

美浜発電所コメント回答資料	
提出年月日	2021年12月21日

美浜発電所1, 2号炉
廃止措置計画変更認可申請及び原子炉施設保安規定
変更申請のコメント回答

関西電力株式会社

1. 第2段階以降の解体の方法に係る計画について

第2段階以降に行う解体の方法についての具体的事項については、第1段階に実施する残存放射能調査の結果や2次系設備の解体撤去の経験等を踏まえ、解体撤去の手順や工法、放射性廃棄物の処理及び管理方法等について検討を進め、廃止措置計画に反映することとしていた。

第2段階以降の「解体撤去の手順」については、解体対象施設を「2次系設備」、「原子炉周辺設備」及び「原子炉領域」に分け、廃止措置全体を見通した上で、それぞれ、各段階で解体撤去する設備について大筋の考え方で整理した計画としている。個別機器の詳細な解体手順については、この大筋の考え方に基つき、設備の維持期間、クリアランス物や放射性廃棄物の処理状況等を踏まえて、解体撤去する機器を個別に選定していく。

また、「解体撤去の解体工法」については、既往の工事の経験や知見に基つき、具体的な解体機器に応じて選定していく。本資料においてこれらの考え方について説明する。

また、第2段階以降の解体撤去工事を計画するに当たり、第1段階の結果や経験を踏まえ反映する内容についても説明する。

(1) 各解体撤去工事（「2次系設備」、「原子炉周辺設備」及び「原子炉領域」の解体撤去工事）の解体手順及び工法の選定の考え方

⇒P2～P7

(2) 第1段階の経験等（残存放射能調査や2次系設備の解体撤去の経験等）を踏まえ、第2段階以降の解体撤去工事計画に反映した事項

⇒P8～P9

「2次系設備」の解体撤去の手順について

2次系設備の解体撤去では、タービン建屋の解体時に支障となる大型機器から解体撤去する。大型機器の解体撤去後、その他の機器を解体していき、タービン建屋は第3段階に解体撤去する計画

	原子炉周辺設備解体撤去期間 (第2段階) (2022～2035年)	原子炉領域解体撤去期間 (第3段階) (2036～2041年)
2次系設備の 解体撤去	大型機器解体	
	その他機器解体	その他機器解体
		タービン建屋解体

大型機器解体

タービン建屋解体に支障となる大型機器（発電機及び湿分分離器）を第2段階の前半で解体撤去する。その他の大型機器（タービン、復水器、脱気器）については、第1段階中に解体撤去する。

その他機器解体

大型機器解体撤去後、各機器の維持期間等に応じて、その他の機器を解体撤去する。

タービン建屋解体

タービン建屋内に維持が必要な機器がないことを確認し、タービン建屋の解体撤去を実施する。

「原子炉周辺設備」の解体撤去の手順について

解体撤去物を保管・処理するエリアを確保するために、まず、原子炉補助建屋内の保管エリア等設置予定場所を先行して解体撤去し、その後は各機器の維持期間等に応じて解体撤去を進める。また、原子炉格納容器の機器解体についても、保管エリア設置予定場所を先行して解体撤去し、その後は各機器の維持期間等に応じて解体撤去を進める。

	原子炉周辺設備解体撤去期間 (第2段階) (2022～2035年)	原子炉領域解体撤去期間 (第3段階) (2036～2041年)
原子炉周辺設備の 解体撤去	① 保管エリア予定場所等の機器解体	③ 使用済燃料ピットの解体
	原子炉補助建屋内	②' 原子炉補助建屋の機器解体
	原子炉格納容器内	③ 安全貯蔵範囲の機器解体
		②' 格納容器の機器解体

原子炉補助建屋内

- ① 保管エリア予定場所および作業エリアの機器解体
- ② 保管エリア確保後、保管エリア予定場所以外の機器解体
- ②' 第2段階に引き続き、原子炉補助建屋内機器の解体
- ③ 核燃料物質の搬出後、使用済燃料ピットを解体

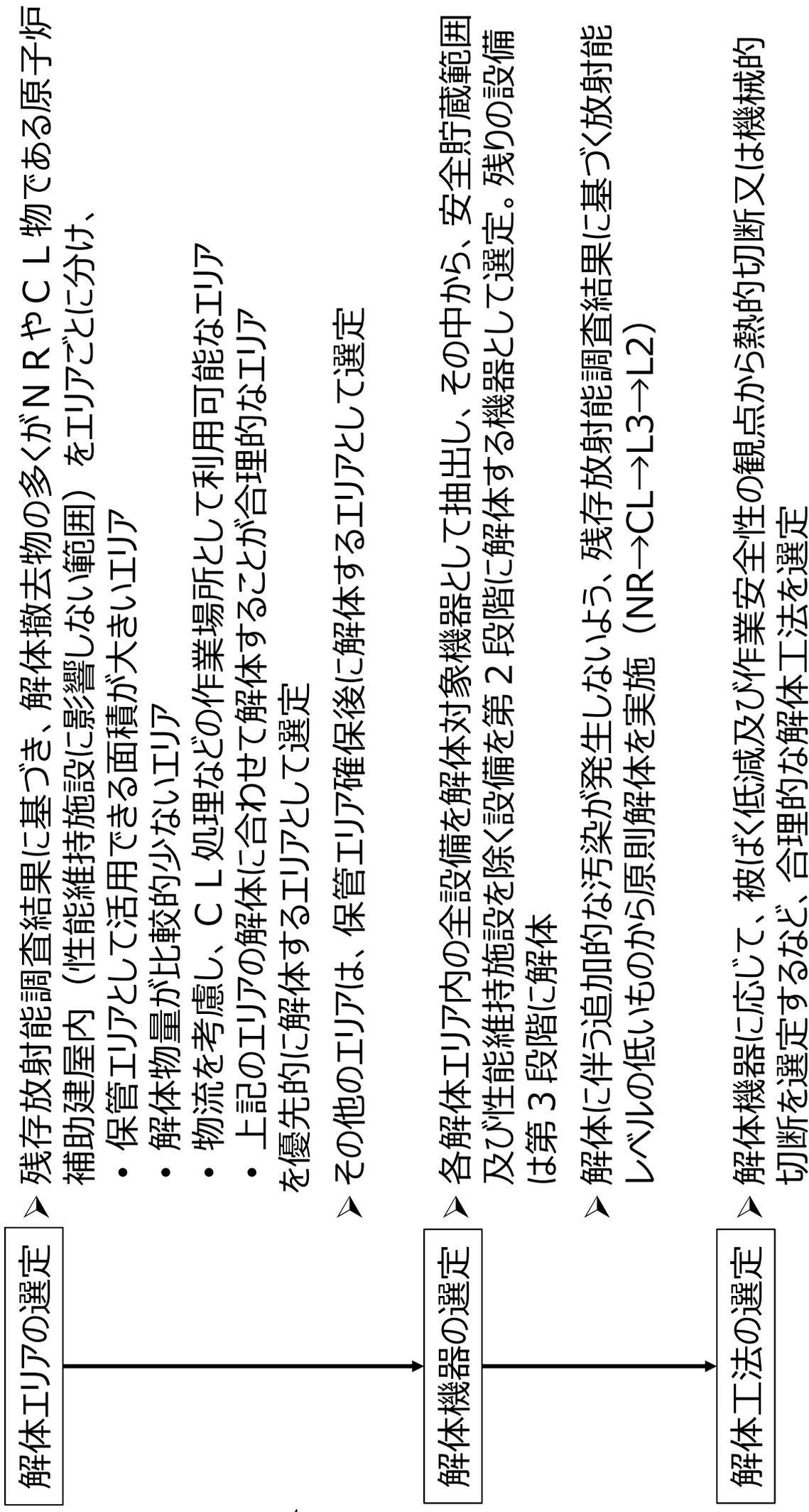
- 例) 内部スプレンプ室、1次系純水タンク 等
- 例) 体積制御タンク室、非再生クーラ室 等
- 例) 換気空調設備、廃棄物処理設備 等
- 例) 使用済燃料ピット、燃料ラック

