

**福島第二原子力発電所 1号（2, 3, 4号）発電用原子炉
廃止措置計画認可申請書について
（本文八～十，添付書類三～五，六追補）**

令和 2 年 1 1 月 2 6 日
東京電力ホールディングス株式会社

廃止措置計画認可申請書について（本文八）（1 / 2）

八 核燃料物質の管理及び譲渡し

1. 核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量（令和2年3月末時点）

(体)

	1号炉		2号炉		3号炉		4号炉		貯蔵体数	保管容量
	使用済燃料	新燃料	使用済燃料	新燃料	使用済燃料	新燃料	使用済燃料	新燃料		
1号炉原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備	2,334	200	-	-	-	-	-	-	2,534	2,662
2号炉原子炉建屋内使用済燃料貯蔵設備	-	-	2,371	80	-	-	31	-	2,482	2,769
3号炉原子炉建屋内使用済燃料貯蔵設備	-	-	-	-	2,360	184	-	-	2,544	2,740
4号炉原子炉建屋内使用済燃料貯蔵設備	-	-	-	-	-	-	2,436	80	2,516	2,769

2. 核燃料物質の管理

【使用済燃料】

- 譲渡しまでの期間、各号炉原子炉建屋（家）内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する。
- 使用済燃料の取扱い及び貯蔵は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設で行うとともに、安全確保のために必要な燃料取扱、臨界防止、冷却浄化等の機能及び性能を有する設備を維持管理する。
- 廃止措置に万全を期すため、将来廃止措置のために導入する予定の使用済燃料乾式貯蔵施設については、導入する前に廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

【新燃料】

- 譲渡しまでの期間、各号炉原子炉建屋（家）内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵するか、又は各号炉原子炉建屋（家）内の新燃料貯蔵庫（施設）に貯蔵する。
- 新燃料の取扱い及び貯蔵においては、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設で行うとともに、安全確保のために必要な燃料取扱、臨界防止等の機能及び性能を有する設備を維持管理する。

廃止措置計画認可申請書について（本文八）（2 / 2）

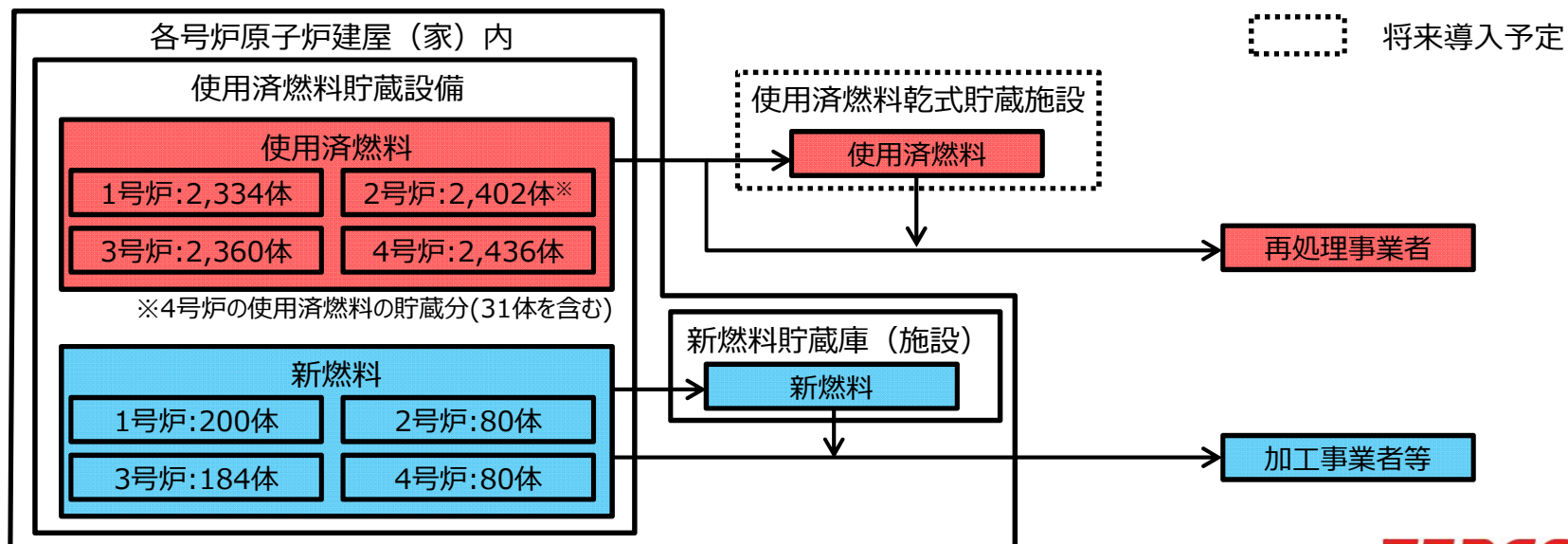
3. 核燃料物質の譲渡し

【使用済燃料】

- 使用済燃料は、廃止措置終了までに再処理施設へ全量搬出し、再処理事業者に譲り渡す。

【新燃料】

- 新燃料は、原子炉本体等解体撤去期間の開始までに加工施設等へ全量搬出し、加工事業者等に譲り渡す。
- 使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料は、加工施設等の受入基準を満足するように、必要に応じて気中で燃料棒の引抜き、除染及び燃料集合体形状への再組立てを行う等の措置を講じる。その後、必要に応じて新燃料貯蔵庫（施設）に一時的に貯蔵し、譲り渡す。
- 除染作業に当たっては、燃料棒を安全に取り扱うために専用の作業台を使用し、燃料棒の変形及び損傷を防止するとともに、取り扱う数量を燃料集合体 1 体のみ、かつその 1 体分の燃料棒のみに限定し、臨界を防止する。
- 使用済燃料及び新燃料の譲渡しにおける取扱い及び運搬は、関係法令及び関係告示に基づき適切に実施するとともに、保安のために必要な措置を保安規定に定めて実施する。



