h) 化学物質又は放射性物質の望ましくない蓄積を避けるための施設の設計並びに発生する廃棄物の体積を最小化及び／又は低減するためのプロセスの利用	<p>▲ RG4.21 付録 A A-1 k. 初期施設設計には、施設の汚染につながる可能性のある放射線発生源の蓄積を適時低減できるシステム除染のための施設／規定を含めるべきである。</p>	<p>▲ SAP2014 RW.3 サイト内の放射性廃棄物蓄積総量は、合理的・実際的な範囲で常に最小化されるべきである。</p> <p>▲ SAP2014 828. 新施設設計及び既設施設の変更において、廃止措置と廃棄物回収では以下の点について計画、設計、建設及び運転の各段階を通じて考慮すべきである。(a) 放射化、汚染等を最小化するための設計上の対策(中略) (g) 放射性廃棄物発生を最小化</p>	<p>▲ ASN Guide No.22 IV.4 4.4.2 (前略)また労働者の職業上の電離放射線被ばくを可能な限り合理的に低減するため、設計時点の技術の進展及び実践が考慮される。特に以下のとおりとする。 (中略) - 設計は、系の中における放射性物質の局所的な濃縮の抑制を可能にしなければならない。 (後略)</p>	<p>▲ YVL C.1 5.3 放射性物質の蓄積とシステムの除染 506. 機器及びその部品は、意図しない放射性物質の蓄積を予防するように設計されるべきである。システム及び機器の素材及び処置により、放射能汚染を減らすべきである。パイプラインにおける放射性物質を含む粒子の制御のない蓄積は、液体流量及び化学的構造の設計により予防すべきである。個別の機器及びシステムにおける放射性物質の蓄積は、当該の蓄積地点を遮蔽可能にし、必要に応じて洗い流すことができるようにすることで未然に防ぐようにすべきである。</p> <p>▲ YVL C.1 5.3 507. 著しい量の放射性物質を含む NPP の原子炉系統及び一次系機器は、除染可能であるべきである。</p> <p>▲ YVL C.1 5.4 廃水、樹脂、濃縮物の処理 512. 廃水処理システムの配管類及び機器における樹脂及び蒸発器濃縮物の蓄積は、構造設計によって減らすものとする。問題となるシステム及びタンク内の濃縮物の結晶化及び堆積は、最小限に抑えるべきである。</p>
(i) 必要に応じ遠隔除染、保守及びモニタリングを可能にすること	<p>▲ RG4.21 付録 A A-1 g. 簡単に又は頻繁に出入りできない区域については、例えば、テレビカメラ等のリモート・モニタリング・システムの使用を検討すべきである。このようリモート・モニタリングの使用は、漏れの早期特定に役立ち、それがプラント区域の汚染の最小化に資する可能性がある。(後略)</p>	×	<p>▲ ASN Guide No.22 IV.4 4.4.2 (前略)また労働者の職業上の電離放射線被ばくを可能な限り合理的に低減するため、設計時点の技術の進展及び実践が考慮される。特に以下のとおりとする。 (中略) - 場所の整備、作業場所へのアクセスの容易さ、労働環境条件、特殊ツールの開発、遠隔操作などを考慮し、労働法典 R.4451-20 条に定める特別規制区域または禁止区域内の人の活動の回数と期間をできるだけ低減する措置を講じるべきである。 (後略)</p>	<p>▲ YVL C.1 4.4 419. 必要であれば、除染する当該機器及び物体について、遠隔操作により、防護された方法で取り扱うことが可能であるべきである。</p>