原子炉格納容器内

- ① 保管エリア予定場所の機器解体
- ② 保管エリア確保後、保管エリア予定場所以外の機器解体
- ②' 第2段階に引き続き、格納容器内機器の解体
- ③ 安全貯蔵完了後、解体

- 例) 格納容器循環空調装置
- 例) 加圧器逃しタンク 等
- 例) 冷却材ドレンタンク 等
- 例) 蒸気発生器、加圧器 等

個別機器の詳細な解体手順（エリア・機器の選定）及び 解体工法の選定概要（原子炉周辺設備）



解体工法の選定 (原子炉周辺設備)

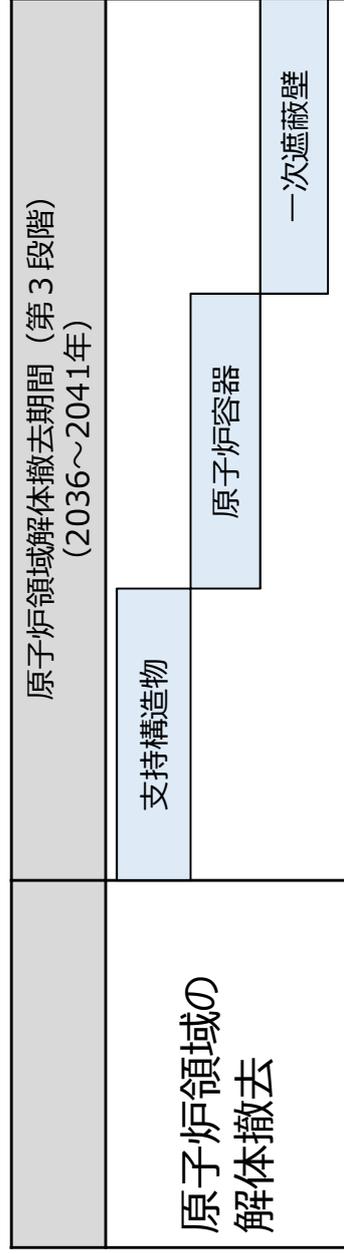
- 金属機器の解体は、運転中からの改造工事等の経験、第1段階での2次系設備の解体撤去の経験等を踏まえ、分解・取外した後、作業管理の容易性等の観点から、基本的にはバンドソー等を用いた機械的切断により実施する。ただし、作業時間や作業性の観点から、タンク類、大口径配管等の大型機器の解体においてはプラズマ溶断等の熱的切断を選択する。
- 低線量のコンクリートの解体は、ブレーカーや破砕機を用いたはつりで行う。
- 運転中に発生した高線量の使用済制御棒、使用済バーナブルポイズン等については、専用の解体装置を用いて、水中での機械的切断を遠隔操作で実施する。

解体工法選定の基本的な考え方

種類	工法	機器の例	基本的な考え方
金属	熱的切断 (プラズマ溶断、ハイドロ溶断等)	熱交換器	熱交換器、タンク類については、解体対象が大型であり、バンドソーを持った解体が困難ため、作業性が良く、作業時間が短縮できる熱的切断を採用する。
		タンク類	
コンクリート	機械的切断 (バンドソー、ジグソー等)	大口径配管 (100A超過)	一般的なバンドソーの切断間口サイズを考慮すると100Aが切断できる上限であり、それ以上の大きさの配管は熱的切断とする。 作業管理の容易性、安全性 (火災防護) 等の観点から機械的切断を採用する。
		小口径配管 (100A以下) 弁、ポンプ	
		一次遮蔽壁 (低線量) 二次遮蔽壁	

