玄海原子力発電所
１号炉
廃止措置実施方針

２０２６年１０月

九州電力株式会社

玄海原子力発電所１号炉は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、２０１５年１２月２２日に玄海原子力発電所１号炉の廃止措置計画認可申請を行い、２０１７年４月１９日に認可を受け廃止措置段階に移行し、以降、第１表及び第２表に示す廃止措置計画変更認可及び届出の経緯を経ている。

２０２６年１０月１４日に届出を行った廃止措置計画は、添付１のとおりである。

なお、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則に定める廃止措置実施方針の記載項目」と「玄海１号炉廃止措置計画の記載項目」の対比を添付２に示す。

第１表　廃止措置計画変更認可の経緯

No	認可年月日	認可番号	備考
1	2017 年 4 月 19 日	原規規発第 17041911 号	
2	2020 年 3 月 18 日	原規規発第 2003183 号	
3	2020 年 12 月 25 日	原規規発第 2012252 号	
4	2023 年 9 月 11 日	原規規発第 2309111 号	
5	2026 年 1 月 8 日	原規規発第 2601081 号	

第２表　廃止措置計画変更届出の経緯

No	届出年月日	届出番号	備考
1	2018 年 7 月 12 日	原発本第 150 号	
2	2025 年 7 月 15 日	原発本第 109 号	
3	2026 年 10 月 14 日	原発本第 136 号	

添付１　玄海原子力発電所１号炉　廃止措置計画

添付２　廃止措置実施方針と廃止措置計画の記載項目対比

添付１

玄海原子力発電所

１号炉

廃止措置計画

一　氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称　　九州電力株式会社

住　　所　　福岡市中央区渡辺通二丁目１番 82 号

代表者の氏名　　代表取締役社長執行役員　中村　典弘

二　工場又は事業所の名称及び所在地

名　　称　　玄海原子力発電所

所　在　地　　佐賀県東松浦郡玄海町大字今村

三　発電用原子炉の名称

名　　称　　玄海原子力発電所　１号原子炉

四　廃止措置対象施設及びその敷地

１．　廃止措置対象施設の範囲及びその敷地

廃止措置対象施設の範囲は、「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。）に基づき、原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた１号炉の発電用原子炉及びその付属施設（以下「原子炉施設」という。）である。

なお、２号、３号又は４号炉との共用施設については、２号、３号又は４号炉にて施設管理を実施する。また、３号又は４号炉との共用施設は、１号炉の廃止措置終了後も３号又は４号炉の原子炉施設として引き続き供用する。

廃止措置対象施設の範囲を第 4.1 表に示す。

玄海原子力発電所の敷地面積は、約 84 万 m^2 であり、東側の敷地境界に隣接する地役権設定地域等の面積は、約６万 m^2 である。この敷地に１号炉から４号炉までの４基の原子炉施設が設置されており、３号及び４号炉は発電用として現在も使用中である。

玄海原子力発電所の敷地付近地図を第 4.1 図に示す。

２．　廃止措置対象施設の状況

2.1　廃止措置対象施設の概要

１号炉は、濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却加圧水型原子炉であり、熱出力は約 1,650 MW、電気出力は約 559 MW である。

2.2　廃止措置対象施設の運転履歴

１号原子炉施設は、昭和 45 年 12 月 10 日に原子炉設置許可を

受け（原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯を第 4.2 表に示す。）、昭和 50 年 1 月 28 日に初臨界に到達した。第 28 回定期検査を実施するために平成 23 年 12 月 1 日に原子炉を停止するまで、約 37 年間の運転実績を有している。

原子炉内に装荷されていた燃料集合体は、平成 25 年 4 月 12 日に原子炉からの取出しを完了した。

2.3 廃止措置対象施設の状況（初回申請）

(1) 核燃料物質の状況

１号原子炉施設の使用済燃料は、１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵中である。また、一部の使用済燃料は４号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット：１号、２号及び４号炉共用）に搬出し貯蔵中である。新燃料は、１号炉原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵中である。

核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量を第 4.3 表に示す。

(2) 放射性廃棄物の状況

原子炉施設から環境に放出する放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、それらの性状に応じて放射性物質の濃度及び放出量を低減する措置を講じ、玄海原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に定める放出管理目標値以下になるよう放出管理している。

また、放射性固体廃棄物は、廃棄物の種類ごとに原子炉施

設内の使用済樹脂貯蔵タンク（１号及び２号炉共用並びに１号、２号、３号及び４号炉共用）及び使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット：１号炉並びに１号、２号及び４号炉共用）並びに発電所内の固体廃棄物貯蔵庫（１号、２号、３号及び４号炉共用）及び蒸気発生器保管庫（１号、２号及び３号炉共用）に貯蔵又は保管中である。運転中に発生した放射性固体廃棄物の貯蔵又は保管場所ごとの種類及び数量を第4.4表に示す。

(3)　廃止措置対象施設の汚染状況

１号原子炉施設は、平成23年に原子炉を停止するまでの約37年間の運転により、設備及び建屋の一部が放射化又は放射性物質で汚染されている。

原子炉からの中性子照射による放射化により、原子炉容器及び原子炉容器周囲のコンクリート壁を含む領域には、放射能レベルが比較的高い汚染がある。

廃止措置対象施設の汚染は、原子炉格納施設及び原子炉補助建屋等の内部に限られ、これらの施設は全て管理区域としている。

廃止措置対象施設の管理区域全体図を第4.2図に、初回申請において評価した主な廃止措置対象施設の推定汚染分布を第4.3図に示す。

第 4.1 表　廃止措置対象施設の範囲（１／３）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称
原子炉施設の一般構造	その他の主要な構造	原子炉補助建屋※1
原子炉本体	炉心	炉心支持構造物
	燃料体	燃料集合体
	原子炉容器	原子炉容器
	放射線遮へい体	原子炉容器周囲のコンクリート壁
		原子炉格納容器外周のコンクリート壁
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）	燃料取替装置
		燃料移送装置※1※2
		除染装置※1※2
		使用済燃料輸送容器※1
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵設備
		使用済燃料貯蔵設備※1※2
		使用済燃料乾式貯蔵施設※1※3
原子炉冷却系統施設	１次冷却設備	蒸気発生器
		１次冷却材ポンプ
		１次冷却材管
		加圧器
	２次冷却設備	タービン
	非常用冷却設備	高圧注入系
		低圧注入系
		蓄圧注入系
	その他の主要な事項	化学体積制御設備
		余熱除去設備
		タービンバイパス設備
		主蒸気安全弁及び大気放出弁

※１：２号炉との共用施設

※２：当該施設のうち一部が３号又は４号炉との共用施設

※３：当該施設のうち全てが３号又は４号炉との共用施設

第 4.1 表　廃止措置対象施設の範囲（２／３）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称
計測制御系統施設	計装	核計装
		その他の主要な計装
	安全保護回路	原子炉停止回路
		その他の主要な安全保護回路
	制御設備	制御材
		制御材駆動設備
	その他の主要な事項	１次冷却材温度制御設備
		加圧器制御設備
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備（気体廃棄物処理設備）	ガス圧縮装置※1
		ガス減衰タンク※1
		原子炉補助建屋排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理設備）	ほう酸回収系
		廃液処理系※1
		洗浄排水処理系※1※3
		復水器冷却水放水口※1※2
	固体廃棄物の廃棄設備（固体廃棄物処理設備）	アスファルト固化装置※1
		セメント固化装置※1※2
		ベイラ※1※2
		雑固体焼却設備※1※3
		燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備※1※3
		雑固体溶融処理設備※1※3
		使用済樹脂貯蔵タンク※1※2
		使用済樹脂処理装置※1
		固体廃棄物貯蔵庫※1※3
		蒸気発生器保管庫※1※3

※１：２号炉との共用施設

※２：当該施設のうち一部が３号又は４号炉との共用施設

※３：当該施設のうち全てが３号又は４号炉との共用施設

第 4.1 表　廃止措置対象施設の範囲（３／３）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備※1
		放射線管理設備※1※2
	屋外管理用の主要な設備	排気モニタ
		排水モニタ
		気象観測設備※1※3
		敷地内外の固定モニタ※1※3
		放射能観測車※1※3
		環境試料の放射線測定装置※1※3
原子炉格納施設	構造	原子炉格納容器
	その他の主要な事項	原子炉格納容器空気再循環設備
		原子炉格納容器換気設備
		アニュラス空気再循環設備
		原子炉格納容器スプレイ設備
その他原子炉の付属設備	非常用電源設備	受電系統※1※2
		ディーゼル発電機
		蓄電池
その他主要施設	建物及び構築物	タービン建屋

※１：２号炉との共用施設

※２：当該施設のうち一部が３号又は４号炉との共用施設

※３：当該施設のうち全てが３号又は４号炉との共用施設

第 4.2 表　原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯（１／３）

許可年月日	許可番号	備　　考
昭和 45 年 12 月 10 日	45 原第 7661 号	１号原子炉施設の新設
昭和 46 年 12 月 21 日	46 原第 8091 号	・原子炉施設の変更 (1)気体及び液体廃棄物処理設備の一部変更
昭和 47 年 11 月 13 日	47 原第 9442 号	・原子炉施設の変更 (1)制御棒吸収材変更 (2)バーナブルポイズン本数変更 (3)廃液蒸発装置増設
昭和 48 年９月 11 日	48 原第 6996 号	・原子炉施設の変更 (1)燃料最高温度変更 (2)安全保護回路一部変更
昭和 49 年 11 月 12 日	49 原第 9068 号	・原子炉施設の変更 (1)原子炉施設の位置の記載の変更
昭和 51 年１月 28 日	50 原第 9168 号	・原子炉施設の変更 (1)使用済燃料貯蔵ラックの増設 (2)固体廃棄物の処理方法の記載の明確化
昭和 51 年５月７日	51 安第 2114 号	・原子炉施設の変更 (1)第５領域以降取替燃料濃縮度の変更
昭和 51 年 12 月 13 日	51 安（原規）第 158 号	・原子炉施設の変更 (1)取替炉心におけるバーナブルポイズンの使用に係る変更
昭和 52 年 11 月８日	52 安（原規）第 268 号	・原子炉施設の変更 (1)使用済樹脂貯蔵タンクの増設
昭和 53 年５月８日	53 安（原規）第 86 号	・原子炉施設の変更 (1)Ｂ型燃料の使用に伴う変更
昭和 54 年７月 21 日	54 資庁第 2393 号	・原子炉施設の変更 (1)新燃料ラックの増強 (2)雑固体焼却設備の新設 (3)固体廃棄物貯蔵庫の増設
昭和 54 年７月 28 日	54 資庁第 10262 号	・原子炉施設の変更 (1)安全保護回路の変更

第 4.2 表　原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯（２／３）

許可年月日	許可番号	備　　考
昭和 55 年 12 月 19 日	55 資庁第 14677 号	・使用済燃料の処分の方法の変更 (海外の再処理委託先確定による)
昭和 57 年７月 16 日	57 資庁第 4368 号	・原子炉施設の変更 (1)取替燃料濃縮度変更 (2)キャスク保管建屋設置
平成４年８月６日	３資庁第 9296 号	・原子炉施設の変更 (1)敷地の変更 (2)燃料集合体最高燃焼度の変更 (3)取替燃料の濃縮度の変更 (4)ガドリニア入り燃料の使用 (5)蒸気発生器取替え (6)出力分布調整用制御棒クラスタの撤去 (7)ベイラの共用化 (8)蒸気発生器保管庫の設置 ・使用済燃料の処分の方法の変更 (再処理委託先の変更)
平成５年８月３日	４資庁第 13635 号	・原子炉施設の変更 (1)敷地の変更 (2)使用済樹脂処理の変更
平成７年１月 24 日	６資庁第 9918 号	・原子炉施設の変更 (1)洗浄排水処理系の設置
平成８年３月 12 日	７資庁第 8491 号	・原子炉施設の変更 (1)４号炉の核燃料物質取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備の一部の１号炉及び２号炉との共用化
平成 11 年 11 月 15 日	平成 11･02･10 資第１号	・原子炉施設の変更 (1)出力分布調整用制御棒クラスタ駆動装置の撤去 (2)蒸気発生器保管庫の貯蔵保管能力の変更、共用化及び保管対象物の変更 ・使用済燃料の処分の方法の変更 (再処理委託先確認方法の一部変更)

第 4.2 表　原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯（３／３）

許可年月日	許可番号	備　　考
平成 15 年６月４日	平成 14･10･30 原第２号	・原子炉施設の変更 (1)気体及び液体廃棄物の廃棄設備の共用化及び一部撤去 (2)雑固体溶融処理設備の設置 (3)使用済樹脂貯蔵タンクの共用化及び増設 (4)固体廃棄物貯蔵庫の増設
平成 16 年３月 19 日	平成 15･08･29 原第１号	・原子炉施設の変更 (1)高燃焼度燃料の使用 (2)制御棒クラスタ増設及び炉内構造物取替え (3)蒸気発生器保管庫の保管対象物の変更
平成 28 年 11 月２日	原規規発第 16110235 号	・使用済燃料の処分の方法の変更 （再処理等拠出金法公布に伴う変更）

第 4.3 表　核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量

平成 28 年 9 月 30 日現在

貯蔵場所	種　　類	体　　数
1 号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）	使用済燃料	240 体
	新燃料	16 体
1 号炉原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備	新燃料	64 体
4 号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）	使用済燃料	112 体

第 4.4 表　運転中に発生した放射性固体廃棄物の貯蔵又は保管場所ごとの種類及び数量

平成 28 年 9 月 30 日現在

廃棄物の貯蔵又は保管場所	廃棄物の種類	貯蔵又は保管量
使用済樹脂貯蔵タンク	使用済樹脂	181 $m^{3※1}$
使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）	使用済制御棒クラスタ	92 体
	使用済バーナブルポイズン	192 体※2※3
	使用済プラギングデバイス	155 体
固体廃棄物貯蔵庫	均質固化体（ドラム缶）	1,377 本
	雑固体廃棄物（ドラム缶）	4,242 本※4
	雑固体廃棄物（その他）	642 本※4
蒸気発生器保管庫	蒸気発生器	２基
	保管容器	310 $m^{3※5}$

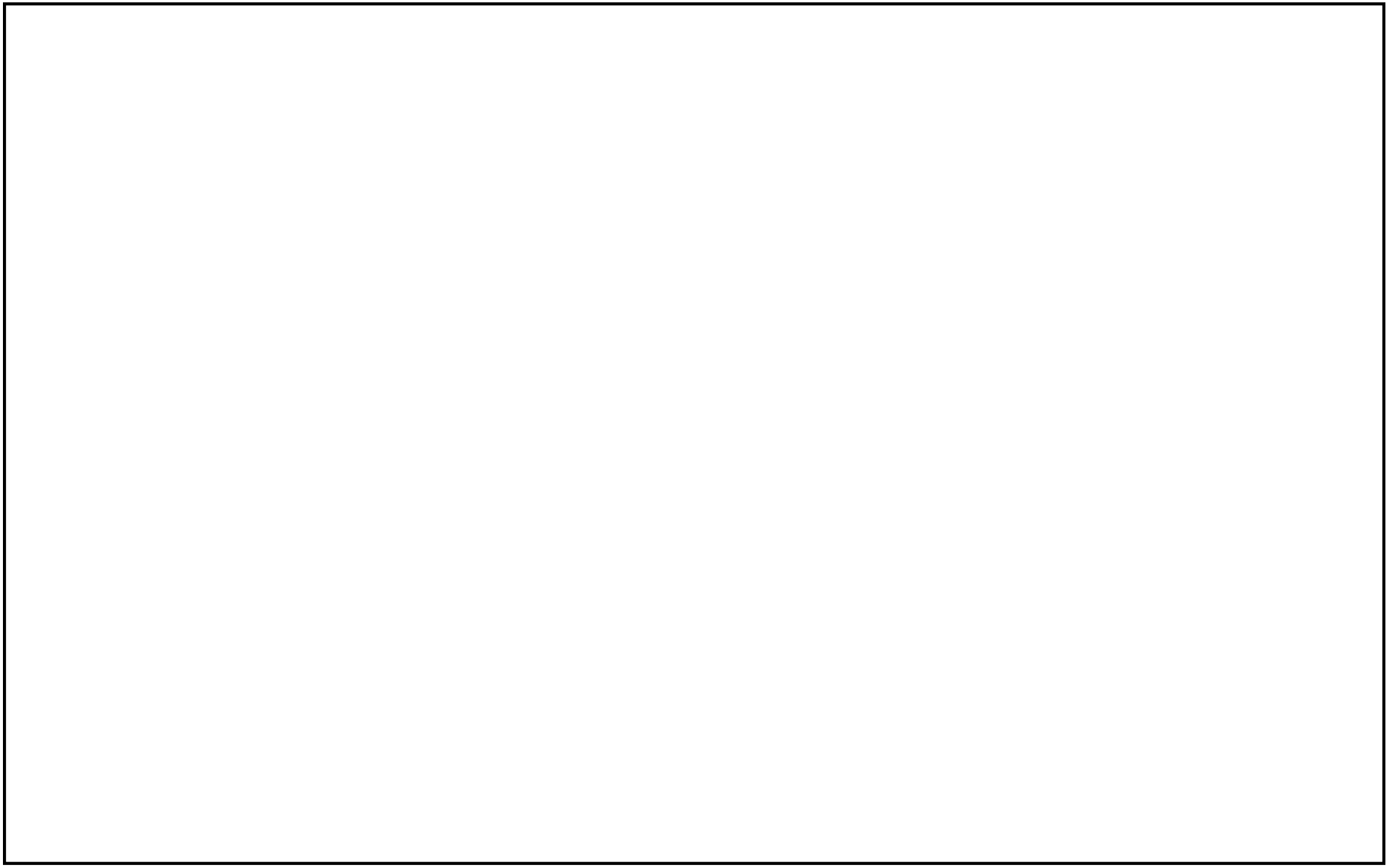
※１：２号、３号及び４号炉で発生した廃棄物を含む。

※２：192 体の内 114 体は減容済である。

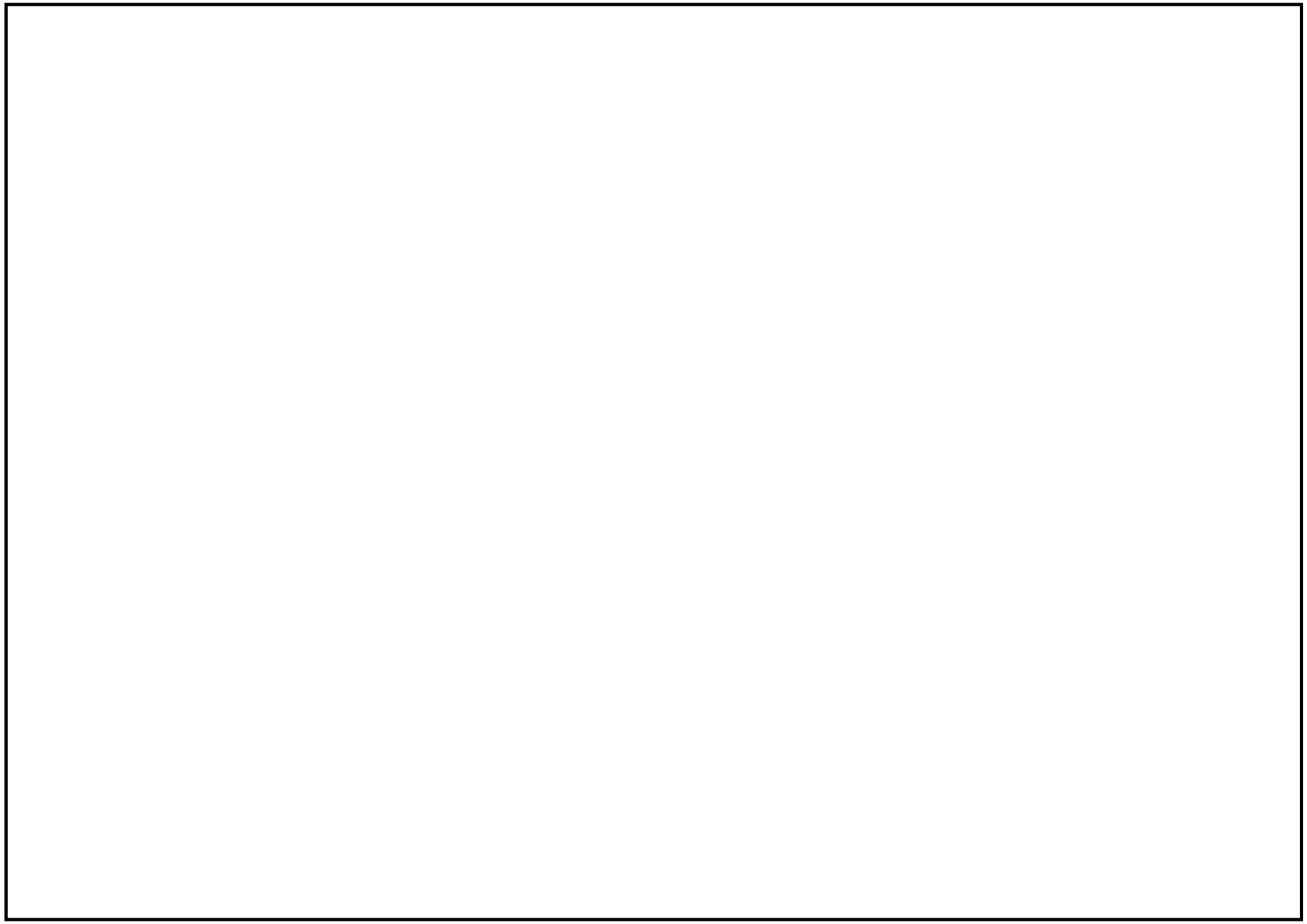
※３：４号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵中の 28 体を含む。

※４：200L ドラム缶相当での保管数量である。

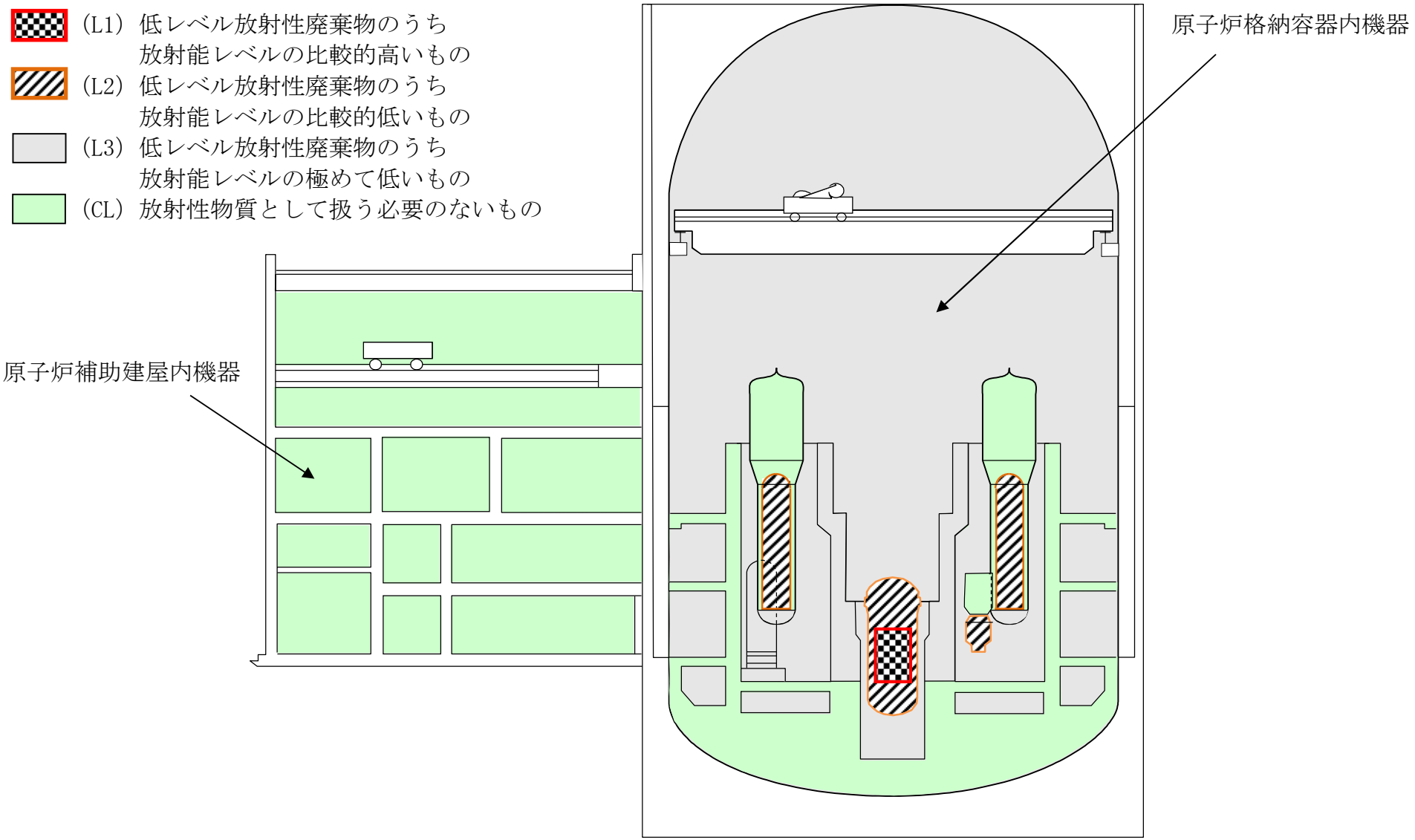
※５：原子炉容器上部ふた及び炉内構造物を含む。



第4.1図　　玄海原子力発電所の敷地付近地図　　：防護上の観点から公開できません。



第4.2図　廃止措置対象施設の管理区域全体図 □: 防護上の観点から公開できません。



第 4.3 図　主な廃止措置対象施設の推定汚染分布（初回申請）

五　廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法

１．　廃止措置の基本方針

廃止措置は、安全確保を最優先に、次の基本方針の下に、「原子炉等規制法」、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」（以下「原子炉等規制法施行令」という。）、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）等の関係法令及び「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量告示」という。）等の関係告示を遵守する。

また、旧原子力安全委員会決定「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方（平成13年８月６日一部改訂）」を参考とする。

(1)　施設周辺の一般公衆及び放射線業務従事者に対し、「線量告示」に基づき定められている線量限度を遵守すると共に、国際放射線防護委員会（ICRP）が1977年勧告で示した放射線防護の基本的考え方を示す概念（ALARA：as low as reasonably achievable）の基本的考え方に基づき、合理的に達成可能な限り放射線被ばくを低減するよう、適切な解体撤去手順及び方法並びに核燃料物質による汚染の除去方法を策定して実施する。また、解体等に伴い発生する汚染された物の廃棄についても同様とする。

(2)　保安のために必要な施設を適切に維持管理すると共に、放射線管理及び放射性廃棄物管理は、関係法令及び関係告示を遵守する。

(3)　廃止措置期間中の保安活動及び品質保証に必要な事項は、「保安規定」に定めて実施する。

(4)　廃止措置の実施に当たっては、３号及び４号炉の運転に必要な施設（可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートを含む。）の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で工事を実施する。また、３号及び４号炉を運転する上で廃止措置計画の変更が必要となった場合は、変更認可を受ける。

(5)　解体撤去工事に当たっては、隣接する２号炉への影響を防止するために、対象となる配管・機器等の解体撤去が２号炉の廃止措置に必要な機能に影響を与えないことを確認した上で、工事を実施する。

２．　廃止措置の全体概要

解体の対象となる施設は、廃止措置対象施設のうち、３号又は４号炉との共用施設並びに放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋、地下構造物及び建屋基礎を除く全てである。解体対象施設を第5.1表に示す。また、解体対象施設の配置を第5.1図に示す。

廃止措置の工事は、汚染状況の調査等の解体工事準備を行うこと及び放射線業務従事者の被ばく低減のために放射能の減衰を考慮すること等から、解体工事準備期間、原子炉周辺設備等解体撤去期間、原子炉等解体撤去期間及び建屋等解体撤去期間の４つの期間に区分して行う。

１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）及び新燃料貯蔵設備（以下「１号内燃料貯蔵設備」という。）外への核燃料物質の搬出は、解体工事準備期間から原子炉周辺設備等解体撤去期間の中で行い、１号内燃料貯蔵設備の解体

は、それぞれの貯蔵設備から核燃料物質の搬出後に行う。なお、燃料集合体の保管については、「八　核燃料物質の管理及び譲渡し」に示す。

廃止措置期間中の保安のために必要な設備については、その機能を廃止措置の進捗に応じて維持管理する。核燃料物質の貯蔵設備については、核燃料物質が貯蔵されている期間は、臨界防止、水位及び漏えいの監視並びに浄化の機能を維持管理する。放射性物質を内包する系統及び機器を収納する建屋等については、これらの系統及び機器が撤去されるまでの期間は、放射性物質の外部への漏えいを防止するための障壁及び放射線遮へい体としての機能を維持管理する。換気設備については、管理区域解除までの期間は、換気機能を維持管理する。放射性廃棄物の廃棄施設は、放射性廃棄物の処理を完了するまでの期間は、処理機能を維持管理する。これらの機能確保に関連する放射線管理設備、非常用電源設備等については、関連する設備の供用が終了するまでの期間は、その機能を維持管理する。

汚染の除去は、解体工事に当たって講じる安全確保対策等を目的として行う。

３．　廃止措置の主要な手順

廃止措置の工事は、次の４つの期間に区分し、この順序で行う。

解体の主な手順を第5.2図に示す。

(1)　解体工事準備期間

解体工事準備期間では、安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した施設のうち、汚染のない設備

（２次系設備）の解体撤去に着手すると共に、核燃料物質の１号内燃料貯蔵設備外への搬出、汚染状況の調査、汚染の除去及び汚染された物の廃棄を実施する。これらの工事等の実施に際しては、原子炉周辺設備又は原子炉本体等の改造、試料採取等を実施する場合においても、安全上必要な機能に影響を与えないことを確認した上で実施する。また、核燃料物質の１号内燃料貯蔵設備外への搬出が完了するまでは、炉心への燃料集合体の再装荷を不可にする措置を講じる。

なお、放射能レベルの比較的高い原子炉本体等の時間的減衰を図るため安全貯蔵を実施する。

解体工事準備期間中に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件を第5.2表に、系統除染における汚染の除去方法を第9.1表に示す。

(2)　原子炉周辺設備等解体撤去期間

原子炉周辺設備等解体撤去期間では、汚染状況の調査後に安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した施設のうち、原子炉本体等以外の安全貯蔵を行わない低線量設備の解体撤去に着手する。

低線量設備の解体撤去は、解体時に追加的な汚染が発生しないよう、解体撤去範囲に放射性廃棄物でない廃棄物（以下「NR」という。）と判断できる設備がある場合は、NRを先行して解体撤去し、その後、放射能レベルの低いものから解体撤去することを基本とする。

また、解体撤去物のうち、放射性物質として扱う必要のないもの（以下「CL」という。）として処理するか、放射性固体廃

棄物とするかを判断する前段階のもの（以下「解体保管物」という。）を保管するエリア（以下「保管エリア」という。）及び解体保管物の処理を行うエリア（以下、保管エリアと併せて「保管エリア等」という。）を確保するために、保管エリア等の設置予定場所について、放射能レベルが低く、保管エリア等として活用可能なエリアにある設備から優先的に解体撤去し、その後、保管エリア等として利用する。保管エリア等を確保した後、その他の低線量設備の解体撤去を進める。解体保管物は、必要に応じて処理を行うことにより、可能な限りCLとして保管エリアから搬出していく。

解体撤去は、熱的切断又は機械的切断により行う。具体的な工法は、解体する機器の構造及び汚染状況、解体に使用する工具の使用条件、解体に伴い発生する放射性粉じん（以下「粒子状放射性物質」という。）の影響等を考慮し選定する。また、解体工事準備期間に引き続き、放射能レベルの比較的高い原子炉本体等の安全貯蔵、汚染のない設備の解体撤去、核燃料物質の１号内燃料貯蔵設備外への搬出、汚染の除去及び汚染された物の廃棄を実施する。核燃料物質の１号内燃料貯蔵設備外への搬出が完了するまでは、解体工事準備期間に引き続き炉心への燃料集合体の再装荷を不可にする措置を講じる。

原子炉周辺設備等解体撤去期間中に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件を第5.3表に示す。

(3)　原子炉等解体撤去期間

原子炉等解体撤去期間では、汚染状況の調査及び安全貯蔵終了後、放射能レベルの比較的高い原子炉本体等の解体撤去を実

施する。解体撤去は、熱的切断又は機械的切断により行う。具体的な工法は、解体する機器の構造及び汚染状況、解体に使用する工具の使用条件、解体に伴い発生する粒子状放射性物質の影響等を考慮し選定する。特に放射能レベルの高い炉内構造物等の解体においては、水中又は遠隔操作による切断等、被ばく低減を考慮した工法を採用する。また、原子炉等解体撤去期間以前に着手した設備の解体撤去、汚染の除去及び汚染された物の廃棄を引き続き実施する。

なお、原子炉等解体撤去期間以降については、原子炉等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

(4) 建屋等解体撤去期間

建屋等解体撤去期間では、汚染のない設備の解体撤去、汚染の除去及び汚染された物の廃棄を引き続き行うと共に、低線量設備の解体撤去及び原子炉本体等の解体撤去完了後、建屋内に汚染がないことを確認した上で管理区域を順次解除し、建屋等を解体撤去する。建屋の解体は、圧砕機やブレーカ等を用いて行う。

解体対象施設の解体撤去、核燃料物質の譲渡し、汚染の除去及び汚染された物の廃棄が終了した後、廃止措置を終了する。

4. 安全確保対策

解体工事に当たっては、事前に工事対象範囲の汚染状況の確認を行い、その結果に基づき、安全確保対策として次に示す放射性物質の漏えい及び拡散防止対策、放射線業務従事者の被ばく低減対策並びに事故防止対策を講じる。

これらの安全確保に係る事項は、「保安規定」に定める。

4.1　放射性物質の漏えい及び拡散防止対策

解体工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては、既設の建屋又は構築物並びに換気設備により施設外への漏えい及び拡散防止機能を維持すると共に、この機能が損なわれないように工事方法を計画する。汚染のある施設又は設備を解体撤去する場合、汚染状況に応じて施設外への拡散防止機能を持った装置を導入する。

また、液体状の放射性物質に対しても同様に、既設の液体廃棄物の廃棄設備を用いて処理を行うことで漏えい防止機能を維持するように工事方法を計画する。

工事の実施に当たっては、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、放出管理及び周辺環境に対する放射線モニタリングを行う。

4.2　放射線業務従事者の被ばく低減対策

外部被ばく低減のため、線量当量率を考慮し、放射線遮へい、遠隔操作装置の導入及び立入制限等を行う。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。また、外部被ばく低減及び内部被ばく防止のために、線量当量率及び汚染レベルを考慮し、「九　核燃料物質による汚染の除去」に従って汚染の除去を行う。

工事の実施に当たっては、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。また、工事区

域内の線量当量率を測定し、表示すると共に、線量当量率が著しく変動するおそれがある工事については、作業中の線量当量率を監視する。

4.3　事故防止対策

解体工事に当たっては、1号及び2号炉で維持管理している周辺施設並びに3号及び4号炉の運転に必要な施設（可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートを含む。）への影響を回避する工事方法を計画する。

地震及び台風等の自然事象に備え、内包する有意な汚染を除去するまで、放射性物質の外部への漏えいを防止するための障壁及び放射線遮へい体として建屋等の機能が損なわれないようにする。

火災、爆発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安全管理の徹底等の措置を講じる。

また、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、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共に、早期の復旧に努める。

なお、使用済燃料を1号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵している間において、使用済燃料貯蔵設備から冷却水が多量に漏えいする事象を評価した結果、使用済燃料の健全性は確保されることから、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し臨界を防止するために必要な設備は不要である。

4.4　労働災害防止対策

一般労働災害防止対策として、高所作業対策、石綿等有害物対策、感電防止対策、粉じん障害対策、酸欠防止対策及び騒音防止対策等を講じる。

5．　解体撤去物等の取扱い

解体撤去に伴って発生する廃棄物のうち、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、関係法令、関係告示及び「1．廃止措置の基本方針」等に基づいて適切に処理を行い管理放出する。また、放射性固体廃棄物は、関係法令、関係告示及び「1．廃止措置の基本方針」等に基づき、放射能レベル区分や性状に応じた処理を行い、廃止措置が終了するまでに「原子炉等規制法」に基づき廃棄の事業の許可を受けた廃棄施設に廃棄する。

放射性固体廃棄物の処理に当たっては、分別、減容及び除染等により放射性固体廃棄物の発生量を合理的に達成可能な限り低減する。

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」に定める所定の手続き及び確認を経て施設から搬出し、可能な限り再利用に供する。

放射性廃棄物の処理処分の詳細は、「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」に示す。

第 5.1 表　解体対象施設（１／３）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称
原子炉施設の一般構造	その他の主要な構造	原子炉補助建屋※1※4
原子炉本体	炉心	炉心支持構造物
	燃料体	燃料集合体※2
	原子炉容器	原子炉容器
	放射線遮へい体	原子炉容器周囲のコンクリート壁
		原子炉格納容器外周のコンクリート壁※1
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）	燃料取替装置
		燃料移送装置※3
		除染装置※3
		使用済燃料輸送容器※4※5
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵設備
		使用済燃料貯蔵設備※3
原子炉冷却系統施設	１次冷却設備	蒸気発生器
		１次冷却材ポンプ
		１次冷却材管
		加圧器
	２次冷却設備	タービン
	非常用冷却設備	高圧注入系
		低圧注入系
		蓄圧注入系
	その他の主要な事項	化学体積制御設備
		余熱除去設備
		タービンバイパス設備
		主蒸気安全弁及び大気放出弁

※１：放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋、地下構造物及び建屋基礎は解体対象施設から除く。

※２：燃料集合体は、再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※３：３号又は４号炉との共用施設については解体対象施設から除く。

※４：２号炉のみとの共用施設については解体対象施設に含む。

※５：リース終了後は返却する。

第 5.1 表　解体対象施設（２／３）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称
計測制御系統施設	計装	核計装
		その他の主要な計装
	安全保護回路	原子炉停止回路
		その他の主要な安全保護回路
	制御設備	制御材
		制御材駆動設備
	その他の主要な事項	１次冷却材温度制御設備
		加圧器制御設備
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備（気体廃棄物処理設備）	ガス圧縮装置※4
		ガス減衰タンク※4
		原子炉補助建屋排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理設備）	ほう酸回収系
		廃液処理系※4
		復水器冷却水放水口※3※4
	固体廃棄物の廃棄設備（固体廃棄物処理設備）	アスファルト固化装置※4
		セメント固化装置※3※4
		ベイラ※3※4
		使用済樹脂貯蔵タンク※3※4
		使用済樹脂処理装置※4

※１：放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋、地下構造物及び建屋基礎は解体対象施設から除く。

※２：燃料集合体は、再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※３：３号又は４号炉との共用施設については解体対象施設から除く。

※４：２号炉のみとの共用施設については解体対象施設に含む。

※５：リース終了後は返却する。

第 5.1 表　解体対象施設（３／３）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備※4
		放射線管理設備※3※4
	屋外管理用の主要な設備	排気モニタ
		排水モニタ
原子炉格納施設	構造	原子炉格納容器※1
	その他の主要な事項	原子炉格納容器空気再循環設備
		原子炉格納容器換気設備
		アニュラス空気再循環設備
		原子炉格納容器スプレイ設備
その他原子炉の付属設備	非常用電源設備	受電系統※3※4
		ディーゼル発電機
		蓄電池
その他主要施設	建物及び構築物	タービン建屋※1

※１：放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋、地下構造物及び建屋基礎は解体対象施設から除く。

※２：燃料集合体は、再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※３：３号又は４号炉との共用施設については解体対象施設から除く。

※４：２号炉のみとの共用施設については解体対象施設に含む。

※５：リース終了後は返却する。

第 5.2 表　解体工事準備期間中に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件

手順上の名称	場　所	主要設備名称	着手要件	概　要	安全確保対策	完了要件
汚染状況の調査	原子炉格納容器内及び原子炉補助建屋内	管理区域内の解体対象設備	供用の終了後	・解体対象施設から代表試料を採取し、核種組成、放射能濃度を測定する。 ・機器及び配管等の表面の線量当量率測定を行う。 ・解体対象施設に残存する放射性物質について、核種組成及び放射能分布を評価する。	・試料採取時には汚染拡大防止対策を講じる。 ・試料採取及び測定場所の状況に応じて遠隔操作装置の導入及び防護具の着用等の被ばく低減対策を講じる。	低線量設備解体撤去及び原子炉本体等解体撤去に必要な情報を得ること。
汚染のない設備解体撤去	タービン建屋等管理区域外	２次系設備	供用の終了後	・２次系設備を解体撤去する。 ・工具等を用いた分解・取外し、熱的切断、機械的切断等の工法により、気中での切断・破砕を行う。	・粉じん等の発生のおそれがある場合は、局所排風機の設置、粉じん等の拡散防止措置を講じる。 ・火気使用作業前には、周辺に可燃物がないことを確認し、防炎シート等を用いて養生を行う。	汚染のない解体対象施設を全て撤去すること。

第 5.3 表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件（１／３）

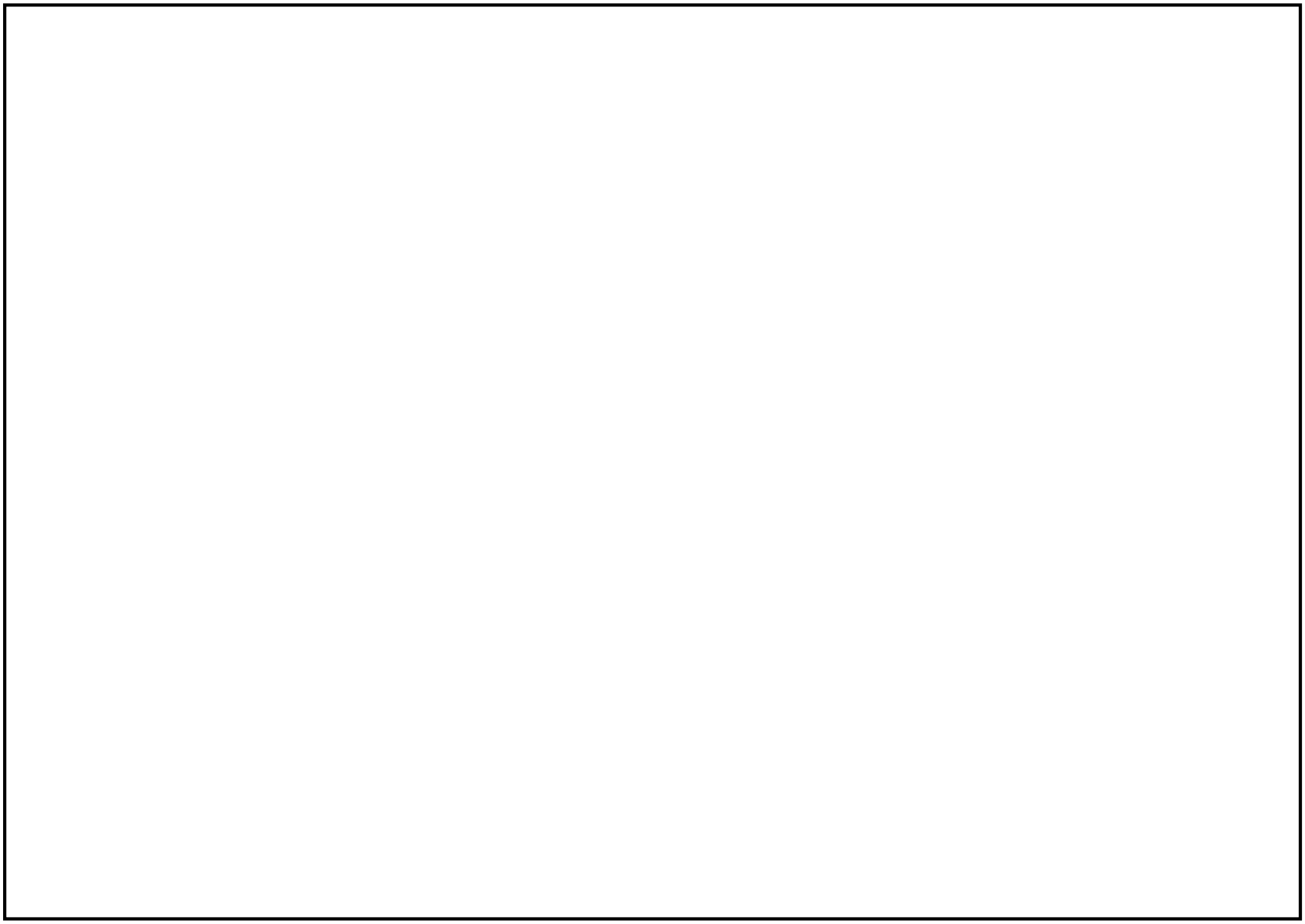
手順上の名称	場　所	主要設備名称	着手要件	概　要	安全確保対策	完了要件
低線量設備解体撤去	原子炉補助建屋内等管理区域内	管理区域内の解体対象設備	・汚染状況の調査が終了していること。 ・対象設備が供用を終了していること。	・低線量設備を解体撤去する。 ・性能維持施設に影響を与えないことを確認するとともに、放射性物質の漏えい及び拡散防止対策、被ばく低減対策等の安全確保対策を講じて解体撤去を行う。 ・低線量設備を解体撤去した後の区域の一部については、保管エリア等として利用する。 ・解体撤去作業は、解体時に追加的な汚染が発生しないよう、放射能レベルの低いものから解体撤去をすることを基本とする。 ・解体工法については、解体機器に応じて、周辺公衆の被ばく低減、労働災害防止等の観点から、基本的にはバンドソー等を用いた機械	・工事の実施に当たっては、施設外への放射性物質の漏えい及び拡散防止対策を行う。 ・外部被ばく低減のため、線量当量率を考慮し、放射線遮へい、遠隔操作装置の導入及び立入制限等を行う。 ・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、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については、作業中の線量当量率を監視する。	低線量設備の解体撤去が完了すること。

第 5.3 表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件（２／３）

手順上の名称	場　所	主要設備名称	着手要件	概　要	安全確保対策	完了要件
				的切断により実施する。ただし、放射線業務従事者の被ばく低減、労働災害防止等の観点から、作業性向上及び作業時間短縮を図るため、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により実施することを基本とする。	・性能維持施設、３号及び４号炉の運転に必要な施設（可搬型重大事故等対処施設の保管場所及びアクセスルートを含む。）への影響を回避する工事方法を計画する。 ・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安全管理の徹底及び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共に、早期の復旧に努める。	

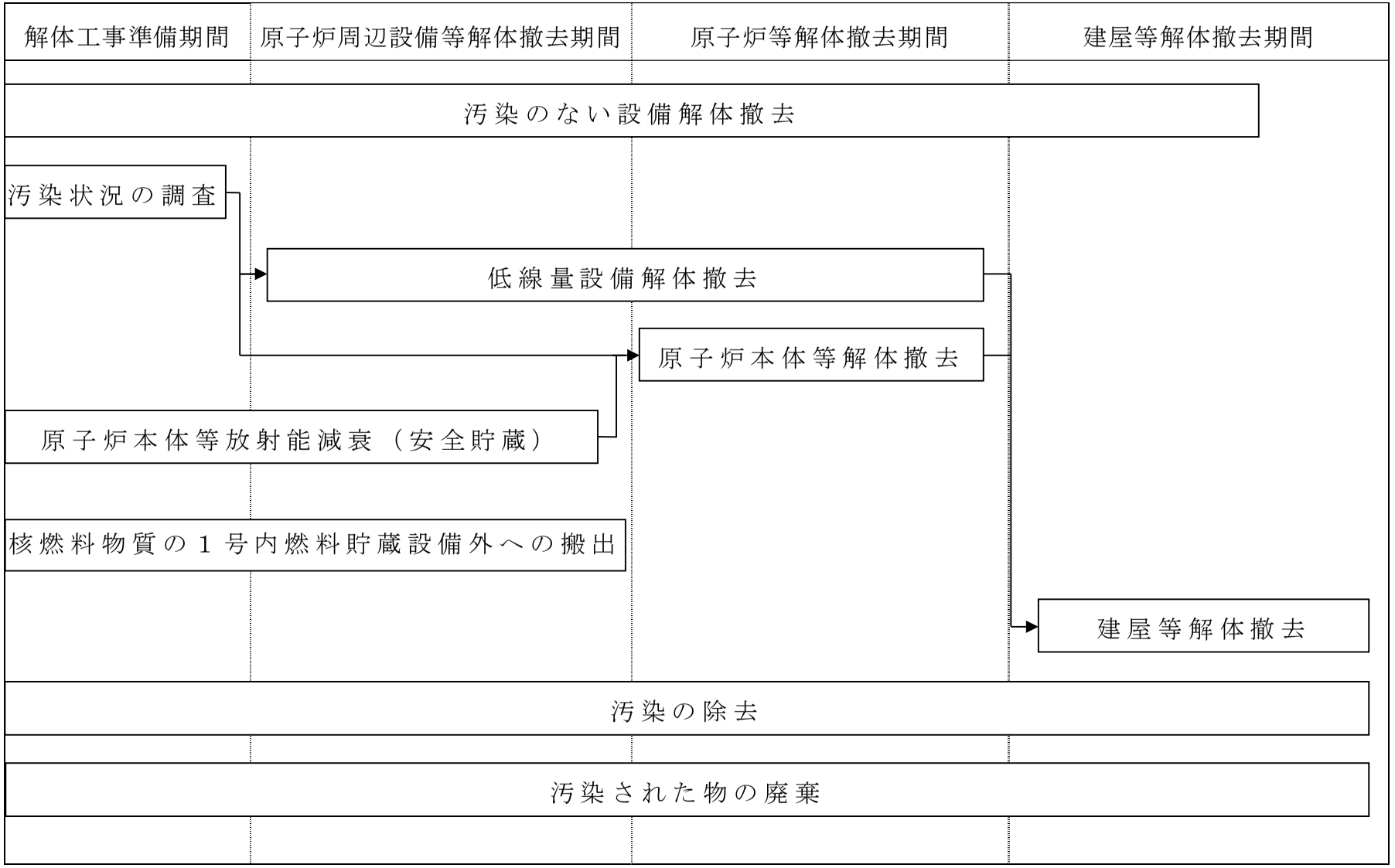
第 5.3 表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件（３／３）

手順上の名称	場　所	主要設備名称	着手要件	概　要	安全確保対策	完了要件
汚染のない設備解体撤去	タービン建屋等管理区域外	２次系設備	供用の終了後	・２次系設備を解体撤去する。 ・工具等を用いた分解・取外し、熱的切断、機械的切断等の工法により、気中での切断・破砕を行う。	・粉じん等の発生のおそれがある場合は、局所排風機の設置、粉じん等の拡散防止措置を講じる。 ・火気使用作業前には、周辺に可燃物がないことを確認し、防炎シート等を用いて養生を行う。	汚染のない解体対象施設を全て撤去すること。