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
(j) 運転中の廃棄物又は一時的に貯蔵されている廃棄物を容易に取り出せるようにすること	×	×	● Order of 7 Feb. 2012 原子力基本施設に関する一般規則 第 8.4.2 条 (中略) IV. 当該施設は、貯蔵する物質が適切にモニタリングされ、いつでも回収可能なように設計・操業される。	● YVL D.4 4.4 452. (中略) 長期間貯蔵される容器詰め廃棄物の状態はシステムによって監視され、品質の低下した廃棄物を貯蔵から運び出すことが可能でなければならない。
(k) 有害かつ放射性的の混合廃棄物を発生させる可能性のある有害物の使用の最小化	×	▲ 環境原則 5. 一般策定原則: 規制による評価 5.2 放射性物質管理(廃棄物処分を含む)原則 RSMDP8 廃棄物の分離 65. 放射性物質と他の物質(他の放射性物質を含む)との混合がその後の効果的な管理を損なう若しくは環境への影響又はリスクを増加させるおそれがある場合は、そのような混合を防ぐため、利用可能な最良の技術を用いるべきである。	▲ Decree No.2007-1557 (原子力安全の観点からの、BNI 及び放射性物質の輸送の監視に関するデクレ) 第 III 編 BNI の製作及び運転 第 II 章 BNI の製作のための認可デクレ 第 10 条 (前略) 環境影響評価は以下を含む: (中略) 4° 当該事業者が防止又は抑制又は、可能な場合、当該施設によってもたらされた不利益の補償額及び関連費用を算出するために想定される措置。これらの措置の記載として以下を規定する: (中略) d) 取水による影響の最小化、再使用及び再処理に重点を置いた、発生する廃棄物の放射能、量及び化学的・生物学的毒性の低減並びにこの廃棄物の最適な管理。	×
		▲ 環境原則 原則 RSMDP8 66. 考慮事項: (中略) ・放射性物質の分離は新規施設を設計する際に対処すべきである。 ・放射性物質の混合は、その混合が物理的又は化学的特性の異なる他の物質又は資材とのものである場合は避けるべきである。 (後略)	▲ ASN Guide No.22 IV.2.6 4.2.6.1 特に以下を目的とする進展を容易にするため、決定的停止、解体及び解体後に目標となる施設の物理的状態を設計段階で考慮しなければならない。 (中略) 合理的に可能な限り、以下を抑制しなければならない。 (中略) - 液体・気体の廃棄物の量及び化学的・放射線学的有害性 (後略)	



SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
		<p>▲ SAP2014 794. 放射性廃棄物は原子力産業の様々な活動から発生する。放射性廃棄物の発生を避けることが第一であるが、これに次いで、発生を避け得ない廃棄物を最小化することが廃棄物管理として最良の原則である。(後略)</p>	<p>▲ ASN Guide No.22 VII.6 7.6.1 運転とその後の施設解体により生じる放射性廃棄物の量と有害性は、可能な限り合理的に抑制されなければならない。それに関して、以下の措置を講じなければならない。 (中略) - (中略)上記に関し、材料選択の目的は主として次のとおりである。 (中略) 廃棄物中の化学有毒物、絶縁体繊維、複合核種、摩擦により発火する要素の存在を抑制する。 (後略)</p>	
※参考:運転中及び/又は廃止措置中の廃棄物発生量の最小化に関する規定	<p>▲ RG4.21 付録 A A-1 j. 配管は、沈殿物の堆積による詰りの可能性を最小化し、このような詰りを配管から除去しやすくするように適切な大きさにすべきである。</p>	<p>▲ SAP2014 794. 放射性廃棄物は原子力産業の様々な活動から発生する。放射性廃棄物の発生を避けることが第一であるが、これに次いで、発生を避け得ない廃棄物を最小化することが廃棄物管理として最良の原則である。(後略)</p>	<p>▲ ASN Guide No.22 II 設計の全般的目標及び原則 II.1 全般的目標 II.1.1 施設の正常運転 2.1.1.2 2012年2月7日のアレテ第4.1.1条I及び第6.1条IIの適用により、設計目標は以下の抑制である。- 液体・気体の廃棄物の化学物質と放射線の量及び有害性- 放射性廃棄物の量及び放射能 (後略)</p>	<p>● YVL B.1 4.1 408. 将来的な廃棄物管理及びプラントの廃止措置及び取り壊しを容易にするため、設計段階でそうした特徴の取入れが特に考慮されなくてはならない。特に、可能な限り将来的な放射性廃棄物の量を最小化すること及び除染の容易化のため、材料選定には特別な注意が払われなくてはならない。設計においては、操業の過程で発生する放射性廃棄物の処理及び貯蔵並びに当該プラントの将来的な廃止措置の結果として発生する放射性廃棄物の管理のために必要な施設を提供しなくてはならない。</p>
	<p>▲ RG4.21 付録 A A-1 k. 初期施設設計には、施設の汚染につながる可能性のある放射線発生源の蓄積を適時低減できるシステム除染のための施設/規定を含めるのがよい。</p>	<p>▲ SAP2014 RW.2 放射性廃棄物は発生を防止すべきであるが、それが合理的・実務的でない場合、物量・放射線量の点で最小化すべきである。</p>	<p>▲ Decree No.2007-1557 第三編 第二章 第9条 4° 当該事業者が防止、抑制又は、可能な場合、当該施設によってもたらされた不利益の補償額及び関連費用を算出するために想定される措置。これらの措置の記載として以下を規定する: (中略) d) 取水による影響の最小化、再利用及び再処理に重点を置いた、発生する廃棄物の放射能、量及び化学的・生物学的毒性の低減並びにこの廃棄物の最適な管理。</p>	<p>● YVL D.3 4.3 408. (中略)将来の廃棄物管理及び施設の廃止措置に備えなければならない。それらから発生する放射性廃棄物の量は、実行可能な程度に最小限に抑えるものとする。原子力施設は、放射性廃棄物の取扱い、及び必要な場合には、貯蔵のために十分な準備を行わなければならない。</p>