「原子炉領域」の解体撤去手順及び工法案について

原子炉領域は、支持構造物、原子炉容器及び一次遮蔽壁の順に解体する。解体工法については、将来の技術の発展等も踏まえ、安全かつ合理的な工法を選定する。



解体工法案

支持構造物

キャビティに水を張り、キャビティ内の架台に支持構造物を設置し、遠隔操作で専用の解体装置を用いて容器に収納可能な大きさまで水中で機械的切断し、容器に収納する。

原子炉容器

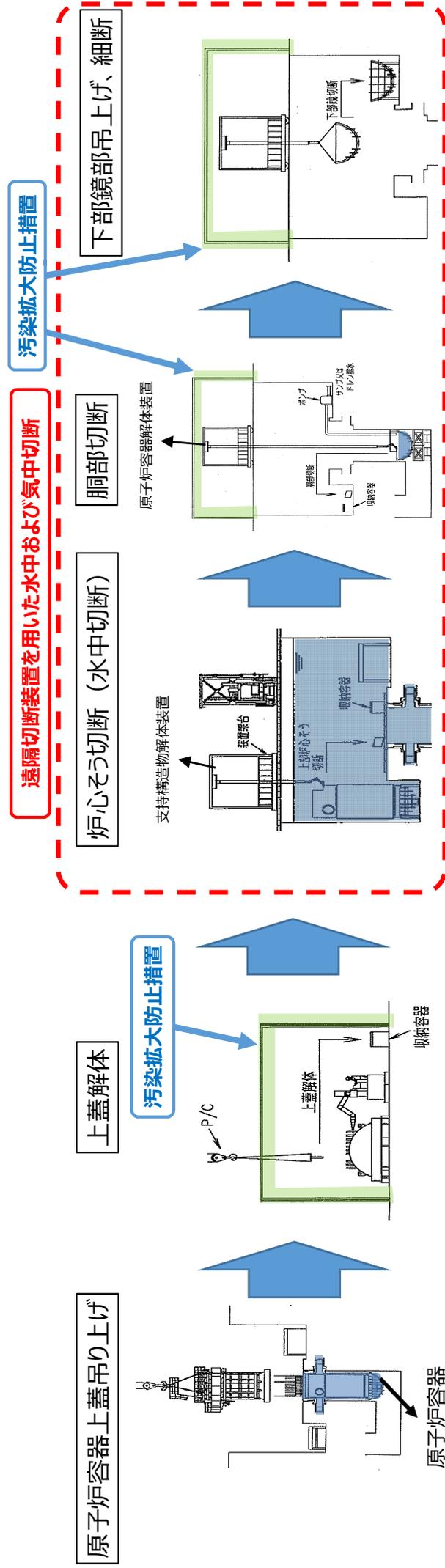
キャビティ水張り時に原子炉容器上蓋を吊り上げ、EL.10.0Mのフロア上で解体する。
キャビティ水抜き後、原子炉容器内の水を抜きながら、遠隔操作で専用の解体装置を用いて容器に収納可能な大きさまで気中で熱的もしくは機械的切断し、容器に収納する。

一次遮蔽壁

原子炉容器解体後に放射線量の高い炉心周辺のコンクリートは、ワイヤー切断もしくは大型コアボーリング法により遠隔操作で切り出し、気中で切断して容器に収納する。線量の低い外側のコンクリートは、はつり用重機等を用いて解体する。

「原子炉領域」の解体撤去イメージ

第3段階に実施する高線量機器である「原子炉容器」及び「支持構造物」の解体撤去イメージについて以下に示す。



ポータークレーンにて、上蓋を吊り上げる。上蓋を吊り上げる。

上蓋用の解体装置を用いて、解体を行う。解体した上蓋の切断片は容器への収納を行う。切断作業は気中で熱的もしくは機械的切断で実施する。

支持構造物解体装置にて、支持構造物を容器に収納可能な大きさに切断する。解体作業は全て水中機械的切断にて実施する。

原子炉容器解体装置にて、原子炉容器を容器に収納可能な大きさに切断する。解体時は原子炉容器内を水抜きしながら行うため、切断作業は気中で熱的もしくは機械的切断で実施する。

原子炉容器の下部鏡を専用吊具にてキヤビライ上へ移動し、容器に収納可能な大きさに細断し、容器へ収納する。切断作業は気中で熱的もしくは機械的切断で実施する。

3. (2) 第1段階の経験等を踏まえ、
第2段階以降の解体撤去工事計画に反映した事項 (1 / 2)