第5.1図　解体対象施設の配置図

□：防護上の観点から公開できません。



第 5.2 図　解体の主な手順

六　性能維持施設

１．　性能維持施設

廃止措置を安全に進める上で、放射性物質を内包する系統及び設備を収納する建屋及び構築物、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備、非常用電源設備、消火設備等の廃止措置期間中に性能を維持すべき発電用原子炉施設（以下「性能維持施設」という。）を廃止措置の進捗に応じて維持管理していく。性能維持施設に係る必要な機能及び性能並びに維持期間についての基本的な考え方を以下に示す。

(1)　放射性物質を内包する系統及び設備を収納する建屋及び構築物について、これらの系統及び設備が撤去されるまでの期間、放射性物質漏えい防止及び放射線遮へいの機能及び性能を維持管理する。

(2)　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設について、使用済燃料が１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）から搬出又は１号及び２号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）から構内運搬に係る使用の終了までの期間、燃料落下防止、臨界防止及び浄化等の機能及び性能を維持管理する。また、新燃料が１号内燃料貯蔵設備から搬出されるまでの期間、燃料落下防止及び臨界防止の機能及び性能を維持管理する。

(3)　放射性廃棄物の廃棄施設について、放射性廃棄物の処理が完了するまでの期間、放射性廃棄物処理機能及び性能を維持管理する。また、放射性固体廃棄物を適切に貯蔵保管するため、放射性廃棄物貯蔵機能及び性能を維持管理する。

(4)　放射線管理施設について、関連する設備の供用終了又は放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理完了までの期間、原子炉施設の放射線監視、環境への放射性物質の放出管理及び管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理のために、放射線監視、放出管理及び放射線管理の機能及び性能を維持管理する。

(5)　換気設備について、管理区域が解除されるまでの期間、使用済燃料の貯蔵管理、放射性廃棄物の処理及び放射線業務従事者の被ばく低減等を考慮して、建屋内の換気の機能及び性能を維持管理する。

(6)　非常用電源設備について、建屋解体前までの期間、原子炉施設の安全確保上必要な場合に適切な容量を確保し、設備に要求される電源供給の機能及び性能を維持管理する。

(7)　その他の安全確保上必要な設備について、安全確保上必要な期間、設備に要求される機能及び性能を維持管理する。

(8)　消火設備について、各建屋解体前までの期間、消火に必要な機能及び性能を維持管理する。

以上の基本的な考え方に基づく具体的な性能維持施設を第 6.1 表に示す。

廃止措置の進捗に応じて、第 6.1 表に示す性能維持施設を変更する場合は、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

２．　性能維持施設の施設管理

性能維持施設については、必要な期間中、必要な機能及び性能を維持できるよう、「保安規定」に施設管理計画を定め、これに基づ

き施設管理を実施する。

３．　性能維持施設のうち共用施設における維持管理

「四　廃止措置対象施設及びその敷地」に示す２号、３号又は４号炉との共用施設における施設管理を含めた維持管理の考え方は以下のとおりである。

(1)　２号炉との共用施設については、２号炉にて機能及び性能を維持管理する。

(2)　２号、３号及び４号炉との共用施設については、３号又は４号炉にて機能及び性能を維持管理する。

(3)　２号及び４号炉との共用施設については、４号炉にて機能及び性能を維持管理する。

第 6.1 表　性能維持施設（１／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称	維持台数				
原子炉施設の一般構造	その他の主要な構造	原子炉補助建屋（補助遮へい（使用済樹脂貯蔵タンク室、使用済燃料ピット))	１式	既許認可どおり	放射線遮へい機能	放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。	線源となる設備の解体完了まで
		原子炉補助建屋※		既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	外部へ放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること。	管理区域解除まで
原子炉本体	放射線遮へい体	原子炉容器周囲のコンクリート壁	１式	既許認可どおり	放射線遮へい機能	放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。	炉心支持構造物等の解体完了まで
		原子炉格納容器外周のコンクリート壁	１式	既許認可どおり			

※：２号炉のみとの共用施設

第 6.1 表　性能維持施設（２／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称	維持台数				
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）	使用済燃料ピットクレーン	１台	既許認可どおり	燃料落下防止機能 臨界防止機能	新燃料又は使用済燃料を取扱中、動力電源が喪失した場合に新燃料又は使用済燃料が停止した位置にて保持される状態であること。また、新燃料又は使用済燃料の取扱中に新燃料及び使用済燃料が破損しないよう正常に動作する状態であること。	１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している新燃料及び使用済燃料搬出完了まで
		補助建屋クレーン	１台	既許認可どおり			１号炉原子炉補助建屋内に貯蔵している新燃料及び使用済燃料搬出完了まで
		新燃料エレベータ	１台	既許認可どおり			１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している新燃料搬出完了まで
		除染装置	１台	既許認可どおり	除染機能	使用済燃料輸送容器の除染に影響するような有意な損傷がない状態であること。	１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している新燃料及び使用済燃料搬出完了まで
		使用済燃料輸送容器※	１基	既許認可どおり	臨界防止機能 除熱機能 密封機能 放射線遮へい機能	使用済燃料の運搬及び放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。	１号及び２号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している使用済燃料の構内運搬に係る使用の終了まで

※：２号炉のみとの共用施設

第 6.1 表　性能維持施設（３／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備				機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称		維持台数				
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵設備	新燃料貯蔵ラック	１式	既許認可どおり	臨界防止機能	新燃料の臨界防止に影響するような変形等の有意な損傷がない状態であること。	１号炉原子炉補助建屋内に貯蔵している新燃料搬出完了まで
		使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料ピット	１個	既許認可どおり		新燃料及び使用済燃料の臨界防止に影響するような変形等の有意な損傷がない状態であること。	１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している新燃料及び使用済燃料搬出完了まで
			使用済燃料ラック	１式	既許認可どおり			
			使用済燃料ピット水位を監視する設備	１式	既許認可どおり	水位及び漏えいの監視機能	使用済燃料ピットの水位が計測でき、水位高及び低の警報が発信できる状態であること。	１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している使用済燃料搬出完了まで
			使用済燃料ピット水の漏えいを監視する設備	１式	既許認可どおり		使用済燃料ピット内張りからの漏えいを監視する装置が使用できる状態であること。	

第 6.1 表　性能維持施設（４／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備				機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称		維持台数				
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質貯蔵設備	使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備	１系統	既許認可どおり	浄化機能	使用済燃料の被覆が著しく腐食するおそれがある場合に使用済燃料ピット水を脱塩塔に通水できる状態であること。	１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している使用済燃料搬出完了まで

第 6.1 表　性能維持施設（５／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称	維持台数				
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備（気体廃棄物処理設備）	原子炉補助建屋排気筒	１基	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	放射性気体廃棄物の放出に影響するような有意な損傷がない状態であること。	放射性気体廃棄物の処理完了まで
	液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理設備）	廃液貯蔵タンク	１基	既許認可どおり		内包する物質が漏えいするようなき裂、変形等の有意な欠陥がない状態であること。	放射性液体廃棄物の処理完了まで
		冷却材ドレンタンク	１基	既許認可どおり			
		補助建屋冷却材ドレンタンク	１基	既許認可どおり			
		補助建屋機器ドレンタンク	１基	既許認可どおり			
		補助建屋サンプタンク	１基	既許認可どおり			
		格納容器サンプ	１基	既許認可どおり			
		Ｂ薬品ドレンタンク※	１基	既許認可どおり			
		洗浄排水タンク※	２基	既許認可どおり			

※：２号炉のみとの共用施設

第 6.1 表　性能維持施設（６／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称	維持台数				
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理設備）	廃液蒸発装置（２号炉との共用施設のうち２号炉設置設備）※	１基	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	放射性液体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。	放射性液体廃棄物の処理完了まで
		廃液蒸留水脱塩塔※	４基	既許認可どおり			
		廃液蒸留水タンク※	６基	既許認可どおり		内包する物質が漏えいするようなき裂、変形等の有意な欠陥がない状態であること。	
		復水器冷却水放水口※	１式	既許認可どおり		放射性液体廃棄物の放出に影響するような有意な損傷がない状態であること。	
		濃縮液バッチタンク（２号炉との共用施設のうち２号炉設置設備）※	２基	既許認可どおり		内包する物質が漏えいするようなき裂、変形等の有意な欠陥がない状態であること。	
		Ａ薬品ドレンタンク※	１基	既許認可どおり			

※：２号炉のみとの共用施設

第 6.1 表　性能維持施設（７／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称	維持台数				
放射性廃棄物の廃棄施設	固体廃棄物の廃棄設備（固体廃棄物処理設備）	アスファルト固化装置※	１基	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	放射性固体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。	放射性固体廃棄物の処理完了まで
		セメント固化装置※	１基	既許認可どおり			
		ベイラ（２号炉との共用施設のうち１号炉設置設備）※	１基	既許認可どおり			
		使用済樹脂貯蔵タンク※	８基	既許認可どおり	放射性廃棄物貯蔵機能	内包する物質が漏えいするようなき裂、変形等の有意な欠陥がない状態であること。	
		使用済樹脂計量タンク※	１基	既許認可どおり		外部へ放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること。	
		使用済樹脂移送容器※	１基	既許認可どおり			

※：２号炉のみとの共用施設

第 6.1 表　性能維持施設（８／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備				機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称		維持台数				
放射線管理施設	屋内放射線管理用な主要な設備	放射線監視設備	固定エリアモニタ（ドラム詰室、使用済燃料ピット付近、雑固体焼却炉建屋制御室※、前処理室※、焼却灰取出室※）	各１台	既許認可どおり	放射線監視機能	線量当量率を測定できる状態であること。 警報設定値において警報が発信する状態であること。	関連する設備の供用終了まで
			固定プロセスモニタ（雑固体焼却炉排ガスじんあいモニタ※、雑固体焼却炉排ガスモニタ※、雑固体焼却炉建屋換気空調排気じんあいモニタ※、雑固体焼却炉建屋換気空調排気ガスモニタ※）	各１台	既許認可どおり		放射性物質の濃度を測定できる状態であること。 警報設定値において警報が発信する状態であること。	

※：２号炉のみとの共用施設

第 6.1 表　性能維持施設（９／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備				機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称		維持台数				
放射線管理施設	屋内放射線管理用の主要な設備	放射線管理設備（出入管理設備、汚染管理設備、試料分析関係設備）※		１式	既許認可どおり	放射線管理機能	出入管理、汚染管理及び放射線分析ができる状態であること。	関連する設備の供用終了まで
	屋外放射線管理用の主要な設備	排気モニタ	原子炉補助建屋排気筒ガスモニタ	１台	既許認可どおり	放出管理機能	放射性物質の濃度を測定できる状態であること。 警報設定値において警報が発信する状態であること。	放射性気体廃棄物の処理完了まで
			原子炉格納容器排気筒ガスモニタ	１台	既許認可どおり			
		排水モニタ	液体廃棄物処理設備排水モニタ	１台	既許認可どおり			放射性液体廃棄物の処理完了まで

※：２号炉のみとの共用施設

第 6.1 表　性能維持施設（10／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備				機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称		維持台数				
原子炉格納施設	構造	原子炉格納容器		1基	既許認可どおり	物質放射性物質漏えい防止機能（事故時及び格納容器等の隔離弁による放射性物質漏えい防止機能は除く。）	外部へ放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること。	管理区域解除まで
	その他の主要な事項	原子炉格納容器換気設備	格納容器給気ファン	1台	既許認可どおり	換気機能	放射線障害を防止するために必要な換気ができる状態であること。	
			格納容器給気ユニット	1基	既許認可どおり			
			格納容器排気ファン	1台	既許認可どおり			
			格納容器排気ユニット	1基	既許認可どおり			
			原子炉格納容器排気筒	1基	既許認可どおり			

第 6.1 表　性能維持施設（11／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称	維持台数				
その他原子炉の付属設備	非常用電源設備	蓄電池	１組	既許認可どおり	電源供給機能	直流母線に接続している性能維持施設へ電源を供給できる状態であること。	建屋解体前まで
その他主要施設	建物及び構築物	キャスク保管建屋※	１式	既許認可どおり	放射線遮へい機能	放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。	１号及び２号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している使用済燃料搬出完了まで

※：２号炉のみとの共用施設

第 6.1 表　性能維持施設（12／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称	維持台数				
その他主要施設	原子炉補助建屋換気設備	補機室給気ファン	２台	既許認可どおり	換気機能	放射線障害を防止するために必要な換気ができる状態であること。	管理区域解除まで
		補機室給気ユニット	１基	既許認可どおり			
		補助建屋排気ファン	１台	既許認可どおり			
		補助建屋排気ユニット	１基	既許認可どおり			
		原子炉補助建屋排気筒	１基	既許認可どおり			

第 6.1 表　性能維持施設（13／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備				機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称		維持台数				
その他主要施設	発電所補助施設	放射線管理室換気設備	放射線管理室給気ファン※	１台	既許認可どおり	換気機能（放射線の管理室素能を除く。よ去機う除く。）	放射線障害を防止するために必要な換気ができる状態であること。	管理区域解除まで
			放射線管理室給気ユニット※	１基	既許認可どおり			
			放射線管理室排気ファン※	１台	既許認可どおり			
			放射線管理室排気フィルタユニット※	１基	既許認可どおり			
		焼却炉建屋換気設備	焼却炉建屋給気ファン※	２台	既許認可どおり			
			焼却炉建屋給気ユニット※	１基	既許認可どおり			
			焼却炉建屋排気ファン※	２台	既許認可どおり			
			焼却炉建屋排気ユニット※	２基	既許認可どおり			

※：２号炉のみとの共用施設

第 6.1 表　性能維持施設（14／14）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称	維持台数				
その他主要施設	消火設備	消火配管	1式	既許認可どおり	消火機能	消火栓から放水できる状態であること。	各建屋解体前まで
		消火栓	1式	既許認可どおり			
	照明設備	非常用照明	1式	廃止措置対象施設内直流非常灯	照明機能	非常用照明が点灯できる状態であること。	

七　性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間

性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間は第6.1表に示すとおりである。

第6.1表に示す性能維持施設は、原子炉設置許可等を受けて設計・製作されたものであり、これを引き続き供用するため、その性能維持施設の仕様等として、設置時の仕様及び廃止措置に必要な台数を「位置、構造及び設備」欄に示すとともに、廃止措置段階において必要となる機能を「機能」欄に示す。

この性能維持施設を維持管理し、供用することを前提としていることから、性能維持施設の性能は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」等を参考に、廃止措置段階で求められる機能を維持管理するために必要となる状態を示す。

廃止措置の進捗に応じて、第6.1表に示す性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間について変更する場合は、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

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

核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量は第 4.3 表に示すとおりである。

２．　核燃料物質の管理

１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵している使用済燃料は、譲り渡すまでの期間、１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵、又は１号炉原子炉補助建屋から、専用の使用済燃料輸送容器に収納し、４号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット：１号、２号及び４号炉共用）に搬出し、貯蔵する。なお、１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵する使用済燃料は、解体工事準備期間から原子炉周辺設備等解体撤去期間の中で１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）外へ搬出する。また、既に４号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に搬出した使用済燃料については、譲り渡すまでの期間、４号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）にて貯蔵する。１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵する使用済燃料は１号炉にて管理し、４号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵する使用済燃料は４号炉にて管理する。使用済燃料の取扱い及び貯蔵は、既設の核燃料物質取扱設備で取り扱うと共に、安全確保のために必要な燃料落下防止機能、臨界防止機能、除染機能、除

熱機能、密封機能、放射線遮へい機能、水位及び漏えいの監視機能並びに浄化機能を有する設備を維持管理する。

１号炉原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料は、譲り渡すまでの期間、１号炉原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備に貯蔵する。また、１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵している新燃料は、譲り渡すまでの期間、1号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵する。新燃料の取扱い及び貯蔵は、既設の核燃料物質取扱設備で取り扱うと共に、安全確保のために必要な燃料落下防止機能、臨界防止機能及び除染機能を有する既設の設備を維持管理する。なお、新燃料は低濃縮ウラン燃料であり放射能は低いため、崩壊熱除去及び遮へいについては特別な措置を要しない。

これらの核燃料物質の貯蔵に係る保安のために必要な措置を「保安規定」に定めて実施する。

１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）から全ての使用済燃料を搬出し終えた後は、４号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）は廃止措置対象施設としては取り扱わず、１号炉の全ての使用済燃料は廃止措置対象施設から搬出されたものとする。

３．　核燃料物質の譲渡し

１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵している使用済燃料及び4号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵している使用済燃料

は、専用の使用済燃料輸送容器を使用して、廃止措置終了前までに再処理事業者に譲り渡すが、2043 年度までの可能な限り早い時期に搬出するように努める。

1 号内燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料は、解体工事準備期間から原子炉周辺設備等解体撤去期間の中で海外の加工事業者に譲り渡す。

1 号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵している新燃料の表面には放射性物質が付着しているため、気中で燃料集合体の水洗浄を行った後に、輸送容器に収納する。

輸送容器に収納する際、燃料の表面汚染により、使用する輸送容器の基準を満足しない場合は、汚染の拡大防止措置を講じた上で、気中で燃料集合体 1 体ごとに燃料棒を引き抜き、燃料棒表面を除染し、燃料集合体形状への再組立てを行った後に、輸送容器に収納する。なお、燃料集合体形状への再組立てを行った新燃料を一時的に貯蔵する場合は、1 号炉原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備に貯蔵する。この燃料の取扱いにおいては、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共に、取り扱う数量を燃料集合体 1 体ごと、かつ、その 1 体分の燃料棒に限定し、臨界を防止する。

新燃料及び使用済燃料の運搬は、関係法令を遵守して実施すると共に、保安のために必要な措置を「保安規定」に定めて実施する。

九　核燃料物質による汚染の除去

１．　除染の方針

(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、放射化汚染又は二次的な汚染によって汚染されている。

このうち、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。機器及び配管等の内面に付着し残存している二次的な汚染については、時間的減衰を図ると共に効果的な除染を行うことで、これらの設備を解体撤去する際の放射線業務従事者の放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くする。

(2)　汚染分布の評価

初回申請において評価した主な廃止措置対象施設の汚染の推定分布については、第 4.3 図に示すとおりである。

解体工事準備期間の汚染状況の調査により評価した主な廃止措置対象施設の汚染の推定分布については、第 9.1 図に示すとおりである。

(3)　除染の方法及び安全管理上の措置

解体工事準備期間に行う除染の方法及び安全管理上の措置については「２．解体工事準備期間の除染」に示す。

原子炉周辺設備等解体撤去期間に行う除染の方法及び安全管理上の措置については「３．原子炉周辺設備等解体撤去期間の除染」に示す。

原子炉等解体撤去期間以降に行う除染の方法及び安全管理上の措置については、放射線業務従事者の被ばく線量、除染効果及

び放射性廃棄物の発生量等の観点から、化学的方法又は機械的方法を効果的に組み合わせて行う。除染の実施に当たっては、性能維持施設の機能に影響を及ぼさないように、また、汚染の拡散防止及び放射線業務従事者の被ばく低減対策等の措置を講じる。

２．　解体工事準備期間の除染

(1)　除染の対象範囲

解体工事準備期間には、既存の系統を活かし、系統除染を行う。系統除染の対象範囲は、原子炉運転中の経験及び実績を踏まえ、二次的な汚染が多く残存していると推定する系統のうち、放射線業務従事者の被ばくを低減するため有効とされる範囲を選定する。

(2)　除染の方法

解体工事準備期間中における系統除染においては弁操作等により対象設備の系統構成を実施した後、除染液注入ポンプ及びイオン交換樹脂等で構成される仮設装置を系統に接続し、除染液を系統内で循環させることにより行う。系統除染における汚染の除去方法を第 9.1 表に示す。

系統除染の系統構成に当たり、放射線業務従事者の被ばく低減の観点から除染が有効と判断する箇所は、化学的除染法又は機械的除染法による除染を行う。

(3)　除染の目標

系統除染は、原則として、除染前後の表面線量率の比（以下「除染係数」という。）があらかじめ定めた目標値に達するまで実施する。目標値の設定に当たっては、系統除染による二次的な

汚染の除去効果、海外における除染性能実績及び系統除染に伴い発生する使用済樹脂の発生量の観点から決定する。ただし、除染係数が目標値に達する前であっても、系統除染により発生する使用済樹脂が使用済樹脂貯蔵タンクの貯蔵可能容量を超過するおそれがあると判断した場合、又は系統除染時の線量当量率の測定結果等から、それ以上の除染効果が見込めないと判断した場合は、系統除染を終了する。

(4)　安全管理上の措置

系統除染に当たっては、安全確保対策として事故防止対策はもとより、放射性物質の漏えい及び拡散防止対策並びに被ばく低減対策を講じることを基本とし、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放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするよう努める。

これらについては、「五　４．安全確保対策」に準じて行う。

３．　原子炉周辺設備等解体撤去期間の除染

3.1 除染の方法

(1)　解体前除染

解体撤去等における放射線業務従事者の被ばく低減又は放射性廃棄物の放射能レベル低減の観点から有効と判断した場合には、機械的方法又は化学的方法を効果的に組み合わせて行う。

(2)　解体後除染

放射性廃棄物の放射能レベル低減の観点から、解体工事準備期間に実施した汚染状況の調査の結果を踏まえ、解体撤去

に伴い発生する放射性廃棄物のうち、合理的に放射能レベルを低減できると見込まれるものに対して、機械的方法又は化学的方法を効果的に組み合わせて行う。

3.2 安全管理上の措置

除染の実施に当たっては、安全確保対策として事故防止対策はもとより、放射性物質の漏えい及び拡散防止対策並びに被ばく低減対策を講じることを基本とし、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放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするよう努める。

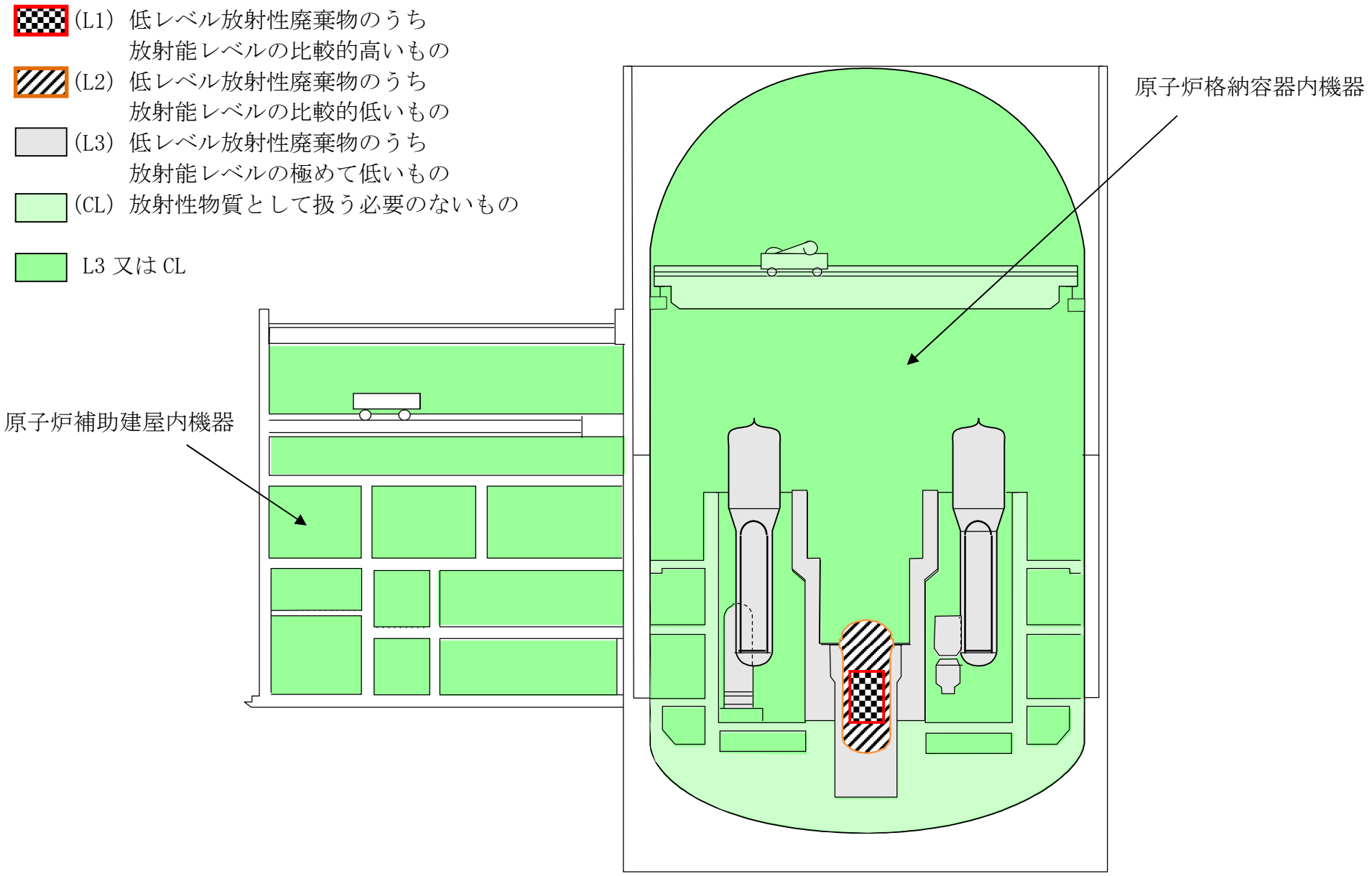
これらについては、「五　４．安全確保対策」に準じて行う。

４．　原子炉等解体撤去期間以降の除染

原子炉等解体撤去期間以降に実施する除染については、原子炉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。

第 9.1 表　系統除染における汚染の除去方法

場　所	主要設備名称	着手要件	概　要	安全確保対策	完了要件
原子炉格納容器内及び原子炉補助建屋内	原子炉容器、炉心支持構造物、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1次冷却材管、加圧器、化学体積制御設備及び余熱除去設備	供用の終了後	・弁操作等により対象設備の系統構成を実施した後、除染液注入ポンプ及びイオン交換樹脂等で構成される仮設装置を系統に接続し、除染液を系統内で循環させることにより行う。 ・除染方法としては、化学的除染法（除染液により除染対象設備から溶出した放射性物質をイオン交換樹脂で除去する。）による系統除染を実施する。	・除染の実施に当たっては、施設外への放射性物質の漏えい及び拡散防止対策を行う。 ・外部被ばく低減のため、線量当量率を考慮し、放射線遮へい、遠隔操作装置の導入及び立入制限等を行う。 ・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。 ・除染の実施に当たっては、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場合は、作業中の線量当量率を監視する。 ・系統隔離により、性能維持施設の機能に影響を及ぼさない系統構成とする。 ・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及び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共に、早期の復旧に努める。	除染の目標を達成すること。



第 9.1 図　汚染の推定分布図

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

核燃料物質によって汚染された物は、放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物及び放射性固体廃棄物に分類される。これらの廃棄に係る計画は以下のとおりである。

１．　放射性気体廃棄物の廃棄

放射性気体廃棄物は、原子炉運転中と同様に発生から処理等の各段階において、廃棄物の漏えい、汚染の拡散及び放射線による被ばくを適切に防止できるよう、関係法令、関係告示及び「五　１．廃止措置の基本方針」等に基づき、適切に処理を行い管理放出する。

1.1　放射性気体廃棄物の種類及び処理処分の方法

1.1.1　原子炉運転中に発生した放射性気体廃棄物の種類及び処理処分の方法

原子炉運転中に発生した放射性気体廃棄物の種類は、ガス減衰タンクの排気、原子炉格納容器換気空気、原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋等の換気空気等である。

この期間に発生した放射性気体廃棄物は、廃棄物の種類及び性状等に応じて、ガス減衰タンクに一定期間貯留して、放射能を減衰させるか又は粒子用フィルタ等を通した後、排気筒等から管理放出している。

1.1.2　廃止措置期間中に発生する放射性気体廃棄物の種類及び処理処分の方法

(1)　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中に発生する放射性気体廃棄物の種類は、主に換気系からの排気である。

この期間に発生する放射性気体廃棄物は、原子炉運転中に発生した放射性気体廃棄物と同様に廃棄物の種類及び性状等に応じて処理処分を行う。

解体工事準備期間中の放射性気体廃棄物の処理処分フローを第10.1図に示す。

(2)　原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中に発生する放射性気体廃棄物の種類は、主に換気系からの排気及び解体対象施設の解体撤去工事に伴って発生する粒子状放射性物質である。

この期間に発生する放射性気体廃棄物の処理処分については、原子炉運転中に発生した放射性気体廃棄物と同様に廃棄物の種類及び性状等に応じて処理処分を行う。

原子炉周辺設備等解体撤去期間中の放射性気体廃棄物の処理処分フローを第10.2図に示す。

(3)　原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降に発生する放射性気体廃棄物の種類及び処理処分については、原子炉等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

1.2　放射性気体廃棄物の推定放出量

(1)　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中は、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、原子炉運転中の定期検査時と同等の状態が継続すること及び建屋等の放射性物質漏えい防止機能、気体廃棄物処理設備の放射性廃棄物処理機能を維持することから、放射性気体廃棄物の年間放出量は、「原子炉設置許可申請書　添付書類九」に記載の放射性希ガス（以下「希ガス」という。）等の年間放出量（希ガス：2.2×10^{15}Bq、よう素131：5.8×10^{10}Bq（１号、２号、３号及び４号炉合算））と比べて無視できる程度である。

(2)　原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中に発生する主な放射性気体廃棄物の種類としては、解体対象施設の解体撤去工事に伴って発生する粒子状放射性物質である。

原子炉周辺設備等解体撤去期間中、放射性気体廃棄物の放出に当たっては、放射性廃棄物処理機能を維持することから、粒子状放射性物質の年間放出量は十分少なくなる。

(3)　原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降における放射性気体廃棄物の推定放出量は、原子炉等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

1.3　放射性気体廃棄物の管理方法

(1)　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中は、放射性気体廃棄物を適切に処理処

分するために、既設の気体廃棄物の廃棄設備及び測定に必要な放出管理用計測器等を維持管理する。

また、放射性気体廃棄物の放出に際しては、排気筒等において放射性物質濃度の測定等を行い、「線量告示」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と共に、放射性気体廃棄物の年間放出量から放出管理目標値を第10.1表のとおり設定し、これを超えないように努める。

また、周辺環境に対する放射線モニタリングについても原子炉運転中と同様に行う。

放射性気体廃棄物の処理及び管理に係る必要な措置を「保安規定」に定めて管理する。

(2) 原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中に解体撤去で発生する粒子状放射性物質が主となる放射性気体廃棄物の廃棄については、原子炉補助建屋排気設備を通した後、排気筒から放出する。

また、放射性気体廃棄物の放出に際しては、排気筒等において放射性物質濃度の測定等を行い、「線量告示」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と共に、放射性気体廃棄物の推定発生量から放出管理目標値（１号及び２号炉合算）を第10.2表のとおり設定し、これを超えないように努める。

また、周辺環境に対する放射線モニタリングについても原子炉運転中と同様に行う。

放射性気体廃棄物の処理及び管理に係る必要な措置を「保安規定」に定めて管理する。

(3) 原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降に発生する放射性気体廃棄物の管理方法は、原子炉等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

2. 放射性液体廃棄物の廃棄

放射性液体廃棄物は、原子炉運転中と同様に発生から貯蔵及び処理等の各段階において、廃棄物の漏えい、汚染の拡大及び放射線による被ばくを適切に防止できるよう、関係法令、関係告示及び「五 1. 廃止措置の基本方針」等に基づき、適切に処理を行い管理放出する。

2.1 放射性液体廃棄物の種類及び処理処分の方法

2.1.1 原子炉運転中に発生した放射性液体廃棄物の種類及び処理処分の方法

原子炉運転中に発生した放射性液体廃棄物の種類は、主に次のとおりである。

(1) 1次冷却材抽出水

(2) 格納容器冷却材ドレン

(3) 補助建屋冷却材ドレン

(4) 補助建屋機器ドレン

(5) 格納容器床ドレン

(6) 補助建屋床ドレン

(7)　薬品ドレン

(8)　洗浄排水（洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水）

(9)　使用済樹脂処理装置廃液

(10)　３号及び４号炉の洗たく機で発生する洗たく排水

この期間に発生した放射性液体廃棄物は、廃棄物の種類及び性状等に応じて、原則として蒸発装置及び脱塩塔等で処理を行い、再使用又は管理放出している。

2.1.2　廃止措置期間中に発生する放射性液体廃棄物の種類及び処理処分の方法

(1)　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中に発生する放射性液体廃棄物の種類は、系統の汚染の除去に伴い発生する廃液も含まれるが、基本的に原子炉運転中と同様な廃棄物が想定される。

この期間に発生する放射性液体廃棄物は、原子炉運転中に発生した放射性液体廃棄物と同様に廃棄物の種類及び性状等に応じて処理処分を行う。

なお、廃止措置期間中は、冷却材ドレンに含まれるほう酸を回収し再使用する必要がないことから、冷却材ドレンについては、廃棄物処理系にて処理を行う。

解体工事準備期間中の放射性液体廃棄物の処理処分フローを第10.3図に示す。

(2)　原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中に発生する放射性液体廃棄物の種類は、設備の維持管理、低線量設備の解体撤去等に

伴い発生する格納容器冷却材ドレン、補助建屋冷却材ドレン、補助建屋機器ドレン、格納容器床ドレン、補助建屋床ドレン、薬品ドレン及び洗浄排水である。

この期間に発生する放射性液体廃棄物は、原子炉運転中に発生した放射性液体廃棄物と同様に廃棄物の種類及び性状等に応じて処理処分を行う。

原子炉周辺設備等解体撤去期間中の放射性液体廃棄物の処理処分フローを第10.4図に示す。

(3) 原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降に発生する放射性液体廃棄物の種類及び処理処分については、原子炉等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

2.2 放射性液体廃棄物の推定放出量

(1) 解体工事準備期間中

解体工事準備期間中は、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、原子炉運転中の定期検査時と同等の状態が継続すること、建屋等の放射性物質漏えい防止機能、液体廃棄物処理設備の放射性廃棄物処理機能を維持すること及び海水中における放射性物質の濃度が運転中と同等となるように１号及び２号炉の運転終了に伴う復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）の減少を考慮した放出管理目標値を設定することから、放射性液体廃棄物の年間放出量は、「原子炉設置許可申請書　添付書類

九」に記載の年間放出量（放射性液体廃棄物（トリチウムを除く。）：1.4×10^{11}Bq（１号、２号、３号及び４号炉合算）、トリチウム：2.2×10^{14}Bq（１号、２号、３号及び４号炉合算））を超えないと評価できる。

(2)　原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中においては、設備の維持管理や低線量設備の解体撤去等に伴う設備の残水等が発生するが、建屋等の放射性物質漏えい防止機能、液体廃棄物処理設備の放射性廃棄物処理機能を維持すること及び海水中における放射性物質の濃度が運転中と同等となるように１号及び２号炉の運転終了に伴う復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）の減少を考慮した放出管理目標値を設定することから、放射性液体廃棄物の年間放出量は、「原子炉設置許可申請書添付書類九」に記載の年間放出量（放射性液体廃棄物（トリチウムを除く。）：1.4×10^{11}Bq（１号、２号、３号及び４号炉合算）、トリチウム：2.2×10^{14}Bq（１号、２号、３号及び４号炉合算））を超えないと評価できる。

(3)　原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降における放射性液体廃棄物の推定放出量は、原子炉等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

2.3　放射性液体廃棄物の管理方法

(1)　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中は、放射性液体廃棄物の適切な処理処

分及び放出量を合理的に可能な限り低減するために、既設の液体廃棄物の廃棄設備及び測定に必要な放出管理用計測器等を維持管理する。

また、放射性液体廃棄物の放出に際しては、廃液蒸留水タンク又は洗浄排水モニタタンクにおいて放射性物質濃度の測定等を行い、復水器冷却水放水路排水中の放射性物質濃度が、「線量告示」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共に、放射性液体廃棄物の年間放出量から放出管理目標値を第10.3表のとおり設定し、これを超えないように努める。

また、排水中の放射性物質の濃度は、排水モニタによって監視する。

放射性液体廃棄物の処理及び管理に係る必要な措置を「保安規定」に定めて管理する。

(2) 原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中は、放射性液体廃棄物の適切な処理処分及び放出量を合理的に可能な限り低減するために、既設の液体廃棄物の廃棄設備及び測定に必要な放出管理用計測器等を維持管理する。

また、放射性液体廃棄物の放出に際しては、廃液蒸留水タンク又は洗浄排水モニタタンクにおいて放射性物質濃度の測定等を行い、復水器冷却水放水路排水中の放射性物質濃度が、「線量告示」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共に、放射性液体廃棄物の年間放出量から放出管理目標値を第10.4表のとおり設定し、これを

超えないように努める。

また、排水中の放射性物質の濃度は、排水モニタによって監視する。

放射性液体廃棄物の処理及び管理に係る必要な措置を「保安規定」に定めて管理する。

(3) 原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降に発生する放射性液体廃棄物の管理方法は、原子炉等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

３． 放射性固体廃棄物の廃棄

放射性固体廃棄物は、合理的な低減に努め、原子炉運転中と同様に発生から貯蔵及び処理等の各段階において、廃棄物の飛散、汚染の拡大及び放射線による被ばくを適切に防止できるよう、関係法令、関係告示及び「五 １．廃止措置の基本方針」等に基づき適切な方法により管理を行う。

低レベル放射性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（以下「L1」という。）、放射能レベルの比較的低いもの（以下「L2」という。）及び放射能レベルの極めて低いもの（以下「L3」という。）に区分し、それぞれの区分及び性状等に応じて、廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

なお、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」に定める所定の手続き及び確認を経て施設から搬出し、可能な限り再利用に供する。

3.1　放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法

3.1.1　原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法

原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の種類は、主に次のとおりである。

(1)　廃液蒸発装置濃縮廃液及び薬品ドレン（強酸等）

(2)　洗浄排水濃縮廃液

(3)　脱塩塔使用済樹脂

(4)　雑固体廃棄物

(5)　取り外した蒸気発生器等、取り外した原子炉容器上部ふた等及び取り外した炉内構造物等

(6)　使用済制御棒クラスタ等

この期間に発生した放射性固体廃棄物は、廃棄物の種類及び性状等に応じて、圧縮減容、焼却処理、溶融処理又は固化等の処理を行い、固体廃棄物貯蔵庫若しくは蒸気発生器保管庫に保管するか又は使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。

放射性固体廃棄物の貯蔵又は保管場所ごとの種類及び数量を第4.4表に示す。

3.1.2　廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法

(1)　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中に発生する放射性固体廃棄物の種類は、汚染の除去に伴い発生する使用済樹脂及び原子炉運転中と同様な廃棄物が想定される。

この期間に発生する放射性固体廃棄物は、原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物と同様に廃棄物の種類及び性状等に応じて処理を行う。また、汚染の除去に伴い発生する使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するか、又はドラム缶等の容器に封入した上で固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

解体工事準備期間中の放射性固体廃棄物の処理フローを第10.5図に示す。

(2) 原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中においては、低線量設備の解体撤去等により、廃液蒸発装置濃縮廃液、雑固体廃棄物等の放射性固体廃棄物が発生する。

これらの放射性固体廃棄物は、原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物と同様に廃棄物の種類及び性状等に応じて処理を行う。

また、低線量設備の解体撤去により発生する解体撤去物のうち、解体保管物については、保管エリアに保管する。解体保管物は、必要に応じて処理を行い、可能な限りCLとするが、CLとして処理できないと判断したものは雑固体廃棄物として処理する。

保管エリアの設置予定場所を第10.6図に示す。

原子炉周辺設備等解体撤去期間中の放射性固体廃棄物の処理フローを第10.7図に示す。

(3) 原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降に発生する放射性固体廃棄物の種類及び処理方法については、原子炉等解体撤去期間に入るまで

に廃止措置計画の変更の認可を受ける。

3.2　放射性固体廃棄物の処分方法

放射性固体廃棄物は、「3.1　放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法」に基づき処理し、廃止措置終了前までの早い時期に、搬出検査を行った後廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。廃棄先は、廃棄施設への搬出が必要となる時期までに確定する。

なお、２号、３号又は４号炉との共用施設から発生した放射性固体廃棄物については、２号、３号又は４号炉にて管理する。

3.3　放射性固体廃棄物の推定発生量

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を第10.5表に示す。

(1)　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中における放射性固体廃棄物は、使用済樹脂が約８m^3、雑固体廃棄物等が約1,800本（200Lドラム缶相当）発生することが予想される。

(2)　原子炉周辺設備等解体撤去期間以降

原子炉周辺設備等解体撤去期間以降における放射性固体廃棄物の推定発生量は、放射能レベル区分ごとに第10.5表に示すとおりである。

3.4　放射性固体廃棄物の管理方法

(1)　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中は、放射性固体廃棄物の適切な処理処

分及び性状等に応じた区分管理をし、減容処理等を行うことで発生量を合理的に可能な限り低減するために、既設の固体廃棄物の廃棄設備を維持管理する。

廃止措置工事に伴い発生する放射性固体廃棄物については、固体廃棄物貯蔵庫等の保管容量を超えないように適切に貯蔵又は保管する。

放射性固体廃棄物の処理及び管理に係る必要な措置を「保安規定」に定めて管理する。

なお、放射性固体廃棄物の事業所内における運搬は、関係法令を遵守して実施する。

(2) 原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中は、放射性固体廃棄物の適切な処理処分及び性状等に応じた区分管理をし、減容処理等を行うことで発生量を合理的に可能な限り低減するために、既設の固体廃棄物の廃棄設備を維持管理する。

廃止措置工事に伴い発生する放射性固体廃棄物については、固体廃棄物貯蔵庫等の保管容量を超えないように適切に貯蔵又は保管する。

低線量設備の解体撤去により発生する解体撤去物のうち、解体保管物については、保管エリアに保管する。解体保管物は、そのままの状態で保管エリアに長期間保管することのないよう速やかに容器に収納することで汚染の拡大防止を図る。

保管エリアの設置予定場所を第10.6図に示す。

放射性固体廃棄物及び解体保管物の処理及び管理並びに保管エリアの管理に係る必要な措置を「保安規定」に定めて管

理する。

なお、放射性固体廃棄物の事業所内における運搬は、関係法令を遵守して実施する。

(3) 原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降に発生する放射性固体廃棄物の管理方法は、原子炉等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

第 10.1 表　解体工事準備期間中における放射性気体廃棄物の放出管理目標値　（単位：Bq／y）

項　　目		放出管理目標値※
放射性気体廃棄物	希ガス	1.0×10^{15}
	よう素 131	3.0×10^{10}

※：１号、２号、３号及び４号炉合算の値を示す。

第 10.2 表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中における放射性気体廃棄物の放出管理目標値

（単位：Bq／y）

項　　目	放出管理目標値※
放射性気体廃棄物（Co－60）	4.4×10^{7}

※：１号及び２号炉合算の値を示す。

第 10.3 表　解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の放出管理目標値

（単位：Bq／y）

項　　目	放出管理目標値※
放射性液体廃棄物 （トリチウムを除く。）	7.5×10^{10}

※：１号、２号、３号及び４号炉合算の値を示す。

第 10.4 表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中における放射性液体廃棄物の放出管理目標値

（単位：Bq／y）

項　　目	放出管理目標値※
放射性液体廃棄物 （トリチウムを除く。）	7.4×10^{10}

※：１号、２号、３号及び４号炉合算の値を示す。

第10.5表　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

（単位：t ）

放射能レベル区分※1		推定発生量※2
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 60
	放射能レベルの比較的低いもの（L2）	約 220
	放射能レベルの極めて低いもの（L3）	約 5,840
放射性物質として扱う必要のないもの（CL）		約 4,370
合　　計※3		約 10,480

※1：放射能レベル区分値は、次のとおり。

・L1の区分値の上限は、「原子炉等規制法施行令」第31条に定める放射能濃度

・L1とL2の区分値は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」別表第1に定める放射能濃度の10分の1

・L2とL3の区分値は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」別表第2に定める放射能濃度の10分の1

・L3とCLの区分値は、「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」別表第1欄の33種類の放射性物質のうち、旧原子力安全委員会が選

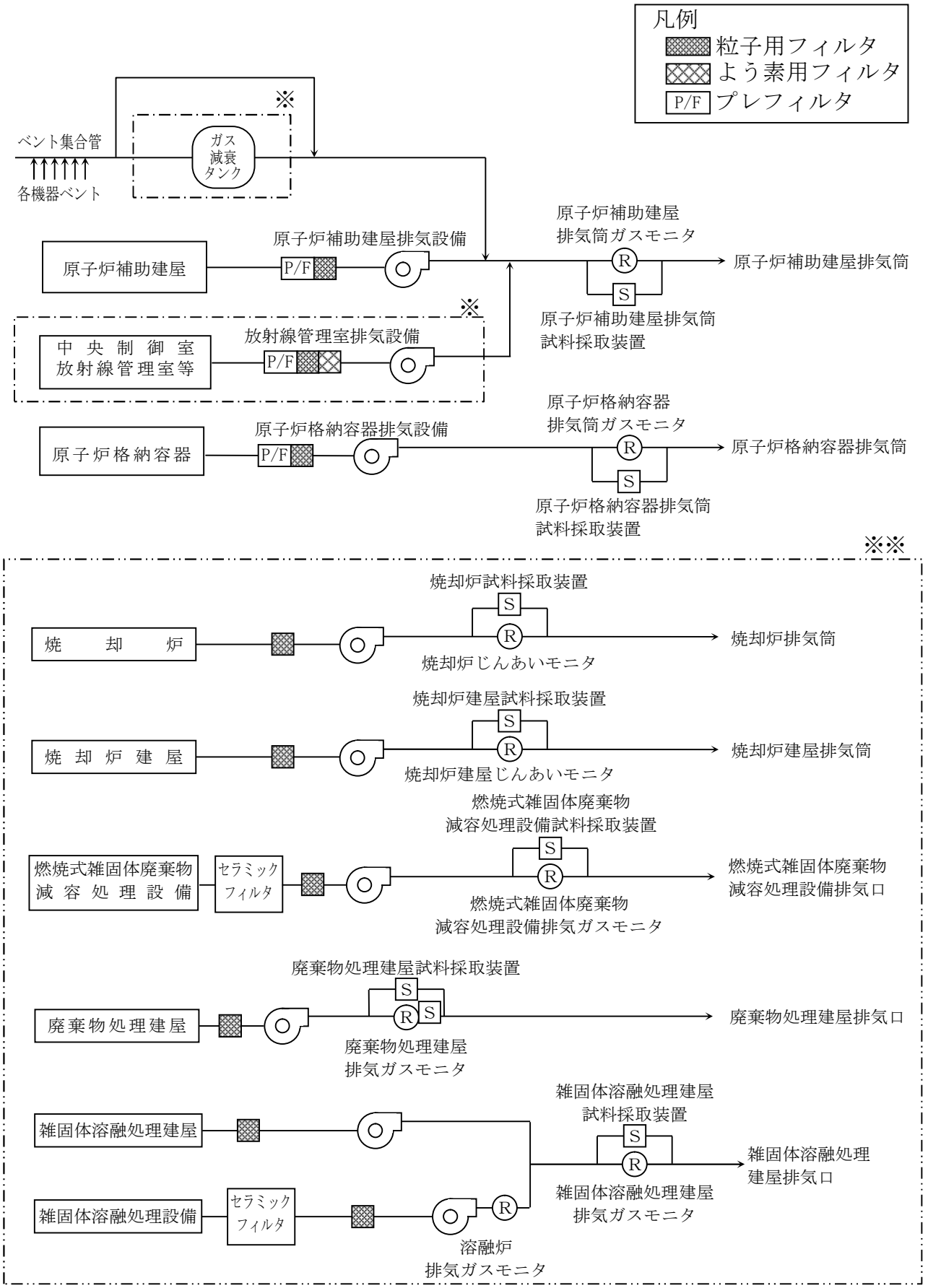
定した放射性物質（核種）（旧重要10核種（H-3、Mn-54、Co-60、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-152、Eu-154、Pu-239及びAm-241））の放射能濃度を、別表第２欄の放射能濃度で除した割合の合計値として1.0

※２：推定発生量

・10t単位で切り上げた値である（端数処理のため合計値が一致しないことがある。）。

・推定発生量には付随廃棄物を含まない。

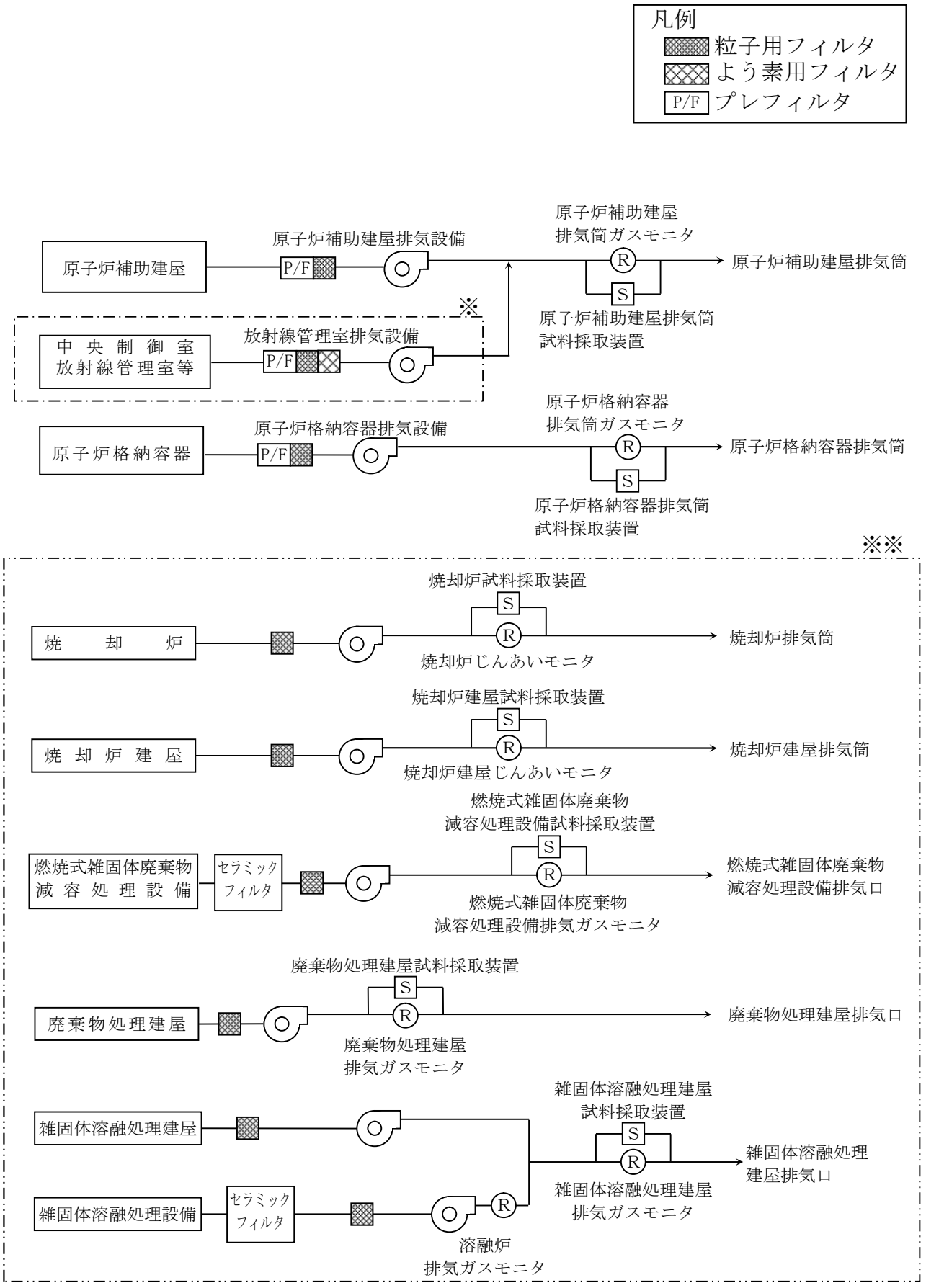
※３：この他、NR及び管理区域外から発生する廃棄物が約168,000t発生する（1,000t単位で切り上げた値）。