廃止措置計画認可申請書について（本文九）（1 / 4）

九 核燃料物質による汚染の除去

1. 廃止措置対象施設の汚染の特徴

- 廃止措置対象施設の一部は、核燃料物質によって汚染されている。
- これらの汚染は、原子炉運転中の中性子照射によって炉心部等の構造材が放射化して生成される放射化汚染又は冷却材中の腐食生成物が炉心部で放射化され機器・配管等の内面に付着して残存する二次的な汚染に起因している。
- 主な廃止措置対象施設の除染前における推定汚染分布は、施設の汚染状況の調査により評価の見直しを行う。

2. 除染の計画

- 放射化汚染については、放射能レベルが比較的高い原子炉本体等を対象に時間的減衰を図る。
- 二次的な汚染については、廃止措置に当たって講じる安全確保対策等として、線量当量率及び汚染レベルを考慮し、被ばく線量を低減するため有効とされる場合に除染を実施し、解体撤去等における放射線業務従事者の受ける放射線被ばくを合理的に達成可能な限り低減する。
- 除染は、放射線業務従事者の受ける被ばく線量等の観点から、各除染対象設備に応じた合理的かつ適切な方法で行う。

廃止措置計画認可申請書について（本文九）（2 / 4）

3. 安全確保対策

- 除染に当たっては、環境への放射性物質の放出抑制及び放射線業務従事者の被ばく低減に合理的に達成可能な限り努める。
- 維持管理している周辺設備の機能及び性能に影響を及ぼさないように行う。
- 具体的には以下の事項等を実施する。
 - 廃止措置に伴って発生する気体状の放射性物質に対しては、既存の建屋（家）、構築物及び換気設備により施設外への漏えい及び拡散防止機能並びにこれらの性能を維持するとともに、この機能及び性能が損なわれないように工事方法を計画する。
 - 工事対象範囲の汚染状況を踏まえ、汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等の拡散防止機能を有する装置を導入した工事方法を計画する。
 - 廃止措置に伴って発生する液体状の放射性物質に対しても同様に、既存の液体廃棄物の廃棄設備を用いて処理を行うことで施設外への漏えい防止機能及び性能を維持するよう工事方法を計画する。
 - 施設外への放射性物質の漏えい及び拡散防止対策が適切に行われていることを確認するため、放射性物質の放出管理に係る放射線モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリングを行う。
 - 外部被ばく低減のため、線量当量率を考慮し、放射線遮蔽、遠隔操作装置の導入及び立入制限を行う。
 - 内部被ばく防止のため、汚染レベルを考慮し、マスク等の防護具を用いる。
 - 工事の実施に当たっては、作業目標線量を設定し、実績線量と比較し改善策を検討する等して、被ばく低減に努める。
 - 線量当量率が著しく変動するおそれがある工事は、作業中の線量当量率を監視する。
 - 火災、爆発及び重量物の取扱いによる人為事象に対する安全対策として、難燃性の資機材の使用、可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底、重量物に適合した揚重設備の使用等の措置を講じる。
 - 事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。

廃止措置計画認可申請書について（本文九）（3 / 4）

4. 除染の方法

4. 1. 解体工事準備期間中

(1) 除染範囲

- 二次的な汚染が残存していることが確認され、対象の解体前に除染を行うことにより、解体撤去等における放射線業務従事者の受ける放射線被ばくの合理的な低減が期待できる箇所を対象とする。

(2) 除染方法

- 除染はブラスト法，噴射法，研磨法等の機械的方法により行い，適用する装置は，除染対象物の形状，汚染の状況，除染装置の設置可否等を考慮し決定する。
- 除染対象物の形状，汚染の状況等を踏まえ，有効と判断した場合には，化学的方法による除染を行う。
- 国内外の知見や技術開発動向にも注視し，効果的な方法を採用することとする。

(3) 除染の完了

- 原則として，除染対象箇所の線量当量率があらかじめ定めた目標値に達するまで除染を実施する。
- 線量当量率が目標値に達する前であっても，除染時の線量当量率の測定結果等から，これ以上の除染効果が見込めないと判断した場合は，除染を終了する。

4. 2. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降

- 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に入るまでに，除染の要否，除染の方法等について検討し，廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

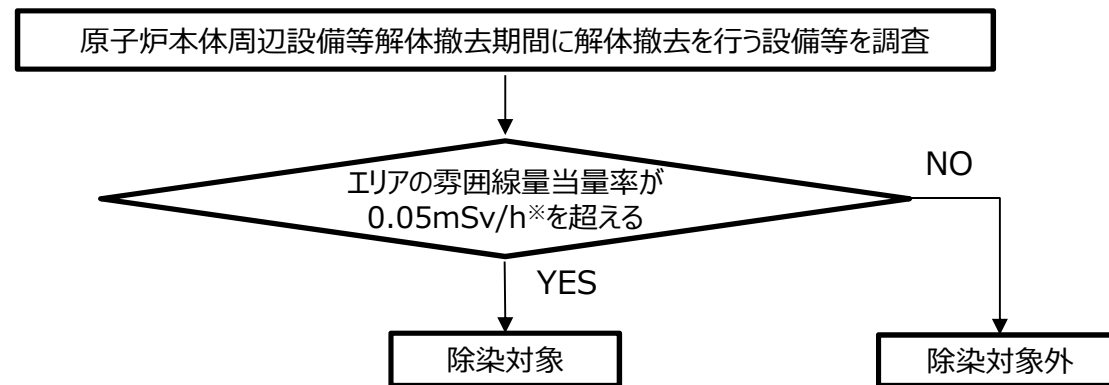
廃止措置計画認可申請書について（本文九）（4 / 4）

5. 汚染の除去方法

- 以下に示す除染対象範囲の選定フローを目安として除染対象範囲を選定する。なお、当該箇所以外でも放射線業務従事者の被ばく低減に有効と判断される箇所があれば、除染対象とする場合もある。
- 除染後にエリアの雰囲気線量当量率を0.05mSv/h以下とするための除染対象箇所を表面線量当量率の実測値等を基に設定し、その箇所について、研磨剤を使用するブラスト法、ブラシ等による研磨法等の機械的方法により除染を行うこととする。また、除染対象物の形状や汚染の状況等を踏まえ、有効と判断した場合には、化学的方法により除染を行う。

