

美浜発電所 1 号発電用原子炉施設
廃止措置計画認可申請書

2 0 2 2 年 7 月

関西電力株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

変 更 履 歴

認可（届出）年月日	認可（届出）番号	備 考
2017 年 4 月 19 日	原規規発第 1704199 号	初回認可
2019 年 12 月 11 日	原規規発第 1912117 号	1 号炉使用済燃料ピット水の冷却が不要になることに伴い、維持管理対象設備の変更
2020 年 4 月 3 日	関原発第 7 号（届出）	代表者の氏名変更
2021 年 1 月 4 日	原規規発第 2101043 号	法令改正に伴い、廃止措置計画本文への性能維持施設及び品質マネジメントシステムに関する事項の追加等
2022 年 3 月 23 日	原規規発第 2203239 号	第 2 段階以降の廃止措置計画の具体化に伴う変更、号炉分割に伴う変更等
2022 年 7 月 22 日	関原発第 322 号（届出）	添付書類四 第 10 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エネルギー（第 2 段階以降）」の変更等

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 関西電力株式会社

住 所 大阪市北区中之島3丁目6番16号

代表者の氏名 執行役社長 森 望

二 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 美浜発電所

所 在 地 福井県三方郡美浜町丹生

三 発電用原子炉の名称

名 称 美浜発電所1号発電用原子炉

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

(1) 廃止措置対象施設

廃止措置対象施設は、「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 号発電用原子炉（以下「1 号炉」という。）及びその附属施設である。

なお、3 号発電用原子炉（以下「3 号炉」という。）との共用施設については、3 号炉の附属施設（以下「3 号炉施設」という。）としての施設管理を実施する。また、3 号炉との共用施設は、1 号炉の廃止措置終了後も 3 号炉施設として引き続き供用する。

1 号炉及び 2 号発電用原子炉（以下「2 号炉」という。）の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯を第 4-1 表に、廃止措置対象施設を第 4-2 表に示す。

(2) 廃止措置対象施設の敷地

美浜発電所の敷地は、敦賀半島西北端にあつて丹生湾を形成する岬角部及び海面埋立地よりなり、合計面積は約 52 万 m²である。敷地内には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、2 号炉及び 3 号炉並びにその附属施設が設置されており、3 号炉は引き続き発電用として使用する。

廃止措置対象施設の敷地を第 4-1 図に示す。

2. 廃止措置対象施設の状況

(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・軽水冷却型（加圧水型）原子炉であり、熱出力は約 1,031MW である。

(2) 廃止措置対象施設の運転履歴

1 号炉は、昭和 41 年 12 月 1 日に原子炉設置許可を受け、昭和 45 年 7 月 29

日に初臨界に到達し、平成22年11月24日に原子炉の運転を停止した。

炉心に装荷されていた燃料集合体は平成25年2月23日に炉心からの取出しを完了した。

(3) 廃止措置対象施設の状況（初回申請時点）

a. 核燃料物質の状況

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に貯蔵中である。また、使用済燃料は、1号炉及び3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵中である。

b. 放射性廃棄物の状況

放射性廃棄物のうち、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物については、原子炉設置許可申請書及び原子炉設置変更許可申請書（以下「原子炉設置許可申請書」という。）に記載した方法にしたがって処理を行い、管理放出している。

放射性固体廃棄物については、原子炉設置許可申請書に記載した方法にしたがって、放射性固体廃棄物の種類に応じた処理を施したうえで、廃棄施設等に貯蔵又は保管している。

c. 廃止措置対象施設の汚染状況

1号炉は、約40年間の運転により、設備及び建屋の一部が放射性物質によって汚染されている。また、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（以下「原子炉領域」という。）には、原子炉からの中性子による放射化により、放射能レベルが比較的高い汚染がある。

これらの汚染された区域はすべて管理区域に設定し、管理している。

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汚染の推定分布図を第4-3図に示す。

第 4-1 表 1 号炉及び 2 号炉の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (1/4)

許可年月日	許可番号	備考
昭和 41 年 1 月 2 日	41 原第 4592 号	1 号炉新設
昭和 43 年 5 月 10 日	43 原第 2043 号	2 号炉増設
昭和 44 年 4 月 7 日	44 原第 1122 号	1 号原子炉施設の変更 (燃料の濃縮度、原子炉施設の一部変更)
昭和 44 年 1 月 12 日	44 原第 6071 号	1 号原子炉施設の変更 (制御棒クラスタ駆動速度の変更)
昭和 45 年 7 月 1 日	45 原第 2722 号	2 号原子炉施設の変更 (非常用冷却設備の容量変更他)
昭和 45 年 1 月 27 日	45 原第 7666 号	1 号及び 2 号原子炉施設記載事項の変更 (主蒸気安全弁、逃がし弁の漏えい量の記載)
昭和 45 年 1 月 17 日	45 原第 6775 号	2 号原子炉施設の変更 (制御材及び燃料濃縮度の変更)
昭和 46 年 8 月 23 日	46 原第 5103 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (ほう酸ポンプの増設)
昭和 46 年 1 月 18 日	46 原第 8090 号	1 号原子炉施設の変更 (取替燃料の濃縮度変更)
昭和 46 年 1 月 21 日	46 原第 8089 号	2 号原子炉施設の変更 (液体廃棄設備の蒸発濃縮器及びイオン交換器等の追加設置他)
昭和 47 年 5 月 30 日	47 原第 5423 号	1 号原子炉施設の変更 (廃液蒸発装置の後の脱塩塔設置)
昭和 47 年 1 月 1 日	47 原第 8864 号	1 号原子炉施設の変更 (ウラン・プルトニウム混合二酸化物燃料集合体の使用)