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
		<p>▲ SAP2014 828. 新設施設及び既設施設の変更において、廃止措置と廃棄物回収では以下の点について計画、設計、建設及び運転の各段階を通じて考慮すべきである。(a) <u>放射化、汚染等を最小化するための設計上の対策(中略)</u> (g) <u>放射性廃棄物発生を最小化</u></p> <p>▲ HAW 指針 第 4 節 124. <u>廃棄物の最小化、特性評価、分離のための機会</u>は、<u>設計、建設、運転、廃止措置、貯蔵、処分を含む廃棄物管理の全段階(基本的段階)</u>で検討すべきである。 (このほか 126, 127, 135 など多数)</p>	<p>▲ Decree No.2007-1557 第 III 編 第 IV 章 BNI の試運転 第 20 条 II. 当該施設の運転開始に先立ち、事業者は ASN に以下からなるファイルを送付する： (中略) 3° 廃棄物の量及びその放射性・化学的・生物学的毒性を抑制するために規定された事業者の方針並びに、結果として発生した廃棄物の再使用・再処理により最終廃棄物の処分場のサイズを低減するための、当該施設の廃棄物管理に関する検討。 (後略)</p> <p>▲ ASN Guide No.22 IV.2.6 4.2.6.1 特に以下を目的とする進展を容易にするため、決定的停止、解体及び解体後に目標となる施設の物理的状態を設計段階で考慮しなければならない。 (中略) 合理的に可能な限り、以下を抑制しなければならない。 (中略) - 液体・気体の廃棄物の量及び化学的・放射線学的有害性 - 放射性廃棄物の量及び放射能 (後略)</p>	<p>▲ YVL D.4 4.4 436. (中略)施設の設計において、特に以下の点について十分な配慮が行われなければならない。a. 材料は放射性物質の発生と拡散を最小に止めるもの、表面の清浄を容易化させるものを選択しなければならない。(後略)</p>