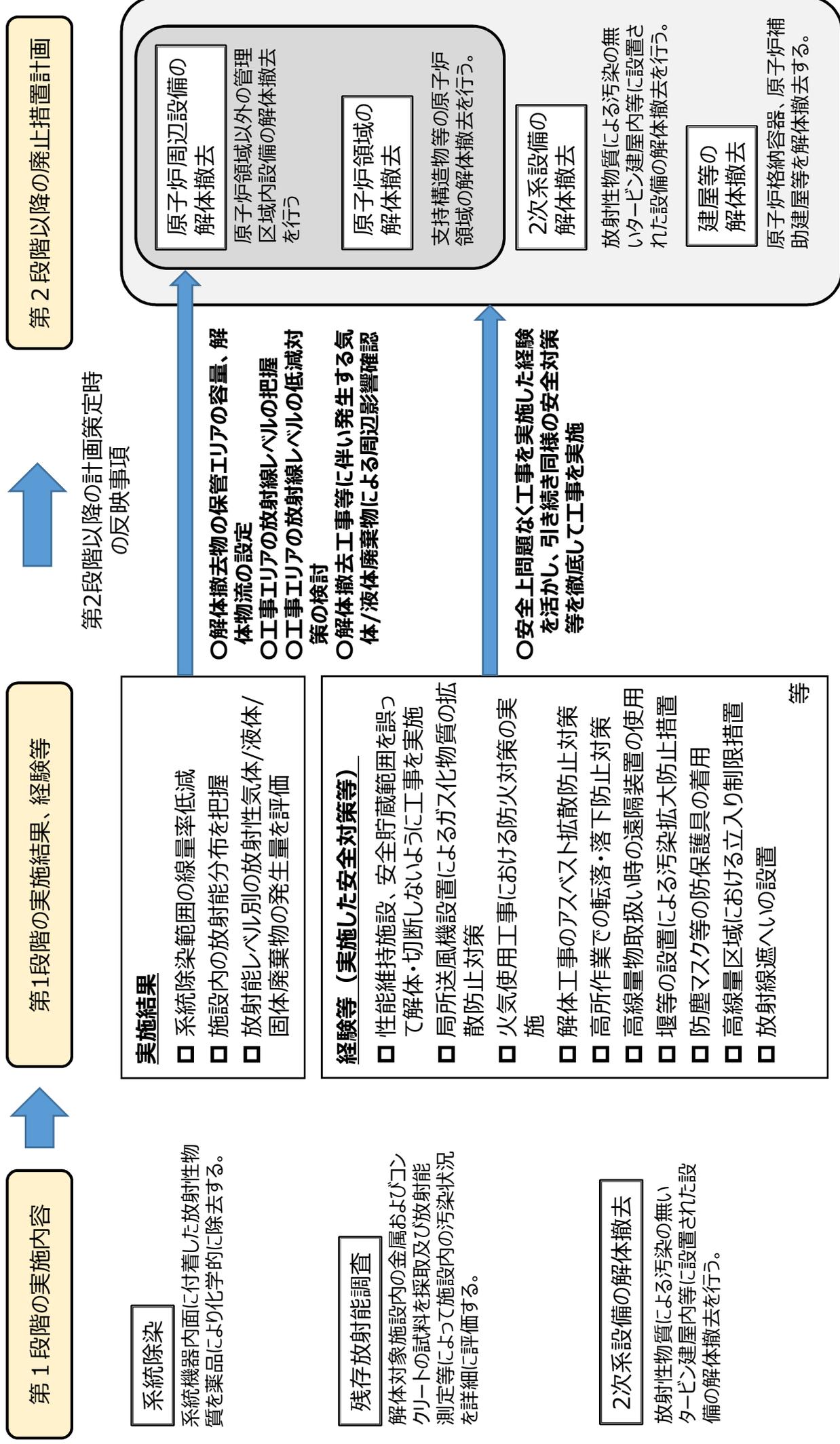
第1段階に実施した廃止措置工事で得られた実施結果及び経験について

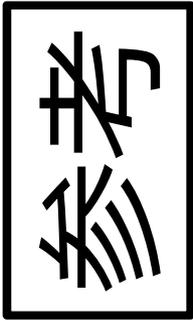
廃止措置工事	得られた内容 (□結果、■経験等)
系統除染	<ul style="list-style-type: none"> □ 系統除染により、管理区域内の線量率低減 ■ 性能維持施設を誤って解体・切断しないように工事を実施 ■ 放射線遮へいの設置 ■ 堰等の設置による汚染拡大防止措置 ■ 防塵マスク等の防保護具の着用 ■ 高線量区域における立入り制限措置
残存放射能調査	<ul style="list-style-type: none"> □ 解体対象施設内の放射能分布を把握 □ 廃止措置期間中における放射性気体/液体/固体廃棄物の発生量を評価 ■ 高線量物取扱い時の遠隔装置の使用 ■ 放射線遮へいの設置 ■ 堰等の設置による汚染拡大防止措置 ■ 防塵マスク等の防保護具の着用
2次系設備の解体撤去	<ul style="list-style-type: none"> ■ 性能維持施設を誤って解体・切断しないように工事を実施 ■ 火気使用工事における防火対策の実施 ■ 局所送風機設置によるガス化物質の拡散防止対策 ■ 高所作業での転落・落下防止対策 ■ 解体工事時のアスベスト拡散防止対策 ■ 防塵マスク等の防保護具の着用

3. (2) 第1段階の経験等を踏まえ、

第2段階以降の解体撤去工事計画に反映した事項 (2 / 2)

第1段階の経験と第2段階以降の廃止措置計画への具体的な反映内容について





【工事概要】

作業員の被ばく低減および合理的な解体工法の策定を目的として、金属およびコンクリートの試料を採取し、放射能測定等によって施設内の汚染状況を正確に把握

【経験等（実施した安全対策等）】

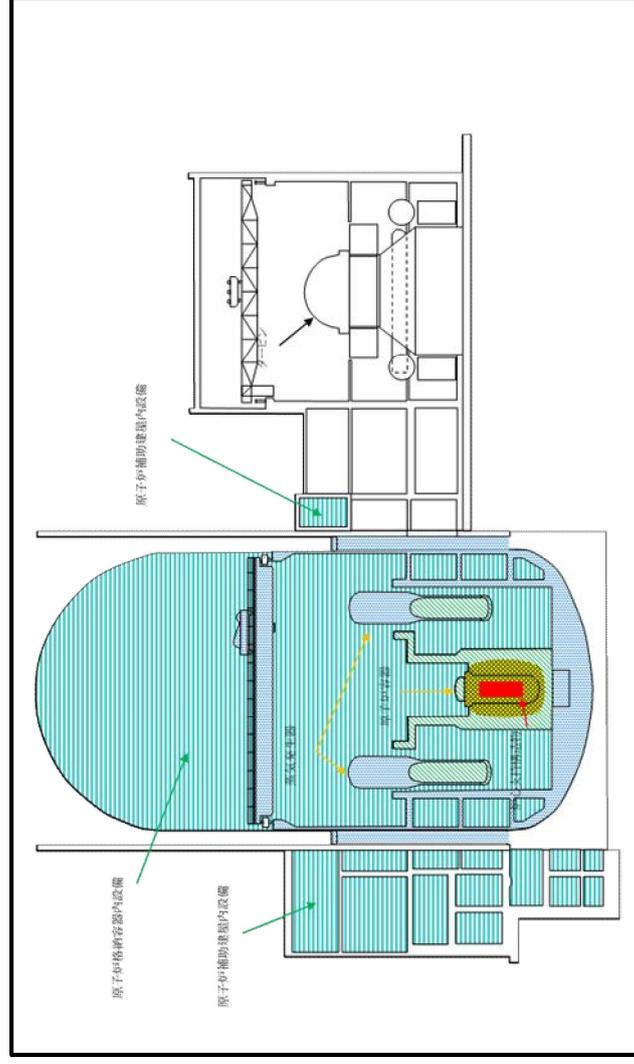
- **高線量物取扱い時の遠隔装置の採用**
原子炉容器、支持構造物からのサンプル採取等は、遠隔装置を用いて行った。
- **放射線遮へいの設置**
- **汚染拡大防止措置**
- **防護具の着用**

放射性固体廃棄物の推定発生量

放射能レベル区分	美浜1号機	美浜2号機
放射性廃棄物の（L1） 放射能レベルの比較的高いもの	約80	約80
放射性廃棄物の（L2） 放射能レベルの比較的低いもの	約620	約790
放射性廃棄物の（L3） 放射能レベルの極めて低いもの	約2,380	約2,510
放射性物質として扱う必要のないもの（CL）	約6,400	約7,500