第 4-1 表 1 号炉及び 2 号炉の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (2/4)

許可年月日	許可番号	備考
昭和 47 年 11 月 13 日	47 原第 9007 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (廃液蒸発装置、その他廃液処理 設備の増設)
昭和 48 年 2 月 27 日	48 原第 1169 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (敷地面積の変更)
昭和 48 年 5 月 23 日	48 原第 4014 号	1 号原子炉施設の変更 (第 2 サイクルにバーナブルポイ ズン使用)
昭和 48 年 6 月 22 日	48 原第 5865 号	1 号原子炉施設の変更 (取替燃料濃縮度の変更)
昭和 49 年 2 月 4 日	49 原第 536 号	1 号原子炉施設の変更 (取替燃料濃縮度の変更)
昭和 49 年 9 月 6 日	49 原第 7134 号	2 号原子炉施設の変更 (取替燃料濃縮度の変更)
昭和 50 年 2 月 6 日	49 原第 11118 号	1 号及び 2 号原子炉使用済燃料の 処分の方法の変更
昭和 51 年 5 月 4 日	51 安第 1505 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (雑固体焼却設備及びアスファルト 固化装置の設置)
昭和 53 年 5 月 23 日	53 安 (原規) 第 85 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (不要鋼材減容炉の新設) (使用済燃料貯蔵ラックの増設・2 号炉)
昭和 53 年 9 月 2 日	53 安 (原規) 第 267 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (固体廃棄物貯蔵庫の増設)
昭和 53 年 10 月 3 日	53 安 (原規) 第 290 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (炉心の主要な熱的制限値の変 更)
昭和 54 年 7 月 28 日	54 資庁第 10209 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (非常用炉心冷却設備作動回路に 原子炉圧力異常低信号の追加)

第 4-1 表 1 号炉及び 2 号炉の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (3/4)

許可年月日	許可番号	備考
昭和 55 年 11 月 20 日	55 資庁第 5064 号	1 号原子炉施設の変更 (取替燃料濃縮度の変更) (取替炉心におけるバーナブルポ イズンの使用)
昭和 55 年 11 月 26 日	54 資庁第 13956 号	2 号原子炉施設の変更 (取替燃料として、従来燃料 (A 型) に加え B 型を使用) (取替炉心におけるバーナブルポ イズンの使用)
昭和 55 年 12 月 19 日	55 資庁第 14587 号	1 号及び 2 号原子炉使用済燃料の 処分の方法の変更
昭和 57 年 2 月 24 日	56 資庁第 12708 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (新燃料ラックの増設)
昭和 57 年 9 月 24 日	57 資庁第 9116 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (使用済燃料輸送容器保管建屋の 設置)
昭和 59 年 5 月 11 日	59 資庁第 724 号	2 号原子炉施設の変更 (取替燃料濃縮度の変更)
昭和 60 年 12 月 16 日	60 資庁第 3781 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (廃樹脂貯蔵タンクの増設) (取替燃料濃縮度の変更・1 号炉) (取替炉心におけるバーナブルポ イズン (B 型) の使用・2 号炉)
昭和 62 年 2 月 16 日	61 資庁第 5077 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (取替燃料の一部にガドリニア入 り燃料を使用) (出力分布調整用制御棒クラスタ の撤去)

第 4-1 表 1 号炉及び 2 号炉の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (4/4)

許可年月日	許可番号	備考
平成 2 年 9 月 1 7 日	元資庁第 1 1 3 3 5 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (燃料集合体最高燃焼度の変更) (取替燃料濃縮度の変更) (不要鋼材減容炉の撤去) (使用済燃料の処分の方法の変更)
平成 4 年 1 0 月 2 0 日	3 資庁第 1 4 1 8 0 号	2 号原子炉施設の変更 (蒸気発生器の取替え) (蒸気発生器保管庫の設置)
平成 6 年 3 月 9 日	5 資庁第 5 3 5 2 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (出力分布調整用制御棒クラスタ駆 動軸の撤去) (蒸気発生器の取替え・1 号炉) (蒸気発生器保管庫の設置・1 号 炉)
平成 7 年 7 月 3 1 日	6 資庁第 1 2 1 4 5 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (雑固体処理装置の設置) (廃樹脂処理装置の設置) (廃液蒸発装置の共用化及び一部撤 去) (洗浄排水処理装置の設置)
平成 9 年 3 月 1 8 日	8 資庁第 8 8 9 9 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (蒸気発生器保管庫の共用化及び保 管対象物の変更) (出力分布調整用制御棒クラスタ駆 動装置の撤去)
平成 1 0 年 1 1 月 1 0 日	平成 10・02・03 資第 3 2 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (3 号炉の使用済燃料貯蔵設備等を 1 号及び 2 号炉と共用化)
平成 1 3 年 6 月 2 2 日	平成 13・02・21 原第 1 号	1 号及び 2 号炉使用済燃料の処分の 方法の変更
平成 2 8 年 1 1 月 2 日	原規規発第 16110229 号	1 号及び 2 号炉使用済燃料の処分の 方法の変更

第 4-2 表 廃止措置対象施設 (1/2)

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称※1
原子炉本体	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
	放射線遮蔽体	原子炉容器周囲のコンクリート壁
		原子炉格納容器内周のコンクリート壁
		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	燃料取替装置
		燃料移送装置※2
		除染装置※2
		使用済燃料輸送容器
	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※2
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	安全注入系
		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
		蒸気ダンプ設備
		主蒸気安全弁及び逃がし弁
計測制御系統 施設	計装	炉外核計装
		炉内核計装
		プロセス計装
	安全保護回路	原子炉停止回路
		その他の主要な安全回路
	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