※：１号及び２号炉共用設備

※※：１号、２号、３号及び４号炉共用設備

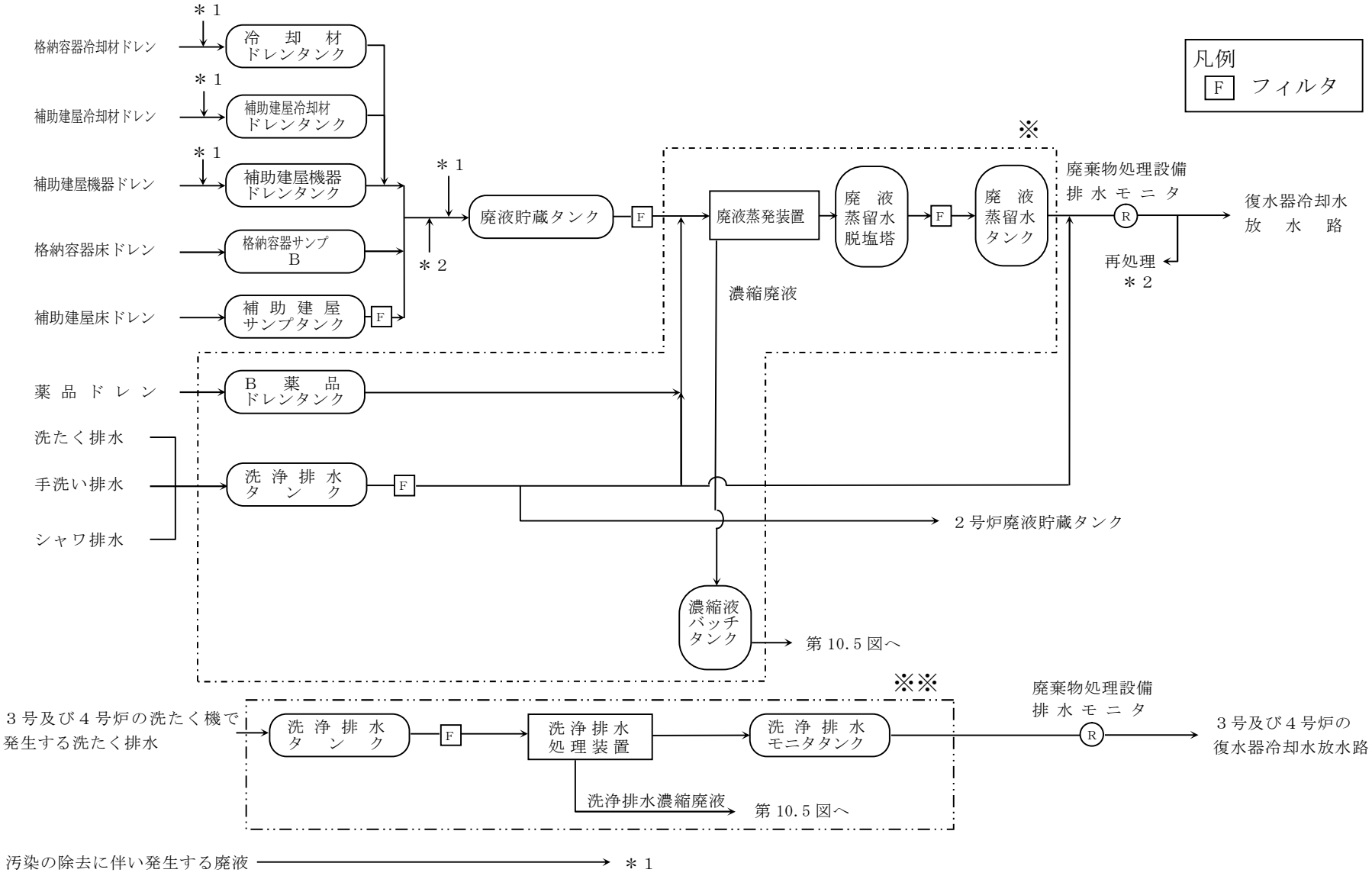
第 10.1 図　解体工事準備期間中の放射性気体廃棄物の処理処分フロー



※：１号及び２号炉共用設備

※※：１号、２号、３号及び４号炉共用設備

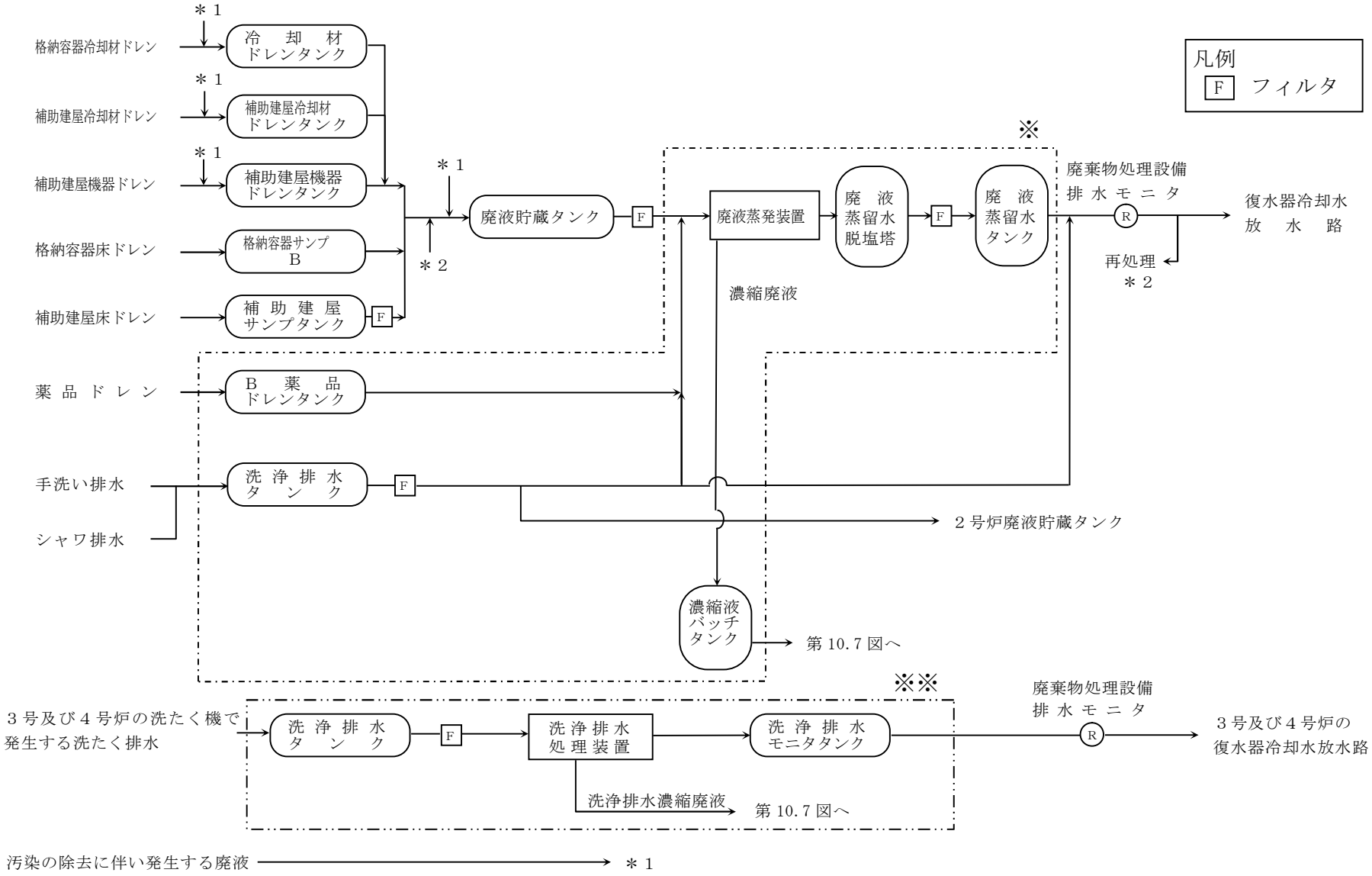
第 10.2 図　原子炉周辺設備等解体撤去期間中の放射性気体廃棄物の処理処分フロー



※：１号及び２号炉共用設備

※※：１号、２号、３号及び４号炉共用設備

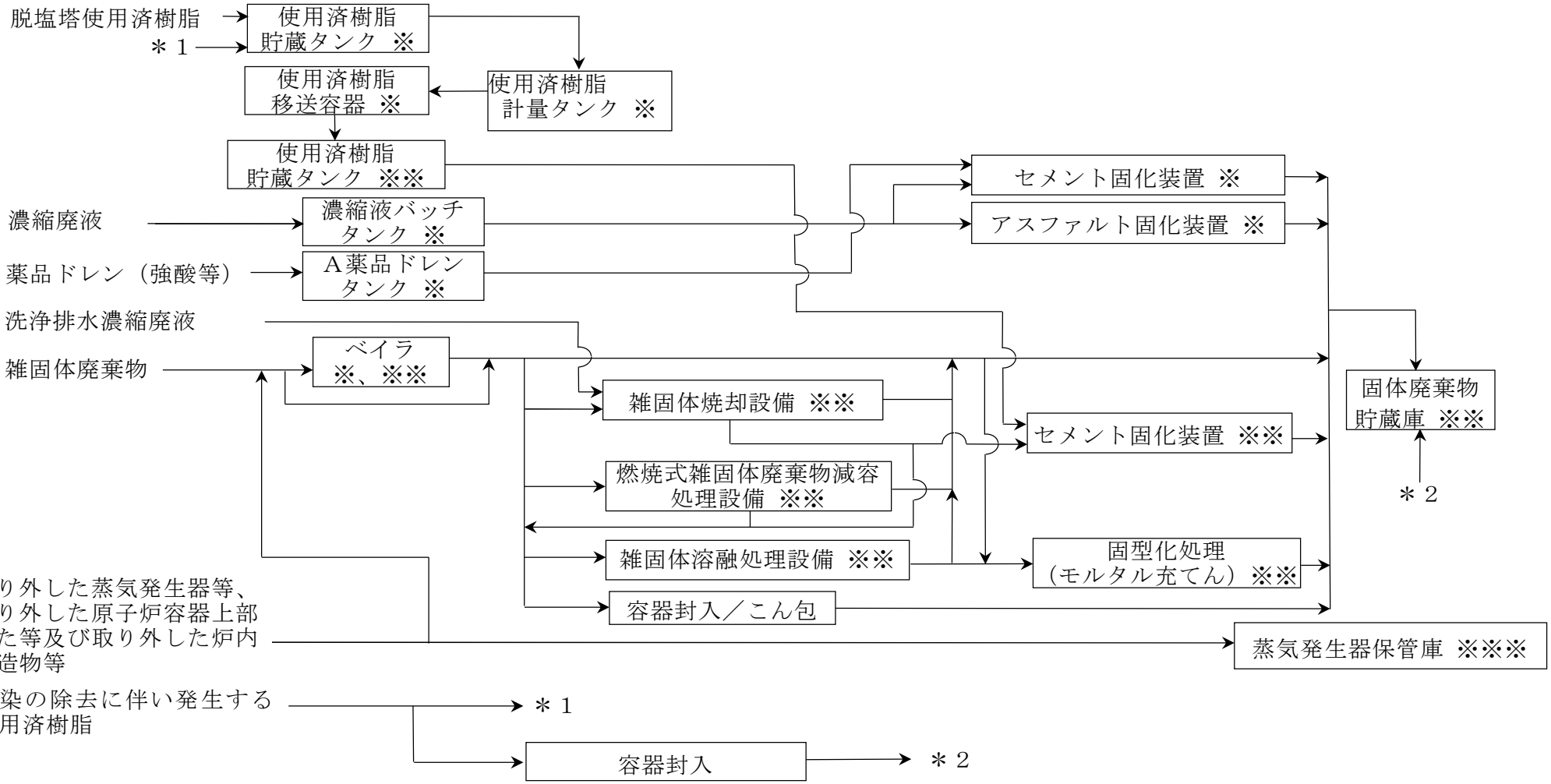
第 10.3 図　解体工事準備期間中の放射性液体廃棄物の処理処分フロー



※：１号及び２号炉共用設備

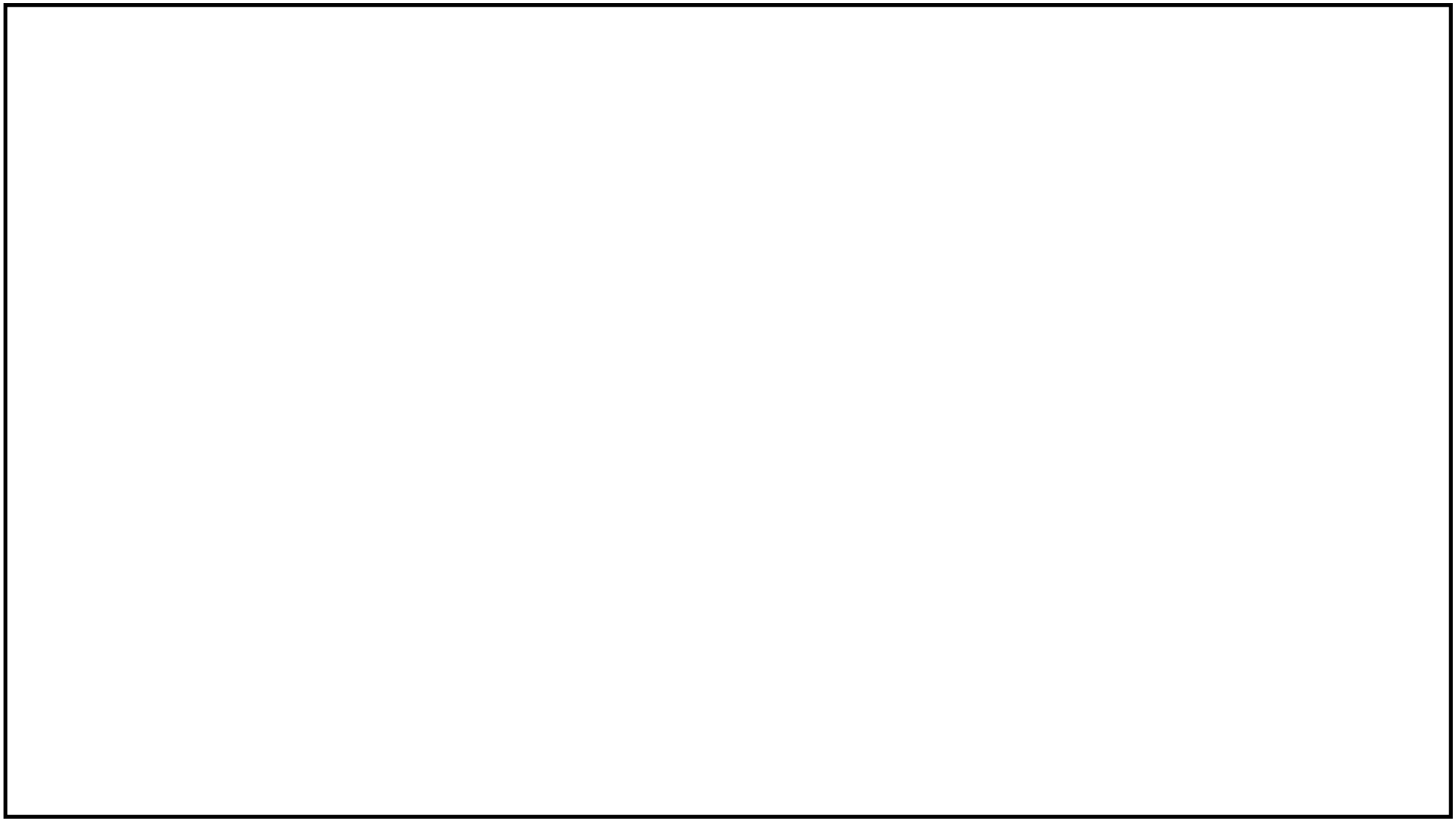
※※：１号、２号、３号及び４号炉共用設備

第 10.4 図　原子炉周辺設備等解体撤去期間中の放射性液体廃棄物の処理処分フロー



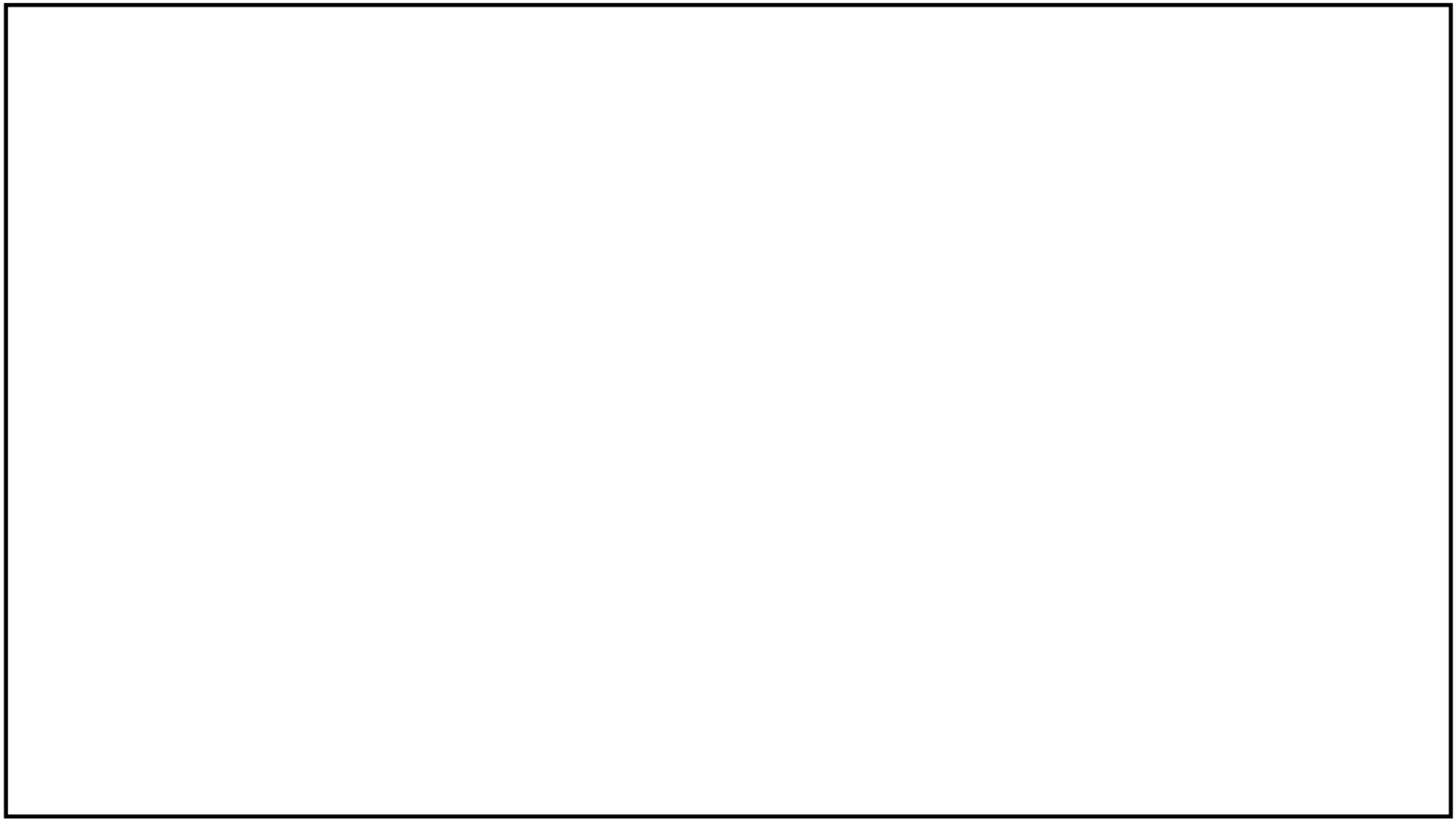
※：１号及び２号炉共用設備
※※：１号、２号、３号及び４号炉共用設備
※※※：１号、２号及び３号炉共用設備

第 10.5 図　解体工事準備期間中の放射性固体廃棄物の処理フロー



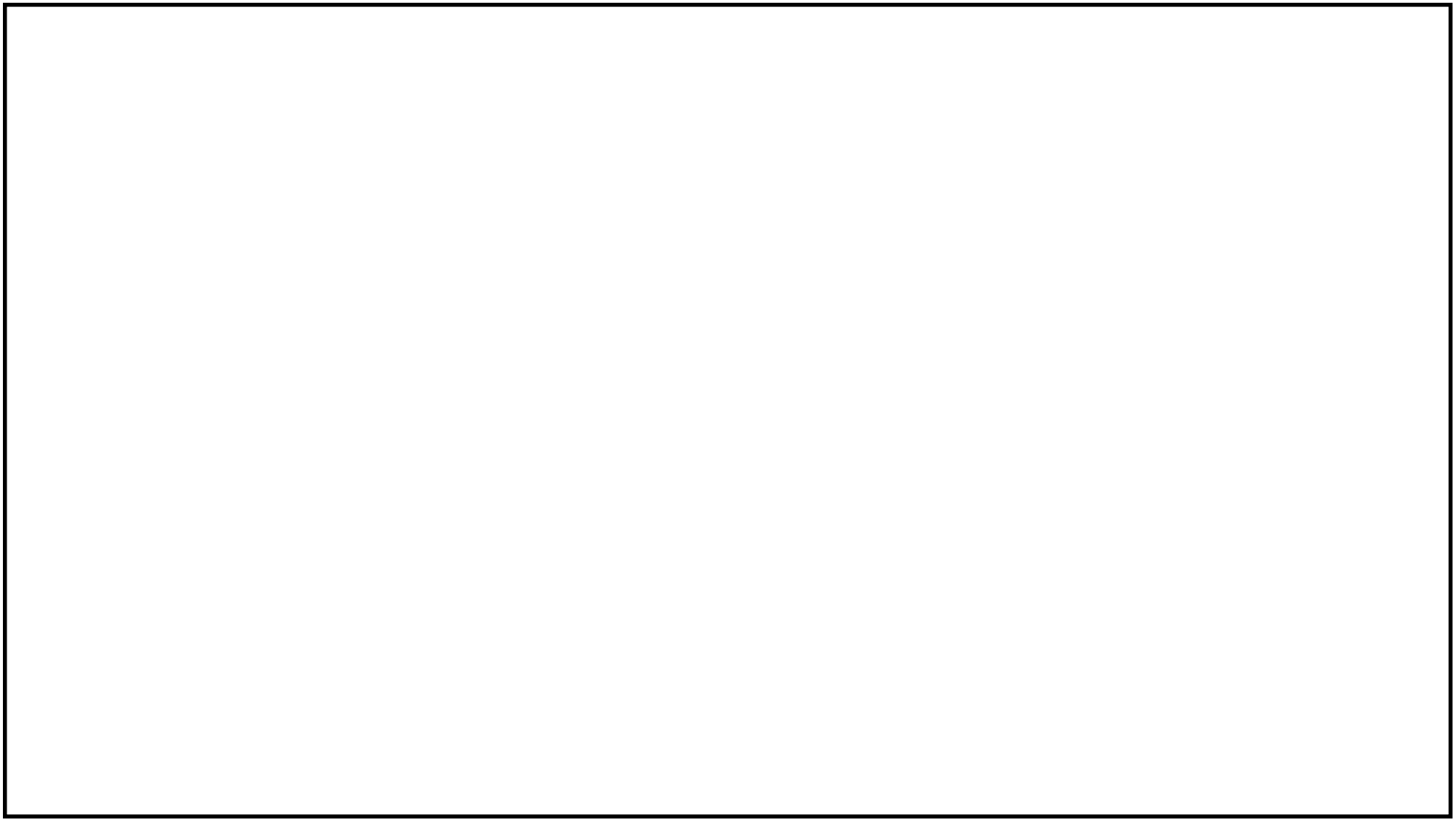
: 防護上の観点から公開できません。

第 10.6 図　保管エリア設置予定場所（1/9）



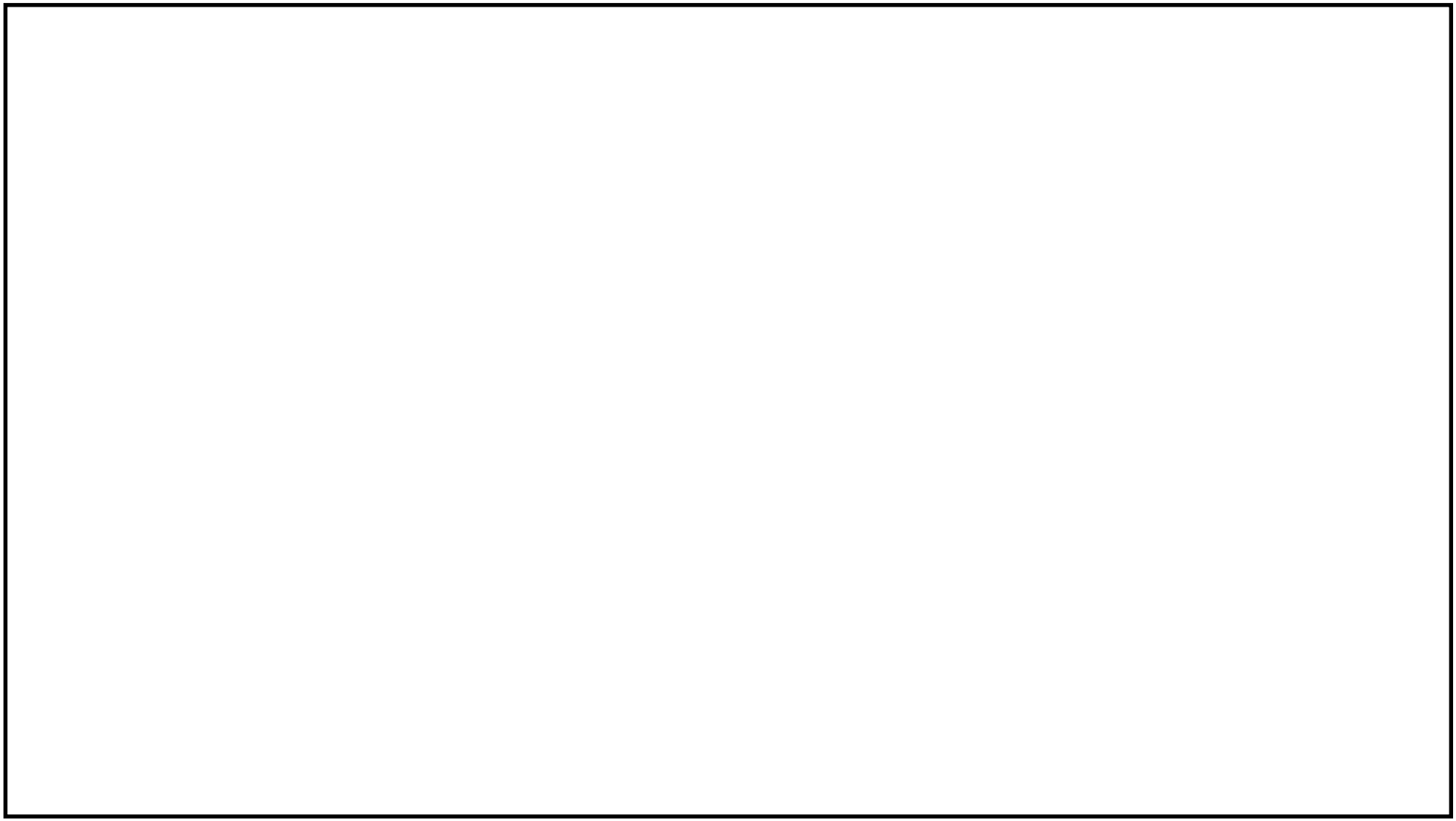
：防護上の観点から公開できません。

第 10.6 図　保管エリア設置予定場所（2/9）



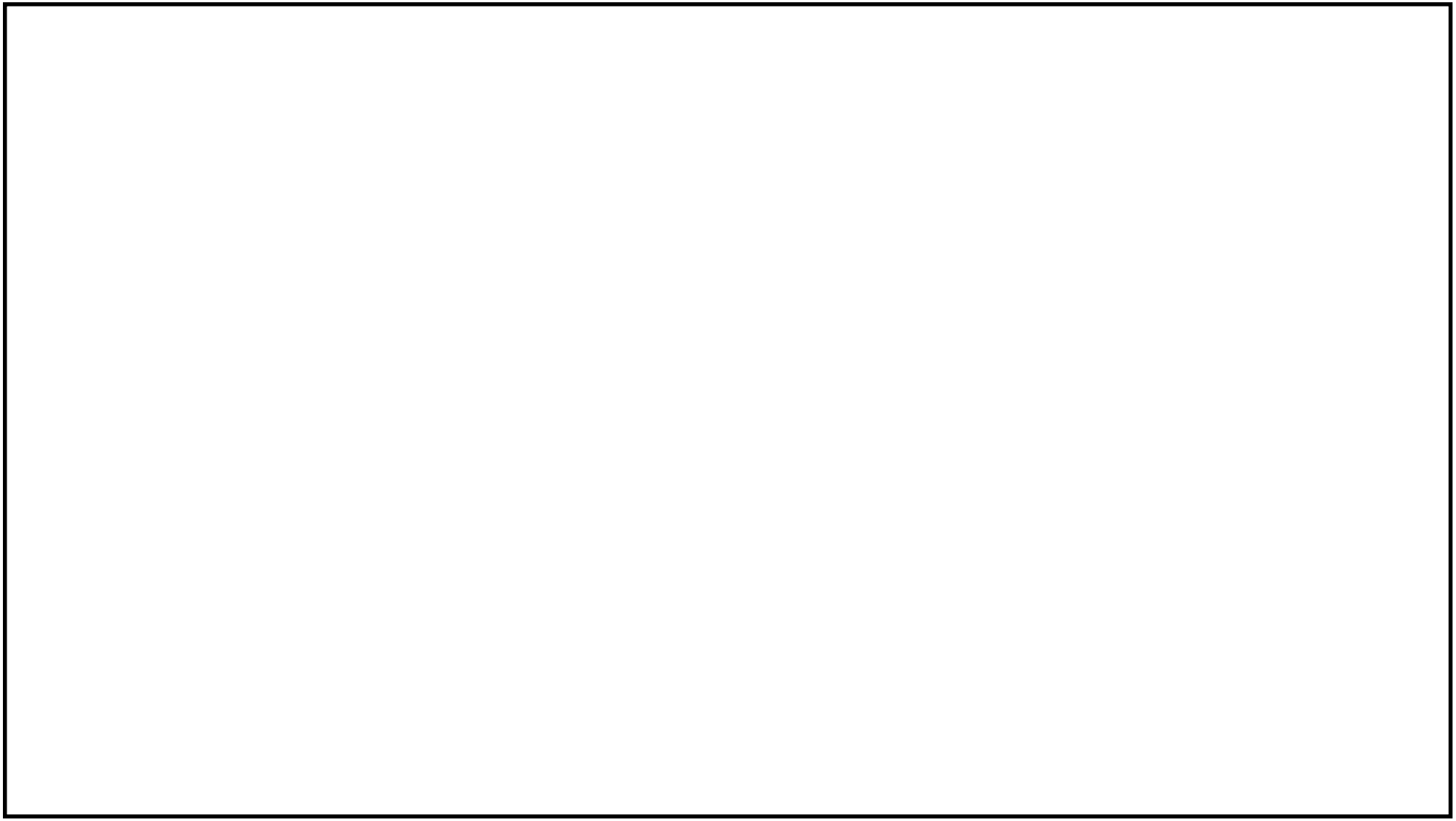
：防護上の観点から公開できません。

第 10.6 図　保管エリア設置予定場所（3/9）



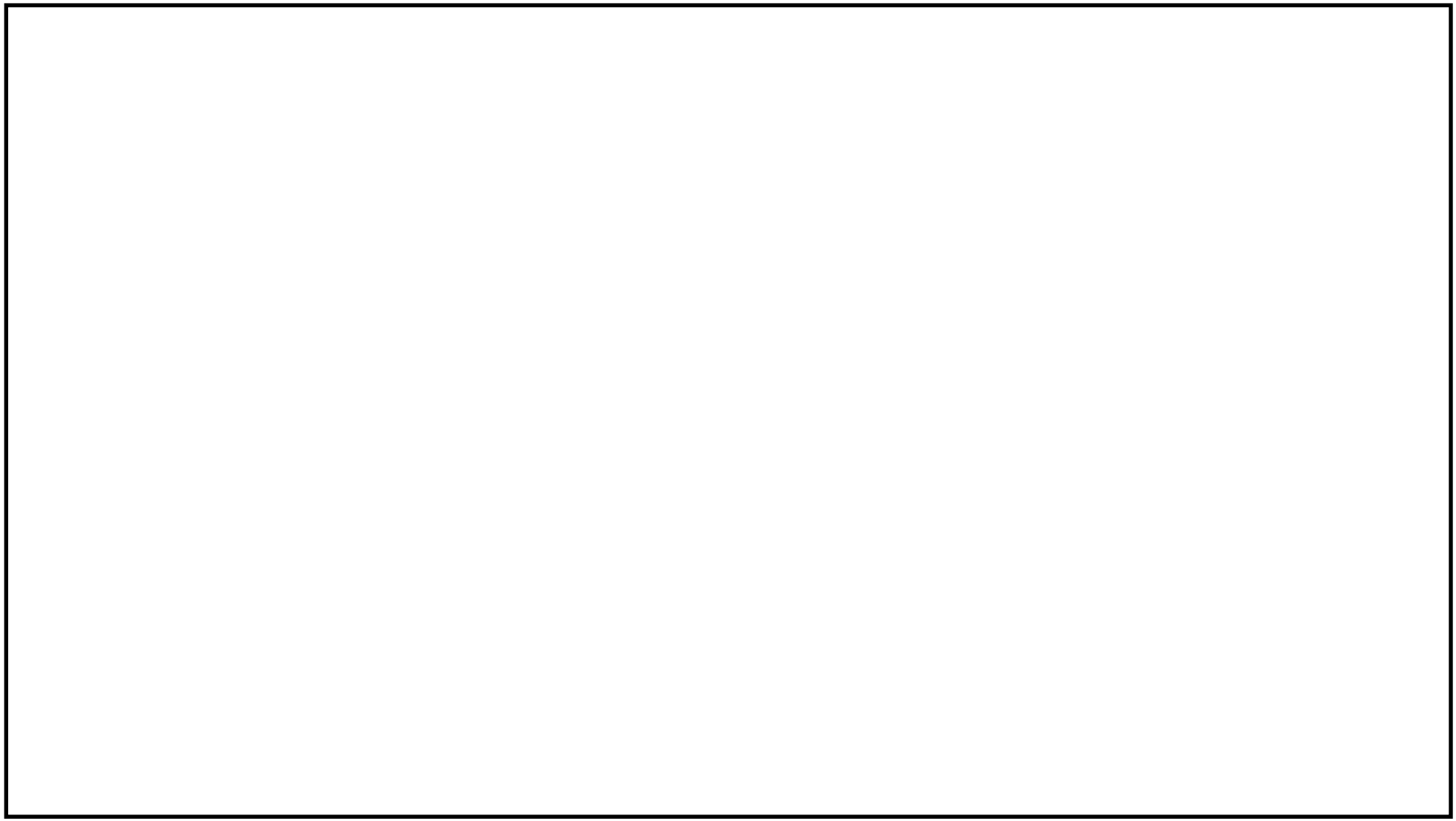
□：防護上の観点から公開できません。

第 10.6 図　保管エリア設置予定場所（4/9）



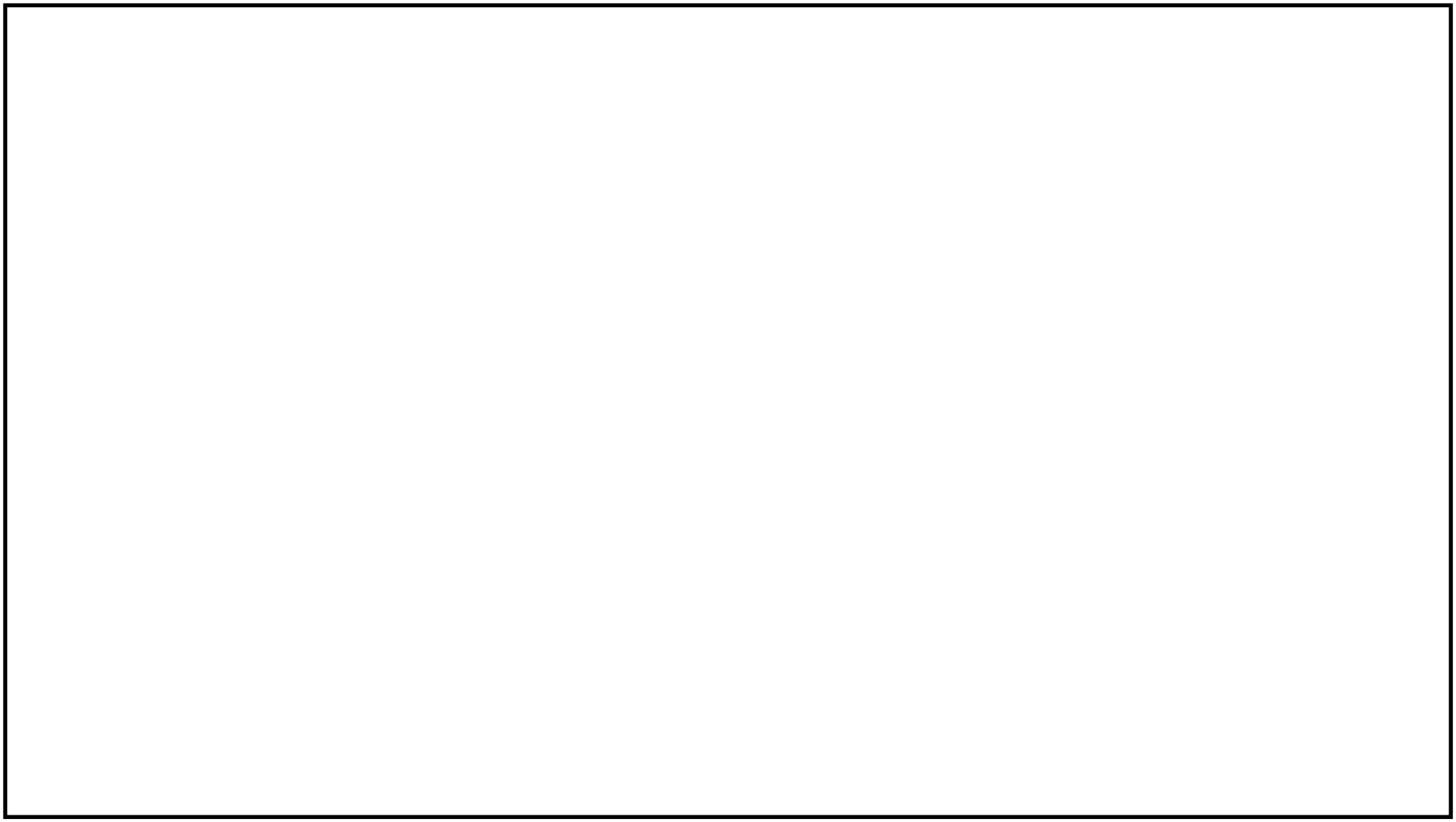
：防護上の観点から公開できません。

第 10.6 図　保管エリア設置予定場所（5/9）



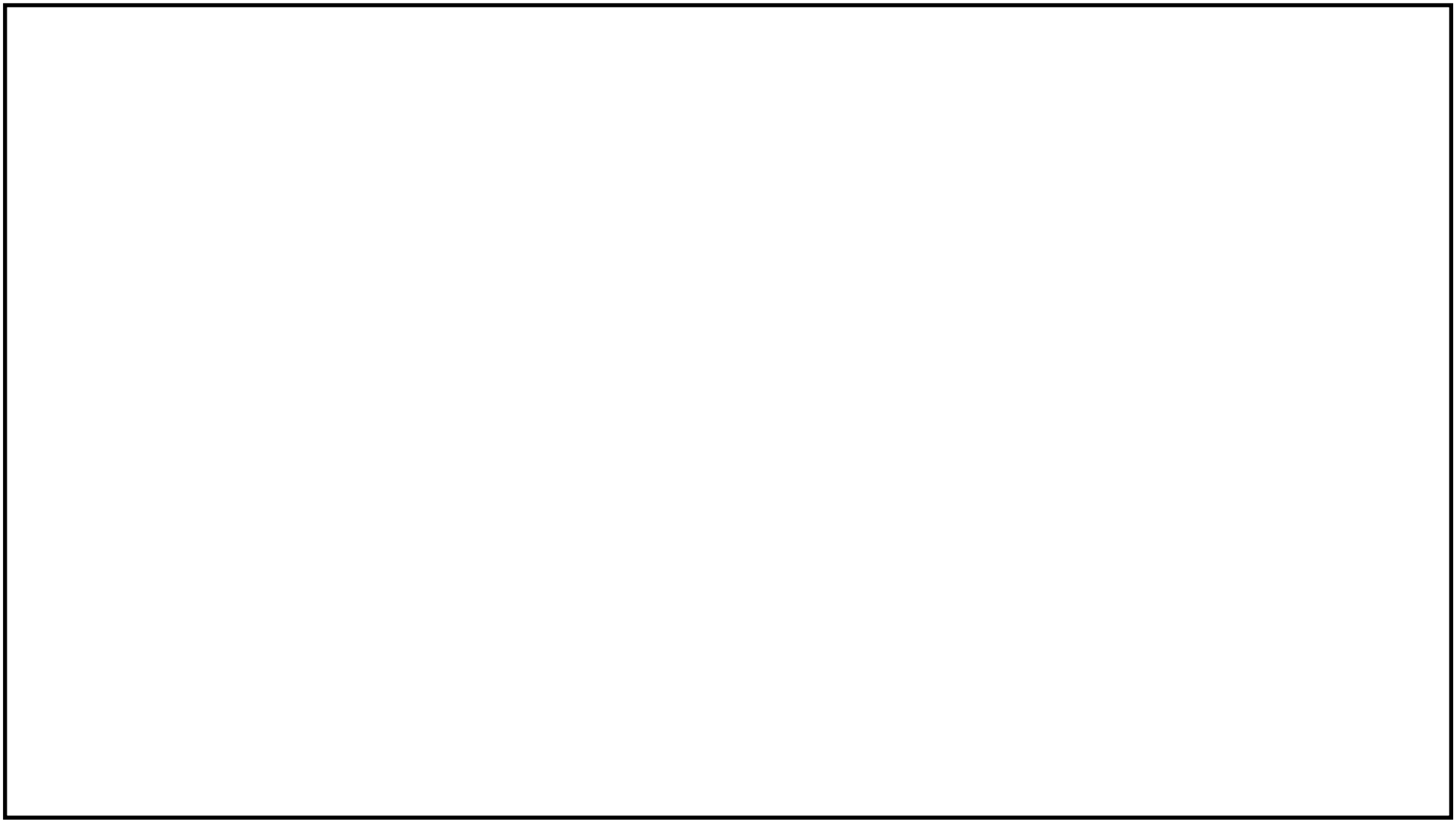
: 防護上の観点から公開できません。

第 10.6 図　保管エリア設置予定場所（6/9）



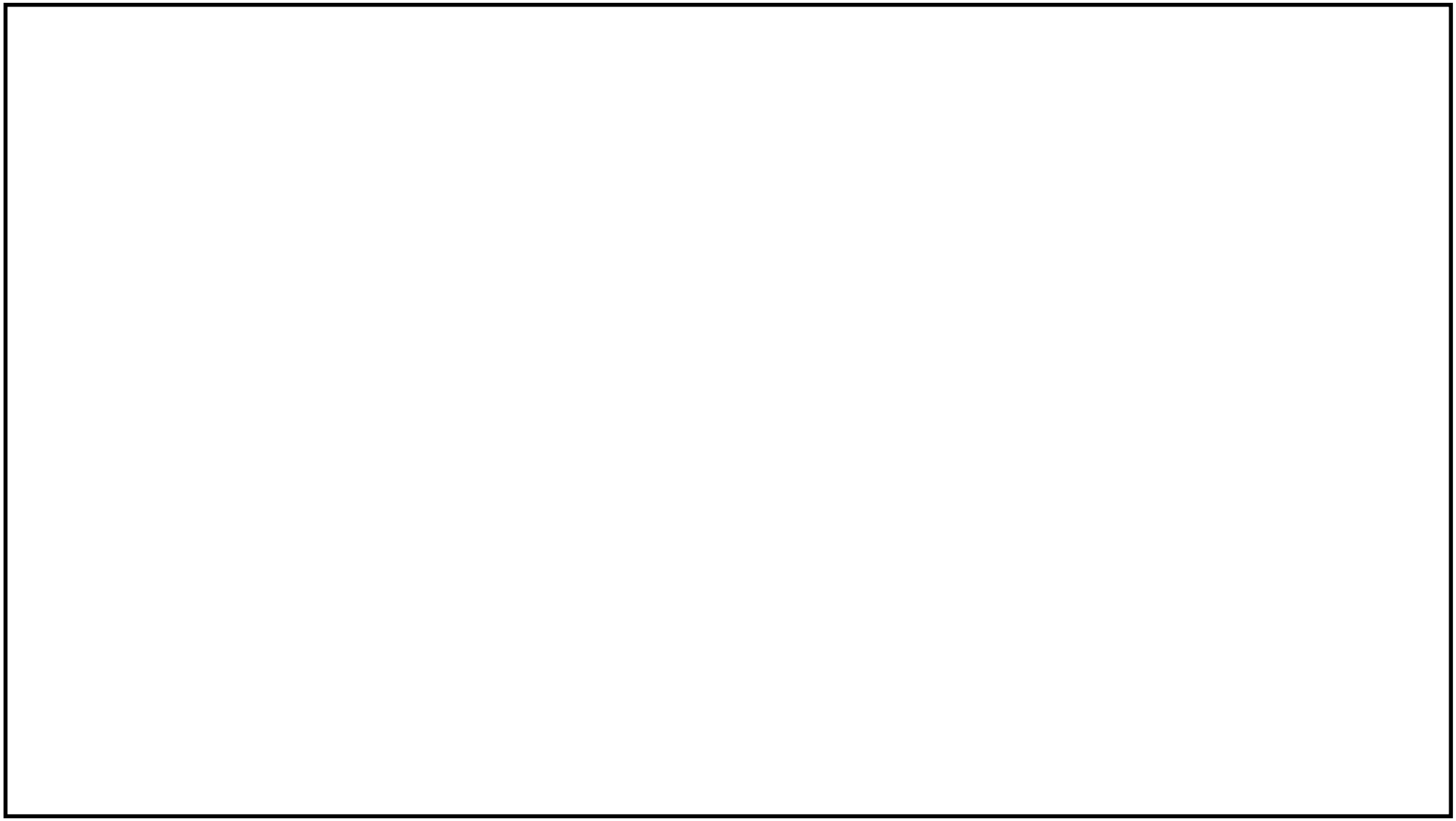
: 防護上の観点から公開できません。

第 10.6 図　保管エリア設置予定場所（7/9）



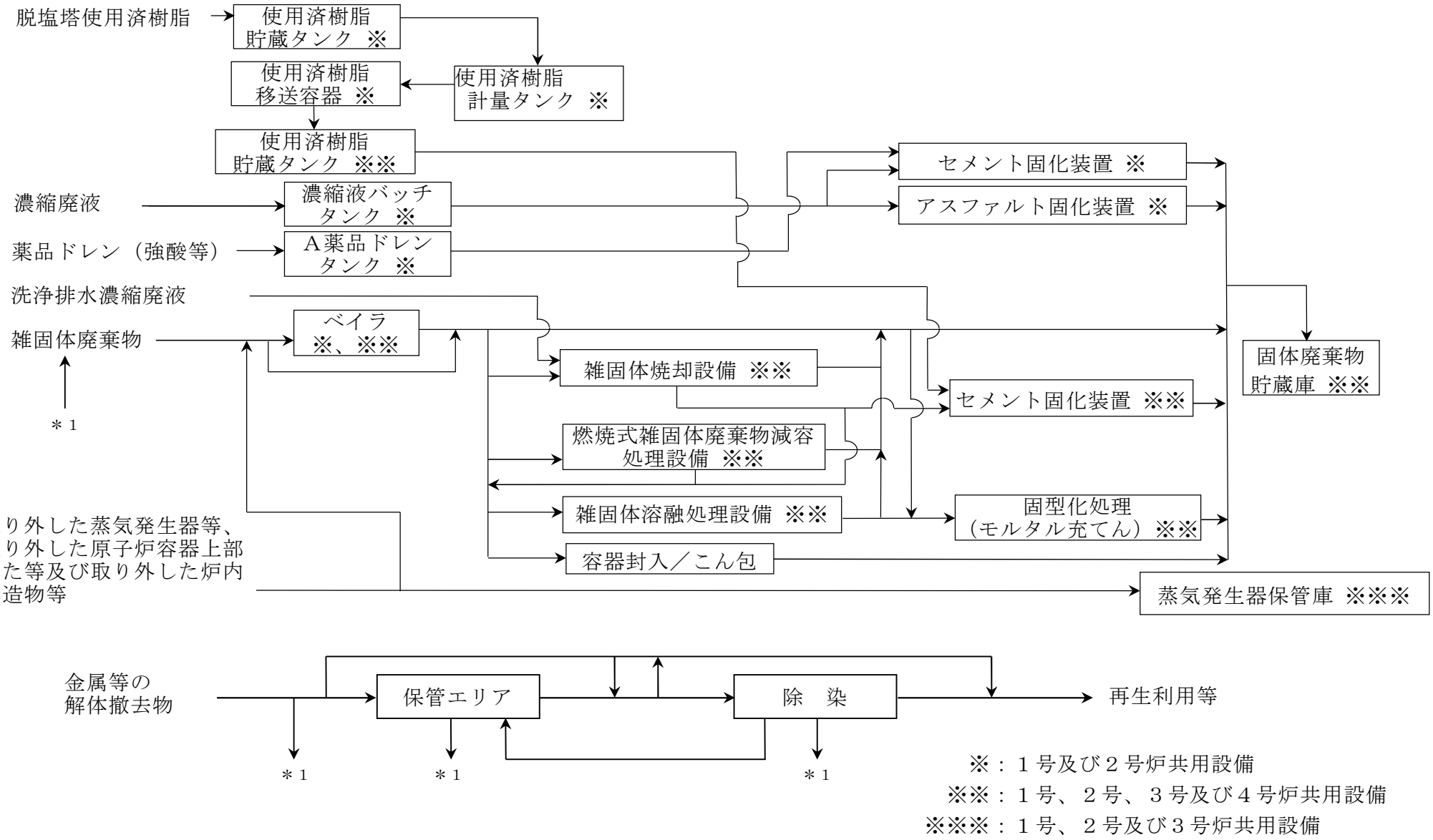
：防護上の観点から公開できません。

第 10.6 図　保管エリア設置予定場所（8/9）



：防護上の観点から公開できません。

第 10.6 図　保管エリア設置予定場所（9/9）

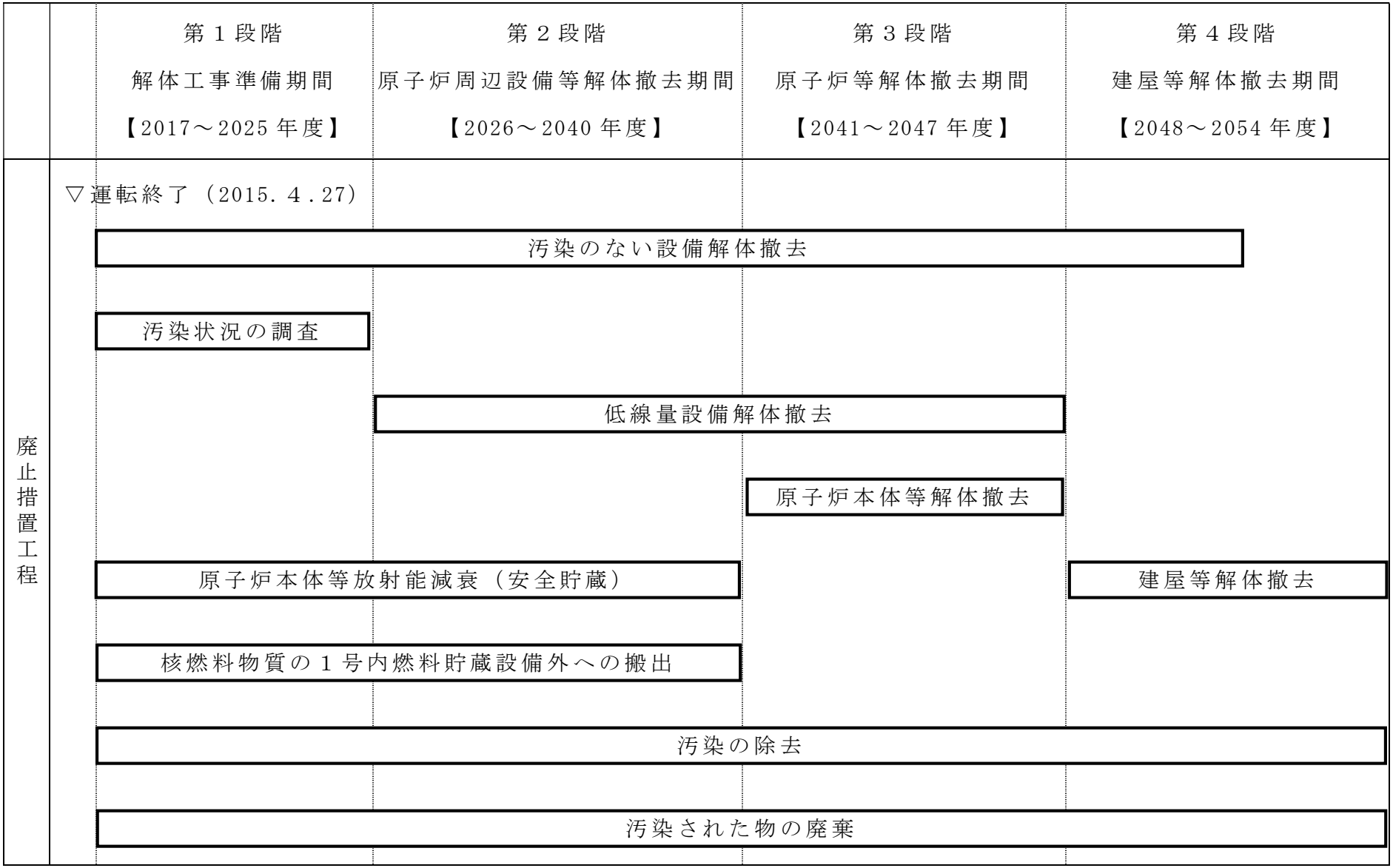


第 10.7 図　原子炉周辺設備等解体撤去期間中の放射性固体廃棄物の処理フロー

十一　廃止措置の工程

1号原子炉施設の廃止措置は、「原子炉等規制法」に基づく廃止措置計画の認可以降、この計画に基づき実施し、2054年度までに完了する予定である。廃止措置工程を第11.1表に示す。