※1：端数を切り上げているため、合計が合わないことがある。

汚染の推定分布図（美浜1号炉）



第1段階工事実績 2次系解体工事（継続作業中）

【工事概要】

放射性物質による汚染の無いタービン建屋内等に設置された設備の解体撤去を行う。

【経験等（実施した安全対策等）】

- 性能維持施設を誤って解体・切断しないように工事を実施
- 火気使用工事における防火対策の実施
- 工事エリアに火気切断エリアを設け、火の粉飛散、ノロ滴下時の火災防護措置を行う。
- 局所送風機設置によるガス化物質の拡散防止対策
- 必要に応じて局所フィルタおよび局所排風機を設置し、ガス化物質（ヒューム）の放出抑制・拡散防止を実施した。
- 高所作業での転落・落下防止対策



■ : 解体中
■ : 撤去済

脱気器、脱気器タンク

機器名	1号機	2号機
脱気器	1 済	1 済
脱気器タンク	1 撤去中	2 済

高圧タービン、低圧タービン、励磁機、高圧給水加熱器

機器名	1号機	2号機
高圧タービン	1 済	1 済
低圧タービン	1 済	2 済
励磁機	1 済	1 済
高圧給水加熱器	-	2 済

低圧給水加熱器

機器名	1号機	2号機
第1低圧給水加熱器	1 済	2 済
第2低圧給水加熱器	1 済	2 済

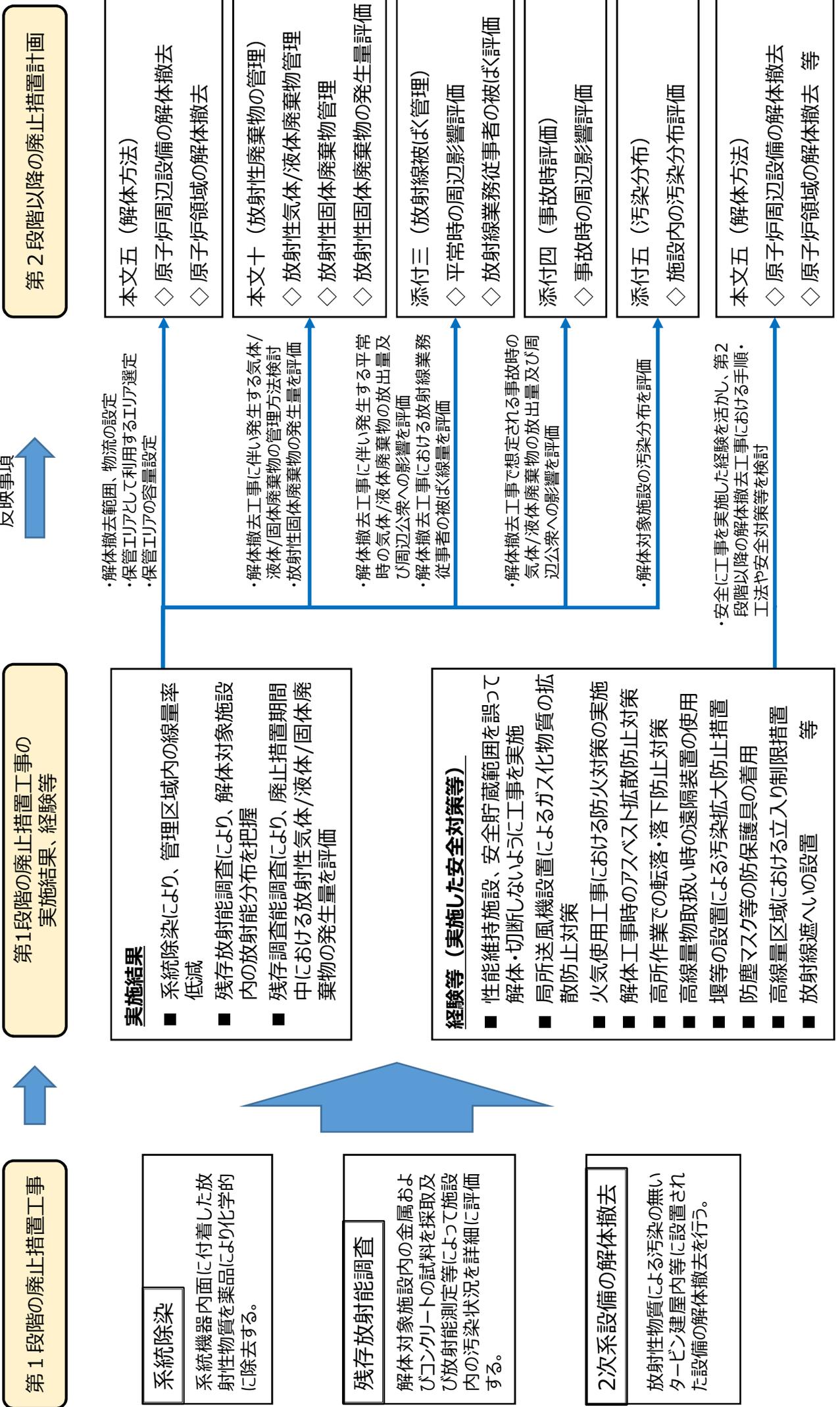
復水器、給水ポンプ、主油タンクおよび干渉配管・弁

機器名	1号機	2号機
復水器	1 撤去中	2 撤去中
給水ポンプ・モータ	3 済	3 済
給水ブースタポンプ・モータ	2 済	3 済
復水ポンプ・モータ	3 済	3 済
主油タンク	1 済	1 済
主油クローラ	2 済	2 済