※1：記載されている設備が設置されている建屋（原子炉補助建屋、タービン建屋、固体廃棄物処理建屋、第2固体廃棄物処理建屋）を含む。

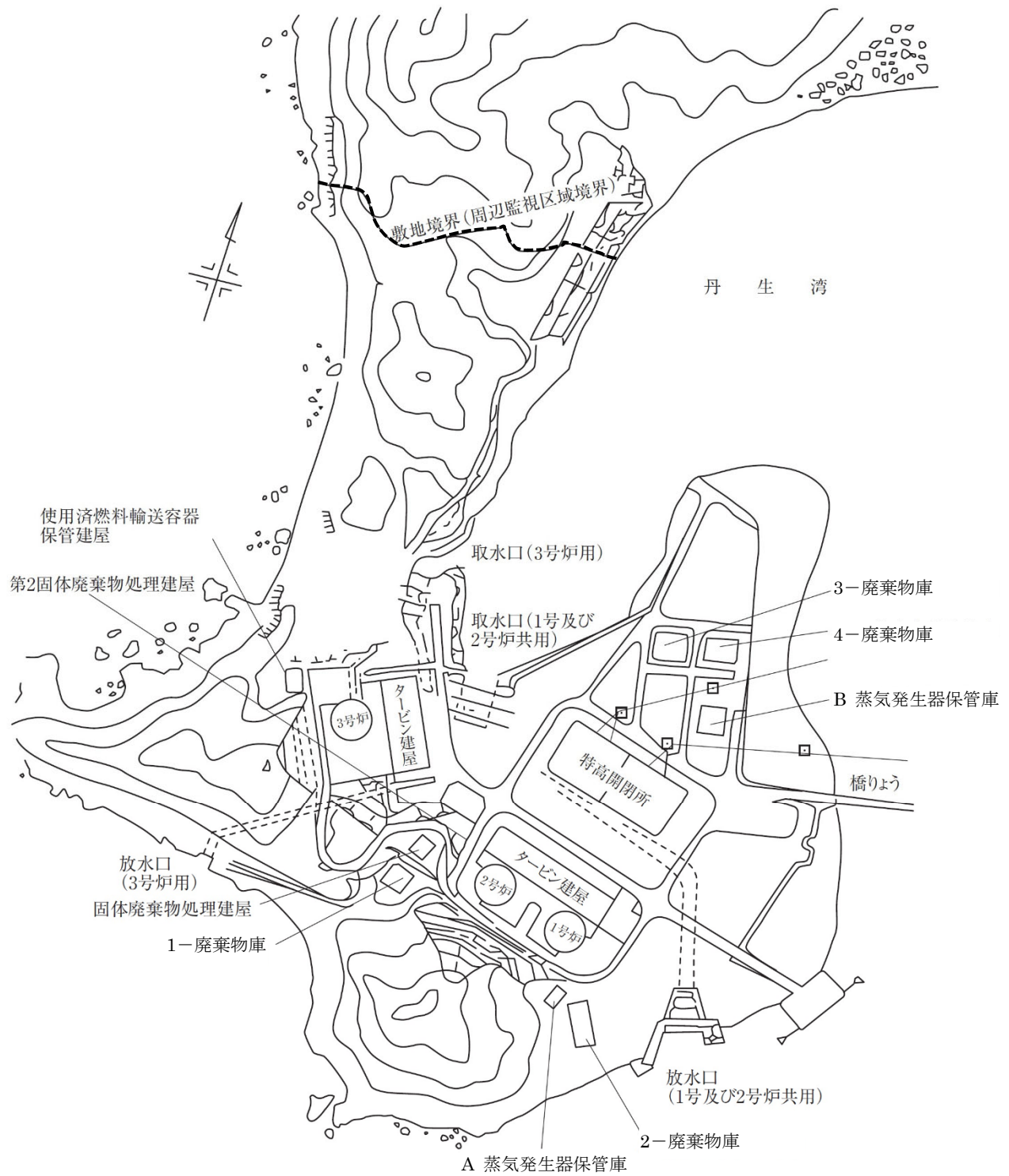
※2：2号炉及び3号炉との共用（一部共用を含む。）施設

第 4-2 表 廃止措置対象施設 (2/2)