第 11.1 表　廃止措置工程



十二　廃止措置に係る品質マネジメントシステム

廃止措置期間中における玄海原子力発電所の原子力の安全を確保するため、原子炉設置許可申請書本文十一号の「発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」に基づき、廃止措置に係る品質マネジメントシステムを確立し、「保安規定」の品質マネジメントシステム計画に定める。

「保安規定」の品質マネジメントシステム計画に基づき、廃止措置に関する保安活動の計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスを「保安規定」及び「原子力発電所品質マニュアル（要則)」並びにそれらに基づく下部規定により明確にし、これらを効果的に運用することにより、廃止措置期間中における玄海原子力発電所の原子力の安全を確保する。

添付書類目次

添付書類一　既に使用済燃料を発電用原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする資料

添付書類二　廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図

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

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

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

添付書類六　性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書

添付書類七　廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達計画に関する説明書

添付書類八　廃止措置の実施体制に関する説明書

添付書類九　廃止措置に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

添付書類一

既に使用済燃料を発電用原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする資料

燃料集合体については、第 1.1.1 図に示す「実用炉規則」第 67 条の規定に基づく記録である「当直課長引継簿」に、平成 25 年 4 月 12 日に原子炉から燃料集合体を取り出す作業が完了していることを記録している。また、平成 25 年 4 月 12 日以降、新たに炉心に燃料集合体を装荷していない。

当 直 課 長 引 継 簿

分類番号	IA－A－01
保存年限	永 寿 資+5 ⑩ 5 3 1
登録年月日	平成25年5月14日
保管箇所	発電第一課

平成 25 年 4 月 12 日 金曜日 2 直(16 時 00 分～ 22 時 20 分)

運転責任者					
当直課長	(当直課長)	(当直課長)	(当直課長)	(当直課長)	(当直課長)

中央操作員						補機操作員		
SS	SL	1R	1TE	2R	2TE	PP	SP	P

発電第一課長	運転管理担当課長	次長	第一所長	原子炉主任技術者

給電連絡

直員健康状態	教育訓練者	出張者・休暇者等
異常なし		

1号機 運転状況

1. プラント状況
   (1). 運転モード「－」
   ・燃料取出し済
2. 2次系
   (1). 定例碍洗 16:38 ～16:44
3. 1次系
   (1). 燃料取出し完了 18:15
   (2). 運転モード変更
   6(キャビティ高水位)→「－」 18:15
   (3). 燃料移送隔離弁 閉 18:35
   (4). 1A充てんポンプ停止 19:30
   (5). 1B-RHRP停止 19:43

主要作業状況

作業(保修及び除染)依頼状況

1号機 特記事項

廃棄物処理状況

2号機 運転状況

1. プラント状況
   (1). 運転モード 5 (1次冷却系満水)
   ・原子炉低温停止状態
2. 2次系
3. 1次系
   (1). GDT再使用切替(2D→2E) 20:10

主要作業状況

1. RMS(2R-14B,24B)BG測定 完了 柳田

作業(保修及び除染)依頼状況

2号機 特記事項

廃棄物処理状況

1. 2D-GDT再使用完了 20:10

1号機	時刻	ほう素濃度
1次冷却材		ppm

	セメント固化装置	アスファルト固化装置	雑固体焼却設備	使用済樹脂処理装置	屋外共通設備
制御室運転員					
運転時間			前直 ～ 22:00		

2号機	時刻	ほう素濃度
1次冷却材		ppm

第 1.1.1 図 当直課長引継簿

個人情報につき公開できません

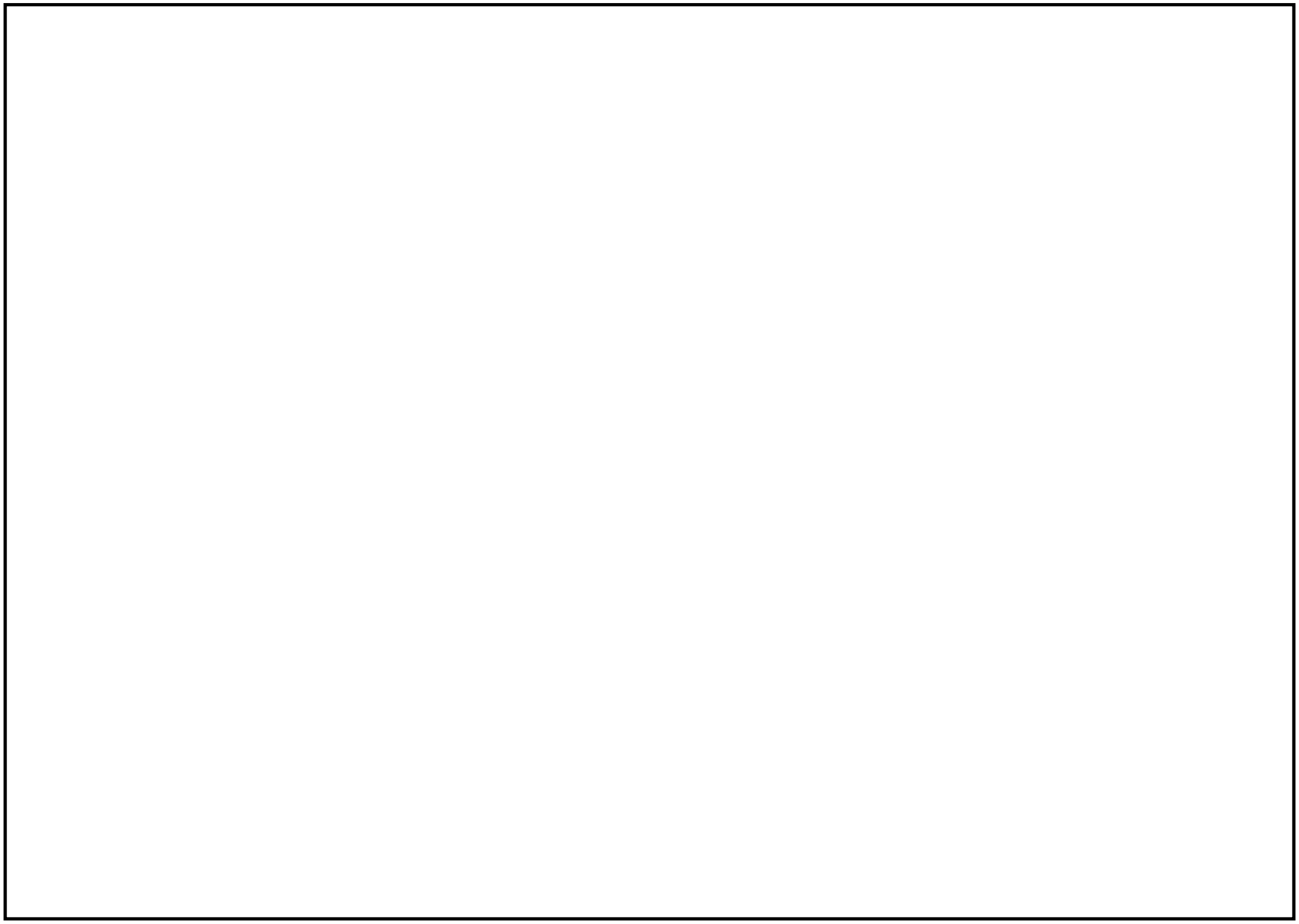
添付書類二

廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図

廃止措置対象施設の敷地に係る図面は、第 4.1 図に示すとおりである。

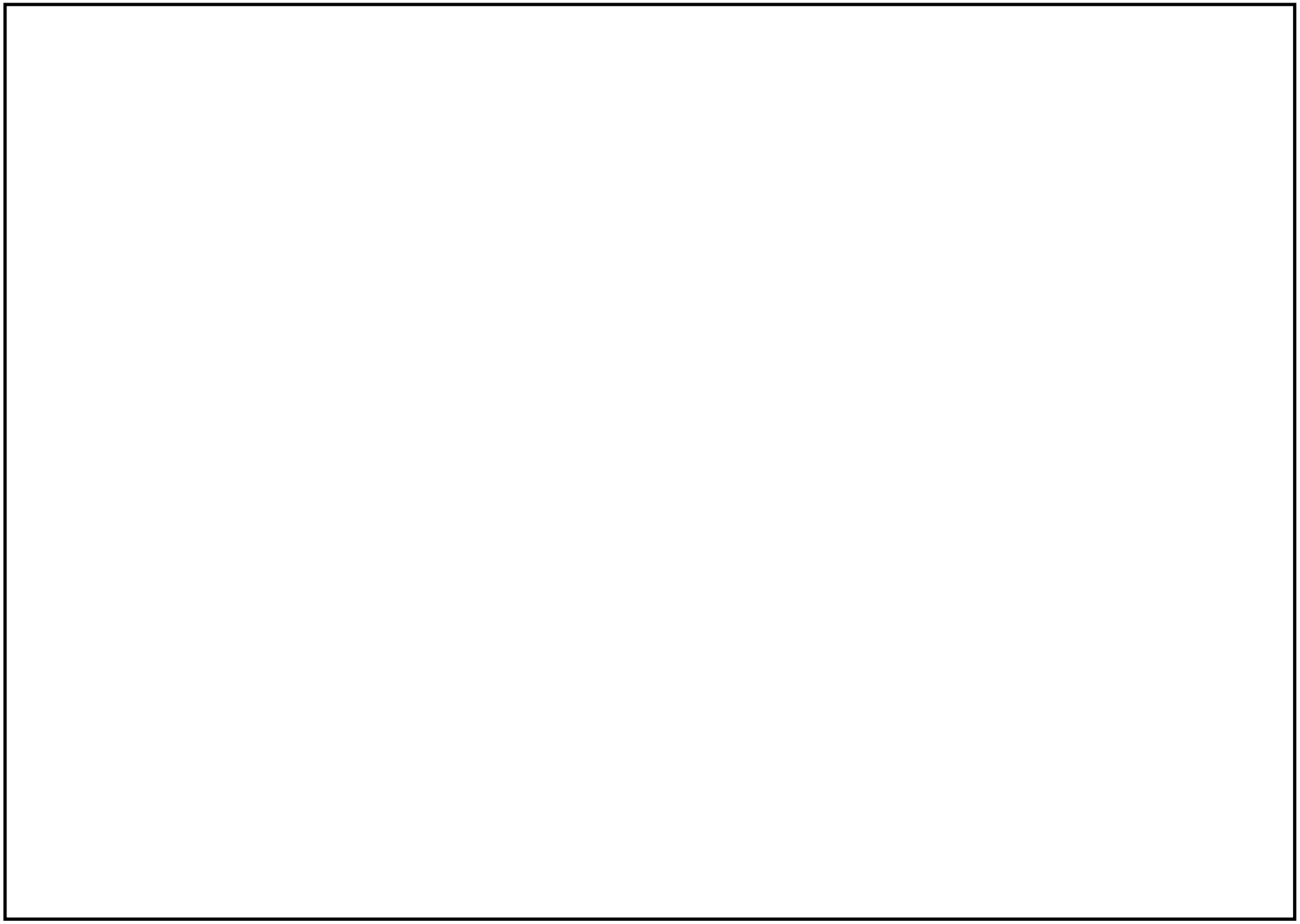
廃止措置期間のうち、解体工事準備期間における工事作業区域図を第 2.1.1 図に示す。

原子炉周辺設備等解体撤去期間以降における工事作業区域図を第 2.1.2 図に示す。



第 2.1.1 図　廃止措置（解体工事準備期間）に係る工事作業区域図

：防護上の観点から公開できません。



第 2.1.2 図　廃止措置（原子炉周辺設備等解体撤去期間以降）に係る工事作業区域図

：防護上の観点から公開できません。

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

1.1　放射線防護に関する基本方針及び具体的方法

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を遵守し、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くする。

具体的方法については、原子炉運転中の放射線管理に準じて以下のとおりとする。

(1)　放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするため、遮へい設備、換気設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設は、必要な期間、必要な機能を維持管理する。具体的な維持管理については、「六　性能維持施設」に示す。

(2)　放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して、立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。

(3)　放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。

(4)　管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、人の立入りを制限する。

(5)　放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出については、放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。

(6)　放射性物質により汚染している機器等を取り扱う場合は、汚染の拡散防止のため、汚染拡大防止囲い、局所フィルタを使用する等の措置を講じる。

1.2　管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定等

(1)　管理区域

放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「線量告示」に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域を管理区域として設定する。管理区域を解除する場合は、「線量告示」に定められた値を超えるおそれがないことを確認する。

なお、管理区域外において一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域として設定する。

(2)　保全区域

管理区域以外の区域であって、原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域を保全区域として設定する。

(3)　周辺監視区域

管理区域の周辺の区域であって、当該区域の外側のいかなる場所においてもその場所における線量が「線量告示」に定められた値を超えるおそれのない区域として周辺監視区域を設定する。

1.3　管理区域内の管理

(1)　管理区域については、「実用炉規則」に基づき、次の措置を講じる。

a.　壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けるこ

とによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、鍵の管理等の措置を講じる。

b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。

c. 床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、「線量告示」に定める表面密度限度を超えないようにする。

d. 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が「線量告示」に定める表面密度限度の十分の一を超えないようにする。

(2) 管理区域内は、場所により外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入り頻度等に差異があるため、これらのことを考慮して以下に述べる適切な管理を行う。

a. 放射線業務従事者等を不必要な外部被ばくから防護するため、遮へいを必要な期間維持管理すると共に、線量当量率を考慮し、遮へい体を設置する。

b. 放射線業務従事者等を放射性物質での汚染による被ばくから防護するため、換気設備を必要な期間維持管理する。また、防護具の着用等の必要な措置を講じる。

c. 管理区域は、外部放射線に係る線量に起因する管理区域と、空気中の放射性物質濃度又は床等の表面の放射性物質の

密度に起因する管理区域とに区分し、段階的な出入管理を行うことにより管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易かつ確実に行えるようにする。

(3) 管理区域内空間の外部放射線に係る線量当量率を把握するため、管理区域内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率をエリアモニタにより測定する。また、放射線業務従事者等が、特に、頻繁に立ち入る箇所については、定期的にサーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。

(4) 管理区域内の空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を把握するため、放射線業務従事者等が、特に、頻繁に立ち入る箇所については、サンプリングによる測定を定期的に行う。

1.4 保全区域内の管理

保全区域については、「実用炉規則」に基づき、標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要に応じて人の立入制限等の措置を講じる。

1.5 周辺監視区域内の管理

周辺監視区域については、「実用炉規則」に基づき、人の居住を禁止し、境界に柵又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の立入りを制限する。

周辺監視区域の外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度は、「線量告示」に定める値以下に保つ。

具体的には、管理区域内に遮へい設備を設けること等により、管理区域の外側における外部放射線に係る線量が、３月間につき1.3mSv以下になるように管理する。

また、空気中及び水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画すると共に、管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気や水が容易に流出することのないよう、換気系統及び排水系統を管理する。

表面の放射性物質の密度については、人及び物品の出入管理を十分に行う。

1.6　個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人管理は、線量を測定評価すると共に、定期的及び線量限度を超えて被ばくした場合等に健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

なお、放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者には、外部被ばくによる線量の測定評価を行う。

1.7　放射性廃棄物の放出管理

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出に当たっては、周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度が「線量告示」に定める値を超えないように厳重な管理を行う。

さらに、「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」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、発電所から放出される放射性物質について放出管理の目標値を定めると共に、放射性物質の濃度の測定を行い、これを超えないよう

に努める。

(1)　放射性気体廃棄物

放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気中の放射性物質の濃度を排気筒ガスモニタ等によって常に監視する。

(2)　放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物を放出する場合は、あらかじめタンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定する。

また、放出される放射性液体廃棄物中の放射性物質の濃度は、廃棄物処理設備排水モニタによって常に監視する。

1.8　周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

前項で述べたように、放射性廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

(1)　空間放射線量等の監視

空間放射線量は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域に設置しているモニタリングポイントの蛍光ガラス線量計により定期的に測定を行う。

空間放射線量率は、周辺監視区域境界付近に設置しているモニタリングポスト及びモニタリングステーションにより常時測定を行う。

(2)　環境試料の放射能監視

周辺環境の放射性物質の濃度の長期的傾向を把握するため、次のように環境試料の測定を行う。

環境試料の種類：陸水、陸土、空気中粒子、海水、陸上生

物、海底土及び海洋生物

頻度　　：原則として年２回とし、必要に応じて増加する。

測定核種　　：核分裂生成物及び腐食生成物のうち、主要な核種について行う。

(3)　異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、排気筒ガスモニタ及び廃棄物処理設備排水モニタ等により常に監視し、異常な放出がないように十分に管理を行う。

万一異常な放出があって敷地外に影響があると考えられる場合等は、モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定するほか、放射能観測車により敷地周辺の放射能測定を行い、その範囲及び程度等の推定を迅速かつ確実に行う。

２．　被ばく評価

１号原子炉施設の廃止措置中における放射線業務従事者の被ばく評価及び周辺公衆の平常時の被ばく評価は、以下のとおりである。

2.1　放射線業務従事者の被ばく評価

(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総被ばく線量は、解体工事準備期間中に実施する系統除染や原子炉施設の維持管理等について、過去の同種作業の実績やプラント長期停止以降の実績を踏まえ、作業場所を代表する環境線量当量率等の比較

を基に評価した結果から、約0.4人・Svと推定する。

(2)　原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中の放射線業務従事者の総被ばく線量は、低線量設備の解体撤去、核燃料物質の搬出、原子炉施設の維持管理等について、過去の同種作業の実績やプラント長期停止以降の実績を踏まえ、作業場所を代表する環境線量当量率等の比較を基に評価した結果から、約0.6人・Svと推定する。

(3)　原子炉等解体撤去期間以降

原子炉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、解体工法等についての検討結果を踏まえ、原子炉等解体撤去期間に入るまでに評価し、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

2.2　周辺公衆の平常時の被ばく評価

廃止措置中に環境に放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物中の放射性物質により周辺公衆が受ける被ばく線量を評価する。また、廃止措置中の直接線及びスカイシャイン線による被ばく線量を評価する。

2.2.1　放射性気体廃棄物の放出による被ばく

2.2.1.1　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中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、「線量目標値に関する指針」、「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」（以下「線量目標値に対する評価指針」という。）、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下「一般公衆線量評価」という。）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）を参考とし、「原子炉設置許可申請書　添付書類九」における放射性気体廃棄物による実効線量の評価方法を基本として評価する。

なお、評価においては、平成23年１月から平成23年12月の１年間における気象データを使用する。また、評価に使用する気象データは近年の気象データによる異常年検定を行い、異常がないことを確認している。

(1) 放射性気体廃棄物の推定放出量

解体工事準備期間中に解体対象施設から発生する放射性気体廃棄物は、「原子炉設置許可申請書　添付書類九」で評価を行っている希ガス及び放射性よう素（以下「よう素」という。）である。

希ガス及びよう素の放出量は、「原子炉設置許可申請書添付書類九」において、以下の事項について評価している。

a.　ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガス

b.　原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素

c.　原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素

d.　原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス及び

よう素

e.　定期検査時に放出されるよう素131

このうち、１号及び２号原子炉施設から寄与する、ガス減衰タンクからの排気、原子炉停止時の原子炉格納容器換気、原子炉格納容器減圧時の排気、原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス及びよう素は、１号及び２号原子炉施設が原子炉の運転を終了していること及び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無視できる。また、定期検査時のよう素131についても、半減期が約８日と短く、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第3.2.1表に示す。

以上を踏まえ、放射性気体廃棄物の放出管理目標値（１号、２号、３号及び４号炉合算）は、第3.2.2表のとおり設定し、これを超えないように努める。

(2)　実効線量の計算

a.　気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量

(a)　計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中の希ガスとして次の４種類を対象とする。

①　活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガス（３号及び４号炉各炉）

②　原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス（３号及び４号炉各炉）

③　原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス（３号及び４号炉各炉）

④　原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス（３号及び４号炉各炉）

②については、放出が間欠的な事象であるため、着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が 67％となるように、着目方位を中心とした３方位への最大放出回数を求め、その放射性雲からの実効線量を計算する。また、風速については、方位別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

①の活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガス、③及び④については、放出が連続的な事象であるとして、方位別大気安定度別風速逆数の総和を用いてその放射性雲からの実効線量を計算する。なお、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている場合は、着目方位にも実効線量の寄与があるので、これも加算する。

方位別の実効線量の１号、２号、３号及び４号炉合算は各原子炉からの寄与を保守的に評価して行う。

実効線量の計算は、３号原子炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側７方位の敷地及び地役権設定地域等の境界（以下「敷地等境界」という。）について希ガスのγ線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

(b)　計算に用いる基本式

γ線による空気カーマ率を求める基本式は（１）式

のとおりである。

$$D\gamma(x',y',0) = K_1 \cdot E\gamma \cdot \mu en \cdot \int_0^{\infty}\int_{-\infty}^{\infty}\int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu \cdot r) \cdot \chi(x, y, z)\, dx\, dy\, dz \quad \cdots\cdots\cdots(1)$$

ここに、

$D\gamma(x',y',0)$：計算地点$(x',y',0)$におけるγ線による空気カーマ率　（μGy／h）

K_1：空気カーマ率への換算係数

$$\left(\frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot h}\right)$$

$E\gamma$：γ線の実効エネルギ　（MeV／dis）

μen：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数　（m^{-1}）

r：放射性雲中の点(x,y,z)から計算地点$(x',y',0)$までの距離

$$r = \sqrt{(x'-x)^2+(y'-y)^2+(0-z)^2} \quad (m)$$

μ：空気に対するγ線の線減衰係数　（m^{-1}）

$B(\mu \cdot r)$：空気に対するγ線の再生係数

$$B(\mu \cdot r) = 1 + \alpha_B \cdot (\mu \cdot r) + \beta_B \cdot (\mu \cdot r)^2 + \gamma_B \cdot (\mu \cdot r)^3$$

α_B、β_B、γ_Bはγ線のエネルギ別に与えられる。

$\chi(x,y,z)$：放射性雲中の点（x、y、z）における放射性物質の濃度　（Bq／m^3）

$\chi(x,y,z)$は（２）式を用いて計算する。

$$\chi\ (x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma y \cdot \sigma z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma y^2}\right) \cdot$$

$$\left[\exp\left\{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma z^2}\right\}\right] \cdots\cdots (2)$$

ここに、

Q　：放出率　(Bq／s)

U　：放出源高さを代表する風速　(m／s)

h　：放出源の有効高さ　(m)

σy　：濃度分布のy方向の拡がりのパラメータ　(m)

σz　：濃度分布のz方向の拡がりのパラメータ　(m)

(c)　実効線量の計算式

希ガスのγ線による実効線量は方位別に（３）式を用いて計算する。

$H\gamma = H\gamma in + H\gamma cont$ ……(３)

ここに、

Hγ　：希ガスのγ線による方位別年間実効線量　(μSv／y)

Hγin　：間欠放出分（原子炉停止時の原子炉格納容器換気）の希ガスのγ線による方位別年間実効線量　(μSv／y)

Hγcont　：連続放出分（活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋等の換気）の希ガスのγ線による方位別年間実効線量　(μSv／y)

①　原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される

希ガス

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により間欠的に放出される希ガスのγ線による実効線量は(４)式を用いて計算する。

$$H\gamma in=\sum_{s=A}^{F}(H\gamma ins+H'\gamma ins+H''\gamma ins) \quad \cdots\cdots\cdots(4)$$

ここに、

$H\gamma ins$：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量　　（μSv／y）

$H'\gamma ins$、$H''\gamma ins$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量　　（μSv／y）

添字：ｓ：６つの大気安定度型（A、B、C、D、E、F）を示す。

$H\gamma ins$、$H'\gamma ins$ 及び$H''\gamma ins$ は、それぞれ(５)、(６)及び(７)式を用いて計算する。

$$H\gamma ins=K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qin \cdot E\gamma in \cdot n_T}{3,600\times 0.5\times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{Ds} \cdot \frac{N_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S}_{LS} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots(5)$$

$$H'\gamma ins=K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qin \cdot E\gamma in \cdot n_T}{3,600\times 0.5\times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D's} \cdot \frac{N'_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S'}_{LS} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots(6)$$

$$H''\gamma ins=K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qin \cdot E\gamma in \cdot n_T}{3,600\times 0.5\times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D''s} \cdot \frac{N''_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S''}_{LS} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots(7)$$

ここに、

K_γ ：空気カーマから実効線量への換算係数

（μSv／μGy）

f_h ：家屋による遮へい係数

f_o ：居住係数

$\overline{D}_s$ ：放出率１Bq／s、γ線エネルギ 0.5MeV／dis、風速１m／s で着目方位へ放出した場合、大気安定度がｓである時の当該距離におけるγ線による空気カーマ率の方位内平均値

（μGy／h）

$\overline{D'}_s$、$\overline{D''}_s$：それぞれ、放出率１Bq／s、γ線エネルギ 0.5MeV／dis、風速１m／s で着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度がｓである時の着目方位の当該距離におけるγ線による空気カーマ率の方位内平均値 （μGy／h）

$\overline{D}_s$、$\overline{D'}_s$ 及び$\overline{D''}_s$は（１）式を基本式として求める。

Q_{in}：原子炉停止時の原子炉格納容器換気中の希ガスの年間放出量

(Bq／y)

$E_{\gamma in}$ ：原子炉停止時の原子炉格納容器換気中の希ガスのγ線実効エネルギ

(MeV／dis)

N ：原子炉停止時の原子炉格納容器換気の回数

(回／y)

n_T ：着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67％となるように求めた着目方位を中心とした３方位への最大放出回数 （回／y）

f_{LT} ：着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和

Ｎｔ ：総観測回数 （回／y）

N_{LS}：風が着目方位へ向かっている時の大気安定度別観測回数 （回／y）

N'_{LS}、N''_{LS}：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている時の大気安定度別観測回数 （回／y）

$\overline{S}_{LS}$：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の平均 （s／m）

$\overline{S'}_{LS}$、$\overline{S''}_{LS}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の平均 （s／m）

添字：Ｌ：16方位(計算方位)を示す。

② 活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気により放出される希ガス、原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及び原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス

活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋等の換気に

より連続的に放出される希ガスのγ線による実効線量は、（８）式を用いて計算する。

$$H\gamma cont=\sum_{s=A}^{F}(H\gamma conts+H'\gamma conts+H''\gamma conts)$$

……（８）

ここに、

$H\gamma conts$：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量（μSv／y）

$H'\gamma conts$、$H''\gamma conts$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量（μSv／y）

$H\gamma conts$、$H'\gamma conts$及び$H''\gamma conts$は、それぞれ（９）、(10)及び(11)式を用いて計算する。

$$H\gamma conts=K\gamma\cdot fh\cdot fo\cdot\frac{Qcont\cdot E\gamma cont}{3,600\times 0.5}\cdot\overline{D}s\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S_{LS} \quad \cdots\cdots(9)$$

$$H'\gamma conts=K\gamma\cdot fh\cdot fo\cdot\frac{Qcont\cdot E\gamma cont}{3,600\times 0.5}\cdot\overline{D'}s\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S'_{LS} \quad \cdots\cdots(10)$$

$$H''\gamma conts=K\gamma\cdot fh\cdot fo\cdot\frac{Qcont\cdot E\gamma cont}{3,600\times 0.5}\cdot\overline{D''}s\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S''_{LS} \quad \cdots\cdots(11)$$

ここに、

Q_{cont}　：活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、原子炉格納容器減圧時の排気又は原子炉補助建屋等の換気中の希ガスの年間放出量（Bq／y）

$E_{\gamma cont}$：活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、原子炉格納容器減圧時の排気又は原子炉補助建屋等の換気中の希ガスのγ線実効エネルギ　（MeV／dis）

S_{LS}　：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の総和　（s／m）

S'_{LS}、S''_{LS}：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の総和　（s／m）

(d)　計算条件

（１）式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_1　：4.46×10^{-4}　（$\frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}$）

μ_{en}：3.84×10^{-3}　（m^{-1}）

μ　：1.05×10^{-2}　（m^{-1}）

α_B　：1.000

β_B　：0.4492

γ_B　：0.0038

（２）式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

h　：第 3.2.3 表に示すとおりである。

（５）、（６）及び（７）式に用いたパラメータは次のとおりである。

K_γ　：　0.8　（$\mu Sv/\mu Gy$）

ｆｈ　：　1

ｆｏ　：　1

Ｑin　：(原子炉停止時の原子炉格納容器換気)

（３　号　炉）　　2.6×10^{13}　(Bq／y)

（４　号　炉）　　2.7×10^{13}　(Bq／y)

Ｅγin：(原子炉停止時の原子炉格納容器換気)

（３号及び４号炉各炉）4.3×10^{-2} (MeV／dis)

Ｎ　：(原子炉停止時の原子炉格納容器換気)

（３号及び４号炉各炉）　4　(回／y)

n_T　：第 3.2.4 表に示すとおりである。

f_{LT}　：第 3.2.5 表に示すとおりである。

Ｎｔ　：8,760　(回／y)

N_{LS}、N'_{LS}、N''_{LS}：　第 3.2.5 表に示すとおりである。

$\overline{S}_{LS}$、$\overline{S'}_{LS}$、$\overline{S''}_{LS}$：　第 3.2.6 表に示すとおりである。

(９)、(10)及び(11)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Ｑcont　：(活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気)

（３　号　炉）　　2.9×10^{14}　(Bq／y)

（４　号　炉）　　2.8×10^{14}　(Bq／y)

(原子炉格納容器減圧時の排気)

（３号及び４号炉各炉）　1.0×10^{13}　(Bq／y)

(原子炉補助建屋等の換気)

（３号及び４号炉各炉）　2.0×10^{14}　(Bq／y)

Ｅγcont：(活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気)

（３　号　炉）　　1.6×10^{-2}　(MeV／dis)

（４　号　炉）　　1.5×10^{-2}　(MeV／dis)

（原子炉格納容器減圧時の排気）

（３号及び４号炉各炉）　4.4×10^{-2}　(MeV／dis)

（原子炉補助建屋等の換気）

（３　号　炉）　　8.5×10^{-2}　(MeV／dis)

（４　号　炉）　　8.4×10^{-2}　(MeV／dis)

S_{LS}、S'_{LS}、S''_{LS}：第 3.2.6 表に示すとおりである。

b.　気体廃棄物中のよう素による実効線量

(a)　計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中のよう素として次の４種類を対象とする。

① 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素

② 原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素

③ 原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素

④ 定期検査時に放出されるよう素

ただし、上記の①、②及び③はよう素 131 及びよう素 133 について計算し、④はよう素 131 のみについて計算する。

実効線量の計算は大気中によう素 131 及びよう素 133 が存在する時の被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

よう素の年平均地上空気中濃度は、①は放出が間欠的な事象であるとし、②、③及び④は放出が連続的な事象

であるとして、それぞれ希ガスのγ線による実効線量の計算の場合と同様の方法で求める。

吸入摂取による実効線量を求める場合には、将来の集落の形成を考慮し、敷地等境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

葉菜摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、敷地境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

牛乳摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、現存する牧草地のうちで年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

気象条件は希ガスのγ線による実効線量の場合と同一とする。

(b)　実効線量の計算式

よう素の年平均地上空気中濃度は、方位別に(12)式を用いて計算する。

$$\chi_{I} = \chi_{I\,in} + \chi_{I\,cont} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots(12)$$

ここに、

χ_{I}　：気体廃棄物中のよう素の年平均地上空気中濃度

(Bq／cm^3)

$\chi_{I\,in}$　：間欠放出分（原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素）による年平均地上空気中濃度

(Bq／cm^3)

$\chi_{I\,cont}$：連続放出分（原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋等の換気中のよう素及び定

期検査時に放出されるよう素）による年平均地上空気中濃度　(Bq／cm^3)

① 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により間欠的に放出されるよう素の年平均地上空気中濃度は(13)式を用いて計算する。

$$\chi_{Iin}=\sum_{s=A}^{F}(\chi_{Iins}+\chi'_{Iins}+\chi''_{Iins}) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots(13)$$

ただし、

$$\chi_{Iins}=\frac{Q_{Iin}\cdot n_T}{8,760\times N\cdot f_{LT}}\cdot\overline{\chi}_s\cdot\frac{N_{LS}}{Nt}\cdot\overline{S}_{LS}$$

$$\chi'_{Iins}=\frac{Q_{Iin}\cdot n_T}{8,760\times N\cdot f_{LT}}\cdot\overline{\chi'_s}\cdot\frac{N'_{LS}}{Nt}\cdot\overline{S'_{LS}}$$

$$\chi''_{Iins}=\frac{Q_{Iin}\cdot n_T}{8,760\times N\cdot f_{LT}}\cdot\overline{\chi''_s}\cdot\frac{N''_{LS}}{Nt}\cdot\overline{S''_{LS}}$$

ここに、

χ_{Iins}：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度　(Bq／cm^3)

χ'_{Iins}、χ''_{Iins}：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度　(Bq／cm^3)

Q_{Iin}：原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量　(Bq／y)

$\overline{\chi}_s$ ：放出率１Bq／h、風速１m／sで着目方位へ放出した場合、大気安定度がsである時の当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値

(Bq／cm^3)

$\overline{\chi'}_s$、$\overline{\chi''}_s$：それぞれ、放出率１Bq／h、風速１m／sで着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度がsである時の着目方位の当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値

(Bq／cm^3)

$\overline{\chi}_s$、$\overline{\chi'}_s$及び$\overline{\chi''}_s$は(２)式を基本式として求める。

② 原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素、原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素及び定期検査時に放出されるよう素

連続放出と見なせる原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素、原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素及び定期検査時に放出されるよう素による年平均地上空気中濃度は、(14)式を用いて計算する。

$$\chi_{I\,cont}=\sum_{s=A}^{F}\left(\chi_{I\,conts}+\chi'_{I\,conts}+\chi''_{I\,conts}\right)$$

……(14)

ただし、

$$\chi_{I\,conts}=\frac{Q_{I\,cont}}{8,760}\cdot\overline{\chi}_s\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S_{LS}$$

$$\chi'_{I\,conts}=\frac{Q_{I\,cont}}{8,760}\cdot\overline{\chi'}_s\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S'_{LS}$$

$$\chi''_{I\,conts}=\frac{Q_{I\,cont}}{8,760}\cdot\overline{\chi''}_s\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S''_{LS}$$

ここに、

$\chi_{I\,conts}$ ：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq／cm^3)

$\chi'_{I\,conts}$、$\chi''_{I\,conts}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq／cm^3)

$Q_{I\,cont}$：原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋等の換気中のよう素又は定期検査時に放出されるよう素の年間放出量 (Bq／y)

実効線量は成人、幼児及び乳児について、それぞれ(15)式を用いて求める。

$$H_{th} = H_I + H_V + H_M \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (15)$$

ここに、

H_{th}：気体廃棄物中のよう素による実効線量 (μSv／y)

H_I：吸入摂取による実効線量 (μSv／y)

H_V：葉菜摂取による実効線量 (μSv／y)

H_M：牛乳摂取による実効線量 (μSv／y)

H_I、H_V及びH_Mはそれぞれ(16)、(17)及び(18)式を用いて求める。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (16)$$

ただし、

$$A_{Ii} = M_I \cdot \overline{\chi}_{Ii}$$

ここに、

K_{Ii}：よう素iの吸入摂取による実効線量への換算係数　（μSv／Bq）

A_{Ii}：よう素iの吸入摂取による摂取率　（Bq／d）

M_I　：呼吸率　（cm^3／d）

$\overline{\chi}_{Ii}$：よう素 i の計算地点における年平均地上空気中濃度　（Bq／cm^3）

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Vi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (17)$$

ただし、

$$A_{Vi} = M_V \cdot f_{Vm} \cdot f_{Vt} \cdot f_d \cdot F_{Vi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_V\right) \cdot \overline{\chi}_{Vi}$$

ここに、

K_{Ti}　：よう素 i の経口摂取による実効線量係数　（μSv／Bq）

A_{Vi}　：よう素 i の葉菜摂取による摂取率　（Bq／d）

M_V　：葉菜の摂取率　（g／d）

f_{Vm}：葉菜の市場希釈係数

f_{Vt}　：葉菜の栽培期間の年間比

f_d　：葉菜の除染係数

F_{Vi}　：よう素 i が空気中から葉菜に移行する割合　（(Bq／g)／(Bq／cm^3)）

$\overline{\chi}_{Vi}$　：よう素 i の計算地点における年平均地上空気中

濃度　(Bq／cm^3)

T_{ri}　：よう素ｉの物理的半減期　(d)

t_V　：葉菜の採取から摂取までの期間　(d)

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (18)$$

ただし、

$$A_{Mi} = M_M \cdot f_{Mm} \cdot f_{Mt} \cdot f_f \cdot F_{Mi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_M\right) \cdot \overline{\chi}_{Mi}$$

ここに、

A_{Mi}　：よう素ｉの牛乳摂取による摂取率　(Bq／d)

M_M　：牛乳の摂取率　(ml／d)

f_{Mm}：牛乳の市場希釈係数

f_{Mt}　：牧草の栽培期間の年間比

f_f　：飼料の混合比

F_{Mi}　：よう素ｉが空気中から牛乳に移行する割合

((Bq／ml)／(Bq／cm^3))

$\overline{\chi}_{Mi}$　：よう素ｉの計算地点における年平均地上空気中濃度　(Bq／cm^3)

t_M　：牛乳の採取から摂取までの期間　(d)

(c)　計算条件

(16)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{Ii}　：成　人　Ｉ－131　1.5×10^{-2}　(μSv／Bq)

Ｉ－133　2.9×10^{-3}　(μSv／Bq)

幼　児　Ｉ－131　6.9×10^{-2}　(μSv／Bq)

		Ｉ－133	1.6×10^{-2}	（μSv／Bq）
	乳　児	Ｉ－131	1.3×10^{-1}	（μSv／Bq）
		Ｉ－133	3.5×10^{-2}	（μSv／Bq）

M_I　：成　人　2.22×10^{7}　（cm^3／d）

幼　児　8.72×10^{6}　（cm^3／d）

乳　児　2.86×10^{6}　（cm^3／d）

$\overline{\chi}_{Ii}$　：（３号及び４号炉合算）

Ｉ－131　2.03×10^{-10}　（Bq／cm^3）

Ｉ－133　2.38×10^{-10}　（Bq／cm^3）

３号炉心から東方向970m地点の濃度

(17)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{Ti}：成　人	Ｉ－131	1.6×10^{-2}	（μSv／Bq）
	Ｉ－133	3.1×10^{-3}	（μSv／Bq）
幼　児	Ｉ－131	7.5×10^{-2}	（μSv／Bq）
	Ｉ－133	1.7×10^{-2}	（μSv／Bq）
乳　児	Ｉ－131	1.4×10^{-1}	（μSv／Bq）
	Ｉ－133	3.8×10^{-2}	（μSv／Bq）

M_V　：成　人　100　（ｇ／d）

幼　児　50　（ｇ／d）

乳　児　20　（ｇ／d）

f_{vm}　：1

f_{vt}　：0.5

f_d　：0.5

F_{vi}　：Ｉ－131　2.6×10^{6}　（（Bq／ｇ）／（Bq／cm^3））

Ｉ－133　4.3×10^{5}　（（Bq／ｇ）／（Bq／cm^3））

$\overline{\chi}_{vi}$ ：（３号及び４号炉合算）

Ｉ－131　2.12×10^{-10}　(Bq／cm^3)

Ｉ－133　2.48×10^{-10}　(Bq／cm^3)

３号炉心から東方向 890m 地点の濃度

ｔｖ　：0　(d)

Ｔｒｉ　：「被ばく計算に用いる放射線エネルギ等について」[(2)]による。

(18)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

M_M　：成　人　200　(ml／d)

幼　児　500　(ml／d)

乳　児　600　(ml／d)

f_{Mm}：成　人　1

幼　児　1

乳　児　0.5

f_{Mt}　：0.5

f_f　：1

F_{Mi}　：Ｉ－131　6.2×10^{5}　((Bq／ml)／(Bq／cm^3))

Ｉ－133　4.6×10^{4}　((Bq／ml)／(Bq／cm^3))

$\overline{\chi}_{Mi}$　：（３号及び４号炉合算）

Ｉ－131　5.53×10^{-11}　(Bq／cm^3)

Ｉ－133　6.48×10^{-11}　(Bq／cm^3)

３号炉心から東方向 4,300m 地点の濃度

t_M　：成　人　0　(d)

幼　児　0　(d)

乳　児　3　(d)

(3)　実効線量の評価結果

「2.2.1.1（1）放射性気体廃棄物の推定放出量」に示すとおり、解体工事準備期間中に１号及び２号原子炉施設から放出される希ガス及びよう素の放出による影響は無視でき、実効線量の評価結果は、「原子炉設置許可申請書　添付書類九」に記載の値から、１号及び２号原子炉施設の寄与分を除いた状態で推移すると評価できる。

したがって、１号、２号、３号及び４号炉からの希ガスのγ線による実効線量の評価結果は第3.2.7表に、また評価地点は第3.2.1図に示すとおりであり、その最大値は、３号炉心から北東方向約780mの敷地等境界において、約0.7μSv／yである。

また、１号、２号、３号及び４号炉による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の評価結果は第3.2.8表に、また評価地点は第3.2.1図に示すとおりであり、その最大値は、成人で約0.2μSv／y、幼児で約0.6μSv／y及び乳児で約0.5μSv／yである。

2.2.1.2　原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中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、「線量目標値に関する指針」、「線量目標値に対する評価指針」、「一般公衆線量評価」、「気象指針」及び「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査―環境影響評価パラメータ調査研究―（平成18年度経済産業省委託調査、財団法人電力

中央研究所）の添付 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第３次版)」（以下「電中研ハンドブック」という。）を参考とし、低線量設備の解体撤去に伴い発生する気体廃棄物を対象に次のとおり評価する。

また、評価においては、2016年１月から2016年12月の１年間における気象データを使用する。評価に使用する気象データは近年の気象データによる異常年検定を行い、異常がないことを確認している。

なお、３号及び４号炉から発生する放射性気体廃棄物による実効線量については、2.2.1.1 解体工事準備期間中と同様「原子炉設置許可申請書 添付書類九」における評価結果を用いる。

(1) 放射性気体廃棄物の推定放出量

１号及び２号炉から原子炉周辺設備等解体撤去期間中に発生する放射性気体廃棄物の主なものは、低線量設備の解体撤去に伴って発生する粒子状放射性物質である。希ガス及びよう素については、解体工事準備期間中と同様、放出量は無視できる。

したがって、原子炉周辺設備等解体撤去期間中の放射性気体廃棄物の放出量は、解体対象施設の推定放射能に、解体撤去に伴う放射性物質の気中移行割合を乗じ、汚染拡大防止囲いからの漏えい率並びに局所フィルタ及び建屋排気フィルタによる捕集効率を考慮して求める。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を第3.2.2図に示す。

放出期間については、原子炉周辺設備等解体撤去期間中における解体撤去を１年間で行い、発生する放射性気体廃棄物が年間を通じて放出されるものとして評価する。

また、解体対象施設の推定放射能については、「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」で評価した推定放射能（2026年４月１日時点）を基に、設定する。

上記の条件により、原子炉周辺設備等解体撤去期間に１号及び２号炉から放出される放射性気体廃棄物の量を計算する式を次に示す。

$$Q_{Ai}=A_{Ri}\cdot F_A\cdot\{(1-r_1)\cdot(1-D_{F1})\cdot(1-D_{F2})+r_1\cdot(1-D_{F2})\}$$

・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・(19)

ただし、

$$F_A=f_S\times f_L$$

ここに、

Q_{Ai}	：核種iの大気への放出量	(Bq)
A_{Ri}	：解体対象施設の核種iの推定放射能	(Bq)
F_A	：放射性物質の気中移行割合	(－)
r_1	：汚染拡大防止囲いからの漏えい率	(－)
D_{F1}	：汚染拡大防止囲い局所フィルタの捕集効率	(－)
D_{F2}	：建屋排気フィルタの捕集効率	(－)
f_S	：飛散率	(－)
f_L	：切断等による欠損割合	(－)

解体撤去に伴い発生する放射性気体廃棄物の大気への放出量評価に使用するパラメータのうち、解体対象施設の推定放

射能を第3.2.9表、放射性物質の気中移行割合を第3.2.10表、汚染拡大防止囲いからの漏えい率並びに局所フィルタ及び建屋排気フィルタの捕集効率を第3.2.11表に示す。

1号及び2号炉の原子炉周辺設備等解体撤去期間中に、3号及び4号炉から発生する放射性気体廃棄物は、解体工事準備期間中と同様に「原子炉設置許可申請書　添付書類九」で評価を行っている希ガス及びよう素である。

原子炉周辺設備等解体撤去期間中における1号及び2号炉の放射性気体廃棄物のうち、実効線量の評価に用いる核種の年間放出量を第3.2.12表に示す。

第3.2.12表に示す放射性気体廃棄物の年間放出量から、放射性気体廃棄物（Co-60）の放出管理目標値（1号及び2号炉合算）を、第3.2.13表のとおり設定し、これを超えないように努める。

(2) 実効線量の計算(1号及び2号炉)

a.　実効線量評価の概要

1号及び2号炉から発生する放射性気体廃棄物による実効線量の計算は、原子炉周辺設備等解体撤去期間中における以下の被ばく経路について評価する。

(a) 放射性雲からの外部被ばく

(b) 地表沈着物からの外部被ばく

(c) 呼吸摂取による内部被ばく

(d) 農作物摂取による内部被ばく

(e) 畜産物摂取による内部被ばく

放射性雲及び地表沈着物からの外部被ばく並びに呼吸

摂取による内部被ばくについては、将来の集落の形成を考慮し、３号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側７方位の敷地等境界外について実効線量又は年平均地上空気中濃度が最大となる地点での線量を求める。

農作物摂取による内部被ばくについては、３号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側７方位の敷地境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の線量を求める。

畜産物摂取による内部被ばくについては、食物連鎖を考慮し、現存する牧草地のうち年平均地上空気中濃度が最大となる地点の線量を求める。

評価においては、2016年１月から2016年12月の１年間における気象データを使用する。地上放出の条件で相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を求め、着目方位とその隣接方位の寄与を考慮し、最大となる値を評価に用いる。

b.　実効線量評価方法

１号及び２号炉から発生する放射性気体廃棄物による実効線量は、放射性気体廃棄物が年間を通じて連続的に放出されるものとして評価する。

実効線量の評価に用いる核種は、a.「実効線量評価の概要」に示す各評価経路における線量寄与の割合の合計が90％以上となる核種を選定し、放出管理の観点から、Co-60を評価対象核種に追加する。