<p>①解体準備期間 (2016～2021年)</p> <p>主な解体範囲</p>	<p>②原子炉周辺設備解体撤去期間 (2022～20235年)</p> <p>主な解体範囲</p>
<p>主な解体機器</p> <p>○2次系設備の解体撤去 2次系の主要な大型機器の解体（タービン、復水器 等）</p>	<p>主な解体機器</p> <p>○2次系設備の解体撤去 主要な大型機器の解体（発電機 等） 2次系機器の解体（復水器空気抽出ポンプ 等） ○原子炉周辺設備の解体撤去 原子炉補助建屋内の機器解体（体積制御タンク 等） 格納容器内の機器解体（格納容器循環空調装置 等）</p>
<p>③原子炉領域解体撤去期間 (2036～2041年)</p> <p>主な解体範囲</p>	<p>④建屋等解体撤去期間 (2042～2045年)</p> <p>主な解体範囲</p>
<p>主な解体機器</p> <p>○2次系設備の解体撤去 2次系機器の解体（海水ポンプ 等）、タービン建屋解体 ○原子炉周辺設備の解体撤去 原子炉補助建屋内の機器解体（使用済み燃料ピット 等） 格納容器内の機器解体（加圧器、蒸気発生器 等） ○原子炉領域の解体撤去</p>	<p>主な解体機器</p> <p>○建屋等の解体撤去</p>

主な変更点（第2段階以降の廃止措置計画の具体化に伴う変更について）

第2段階以降の廃止措置計画への
反映事項

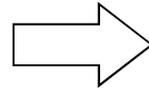


各解体撤去工事の解体手順及び工法の選定の考え方について

	<p>準備期間 (第1段階) (2016～2021年)</p>	<p>原子炉周辺設備解体撤去期間 (第2段階) (2022～2035年)</p>	<p>原子炉領域解体撤去期間 (第3段階) (2036～2041年)</p>	<p>建屋等解体撤去期間 (第4段階) (2042～2045年)</p>
<p>全体工程</p>	<p>系統除染 残存放射能調査</p>	<p>核燃料物質の搬出 2次系設備の解体撤去 原子炉周辺設備の解体撤去</p>	<p>原子炉領域の解体撤去</p>	<p>建屋等の解体撤去</p>
	<p>大型機器解体 2次系の主要な大型機器の解体 (例)・タービン ・復水器 ・脱気器 等</p>	<p>大型機器解体 第1段階に引き続き、 主要な大型機器の解体 (例)・発電機 ・温水分離加熱器</p> <p>その他機器解体 2次系機器の解体 (例) その他の小型機器等</p>	<p>タービン建屋解体 機器も併せて解体</p> <p>その他機器解体 第1段階に引き続き 第2段階に引き続き 2次系機器の解体</p>	
<p>a. 2次系設備の解体撤去</p>	<p>① 原子炉補助建屋 保管エリア予定場所等の機器解体 (例)・内部スレイブコンク等 ・余熱除去クーラ室 等</p> <p>② 原子炉補助建屋 保管エリア確保後、保管エリア予定場所以外の機器解体 (例)・体積制御タンク室 ・非再生クーラ室 等</p> <p>③ 格納容器 保管エリア予定場所の機器解体 保管エリア予定場所以外の機器解体 (例)・格納容器循環真空調整</p>	<p>⑤ 原子炉補助建屋 使用済み燃料ピットの解体 核燃料物質の搬出後、使用済み燃料ピットを 解体する。</p> <p>⑥ 原子炉補助建屋の機器解体 第2段階に引き続き、 原子炉補助建屋内機器の解体</p> <p>⑦ 格納容器 安全貯蔵後、解体する。 (例)・蒸気発生器 ・加圧器 等</p> <p>⑧ 格納容器の機器解体 第2段階に引き続き、格納容器内機器の解体</p>		
<p>b. 原子炉周辺設備の解体撤去</p>	<p>④ 格納容器 保管エリア予定場所の機器解体 保管エリア予定場所以外の機器解体 (例)・加圧器連シタンク 等</p>	<p>⑨ 支持構造物 ⑩ 原子炉容器 ⑪ 一次遮断壁</p>	<p>支持構造物、原子炉容器、一時遮断壁の順に解体する。</p>	
<p>c. 原子炉領域の解体撤去</p>				
<p>d. 建屋等の解体撤去</p>				<p>格納容器解体 原子炉補助建屋解体 管理区域解除後、建屋解体を実施する。</p>

水温が55℃を超えるような状況で推移することを想定した際の、**設備への影響**について以下の通り整理。

水温 ~55℃



換気空調停止等による水温上昇

水温 ~65℃

表 SFP水を通水する設備

設備	最高使用温度
使用済燃料ピット	65℃
使用済燃料ピットポンプ	95℃
使用済燃料ピット冷却装置	95℃
燃料ピット脱塩塔	95℃
脱塩塔樹脂	60℃

- SFP水を通水する設備の最高使用温度は、上表のとおりであり、脱塩塔樹脂を除き、水温が試験時より上昇しても影響はない。
- 一方、脱塩塔樹脂は60℃以下での使用制限がある。ここで、水温が60℃以上に上昇するケースとして、停電時に換気空調が停止するケースが想定される。（換気空調の故障／点検時は代替策があるため。）
- 脱塩塔樹脂による浄化は年1回程度の実施頻度のもので、非常時には実施不要なものであるため、水温が60℃以上となる非常時（停電時）に実施は不要である。

湿度

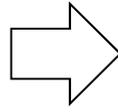
- 湿度が高く、建屋壁面などで冷却され結露水が発生した場合は、結露水は床ドレンを通じて廃液ホールドアップタンクに流入する。
- 湿度が著しく上昇する状況としては、長期停電により換気空調が停止するケースが想定されるが、その場合は停電の早期復旧を実施し、機器に悪影響を及ぼさないようにする。

水温が55℃を超えるような状況で推移することで、**作業への影響**について以下の通り整理。

水温 ~55℃

(試験時のSFP周辺の室温 ~36℃)

- ・熱中症などになりやすい作業環境では、右のような対策を講じ、労働災害発生の防止に努める。



換気、空調停止等による水温上昇

水温 ~65℃

- ・水温が55℃以上となるケースでは、さらに熱中症などになりやすい作業環境になるため、同対策を講じ、労働災害発生の防止に努めるとともに、作業困難と判断した場合は作業を中止する。

[対策]