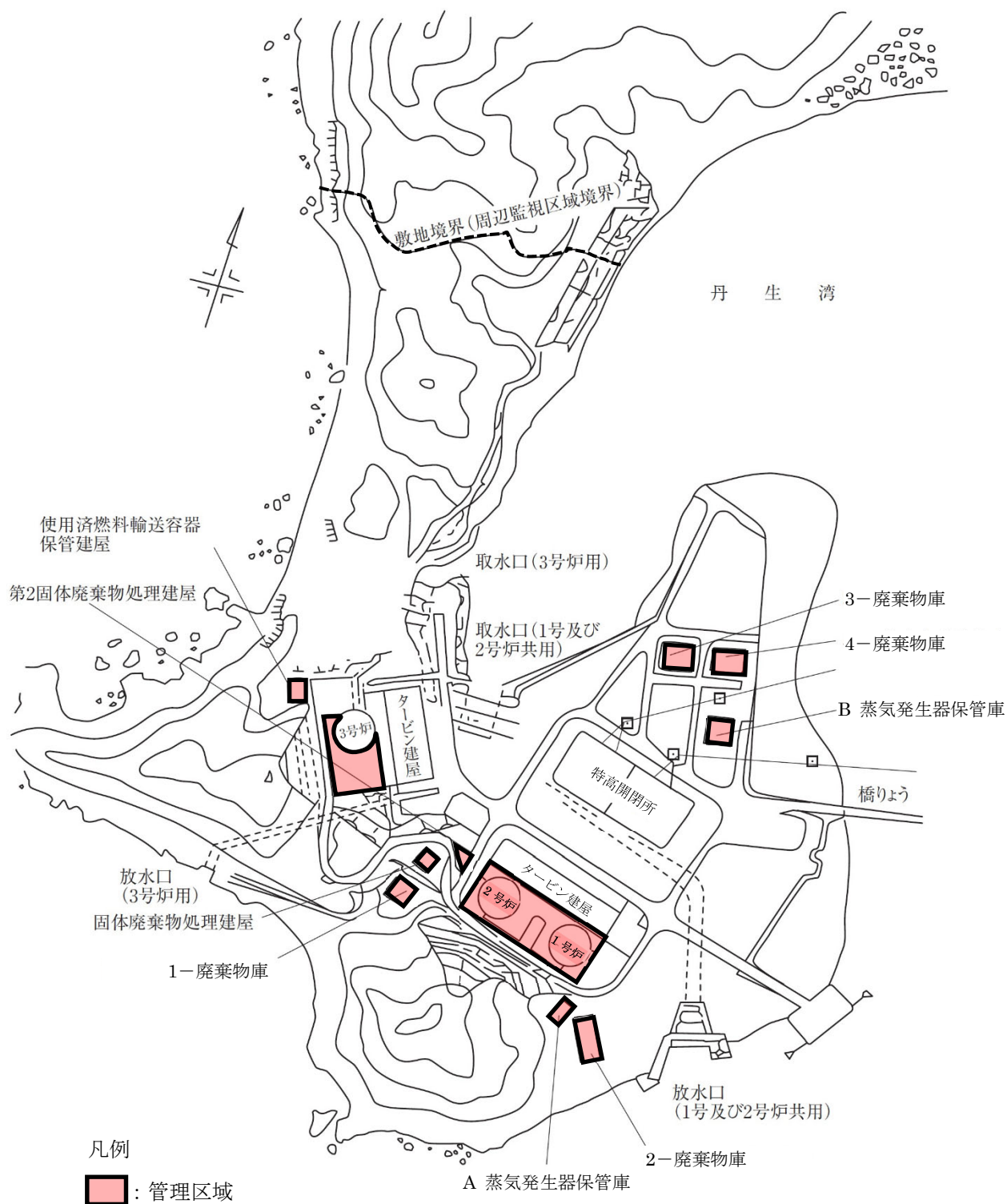
施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称※1
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	圧縮機
		ガス減衰タンク
		排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備	ほう酸回収系
		廃液処理系
		洗浄排水処理系
		タービン復水器冷却水放水路
	固体廃棄物の廃棄設備	ドラム詰装置※2
		ベイラ※2
		雑固体焼却設備※2
		雑固体処理設備※2
		廃樹脂処理装置※2
		廃樹脂タンク
		廃樹脂貯蔵タンク
		固体廃棄物貯蔵庫※2
		蒸気発生器保管庫※2
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備
		放射線管理設備
	屋外管理用の主要な設備	排気モニタ
		排水モニタ
		排水のサンプリングモニタ設備
		気象観測設備※2
		敷地内外の固定モニタ※2
		放射能観測車※2
原子炉格納容器施設	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
		アニュラス排気設備
		原子炉格納容器スプレイ設備
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	受電系統※2
		ディーゼル発電機
		蓄電池
	その他の主要な事項	使用済燃料輸送容器保管建屋※2