実効線量の評価に用いる核種の年間放出量を第3.2.12表

に示す。

(a) 放射性雲からのγ線による外部被ばく

放射性雲からのγ線による外部被ばくの評価に用いるD／Qは、陸側7方位の敷地等境界外について実効線量が最大となる地点の値を用いる。

放射性雲からのγ線による外部被ばくの評価は以下の式で評価する。

$$H_{\gamma}=\sum_{i}H_{\gamma i} \cdots\cdots (20)$$

$$H_{\gamma i}=K\cdot(D/Q)\cdot E_i\cdot Q_i\cdot(3,600\times24\times365)\cdot10^{6} \cdots\cdots (21)$$

ただし、

$$Q_i=\frac{Q_{Ai}}{3,600\times24\times365}$$

ここに、

H_{γ} ：放射性雲からのγ線による実効線量 （μSv／y）

$H_{\gamma i}$ ：核種iに関する放射性雲からのγ線による実効線量 （μSv／y）

K ：空気カーマから実効線量への換算係数(0.8Sv／Gy)

D／Q ：放射性雲に関する相対線量 (Gy／Bq／MeV)

E_i ：核種iのγ線実効エネルギ (MeV)

Q_i ：解体撤去に伴う核種iの大気への放出率 (Bq／s)

Q_{Ai} ：解体撤去に伴う核種iの大気への放出量 (Bq)

(21)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

E_i ：第3.2.14表に示すとおりである。

D/Q ：第3.2.15表に示すとおりである。

Q_{Ai} ：第3.2.12表に示すとおりである。

(b) 地表沈着物からのγ線による外部被ばく

地表沈着物からのγ線による外部被ばくの評価に用いるχ／Qは、陸側7方位の敷地等境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の値を用いる。

(b-1)　核種の地表沈着量

地表沈着量は以下の式で評価する。

$$A_{Gi}=\frac{V_{Gi}\cdot(\chi/Q)_D\cdot Q_i}{\lambda_{Gi}}\{1-\exp(-\lambda_{Gi}\cdot t_G)\}\cdots\cdots\cdots\ (22)$$

ただし、

$$Q_i=\frac{Q_{Ai}}{3,600\times24\times365}$$

$$\lambda_{Gi}=\lambda_i+\lambda_{Si}$$

ここに、

A_{Gi}　：核種iの地表沈着量　(Bq／m^2)

V_{Gi}　：核種iの乾燥沈着速度　(m／s)

$(\chi/Q)_D$：地表沈着に関する相対濃度　(s／m^3)

Q_i　：解体撤去に伴う核種iの大気への放出率(Bq／s)

Q_{Ai}　：解体撤去に伴う核種iの大気への放出量　(Bq)

λ_{Gi}　：土壌からの核種iの実効除去率　(1／s)

λ_i　：核種iの崩壊定数　(s^{-1})

λ_{Si}　：土壌からの核種iの系外除去率　(s^{-1})

t_G　：放射性物質の沈着を考慮する期間　(s)

(22)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

V_{Gi}　：第3.2.16表に示すとおりである。

$(\chi/Q)_D$：第3.2.15表に示すとおりである。

Q_{Ai}　：第3.2.12表に示すとおりである。

λ_i　　：第3.2.17表に示すとおりである。

λ_{Si}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

t_G　　：第3.2.16表に示すとおりである。

(b-2) 地表沈着核種からのγ線による実効線量

地表沈着核種からのγ線による実効線量は以下の式で評価する。

$$H_a = \sum_i H_{ai} \quad \cdots\cdots (23)$$

$$H_{ai} = K_{Ai} \cdot A_{Gi} \quad \cdots\cdots (24)$$

ここに、

H_a　　：地表沈着核種からのγ線による実効線量　(μSv／y)

H_{ai}　　：地表沈着核種iからのγ線による実効線量　(μSv／y)

K_{Ai}　　：地表沈着核種iからの実効線量換算係数　((μSv／y)／(Bq／m^2))

A_{Gi}　　：核種iの地表沈着量　(Bq／m^2)

(24)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{Ai}　　：第3.2.18表に示すとおりである。

(c) 呼吸摂取による内部被ばく

呼吸摂取による内部被ばくの評価に用いるχ／Qは、陸側7方位の敷地等境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の値を用いる。

呼吸摂取による内部被ばくの評価は以下の式で評価する。

$$H_b = \sum_i H_{bi} \quad \cdots\cdots (25)$$

$$H_{bi} = B_r \cdot K_{Ri} \cdot (\chi / Q)_B \cdot Q_i \cdot 365 \quad \cdots\cdots (26)$$

ただし、

$$Q_i = \frac{Q_{Ai}}{3,600 \times 24 \times 365}$$

ここに、

H_b　　：呼吸摂取による実効線量　　（μSv／y）

H_{bi}　　：核種iに関する呼吸摂取による実効線量　　（μSv／y）

B_r　　：成人の呼吸率　　（m^3／d）

K_{Ri}　　：呼吸摂取による核種iの実効線量換算係数　　（μSv／Bq）

$(\chi / Q)_B$：呼吸摂取に関する相対濃度　　（s／m^3）

Q_i　　：解体撤去に伴う核種iの大気への放出率（Bq／s）

Q_{Ai}　　：解体撤去に伴う核種iの大気への放出量　　（Bq）

(26)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

B_r　　：第3.2.16表に示すとおりである。

K_{Ri}　　：第3.2.19表に示すとおりである。

$(\chi / Q)_B$：第3.2.15表に示すとおりである。

Q_{Ai}　　：第3.2.12表に示すとおりである。

(d) 農作物摂取による内部被ばく

農作物摂取による内部被ばくの評価に用いる放射性核種の地表沈着量は(b)(b-1)「核種の地表沈着量」を用いる。ただし、χ／Qは、3号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側7方位の敷地境界外について年平均地上空

気中濃度が最大となる地点の値を用いる。

(d-1) 農作物中の放射性物質濃度（C-14 以外）

農作物中の放射性物質濃度（C-14 以外）の評価は以下の式で評価する。

$$C_{Vi} = C_{1Vi} + C_{2Vi} \quad \cdots\cdots (27)$$

$$C_{1Vi} = \frac{R_{LVi} \cdot F_{EVi}}{\lambda_{EVi} \cdot Y_V} \cdot V_{Gi} \cdot (\chi / Q)_F \cdot Q_i \cdot \{1 - \exp(-\lambda_{EVi} \cdot t_V)\} \quad \cdots\cdots (28)$$

$$C_{2Vi} = \frac{C_{FVi}}{S_V} \cdot A_{Gi} \quad \cdots\cdots (29)$$

ただし、

$$\lambda_{EVi} = \lambda_i + \lambda_{WVi}$$

$$Q_i = \frac{Q_{Ai}}{3,600 \times 24 \times 365}$$

ここに、

C_{Vi} ：農作物V中の核種iの放射性物質濃度 (Bq／kg)

C_{1Vi} ：葉面沈着による農作物V中の核種iの放射性物質濃度 (Bq／kg)

C_{2Vi} ：経根吸収による農作物V中の核種iの放射性物質濃度 (Bq／kg)

R_{LVi} ：農作物Vに関する核種iの葉面付着割合（乾燥沈着） (－)

F_{EVi} ：農作物Vに関する核種iの葉面から可食部への移行係数 (－)

λ_{EVi} ：農作物Vからの核種iの実効除去率 (s^{-1})

λ_i ：核種iの崩壊定数 (s^{-1})

λ_{WVi} ：農作物Vに関する核種iのウェザリング除去率 (s^{-1})

Y_V　　：農作物Vの栽培密度　　(kg／m^2)

V_{Gi}　　：核種iの乾燥沈着速度　　(m／s)

$(\chi／Q)_F$　：農作物摂取に関する相対濃度　　(s／m^3)

Q_i　　：解体撤去に伴う核種iの大気への放出率

(Bq／s)

Q_{Ai}　　：解体撤去に伴う核種iの大気への放出量

(Bq)

t_V　　：農作物Vへの核種iの沈着を考慮する期間　　(s)

C_{FVi}　　：土壌から農作物Vへの核種iの移行割合

((Bq／kg)／(Bq／kg-soil))

S_V　　：農作物Vに関する実効地表面密度

(kg／m^2)

A_{Gi}　　：核種iの地表沈着量　　(Bq／m^2)

(28)式及び(29)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

R_{LVi}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

F_{EVi}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

λ_i　　：第3.2.17表に示すとおりである。

λ_{WVi}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

Y_V　　：第3.2.16表に示すとおりである。

V_{Gi}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

$(\chi／Q)_F$　：第3.2.15表に示すとおりである。

Q_{Ai}　　：第3.2.12表に示すとおりである。

t_V　　：第3.2.16表に示すとおりである。

C_{FVi}　　：第3.2.21表に示すとおりである。

S_V　　：第3.2.16表に示すとおりである。

(d-2) 農作物中の放射性物質濃度（C-14）

農作物中の放射性物質濃度（C-14）の評価は以下の式で評価する。

$$C_{CV}=F_{CV}\cdot\frac{(\chi/Q)_F\cdot Q_C}{C_A} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (30)$$

ただし、

$$Q_C=\frac{Q_{AC}}{3,600\times24\times365}$$

ここに、

C_{CV}　　：農作物V中のC-14濃度　　(Bq／kg)

F_{CV}　　：農作物V中の炭素重量割合　　(kg-C／kg)

$(\chi/Q)_F$：農作物摂取に関する相対濃度　　(s／m^3)

Q_C　　：解体撤去に伴うC-14の大気への放出率　(Bq／s)

Q_{AC}　　：解体撤去に伴うC-14の大気への放出量　　(Bq)

C_A　　：空気中の炭素重量割合　　(kg-C／m^3)

(30)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

F_{CV}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

$(\chi/Q)_F$：第3.2.15表に示すとおりである。

Q_{AC}　　：第3.2.12表に示すとおりである。

C_A　　：第3.2.16表に示すとおりである。

(d-3) 農作物摂取による実効線量

農作物摂取による実効線量の評価は以下の式で評価する。

$$H_f=\sum_i\sum_V H_{fVi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (31)$$

$$H_{fVi}=K_{Fi}\cdot H_{Vi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (32)$$

$$H_{Vi}=365\times10^{-3}\cdot W_V\cdot C_{Vi}\cdot F_{KV} \quad \cdots\cdots (33)$$

ここに、

H_f　　：農作物摂取による実効線量　　（μSv／y）

H_{fVi}　　：核種iに関する農作物V摂取による実効線量　　（μSv／y）

K_{Fi}　　：経口摂取による核種iの実効線量換算係数　　（μSv／Bq）

H_{Vi}　　：農作物Vの摂取による核種iの摂取量　　（Bq／y）

W_V　　：人体の農作物Vの摂取量　　（g／d）

C_{Vi}　　：農作物V中の核種iの放射性物質濃度　　（Bq／kg）

F_{KV}　　：農作物Vの市場希釈係数　　（－）

(32)式及び(33)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{Fi}　　：第3.2.22表に示すとおりである。

W_V　　：第3.2.16表に示すとおりである。

F_{KV}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

(e) 畜産物摂取による内部被ばく

畜産物摂取による内部被ばくの評価に用いるχ／Qは、食物連鎖を考慮し、現存する牧草地のうち年平均地上空気中濃度が最大となる地点の値を用いる。

(e-1) 畜産物中の放射性物質濃度

畜産物中の放射性物質濃度の評価は以下の式で評価する。

$$C_{ni}=F_{Lni}\cdot\sum_{V}(A_{Vn}\cdot C_{Vi}) \quad \cdots\cdots (34)$$

ここに、

C_{ni}　　：畜産物n中の核種iの放射性物質濃度　(Bq／kg)

F_{Lni}　　：核種iの畜産物n中への移行割合

((Bq／kg)／(Bq／day))

A_{Vn}　　：家畜nの飼料Vの摂取量　(kg／day)

C_{Vi}　　：飼料V中の核種iの放射性物質濃度　(Bq／kg)

(34)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

F_{Lni}　　：第3.2.23表に示すとおりである。

A_{Vn}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

なお、C_{Vi}については、以下を除き「2.2.1.2(d)(d-1)」で示すとおりである。

$(\chi/Q)_N$：第3.2.15表に示すとおりである。

(e-2) 畜産物中への移行係数（C-14）

$$F^{C}_{Ln}=\frac{F_{Cn}}{\sum_{V}(A_{Vn}\cdot F_{CV})} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (35)$$

ここに、

F^{C}_{Ln}　　：畜産物n中へのC-14の移行係数　(day／kg)

F_{Cn}　　：畜産物n中の炭素重量割合　(kg-C／kg)

A_{Vn}　　：家畜nの飼料Vの摂取量　(kg／day)

F_{CV}　　：飼料V中の炭素重量割合　(kg-C／kg)

(35)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

F_{Cn}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

A_{Vn}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

F_{CV}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

(e-3) 畜産物摂取による実効線量

$$H_N = \sum_i \sum_n H_{Nni} \quad \cdots\cdots (36)$$

$$H_{Nni} = K_{Fi} \cdot H_{ni} \quad \cdots\cdots (37)$$

$$H_{ni} = 365 \times 10^{-3} \cdot W_{Sn} \cdot C_{ni} \cdot F_{Kn} \quad \cdots\cdots (38)$$

ここに、

H_N　　：畜産物摂取による実効線量　　（μSv／y）

H_{Nni}　　：核種iに関する畜産物nの摂取による実効線量　　（μSv／y）

K_{Fi}　　：経口摂取による核種iの実効線量換算係数　　（μSv／Bq）

H_{ni}　　：畜産物nの摂取による核種iの摂取量　　（Bq／y）

W_{Sn}　　：人体の畜産物nの摂取量　　（g／day）

C_{ni}　　：畜産物n中の核種iの放射性物質濃度　　（Bq／kg）

F_{Kn}　　：畜産物nの市場希釈係数　　（－）

(37)式及び(38)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{Fi}　　：第3.2.22表に示すとおりである。

W_{Sn}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

F_{Kn}　　：第3.2.16表に示すとおりである。

(3) 実効線量の計算（３号及び４号炉）

１号及び２号炉の原子炉周辺設備等解体撤去期間中に、３号及び４号炉から発生する放射性気体廃棄物による実効線量は、「原子炉設置許可申請書　添付書類九」における評価結果を用いる。

(4) 実効線量の評価結果

原子炉周辺設備等解体撤去期間中における１号及び２号炉

から放出される放射性気体廃棄物により周辺公衆の受ける実効線量を評価した結果は第3.2.24表に示すとおり約0.3μSv／yである。評価地点は第3.2.3図に示すとおりである。

これに、３号及び４号炉から放出される放射性気体廃棄物（希ガス）による外部被ばく約1.1μSv／yを合算し、原子炉周辺設備等解体撤去期間中における放射性気体廃棄物による周辺公衆が受ける実効線量は約1.3μSv／yである。

2.2.1.3　原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降の周辺公衆が受ける被ばく線量については、原子炉等解体撤去期間に入るまでに評価し、廃止措置計画の変更の認可を受ける。

2.2.2　放射性液体廃棄物の放出による被ばく

2.2.2.1　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中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、「線量目標値に関する指針」、「線量目標値に対する評価指針」及び「一般公衆線量評価」を参考とし、「原子炉設置許可申請書　添付書類九」における放射性液体廃棄物中に含まれる放射性物質による実効線量の評価方法を基本として評価する。

(1)　放射性液体廃棄物の推定放出量

解体工事準備期間中に、解体対象施設から発生する放射性液体廃棄物は、原子炉運転中と同様な廃棄物がある。

放出管理目標値は、１号及び２号炉の運転終了に伴う復水器冷却水量及び補機冷却水量の減少を考慮し、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１号及び２号原子炉運転中と同等に維持するよう、以下のとおり変更する。

a.　海水中における放射性物質の濃度

１号、２号、３号及び４号炉の運転中においては、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を１号、２号、３号及び４号炉の合計（トリチウムを除く。）で1.4×10^{11}Bq／yに設定して放出管理していた。

「原子炉設置許可申請書　添付書類九」では、液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する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、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）で除した放水口における濃度としている。実効線量評価を行う際には、年間放出量（トリチウムを除く。）は、各号炉とも3.7×10^{10}Bq／yとし、復水器冷却水量は保守的に最も少ない１号及び２号炉の値を用いている。

b.　解体工事準備期間中における放出管理目標値

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、運転中の復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）を基に計算している。

今後、１号及び２号炉の冷却水量を減少させるが、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１号及び２号原子炉運転中と同等に維持するよう、１号及び２号炉の年間放出量を減少させる。

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第3.2.25表に示す。

以上を踏まえ、放射性液体廃棄物の放出管理目標値（１号、２号、３号及び４号炉合算）は、第3.2.26表のとおり設定し、これを超えないよう努める。

(2)　実効線量の計算

a.　液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

(a) 計算方法の概要

液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量の計算は、原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって放射性物質を体内摂取した場合について行う。

海水中の放射性物質の濃度は、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）で除した放水口における濃度とし、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(b)　実効線量の計算式

液体廃棄物による実効線量は(39)式を用いて計算する。

$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (39)$$

ただし、

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k \{(CF)_{ik} \cdot W_{Tk} \cdot f_{mk} \cdot f_{ik}\}$$

ここに、

H_w ：海産物を摂取した場合の実効線量　（μSv／y）

365 ：年間日数への換算係数　（d／y）

K_{wi}：核種ｉの実効線量への換算係数　（μSv／Bq）

A_{wi}：核種ｉの海産物摂取による摂取率　（Bq／d）

C_{wi}：海水中の核種ｉの濃度　（Bq／cm^3）

$(CF)_{ik}$：核種ｉの海産物ｋに対する濃縮係数

（(Bq／g)／(Bq／cm^3)）

W_{Tk}：海産物ｋの摂取率　（g／d）

f_{mk}：海産物ｋの市場希釈係数

f_{ik}：海産物ｋの採取から摂取までの核種ｉの減衰比

$$f_{ik}=\exp\left(-\frac{0.693}{T_{rTi}}\cdot t_k\right)$$　（魚類、無脊椎動物に対して）

$$f_{ik}=\frac{3}{12}+\frac{T_{rTi}}{0.693\times 365}\left\{1-\exp\left(-\frac{0.693}{T_{rTi}}\times 365\times\frac{9}{12}\right)\right\}$$

（海藻類に対して）

T_{rTi}：核種ｉの物理的半減期　（d）

t_k：海産物ｋ（海藻類を除く。）の採取から摂取までの期間　（d）

(c)　計算条件

(39)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{wi}：第3.2.27表に示すとおりである。

C_{wi}：第3.2.28表に示すとおりである。

$(CF)_{ik}$：第3.2.29表に示すとおりである。

W_{Tk}：魚　類　200　（g／d）

無脊椎動物　20　（g／d）

海　藻　類（生３月、生相当量の乾物９月）

40　　(g／d)

f_{mk}　：1

t_k　：0　　(d)

Tr_{Ti}：ICRP Publication 72[(1)]による。

b.　液体廃棄物中のよう素による実効線量

(a)　計算方法の概要

液体廃棄物中のよう素による実効線量は、成人、幼児及び乳児が、原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって、よう素を体内摂取した場合について行う。

海水中のよう素の濃度は、「2.2.2.1(2)a.　液体廃棄物中の放射性物質による実効線量」と同様な方法で計算する。

(b)　実効線量の計算式

液体廃棄物中のよう素による実効線量は海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けてそれぞれ(40)及び(41)式を用いて計算する。

①　海藻類を摂取する場合

$$H_{wth} = K_3 \cdot \sum_i \left\{ \frac{A_{wthi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (40)$$

ただし、

$$A_{wthi} = C_{wi} \cdot \sum_k \left\{ (CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ik} \right\}$$

$$A_s = C_{ws} \cdot \sum_k \left\{ (CF)_{ik} \cdot W_k \right\}$$

ここに、

H_{wth} ：海産物を摂取した場合の実効線量（μSv／y）

K_3 ：実効線量への換算係数 （$\frac{dis・g・\mu Sv}{MeV・Bq・y}$）

A_{wthi} ：よう素ｉの海産物摂取による摂取率 （Bq／d）

A_s ：安定よう素の海産物摂取による摂取率（g／d）

q_s ：甲状腺中の安定よう素量 （g）

$(SEE)_i$ ：よう素ｉの甲状腺に対する比実効エネルギ

（MeV／(g・dis)）

f_{si} ：よう素ｉの甲状腺中比放射能の減衰係数

W_k ：海産物ｋの摂取率 （g／d）

C_{ws} ：海水中の安定よう素の濃度 （g／cm^3）

② 海藻類を摂取しない場合

$$H_F=365\cdot\sum_i K_{Ti}\cdot A_{Fi} \qquad \cdots\cdots(41)$$

ただし、

$$A_{Fi}=C_{wi}\cdot\sum_k \{(CF)_{ik}\cdot W_k\cdot f_{mk}\cdot f_{ik}\}$$

ここに、

H_F ：海産物（海藻類を除く。）を摂取した場合の実効線量 （μSv／y）

A_{Fi} ：よう素ｉの海産物（海藻類を除く。）摂取による摂取率 （Bq／d）

(c) 計算条件

(40)及び(41)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_3 ： 2.52×10^2 （$\frac{dis・g・\mu Sv}{MeV・Bq・y}$）

q_s ：成 人 1.2×10^{-2} （g）

幼 児 成人の値の 1／5.8 （g）

乳　児　成人の値の 1／16　　(g)

(SEE)i：成　人　Ｉ－131　0.010　$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$

Ｉ－133　0.022　$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$

幼　児　Ｉ－131　0.058　$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$

Ｉ－133　0.12　$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$

乳　児　Ｉ－131　0.15　$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$

Ｉ－133　0.33　$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$

ｆsi　：成　人　Ｉ－131　0.1

Ｉ－133　0.01

幼　児　Ｉ－131　0.3

Ｉ－133　0.04

乳　児　Ｉ－131　0.4

Ｉ－133　0.07

Ｗｋ　：魚　類

成　人　200　(g／d)

幼　児　100　(g／d)

乳　児　40　(g／d)

無脊椎動物

成　人　20　(g／d)

幼　児　10　(g／d)

乳　児　4　(g／d)

海藻類(生３月、生相当量の乾物９月)

成　人　40　(g／d)

幼　児　20　(g／d)

乳　児　8　(g／d)

C_{ws} ：5×10^{-8} （g／cm^3）

（3） 実効線量の評価結果

放出管理目標値に相当する放射性物質を管理放出する場合の実効線量の評価結果は、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ため、「原子炉設置許可申請書　添付書類九」記載の値と同等となり、１号、２号、３号及び４号炉による液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）に起因する実効線量は、約2.8μSv／yである。

また、１号、２号、３号及び４号炉による液体廃棄物中に含まれるよう素による実効線量は、海藻類を摂取する場合、成人で約0.2μSv／y、幼児で約0.4μSv／y、乳児で約0.4μSv／y、海藻類を摂取しない場合は、成人で約0.1μSv／y、幼児で約0.3μSv／y、乳児で約0.2μSv／yである。

2.2.2.2 原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中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、「線量目標値に関する指針」、「線量目標値に対する評価指針」及び「一般公衆線量評価」を参考とし、「原子炉設置許可申請書　添付書類九」における放射性液体廃棄物中に含まれる放射性物質による被ばく線量の評価方法を基本として評価する。

（1） 放射性液体廃棄物の推定放出量

原子炉周辺設備等解体撤去期間中に、解体対象施設から発生する放射性液体廃棄物は、解体工事準備期間中と同様

に、原子炉運転中と同様な廃棄物がある。なお、原子炉周辺設備等解体撤去期間中においては、低線量設備の水中解体作業は行わないことから、解体に伴って発生する粒子状放射性物質が液体中に移行することは想定しない。

放出管理目標値は、解体工事準備期間中と同様に、１号及び２号炉の運転終了及び廃止措置の進捗に伴う復水器冷却水量及び補機冷却水量の減少を考慮し、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１号及び２号原子炉運転中と同等に維持するよう、以下のとおり変更する。

a.　放射性液体廃棄物の推定放出量

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、運転中の復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）を基に計算している。

解体工事準備期間中においては、１号及び２号炉の運転終了に伴い復水器冷却水量及び補機冷却水量を減少させた。

原子炉周辺設備等解体撤去期間中は、放射性液体廃棄物の放出は１号炉からは実施せず２号炉からのみの放出となる。加えて、廃止措置の進捗に伴い２号炉の復水器冷却水量及び補機冷却水量をさらに減少させるが、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２号原子炉運転中と同等に維持するよう、２号炉からの年間放出量を減少させる。

原子炉周辺設備等解体撤去期間中における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第3.2.30表に示す。

b.　原子炉周辺設備等解体撤去期間中における放出管理目標値

第3.2.30表に示した原子炉周辺設備等解体撤去期間中における放射性液体廃棄物の年間放出量から、原子炉周辺設備等解体撤去期間中における放射性液体廃棄物（トリチウムを除く）の放出管理目標値（１号、２号、３号及び４号炉合算）を、第3.2.31表のとおり設定し、これを超えないよう努める。

(2)　実効線量の計算

a．液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量の計算は、「2.2.2.1(2)a. 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量」で示すとおりである。

b.　液体廃棄物中のよう素による実効線量

液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算は、「2.2.2.1(2)b. 液体廃棄物中のよう素による実効線量」で示すとおりである。

(3)　実効線量の評価結果

放出管理目標値に相当する放射性物質を管理放出する場合の実効線量の評価結果は、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ため、「原子炉設置許可申請書　添付書類九」記載の値と同等であり、１号、２号、３号及び４号炉による液体廃棄物中に

含まれる放射性物質（よう素を除く。）に起因する実効線量は、約2.8μSv／yである。

また、１号、２号、３号及び４号炉による液体廃棄物中に含まれるよう素による実効線量は、海藻類を摂取する場合、成人で約0.2μSv／y、幼児で約0.4μSv／y、乳児で約0.4μSv／y、海藻類を摂取しない場合は、成人で約0.1μSv／y、幼児で約0.3μSv／y、乳児で約0.2μSv／yである。

2.2.2.3　原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降の周辺公衆が受ける被ばく線量については、原子炉等解体撤去期間に入るまでに評価し、廃止措置計画の変更の認可を受ける。

2.2.3　気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合による被ばく

2.2.3.1　解体工事準備期間中

(1)　実効線量の計算

a.　計算方法の概要

実効線量の計算は、空気中及び海水中によう素が存在する時の被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取並びに海産物摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

気体廃棄物中に含まれるよう素の年平均地上空気中濃度及び液体廃棄物中に含まれるよう素の海水中の濃度は、それぞれ、「2.2.1.1(2)b.　気体廃棄物中のよう素による

実効線量」及び「2.2.2.1(2)b. 液体廃棄物中のよう素による実効線量」の場合と同様な方法で計算する。

b. 実効線量の計算式

気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けて、それぞれ(42)及び(43)式を用いて計算する。

① 海藻類を摂取する場合

$$Hc = K_3 \cdot \sum_i \left\{ \frac{Ai}{As} \cdot qs \cdot (SEE)i \cdot fsi \right\} \quad \cdots\cdots\cdots (42)$$

ここに、

Hc : 吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による実効線量 (μSv／y)

Ai : よう素 i の吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による摂取率 (Bq／d)

$$Ai = 0.90 \times AIi + Avi + AMi + Awthi$$

② 海藻類を摂取しない場合

$$HTF = 365 \cdot \sum_i \{KIi \cdot AIi + KTi\ (Avi + AMi + AFi)\}$$

$$\cdots\cdots\cdots (43)$$

ここに、

HTF : 吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物（海藻類を除く。）摂取による実効線量 (μSv／y)

c. 計算条件

(42)及び(43)式の計算に用いたパラメータは、「2.2.1.1(2)b. 気体廃棄物中のよう素による実効線量」

及び「2.2.2.1(2)b. 液体廃棄物中のよう素による実効線量」で述べたとおりである。

(2) 実効線量の評価結果

解体工事準備期間中の１号、２号、３号及び４号炉による気体廃棄物中及び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は、海藻類を摂取する場合は、成人で約0.2μSv／y、幼児で約0.4μSv／y及び乳児で約0.5μSv／yである。また、海藻類を摂取しない場合は、成人で約0.3μSv／y、幼児で約0.8μSv／y及び乳児で約0.6μSv／yである。

よう素に起因する実効線量は、気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合において海藻類を摂取しない場合の幼児が最大となり、約0.8μSv／yである。

2.2.3.2 原子炉周辺設備等解体撤去期間中

(1) 実効線量の計算

a. 計算方法の概要

実効線量の計算は、空気中及び海水中によう素が存在する時の被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取並びに海産物摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

気体廃棄物中に含まれるよう素の年平均地上空気中濃度及び液体廃棄物中に含まれるよう素の海水中の濃度は、それぞれ、「2.2.1.1(2)b.気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「2.2.2.1(2)b. 液体廃棄物中のよう素による

実効線量」の場合と同様な方法で計算する。

b. 実効線量の計算式

気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算式は「2.2.3.1(1)b. 実効線量の計算式」で示すとおりである。

c. 計算条件

「2.2.3.1(1)b. 実効線量の計算式」の(42)及び(43)式の計算に用いたパラメータは、「2.2.1.1(2)b. 気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「2.2.2.1(2)b. 液体廃棄物中のよう素による実効線量」で示すとおりである。

(2) 実効線量の評価結果

原子炉周辺設備等解体撤去期間中の３号及び４号炉による気体廃棄物中並びに１号、２号、３号及び４号炉の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は、海藻類を摂取する場合は、成人で約0.2μSv／y、幼児で約0.4μSv／y及び乳児で約0.5μSv／yである。また、海藻類を摂取しない場合は、成人で約0.3μSv／y、幼児で約0.8μSv／y及び乳児で約0.6μSv／yである。

よう素に起因する実効線量は、気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合において海藻類を摂取しない場合の幼児が最大となり、約0.8μSv／yである。

2.2.3.3 原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降の周辺公衆が受ける被ばく線量については、原子炉等解体撤去期間に入るまでに評価し、廃止措置計画の変更の認可を受ける。

2.2.4　直接線量及びスカイシャイン線量

(1)　解体工事準備期間中

解体工事準備期間中は、原子炉運転中の定期検査時と同等の状態が継続するが、１号及び２号原子炉施設は、原子炉の運転を停止してから長期間が経過しており、放射能は減衰している。また、既設の建屋及び構築物等を維持し、系統の汚染の除去等に伴い発生する放射性固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫等の保管容量を超えないように貯蔵保管し、安全確保のために必要な機能を維持する。

したがって解体工事準備期間中の原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマは、年間50μGyを下回る通常運転時の状態から、１号及び２号炉の原子炉運転を前提とした原子炉格納容器からの空気カーマを差し引いた値となる。以上のことから、原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマは、人の居住の可能性のある敷地等境界外において年間50μGyを下回る。

(2)　原子炉周辺設備等解体撤去期間中

原子炉周辺設備等解体撤去期間中の、低線量設備の解体撤去に伴い発生する解体保管物を保管する保管エリアからの直接線及びスカイシャイン線による周辺公衆の線量を第3.2.32表に示す。保管エリアからの直接線及びスカイシャイン線による周辺公衆の線量は年間で最大約0.3μSvである。

(3)　原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降の評価については、原子炉等解体

撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

2.2.5　被ばく評価のまとめ

(1)　解体工事準備期間中

敷地等境界外における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線からの外部被ばくによる実効線量、放射性液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ約0.7μSv／y、約2.8μSv／y及び約0.8μSv／yとなり、合計は約4.2μSv／yで第3.2.33表に示すとおりである。

なお、原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマは、人の居住の可能性のある敷地等境界外において年間50μGyを下回る。

(2)　原子炉周辺設備等解体撤去期間中

１号及び２号炉から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による実効線量の合計は、第3.2.34表に示すとおり約3.3μSv／yとなる。

また、１号、２号、３号及び４号炉から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による実効線量の合計値は、第3.2.34表に示すとおり約4.8μSv／yとなり、線量目標値指針に示される線量目標値年間50μSvを十分下回る。

なお、原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、人の居住の可能性のある敷地等境界外において年間50μSvを下回る。

(3)　原子炉等解体撤去期間以降

原子炉等解体撤去期間以降の評価については、原子炉等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

第3.2.1表　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

	核種	1号炉 (Bq／y)	2号炉 (Bq／y)	3号炉※ (Bq／y)	4号炉※ (Bq／y)
希ガス	Ｋｒ－85m	～0	～0	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}
	Ｋｒ－85	～0	～0	1.9×10^{14}	1.9×10^{14}
	Ｋｒ－87	～0	～0	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}
	Ｋｒ－88	～0	～0	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
	Ｘｅ－131m	～0	～0	2.3×10^{13}	2.2×10^{13}
	Ｘｅ－133m	～0	～0	2.8×10^{12}	2.8×10^{12}
	Ｘｅ－133	～0	～0	3.0×10^{14}	3.0×10^{14}
	Ｘｅ－135m	～0	～0	9.4×10^{10}	9.4×10^{10}
	Ｘｅ－135	～0	～0	3.2×10^{12}	2.6×10^{12}
	Ｘｅ－138	～0	～0	5.0×10^{11}	5.0×10^{11}
	放出量合計	～0	～0	5.2×10^{14}	5.2×10^{14}
よう素	Ｉ－131	～0	～0	1.5×10^{10}	1.5×10^{10}
	Ｉ－133	～0	～0	1.8×10^{10}	1.8×10^{10}

※：3号及び4号炉から放出される希ガス及びよう素の年間放出量は「原子炉設置許可申請書　添付書類九」に示す値

第3.2.2表　解体工事準備期間中における放射性気体廃棄物の放出管理目標値　（単位：Bq／y）

項　目		放出管理目標値※
放射性気体廃棄物	希ガス	1.0×10^{15}
	よう素131	3.0×10^{10}

※：1号、2号、3号及び4号炉合算の値を示す。

第 3.2.3 表　解体工事準備期間中における実効線量評価に用いる排気筒有効高さ

計算地点の方位	ユニット	各地点での排気筒有効高さ (m)
		敷地境界外
ＮＮＥ	1	50
	2	45
ＮＥ	1	55
	2	45
	3	90
	4	80
ＥＮＥ	1	50
	2	30
	3	100
	4	80
Ｅ	1	35
	2	25
	3	55
	4	80
ＥＳＥ	1	30
	2	30
	3	55
	4	55
ＳＥ	1	30
	2	30
	3	60
	4	60
ＳＳＥ	1	45
	2	35
	3	80
	4	80
Ｓ	1	35
	2	35
	3	70
	4	90
ＳＳＷ	1	50
	2	35

注）表中の方位以外の有効高さについては、それぞれのユニットのうち最も低い有効高さを使用する。

第 3.2.4 表　着目方位及び隣接２方位への最大放出回数

（解体工事準備期間中）

（着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が 67%となるように求めた着目方位を中心とした３方位への最大放出回数）

（単位：回／y）

計算地点の方位	着目方位を中心とした３方位への最大放出回数 n_T
	原子炉停止時の原子炉格納容器換気
N	1
ＮＮＥ	1
ＮＥ	1
ＥＮＥ	1
Ｅ	1
ＥＳＥ	1
ＳＥ	1
ＳＳＥ	1
Ｓ	1
ＳＳＷ	1
ＳＷ	1
ＷＳＷ	1
Ｗ	1
ＷＮＷ	1
ＮＷ	1
ＮＮＷ	1

第 3.2.5 表　解体工事準備期間中における実効線量評価に用いる気象条件（１）

※１

（玄海観測所Ａ（ＥＬ＋37m）
玄海観測所Ｂ（ＥＬ＋70m）
自　平成23年 1月
至　平成23年12月）

計算地点の方位　Ｌ	方位Ｌへ向かう風の出現頻度(%)		方位Ｌへ向かう風の大気安定度別出現回数N_{LS}（回／y）					
	f_L	f_{LT}※2	A	B	C	D	E	F※3
Ｎ	9.6	19.5	24	154	24	318	14	309
ＮＮＥ	6.1	22.9	5	86	12	194	10	226
ＮＥ	7.2	17.8	13	132	47	253	10	172
ＥＮＥ	4.5	21.0	5	85	56	189	16	46
Ｅ	9.4	21.0	8	137	95	523	19	37
ＥＳＥ	7.1	20.8	2	31	47	481	24	38
ＳＥ	4.3	14.9	3	56	30	185	28	75
ＳＳＥ	3.5	12.9	20	56	7	103	20	99
Ｓ	5.1	14.8	29	83	14	194	13	114
ＳＳＷ	6.2	25.9	73	154	17	209	9	82
ＳＷ	14.6	28.7	46	323	70	558	50	232
ＷＳＷ	7.9	28.3	9	83	33	315	29	219
Ｗ	5.8	16.3	0	21	19	224	55	191
ＷＮＷ	2.7	10.7	0	20	2	88	9	113
ＮＷ	2.3	8.7	0	9	7	97	4	80
ＮＮＷ	3.8	15.7	0	21	12	175	11	115

※１：風向は玄海観測所Ｂ、大気安定度決定のための風速は玄海観測所Ａのデータを使用した。
※２：着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和
※３：大気安定度ＦにはＧを含む。

第 3.2.6 表　解体工事準備期間中における実効線量評価に用いる気象条件（２）

※１

（玄海観測所Ａ（ＥＬ＋37m）
玄海観測所Ｂ（ＥＬ＋70m）
自　平成 23 年　1 月
至　平成 23 年 12 月）

計算地点の方位　L	方位Ｌへ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和S_{LS}及び平均$\overline{S}_{LS}$（ｓ／m）											
	A		B		C		D		E		F※2	
	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$
Ｎ	6.33	0.26	54.34	0.35	3.17	0.13	111.86	0.35	2.07	0.15	135.00	0.44
ＮＮＥ	1.28	0.25	32.42	0.38	1.65	0.14	72.35	0.37	1.33	0.13	89.95	0.40
ＮＥ	4.58	0.35	41.82	0.32	6.98	0.15	75.01	0.30	1.42	0.14	76.32	0.44
ＥＮＥ	2.00	0.39	36.58	0.43	8.93	0.16	52.76	0.28	2.64	0.16	32.33	0.70
Ｅ	6.18	0.76	57.12	0.42	17.63	0.19	88.94	0.17	3.45	0.18	32.44	0.87
ＥＳＥ	2.03	0.99	14.09	0.45	9.45	0.20	73.70	0.15	4.59	0.19	16.03	0.42
ＳＥ	1.76	0.58	17.68	0.31	5.52	0.18	37.18	0.20	4.72	0.17	25.11	0.34
ＳＳＥ	9.19	0.45	23.17	0.41	1.10	0.15	26.28	0.26	2.88	0.14	29.21	0.30
Ｓ	14.78	0.50	40.44	0.49	2.21	0.16	53.15	0.27	2.17	0.17	39.59	0.35
ＳＳＷ	22.50	0.31	52.50	0.34	2.31	0.13	52.67	0.25	1.00	0.11	35.89	0.44
ＳＷ	11.20	0.25	89.32	0.28	8.34	0.12	124.12	0.22	5.35	0.11	86.33	0.37
ＷＳＷ	2.37	0.26	33.31	0.40	6.40	0.19	106.57	0.34	5.47	0.19	90.89	0.42
Ｗ	0.17	2.00	15.75	0.74	5.40	0.28	95.63	0.43	11.77	0.22	83.05	0.44
ＷＮＷ	0.12	2.00	13.95	0.69	0.69	0.34	46.27	0.52	2.37	0.26	59.33	0.52
ＮＷ	0.13	2.00	8.84	0.96	1.44	0.20	55.84	0.58	1.35	0.33	50.50	0.63
ＮＮＷ	0.11	2.00	10.42	0.50	2.27	0.19	60.11	0.34	2.06	0.18	61.19	0.53

※１：風向、風速はともに玄海観測所Ｂ、大気安定度決定のための風速は玄海観測所Ａのデータを使用した。
※２：大気安定度Ｆにはｇを含む。

第 3.2.7 表　敷地等境界外における希ガスのγ線による
年間実効線量（１号、２号、３号及び４号炉合算）
（解体工事準備期間中）

（単位：μSv／y）

評価地点の方位	３号炉心から敷地等境界までの距離（m）	γ線による実効線量
ＮＥ※	780	0.7
ＥＮＥ※	940	0.6
Ｅ	970	0.7
ＥＳＥ	1,030	0.6
ＳＥ	1,010	0.4
ＳＳＥ	860	0.4
Ｓ	740	0.7

※：北東及び東北東方向の対岸

第 3.2.8 表　気体廃棄物中のよう素による実効線量

（１号、２号、３号及び４号炉合算）

（解体工事準備期間中）

（単位：μSv／y）

摂取経路	核　種	成　人	幼　児	乳　児
吸入摂取	Ⅰ－131	2.8×10^{-2}	4.9×10^{-2}	3.1×10^{-2}
	Ⅰ－133	6.2×10^{-3}	1.4×10^{-2}	9.6×10^{-3}
葉菜摂取	Ⅰ－131	8.8×10^{-2}	2.1×10^{-1}	1.6×10^{-1}
	Ⅰ－133	3.3×10^{-3}	9.0×10^{-3}	8.1×10^{-3}
牛乳摂取	Ⅰ－131	2.0×10^{-2}	2.4×10^{-1}	2.1×10^{-1}
	Ⅰ－133	3.4×10^{-4}	4.7×10^{-3}	5.7×10^{-4}

第3.2.9表　解体対象施設の推定放射能（原子炉周辺設備等解体撤去期間中）

（単位：Bq）

評価対象核種 i		推定放射能 A_{Ri}	
		1号炉	2号炉
		二次的な汚染	二次的な汚染
1	H-3	2.2×10^{10}	2.6×10^{10}
2	Be-10	4.3×10^{1}	2.0×10^{2}
3	C-14	7.1×10^{10}	2.9×10^{11}
4	S-35	7.0×10^{-11}	3.2×10^{-11}
5	Cl-36	8.6×10^{3}	4.0×10^{4}
6	Ca-41	1.0×10^{5}	3.3×10^{5}
7	Mn-54	8.9×10^{4}	2.2×10^{5}
8	Fe-55	5.6×10^{9}	2.3×10^{10}
9	Fe-59	0	0
10	Co-58	0	0
11	Co-60	2.3×10^{10}	1.0×10^{11}
12	Ni-59	1.4×10^{8}	1.2×10^{10}
13	Ni-63	1.6×10^{10}	1.5×10^{12}
14	Zn-65	4.6×10^{1}	8.0×10^{1}
15	Se-79	3.3×10^{3}	1.7×10^{4}
16	Sr-90	1.4×10^{6}	1.1×10^{8}
17	Zr-93	3.5×10^{2}	4.4×10^{4}
18	Nb-94	8.6×10^{7}	8.1×10^{9}
19	Mo-93	6.8×10^{6}	2.2×10^{7}
20	Tc-99	3.0×10^{5}	1.4×10^{6}
21	Ru-106	4.4×10^{1}	1.4×10^{4}
22	Ag-108m	2.5×10^{6}	7.8×10^{6}
23	Cd-113m	3.4×10^{2}	2.1×10^{5}
24	Sn-126	9.2×10^{0}	4.9×10^{3}
25	Sb-125	1.5×10^{5}	1.2×10^{6}
26	Te-125m	5.7×10^{4}	4.3×10^{5}
27	I-129	2.9×10^{1}	9.0×10^{2}
28	Cs-134	1.8×10^{4}	5.1×10^{6}
29	Cs-137	3.3×10^{6}	1.5×10^{9}
30	Ba-133	2.3×10^{3}	3.4×10^{4}
31	La-137	2.3×10^{1}	1.0×10^{2}
32	Ce-144	1.6×10^{0}	4.3×10^{2}
33	Pm-147	7.2×10^{3}	2.7×10^{6}
34	Sm-151	3.5×10^{4}	3.9×10^{6}
35	Eu-152	3.2×10^{2}	1.6×10^{4}
36	Eu-154	1.8×10^{5}	2.3×10^{7}
37	Ho-166m	1.6×10^{5}	7.6×10^{5}
38	Lu-176	1.5×10^{-4}	6.8×10^{-4}
39	Ir-192m	1.7×10^{4}	6.2×10^{4}
40	Pt-193	2.4×10^{7}	8.8×10^{7}
41	U-234	3.8×10^{1}	1.4×10^{4}
42	U-235	8.7×10^{-2}	4.7×10^{1}
43	U-236	3.0×10^{0}	1.4×10^{3}
44	U-238	1.3×10^{1}	1.9×10^{3}
45	Np-237	9.8×10^{0}	4.6×10^{3}
46	Pu-238	1.0×10^{5}	1.1×10^{8}
47	Pu-239	4.9×10^{3}	2.3×10^{6}
48	Pu-240	9.4×10^{3}	4.3×10^{6}
49	Pu-241	7.7×10^{5}	3.8×10^{8}
50	Pu-242	1.2×10^{2}	5.7×10^{4}
51	Am-241	1.8×10^{5}	1.7×10^{5}
52	Am-242m	2.5×10^{2}	1.1×10^{5}
53	Am-243	3.4×10^{3}	1.6×10^{6}
54	Cm-242	2.0×10^{2}	8.7×10^{4}
55	Cm-244	1.8×10^{5}	4.6×10^{8}

（注）2026年4月1日時点

第3.2.10表　放射性物質の気中移行割合

対象物		解体工法	飛散率※ f_S（%）	欠損割合 f_L（%）
二次的な汚染によるもの	金属	気中機械的切断	30	4.0
		気中熱的切断	70	7.5

※：出典　電中研ハンドブック

第3.2.11表　汚染拡大防止囲いからの漏えい率並びに局所フィルタ及び建屋排気フィルタの捕集効率

パラメータ		放射性物質の性状	漏えい率	捕集効率
r_1	汚染拡大防止囲いからの漏えい率	—	1	—
D_{F1}	汚染拡大防止囲い局所フィルタの捕集効率	粒子状	—	0
		ガス状※1	—	0
D_{F2}	建屋排気フィルタの捕集効率	粒子状	—	0.99※2
		ガス状※1	—	0

※１：金属の気中熱的切断時のH-3及びC-14

※２：出典　電中研ハンドブック

第3.2.12表　原子炉周辺設備等解体撤去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	合計
C-14	3.1×10^{9}	7.8×10^{9}	1.1×10^{10}
Co-60※	1.1×10^{7}	3.4×10^{7}	4.5×10^{7}
Pu-238	4.7×10^{1}	3.6×10^{4}	3.6×10^{4}
Cm-244	8.0×10^{1}	1.5×10^{5}	1.5×10^{5}

※：各被ばく経路における線量寄与の割合の合計が 90%以上となる核種に加え、放出管理の観点から、粒子状核種として計測が容易な Co-60 を評価対象核種に追加し、放出管理目標値を Co-60 で設定する。

第3.2.13表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中における放射性気体廃棄物の放出管理目標値（1号及び2号炉合算）

（単位：Bq／y）

項　目	放出管理目標値
放射性気体廃棄物 （Co-60）	4.4×10^{7}

第 3.2.14 表　対象核種のγ線実効エネルギ

核種	γ線実効エネルギ※ E_i(MeV)
Co-60	2.50×10^{0}

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.15 表　実効線量の評価に使用する相対線量（D/Q）及び相対濃度（χ/Q）

パラメータ		号炉	単位	数値	方位・距離※
D／Q	放射性雲に関する相対線量	1	Gy／Bq／MeV	7.4×10^{-20}	S 740m
		2		9.7×10^{-20}	S 740m
$(\chi/Q)_D$ $(\chi/Q)_B$	地表沈着に関する相対濃度 呼吸摂取に関する相対濃度	1	s／m^3	3.2×10^{-6}	SE 1010m
		2		3.4×10^{-6}	SE 1010m
$(\chi/Q)_F$	農作物摂取に関する相対濃度	1	s／m^3	3.8×10^{-6}	SE 940m
		2		3.9×10^{-6}	SE 940m
$(\chi/Q)_N$	畜産物摂取に関する相対濃度	1	s／m^3	1.3×10^{-7}	SE 4700m
		2		1.3×10^{-7}	SE 4700m

※：方位・距離は３号炉からの方位・距離を示す。

第 3.2.16 表　放射性気体廃棄物の実効線量の評価に使用するパラメータ（1／3）

パラメータ			単位	数値※
V_{Gi}	核種 i の乾燥沈着速度		m／s	0.01
t_G	放射性物質の沈着を考慮する期間	コンクリート	s	3.2×10^7（1年）
		金属	s	3.2×10^7（1年）
λ_{Si}	土壌からの核種 i の系外除去率		s^{-1}	0
B_r	成人の呼吸率		m^3／d	22.2
R_{LVi}	農作物 V に関する核種 i の葉面付着割合（乾燥沈着）	葉菜	—	0.2
		米	—	0.25
		根菜	—	0.2
		牧草	—	0.2
F_{EVi}	農作物 V に関する核種 i の葉面から可食部への移行係数		—	第 3.2.20 表
λ_{WVi}	農作物 V に関する核種 i のウェザリング除去率		s^{-1}	5.7×10^{-7}

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.16 表　放射性気体廃棄物の実効線量の評価に使用するパラメータ（2／3）

パラメータ			単位	数値※
Y_V	農作物Ｖの栽培密度	葉菜	kg／㎡	2.8
		米	kg／㎡	0.37
		根菜	kg／㎡	2.2
		牧草	kg／㎡	2.0
t_V	農作物Ｖへの核種ｉの沈着を考慮する期間	葉菜	s	2.1×10^{7}（240 日）
		米	s	1.8×10^{7}（210 日）
		根菜	s	1.6×10^{7}（180 日）
		牧草	s	7.8×10^{6}（90 日）
F_{CV}	農作物Ｖ中の炭素重量割合	葉菜	kg-C／kg	2.8×10^{-2}
		米	kg-C／kg	4.1×10^{-1}
		根菜	kg-C／kg	7.8×10^{-2}
		牧草	kg-C／kg	3.3×10^{-1}
C_A	空気中の炭素重量割合		kg-C／m^3	1.8×10^{-4}

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.16 表　放射性気体廃棄物の実効線量の評価に使用するパラメータ（3／3）

パラメータ			単位	数値※
S_V	農作物Vに関する実効地表面密度	葉菜	kg／㎡	190
		米	kg／㎡	150
		根菜	kg／㎡	280
		牧草	kg／㎡	140
F_{KV}	農作物Vの市場希釈係数		—	1.0
W_V	人体の農作物Vの摂取量	葉菜	g／d	100
		米	g／d	320
		根菜	g／d	200
F_{Cn}	畜産物n中の炭素重量割合	牛乳	kg-C／kg	0.062
		牛肉	kg-C／kg	0.23
A_{Vn}	家畜nの飼料Vの摂取量	乳牛	kg／day	39
		肉牛	kg／day	39
W_{Sn}	人体の畜産物nの摂取量	牛乳	g／day	200
		牛肉	g／day	6
F_{Kn}	畜産物nの市場希釈係数		—	1.0

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.17 表　対象核種の崩壊定数

核種	崩壊定数※ λ_i（s^{-1}）
Co-60	4.171×10^{-9}

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.18 表　地表沈着核種からの実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数※ K_{Ai}（μSv／y）／（Bq／㎡）
Co-60	2.2×10^{-2}