- ・作業者にクールベストの着用
- ・スポットクーラーにより室温を下げる



クールベスト



スポットクーラー

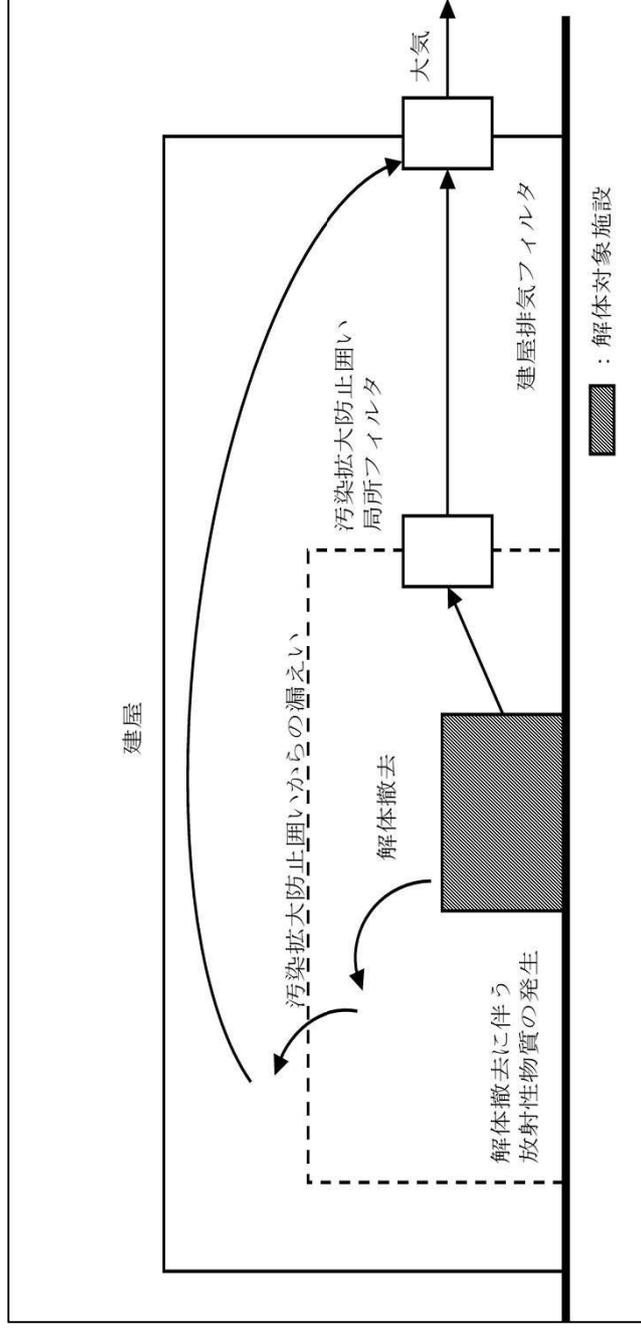
解体撤去物の解体時に発生する放射性気体廃棄物の放出量の計算においては、解体工法によって変わる飛散率や欠損割合等を考慮している。

本資料では、評価している全ての解体工法について、代表的な機器を例として放出量計算の過程を示す。

＜気体廃棄物の放出量計算過程の概要＞

- 解体対象物の残存放射能調査で評価したインベントリに、各解体工法によって設定した飛散率、欠損割合を乗じる。
- 汚染拡大防止囲いを設置する解体撤去物（原子炉容器及び支持構造物）については、汚染拡大防止囲いからの漏えい率及び汚染拡大防止囲い局所フィルタの捕集効率を更に乗じる。
- これらに建屋排気フィルタの捕集効率を乗じ、放出量を評価する。

解体撤去に伴い発生する放射性気体廃棄物の大気への移行フロー



1号炉	設備	汚染の種類	核種の例※1	インベントリ (Bq) [A]	解体工法	飛散率 (%) [B]	欠損割合 (%) [C]	汚染拡大防止 囲いからの 漏えい率 [D]	汚染拡大防止 囲い 局所フィルタの 捕集効率 [E]	建屋排気 フィルタの 捕集効率 [F]	放出量 (Bq)
	-	-	-	$A \times B / 100 \times C / 100 \times \{ D + (1 - D) \times (1 - E) \} \times (1 - F) = \text{放出量}$							
支持構造物	二次的	Co-60	1.2×10 ¹⁰	水中 機械的 切断※1	30	15	5×10 ⁻³	0.99	0.99	0.99	7.8×10 ⁴
	放射化	Co-60	2.7×10 ¹⁶		2×10 ⁻⁵						1.2×10 ⁵
充てんポンプ	二次的	Co-60	1.3×10 ⁸	気中 機械的 切断	30	7.5	1	-※2	-※2	0.99	3.0×10 ⁴
	二次的	Co-60	1.4×10 ¹⁰		30						3.2×10 ⁶
一次冷却材配管	放射化	Co-60	2.3×10 ¹¹		2×10 ⁻²	7.5	1			0.99	3.5×10 ⁴
		H-3	8.8×10 ⁶		70 (ガス状)						4.6×10 ⁵
原子炉容器	二次的	C-14	1.2×10 ⁸	気中 熱的 切断	70	7.5	5×10 ⁻³	0.99	0.99	0	6.5×10 ⁶
		Co-60	3.8×10 ⁹								3.0×10 ⁴
	H-3	7.9×10 ¹²	11 (ガス状)		6.5×10 ¹⁰						
	C-14	1.6×10 ¹¹	11		1.3×10 ⁹						
使用済制御棒	放射化	Co-60	8.7×10 ¹³		2×10 ⁻⁵	7.5	1	-※2	-※2	0.99	1.1×10 ⁸
		Co-60	1.6×10 ¹⁴		2.4×10 ⁴						

※1：全55核種について計算しているが、代表核種について記載

※2：汚染拡大防止 囲いの設置を考慮していないため、漏えい率は「1」とし、局所フィルタの捕集効率を「-」としている。

1号炉										
設備	汚染の種類	核種の例※1	インベントリ (Bq)	解体工法	飛散率 (%)	欠損割合 (%)	汚染拡大防止 囲いからの 漏えい率	汚染拡大防止 囲い 局所フィルタの 捕集効率	建屋排気 フィルタの 捕集効率	放出量 (Bq)
			[A]		[B]	[C]	[D]	[E]	[F]	
$A \times B / 100 \times C / 100 \times \{ D + (1 - D) \times (1 - E) \} \times (1 - F) = \text{放出量}$										
一次遮蔽壁	放射化	H-3	2.0×10 ¹³	気中 機械的 切断	6.8 (ガス状)	15	1	-	0	2.1×10 ¹¹
			4.0×10 ¹¹		0.07				0.99	2.1×10 ⁷
		Co-60	0.1	0.99	5.9×10 ⁵					
キャビティ壁	放射化	Co-60	2.5×10 ⁷	機械的 はつり	20	100	1	-	0.99	5.1×10 ⁴