※1：記載されている設備が設置されている建屋（原子炉補助建屋、タービン建屋、固体廃棄物処理建屋、第2固体廃棄物処理建屋）を含む。

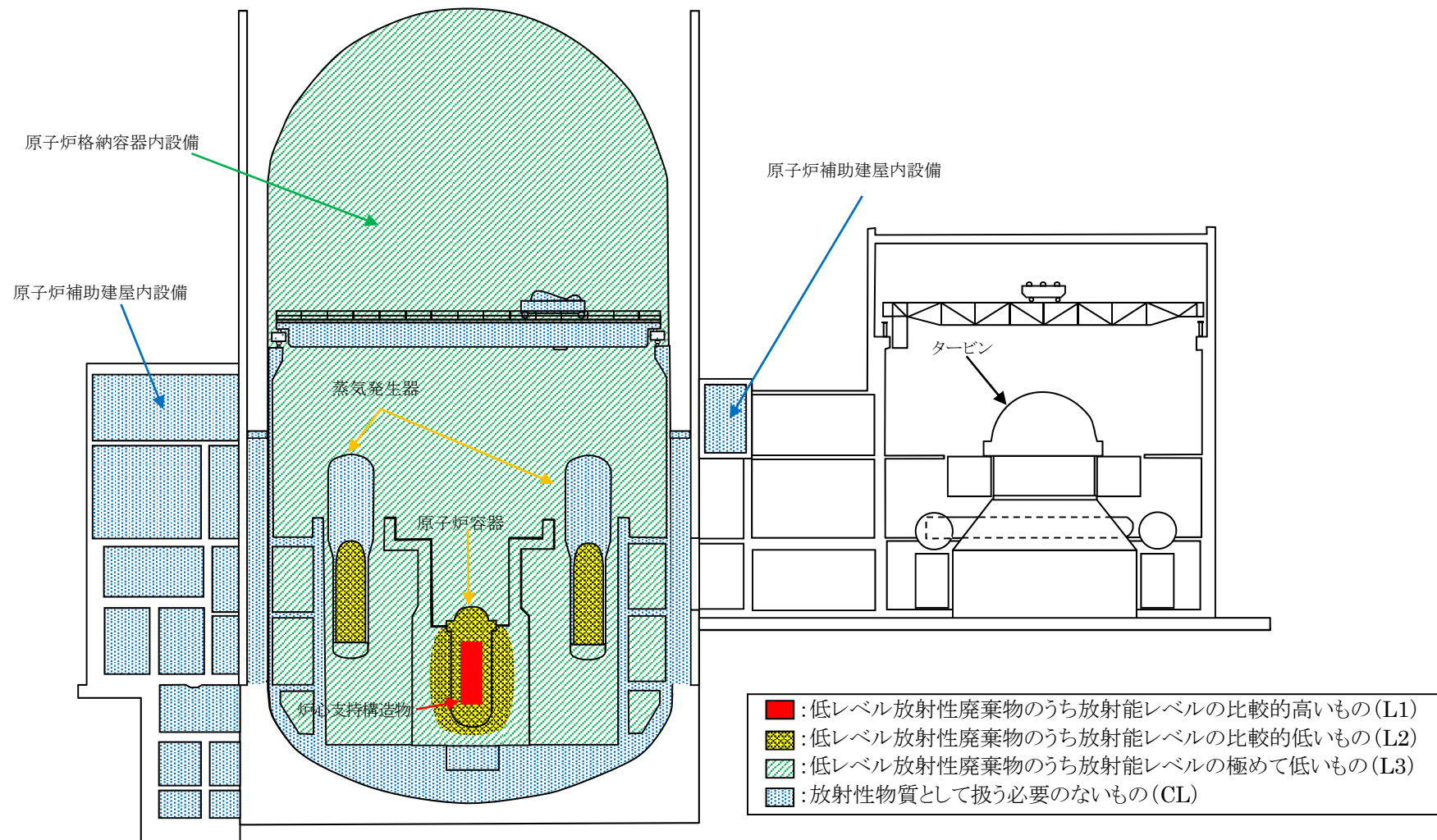
※2：2号炉及び3号炉との共用（一部共用を含む。）施設



第 4-1 図 廃止措置対象施設の敷地



第 4-2 図 廃止措置対象施設の管理区域全体図
(2号炉の廃止措置対象施設を含む。)



第 4-3 図 汚染の推定分布図（初回申請時）

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. 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設

解体の対象となる施設（以下「解体対象施設」という。）は、第 4-2 表に示す廃止措置対象施設のうち、3 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すべてである。

解体対象施設を第 5-1 表に、解体対象施設の範囲を第 5-1 図に示す。

2. 廃止措置の基本方針

廃止措置の実施に当たっては、法令等を遵守することはもとより、安全の確保を最優先に、放射線被ばく線量及び放射性廃棄物発生量の低減に努め、保安のために必要な機能を維持管理しつつ着実に進める。また、廃止措置期間中の保安活動及び品質保証に必要な事項については、美浜発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に定めて実施する。

なお、廃止措置対象施設である 1 号炉の廃止措置の実施に当たっては、3 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うえで工事を実施する。また、3 号炉を運転するうえで、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。

放射線被ばく線量の低減については、放射線業務従事者の被ばく線量が「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。）に定められている線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成可能な限り低減するように、効果的な汚染の除去技術、遠隔装置の活用、汚染拡大防止措置等を講じた解体撤去の手順及び工法を策定するとともに、原子炉領域及び 1 次冷却設備については安全貯蔵期間を設定し時間的減衰による残存放射能の低減を図る。

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物については、周辺公衆の被ばく線量を合理的に達成可能な限り低減するように、処理に必要となる設備の機能を維持しながら管理放出するとともに、周辺環境に対する放射線モニタリングを適切に行う。また、放射性物質により汚染された設備の解体撤去に当たっては、放射性物質による汚染を効果的に除去することにより、放射性固体廃棄物の発生量や放射能レベルを低減する。発生した放射性固体廃棄物は廃止措置終了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

燃料集合体については、既に炉心から取り出す作業を完了しており、炉心への再装荷を不可とする措置を講じる。核燃料物質貯蔵設備に貯蔵している燃料集合体は、核燃料物質貯蔵設備の解体に着手するまでに解体対象施設から搬出する。搬出するまでの期間は、引き続き核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する。

廃止措置期間中の保安のために必要な施設については、その機能を廃止措置の進捗に応じて維持管理する。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は、これらの系統及び設備が撤去されるまでの間、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蔽体としての機能を維持管理する。核燃料物質貯蔵設備については、核燃料物質が貯蔵されている間、臨界防止等の必要な機能を維持管理する。放射性廃棄物の廃棄施設は、対象とする放射性廃棄物の処理が完了するまでの間、処理機能を維持管理する。その他、これらの機能の確保に関連する放射線管理施設、換気設備、電源設備等の必要となる機能を維持管理する。

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、騒音防止対策等を講じる。

なお、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、燃料被覆管温度の上昇による燃料の健全性に影響はなく、また、臨界にならないと評

価できることから、周辺公衆への影響は小さい。したがって、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。

3. 廃止措置の実施区分

廃止措置は、廃止措置期間全体を4段階（解体準備期間、原子炉周辺設備解体撤去期間、原子炉領域解体撤去期間及び建屋等解体撤去期間）に区分し、安全性を確保しつつ次の段階へ進むための準備をしながら着実に進める。廃止措置の実施区分を第5-2表に、廃止措置期間全体にわたる主な解体撤去等の手順を第5-2図、解体対象施設の解体撤去手順を第5-3図に示す。

4. 第1段階に行う解体の方法

第1段階は、次に示す工事等を実施するとともに、第2段階以降に実施する解体撤去の手順及び工法並びに放射性廃棄物の処理及び管理方法について検討を行う。また、解体対象施設のうち、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、電源設備等の安全確保上必要な機能の維持管理を行う。