（除染例）

- 配管：汚染は配管内面に付着しており、単純形状であることから、研磨剤を使用するブラスト法又はブラシ等による研磨法等の機械的除染により、効果的に除染ができると考えられる。
- 弁等：単純構造の弁は、研磨剤を使用するブラスト法又はブラシ等による研磨法等の機械的除染により、効果的に除染ができると考えられる。構造が複雑な機器については、化学的方法による除染を検討する。



除染対象範囲の選定フロー

※：管理区域内での1日の最大労働時間（10時間）を考慮しても「原子力施設における放射線業務及び緊急作業に係る安全衛生管理対策の強化について」（平成24年8月10日基発0810第1号）において示される「実効線量が1日につき1ミリシーベルト」に対して十分低く抑えられる線量当量率として設定。

廃止措置計画認可申請書について（本文十）（1 / 3）

十 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄

1. 放射性気体廃棄物の廃棄及び管理

(1) 解体工事準備期間

- 解体工事準備期間に発生する放射性気体廃棄物の種類は、換気系からの排気が想定される。原子炉運転中と同様に、（主）排気筒又は廃棄物処理建屋（家）換気空調系排気筒から大気に放出する。
- 放射性気体廃棄物の放出量は、原子炉の運転を終了していること、原子炉の運転を停止してから長期間が経過していること、放射性物質によって汚染された区域の解体工事を行わず、原子炉運転中の施設定期検査時と同等の状態が継続すること、放射性気体廃棄物の管理に必要な放射性廃棄物処理機能、放出管理機能及び性能を有する設備を維持管理することから、放射性気体廃棄物の放出量は、原子炉設置許可申請書に記載の核分裂生成希ガス等の放出量と比べて無視できる程度である。
- 放射性気体廃棄物の放出に際しては、（主）排気筒等において放射性物質濃度の測定等を行い、関係告示に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないようにする。
- 放出管理目標値は設定しないこととし、異常がないことの確認に資するため、（主）排気筒モニタ等による放射性物質の連続監視及び周辺監視区域境界付近の放射線監視を行う。

(2) 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降

- 解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果等を踏まえ、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

廃止措置計画認可申請書について（本文十）（2 / 3）

2. 放射性液体廃棄物の廃棄及び管理

(1) 解体工事準備期間

- 解体工事準備期間に発生する放射性液体廃棄物の種類は、原子炉運転中と同様な廃棄物が想定される。原子炉運転中と同様に、廃棄物の種類・性状に応じて、適切に処理を行い、再使用又は管理放出する。
- 放射性液体廃棄物の放出に際しては、サンプル・タンク等において放射性物質濃度の測定等を行い、関係告示に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないようにするとともに、放出管理目標値を設定し、これを超えないように努める。
- 放出される液体中の放射性物質の濃度は、液体廃棄物処理系排水モニタによって監視する。

(2) 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降

- 解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果等を踏まえ、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

廃止措置計画認可申請書について（本文十）（3 / 3）

3. 放射性固体廃棄物の廃棄

- 放射性固体廃棄物の廃棄に際しては、放射能レベルの比較的高いもの（L 1）、放射能レベルの比較的低いもの（L 2）及び放射能レベルの極めて低いもの（L 3）に区分し、それぞれの区分及び性状に応じて、廃棄の事業の許可を受けた者の廃棄施設に廃棄する。
- 放射性物質として扱う必要のないものは、「原子炉等規制法」に基づく所定の手続き及び確認を経て施設から搬出し、可能な限り再生利用に供するように努める。

（1）解体工事準備期間

- 使用済樹脂及び雑固体廃棄物等の原子炉運転中と同様な廃棄物が想定される。
- 原子炉運転中と同様に、廃棄物の種類・性状に応じて、適切に処理及び貯蔵保管を行う。
- 放射性固体廃棄物の量が、固体廃棄物貯蔵庫、サイトバンク等の貯蔵能力を超えないように管理する。

（2）原子炉本体周辺設備等解体撤去期間

- 解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果を踏まえ、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画に反映し、変更の認可を受ける。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類三）（1 / 8）

添付書類三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書

1. 放射線管理

- 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては「原子炉等規制法」等の関係法令及び関係告示等を遵守し、施設周辺の一般公衆及び放射線業務従事者の受ける放射線被ばくを合理的に達成可能な限り低くすることとする。
- 「管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定・管理」、「個人被ばく管理」、「放射性廃棄物の放出管理」、「周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視」については、原子炉運転中の放射線管理に準じて実施する。

2. 被ばく評価

2.1. 放射線業務従事者の被ばく評価

2.1.1. 解体工事準備期間中

解体工事準備期間中の放射線業務従事者の被ばく線量は、原子炉停止中の施設の維持管理作業等に伴う放射線業務従事者の被ばく線量の実績、除染作業等における人工数を想定し、作業場所の代表雰囲気線量当量率を乗じることにより評価した結果等から、1基あたり約0.7人・Svと評価する。

2.1.2. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降については、施設の汚染状況の調査結果、解体撤去の工法及び手順についての検討結果を踏まえ、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に入るまでに評価を実施し、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類三）（2／8）

2.2. 廃止措置対象施設周辺の一般公衆の被ばく評価

2.2.1. 解体工事準備期間中

（1）放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出による被ばく

- 解体工事準備期間における環境への放射性物質の放出に伴い周辺公衆が受ける被ばく線量は、「発電用原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」における実効線量の評価方法等を参考として評価する。
- 放射性気体廃棄物の放出に際して、環境へ「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（以下「測定指針」という。）に定める測定下限濃度以上の放射性物質の放出が判断されるような事象があった場合の評価に使用する気象条件は、現地における平成30年4月から平成31年3月までの観測による実測値を使用し、拡散評価については、保守的に地上放出として評価を実施する。