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.19 表　呼吸摂取による核種の実効線量換算係数

核種	換算係数※ K_{Ri}（μSv／Bq）
Co-60	3.1×10^{-2}
Pu-238	1.1×10^{2}
Cm-244	5.7×10^{1}

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.20 表　農作物に関する核種の葉面から可食部への移行係数

核種	移行係数※ F_{EVi}			
	葉菜	米	根菜	牧草
C-14	1	0.1	0.1	1
Co-60	1	0.1	0.05	1

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.21 表　土壌から農作物への核種の移行割合

核種	移行割合※ C_{FVi} (Bq／kg) ／ (Bq／kg^{-soil})			
	葉菜	米	根菜	牧草
Co-60	9.4×10^{-3}	1.2×10^{-2}	2.0×10^{-3}	9.4×10^{-3}

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.22 表　経口摂取による核種の実効線量換算係数

核種	換算係数※ K_{Fi}（μSv／Bq）
C-14	5.8×10^{-4}
Co-60	3.4×10^{-3}

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.23 表　核種の畜産物への移行割合

核種	移行割合※ F_{Lni}(d／kg)	
	牛乳	牛肉
Co-60	1.0×10^{-3}	1.3×10^{-2}

※：出典　電中研ハンドブック

第 3.2.24 表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中における放射性気体廃棄物による実効線量（1 号及び 2 号炉合算）

（単位：μSv／y）

評価経路	実効線量
放射性雲からの外部被ばく（H_γ）	約 8.2×10^{-6}
地表沈着物からの外部被ばく（H_a）	約 3.1×10^{-2}
呼吸摂取による内部被ばく（H_b）	約 1.2×10^{-2}
農作物摂取による内部被ばく（H_f）	約 2.4×10^{-1}
畜産物摂取による内部被ばく（H_N）	約 7.4×10^{-4}
合計	約 2.8×10^{-1}

第 3.2.25 表　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

核種	１号及び２号炉各炉 （Bq／y）	３号及び４号炉各炉※ （Bq／y）
Ｃｒ－51	1.65×10^{7}	7.4×10^{8}
Ｍｎ－54	2.48×10^{7}	1.11×10^{9}
Ｆｅ－59	1.65×10^{7}	7.4×10^{8}
Ｃｏ－58	8.26×10^{7}	3.7×10^{9}
Ｃｏ－60	1.24×10^{8}	5.55×10^{9}
Ｓｒ－89	1.65×10^{7}	7.4×10^{8}
Ｓｒ－90	8.26×10^{6}	3.7×10^{8}
Ｉ－131	1.24×10^{8}	5.55×10^{9}
Ｃｓ－134	1.65×10^{8}	7.4×10^{9}
Ｃｓ－137	2.48×10^{8}	1.11×10^{10}
放出量合計 （Ｈ－３を除く）	8.2×10^{8}	3.7×10^{10}
Ｈ－３	8.2×10^{11}	7.4×10^{13}
年間の復水器冷却水量 （補機冷却水を含む。）	2.10×10^{7} （m^3/y）	2.06×10^{9} （m^3/y）

※：３号及び４号炉から放出される放射性液体廃棄物の年間放出量は「原子炉設置許可申請書　添付書類九」に示す値

第3.2.26表　解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の放出管理目標値　（単位：Bq／y）

項　　目	放出管理目標値※
放射性液体廃棄物 （トリチウムを除く。）	7.5×10^{10}

※：１号、２号、３号及び４号炉合算の値を示す。

第 3.2.27 表　液体廃棄物中に含まれる核種 i の

実効線量への換算係数

核　　種	実効線量への換算係数 K_{wi}（μSv／Bq）
H－3	1.8×10^{-5}
Cr － 51	3.8×10^{-5}
Mn － 54	7.1×10^{-4}
Fe － 59	1.8×10^{-3}
Co － 58	7.4×10^{-4}
Co － 60	3.4×10^{-3}
Sr － 89	2.6×10^{-3}
Sr － 90	2.8×10^{-2}
Cs － 134	1.9×10^{-2}
Cs － 137	1.3×10^{-2}

第 3.2.28 表　液体廃棄物の放水口濃度（解体工事準備期間中）

核　種	核種構成（％）	放水口濃度Ｃwi（Bq／cm^3）	
		１号及び２号炉各炉	３号及び４号炉各炉
Ｃｒ-51	2	7.86×10^{-7}	3.59×10^{-7}
Ｍｎ-54	3	1.18×10^{-6}	5.39×10^{-7}
Ｆｅ-59	2	7.86×10^{-7}	3.59×10^{-7}
Ｃｏ-58	10	3.93×10^{-6}	1.80×10^{-6}
Ｃｏ-60	15	5.90×10^{-6}	2.69×10^{-6}
Ｓｒ-89	2	7.86×10^{-7}	3.59×10^{-7}
Ｓｒ-90	1	3.93×10^{-7}	1.80×10^{-7}
Ｉ-131	15	5.90×10^{-6}	2.69×10^{-6}
Ｃｓ-134	20	7.86×10^{-6}	3.59×10^{-6}
Ｃｓ-137	30	1.18×10^{-5}	5.39×10^{-6}
H-3	－	3.93×10^{-2}	3.59×10^{-2}

第 3.2.29 表　海産物の濃縮係数

元　　素	濃縮係数(CF)ik　$\left(\frac{Bq／g}{Bq／cm^3}\right)$		
	魚　　類	無脊椎動物	海　　藻
H	1	1	1
Ｃｒ	4×10^2	2×10^3	2×10^3
Ｍｎ	6×10^2	10^4	2×10^4
Ｆｅ	3×10^3	2×10^4	5×10^4
Ｃｏ	10^2	10^3	10^3
Ｓｒ	1	6	10
I	10	50	4×10^3
Ｃｓ	30	20	20

第 3.2.30 表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中における放射性液体廃棄物の年間放出量

核種	１号及び２号炉 （Bq／y）	３号及び４号炉各炉※ （Bq／y）
Ｃｒ－51	6.61×10^{6}	7.4×10^{8}
Ｍｎ－54	9.92×10^{6}	1.11×10^{9}
Ｆｅ－59	6.61×10^{6}	7.4×10^{8}
Ｃｏ－58	3.30×10^{7}	3.7×10^{9}
Ｃｏ－60	4.96×10^{7}	5.55×10^{9}
Ｓｒ－89	6.61×10^{6}	7.4×10^{8}
Ｓｒ－90	3.30×10^{6}	3.7×10^{8}
Ｉ－131	4.96×10^{7}	5.55×10^{9}
Ｃｓ－134	6.61×10^{7}	7.4×10^{9}
Ｃｓ－137	9.92×10^{7}	1.11×10^{10}
放出量合計 （Ｈ－３を除く）	3.3×10^{8}	3.7×10^{10}
Ｈ－３	3.3×10^{11}	7.4×10^{13}
年間の復水器冷却水量 （補機冷却水を含む。）	8.41×10^{6} （m^3/y）	2.06×10^{9} （m^3/y）

※：３号及び４号炉から放出される放射性液体廃棄物の年間放出量は「原子炉設置許可申請書　添付書類九」に示す値

第3.2.31表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中における放射性液体廃棄物の放出管理目標値　（単位：Bq／y）

項　　目	放出管理目標値※
放射性液体廃棄物 （トリチウムを除く。）	7.4×10^{10}

※：１号、２号、３号及び４号炉合算の値を示す。

第3.2.32表　保管エリアでの解体保管物における直接線・スカイシャイン線による線量の評価結果

（単位：μSv／y）

建屋	直接線・スカイシャイン線による線量
1号炉原子炉補助建屋	約1.3×10^{-1}
2号炉原子炉補助建屋	約8.9×10^{-2}
合計	約2.2×10^{-1}

第3.2.33表　解体工事準備期間中における平常時の敷地等境界外における実効線量

（単位：μSv／y）

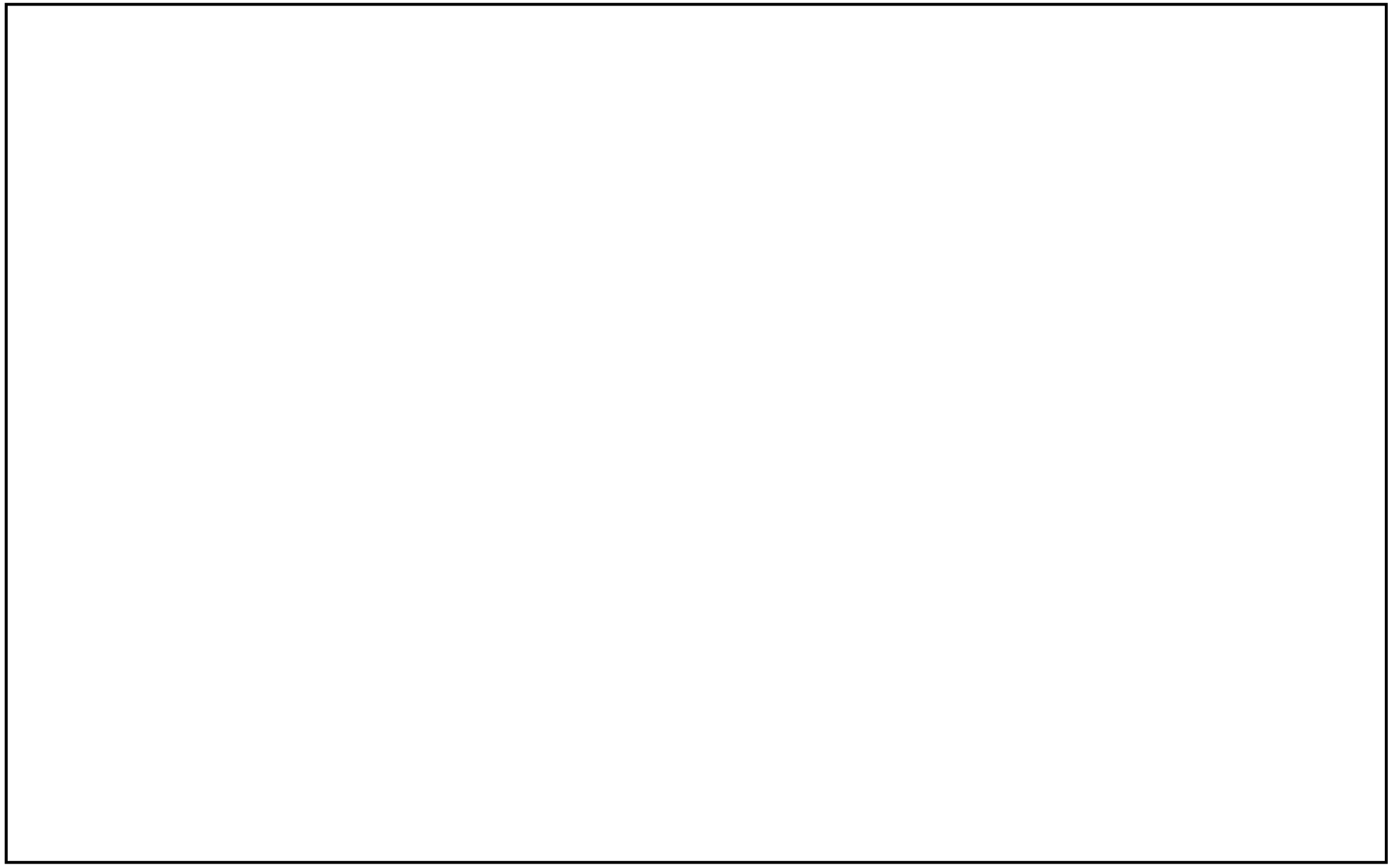
	実効線量※
放射性気体廃棄物中の希ガスのγ線からの外部被ばくによる実効線量	約0.7
放射性液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量	約2.8
よう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量	約0.8
合　　計	約4.2

※：１号、２号、３号及び４号炉合算の値を示す。

第3.2.34表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中の平常時の実効線量

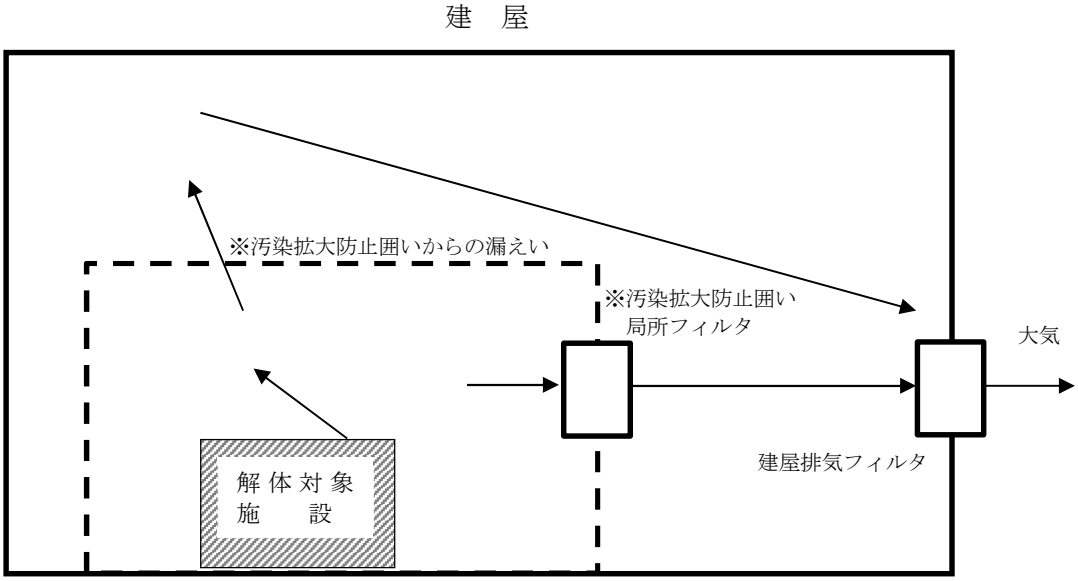
（単位：μSv／y）

	実効線量		
	１号及び２号炉合算	３号及び４号炉合算	１号、２号、３号及び４号炉合算
放射性気体廃棄物中の希ガスのγ線からの外部被ばくによる実効線量	—	約1.1	約1.1
放射性気体廃棄物中の粒子状放射性物質による実効線量	約0.3	—	約0.3
放射性液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量	約2.8	約1.3	約2.8
よう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量	約0.3	約0.7	約0.8
合　　計	約3.3	約3.1	約4.8
線量目標値	—	—	50



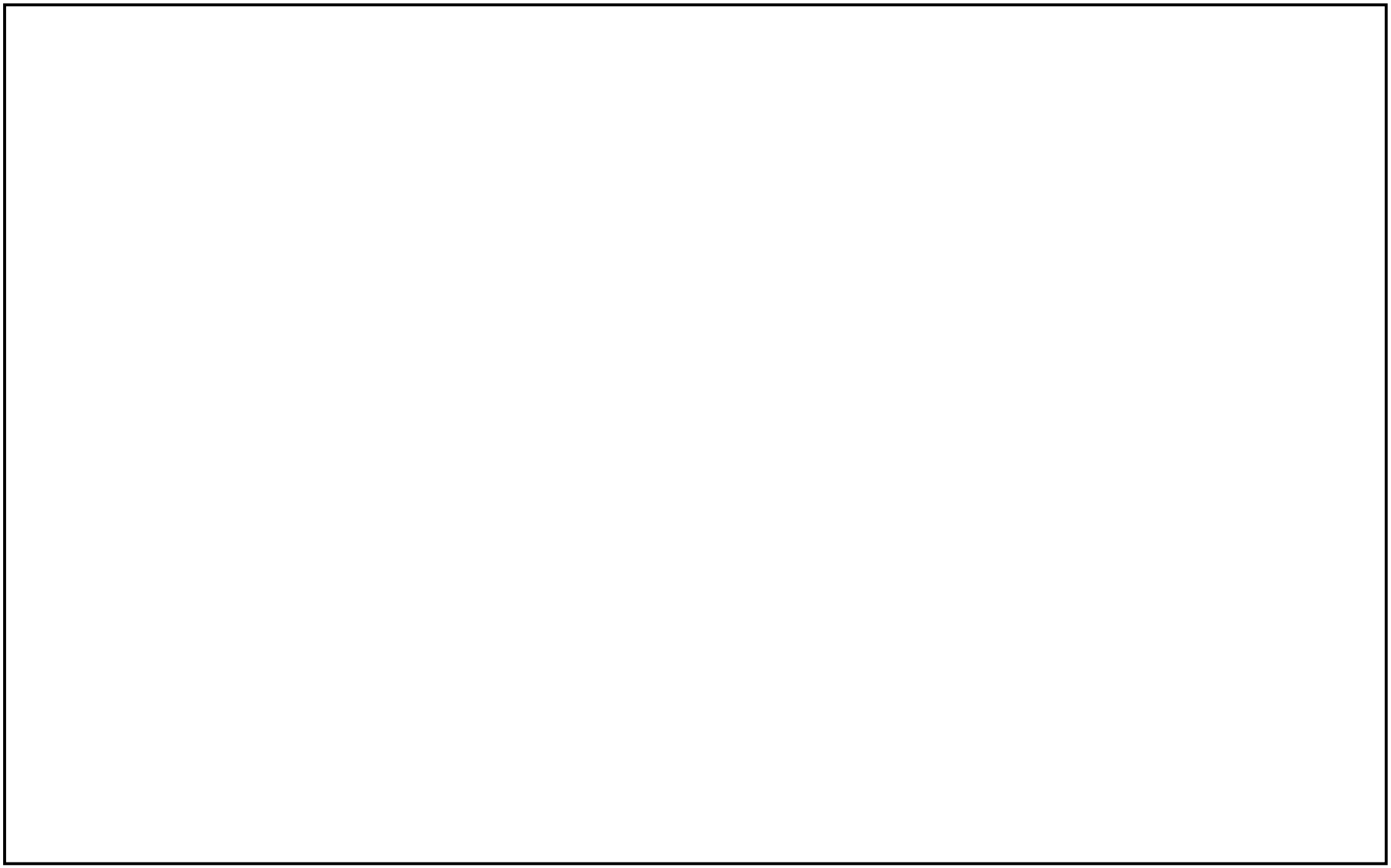
第 3.2.1 図　評価地点（希ガス及びよう素）

：防護上の観点から公開できません。



※汚染拡大防止囲い及び局所フィルタの効果は、評価上考慮しない。

第 3.2.2 図　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（イメージ）



第 3.2.3 図　評価地点（粒子状放射性物質）

：防護上の観点から公開できません。

2.3 参考文献

(1) 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides」
ICRP Publication 72, Adopted in 1995

(2) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
（原子力安全委員会了承、平成元年３月 27 日）
一部改訂　平成 13 年３月 29 日

(3) 「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査－環境影響評価パラメータ調査研究－(平成 18 年度経済産業省委託調査、財団法人電力中央研究所)の添付 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第３次版)」

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号原子炉施設の廃止措置中に想定される過失、機械又は装置の故障、地震、火災その他の災害があった場合に放射性物質の放出を伴う事故とその影響を選定し、敷地等境界外における周辺公衆の最大の実効線量を評価することにより、１号原子炉施設の廃止措置が周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを示す。

１．　解体工事準備期間中の事故時における周辺公衆の受ける線量評価

解体工事準備期間中の事故時における周辺公衆の受ける線量評価は、旧原子力安全委員会決定「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「線量目標値に対する評価指針」及び「気象指針」を参考とし、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

１号原子炉施設における炉心からの燃料集合体の取出しは既に完了しており、解体工事準備期間中は、「八　核燃料物質の管理及び譲渡し」に記載のとおり、１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に使用済燃料を貯蔵している。また、汚染された設備の解体撤去を行わず、「六　性能維持施設」に記載のとおり、必要な設備について機能を継続して維持管理することから、原子炉運転中の定期検査時と同等の状態が継続する。

したがって、解体工事準備期間中の廃止措置工事に係る過失、機械又は装置の故障により想定する事故、また、原子炉運転中と同様に想定される地震、火災等により想定する事故は、運転中の

定期検査時の想定と同様であることから、解体工事準備期間に想定すべき事故として、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」に示す事故のうち、環境への放射性物質の異常な放出事象の「燃料集合体の落下」とする。

また、想定を超える自然災害等については、「添付書類六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示すとおり、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能や冷却水が喪失し、使用済燃料ピットから冷却水が大量に漏えいする事象における影響を確認している。

1.2 放射性物質の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される放射性物質の量は、下記条件により評価し、実効線量は「原子炉設置許可申請書 添付書類十」と同様な方法で評価する。

(2) 評価条件

a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の10%の燃料棒の被覆管が破損するものとする。

b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が全出力運転（定格出力の102%）された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間40,000時間）のものとする。

c. 燃料取扱作業は、原子炉停止後３年において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。

d. 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。

e. 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が原子炉補助建屋内に放出されるものとする。

f. 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は500とする。

g. 原子炉補助建屋内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に放出されるものとする。

h. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、第4.1.1表に示すとおり、「気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用いる。なお、評価においては、平成23年１月から平成23年12月の１年間における気象データを使用する。また、評価に使用する気象データは、近年の気象データによる異常年検定を行い、異常がないことを確認している。

(3) 実効線量の評価式

実効線量はよう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部γ線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は（１）式で評価される。

$$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \cdots\cdots (1)$$

ここで、

E_I　：よう素の吸入摂取による小児の実効線量　(mSv)

K_{He}　：Ｉ－131 の吸入摂取による小児の実効線量係数　(mSv／Bq)

M　：小児の呼吸率　(m^3／s)

呼吸率は、事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率 0.31m^3／h を秒当たりに換算して用いる。

Q_e　：よう素の大気放出量（Ｉ－131 等価量－小児実効線量係数換算）　(Bq)

χ／Q　：相対濃度　(s／m^3)

外部γ線による実効線量は（２）式で評価される。

$$E_\gamma = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \quad \cdots\cdots (2)$$

ここで、

E_γ　：外部γ線による実効線量　(Sv)

K_1　：空気カーマから実効線量への換算係数　(＝1Sv／Gy)

Q_N　：希ガスの大気放出量(γ線エネルギ 0.5MeV 換算)　(Bq)

D／Q　：γ線エネルギ 0.5MeV における相対線量　(Gy／Bq)

(4)　評価結果

この事故によって大気中に放出される放射性物質の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を評価した結果を第4.1.2表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第4.1.1図及び第4.1.2図に示す。

(5)　結　　論

燃料集合体の落下を仮定した場合、放射性物質の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与える

ことはない。

２．原子炉周辺設備等解体撤去期間中の事故時における周辺公衆の受ける線量評価

原子炉周辺設備等解体撤去期間中の事故時における周辺公衆の受ける線量評価は、「気象指針」及び「電中研ハンドブック」を参考とし、原子炉周辺設備等解体撤去期間中の事故を想定して実施する。

2.1　事故の想定

原子炉周辺設備等解体撤去期間中は低線量設備の解体撤去に伴い粒子状放射性物質が発生することを踏まえ、廃止措置工事に係る過失、機械又は装置の故障、地震、火災、その他の災害による原子炉施設の事故の種類、程度、影響等により想定する事故の中から最も放出量の大きい事故を選定する。解体撤去に伴い発生する粒子状放射性物質は建屋排気フィルタ及び局所フィルタに捕集されることを考慮すると、フィルタに付着している粒子状放射性物質全量が大気へ放出される事象が最も放出量が大きくなることから、建屋排気フィルタの破損を想定する。

なお、局所フィルタによる捕集は考慮しない。

解体工事準備期間中で想定した事故である、「燃料集合体の落下」については、使用済燃料を搬出するまでの期間、解体工事準備期間に引き続き事故として想定されるが、原子炉停止後からの減衰期間を考慮すると、環境へ放出される放射性物質の放出量は、解体工事準備期間中よりさらに少なくなることから、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。

2.2　放射性物質の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

建屋排気フィルタの破損は、建屋排気フィルタが火災、爆発、落下、衝突等によって破損し、建屋排気フィルタに付着していた粒子状放射性物質が大気へ放出される事象とする。

周辺公衆に対する被ばく経路には、短期的に被ばくする経路（放射性雲からのγ線による外部被ばく及び呼吸摂取による内部被ばく）及び放射性物質の放出後に長期的に被ばくする経路（地表沈着物からの外部被ばく及び農作物摂取等による内部被ばく）がある。事故時においては、付近への立入制限、土地表面の除染、農作物の摂取制限等の措置が行われることから、短期的に被ばくする経路について評価するものとする。

したがって、周辺公衆の受ける線量は、建屋排気フィルタが地表面に落下し、地表面から大気中に放出された粒子状放射性物質が、放射性雲となって風下に流れ、この放射性雲からのγ線による外部被ばく及び呼吸摂取による内部被ばくを対象に評価する。

線量評価に用いる核種は、「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」で評価した核種のうち、各評価経路における線量寄与の割合１％以上となる核種を対象とする。

(2) 評価条件

建屋排気フィルタの破損により大気へ放出される粒子状放射性物質の量は、以下の条件により算出する。

a. 低線量設備の解体撤去に伴い発生する粒子状放射性物質（ガス状の放射性物質を含む）全量が、建屋排気フィルタに付着しているものとする。

b. 原子炉周辺設備等解体撤去期間の期間内における建屋排気フィルタの交換は考慮しない。

c. 事故により、建屋排気フィルタに付着している粒子状放射性物質全量が大気中に放出されるものとする。

上記の条件により、建屋排気フィルタに付着している粒子状放射性物質が大気へ放出される量を計算する式を次に示す。

$$Q_{Ni} = A_{Ri} \cdot F_A \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3)$$

ただし、

$F_A = f_S \times f_L$

ここで、

Q_{Ni}	：核種ｉの大気への放出量	(Bq)
A_{Ri}	：解体対象施設の核種ｉの推定放射能	(Bq)
F_A	：放射性物質の気中移行割合	(－)
f_S	：飛散率	(－)
f_L	：切断等による欠損割合	(－)

(3)式の計算に用いたパラメータのうち、解体対象施設の推定放射能を第 4.1.3 表、放射性物質の気中移行割合を第 4.1.4 表に示す。

d. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、第 4.1.8 表に示すとおり、「気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）

及び相対線量（D／Q）を用いる。なお、評価においては、2016 年 1 月から 2016 年 12 月の 1 年間における気象データを使用する。また、評価に使用する気象データは、近年の気象データによる異常年検定を行い、異常がないことを確認している。

(3) 実効線量の評価式

a. 放射性雲からのγ線による外部被ばく

放射性雲からのγ線による全身に対する線量は次式を用いて計算する。

$$H_{\gamma} = \sum_{i} H_{\gamma i} \cdots\cdots\cdots\cdots (4)$$

$$H_{\gamma i} = K_1 \cdot 10^3 \cdot (D/Q) \cdot E_i \cdot Q_{Ni} \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (5)$$

H_{γ} ：放射性雲からのγ線による実効線量 (mSv)

$H_{\gamma i}$ ：核種 i に関する放射性雲からのγ線による実効線量 (mSv)

K_1 ：空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv／Gy)

D／Q ：γ線エネルギ 1MeV における相対線量 (Gy／Bq／MeV)

E_i ：核種 i のγ線実効エネルギ (MeV)

Q_{Ni} ：事故による核種 i の大気中への放出放射能量 (Bq)

b. 呼吸摂取による内部被ばく

呼吸摂取による全身に対する線量は次式を用いて計算する。

$$H_b = \sum_{i} H_{bi} \cdots\cdots\cdots\cdots (6)$$

$H_{bi}=B\cdot K_{2i}\cdot 10^{-3}\cdot(\chi/Q)\cdot Q_{Ni}$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・（７）

H_b　　：呼吸摂取による内部被ばくの実効線量　　(mSv)

H_{bi}　　：核種ｉの呼吸摂取による内部被ばくの実効線量　　(mSv)

B　　：活動時の呼吸率　　(m^3／s)

K_{2i}　　：核種ｉの呼吸摂取による実効線量換算係数　　(μSv／Bq)

χ／Q　：相対濃度　　(s／m^3)

Q_{Ni}　　：事故による核種ｉの大気中への放出放射能量　　(Bq)

（５）式及び（７）式の計算に用いたパラメータを第 4.1.5 表に示す。

(4) 評価結果

建屋排気フィルタの破損によって、大気中に放出される放出放射能量を第 4.1.9 表に示す。敷地等境界外における実効線量を評価した結果を、第 4.1.10 表に示す。

(5) 結論

原子炉周辺設備等解体撤去期間中の事故として建屋排気フィルタの破損を想定した場合、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。

３．原子炉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

原子炉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

評価については、原子炉等解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

第4.1.1表 解体工事準備期間中の燃料集合体の落下時の
実効線量評価に用いる評価条件

	実効放出継続時間（h）	放出高さ	相対濃度 χ／Q（s／m^3）	相対線量 D／Q（Gy／Bq）	着目方位
燃料集合体の落下	1	地上放出	1.2×10^{-4}	9.9×10^{-19}	NE

第4.1.2表 解体工事準備期間中の燃料集合体の落下による線量評価結果

評価項目		評価結果
放出量	よう素（I-131 等価量-小児実効線量係数換算）	～ 0 Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 7.7×10^{10}Bq
実効線量		約 7.7×10^{-5}mSv

第 4.1.3 表　解体対象施設の推定放射能

（原子炉周辺設備等解体撤去期間中）

（単位：Bq）

評価対象核種 i		推定放射能 A_{Ri}
		二次的な汚染
1	H-3	2.2×10^{10}
2	Be-10	4.3×10^{1}
3	C-14	7.1×10^{10}
4	S-35	7.0×10^{-11}
5	Cl-36	8.6×10^{3}
6	Ca-41	1.0×10^{5}
7	Mn-54	8.9×10^{4}
8	Fe-55	5.6×10^{9}
9	Fe-59	0
10	Co-58	0
11	Co-60	2.3×10^{10}
12	Ni-59	1.4×10^{8}
13	Ni-63	1.6×10^{10}
14	Zn-65	4.6×10^{1}
15	Se-79	3.3×10^{3}
16	Sr-90	1.4×10^{6}
17	Zr-93	3.5×10^{2}
18	Nb-94	8.6×10^{7}
19	Mo-93	6.8×10^{6}
20	Tc-99	3.0×10^{5}
21	Ru-106	4.4×10^{1}
22	Ag-108m	2.5×10^{6}
23	Cd-113m	3.4×10^{2}
24	Sn-126	9.2×10^{0}
25	Sb-125	1.5×10^{5}
26	Te-125m	5.7×10^{4}
27	I-129	2.9×10^{1}
28	Cs-134	1.8×10^{4}
29	Cs-137	3.3×10^{6}
30	Ba-133	2.3×10^{3}
31	La-137	2.3×10^{1}
32	Ce-144	1.6×10^{0}
33	Pm-147	7.2×10^{3}
34	Sm-151	3.5×10^{4}
35	Eu-152	3.2×10^{2}
36	Eu-154	1.8×10^{5}
37	Ho-166m	1.6×10^{5}
38	Lu-176	1.5×10^{-4}
39	Ir-192m	1.7×10^{4}
40	Pt-193	2.4×10^{7}
41	U-234	3.8×10^{1}
42	U-235	8.7×10^{-2}
43	U-236	3.0×10^{0}
44	U-238	1.3×10^{1}
45	Np-237	9.8×10^{0}
46	Pu-238	1.0×10^{5}
47	Pu-239	4.9×10^{3}
48	Pu-240	9.4×10^{3}
49	Pu-241	7.7×10^{5}
50	Pu-242	1.2×10^{2}
51	Am-241	1.8×10^{5}
52	Am-242m	2.5×10^{2}
53	Am-243	3.4×10^{3}
54	Cm-242	2.0×10^{2}
55	Cm-244	1.8×10^{5}

（注）2026 年 4 月 1 日時点

第 4.1.4 表　放射性物質の気中移行割合

対象物		解体工法	飛散率※ f_s（%）	欠損割合 f_L（%）
二次的な汚染によるもの	金属	気中機械的切断	30	4.0
		気中熱的切断	70	7.5

※：出典　電中研ハンドブック

第 4.1.5 表　外部被ばく及び内部被ばくの実効線量評価に使用するパラメータ

パラメータ		単位	数値※	備考
K_1	空気カーマから実効線量への換算係数	Sv／Gy	1	―
E_i	核種 i のγ線実効エネルギ	MeV	第 4.1.6 表参照	―
B	活動時の呼吸率	m^3／s	8.61×10^{-5}	小児の活動時
K_{2i}	核種 i の呼吸摂取による実効線量換算係数	μSv／Bq	第 4.1.7 表参照	―

※：出典　電中研ハンドブック

第 4.1.6 表　対象核種のγ線実効エネルギ

（単位：MeV）

パラメータ		核種	実効エネルギ※
E_i	核種 i のγ線実効エネルギ	Co-60	2.50×10^{0}

※：出典　電中研ハンドブック

第 4.1.7 表　呼吸摂取による実効線量換算係数

（単位：μ Ｓv／Ｂq）

パラメータ		核種	実効線量換算係数※
K_{2i}	核種 i の呼吸摂取による実効線量換算係数	Co-60	8.6×10^{-2}
		Ni-63	4.3×10^{-3}
		Am-241	1.8×10^{2}
		Cm-244	1.3×10^{2}

※：出典　電中研ハンドブック

第4.1.8表　原子炉周辺設備等解体撤去期間中の
実効線量評価に用いる評価条件

	実効放出継続時間（h）	放出高さ	相対濃度 χ／Q（s／m^3）	相対線量 D／Q（Gy／Bq／MeV）	着目方位
建屋排気フィルタの破損	1	地上放出	5.8×10^{-5}	1.2×10^{-18}	SE

第4.1.9表　建屋排気フィルタの破損による核種の大気中への放出放射能量（原子炉周辺設備等解体撤去期間中）

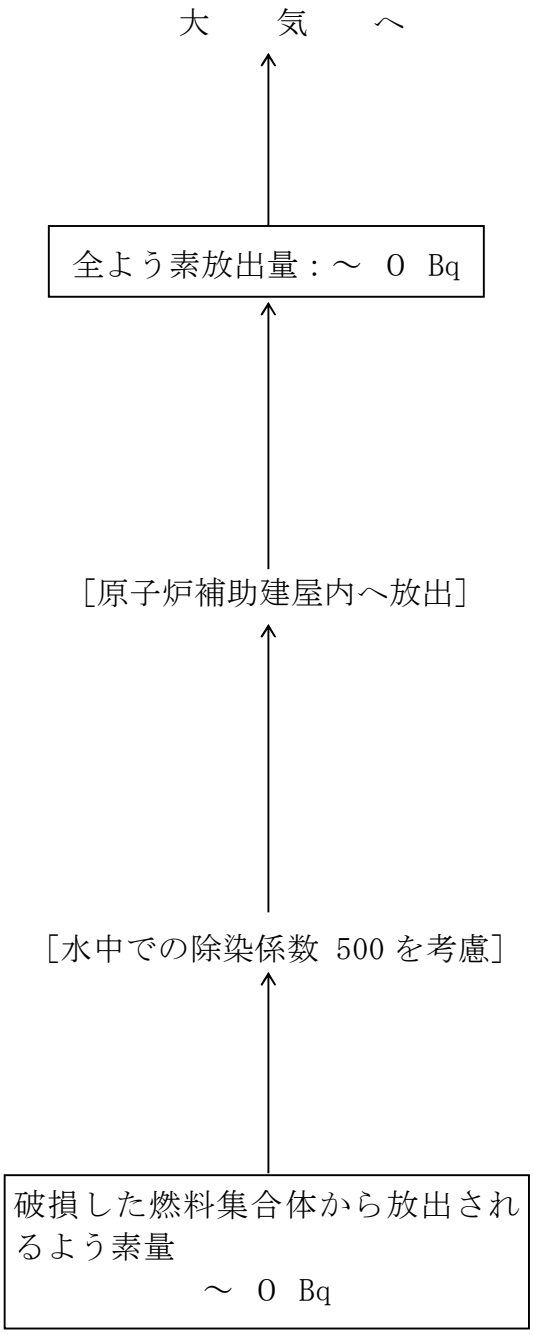
（単位：Bq）

パラメータ		核種	原子炉周辺設備等解体撤去期間中
Q_{Ni}	核種 i の大気中への放出放射能量	Co-60	1.1×10^{9}
		Ni-63	7.3×10^{8}
		Am-241	8.3×10^{3}
		Cm-244	8.0×10^{3}

第4.1.10表　建屋排気フィルタの破損による線量評価結果
（原子炉周辺設備等解体撤去期間中）

評価項目	評価結果（mSv）
実効線量	約 4.9×10^{-4}

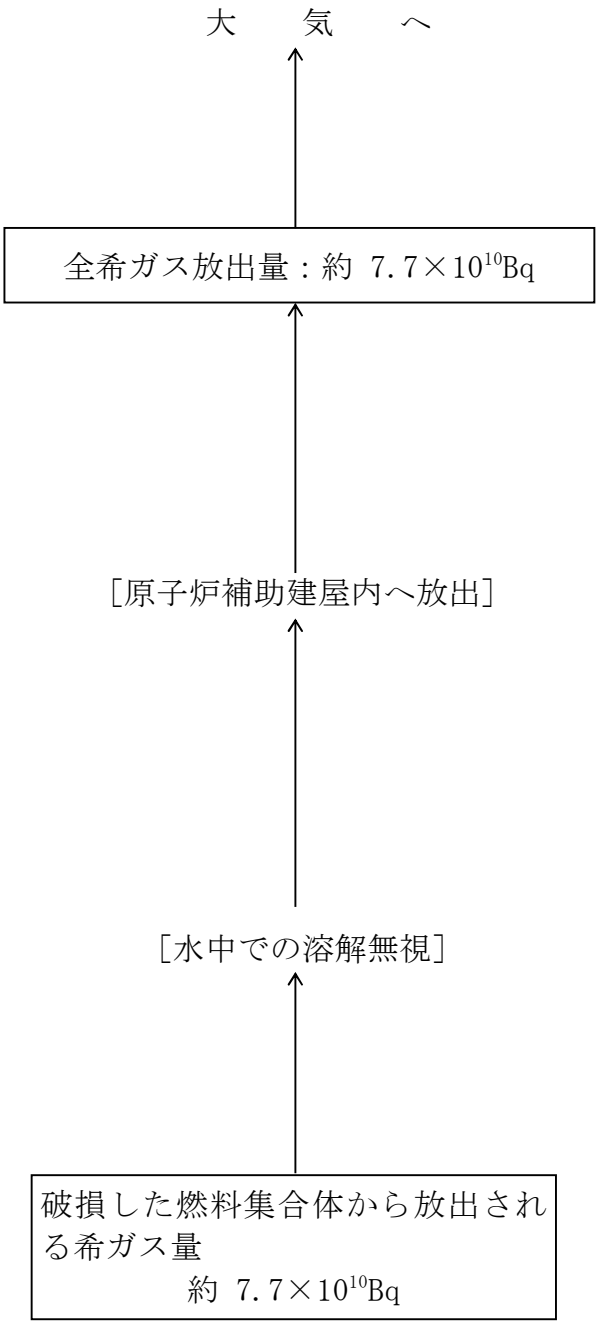
単位：Bq（I-131 等価量-小児実効線量係数換算）



第 4.1.1 図　燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

（解体工事準備期間中）

単位：Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）



第 4.1.2 図　燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程
（解体工事準備期間中）

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．　初回申請における評価

解体対象施設における現状の汚染の分布については、加圧水型原子炉施設のモデルプラントにおける評価結果を基に、主要な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している。評価の前提条件を以下に示す。

（1）　実効運転期間 30 年（運転期間 40 年、稼働率 75%）

（2）　原子炉停止後の安全貯蔵期間６年（準備期間１年＋安全貯蔵期間５年）

（3）　二次的な汚染を生じている設備の解体前除染による除染効果(除染係数 30)

（4）　二次的な汚染を生じている設備の解体後除染による除染効果(除染係数 100)

上記の条件による汚染の推定分布図を第 5.1.1 図、廃止措置に伴い発生する放射能レベル区分別の放射性固体廃棄物の推定発生量を第 5.1.1 表に示す。

なお、第 5.1.1 表の推定発生量については、２号炉の廃止等に伴い見直した値を示す。(令和２年３月 18 日変更認可)

２．　汚染状況の調査

放射線業務従事者及び周辺公衆の被ばくを低減することを目的に、適切な解体撤去工法及びその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物質発生量の評価精度の向上を図るため、解体対象施設に残存する放射性物質について、核種組成、放射能及び分布を評価する。解体対象施設に残存する放射性物質は、原子炉運転中の中性子照射により炉心部等の構造材が放射化して生成され

る放射化汚染及び冷却材中の腐食生成物が炉心部で放射化され、機器及び配管の内面等に付着して残存する二次的な汚染に区分して2026年４月１日時点の放射能で評価する。評価対象核種は、第5.2.1表に示す55核種とする。

放射能レベル区分別の放射性固体廃棄物の推定発生量は、解体対象施設に残存する放射性物質の核種組成、放射能及び分布の評価結果を基に、設計情報及び現地調査により設定した各設備の物量により評価する。

2.1　放射化汚染の評価

放射化汚染は、代表試料の採取及び分析並びに計算によって、各部位における構造材の放射化による放射能濃度及び分布により核種別の放射能を評価する。

代表試料の採取及び分析としては、原子炉容器、炉内構造物及びその他の原子炉格納容器内設備等から代表試料（金属及びコンクリート）を採取し、核種別の放射能濃度の測定及び元素組成の分析を実施する。

なお、代表試料の採取に当たっては、金属の部位からは遠隔操作等により、コンクリートの部位からはコアボーリング等により代表試料を採取する。

計算としては、評価対象範囲の中性子束分布を計算し、この中性子束分布を用いた構造材の放射化計算により、放射能濃度及び分布を求める。

中性子束分布は、評価対象範囲の形状、材料組成及び原子炉の出力を用いて計算する。

構造材の放射能濃度及び分布は、代表試料の採取及び分析による

元素組成の分析結果を踏まえ、上記の中性子束分布、材料組成及び運転履歴を用いて放射化計算により求める。

構造材の放射能濃度及び物量から核種別の放射化汚染による放射能を評価する。

放射化汚染の評価方法の手順を第5.2.1図に示す。

解体対象施設の放射化汚染による核種別の放射能を第5.2.2表に示す。

2.2　二次的な汚染の評価

二次的な汚染は、機器及び配管等の表面の線量当量率を測定し、内表面に付着している主要な汚染核種であるCo-60の表面汚染密度を求め、機器及び配管等の内表面積を乗じて、Co-60の放射能を評価する。

その他の核種については、Co-60との核種組成比法や平均放射能濃度法を用いて機器及び配管等に付着した放射能を評価する。

二次的な汚染の評価方法の手順を第5.2.2図に示す。

解体対象施設の二次的な汚染による核種別の放射能を第5.2.3表に示す。

３．　汚染の分布

放射化汚染及び二次的な汚染の評価結果による、汚染の推定分布図を第5.3.1図に示す。

４．　放射性固体廃棄物の推定発生量の評価

「2.1　放射化汚染の評価」及び「2.2　二次的な汚染の評価」を用いて評価した、放射能レベル区分別の放射性固体廃棄物の推定発

生量を第5.4.1表に示す。

第5.1.1表　廃止措置期間中の放射性固体廃棄物の推定発生量
（令和２年３月18日変更認可）

（単位：ｔ）

放射能レベル区分※1		推定発生量※2
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　100
	放射能レベルの比較的低いもの（L2）	約　800
	放射能レベルの極めて低いもの（L3）	約　1,990
放射性物質として扱う必要のないもの（CL）		約　3,920
合　　計※3		約　6,800

※１：放射能レベル区分値は、次のとおり。

・L1の区分値の上限は、「原子炉等規制法施行令」第31条に定める放射能濃度

・L1とL2の区分値は、国内で操業されているコンクリートピット埋設施設の埋設許可条件と同等の最大放射能濃度

・L2とL3の区分値は、「原子炉等規制法施行令（昭和32年政令第324号。ただし、平成19年政令第378号の改正前のもの。）」第31条第１項に定める「原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等で容器に固型化していないもの」に対する濃度上限値の10分の１の放射能濃度

・CLの区分値は、「原子炉等規制法」第61条の２第１項に規定する「製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則」第

２条に定める放射能濃度

※２：推定発生量

・10t単位で切り上げた値である（端数処理のため合計値が一致しないことがある。）。

・推定発生量には付随廃棄物を含まない。

※３：この他、NR及び管理区域外から発生する廃棄物が約184,000t発生する（1,000t単位で切り上げた値）。

第5.2.1表　評価対象核種

評価対象核種（５５核種）						
H-3	Be-10	C-14	S-35	Cl-36	Ca-41	Mn-54
Fe-55	Fe-59	Co-58	Co-60	Ni-59	Ni-63	Zn-65
Se-79	Sr-90	Zr-93	Nb-94	Mo-93	Tc-99	Ru-106
Ag-108m	Cd-113m	Sn-126	Sb-125	Te-125m	I-129	Cs-134
Cs-137	Ba-133	La-137	Ce-144	Pm-147	Sm-151	Eu-152
Eu-154	Ho-166m	Lu-176	Ir-192m	Pt-193	U-234	U-235
U-236	U-238	Np-237	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241
Pu-242	Am-241	Am-242m	Am-243	Cm-242	Cm-244	－

第5.2.2表　放射化汚染の推定放射能

（単位：Bq）

評価対象核種		推定放射能
1	H-3	1.88×10^{14}
2	Be-10	3.69×10^{6}
3	C-14	3.42×10^{12}
4	S-35	3.44×10^{5}
5	Cl-36	5.04×10^{11}
6	Ca-41	4.80×10^{9}
7	Mn-54	7.00×10^{10}
8	Fe-55	2.18×10^{15}
9	Fe-59	3.63×10^{6}
10	Co-58	2.53×10^{7}
11	Co-60	3.67×10^{15}
12	Ni-59	1.48×10^{13}
13	Ni-63	1.56×10^{15}
14	Zn-65	5.81×10^{7}
15	Se-79	1.16×10^{8}
16	Sr-90	4.86×10^{8}
17	Zr-93	2.17×10^{5}
18	Nb-94	1.48×10^{10}
19	Mo-93	1.41×10^{11}
20	Tc-99	2.05×10^{10}
21	Ru-106	4.49×10^{5}
22	Ag-108m	1.66×10^{11}
23	Cd-113m	2.85×10^{5}
24	Sn-126	6.04×10^{3}
25	Sb-125	1.38×10^{10}
26	Te-125m	5.13×10^{9}
27	I-129	7.71×10^{5}
28	Cs-134	2.30×10^{10}
29	Cs-137	9.86×10^{8}
30	Ba-133	5.39×10^{9}
31	La-137	2.92×10^{5}
32	Ce-144	3.04×10^{4}
33	Pm-147	2.32×10^{10}
34	Sm-151	1.71×10^{11}
35	Eu-152	2.14×10^{12}
36	Eu-154	2.74×10^{12}
37	Ho-166m	7.84×10^{8}
38	Lu-176	6.50×10^{7}
39	Ir-192m	2.89×10^{10}
40	Pt-193	2.70×10^{11}
41	U-234	7.32×10^{7}
42	U-235	3.39×10^{6}
43	U-236	8.27×10^{2}
44	U-238	7.27×10^{7}
45	Np-237	7.67×10^{2}
46	Pu-238	6.49×10^{6}
47	Pu-239	5.33×10^{7}
48	Pu-240	2.55×10^{7}
49	Pu-241	2.26×10^{9}
50	Pu-242	1.40×10^{4}
51	Am-241	8.41×10^{7}
52	Am-242m	5.39×10^{5}
53	Am-243	2.76×10^{4}
54	Cm-242	4.43×10^{5}
55	Cm-244	3.78×10^{5}

（注）2026年4月1日時点

第5.2.3表　二次的な汚染の推定放射能

（単位：Bq）

評価対象核種		推定放射能
1	H-3	9.45×10^{10}
2	Be-10	8.18×10^{2}
3	C-14	1.36×10^{12}
4	S-35	1.35×10^{-9}
5	Cl-36	1.52×10^{5}
6	Ca-41	1.91×10^{6}
7	Mn-54	1.71×10^{6}
8	Fe-55	1.08×10^{11}
9	Fe-59	0
10	Co-58	0
11	Co-60	4.49×10^{11}
12	Ni-59	2.62×10^{9}
13	Ni-63	3.10×10^{11}
14	Zn-65	8.87×10^{2}
15	Se-79	6.31×10^{4}
16	Sr-90	2.73×10^{7}
17	Zr-93	6.63×10^{3}
18	Nb-94	1.64×10^{9}
19	Mo-93	1.31×10^{8}
20	Tc-99	5.68×10^{6}
21	Ru-106	8.38×10^{2}
22	Ag-108m	4.85×10^{7}
23	Cd-113m	6.56×10^{3}
24	Sn-126	1.76×10^{2}
25	Sb-125	2.94×10^{6}
26	Te-125m	1.09×10^{6}
27	I-129	5.54×10^{2}
28	Cs-134	3.43×10^{5}
29	Cs-137	6.36×10^{7}
30	Ba-133	4.45×10^{4}
31	La-137	4.43×10^{2}
32	Ce-144	3.17×10^{1}
33	Pm-147	1.38×10^{5}
34	Sm-151	6.76×10^{5}
35	Eu-152	6.24×10^{3}
36	Eu-154	3.38×10^{6}
37	Ho-166m	3.16×10^{6}
38	Lu-176	2.90×10^{-3}
39	Ir-192m	3.20×10^{5}
40	Pt-193	4.54×10^{8}
41	U-234	7.34×10^{2}
42	U-235	1.68×10^{0}
43	U-236	5.70×10^{1}
44	U-238	2.59×10^{2}
45	Np-237	1.88×10^{2}
46	Pu-238	1.99×10^{6}
47	Pu-239	9.47×10^{4}
48	Pu-240	1.81×10^{5}
49	Pu-241	1.49×10^{7}
50	Pu-242	2.40×10^{3}
51	Am-241	3.51×10^{6}
52	Am-242m	4.76×10^{3}
53	Am-243	6.56×10^{4}
54	Cm-242	3.92×10^{3}
55	Cm-244	3.38×10^{6}

（注）2026年4月1日時点

第5.4.1表　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

（単位：t ）

放射能レベル区分※1		推定発生量※2
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　60
	放射能レベルの比較的低いもの（L2）	約　220
	放射能レベルの極めて低いもの（L3）	約　5,840
放射性物質として扱う必要のないもの（CL）		約　4,370
合　　計※3		約　10,480

※1：放射能レベル区分値は、次のとおり。

・L1の区分値の上限は、「原子炉等規制法施行令」第31条に定める放射能濃度

・L1とL2の区分値は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」別表第1に定める放射能濃度の10分の1

・L2とL3の区分値は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」別表第2に定める放射能濃度の10分の1

・L3とCLの区分値は、「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」別表第1欄の33種類の放射性物質のうち、旧原子力安全委員会が選定