なお、次に示す工事等の実施に際して、原子炉領域又は原子炉領域を除く管理区域内の設備（以下「原子炉周辺設備」という。）の改造、試料採取等を実施する場合は、安全確保上必要な機能に影響を与えないことを確認したうえで実施する。

(1) 汚染の除去

解体対象施設の一部は、核燃料物質によって汚染されている。これらの汚染は、原子炉運転中の中性子照射により原子炉領域の構造材が放射化して生成される汚染（以下「放射化汚染」という。）と、1次冷却材中の放射

性物質が施設の機器・配管等に付着して残存する汚染（以下「二次的な汚染」という。）がある。

汚染の除去（以下「除染」という。）は、解体撤去等における放射線業務従事者の被ばく低減及び放射性廃棄物の放射能レベル低減のために行う。放射化汚染については、(3)に示す安全貯蔵により残存放射能の時間的減衰を図る。二次的な汚染については、安全貯蔵と共に化学的な除染により放射性物質の除去を図る。また、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は、化学的な除染と合わせて機械的な除染方法も適用する。

除染の実施に当たっては、汚染状況を踏まえた除染範囲及び除染方法を策定して行う。

第1段階は、原子炉容器、1次冷却設備、化学・体積制御設備及び余熱除去設備（以下「主要系統」という。）に対して、既存の系統構成を活かした化学的な除染（以下「系統除染」という。）を実施する。

具体的な系統除染の方法を「九 核燃料物質による汚染の除去」に、系統除染に係る着手要件及び完了要件を第5-3表に示す。

(2) 残存放射能調査

残存放射能調査は、原子炉領域及び原子炉周辺設備の適切な解体撤去の手順及び工法を策定するため、また、解体撤去に伴って発生する放射性固体廃棄物の放射能濃度の評価精度の向上を図るために行う。残存放射能は、放射化汚染及び二次的な汚染に区分して評価する。残存放射能調査の着手要件及び完了要件を第5-3表に示す。

(3) 安全貯蔵

安全貯蔵は、放射能レベルが比較的高い原子炉領域及び1次冷却設備に残存する放射能の時間的減衰を図り、これらの設備を解体撤去する際の放射線業務従事者の被ばく線量を合理的に達成可能な限り低減するために行

う。安全貯蔵範囲については、系統を隔離し、当該範囲を識別するための措置を講じたうえで、原子炉領域の解体撤去に着手するまで管理する。

なお、除染、残存放射能調査等で安全貯蔵範囲において作業を実施する場合は、作業完了後、速やかに隔離等の措置を講じる。

安全貯蔵に係る着手要件及び完了要件を第 5-3 表に示す。

(4) 2 次系設備の解体撤去

安全確保上必要な機能に影響を与えない範囲で、放射性物質による汚染がない管理区域外の設備（以下「2 次系設備」という。）の解体撤去に着手し、解体撤去に関する経験及び実績を蓄積する。

2 次系設備の解体撤去に係る着手要件及び完了要件を第 5-3 表に示す。

なお、3 号炉で設置予定である防潮堤並びに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への波及的影響をなくすため、2 号炉タービン建屋西側上部の一部については、3 号炉が再稼動するまでに撤去するものとする。

(5) 核燃料物質の搬出

核燃料物質貯蔵設備に貯蔵している燃料集合体を解体対象施設から搬出する。

第 1 段階は、核燃料物質貯蔵設備に貯蔵している燃料集合体のうち、新燃料を解体対象施設から搬出する。

核燃料物質の搬出に係る着手要件及び完了要件を第 5-3 表に示す。

5. 第 2 段階に行う解体の方法

第 2 段階は、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するとともに、第 1 段階に引き続き、安全貯蔵、2 次系設備の解体撤去及び核燃料物質の搬出を行う。

(1) 原子炉周辺設備の解体撤去

原子炉周辺設備の解体撤去は、第 1 段階に実施する残存放射能調査の結

果、2次系設備の解体撤去の経験等を踏まえ、周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばく低減、解体撤去作業の施工性、労働災害防止等の観点から熱的切断又は機械的切断を選定するなど、合理的な手順及び工法を策定し実施する。また、第2段階では、第3段階に実施する「原子炉領域の解体撤去」の準備として、原子炉領域の残存放射能調査結果、原子炉周辺設備の解体撤去の経験等を踏まえた原子炉領域の解体撤去の手順及び工法並びに原子炉領域の解体撤去により発生する放射性廃棄物の処理及び管理方法の検討を行う。

原子炉周辺設備の解体撤去は、解体撤去物のうち、クリアランス（以下「CL」という。）物として処理するか、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。）及び解体撤去物の除染等を行うエリア（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、原子炉補助建屋内の保管エリア等の設置予定場所の設備を先行して解体撤去し、解体撤去した後に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、その他の原子炉補助建屋内設備及び原子炉格納容器内設備の解体撤去を、各設備の維持期間等に応じて進める。解体保管物は、必要に応じて除染等を行うことにより、可能な限り CL 物として保管エリアから搬出していく。

解体撤去作業は、解体時に追加的な汚染が付着しないよう、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、第1段階に実施した残存放射能調査結果による放射能レベル区分に基づき、CL 物、放射性固体廃棄物の順に、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。