【運転中との主な違い】

①放射性気体廃棄物の放出による被ばく

- 希ガス及びよう素については、原子炉の運転を終了していること、原子炉の運転を停止してから長期間が経過していることを考慮すれば、放出量は無視できる。解体工事準備期間中における1号、2号、3号及び4号炉の放射性気体廃棄物の年間放出量を表1に示す。

②放射性液体廃棄物の放出による被ばく

- 原子炉運転中の実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度は、原子炉運転中の復水器冷却水等（復水器冷却水と原子炉補機冷却海水）の量を基に計算している。1号、2号、3号及び4号炉の放射性液体廃棄物の年間放出量は、復水器冷却水等の量の減少（復水器冷却水は停止、原子炉補機冷却海水のみ）を考慮し、実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度を原子炉運転中と同等に維持するよう、減少させる。解体工事準備期間中における1号、2号、3号及び4号炉の放射性液体廃棄物の年間放出量を表2に示す。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類三）（3 / 8）

表1 解体工事準備期間中における放射性気体廃棄物の年間放出量 (単位: Bq/y)

核種	1号炉		2号炉		3号炉		4号炉		
	運転中 (設置許可記載値)	解体工事準備期間中	運転中 (設置許可記載値)	解体工事準備期間中	運転中 (設置許可記載値)	解体工事準備期間中	運転中 (設置許可記載値)	解体工事準備期間中	
希ガス	83mKr	1.2×10^{13}	—	1.2×10^{13}	—	1.2×10^{13}	—	1.2×10^{13}	—
	85mKr	5.6×10^{13}	—	5.6×10^{13}	—	5.9×10^{13}	—	5.9×10^{13}	—
	85Kr	7.1×10^{13}	—	7.1×10^{13}	—	7.1×10^{13}	—	7.1×10^{13}	—
	87Kr	6.3×10^{13}	—	6.3×10^{13}	—	6.3×10^{13}	—	6.3×10^{13}	—
	88Kr	7.8×10^{13}	—	7.8×10^{13}	—	7.8×10^{13}	—	7.8×10^{13}	—
	89Kr	7.9×10^{11}	—	7.9×10^{11}	—	7.9×10^{11}	—	7.9×10^{11}	—
	90Kr	2.1×10^{-2}	—	2.1×10^{-2}	—	2.1×10^{-2}	—	2.1×10^{-2}	—
	131mXe	2.1×10^{13}	—	2.1×10^{13}	—	2.1×10^{13}	—	2.1×10^{13}	—
	133mXe	1.6×10^{12}	—	1.6×10^{12}	—	1.6×10^{12}	—	1.6×10^{12}	—
	133Xe	7.5×10^{14}	—	7.5×10^{14}	—	7.6×10^{14}	—	7.6×10^{14}	—
	135mXe	4.0×10^{13}	—	4.0×10^{13}	—	4.0×10^{13}	—	4.0×10^{13}	—
	135Xe	2.2×10^{14}	—	2.2×10^{14}	—	2.2×10^{14}	—	2.2×10^{14}	—
	137Xe	2.9×10^{12}	—	2.9×10^{12}	—	2.9×10^{12}	—	2.9×10^{12}	—
	138Xe	9.2×10^{13}	—	9.2×10^{13}	—	9.2×10^{13}	—	9.2×10^{13}	—
139Xe	2.3×10^1	—	2.3×10^1	—	2.3×10^1	—	2.3×10^1	—	
放出量合計	1.4×10^{15}	—※1	1.4×10^{15}	—※1	1.4×10^{15}	—※1	1.4×10^{15}	—※1	
素子	131I	5.9×10^{10}	—※1	5.9×10^{10}	—※1	5.9×10^{10}	—※1	5.9×10^{10}	—※1
	133I	9.4×10^{10}	—※1	9.4×10^{10}	—※1	9.4×10^{10}	—※1	9.4×10^{10}	—※1

※1：(主)排気筒等において放射性物質濃度の測定等を行い、「測定指針」に定める測定下限濃度未満であることを確認する。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類三）（4 / 8）

表2 解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の年間放出量

(単位：Bq/y)

核種	1号炉※1		2号炉		3号炉		4号炉	
	運転中 (設置許可記載値)	解体工事 準備期間	運転中 (設置許可記載値)	解体工事 準備期間	運転中 (設置許可記載値)	解体工事 準備期間	運転中 (設置許可記載値)	解体工事 準備期間
⁵¹ Cr	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶
⁵⁴ Mn	1.5×10 ¹⁰	1.4×10 ⁸	1.5×10 ¹⁰	1.4×10 ⁸	1.5×10 ¹⁰	1.4×10 ⁸	1.5×10 ¹⁰	1.4×10 ⁸
⁵⁹ Fe	2.6×10 ⁹	2.5×10 ⁷	2.6×10 ⁹	2.5×10 ⁷	2.6×10 ⁹	2.5×10 ⁷	2.6×10 ⁹	2.5×10 ⁷
⁵⁸ Co	1.1×10 ⁹	1.1×10 ⁷	1.1×10 ⁹	1.1×10 ⁷	1.1×10 ⁹	1.1×10 ⁷	1.1×10 ⁹	1.1×10 ⁷
⁶⁰ Co	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ⁸	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ⁸	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ⁸	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ⁸
⁸⁹ Sr	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶
⁹⁰ Sr	3.7×10 ⁸	3.6×10 ⁶	3.7×10 ⁸	3.6×10 ⁶	3.7×10 ⁸	3.6×10 ⁶	3.7×10 ⁸	3.6×10 ⁶
¹³¹ I	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶	7.4×10 ⁸	7.2×10 ⁶
¹³⁴ Cs	1.9×10 ⁹	1.8×10 ⁷	1.9×10 ⁹	1.8×10 ⁷	1.9×10 ⁹	1.8×10 ⁷	1.9×10 ⁹	1.8×10 ⁷
¹³⁷ Cs	3.0×10 ⁹	2.9×10 ⁷	3.0×10 ⁹	2.9×10 ⁷	3.0×10 ⁹	2.9×10 ⁷	3.0×10 ⁹	2.9×10 ⁷
放出量合計 (³ Hを除く。)	3.7×10 ¹⁰	3.6×10 ⁸	3.7×10 ¹⁰	3.6×10 ⁸	3.7×10 ¹⁰	3.6×10 ⁸	3.7×10 ¹⁰	3.6×10 ⁸
³ H	3.7×10 ¹²	3.6×10 ¹⁰	3.7×10 ¹²	3.6×10 ¹⁰	3.7×10 ¹²	3.6×10 ¹⁰	3.7×10 ¹²	3.6×10 ¹⁰
年間の復水器冷却水等の量 (m ³ /y)	約1.9×10 ⁹	—	約1.9×10 ⁹	約2.5×10 ⁷	約1.9×10 ⁹	約2.5×10 ⁷	約1.9×10 ⁹	約2.5×10 ⁷