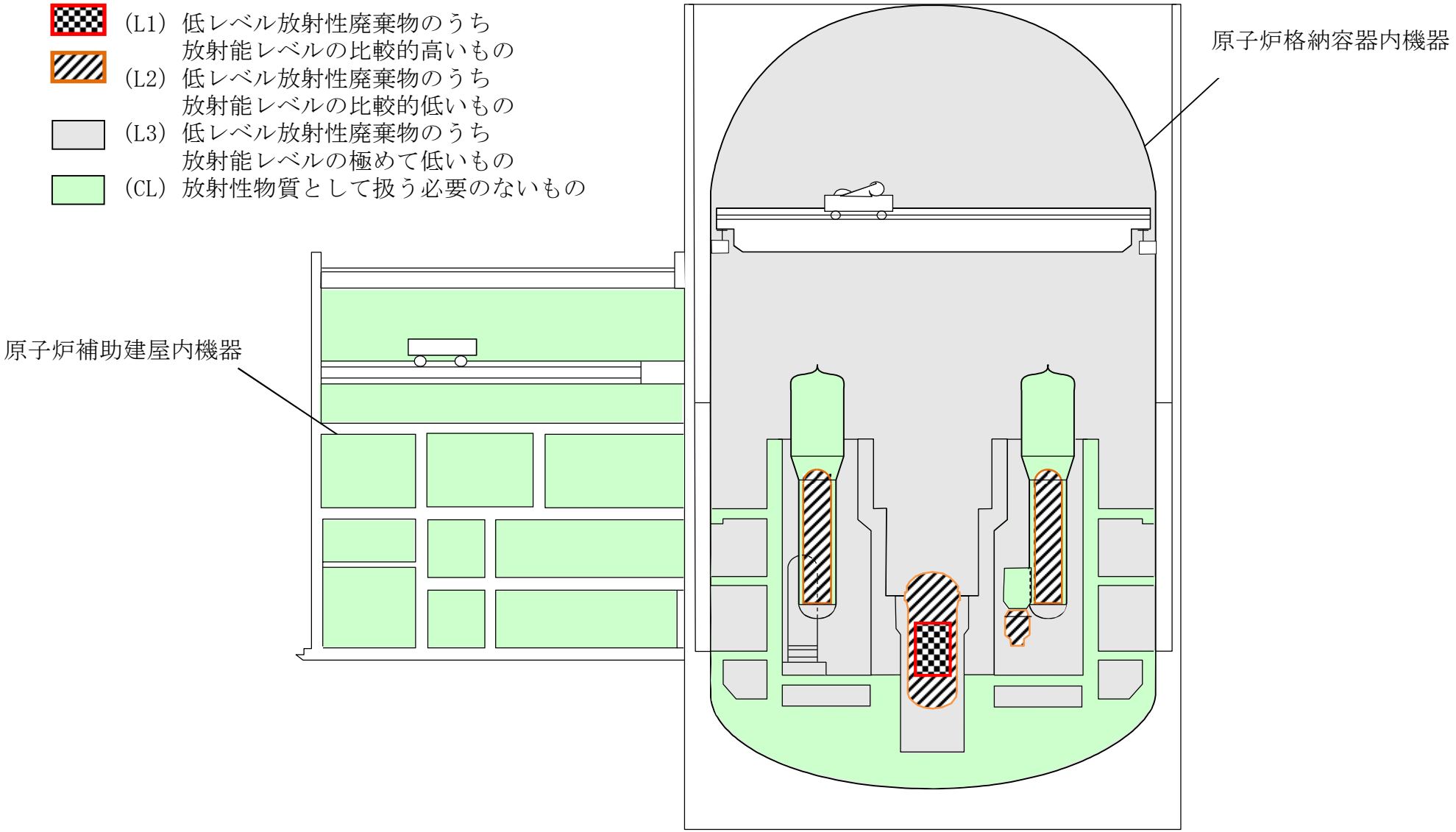
した放射性物質(核種)(旧重要10核種(H-3、Mn-54、Co-60、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-152、Eu-154、Pu-239及びAm-241)) の放射能濃度を、別表第２欄の放射能濃度で除した割合の合計値として1.0

※２：推定発生量

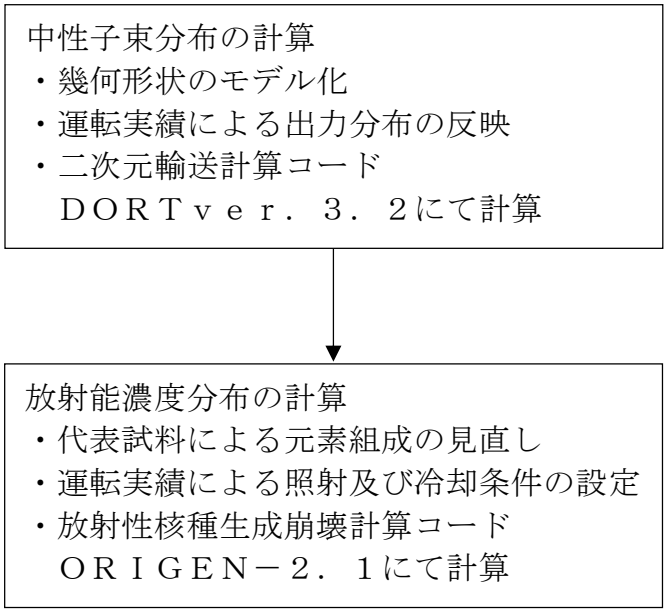
・10t単位で切り上げた値である（端数処理のため合計値が一致しないことがある。)。

・推定発生量には付随廃棄物を含まない。

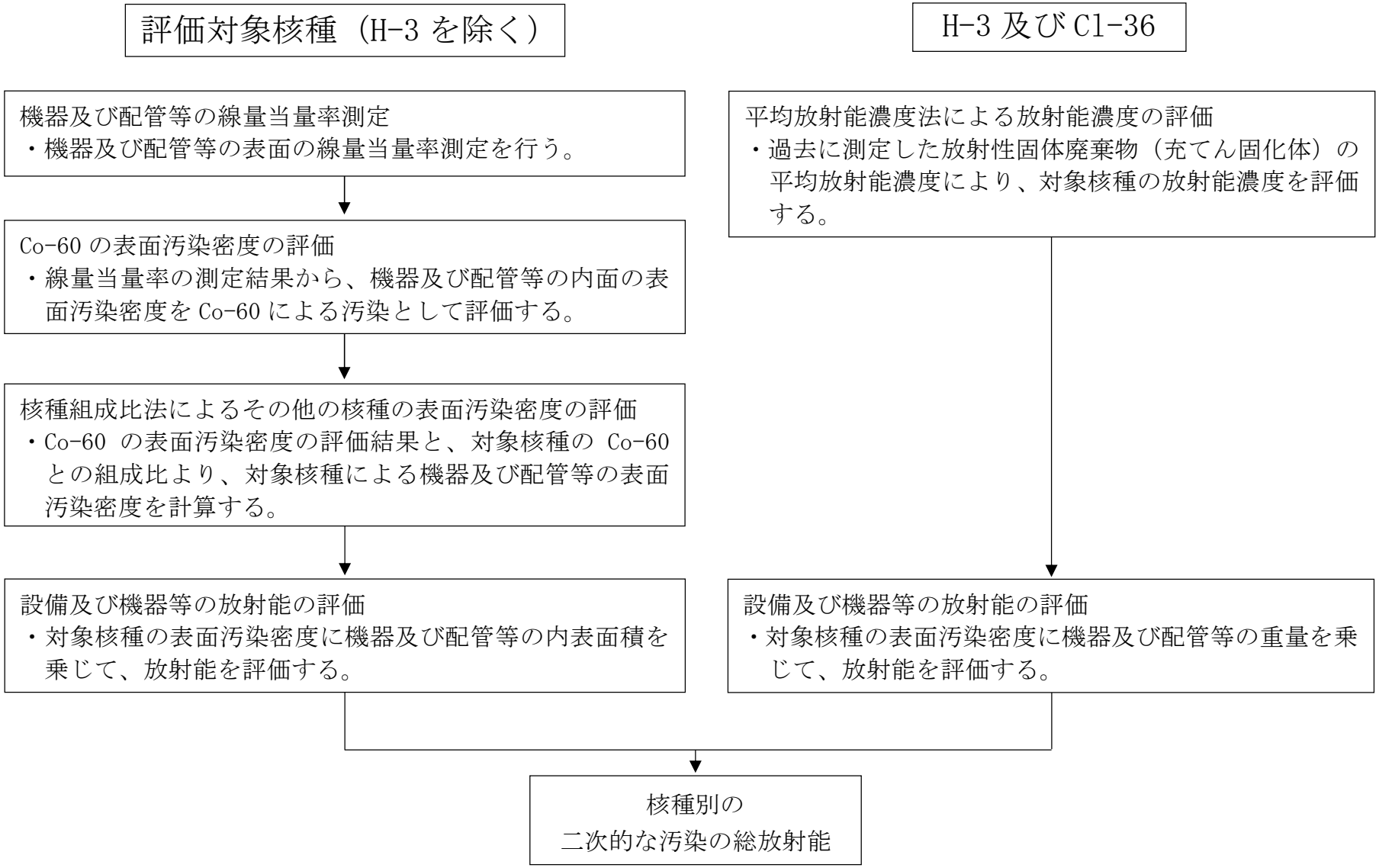
※３：この他、NR及び管理区域外から発生する廃棄物が約168,000t発生する（1,000t単位で切り上げた値)。



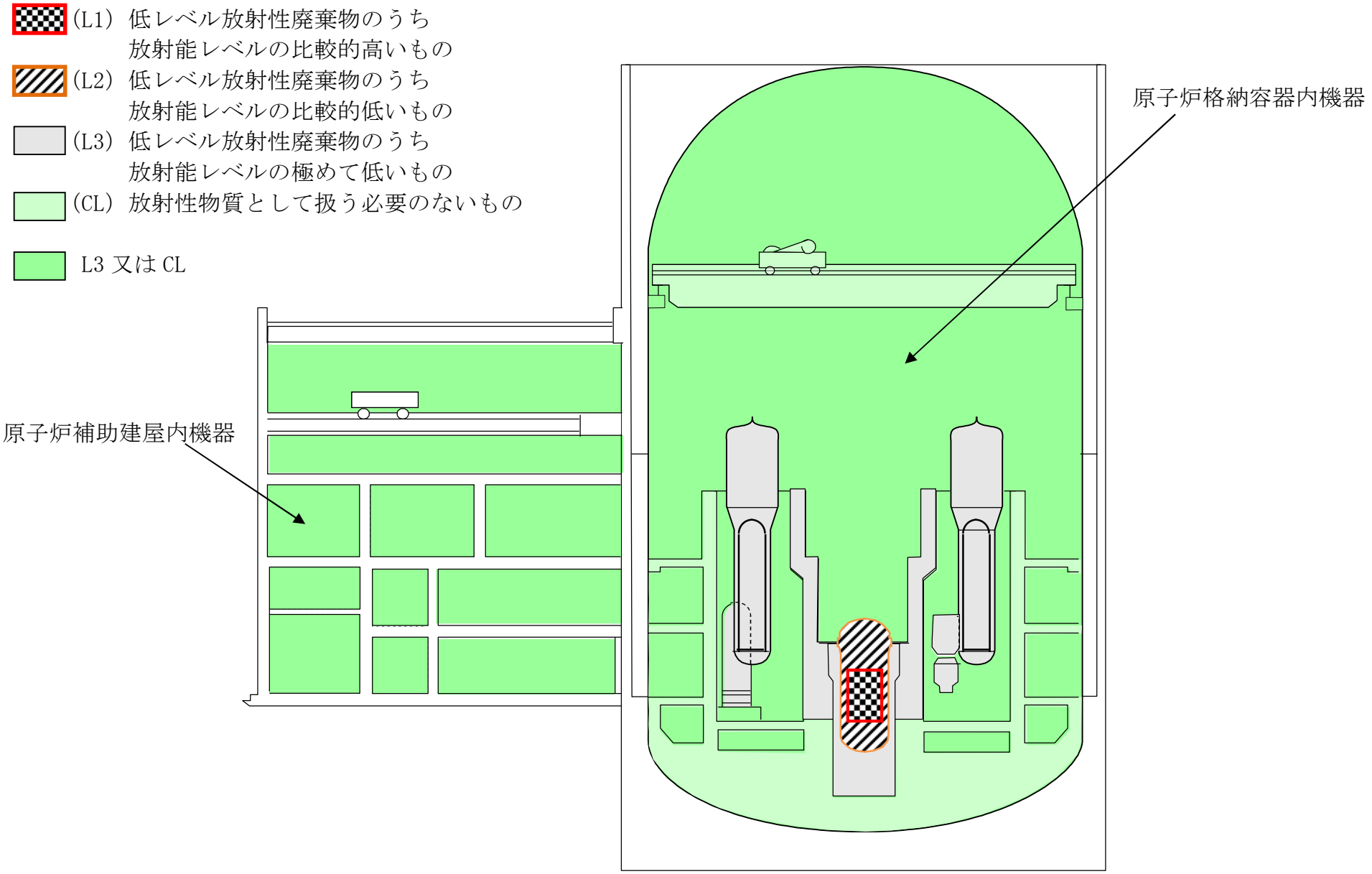
第 5.1.1 図　主な廃止措置対象施設の推定汚染分布（初回申請）



第5.2.1図　放射化汚染の評価方法



第 5.2.2 図　二次的な汚染の評価方法



第 5.3.1 図　主な廃止措置対象施設の推定汚染分布

添付書類六

性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書

１．　概要

廃止措置の段階に応じて性能維持施設に要求される機能を考慮した、性能維持施設が維持すべき性能及びその性能を維持すべき期間について示す。

２．　廃止措置期間中に維持管理すべき施設

性能維持施設は、「五　廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法」に基づき、周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばくの低減を図ると共に、使用済燃料の貯蔵のための管理、汚染の除去工事、解体撤去工事及び核燃料物質によって汚染された物の廃棄等の各種作業の実施に対する安全の確保のために、必要な期間、必要な機能及び性能を維持管理する。

３．　性能維持施設の機能及び性能

(1)　建屋及び構築物

廃止措置期間中は、周辺公衆及び放射線業務従事者の受ける被ばくを低くするため、「放射線遮へい機能」を有する設備を維持管理する。

また、廃止措置期間中は、放射性物質が管理されない状態で外部へ漏えいすることを防ぐ必要があるため、放射性物質の外部への「放射性物質漏えい防止機能」を有する設備を維持管理する。

建屋及び構築物の機能及び性能維持施設を第 6.3.1 表に示す。

第 6.3.1 表　建屋及び構築物の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
放射線遮へい機能	原子炉補助建屋（補助遮へい（使用済樹脂貯蔵タンク室、使用済燃料ピット）） 原子炉容器周囲のコンクリート壁 原子炉格納容器外周のコンクリート壁 キャスク保管建屋
放射性物質漏えい防止機能	原子炉補助建屋 原子炉格納容器

原子炉格納容器については、廃止措置期間中、原子炉冷却材喪失事故等は発生しないため、「事故時の気密性」及び「事故時の格納容器隔離弁等による放射性物質漏えい防止機能」は維持管理しない。

「放射線遮へい機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。

「放射性物質漏えい防止機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・外部へ放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること。

(2)　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

a.　核燃料物質取扱設備

廃止措置期間中は、新燃料及び使用済燃料を１号炉新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から搬出する際に取り扱う必要があることから、「燃料落下防止機能」、「臨界防止機能」、「除染機能」、「除熱機能」、「密封機能」及び「放射線遮へい機能」を有する設

備を維持管理する。核燃料物質取扱設備の機能及び性能維持施設を第 6.3.2 表に示す。

第 6.3.2 表　核燃料物質取扱設備の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
燃料落下防止機能 臨界防止機能	使用済燃料ピットクレーン 補助建屋クレーン 新燃料エレベータ
除染機能	除染装置
臨界防止機能 除熱機能 密封機能 放射線遮へい機能	使用済燃料輸送容器

「燃料落下防止機能」、「臨界防止機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・新燃料又は使用済燃料を取扱中、動力電源が喪失した場合に新燃料又は使用済燃料が停止した位置にて保持される状態であること。また、新燃料又は使用済燃料の取扱中に新燃料及び使用済燃料が破損しないよう正常に動作する状態であること。

「除染機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・使用済燃料輸送容器の除染に影響するような有意な損傷がない状態であること。

「臨界防止機能」、「除熱機能」、「密封機能」、「放射線遮へい機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・使用済燃料の運搬及び放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。

b. 核燃料物質貯蔵設備

廃止措置期間中は、新燃料及び使用済燃料を1号炉新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から搬出するまで貯蔵する必要があることから、「臨界防止機能」、「水位及び漏えいの監視機能」及び「浄化機能」を有する設備を維持管理する。核燃料物質貯蔵設備の機能及び性能維持施設を第6.3.3表に示す。

第6.3.3表　核燃料物質貯蔵設備の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
臨界防止機能	新燃料貯蔵設備（新燃料貯蔵ラック） 使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット、使用済燃料ラック）
水位及び漏えいの監視機能	使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピット水の漏えいを監視する設備）
浄化機能	使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット水浄化冷却設備）

「臨界防止機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・新燃料の臨界防止に影響するような変形等の有意な損傷がない状態であること。

・新燃料及び使用済燃料の臨界防止に影響するような変形等の有意な損傷がない状態であること。

「水位及び漏えいの監視機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・使用済燃料ピットの水位が計測でき、水位高及び低の警報が発信できる状態であること。

・使用済燃料ピット内張りからの漏えいを監視する装置が使用

できる状態であること。

「浄化機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・使用済燃料の被覆が著しく腐食するおそれがある場合に使用済燃料ピット水を脱塩塔に通水できる状態であること。

なお、使用済燃料を１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料ピット）に貯蔵している期間において、使用済燃料貯蔵設備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影響はなく、また、臨界を防止できると評価できることから、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。使用済燃料貯蔵設備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は「追補１「３．性能維持施設の機能及び性能」の追補」にて補足する。

(3)　放射性廃棄物の廃棄施設

a．放射性気体廃棄物の廃棄設備

廃止措置期間中は、放射性気体廃棄物を処理する必要があることから、「放射性廃棄物処理機能」を有する設備を維持管理する。放射性気体廃棄物の廃棄設備の機能及び性能維持施設を第 6.3.4 表に示す。

第 6.3.4 表　放射性気体廃棄物の廃棄設備の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
放射性廃棄物処理機能	原子炉補助建屋排気筒

「放射性廃棄物処理機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・放射性気体廃棄物の放出に影響するような有意な損傷がない状態であること。

b. 放射性液体廃棄物の廃棄設備

廃止措置期間中は、放射性液体廃棄物を処理する必要があることから、「放射性廃棄物処理機能」を有する設備を維持管理する。放射性液体廃棄物の廃棄設備の機能及び性能維持施設を第 6.3.5 表に示す。

第 6.3.5 表　放射性液体廃棄物の廃棄設備の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
放射性廃棄物処理機能	廃液貯蔵タンク 冷却材ドレンタンク 補助建屋冷却材ドレンタンク 補助建屋機器ドレンタンク 補助建屋サンプタンク 格納容器サンプ Ｂ薬品ドレンタンク 洗浄排水タンク 廃液蒸発装置 （２号炉との共用施設のうち２号炉設置設備） 廃液蒸留水脱塩塔 廃液蒸留水タンク 復水器冷却水放水口 濃縮液バッチタンク （２号炉との共用施設のうち２号炉設置設備） Ａ薬品ドレンタンク

廃液蒸発装置については、廃止措置期間中、設備故障時には放射性液体廃棄物の処理を制限する等、復旧するまでの時間的余裕が十分にあることから、放射性液体廃棄物の処理に必要な１基を維持管理する。

「放射性廃棄物処理機能」を有する性能維持施設（廃液蒸発装置、廃液蒸留水脱塩塔及び復水器冷却水放水口を除く）の性能は、以下のとおりである。

・内包する物質が漏えいするようなき裂、変形等の有意な欠陥がない状態であること。

「放射性廃棄物処理機能」を有する性能維持施設（廃液蒸発装置及び廃液蒸留水脱塩塔）の性能は、以下のとおりである。

・放射性液体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。

「放射性廃棄物処理機能」を有する性能維持施設（復水器冷却水放水口）の性能は、以下のとおりである。

・放射性液体廃棄物の放出に影響するような有意な損傷がない状態であること。

c．放射性固体廃棄物の廃棄設備

廃止措置期間中は、放射性固体廃棄物を処理及び貯蔵する必要があることから、「放射性廃棄物処理機能」及び「放射性廃棄物貯蔵機能」を有する設備を維持管理する。放射性固体廃棄物の廃棄設備の機能及び性能維持施設を第 6.3.6 表に示す。

第 6.3.6 表　放射性固体廃棄物の廃棄設備の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
放射性廃棄物処理機能	アスファルト固化装置 セメント固化装置 ベイラ （２号炉との共用施設のうち１号炉設置設備）
放射性廃棄物貯蔵機能	使用済樹脂貯蔵タンク 使用済樹脂計量タンク 使用済樹脂移送容器

ベイラについては、廃止措置期間中、設備故障時には放射性固体廃棄物の処理を制限する等、復旧するまでの時間的余裕が十分にあることから、放射性固体廃棄物の処理に必要な１基を維持管理する。

「放射性廃棄物処理機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・放射性固体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。

「放射性廃棄物貯蔵機能」を有する性能維持施設（使用済樹脂貯蔵タンク）の性能は、以下のとおりである。

・内包する物質が漏えいするようなき裂、変形等の有意な欠陥がない状態であること。

「放射性廃棄物貯蔵機能」を有する性能維持施設（使用済樹脂計量タンク、使用済樹脂移送容器）の性能は、以下のとおりである。

・外部へ放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること。

(4)　放射線管理施設

a. 原子炉施設の放射線監視

廃止措置期間中は、原子炉施設の放射線を管理する必要があるため、原子炉施設の放射線を監視する「放射線監視機能」を有する設備を維持管理する。

(a) 固定エリアモニタ

作業等で人が立ち入る代表的なエリア及び作業により放射線レベルが変動する可能性のあるエリアの固定エリアモニタを維持管理する。固定エリアモニタの機能及び性能維持施設を第

6.3.7 表に示す。

第 6.3.7 表　固定エリアモニタの機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設	
放射線監視機能	固定エリアモニタ	ドラム詰室
		使用済燃料ピット付近
		雑固体焼却炉建屋制御室
		前処理室
		焼却灰取出室

「放射線監視機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・線量当量率を測定できる状態であること。

・警報設定値において警報が発信する状態であること。

(b) 固定プロセスモニタ

廃止措置期間中は、1 次冷却材の放射能を監視するモニタ、1 次冷却材の 2 次系への漏えいを監視するモニタ等は不要となるが、廃止措置期間中においても運転中と同様に雑固体焼却炉で放射性固体廃棄物を処理することから、雑固体焼却炉排ガスじんあいモニタ等を維持管理する。固定プロセスモニタの機能及び性能維持施設を第 6.3.8 表に示す。

第 6.3.8 表　固定プロセスモニタの機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設	
放射線監視機能	固定プロセスモニタ	雑固体焼却炉排ガスじんあいモニタ
		雑固体焼却炉排ガスモニタ
		雑固体焼却炉建屋換気空調排気じんあいモニタ
		雑固体焼却炉建屋換気空調排気ガスモニタ

「放射線監視機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のと

おりである。

・放射性物質の濃度を測定できる状態であること。

・警報設定値において警報が発信する状態であること。

b. 管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理

廃止措置期間中は、管理区域内で作業を行う必要があるため、放射線業務従事者の被ばく及び汚染の確認並びにエリア内の空気中の放射性物質濃度を確認する「放射線管理機能」を有する設備を維持管理する。管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理の機能及び性能維持施設を第 6.3.9 表に示す。

第 6.3.9 表　管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
放射線管理機能	放射線管理設備（出入管理設備、汚染管理設備、試料分析関係設備）

「放射線管理機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・出入管理、汚染管理及び放射線分析ができる状態であること。

c. 環境への放射性物質の放出管理

廃止措置期間中は、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を環境へ放出する必要があるため、環境へ放出する放射性物質を確認する「放出管理機能」を有する設備を維持管理する。環境への放射性物質の放出管理の機能及び性能維持施設を第 6.3.10 表に示す。

第 6.3.10 表　環境への放射性物質の放出管理の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
放出管理機能	排気モニタ（原子炉補助建屋排気筒ガスモニタ、原子炉格納容器排気筒ガスモニタ） 排水モニタ（液体廃棄物処理設備排水モニタ）

原子炉補助建屋排気筒ガスモニタ及び原子炉格納容器排気筒ガスモニタについては、廃止措置期間中、多重性は必要ないことから、環境へ放出する放射能の監視に必要な各 1 台を維持管理する。

「放出管理機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・放射性物質の濃度を測定できる状態であること。

・警報設定値において警報が発信する状態であること。

(5)　解体中に必要なその他の施設

a.　換気設備

廃止措置期間中は、使用済燃料の貯蔵管理及び搬出作業、放射性廃棄物の処理、粒子状放射性物質発生の可能性がある解体作業等において、空気浄化が必要となる可能性があるため、「換気機能」を有する換気設備を維持管理する。換気設備の機能及び性能維持施設を第 6.3.11 表に示す。

第 6.3.11 表　換気設備の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
換気機能	原子炉格納容器換気設備（格納容器給気ファン、格納容器給気ユニット、格納容器排気ファン、格納容器排気ユニット、原子炉格納容器排気筒） 原子炉補助建屋換気設備（補機室給気ファン、補機室給気ユニット、補助建屋排気ファン、補助建屋排気ユニット、原子炉補助建屋排気筒） 放射線管理室換気設備（放射線管理室給気ファン、放射線管理室給気ユニット、放射線管理室排気ファン、放射線管理室排気フィルタユニット） 焼却炉建屋換気設備（焼却炉建屋給気ファン、焼却炉建屋給気ユニット、焼却炉建屋排気ファン、焼却炉建屋排気ユニット）

換気設備については、廃止措置期間中、機器故障時には立ち入りを制限する等、復旧するまでの時間的余裕が十分あることから、機能を維持するために必要な格納容器給気ファン、格納容器排気ファン、補助建屋排気ファン、放射線管理室給気ファン及び放射線管理室排気ファンの台数は各１台となる。

また、廃止措置期間中は、よう素は発生しないことから、放射線管理室排気フィルタユニットによるよう素除去機能は維持管理しない。

「換気機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・放射線障害を防止するために必要な換気ができる状態であること。

b. 非常用電源設備

廃止措置期間中は、商用電源を喪失した際においても作業者が建屋から安全に避難できるよう非常用照明へ電源を供給する必要

がある。このため、商用電源を喪失した際に非常用照明へ電源を供給するために必要な「電源供給機能」を有する設備を維持管理する。非常用電源設備の機能及び性能維持施設を第 6.3.12 表に示す。

第 6.3.12 表　非常用電源設備の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
電源供給機能	蓄電池

蓄電池については、廃止措置期間中、非常用動力負荷等に電源供給する必要はなく、また、蓄電池が電源供給する性能維持施設に多重性は必要ないため、電源供給に必要な 1 組を維持管理する。

「電源供給機能」を有する性能維持施設（蓄電池）の性能は、以下のとおりである。

・直流母線に接続している性能維持施設へ電源を供給できる状態であること。

c. その他の安全確保上必要な設備

廃止措置期間中は、商用電源喪失時においても作業者が建屋から安全に避難できるよう、安全確保のために必要な「照明機能」を有する設備を維持管理する。その他の安全確保上必要な設備の機能及び性能維持施設を第 6.3.13 表に示す。

第 6.3.13 表　その他の安全確保上必要な設備の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
照明機能	非常用照明

「照明機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・非常用照明が点灯できる状態であること。

(6) 検査・校正

性能維持施設については、必要な期間中、必要な機能及び性能が維持できるよう、「保安規定」に施設管理計画を定めて、定期的に点検、検査及び校正を実施する。

(7) その他の安全対策

a. 管理区域の区分、立入制限及び保安のために必要な措置を講じる。

b. 維持管理を行う放射線管理施設を用いて、原子炉施設から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。

c. 原子炉施設への第三者の不法な接近を防止する措置を講じる。

d. 火災の防護については、廃止措置期間中、火気作業や可燃物を取り扱う必要があることから「消火機能」を有する設備を維持管理する。その他の安全対策の機能及び性能維持施設を第 6.3.14 表に示す。

第 6.3.14 表 その他の安全対策の機能及び性能維持施設

機能	性能維持施設
消火機能	消火設備（消火配管、消火栓）

可燃性物質が保管される場所にあっては、火災が生ずることのないよう適切な防護措置を講じることが必要なため、火災防護のための措置を定め、実施する。

「消火機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおりである。

・消火栓から放水できる状態であること。

４．　性能維持施設の維持期間

（1）　建屋及び構築物

周辺公衆及び放射線業務従事者が受ける被ばくを低くするために必要な「放射線遮へい機能」及び性能は、炉心支持構造物等の解体が完了するまで、線源となる設備の解体が完了するまで又は１号及び２号炉の原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している使用済燃料の搬出が完了するまで維持管理する。

放射性物質が管理されない状態で外部へ漏えいすることを防ぐために必要な「放射性物質漏えい防止機能」及び性能は、管理区域を解除するまで維持管理する。

（2）　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

a．核燃料物質取扱設備

新燃料及び使用済燃料を取り扱うために必要な「燃料落下防止機能」、「臨界防止機能」、「除染機能」、「除熱機能」、「密封機能」及び「放射線遮へい機能」並びに性能は、１号炉原子炉補助建屋内及び原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している新燃料及び使用済燃料の搬出が完了するまで又は１号及び２号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している使用済燃料の構内運搬に係る使用が終了するまで維持管理する。

b．核燃料物質貯蔵設備

使用済燃料の貯蔵に必要な「臨界防止機能」、「浄化機能」及び「水位及び漏えいの監視機能」並びに性能は、１号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵している使用済燃料の搬出が完了するまで維持管理する。

また、新燃料の貯蔵に必要な「臨界防止機能」及び性能は、１

号炉原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料ピットに貯蔵している新燃料の搬出が完了するまで維持管理する。

(3) 放射性廃棄物の廃棄施設

a. 放射性気体廃棄物の廃棄設備

放射性気体廃棄物の廃棄のために必要な「放射性廃棄物処理機能」及び性能は、放射性気体廃棄物の処理が完了するまで維持管理する。

b. 放射性液体廃棄物の廃棄設備

放射性液体廃棄物の廃棄のために必要な「放射性廃棄物処理機能」及び性能は、放射性液体廃棄物の処理が完了するまで維持管理する。

c. 放射性固体廃棄物の廃棄設備

放射性固体廃棄物の廃棄のために必要な「放射性廃棄物処理機能」及び性能並びに放射性固体廃棄物の貯蔵のために必要な「放射性廃棄物貯蔵機能」及び性能は、放射性固体廃棄物の処理が完了するまで維持管理する。

(4) 放射線管理施設

a. 原子炉施設の放射線監視

原子炉施設の放射線を管理するために必要な「放射線監視機能」及び性能は、関連する設備の供用が終了するまで維持管理する。

b. 管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理

放射線業務従事者の被ばく管理で必要な「放射線管理機能」及び性能は、関連する設備の供用が終了するまで維持管理する。

c. 環境への放射性物質の放出管理

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を環境へ放出するため

に必要な「放出管理機能」及び性能は、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理が完了するまで維持管理する。

(5) 解体中に必要なその他の施設

a. 換気設備

管理区域内の空気浄化に必要な「換気機能」及び性能は、管理区域を解除するまで維持管理する。

b. 非常用電源設備

商用電源喪失時に安全確保のために必要な「電源供給機能」及び性能は、建屋を解体する前まで維持管理する。

c. その他の安全確保上必要な設備

商用電源喪失時に作業者の安全確保のために必要な「照明機能」及び性能は、各建屋を解体する前まで維持管理する。

(6) その他の安全対策

a. 消火設備

火災の防護に必要な「消火機能」及び性能は、各建屋を解体する前まで維持管理する。

5. その他

解体対象施設を活用し、廃止措置に必要な項目以外の調査・研究等で、例えば解体対象施設から試料採取を実施する場合は、事前に廃止措置対象施設の保安のために必要な維持すべき機能等に影響を与えないことを確認した上で実施する。

追　　補

（添　付　書　類　六）

目　　次

追補１　「３．性能維持施設の機能及び性能」の追補
Ⅰ．　使用済燃料貯蔵設備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　6-追-1
Ⅱ．　使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について　6-追-3
Ⅲ．　玄海１号炉　使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価について　6-追-17
Ⅳ．　使用済燃料ピット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　6-追-33

追　　補　　1

「３．性能維持施設の機能及び性能」の追補

添付書類六「３．性能維持施設の機能及び性能」の記述に次の通り追補する。

本資料のうち、[redacted] は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

Ⅰ．使用済燃料貯蔵設備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

1. はじめに

「発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準（平成 25 年 11 月 27 日　原管廃発第 13112716 号　原子力規制委員会決定)」の「Ⅲ．２．（１）解体対象となる施設及びその解体の方法」において、「使用済燃料貯蔵施設に使用済燃料が存在する間は、使用済燃料貯蔵施設から冷却水が大量に漏えいする事象等を考慮し、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必要な設備等の重大事故等対処設備の解体について、その機能を維持管理する期間が適切に評価されていること。あるいは、その設備が不要であることが適切に評価されていること」を要求されている。

2. 使用済燃料の健全性評価について

玄海１号炉の使用済燃料ピットには、最終サイクル※1で取り出した使用済燃料を含む玄海１号炉の使用済燃料 240 体が貯蔵されている。

この貯蔵状況を踏まえ、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合における燃料被覆管表面温度の評価を行なった。

評価の結果、玄海１号炉の使用済燃料の燃料被覆管表面温度は、最高でも 380℃以下である。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及び使用済燃料ピット水が全て喪失した後の空気中での酸化減肉を考慮したとしても、燃料被覆管のクリープ歪は１年後においても約 0.9%であり、クリープ変形による破断は発生せず、使用済燃料の健全性は保たれる。

※1：原子炉停止日　平成 23 年 12 月１日

3. 未臨界性の評価について

玄海１号炉の使用済燃料ピットには、256 体（新燃料 16 体含む）の燃料が貯蔵されているものとして、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合における未臨界性の評価を行った。未臨界性評価は、現在の燃料配置において、使用済燃料ピットの水密度についていかなる条件においても臨界を防止できることを確認するため、使用済燃料ピット全体の水密度 0.0～1.0g/cm^3 の条件で実効増倍率の評価を行った。

評価の結果、不確定性を考慮した実効増倍率は最大で 0.929 となり、臨界を防止できることを確認した。

4. 重大事故等対処設備の必要性について

使用済燃料の健全性評価及び未臨界性評価結果から、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合でも、使用済燃料の健全性が保たれ、臨界を防止できること

を確認した。

以上のことから、使用済燃料を使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している間において、使用済燃料貯蔵設備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影響はなく、また、臨界を防止できると評価できることから、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。

以　上

Ⅱ．　使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

1．はじめに

本資料は、使用済燃料を使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している間において、使用済燃料貯蔵設備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が燃料の健全性に影響を与えることはないことを説明するものである。

2．玄海原子力発電所１号炉に貯蔵中の使用済燃料

玄海１号炉の使用済燃料ピットには、玄海１号炉の使用済燃料が 240 体貯蔵されている。

これらの使用済燃料の最高燃焼度制限は 55,000MWd/t 以下、原子炉停止日は平成 23 年 12 月 1 日、評価時点は平成 27 年 12 月 1 日である。

これら使用済燃料の総発熱量は、233kW であり、貯蔵中の使用済燃料１体当たりの最大発熱量及び平均発熱量（平成 27 年 12 月 1 日時点）は、それぞれ以下に示すとおりである。

・ 最大発熱量 1.50kW　（平均発熱量　約 0.97kW）

3. 燃料被覆管表面温度の計算

使用済燃料ピット水が全て喪失した場合における使用済燃料の健全性について、評価を実施した。

主な計算条件、計算結果等を以下に示す。

(1) 主な計算条件

○使用済燃料ピット水は全て喪失していると仮定する。

○原子炉補助建屋は健全だが換気は考慮しない（密閉状態）。

○使用済燃料からの発熱は、原子炉補助建屋内空気及び原子炉補助建屋の天井を通して外気に放熱されることにより除熱される。

○計算に用いた主要な入力パラメータは、添付資料１のとおりである。

(2) 計算結果

使用済燃料の健全性評価の手順としては、①原子炉補助建屋からの放熱計算、②自然対流熱伝達の計算、③燃料被覆管表面温度計算の順序で、使用済燃料集合体からの発熱量より燃料被覆管表面温度を求める。

① 原子炉補助建屋からの放熱計算

使用済燃料ピット水が全て喪失し、使用済燃料の発熱による原子炉補助建屋内の空気温度が定常状態となる場合において、外気温度を境界条件として原子炉補助建屋内空気温度を求める。原子炉補助建屋からの放熱モデルを図１に示す。

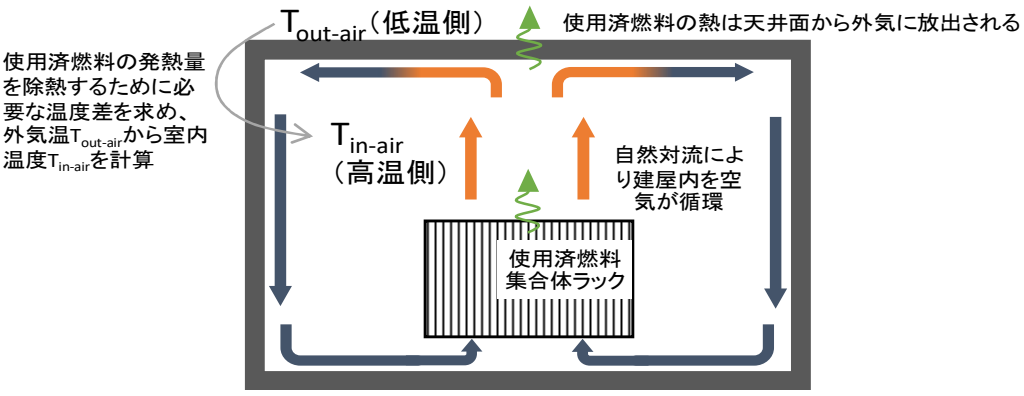


図１　原子炉補助建屋からの放熱

定常状態にある場合の原子炉補助建屋天井の壁を通して伝わる熱流束 q''_{roof} は、

$$q''_{roof} = Q_{total} / A_{roof} \quad 〔1〕$$

Q_{total}：	使用済燃料の総発熱量	(W)
A_{roof}：	天井面積	(m^2)

このとき、ニュートンの冷却法則により表される熱伝達式は以下のようになる。

$$q''_{roof} = h\,(T_{in\text{-}air} - T_{out\text{-}air}) \quad 〔2〕$$

$$1/h = \{1/h_1 + t_{con}/\lambda_{con} + 1/h_2\} \quad 〔3〕$$

h：	熱通過率	(W/m^2K)
$T_{in\text{-}air}$：	室内温度	(℃)
$T_{out\text{-}air}$：	外気温度	(℃) ※

※ 太陽の輻射熱を考慮し、保守的に夏場の日中における天井壁の外面温度が継続するものとして、同温度を相当外気温度とする。

h_1：	内表面熱伝達率	(W/m^2K)
h_2：	外表面熱伝達率	(W/m^2K)
t_{con}：	天井のコンクリート厚さ	(m)
λ_{con}：	コンクリートの熱伝導率	(W/m K)

[2]式及び[3]式より、

$$T_{in\text{-}air} = q''_{roof}\{1/h_1 + t_{con}/\lambda_{con} + 1/h_2\} + T_{out\text{-}air}\ (℃) \quad 〔4〕$$

よって、室内温度として、外気温度を境界条件とした原子炉補助建屋内空気温度を求めると、表１のとおりとなる。

表１　外気温度を境界条件とした原子炉補助建屋内空気温度

室内温度 $T_{in\text{-}air}$（℃）
161

② 自然対流熱伝達の計算

燃料集合体は、図 2 に示すとおり、[redacted]間隔の格子ピッチが確保された状態で貯蔵されているが、ここでは保守的に燃料ラックセル間の領域は無視し、ラックセルの正方形断面内の流路を実効的な流路と考え、自然対流による空気の流速と燃料被覆管表面の熱伝達率を求める。

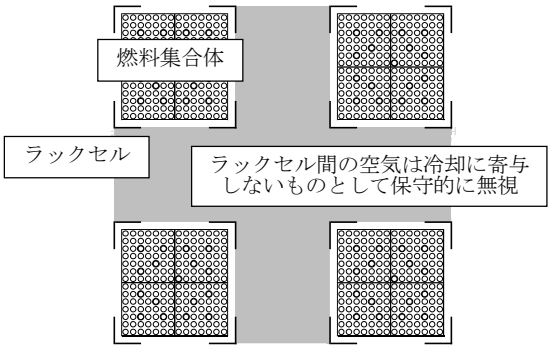


図 2　使用済燃料ピット内での燃料集合体配置

ラック下部の底板は、使用済燃料ピット底面から約[redacted]上方に４本のＬ型アングルで支えられた構造で設置されている。ラック底板には孔が設けられており、使用済燃料ピット底面の空気はラックに貯蔵された各燃料集合体に供給される。本手法では、図 3 のとおり、空気の横流れ現象を保守的に無視し、燃料集合体の冷却は空気流量を一定として、全てが燃料集合体下部から流入する前提としている（一点近似）。

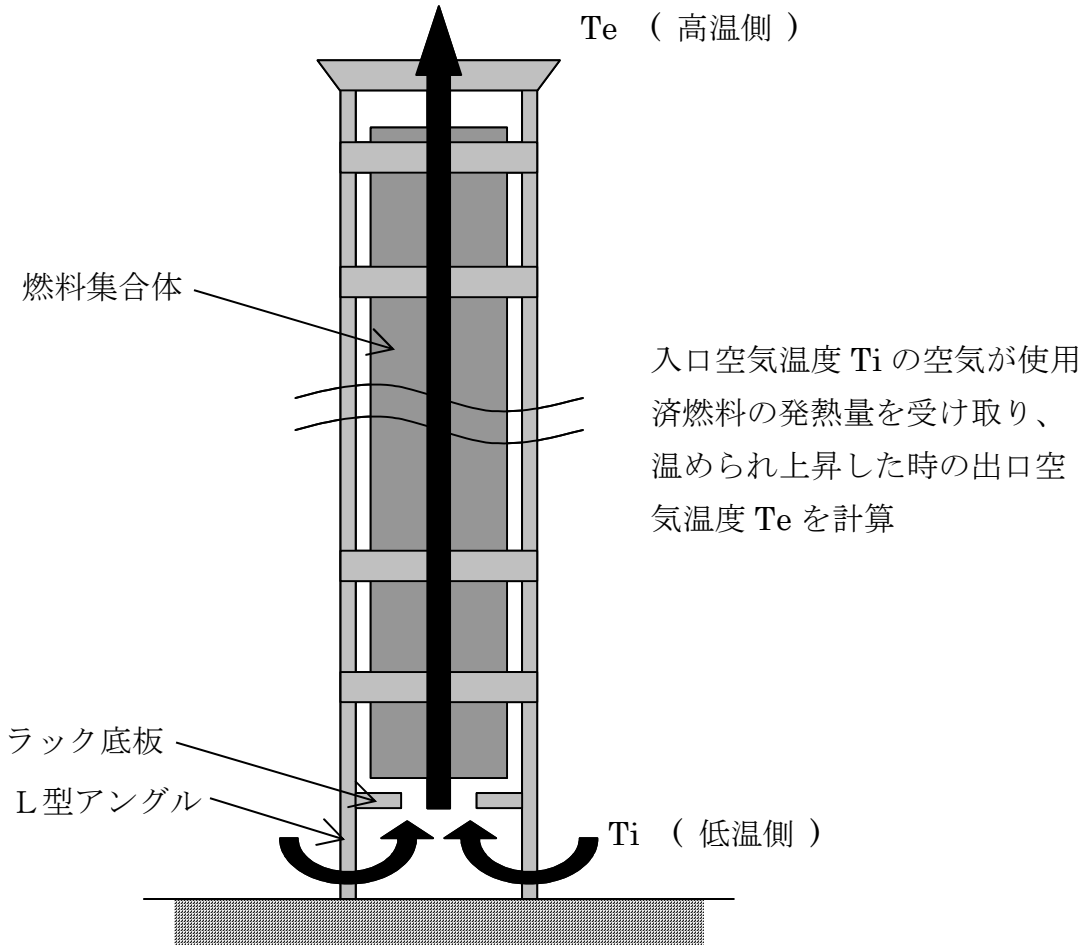


図 3　燃料集合体内温度上昇の計算

Q： 燃料集合体１体の発熱 （kW）
・・・燃料集合体の最大発熱量

A： 流路面積 （m^2）

L_f： 摩擦損失計算用濡れぶち長さ （m）

L_h： 伝熱計算用濡れぶち長さ （m）

L： 発熱長さ （m）

d_{ef}： 流れの等価直径（$=4A/L_f$） （m）

d_{eh}： 熱の等価直径（$=4A/L_h$） （m）

ρ： 空気の密度 （kg/m^3）

k_a： 空気の熱伝導率 （W/m K）

u： 空気流速 （m/s）

C_p： 定圧比熱 （kJ/kg K）

β： 体膨張係数 （1/K）

g ： 重力加速度 （m/s^2）

T_e： 出口空気温度 （℃）

T_i： 入口空気温度 （℃）

T_a： 燃料集合体中間の空気温度 （℃）

h_a： 燃料集合体中間の被覆管表面熱伝達率（W/m^2K）

ν： 動粘性係数 （m^2/s）

流れている空気への伝熱より、

$$Q = \rho u C_p (T_e - T_i) A \qquad 〔5〕$$

空気に働く浮力を F_B とすると、

$$F_B = \rho g \beta (T_a - T_i) L A \qquad 〔6〕$$

燃料集合体表面に働く摩擦力 F_τ は、管摩擦係数をλ、局所圧力損失をζとして

$$F_\tau = \frac{1}{2} \rho u^2 \left(\frac{\lambda L}{d_{ef}} + \varsigma \right) A \qquad 〔7〕$$

燃料集合体中間の空気温度は、入口と出口の平均で与えられるため、

$$T_a = \frac{1}{2}\left(T_i + T_e\right) \qquad 〔8〕$$

[6]式と[7]式はつりあっている状態で流れるため、次式が得られる。

$$\left(\frac{\lambda L}{d_{ef}} + \zeta\right)u^2 = g\beta\left(T_e - T_i\right)L \qquad 〔9〕$$

上式に[5]式を代入して整理すると、

$$u = \left(\frac{Qg\beta L}{\rho C_p A\left(\frac{\lambda L}{d_{ef}} + \zeta\right)}\right)^{1/3} \qquad 〔10〕$$

摩擦損失係数のλは、層流域(Re<2, 300)なら次式で与えられる。

$$\lambda = \frac{64}{Re} \qquad 〔11〕$$

$$Re = \frac{ud_{ef}}{\nu} \qquad 〔12〕$$

上記の条件で収束計算を行うと、燃料集合体の発熱量(最大発熱量) Q によって、出口空気温度 T_e は表 2 のような結果になる。なお、入口空気温度 T_i は、①で計算した建屋内空気温度（室内温度 $T_{in\text{-}air}$）とする。

表 2　燃料集合体の最大発熱量と出口空気温度

燃料集合体の最大発熱量 Q(kW)	出口空気温度 T_e（℃）
1.50	364

③ 燃料被覆管表面温度計算

管内層流における気体単相の Nu 数(熱流束一定)を、

$$Nu = 4.36 = \frac{h_a d_{eh}}{k_a} \qquad 〔13〕$$

として、熱伝達率 h_a は、

$$h_a = \frac{k_a}{d_{eh}} \times 4.36 \qquad 〔14〕$$

のように求められる。

燃料集合体 1 体の発熱量 Q（W）から、

$$q'' = \frac{Q}{L_h L} \quad (W/m^2) \qquad 〔15〕$$

また、玄海 1 号炉における直近の運転サイクル中のピーキングファクタ最大値を PF として、

$$q'' = q'' \times PF \quad (W/m^2) \qquad 〔16〕$$

燃料被覆管の表面温度を T_{co} とすると、

$$q'' = h_a (T_{co} - T_a) \qquad 〔17〕$$

燃料集合体中間の空気温度 T_a の替わりに保守側に出口空気温度 T_e を用いて評価すると、

$$T_{co} = T_e + q''/h_a \quad (℃) \qquad 〔18〕$$

すなわち、図 4 のとおり、燃料被覆管の表面温度 T_{co} は、出口空気温度 T_e よりも q''/h_a （℃）上昇することになる。

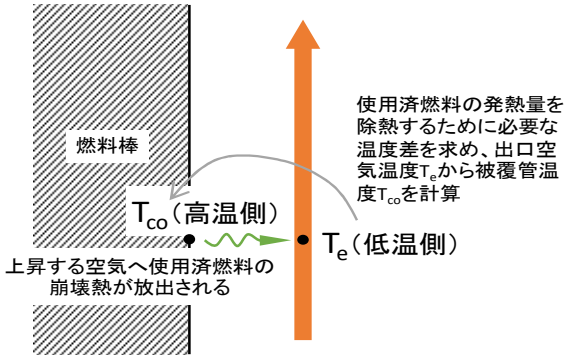


図 4　燃料被覆管表面温度の計算

燃料集合体の入口空気温度 T_i が保守側に原子炉補助建屋天井の温度 $T_{in\text{-}air}$ に等しいとして計算した出口空気温度 T_e と燃料集合体の最大発熱量 Q の計算結果から、燃料被覆管表面温度 T_{co} は、表 3 のとおりとなり、最高でも約 379℃となる。

なお、原子炉運転中の酸化及び使用済燃料ピット水が全て喪失した後の空気中での酸化により被覆管表面に生成した酸化皮膜内での温度上昇は 0.01℃程度であり、評価上影響しない。また、燃料中心温度は、燃料被覆管表面温度よりも 1℃上昇する程度である。

表 3　燃料被覆管表面温度上昇、燃料出口空気温度及び燃料被覆管表面温度

燃料被覆管表面温度上昇 q''/h_a（℃）	出口空気温度 T_e（℃）	燃料被覆管表面温度 T_{co}（℃）
15	364	379

4．結論

使用済燃料ピット水が全て喪失し、原子炉補助建屋は健全であるが換気系は停止している状態を仮定すると、使用済燃料は室内空気の自然対流により冷却される。

玄海１号炉の使用済燃料は、原子炉停止以降、4 年以上冷却されており、自然対流による冷却によって、燃料被覆管表面温度は最高でも 380℃以下に保たれる。

なお、玄海１号炉の燃料被覆管はジルコニウム合金を使用しているが、380℃以下においては、ジルコニウム合金の酸化反応速度は小さく、燃料被覆管の酸化反応による表面温度への影響はほとんどない。[3]

添付資料２に示すとおり、上記の燃料被覆管表面温度（380℃以下）における燃料被覆管の酸化減肉を考慮した周方向応力は、未照射の燃料被覆管の降伏応力を十分下回っている。また、上記の燃料被覆管表面温度（380℃以下）においては、酸化減肉を考慮した燃料被覆管のクリープ歪は１年後においても約 0.9%であり、クリープ変形による破断は発生せず、燃料健全性に影響を与えるまでに十分な時間があり、その間に必要な措置を講じることができる。