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
		<p>▲ NS-INSP-GD-032 LC32 放射性廃棄物の蓄積</p> <p>6. 準備及びその実施の検査に関するガイドランス</p> <p>6.8 検査官は、当該サイトで発生する放射性廃棄物の量を最小化するための許認可取得者の準備の適切性について検査するだろう。…これらには原子力プラントの設計;計画;試運転;運転及び廃止措置が含まれる。特に考慮すべき側面を以下に挙げる:</p> <p>(中略)</p> <p>・新規プロセス又は変更では、それらが不必要に放射性廃棄物を発生させないように設計されるべきである;</p> <p>(中略)</p> <p>・全てのプロセス段階において、物質の再使用・再利用が考慮されるべきである;</p> <p>・廃棄体化や管理区域への不必要な職員の立入りから発生するような不必要な二次的放射性廃棄物の回避を、プラント設計及び運転手順の両方における明確なゴールとすべきである;</p> <p>(後略)</p>	<p>▲ ASN Guide No.22 VII.6</p> <p>7.6.1 運転とその後の施設解体により生じる放射性廃棄物の量と有害性は、可能な限り合理的に抑制されなければならない。それに関して、以下の措置を講じなければならない。(中略)</p> <p>- (中略)また材料は、発生する廃棄物の量と有害性を(場合により処理後)可能な限り抑制するため、放射性廃棄物管理手順を考慮して選択されなければならない。(中略)</p> <p>- 施設内で使用される設備は、保守作業時に発生する放射性廃棄物の量を抑制するために選択されなければならない。</p>	
<p>(I) 放射性物質の偶発的放出のリスクを低減する深層防護策の備えの考慮(注:特に SSG-47 の趣旨に合致すると思われる規制要求事項を抽出した)</p>	<p>▲ RG4.21 付録 A A-1</p> <p>a. 放射線学的安全上重要な構造物、系統、機器(SSC)と非放射性 SSC 間の接点を最小化すべきである。<u>必要な接点には、1 つは圧力差を生じることができるものを含む最低 2 つの障壁、及び早期検知と二次汚染管理のための計装を設けるべきである。</u></p>	<p style="text-align: center;">×</p>	<p>▲ Order of 7 Feb. 2012 第 3.1 条</p> <p>I. 許認可取得者は当該許認可に関し、以下について、配備の継続及び防護のための十分な独立階層からなる深層防護の原則を適用する:</p> <p>- 事象の防止;</p> <p>- 事象を検知し、最初は事故につながるそれら事象を防止し、次に通常運転状態に回復し、これが失敗した場合に、施設を安全な状態に保つための措置を適用する;- 避けられない事故を制御し、これに失敗した場合は、復旧及び安全状態での維持のために施設の制御を取り戻すことでそれらの悪化を抑制する;</p> <p>- 制御不能な事故状況を、特に人と環境に対する影響を緩和するよう管理する。</p> <p>(後略)</p>	<p style="text-align: center;">×</p>

SSG-47 の要求	米国	英国	仏国	フィンランド
			<p>▲ ASN Guide No.22  VI.3 放射性物質の閉じ込め  VI.3.5 監視及び定期試験  6.3.5.2 (中略)放射性物質を有する系統や構成要素が存在する原子力区画の建屋は、以下を可能にすべく設計・建設されなければならない。  - BNI の運転開始前、次いでその寿命期間全体を通じて定期的に、放射性物質の閉じ込めの有効性を証明する試験を実施する。  (後略)</p>	
(m) 廃止措置を支援する可能性のある新規施設(すなわち、新規の廃棄物管理施設)のための場所の特定及び確保	×	×	<p>▲ ASN Guide No.22 IV.2.6  4.2.6.2 設計時の技術選択では、特に以下のものを対象としなければならない。  - 設備設計、構造の配置、通路。(中略)取扱いが複雑な構成要素などについて、将来の解体作業を考慮し、構造を配置しなければならない。(後略)</p>	<p>● YVL B.1 4.1  408. 将来的な廃棄物管理及びプラントの廃止措置及び取り壊しを容易にするため、設計段階でそうした特徴の取入れが特に考慮されなくてはならない。(中略)設計においては、操業の過程で発生する放射性廃棄物の処理及び貯蔵並びに当該プラントの将来的な廃止措置の結果として発生する放射性廃棄物の管理のために必要な施設を提供しなくてはならない。</p> <p>● YVL D.3 4.3  408. (中略)将来の廃棄物管理及び施設の廃止措置に備えなければならない。それらから発生する放射性廃棄物の量は、実行可能な程度に最小限に抑えるものとする。原子力施設は、放射性廃棄物の取扱い、及び必要な場合には、貯蔵のために十分な準備を行わなければならない。</p>
(n) SSCs の放射能特性評価を容易化する「試験片」の設置のための備えの考慮	×	×	×	×

注 1) 本対比表は 2018 年 3 月現在の情報である。

注 2) 和文は著者による仮訳である。

注 3) 下線部は SSG-47 各項目に関連するガイド等及びそれらの条文、規定等のうち SSG-47 各項目に特に関係する部分を示す。

付録－ 3 の略称及び参考文献 (【】内は表中での略称を示す)

< 米国 >

**【10CFR20.1406】**

10CFR Part20, Subpart E, 20.1406, Minimization of contamination, 72 FR 49485, Aug. 28, 2007;  
76 FR 35564 Jun. 17, 2011.

**【RG4.21】**

U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 4.21, Minimization of Contamination and Radioactive Waste Generation: Life-Cycle Planning, 18p, Jun. 2008. (ADAMS No. ML080500187)

< 英国 >

**【環境原則】**

Environment Agency, Radioactive Substances Regulation - Environment Principles, Regulatory Guide Series No. RSR 1, Version 2.0, 80p, Bristol, UK, Apr. 2010.