※1：1号炉から発生する放射性液体廃棄物は2号、3号及び4号炉復水器冷却水放水口から放出する（1号炉復水器冷却水放水口からは放出しない。）。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類三）（5 / 8）

放射性液体廃棄物の運転中・解体工事準備期間中における復水器冷却水等の量の設定根拠について

		原子炉運転中	解体工事準備期間中 ⁽²⁾
計算条件	循環水ポンプ（復水器冷却水）の運転台数および容量	3台/基 (約272,000m ³ /h) ⁽¹⁾	0台 (-)
	海水ポンプ（原子炉補機冷却海水）の運転台数および容量	- ⁽³⁾	1台/基 (約3,500m ³ /h) ⁽¹⁾⁽⁴⁾
	循環水ポンプ及び海水ポンプの稼働率 [*]	80%	80%
計算結果	復水器冷却水流量 (m ³ /h) : ①	約217,600	0
	原子炉補機冷却海水流量 (m ³ /h) : ②	- ⁽³⁾	約2,800
	復水器冷却水等の量 (m ³ /h) : ①+②	約217,600	約2,800
	1基あたり復水器冷却水等の量 (m ³ /y) (①+②)×24h×365日	約1.9×10 ⁹	約2.5×10 ⁷
	発電所全体の復水器冷却水等の量 (m ³ /y)	約7.6×10 ⁹ (4基)	約7.4×10 ⁷ (3基)

(1)原子炉設置許可申請書の値。

(2)解体工事準備期間中においては、1号炉復水器冷却水放水口から放射性液体廃棄物は放出しないため当該条件は2号、3号及び4号炉復水器冷却水放水口での放出を考慮する。

(3)原子炉補機冷却海水の水量は運転中放射性液体廃棄物の希釈の評価では考慮していない。

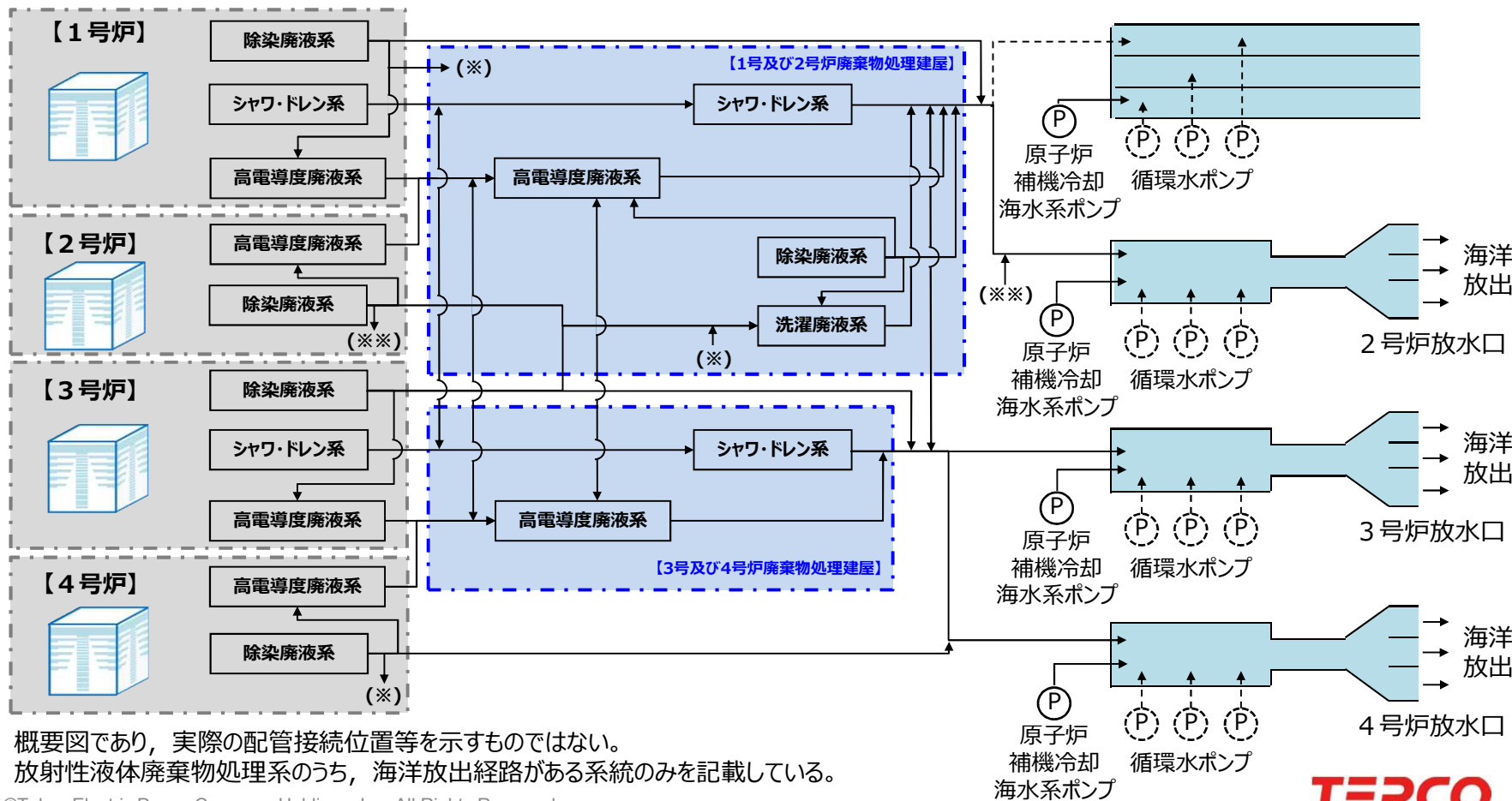
(4)解体工事準備期間中の海水ポンプ（原子炉補機冷却水）の流量は、最小流量の2号炉の値を代表して用いた。