解体撤去に当たっては、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、次の安全確保対策を講じる。

- a. 汚染拡大防止措置
- b. 被ばく低減措置
- c. 火災、爆発等の事故原因の除去等に関する安全対策
- d. 事故発生時の事故拡大防止等の応急処置

原子炉周辺設備の解体撤去に係る着手要件及び完了要件を第 5-4 表に示す。

(2) 安全貯蔵

第 1 段階に引き続き、安全貯蔵を実施する。

安全貯蔵に係る着手要件及び完了要件を第 5-4 表に示す。

(3) 2 次系設備の解体撤去

第 1 段階に引き続き、安全確保上必要な機能に影響を与えない範囲で、2 次系設備の解体撤去を実施する。

2 次系設備の解体撤去は、タービン建屋を解体撤去する際に支障となる発電機等の大型機器から解体撤去する。その他の設備は、維持期間に応じて適宜解体撤去を行う。

2 次系設備の解体撤去に係る着手要件及び完了要件を第 5-4 表に示す。

(4) 核燃料物質の搬出

第 1 段階に引き続き、新燃料を解体対象施設から搬出する。また、核燃料物質貯蔵施設に貯蔵している使用済燃料を解体対象施設から搬出する。

核燃料物質の搬出に係る着手要件及び完了要件を第 5-4 表に示す。

6. 第 3 段階に行う解体の方法

第 3 段階は、原子炉領域の解体撤去に着手するとともに、第 2 段階に引き続き、原子炉周辺設備の解体撤去及び 2 次系設備の解体撤去を行う。

(1) 原子炉領域の解体撤去

原子炉領域の解体撤去は、第 2 段階に実施する核燃料物質の搬出及び安

全貯蔵の終了後、原子炉領域の残存放射エネルギー、性状等を踏まえ、水中切断又は気中切断を選定するなど、合理的な手順及び工法並びに原子炉領域の解体撤去により発生する放射性廃棄物の処理及び管理方法について検討した結果を踏まえて実施する。

原子炉領域の解体撤去は、支持構造物、原子炉容器、原子炉容器周囲のコンクリート壁の順に解体する。

原子炉領域の解体撤去に当たっては、5.(1)「原子炉周辺設備の解体撤去」と同様の安全確保対策を講じるとともに、支持構造物等の高線量物を扱うため、水中切断、遮蔽、遠隔操作装置を用いる等の被ばく低減対策を確実に行う。

原子炉領域の解体撤去に係る着手要件及び完了要件を第 5-5 表に示す。

(2) 原子炉周辺設備の解体撤去

第 2 段階に引き続き、使用済燃料貯蔵設備等の原子炉周辺設備の解体撤去を行う。

原子炉周辺設備の解体撤去に係る着手要件及び完了要件を第 5-5 表に示す。

(3) 2 次系設備の解体撤去

第 1 段階、第 2 段階に引き続き、タービン建屋等の 2 次系設備の解体撤去を行う。

2 次系設備の解体撤去に係る着手要件及び完了要件を第 5-5 表に示す。

7. 第 4 段階に行う解体の方法

解体対象施設内の設備を解体撤去した後、建屋内の汚染状況を確認し、必要に応じてはつり等の方法で建屋内の除染を行う。

建屋内に汚染が残っていないことを確認したうえで管理区域を解除し、原子炉格納容器、原子炉補助建屋等を解体撤去する。

建屋等の解体撤去に係る着手要件及び完了要件を第 5-6 表に示す。

核燃料物質の譲渡し、核燃料物質による汚染の除去及び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を終了した後、廃止措置を終了する。

第 5-1 表 解体対象施設 (1/2)

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称※1
原子炉本体	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
	放射線遮蔽体	原子炉容器周囲のコンクリート壁
		原子炉格納容器内周のコンクリート壁※3
		原子炉格納容器外周のコンクリート壁※3
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	燃料取替装置
		燃料移送装置※4
		除染装置※4
		使用済燃料輸送容器
	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※4
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	安全注入系
		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
		蒸気ダンプ設備
		主蒸気安全弁及び逃がし弁
計測制御系統 施設	計装	炉外核計装
		炉内核計装
		プロセス計装
	安全保護回路	原子炉停止回路
		その他の主要な安全回路
	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

※1：記載されている設備が設置されている建屋（原子炉補助建屋、タービン建屋）を含む。

※2：燃料集合体は、加工事業者又は再処理事業者に譲り渡す。

※3：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の対象から除く。

※4：3号炉との共用施設は解体の対象から除く。

第 5-1 表 解体対象施設 (2/2)

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称※1
放射性廃棄物の 廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	圧縮機
		ガス減衰タンク
		排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備	ほう酸回収系
		廃液処理系
		洗浄排水処理系
		タービン復水器冷却水放水路
	固体廃棄物の廃棄設備	ドラム詰装置※4
		ベイラ※4
		廃樹脂タンク
		廃樹脂貯蔵タンク
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
		放射線管理設備
	屋外管理用の主要な設備	排気モニタ
		排水モニタ
		排水のサンプリングモニタ設備
原子炉格納容器 施設	構造	原子炉格納容器※3
	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
		アニュラス排気設備
		原子炉格納容器スプレイ設備
その他原子炉の 附属施設	非常用電源設備	受電系統※4
		ディーゼル発電機
		蓄電池

※1：記載されている設備が設置されている建屋（原子炉補助建屋、タービン建屋）を含む。

※3：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の対象から除く。

※4：3号炉との共用施設は解体の対象から除く。

第 5-2 表 廃止措置の実施区分

区分	主な実施事項
第 1 段階 解体準備期間	・ 系統除染 ・ 残存放射能調査 ・ 安全貯蔵 ・ 2 次系設備の解体撤去 ・ 核燃料物質の搬出
第 2 段階 原子炉周辺設備 解体撤去期間	・ 安全貯蔵（継続） ・ 2 次系設備の解体撤去（継続） ・ 核燃料物質の搬出（継続） ・ 原子炉周辺設備の解体撤去 ・ 原子炉領域の解体撤去準備
第 3 段階 原子炉領域 解体撤去期間	・ 2 次系設備の解体撤去（継続） ・ 原子炉周辺設備の解体撤去（継続） ・ 原子炉領域の解体撤去
第 4 段階 建屋等 解体撤去期間	・ 管理区域の解除 ・ 建屋等の解体撤去