以上のことから、使用済燃料ピット水が全て喪失しても、燃料被覆管表面温度の上昇が燃料の健全性に影響を与えることはないと考える。

【参考文献】

[1] 「原子炉の理論と解析」JJ.ドゥデルスタット、LJ.ハミルトン著、成田正邦、藤田文行共訳、現代工学社
[2] 「伝熱工学資料」改訂第 5 版、日本機械学会、丸善株式会社
[3] “Air Oxidation Kinetics for Zr-Based Alloys”, Argonne National Laboratory, NUREG/CR-6846 ANL-03/32
[4] 「コンクリート標準示方書」土木学会
[5] 「最新建築環境工学」田中俊六 他共著、井上書院
[6] 「PWR の安全解析用崩壊熱について MHI-NES-1010 改 4」（平成 25 年 三菱重工業株式会社）

以　上

表　燃料健全性評価における主要な入力パラメータの値と根拠

計算手順	主要な入力パラメータ	値	根拠
① 建屋からの放熱計算	使用済燃料の総発熱量 Q_{total}	233kW	日本原子力学会推奨値及び ORIGEN2 にて崩壊熱を計算［6］
	天井面積 A_{roof}	[redacted]	伝熱面積として建屋の全天井面積を設定
	内表面熱伝達率 h_1	9W/m^2 K	建築分野で標準的に用いられる値を設定［5］
	天井コンクリートの厚さ t_{con}	[redacted]	建屋図面より設定
	コンクリートの熱伝導率 λ_{con}	2.6W/m K	コンクリートの一般的な物性値を設定［4］
	外表面熱伝達率 h_2	23W/m^2 K	建築分野で標準的に用いられる値を設定［5］
	外気温度 $T_{out\text{-}air}$	70℃	太陽の輻射効果を考慮して設定［5］
② 自然対流熱伝達計算	燃料集合体 1 体の発熱量 Q	1.50kW	日本原子力学会推奨値及び ORIGEN2 にて崩壊熱を計算［6］
	流路面積 A	0.032m^2	ラックセルの正方形断面内の流路を実効的な流路と設定
	流れの等価直径 d_{ef}	$d_{ef} = 4 \times A / L_f = 0.019$m	A と摩擦損失計算用濡れぶち長さ L_f より算出
	局所圧力損失 ζ	30	混合羽根付支持格子の圧損係数に基づき設定
③ 燃料被覆管表面温度計算	熱の等価直径 d_{eh}	$d_{eh} = 4 \times A / L_h = 0.021$m	A と伝熱計算用濡れぶち長さ L_h より算出
	発熱長さ L	3.642m	燃料棒有効長を設定
	ﾋﾟｰｷﾝｸﾞﾌｧｸﾀ PF	1.87	直近の運転サイクル中の最大値(実績値)を設定

添付資料―２

玄海１号炉　クリープ歪の評価について

1. はじめに

玄海１号炉の使用済燃料ピット水が喪失し、燃料被覆管温度が上昇した状態におけるクリープ歪を以下のとおり評価し、燃料健全性が維持されることを確認した。

2. クリープ歪評価

（１）　評価条件

評価条件を以下のとおり設定する。

燃料被覆管温度：379℃

燃料被覆管周方向応力σ：153MPa

$$\sigma = \frac{pD}{2t}$$

p　：燃料棒内圧（=16.4MPa：保守的にステップ２燃料の設置許可申請書上の炉心における内圧評価値と同等と設定。）※1

D　：被覆管平均径（= $\frac{D_O + D_I}{2}$ =10.02mm）

D_O　：被覆管外径（=10.56mm）※2

D_I　：被覆管内径（=9.48mm）

t　：被覆管肉厚（=0.54mm）※2

※1 燃料棒より発生する崩壊熱の差により、燃料棒内のガス温度は、運転中の炉心にある時よりも使用済燃料ピット水喪失時のほうが低いと考えられ、燃料棒内圧についても炉心における燃料棒内圧よりも低下していると考えられるが、保守的に炉心における燃料棒内圧の評価値とした。

※2 運転中の炉心における酸化及び使用済燃料ピット水が喪失した空気中での酸化（１年後の酸化量を考慮）による13%の被覆管減肉量を考慮。

なお、上記の燃料被覆管周方向応力（153MPa）は、未照射の燃料被覆管の降伏応力（約300MPa※3）を十分に下回っている。

※3 保守的に未照射の燃料被覆管の降伏応力とした。

（２）　評価手法

PWR の使用済燃料被覆管クリープ式[7][8]を用いて、１年後におけるクリープ歪を評価する。

なお、以下の式の適用範囲に、今回の評価において想定される温度範囲、応力の範囲は含まれており、当該評価モデル式の適用は可能と判断した。

また、（１）の評価条件（燃料棒内圧、燃料被覆管減肉等）に含まれる保守性により、以下の計算式に係る不確かさ※4は評価結果に包含される。

※４　文献[8]においては、以下の式の評価式の不確かさを考慮して、評価式から得られる値を 1.55 倍することとされている。

全クリープ歪（－）：　$\varepsilon = \varepsilon_p^s + \dot{\varepsilon} \cdot t$　ただし、$\dot{\varepsilon} = \dot{\varepsilon}_L + \dot{\varepsilon}_H$

低応力側の２次クリープ速度（$1/h$）：

$$\dot{\varepsilon}_L = 4.04 \times 10^1 \cdot \left(\frac{E}{T}\right) \cdot \left(\frac{\sigma}{E}\right)^{0.48} \cdot \exp\left(-\frac{1.099 \times 10^5}{RT}\right)$$

高応力側の２次クリープ速度（$1/h$）：

$$\dot{\varepsilon}_H = 2.50 \times 10^{35} \cdot \left(\frac{E}{T}\right) \cdot \left(\frac{\sigma}{E}\right)^{7.39} \cdot \exp\left(-\frac{2.977 \times 10^5}{RT}\right)$$

飽和１次クリープ歪（－）：

$$\varepsilon_p^s = 6.58 \times 10^4 \cdot \left(\frac{E}{T}\right) \cdot \left(\frac{\sigma}{E}\right)^{1.29} \cdot \exp\left(-\frac{7.720 \times 10^4}{RT}\right)$$

ここで、t：時間（h）

E：被覆管ヤング率（MPa）：$E = 1.148 \times 10^5 - 59.9 \times T$

σ：燃料被覆管の周方向応力（MPa）

T：燃料被覆管の絶対温度（K）

R：気体定数$(J/mol \cdot K)$：$R = 8.3144 (J/mol \cdot K)$

（３）　評価結果

原子炉運転中の酸化減肉及び使用済燃料ピット水が全て喪失した後の空気中での酸化減肉を考慮したとしても、上記評価条件での燃料被覆管のクリープ歪は１年後においても約 0.9%であり、クリープ歪の制限値である１%[8]を下回っており、ピット水が喪失してから１年後においてもクリープ変形による破断は発生せず、燃料健全性は維持される。

【参考文献】

[7]「04-基炉報-0001 平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験（燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書）」（平成 16 年 6 月 独立行政法人原子力安全基盤機構）

[8]「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」（2010 年 7 月 一般社団法人　日本原子力学会）

以　上

Ⅲ．　玄海１号炉　使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価について

１．　はじめに

本資料は、燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という）を使用済燃料ピットに貯蔵している間において、使用済燃料ピットから冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、使用済燃料ピットにおける燃料体等の臨界を防止できることを説明するものである。

２．　評価の基本方針

使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価は、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、いかなる水密度条件においても臨界を防止できることを確認するため、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に0.0～1.0g/cm^{3}まで変化させた条件で実施する。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成されたモンテカルロ法に基づく3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用い、燃料の燃焼計算には、2 次元輸送計算コードであり、日本国内の PWR 炉心管理に広く使用されている PHOENIX-P を用いる。解析フロー図を第１図に示す。

３．　計算方法

(1)計算体系

計算体系は垂直方向、水平方向ともに有限の体系とする。貯蔵する燃料は、各燃料の濃縮度及び燃焼度に応じて設定した領域で貯蔵可能な最も反応度の高い燃料を当該領域の全てのラックへ貯蔵することを想定する。また、垂直方向では、上下部の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低水密度状態においても、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である 300 mm の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000 mm のコンクリ

ートとして評価する。

水平方向はピット側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、垂直方向上部と同様に 300 mm の水反射と仮定する。

未臨界性評価の計算体系を、第２図、第３図及び第４図に示す。

(2)計算条件

評価の計算条件は以下のとおり、貯蔵される燃料仕様の範囲内で未臨界性評価上厳しい結果を与えるように設定している。

(a)燃料の初期濃縮度は、最高燃焼度 48GWd/t の燃料（以下「48GWd/t ウラン燃料」という。）は、約 4.10wt%に濃縮度公差を見込み [redacted] wt%とし、最高燃焼度 55GWd/t の燃料（以下「55 GWd/t ウラン燃料」という。）は、約 4.80wt%に濃縮度公差を見込み [redacted] wt%とする。

(b) 燃料有効長は、公称値 3,642mm から延長し、3,660 mm とする。

(c) 使用済燃料ラックの厚さは、中性子吸収効果を少なくするため、下限値の [redacted] mm とする。

(d)使用済燃料ピット内の水は純水とし、残存しているほう素は考慮しない。

以下の基本設計条件は公称値を使用するが、製作公差を未臨界性評価上厳しくなる側に不確定性として考慮する（以下「製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件」という。）。なお、製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件には、ラック内での燃料体等が偏る効果を含む。

(e) ラックの中心間距離

(f) ラックの内のり

(g) ラック内での燃料体等が偏る効果（ラック内燃料偏心）

(h) 燃料材の直径及び密度

(i) 燃料被覆材の内径及び外径

（j）燃料要素の中心間隔（燃料体外寸）

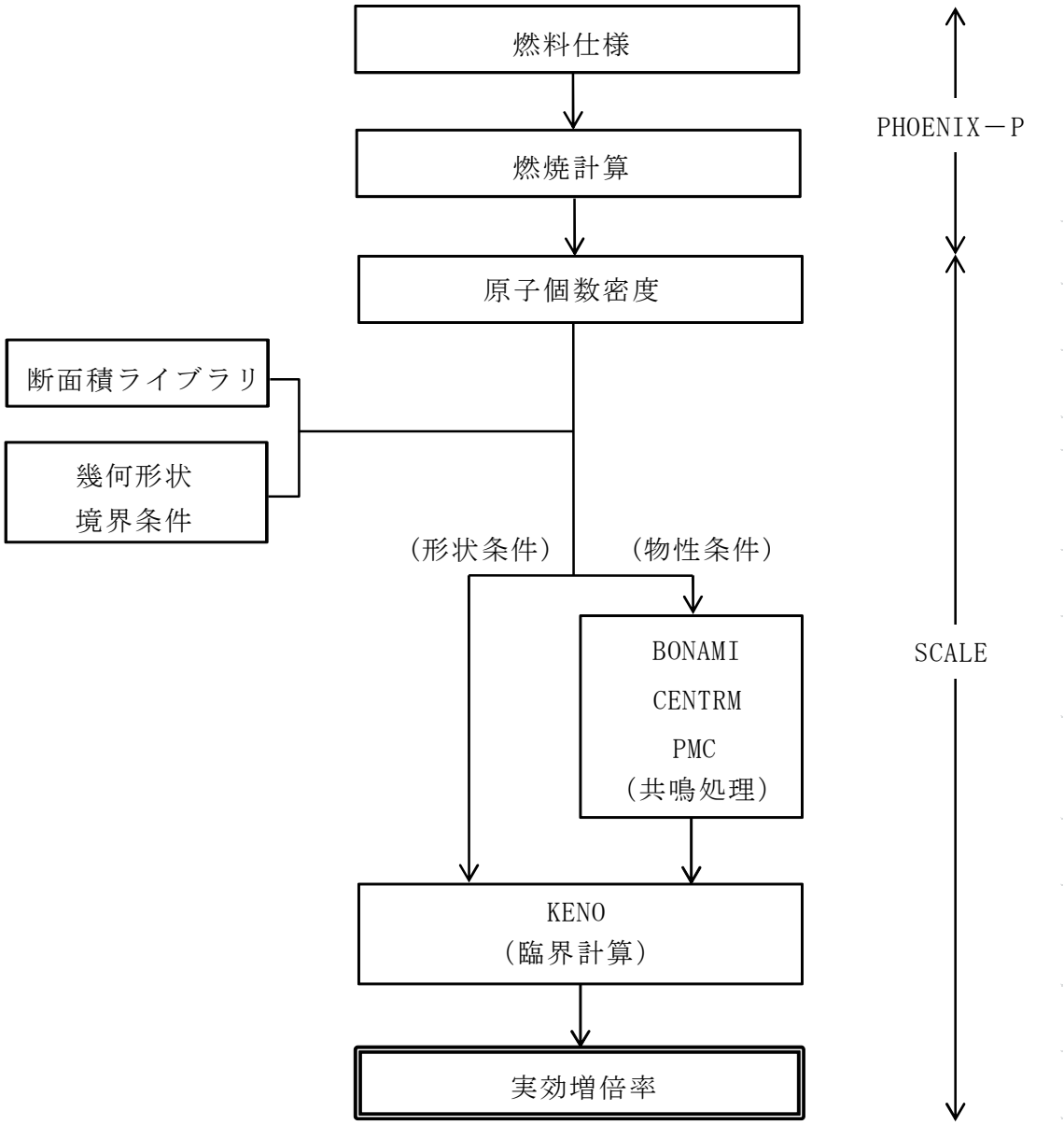
本計算における基本計算条件を第１表及び第２表に、不確定性評価の考え方及び評価結果について添付資料１に示す。

４．　玄海１号炉の燃料

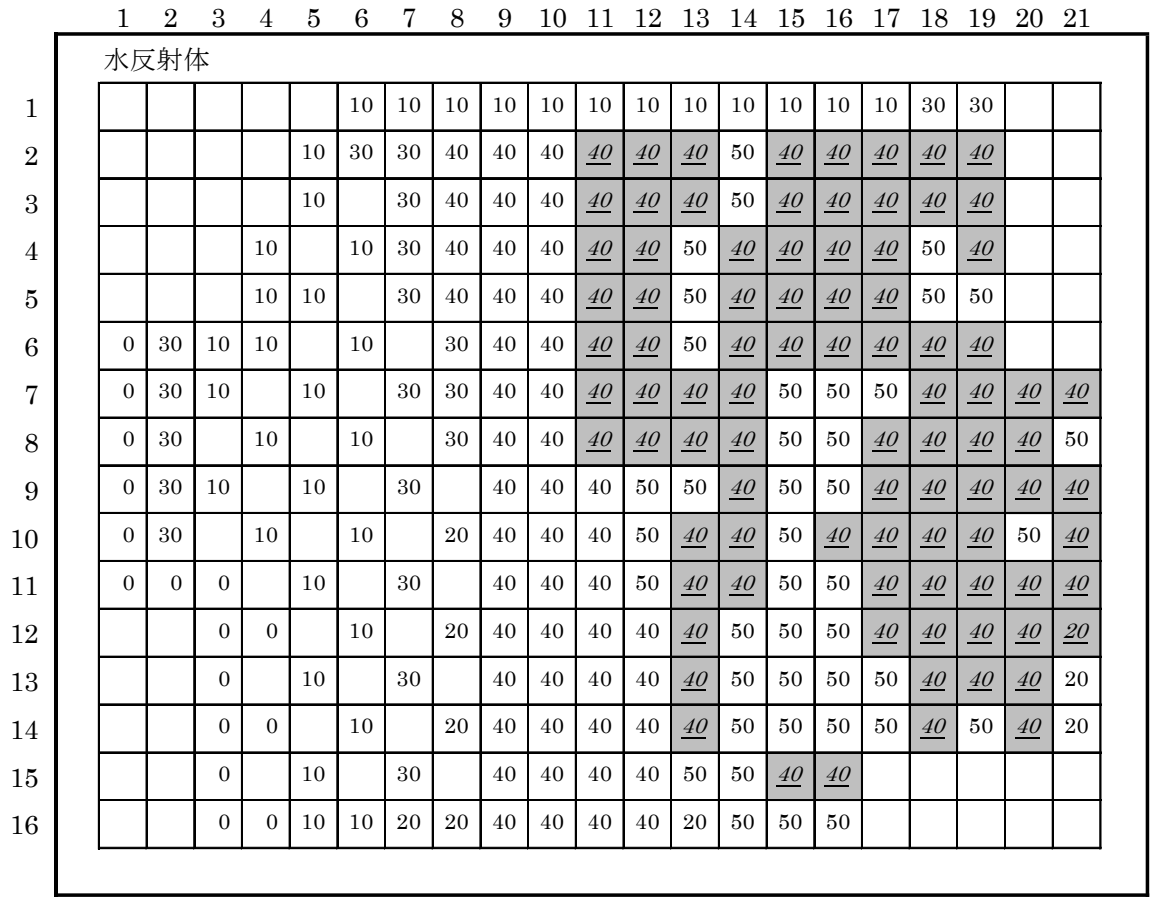
玄海１号炉の使用済燃料ピット内には、燃料が 256 体（新燃料 16 体を含む）貯蔵されているものとして、未臨界性評価を行う。

５．　計算結果

使用済燃料ピットの未臨界性評価結果を第３表に示す。第５図のとおり、純水冠水状態から水密度の減少に伴い低水密度領域で実効増倍率に極大値が生じる。実効増倍率が最も厳しくなる低水密度状態（水密度 0.12g/cm^3）で 0.9152 となり、これに不確定性 0.0137 を考慮しても 0.929 となり、臨界を防止できる。

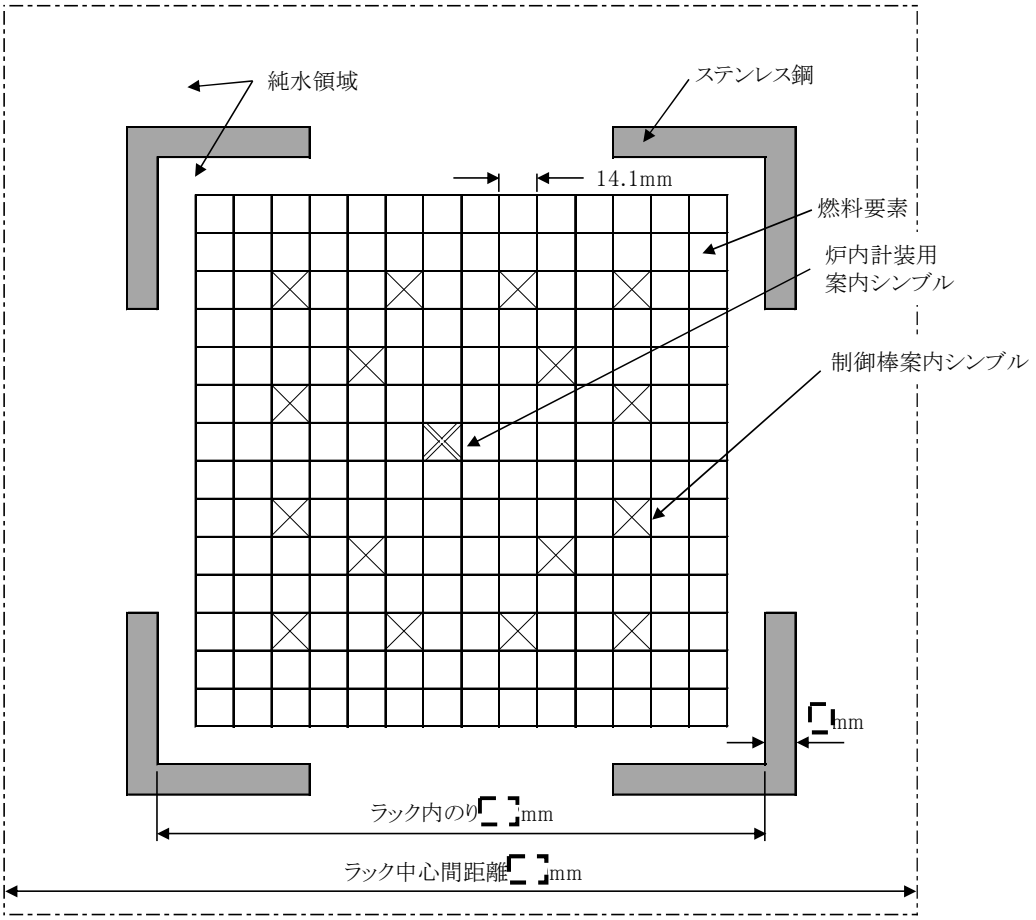

燃料仕様
燃焼計算
原子個数密度
断面積ライブラリ
幾何形状
境界条件
(形状条件)
(物性条件)
BONAMI
CENTRM
PMC
(共鳴処理)
KENO
(臨界計算)
実効増倍率
PHOENIX－P
SCALE

第１図　解析フロー

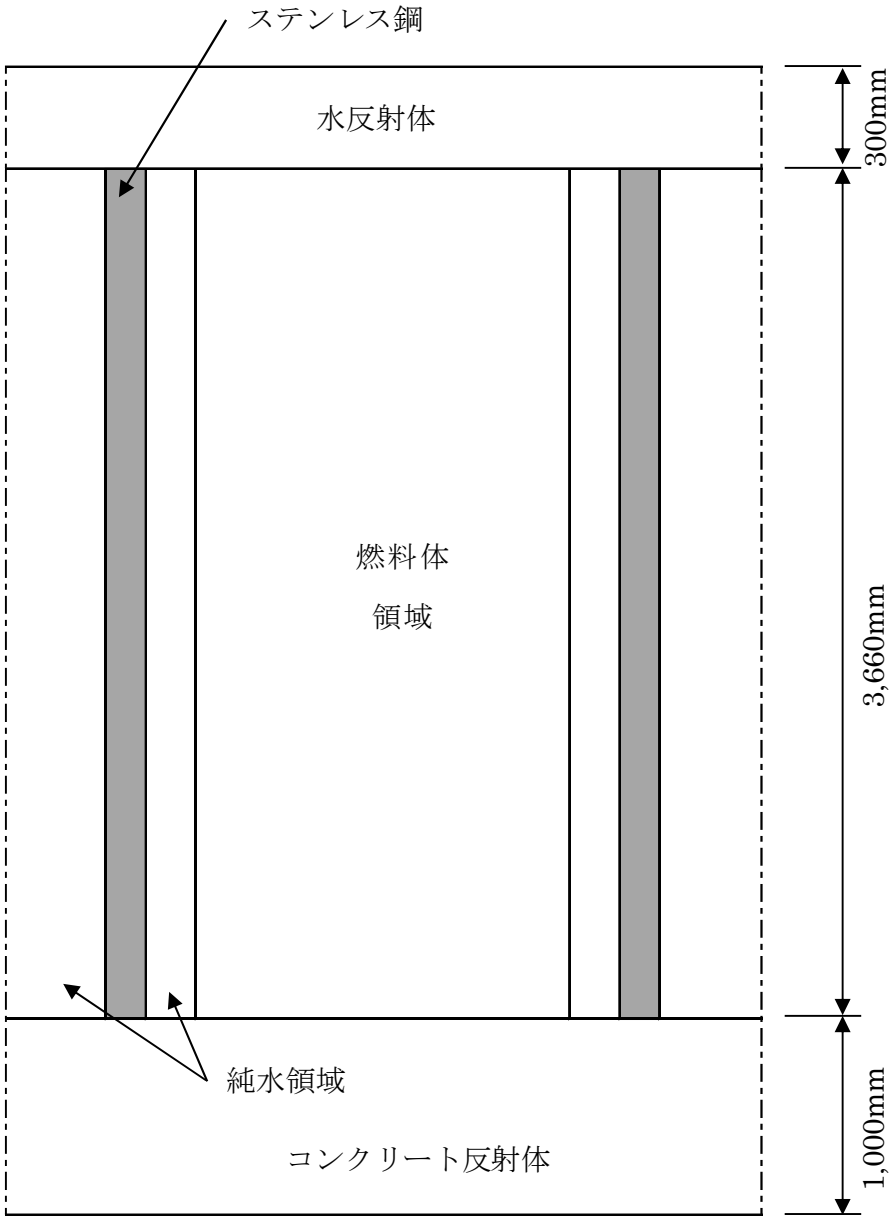


20	:48GWd/tウラン燃料(20GWd/t)	1体
40	:48GWd/tウラン燃料(40GWd/t)	87体
0	:55GWd/tウラン燃料(0GWd/t)	16体
10	:55GWd/tウラン燃料(10GWd/t)	36体
20	:55GWd/tウラン燃料(20GWd/t)	8体
30	:55GWd/tウラン燃料(30GWd/t)	20体
40	:55GWd/tウラン燃料(40GWd/t)	47体
50	:55GWd/tウラン燃料(50GWd/t)	41体

第２図　使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価の計算体系
（水平方向）



第３図　使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価の計算体系
（水平方向、燃料体部拡大）



第４図　使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価の計算体系（垂直方向）

第１表　未臨界性評価の基本計算条件（燃料仕様）

	計算条件	備考
燃料体	14×14 型ウラン燃料（48 GWd/t ウラン燃料、55 GWd/t ウラン燃料）	－
^{235}U 濃縮度	48GWd/t ウラン燃料：[redacted] wt%	4.10wt%に濃縮度公差を見込んだ値
	55GWd/t ウラン燃料：[redacted] wt%	4.80wt%に濃縮度公差を見込んだ値
燃料材密度	48GWd/t ウラン燃料：理論密度の 95%	（注）
	55GWd/t ウラン燃料：理論密度の 97%	
燃料材直径	9.29mm	（注）
燃料被覆材　内径	9.48mm	（注）
外径	10.72mm	（注）
燃料要素中心間隔	14.1mm	（注）
燃料有効長	3,660 mm	公称値 3,642mm を延長

（注）：製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

第２表　使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価の基本計算条件
（ピット仕様等）

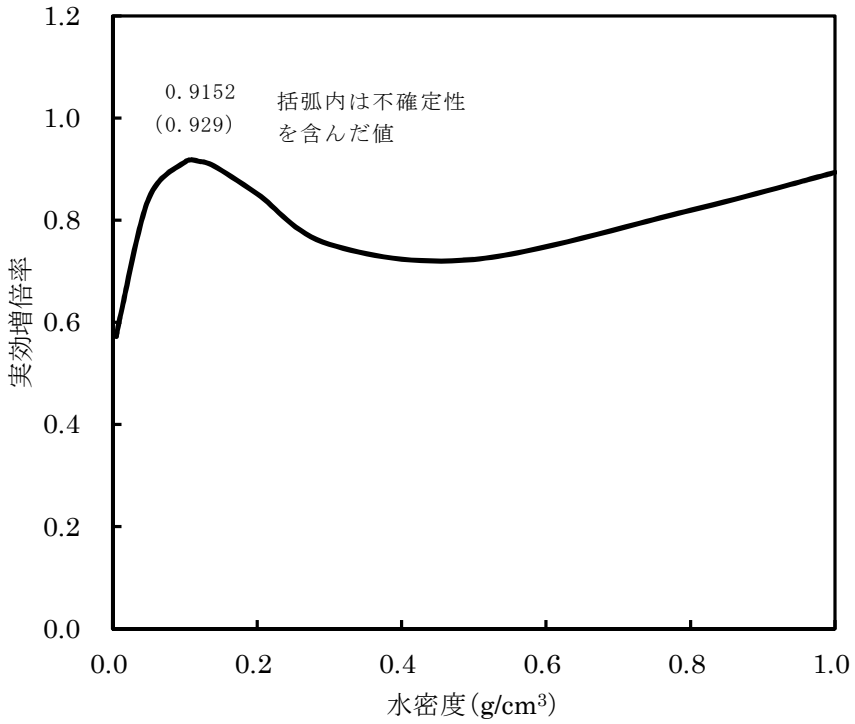
	計算条件	備考
使用済燃料ピット内の水分条件	純水	残存しているほう素は考慮しない
水密度	0.0～1.0g/cm^3	－
ラックタイプ	アングル型	－
ラックの中心間距離	[redacted] mm	（注）
材　料	ステンレス鋼	－
厚　さ	[redacted] mm	中性子吸収効果を少なくするため下限値を使用
内のり	[redacted] mm× [redacted] mm	（注）

（注）：製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

第３表　使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価結果

	評価結果（注）
実効増倍率	0.929　(0.9152)

（注）不確定性を含む。(　)内は不確定性を含まない値。



第５図　実効増倍率と水密度の関係

添付資料１

大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性の考え方及び評価結果

玄海１号炉の使用済燃料ピットで、大規模漏えい時の未臨界性評価において考慮すべき不確定性として考えられるのは、以下のとおりである。

① 大規模漏えいを想定した解析モデルに係る不確定性
② 臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）
③ 製作公差に基づく不確定性（ラック内での燃料体等が偏る効果を含む）

上記のうち、「①大規模漏えいを想定した解析モデルに係る不確定性」として考えうる項目は、使用済燃料ピット内の水分雰囲気、ほう素濃度条件及びピットの構造物条件が挙げられる。

ピット内の水分雰囲気については、蒸気条件の想定として、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に 0.0～1.0g/cm^3 まで変化させ、ピット内の水は 純水として評価し、残存しているほう素は考慮しない。また、上下部及び側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低水密度状態においても、十分な中性子反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である 300 mm の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000 mm のコンクリートとして評価する。側面も上部と同様に 300 mm の水反射と仮定する。以上より、①に係る不確定性については、使用済燃料ピットで大規模漏えいを想定した際に現実的に生じうる状態を十分に包絡できる設定としている。

一方で、「②臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）」については、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した臨界実験に対して、ベンチマーク解析を実施し、臨界計算に考慮すべき平均誤差、及び標準偏差を適切に評価し、不確定性として考慮する。

また「③製作公差に基づく不確定性（ラック内での燃料体等が偏る効果を含む）」については、燃料製作公差、ラック製作公差及びラック内での燃料体等の偏りについて考慮する。

上記より、玄海１号炉の使用済燃料ピットで大規模漏えい時に考慮すべき不

確定性は②及び③であり、これらを評価した結果、不確定性の合計は第１表に示すとおり 0.0137 となる。

第１表　玄海１号炉 大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価結果（水密度 0.12g/cm^3）

臨界計算上の不確定性評価結果項目				不確定性	
計算コードの不確定性	平均誤差		δk	0.0013（注１）	
	95%信頼度×95%確率		ε_c	0.0104（注２）	
				不確定性	入力値（注３）
製作公差に基づく不確定性	計算体系を第１図に示す。（注４）	ラックの内のり公差	ε_w	0.0023	[redacted]
		燃料製作公差	ε_r	0.0038	－
		－燃料材直径	ε_d	(0.0016)	[redacted]
		－燃料材密度	ε_l	(0.0017)	[redacted]
		－被覆材内径	ε_{cr}	(0.0020)	[redacted]
		－被覆材外径	ε_{cd}	(0.0015)	[redacted]
		－燃料体外寸	ε_a	(0.0017)	[redacted]
	計算体系を第２図に示す。	ラックの中心間距離公差	ε_p	0.0029（注５）	[redacted]
		ラック内燃料偏心	ε_f	0.0038（注６）	－
統計誤差			σ	0.0004	
不確定性合計（注７）			ε	0.0137	

（注１）国際的に臨界実験データを評価収集している OECD/NEA による INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS に登録されている MOX 燃料（燃焼燃料を含む体系の評価に

おいては、ウラン燃料または燃焼燃料と同様にプルトニウムを含む MOX 燃料に対する不確定性のうち、評価結果が厳しくなる MOX 燃料に対する不確定性を使用する。）に係る臨界実験を対象に SCALE6.0 システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の平均誤差。

（注２）上記の臨界実験を対象に SCALE6.0 システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の不確かさ（95%信頼度×95%確率での信頼係数を考慮)。

（注３）正負の製作公差のうち未臨界性評価上厳しくなる側の値を入力値とした。

（注４）

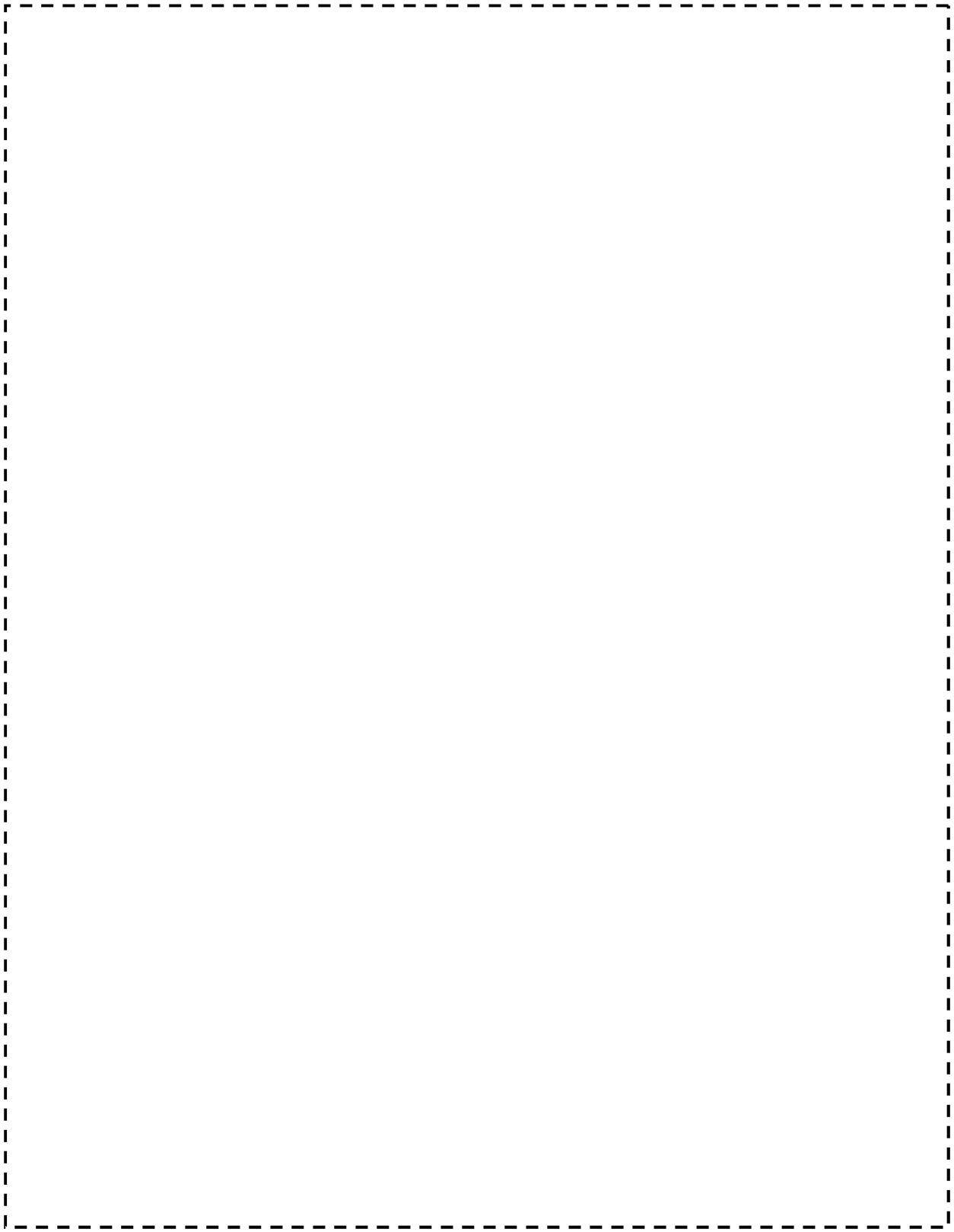
（注５）未臨界性評価にはラック間隔が を使用する。

（注６）

（注７）



第１図　製作公差に基づく不確定性評価の計算体系



第２図　製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

Ⅳ. 使用済燃料ピット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

１．想定事象

玄海原子力発電所１号炉の使用済燃料ピット（以下「ＳＦＰ」という。）において、冷却水が全て喪失した場合を想定する。ただし、ＳＦＰのある原子炉補助建屋及びＳＦＰ壁面等の周囲構造物は健全であり、使用済燃料からの放射線を遮へいする効果は維持されるとして、露出された使用済燃料からのスカイシャイン線による敷地及び地役権設定地域等の境界（以下「敷地等境界」という）上の評価地点における実効線量を評価する。

なお、ＳＦＰ中の燃料は地表面よりも低い位置に貯蔵されており、周囲の土壌が遮へい効果を有していることから、使用済燃料からの直接線による実効線量は無視することができるため、スカイシャイン線のみ評価する。

２． 評価条件

２．１ 線源の条件

ＳＦＰ冷却水が全喪失した場合の燃料集合体の健全性は維持されるものとし、使用済燃料集合体の線源強度をＯＲＩＧＥＮ２コードにて表１の条件にて算出した。線源となる貯蔵中の使用済燃料は、燃焼履歴及び冷却年数を考慮する。

２．２ 計算モデル

上部開口部以外における直接線の影響は無視できることから、鉛直上方向に放出されるガンマ線のスカイシャインによる影響について評価した。

スカイシャイン線の評価に当たっては、実績のあるＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧコードを使用した。

スカイシャイン計算モデルを図１に示す。

ＳＦＰ冷却水は全て喪失しているものとし、水遮へいの効果は見込まない。また、放射線が散乱する運転床（以下「Ｏ/Ｆ」という。）上部の範囲については原子炉補助建屋等の遮へい効果は考慮せず、放射線の散乱角が大きくなるよう、ＳＦＰの幅は対角線長さの寸法を用いるとともに、ＳＦＰ中央の燃料集合体上端高さに点線源を配置した保守的なモデルとした。

２．３ 評価地点

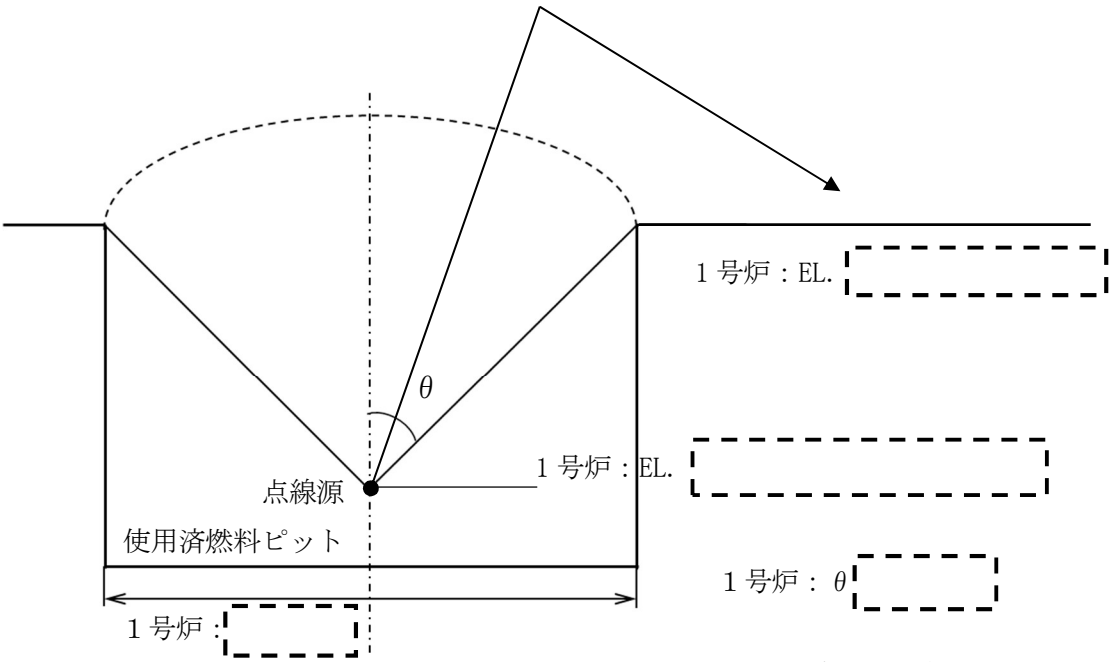
スカイシャイン線による実効線量の評価は、海側方位を除いた敷地等境界上で、１号炉ＳＦＰからの距離がもっとも短く、実効線量が最大となる地点について実施する。表２に評価地点の評価条件、図２に評価地点の概略図を示す。

３．使用済燃料ピットからのスカイシャイン線による実効線量評価結果

１号炉ＳＦＰの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、ＳＦＰ冷却水が全て喪失した状態を想定して、スカイシャイン線による一般公衆の実効線量を評価した結果、評価地点において 2.4μSv/h であり、保安規定に基づき整備している体制に従いＳＦＰ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、周辺公衆の放射線被ばくへの影響は小さい。

表１　線源強度の設定条件

条件	１号炉
燃料仕様	14×14 型燃料
燃焼条件	13.88～55.50GWd/t
冷却条件	3～10 年冷却
貯蔵体数	240 体



＊：0/F 上部の範囲の遮へいは考慮しない。

図１　評価モデル

表２　評価地点の評価条件

評価点		評価点 EL.	距離
敷地等境界評価地点	１号炉ＳＦＰから	＋26m	640m



図2　　評価地点の概略図

添付書類七

廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達計画に関する説明書

１．　廃止措置に要する費用

「原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施及び廃炉の推進に関する法律」に基づき、使用済燃料再処理・廃炉推進機構（以下、「機構」という）が、廃炉推進業務に必要な費用を当社の廃止措置に要する費用を含めて算定する。

なお、原子力発電施設解体引当金制度（令和６年４月１日に廃止）に基づいて当社が算定していた原子力発電施設解体に要する費用の総見積額は、令和５年度末時点において玄海原子力発電所１号炉で約 385 億円である。

２．　資金調達計画

廃止措置に要する費用に相当する額が、各年度、機構から当社に支払われる。

なお、当社は機構の廃炉推進業務に必要な費用に相当する額を、各年度、機構に対して廃炉拠出金として納付する。

添付書類八

廃止措置の実施体制に関する説明書

１．　実施体制

１号原子炉施設の廃止措置の実施体制については、「原子炉等規制法」第 43 条の３の 24 及び「実用炉規則」第 92 条第３項に基づき、「保安規定」において保安管理体制を定め、本店及び玄海原子力発電所の組織において廃止措置の業務に係る各職位とその職務内容を記載し、それぞれの役割分担を明確にすると共に、保安管理上重要な事項を審議するための委員会の設置及び審査事項を規定する。また、廃止措置における保安の監督を行う者の任命に関する事項及びその職務を明確にし、その者に各職位の業務を総括的に監督させることとする。

これらの体制を確立することにより、廃止措置に関する保安管理業務を円滑かつ適切に実施する。

２．　廃止措置に係る経験

当社は、昭和 50 年 10 月に玄海原子力発電所１号炉の営業運転を開始して以来、玄海原子力発電所及び川内原子力発電所において計６基の原子力発電所の運転を 40 年以上行っており、原子炉施設の運転及び保守について、多くの施設管理、放射線管理等の経験及び実績を有している。

廃止措置の実施に当たる組織はこれらの経験を有する者で構成し、これまでの原子炉施設の運転及び保守における経験を活かすと共に、国内外における廃止措置の調査も踏まえ、廃止措置期間において適切な解体撤去、設備の維持管理、放射線管理等を安全に実施する。

３．　技術者の確保

平成28年８月１日現在の本店及び玄海原子力発電所における当社原子力関係の技術者は840名であり、このうち、発電用原子炉主任技術者の有資格者は22名、核燃料取扱主任者の有資格者は５名及び第１種放射線取扱主任者の有資格者は82名である。

今後、廃止措置を適切に実施し、安全の確保を図るために必要な技術者及び有資格者を確保していく。

４．　技術者に対する教育及び訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社社員研修所及び原子力発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練並びに機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社原子力訓練センターのほか、国内の原子力関係機関(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、株式会社原子力発電訓練センター等)において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努める。

廃止措置の実施に係る業務に従事する技術者に対しては、廃止措置を行うために必要となる専門知識、技術及び技能を維持、向上させるため、保安規定に基づき、教育及び訓練の実施計画を立て、それに従って教育及び訓練を実施する。

添付書類九

廃止措置に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

１．　概要

廃止措置期間中における玄海原子力発電所の原子力の安全を確保するため、原子炉設置許可申請書本文十一号の「発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」に基づき、廃止措置に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを構築し、「保安規定」の品質マネジメントシステム計画に定める。

品質マネジメントシステム計画では、社長を経営責任者とし、品質マネジメントシステムを確立し、廃止措置に関する保安活動の計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスを明確にし、効果的に運用することにより、原子力の安全を確保する。また、品質マネジメントシステムのもとで機能を維持すべき設備及びその他の設備の保守等の廃止措置に係る業務を実施する。

２．　品質マネジメントシステム

（1）　保安に関する組織は、品質マネジメントシステム計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。

（2）　保安に関する組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。

a.　プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を規定文書に明確に定める。

b.　プロセスの順序及び相互関係を明確に定める。

c.　プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な保安に関

する組織の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。この、保安活動指標には、原子力規制検査等に関する規則第５条に規定する安全実績指標（特定核燃料物質の防護に関する領域に係るものを除く。）を含む。

d. プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。

e. プロセスの運用状況を監視測定し、分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。

f. プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置（プロセスの変更を含む。）を講ずる。

g. プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。

h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。これには、セキュリティ対策が原子力の安全に与える潜在的な影響と原子力の安全に係る対策がセキュリティ対策に与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。

(3) 保安に関する組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。これは、技術的、人的、組織的な要因の相互作用を適切に考慮した効果的な取組みを通じて、次に掲げる状態を目指していることをいう。

a. 原子力の安全及び安全文化の理解が保安に関する組織全体で共通のものとなっている。

b.　風通しの良い組織文化が形成されている。

c.　要員が、自らが行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。

d.　全ての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。

e.　要員が、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。

f.　原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。

g.　安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。

h.　原子力の安全にはセキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要な情報の伝達を行っている。

（4）　保安に関する組織は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。

（5）　保安に関する組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。

３．　経営責任者等の責任

社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによ

って実証する。

(1)　品質方針を定める。

(2)　品質目標が定められているようにする。

(3)　要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにする。

(4)　マネジメントレビューを実施する。

(5)　資源が利用できる体制を確保するようにする。

(6)　関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知するようにする。

(7)　保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させるようにする。

(8)　全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。

４．　個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施

4.1　個別業務に必要なプロセスの計画

(1)　保安に関する組織は、個別業務に必要なプロセスについて、計画（規定文書に基づき作成される各種手順書類を含む。）を策定する（機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響を考慮して計画を策定することを含む。）とともに、そのプロセスを確立する。

(2)　保安に関する組織は、(1)で策定した計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性（業務計画

を変更する場合の整合性を含む。）を確保する。

（3） 保安に関する組織は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更（プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む。）を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。

a. 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果。この起こり得る結果には、組織の活動として実施する次の事項を含む。

(a) 当該策定又は変更による原子力の安全への影響の程度の分析及び評価

(b) 当該分析及び評価の結果に基づき講じた措置

b. 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項

c. 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源

d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準

e. 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録

（4） 保安に関する組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。

4.2 個別業務の管理

保安に関する組織は、個別業務計画に基づき個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。

(1)　原子炉施設の保安のために必要な次の事項を含む情報が利用できる体制にある。

a.　保安のために使用する機器等又は実施する個別業務の特性

b.　当該機器等の使用又は個別業務の実施により達成すべき結果

(2)　手順書等が必要な時に利用できる体制にある。

(3)　当該個別業務に見合う設備を使用している。

(4)　監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用している。

(5)　監視測定を実施している。

(6)　品質マネジメントシステム計画に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っている。

4.3　評価及び改善

4.3.1　監視測定、分析、評価及び改善

保安に関する組織は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセス（取り組むべき改善に関係する部門の管理者等の要員を含め、組織が当該改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。）を計画し、実施する。

4.3.2　不適合の管理

(1)　保安に関する組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないよう、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。

(2)　保安に関する組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。

a.　発見された不適合を除去するための措置を講ずる。

b.　不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う。

c.　機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずる。

d.　機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずる。

(3)　保安に関する組織は、(2)a.に基づく措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。

4.3.3　継続的な改善

保安に関する組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。

5．　廃止措置に係る業務

廃止措置期間中における品質保証活動は、廃止措置の安全の重要性に応じた管理を実施する。廃止措置に係る工事、性能維持施設の施設管理等の廃止措置に係る業務は、品質マネジメントシステム計

画のもとで実施する。

添付２

廃止措置実施方針と廃止措置計画の記載項目対比

廃止措置実施方針	廃止措置計画
一　氏名又は名称及び住所	一　氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名
二　工場又は事業所の名称及び所在地	二　工場又は事業所の名称及び所在地
三　発電用原子炉の名称	三　発電用原子炉の名称
四　廃止措置の対象となることが見込まれる発電用原子炉施設及びその敷地	四　廃止措置対象施設及びその敷地 添付書類二　廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図
五　前号の施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法	五　廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法
六　廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し	八　核燃料物質の管理及び譲渡し
七　廃止措置に係る核燃料物質による汚染の除去（核燃料物質による汚染の分布とその評価方法を含む。）	九　核燃料物質による汚染の除去 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
八　廃止措置において廃棄する核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の発生量の見込み及びその廃棄	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
九　廃止措置に伴う放射線被ばくの管理	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
十　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	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
十一　廃止措置期間中に性能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間	六　性能維持施設 七　性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間 添付書類六　性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書
十二　廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達の方法	添付書類七　廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達計画に関する説明書

十三　廃止措置の実施体制	添付書類八　廃止措置の実施体制に関する説明書
十四　廃止措置に係る品質マネジメントシステム	十二　廃止措置に係る品質マネジメントシステム 添付書類九　廃止措置計画に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
十五　廃止措置の工程	十一　廃止措置の工程
十六　廃止措置実施方針の変更の記録（作成若しくは変更又は第百十五条の四の規定に基づく見直しを行った日付、変更の内容及びその理由を含む。）	該当なし 廃止措置実施方針の変更の記録は、別紙１参照

別紙１

十六　廃止措置実施方針の変更の記録（作成若しくは変更又は第百十五条の四の規定に基づく見直しを行った日付、変更の内容及びその理由を含む。）

１号炉における廃止措置実施方針の変更の記録を表 16-1 に示す。

表 16-1　廃止措置実施方針変更記録

No.	年月日	変更内容	理　　由
0	平成 30 年 12 月 26 日	新規作成	―
1	2020 年３月 18 日	廃止措置計画変更内容反映	廃止措置計画変更認可に伴う変更
2	2020 年４月１日	「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正を反映	「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正に伴う変更
3	2020 年 12 月 25 日	廃止措置計画変更内容反映	廃止措置計画変更認可に伴う変更
4	2023 年９月 12 日	廃止措置計画変更内容反映	廃止措置計画変更認可に伴う変更
5	2023 年 12 月 25 日	変更を要する事項はなし	「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づく廃止措置実施方針の見直し
6	2024 年４月１日	廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達の方法の変更	原子力発電施設解体引当金制度の廃止に伴う見直し
7	2025 年７月 15 日	廃止措置計画変更届出内容反映	代表者の交代
8	2026 年１月８日	廃止措置計画変更内容反映	廃止措置計画変更認可に伴う変更
9	2026 年 10 月 14 日	廃止措置計画変更届出内容反映	代表者の交代

以　上