※「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、原子炉施設の稼働率を年間80%としており、解体工事準備期間についても原子炉運転中と同様としている。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類三）（6 / 8）

放射性液体廃棄物の放出経路及び放水口における希釈方法について

- 解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の希釈方法を，原子炉運転中に考慮していた循環水ポンプから原子炉補機冷却海水系ポンプに変更する。
- 1号炉の放射性液体廃棄物については，放水路内で放射性液体廃棄物と原子炉補機冷却海水が混じる構造となっていないため，2号，3号及び4号炉放水口のいずれかから放出する。なお，1号及び2号炉 / 3号及び4号炉廃棄物処理建屋は，以下に示す通り，放射性液体廃棄物がタイラインによって，それぞれ移送できる構造となっている。



- ・ 概要図であり，実際の配管接続位置等を示すものではない。
- ・ 放射性液体廃棄物処理系のうち，海洋放出経路がある系統のみを記載している。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類三）（7 / 8）

- 敷地境界外における1号，2号，3号及び4号炉からの放射性気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量並びに放射性気体廃棄物中に含まれるよう素の吸入摂取，葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量は，無視できる。
- 放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量並びに放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を摂取する場合の実効線量は，それぞれ約4.3μSv/y及び約0.03μSv/yとなり，合計約4.3μSv/yである。この値は，「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」に示される線量目標値50μSv/yを下回る。解体工事準備期間における実効線量評価結果を表3に示す。

表3 実効線量評価結果

評価項目	評価結果	
	全号炉：運転中 (設置許可)	全号炉：廃止 (解体工事準備期間)
放射性気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量	約16μSv/y	—
放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素除く。）による実効線量	約4.3μSv/y	約4.3μSv/y
放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量 (解体工事準備期間においては放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を摂取する場合の実効線量)	約2.3μSv/y	約0.03μSv/y
合計	約23μSv/y	約4.3μSv/y

廃止措置計画認可申請書について（添付書類三）（8 / 8）

（2）放射性固体廃棄物からの直接線量及びスカイシャイン線量

- 解体工事準備期間中は、1号、2号、3号及び4号炉内において放射性物質によって汚染された区域の解体工事を行わず原子炉運転中の施設定期検査時と同等の状態が継続する。また、既存の建物及び構築物等を維持する。
- 1号、2号、3号及び4号炉運転中の直接線及びスカイシャイン線に主に寄与するタービン建屋（家）からの線量は、主蒸気中に含まれるN-16を線源としている。1号、2号、3号及び4号炉は運転を停止してから長期間が経過していること、N-16の半減期は約7秒であることから、タービン建屋（家）からの線量は無視できる。
- 解体工事準備期間中に発生する放射性固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫等の貯蔵容量を超えないように貯蔵保管するとともに、安全確保のために必要な機能及び性能を維持することから、1号、2号、3号及び4号炉運転中における直接線及びスカイシャイン線の評価結果を超えることはない。
- したがって、解体工事準備期間における福島第二原子力発電所からの直接線量及びスカイシャイン線量による空気カーマは、1号、2号、3号及び4号炉運転時と同様に、人の居住する可能性のある敷地境界外において年間50 μ Gyを下回る。

2.2.2. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降

- 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降における環境への放射性物質の放出に伴い施設周辺の一般公衆が受ける被ばく線量については、施設の汚染状況の調査結果、解体撤去の工法及び手順についての検討結果を踏まえ、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に入るまでに評価を実施し、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類四）（1 / 4）

添付書類四 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書

1. 解体工事準備期間の事故時における周辺公衆の受ける線量評価

旧原子力安全委員会指針である「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に準拠し、解体工事準備期間中の事故を想定して実施する。

1.1. 事故の想定

- 解体工事準備期間中は、炉心からの燃料の取出しは既に完了しており、炉心への燃料の再装荷を不可とする措置を講じること、使用済燃料は使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵していること、管理区域内設備の解体撤去工事を行わず、安全確保上必要な機能及び性能を有する設備を維持管理することから、原子炉運転中の施設定期検査時（燃料の取出し後）と同等の状態が継続する。
- よって、原子炉運転中の施設定期検査時の想定と同様であることから、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」において評価している事故のうち、「燃料集合体の落下」を選定する。
- なお、「気体廃棄物処理施設の破損」については、原子炉運転中の主な放射性気体廃棄物である復水器空気抽出器排ガスは活性炭式希ガス・ホールドアップ装置を通して減衰させて廃棄しているが、原子炉の運転が終了していること、原子炉の運転を停止してから長期間が経過していることから、廃止措置段階では気体廃棄物処理系に希ガスは保持していないため、事故事象として選定していない。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類四）（2 / 4）