※1：全55核種について計算しているが、代表核種について記載

※2：汚染拡大防止囲いの設置を考慮していないため、漏えい率は「1」とし、局所フィルタの捕集効率を「-」としている。

放射性液体廃棄物の放出量の計算においても、放射性気体廃棄物と同様に評価している全ての解体工法について、代表的な機器を例として放出量計算の過程を示す。

＜液体廃棄物の放出量計算過程の概要＞

- 解体対象物のインベントリに、各解体工法によって設定した液中移行率、欠損割合を乗じる。
- トリチウム以外の核種については、液体廃棄物処理設備による除去を見込んだ除去係数を乗じて放出量を評価する。

1号炉	設備	汚染の種類	核種の例※	インベントリ (Bq) [A]	解体工法	液中移行率 (%) [G]	欠損割合 (%) [H]	放射性液体廃棄物処理時の除染係数 [I]	放出量 (Bq)	
	-	-	-							
支持構造物	二次的	H-3	2.7×10 ⁷	水中機械的切断※1	100 (水)	15※1	1	1	4.1×10 ⁶	
		Co-60	1.2×10 ¹⁰		100				1.7×10 ⁴	
	放射化	H-3	2.1×10 ¹⁴	水中機械的切断※2	0.5 (水)			1	1.0×10 ⁵	1.5×10 ¹¹
		Co-60	2.7×10 ¹⁶		0.5					2.0×10 ⁸
使用済制御棒	放射化	H-3	4.4×10 ¹²	水中機械的切断※2	0.5 (水)	7.5※2	1	1.6×10 ⁹		
		Co-60	1.6×10 ¹⁴		0.5			6.1×10 ⁵		

$$A \times G/100 \times H/100 \times 1/I = \text{放出量}$$

※：全55核種について計算しているが、代表核種について記載

放出管理目標値として Co60 を設定している理由について

1. 放出管理目標値について

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」では、発電用軽水炉の通常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける線量を低く保つための努力目標として、施設周辺の公衆の受ける線量についての目標値（以下「線量目標値」）を実効線量で年間 50 μ Sv と定めている。

原子力発電所では、この線量目標値を達成するための年間の放射性物質の放出量を「放出管理目標値」として保安規定に定め、この値を超えないように管理することはもとより、放射性物質の放出を合理的に達成可能な限り低く抑えるよう努力している。

運転中においては、原子炉設置許可申請書において、周辺公衆の受ける線量評価に用いた核種の放出量を基に放出管理目標値を設定し、保安規定に規定して運用している。

廃止措置においては、廃止措置計画申請書において、周辺公衆の受ける線量評価に用いた核種の放出量を基に放出管理目標値を設定し、保安規定に規定して運用している。第 2 段階以降の廃止措置における周辺公衆の受ける線量評価に用いた核種については、下表の通り、運転中の評価対象核種と異なる。

		設置許可申請書	廃止措置計画書（第 2 段階以降）
実効線量（ μ Sv）		約 7.9	約 5.4
評価対象核種	気体	希ガス、I-131、I-133	H-3、C-14、Co-60、Pu-239、Am-241
	液体	H-3、Cr-51、Mn-54、Fe-59、Co-58、Co-60、Sr-89、Sr-90、I-131、Cs-134、Cs-137	H-3、Fe-55、Co-60

2. 放出管理目標値の設定の考え方

廃止措置第 2 段階以降における放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の周辺公衆の受ける線量の評価対象核種は、上表のとおり、H-3、C-14、Fe-55、Co-60、Pu-239、Am-241 である。

この内、Co-60 は、その他の核種（H-3、C-14、Fe-55、Pu-239、Am-241）に比べ、 γ 線スペクトロメトリーによる測定によって核種の定量が容易なこと、また、測定試料の分離・精製など複雑な放射化学分析が不要で、測定が容易である。

Co-60 と、その他核種（H-3 を除く）は、解体撤去により発生し、気中・液中へ移行、放出までの過程が同様であることから、迅速に測定ができ定量性の良い Co-60 を監視・管理することにより、H-3 を除くその他核種についても監視・管理することが可能である。また、H-3 については、使用済燃料ピット水等に保有しており、これを徐々に放出処理していくため、年間放出量を保安規定で規定し管理する。

以上のことから、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物ともに、放出管理目標値を Co-60 で設定することとしている。

放射性液体廃棄物放出時の希釈水について

コメント回答No.13-1-13

放射性液体廃棄物の放出時は、海水ポンプ及び（又は）循環水ポンプにより取水し、放水口で放出する海水を希釈水としている。今回申請の廃止措置計画添付書類三における平常時の一般公衆への被ばく評価では、1,2号炉放水口の希釈水に利用するポンプとして2号炉海水ポンプの流量を希釈水量として設定（定格流量 $2,200\text{m}^3/\text{h} \times 8,760\text{h} \times 0.8 = \text{約}1.54 \times 10^7\text{m}^3/\text{年}$ ）し、年間の放射性液体廃棄物の放出量を年間の希釈水量で除して海水中の放射性物質濃度を計算している（海洋における希釈は考慮していない）。

この海水中の放射性物質濃度は、保守的に評価した年間の放射性液体廃棄物の放出量から設定しており、実際の運用においては、保安規定に基づき放出前タンク内の放射性物質（主要ガンマ線放出核種）濃度をサンプリングによりあらかじめ確認し、放出量が保安規定に定める放出管理目標値を超えないよう、また、海水中の放射性物質濃度が法令に定める濃度限度を超えないよう希釈水量が確保できることを確認して放出することとしている。

また、2号炉海水ポンプ等、1,2号炉において希釈に用いる設備は、保安規定に定める「その他自ら定める設備」として維持管理する。