**【Defra 環境認可指針】**

Department for Environment, Food and Rural Affairs, Environmental Permitting Guidance, Radioactive Substances Regulation for the Environmental Permitting (England and Wales) Regulations 2010, Version 2.0, 89p, London, Sep. 2011.

**【HAW 指針】**

Joint guidance from Office of Nuclear Regulation, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency and Natural Resources Wales to nuclear licensees, The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites, Revision 2, 97p, Feb. 2015.

**【NS-INSP-GD-032】**

Office for Nuclear Regulation, ONR Guide NS-INSP-GD-032 Revision 3, LC32: Accumulation of Radioactive Waste, 20p, Jul. 2016.

**【NS-INSP-GD-035】**

Office for Nuclear Regulation ONR Guide NS-INSP-GD-035 Revision 4, LC35 Decommissioning, 7p, Apr. 2016.

**【NS-TAST-GD-026】**

Office for Nuclear Regulation, ONR Guide NS-TAST-GD-026 Revision 4, Decommissioning, 42p, Sep. 2016.

**【SAP2014】**

Office for Nuclear Regulation, Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities, 2014 Edition, Revision 0, 226p, Nov. 2014.

<仏国>

**【Act No.2006-686】**

Act No. 2006-686 of 13 June 2006 on Transparency and Security in the Nuclear Field, 13 June 2006.

**【ASN Guide No.22】**

Autorité de sûreté nucléaire, Guide de l'ASN n°22, Conception des réacteurs à eau sous pression, Version du 18/07/2017, 94p, Montrouge, France, Jun. 2017. [in French]

**【ASN Guide No.23】**

Autorité de sûreté nucléaire, Guide de l'ASN n°23, Établissement et modification du plan de zonage déchets des installations nucléaires de base, Version du 30/08/2016, 21p, Montrouge, France, Aug. 2016. [in French]

**【Decree No.2007-1557】**

Decree 2007-1557 of 2 November 2007 concerning basic nuclear installations and the supervision of the transport of radioactive materials with respect to nuclear safety, Official Journal no. 255 of 3 November 2007 page 18026 text no. 3, Paris, Nov. 2007.

**【Order of 7 Feb. 2012】**

Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations, Official Journal of the French Republic No. 0033 of 8 February 2012, page 2231.

<フィンランド>

**【原子力法】**

Nuclear Energy Act, 990/1987; amendments up to 342/2008 included, Ministry of Trade and Industry, Finland.

**【Y/1】**

STUK, Radiation and Nuclear Safety Authority Regulation on the Safety of a Nuclear Power Plant, Regulation STUK Y/1/2016, 13p, Helsinki, Dec. 2015.

**【YVL B.1】**

STUK, Guide YVL B.1, Safety Design of a Nuclear Power Plant, 15 Nov. 2013, First edition, 46p, Helsinki, 2014.

**【YVL C.1】**

STUK, Guide YVL C.1, Structural Radiation Safety at a Nuclear Facility, 15 Nov. 2013, First edition, 10p, Helsinki, 2014.

**【YVL D.3】**

STUK, Guide YVL D.3, Handling and Storage of Nuclear Fuel, 15 Nov. 2013, First edition, 17p, Helsinki, 2014.

**【YVL D.4】**

STUK, Guide YVL D.4, Predisposal Management of Low and Intermediate Level Nuclear Waste and Decommissioning of a Nuclear Facility, 15 Nov. 2013, First edition, 22p, Helsinki, 2014.

**【YVL E.3】**

STUK, Guide YVL E.3, Pressure Vessels and Piping of a Nuclear Facility, 15 Nov. 2013, First edition, 62p, Helsinki, 2014.

**【YVL E.8】**

STUK, Guide YVL E.8, Valves of a Nuclear Facility, 15 Nov. 2013, First edition, 24p Helsinki, 2014.

**【YVL E.9】**

STUK, Guide YVL E.9, Pumps of a Nuclear Facility, 15 Nov. 2013, First edition, 24p, Helsinki, 2014.

## 執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ 核燃料廃棄物研究部門  
林 宏樹 技術研究調査官\*

(\*現所属：地震・津波研究部門)