（参考）「原子炉設置許可申請書 添付書類十」における事故時評価事象

事象事象	解体工事準備期間中に発生が想定される事象
(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化 原子炉冷却材喪失 原子炉冷却材流量の喪失 原子炉冷却材ポンプの軸固着	
(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化 制御棒落下	
(3) 環境への放射性物質の異常な放出 放射性気体廃棄物処理施設の破損※ 主蒸気管破断 燃料集合体の落下 原子炉冷却材喪失 制御棒落下	○
(4) 原子炉格納容器圧力、雰囲気等の異常な変化 原子炉冷却材喪失 可燃性ガスの発生 動荷重の発生	

※「気体廃棄物処理施設の破損」については、原子炉運転中の主な放射性気体廃棄物である復水器空気抽出器排ガスは活性炭式希ガス・ホールドアップ装置を通して減衰させて廃棄しているが、原子炉の運転が終了していること、原子炉の運転を停止してから長期間が経過していることから、廃止措置段階では気体廃棄物処理系に希ガスは保持していないため、事故事象として選定していない。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類四）（3 / 4）

1.2. 燃料集合体の落下

- 燃料集合体の落下の内容としては、燃料取扱作業中に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、核分裂生成物（希ガス及びよう素）が環境に放出される事象を想定。

【運転中との違い】

- 放出量は、原子炉停止時から減衰期間（約9年）を考慮して評価。
- 燃料棒ギャップ内の核分裂生成物は、原子炉停止後の時間が経過しても残存するKr-85及びI-129とし、冷却が進んだ燃料を取り扱っている再処理施設の設計基準事象の評価で用いられている30%とする。
- 非常用ガス処理系によるよう素の除去は考慮しないこととし、原子炉棟内に放出された核分裂生成物は減衰することなく、大気中へ放出される。
- **評価条件**

評価条件	原子炉運転中 (設置許可記載 値)	解体工事準備期間（第1段階）			
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉
考慮する減衰期間	1日	約9年			
燃料棒ギャップ内の 核分裂生成物	希ガス：10% よう素：5%	希ガス（Kr-85）：30% よう素（I-129）：30%			
非常用ガス処理系に よるよう素の除去	考慮する	考慮しない			
放出箇所	(主) 排気筒	建屋（家）			
周辺監視区域境界 までの距離	約720m (方位:SSW)	410m (方位:S)	560m (方位:S)	690m (方位:S)	840m (方位:S)

廃止措置計画認可申請書について（添付書類四）（4 / 4）

1.2. 燃料集合体の落下（続き）

➤ 評価結果

評価項目		原子炉運転中 (設置許可記載値)	解体工事準備期間 (第1段階)			
			1号炉	2号炉	3号炉	4号炉
放出量 (Bq)	希ガス (γ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)	約 3.1×10^{14}	約 3.0×10^{11}	約 3.0×10^{11}	約 3.0×10^{11}	約 3.0×10^{11}
	よう素	約 7.9×10^{10}	約 2.7×10^6	約 2.7×10^6	約 2.7×10^6	約 2.7×10^6
実効線量 (mSv)		約 5.0×10^{-2}	約 9.1×10^{-4}	約 6.9×10^{-4}	約 5.7×10^{-4}	約 4.8×10^{-4}

2. 解体工事準備期間の事故時における周辺公衆の受ける線量評価のまとめ

- 環境へ放出される放射性物質の放出量は少なく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。（事故発生時の周辺公衆の実効線量評価値が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載の5 mSvを超えないことを確認。）

3. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降の事故時における周辺公衆の受ける線量評価

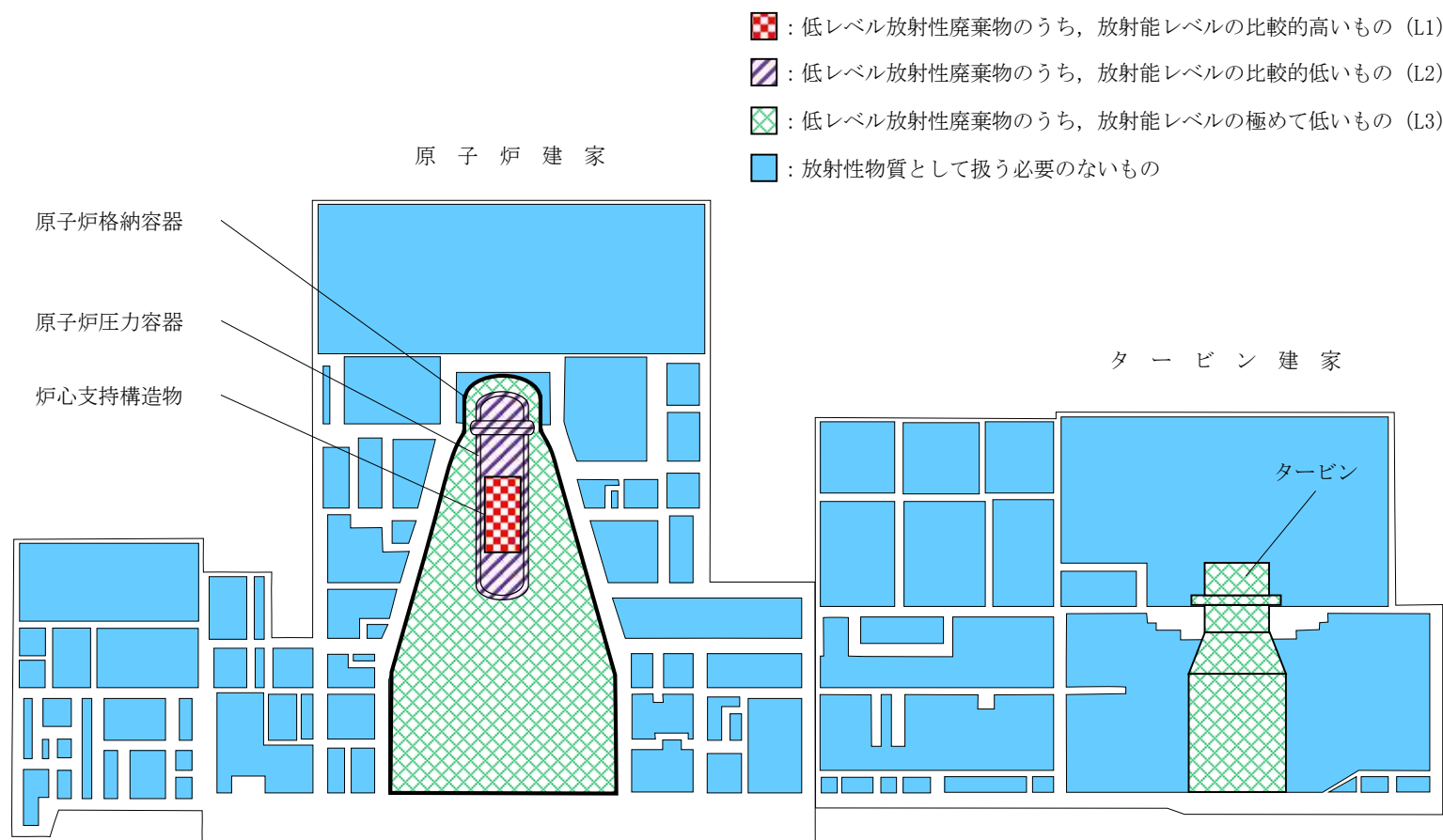
- 解体工事準備期間で実施する汚染状況の調査結果等を踏まえ、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に入るまでに評価を実施し、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

廃止措置計画認可申請書の概要（添付書類五）（1 / 2）

添付書類五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書

1. 現状の評価

- 主要設備の放射能レベルを推定し、放射能レベル区分別の放射性廃棄物発生量を評価。



主な廃止措置対象施設の除染前における推定汚染分布（1号炉）

廃止措置計画認可申請書の概要（添付書類五）（2 / 2）

1. 現状の評価（つづき）

廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物の推定発生量

放射能レベル区分		推定発生量			
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉
低レベル 放射性 廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの(L1)	約90t	約100t	約100t	約90t
	放射能レベルの比較的低いもの(L2)	約1,040t	約1,110t	約1,100t	約1,110t
	放射能レベルの極めて低いもの(L3)	約10,190t	約12,100t	約12,300t	約12,360t
放射性廃棄物として扱う必要のないもの（クリアランス）		約19,200t	約24,000t	約19,700t	約24,400t
合 計		約30,500t	約37,300t	約33,100t	約37,900t
その他、放射性廃棄物でない廃棄物		約582,000t	約556,000t	約548,000t	約524,000t

2. 今後の計画

- 放射線業務従事者及び施設周辺の一般公衆の被ばくを低減するように、適切な解体工法及び解体撤去手順を策定するため並びに解体撤去工事に伴って発生する放射性固体廃棄物発生量の評価精度の向上を図るため、残存する放射性物質及び原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物について、核種組成、放射エネルギー及び分布を評価する。
- 放射化汚染は、放射化されたものに関して、放射化生成核種を同定するとともに、生成核種の放射能濃度を計算による方法及び測定による方法により評価する。
- 二次的な汚染は、核種組成、汚染密度及び放射能濃度等を、計算による方法及び測定による方法により評価する。
- 代表試料の採取は、保安のために必要な維持すべき機能及び性能に影響を与えないように実施する。

廃止措置計画認可申請書について（添付書類六 追補）（1 / 2）

添付書類六「1. 性能維持施設に必要な機能及び性能」の追補

1. 使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）から冷却水が大量に漏えいする事象における燃料の評価について

- 使用済燃料プールから冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、燃料被覆管表面温度の上昇による燃料の健全性には影響がなく、また、臨界にならないことが確認できていることから、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するための重大事故等対処設備は不要である。

2. 使用済燃料プール水大規模漏えい時の燃料健全性について

- 使用済燃料プールには、最終サイクルで取り出した使用済燃料を含む使用済燃料が貯蔵されている。このうち、最も発熱量が高い燃料集合体を対象として自然対流による空気冷却条件で燃料被覆管表面温度の評価を行った。
- 評価の結果、燃料集合体の燃料被覆管表面温度は以下の通りとなり、この燃料被覆管表面温度においては、原子炉運転中の酸化減肉を考慮しても燃料被覆管のクリープ歪は1年後においてもクリープ歪の制限値1%を下回っていることから、クリープ変形による破損は発生せず燃料集合体の健全性は保たれる。

	総発熱量 (kW)	室内温度 (℃)	燃料被覆管表面温度 (℃)	1年後のクリープ歪 (%)
1号炉	約429	約112	約322	約0.1
2号炉	約431	約102	約305	約0.1※
3号炉	約398	約83	約277	約0.1※
4号炉	約382	約79	約259	約0.1※

※：燃料被覆管表面温度が320℃を下回る場合はクリープ歪評価は320℃で評価した

廃止措置計画認可申請書について（添付書類六 追補）（2 / 2）

3. 使用済燃料プール水大規模漏えい時の未臨界性の評価について

- 使用済燃料貯蔵ラック内の燃料集合体の配置において，使用済燃料プールの水密度が低い蒸気条件においても臨界を防止できることを確認するため，使用済燃料プール全体の水密度を一様に0.0～1.0g/cm³まで変化させた条件で実効増倍率の評価を行った。
- 評価の結果，実効増倍率は不確定性を考慮しても最大で0.940であり，臨界を防止できることを確認した。

	実効増倍率
1号炉	0.940
2号炉	0.929
3号炉	0.940
4号炉	0.929

4. 使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の放射線被ばくへの影響について

- 使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した状態を想定して，海側方位を除いた敷地境界上の評価地点におけるスカイシャイン線による実効線量を評価した結果は以下の通り1号炉が最大で約42μSv/hとなり，保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料プールに注水する等の措置を講じる時間を十分確保できることから，周辺公衆への放射線被ばくの影響は小さい。

	使用済燃料プールからの距離 (m)	実効線量 (μSv/h)
1号炉	400	約42
2号炉	550	約6.9
3号炉	630	約2.3
4号炉	490	約14