第 5-3 表 第 1 段階に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件 (1/2)

件名	場所	着手要件	概要	安全管理上の措置	完了要件
系統除染	原子炉格納容器 及び原子炉補助 建屋	廃止措置段階にあること。	・弁操作等により除染対象の系統を隔離する。 ・化学薬品の注入等を行うための仮設除染装置を接続する。 ・化学的な方法により除染を行う。また、有効と判断した場合は、機械的な方法も適用する。	・系統隔離により、安全確保上必要な機能に影響を与えない系統構成とする。 ・系統除染で除染液が接する弁、配管等について、事前に健全性を確認する。 ・高放射線量となる廃樹脂及び配管の周囲に仮設の遮蔽を設置する。 ・廃樹脂の取扱いに当たっては、汚染拡大防止措置を講じる。	あらかじめ定めた目標値を達成すること。
残存放射 能調査	原子炉格納容器 及び原子炉補助 建屋（系統除染 範囲）	系統除染が完了していること。	・原子炉容器内、配管等から代表試料を採取し、放射能濃度を測定する。 ・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を実施し、核種別に評価する。 ・機器・配管の外部から放射線量率を測定し、測定箇所の放射能濃度を評価する。	・原子炉容器内の試料採取は遠隔操作により行い、作業者の被ばく低減を図る。 ・代表試料採取時には汚染拡大防止措置を講じる。 ・高所の試料採取時には足場設置等の安全対策を講じる。 ・試料採取場所の状況に応じた防保護具の着用等、被ばく低減対策を講じる。	解体対象施設における放射能汚染分布及び放射能レベル区分別の物量の評価が完了すること。
	原子炉格納容器 及び原子炉補助 建屋（系統除染 範囲外）	廃止措置段階にあること。	・機器・配管、壁、床等から代表試料を採取し、放射能濃度を測定する。 ・機器・配管の外部から放射線量率を測定し、測定箇所の放射能濃度を評価する。	・代表試料採取時には汚染拡大防止措置を講じる。 ・高所の試料採取時には足場設置等の安全対策を講じる。 ・試料採取場所の状況に応じた防保護具の着用等、被ばく低減対策を講じる。	

第 5-3 表 第 1 段階に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件 (2/2)

件名	場所	着手要件	概要	安全管理上の措置	完了要件
安全貯蔵	原子炉格納容器	廃止措置段階にあること。	原子炉領域及び1次冷却設備に残存する放射能の時間的減衰を図るため、系統隔離し、安全貯蔵範囲を識別するための措置を講じたうえで、原子炉領域の解体撤去に着手するまで管理する。	- 誤って安全貯蔵範囲を解体・切断することのないよう、安全貯蔵範囲を識別するための措置を講じる。 - 高放射線量率の区域には立入制限措置を講じる。	原子炉領域解体撤去に着手可能となること。 (第2段階)
2次系設備の解体撤去	タービン建屋	廃止措置段階にあること。	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・破碎を行う。	- 必要に応じて局所排風機の設置、粉じん等の拡散防止措置を講じる。 - 火気使用作業前には、周辺に可燃物が無いことを確認し、防火シート等を用いて養生を行う。	2次系設備の解体撤去が完了すること。 (第3段階)
核燃料物質の搬出	原子炉補助建屋	廃止措置段階にあること。	解体対象施設外へ燃料集合体を搬出する。	- 必要に応じて作業区画、機材等について、養生等の汚染拡大防止措置を講じる。 - 燃料の貯蔵及び取扱いは、臨界防止、冷却等の機能を有する設備を使用する。 - 燃料取扱時は臨界防止の観点から、燃料取扱装置を使用して燃料集合体を1体ずつ取り扱う。	解体対象施設内の燃料集合体の搬出が完了すること。 (第2段階)

第 5-4 表 第 2 段階に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件 (1/2)

件名	場所	着手要件	解体の概要及び方法	安全管理上の措置	完了要件
原子炉周辺設備の解体撤去	原子炉格納容器及び原子炉補助建屋	・残存放射能調査が終了していること。 ・対象設備の供用を終了していること。	・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、汚染拡大防止措置、被ばく低減措置等の安全確保対策を講じて解体撤去を行う。 ・原子炉周辺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付着しないよう、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。 ・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。低線量のコンクリートの解体においては、プレーカ、破碎機等を用いたはつりで実施する。 ・運転中に発生した高線量の使用済制御棒、使用済バーナブルポイズン等の解体は、専用の解体装置を用いて、水中での機械的切断を遠隔操作で実施する。	・性能維持施設及び3号炉の保安のために必要な施設(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うえで行う。 ・工事によって発生する放射性物質に対しては、汚染状況を踏まえ、汚染拡大防止措置(気体状:汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機の設置等/液体状:区画の設置、堰の設置等)を講じる。 ・外部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、線量当量率が高い場合は、放射線遮蔽、遠隔化の導入及び立入制限を行う。内部被ばく防止のため、作業環境を踏まえ、汚染レベルが高い場合は、適切な防保護具を用いる。また、線量当量率及び汚染レベルを考慮し、必要に応じて除染を行う。 ・換気空調等の必要な機能が損なわれないようにする。 ・火気使用作業前には、周辺に可燃物が無いことを確認し、防火シート等を用いて養生を行う。 ・事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。	原子炉周辺設備の解体撤去が完了すること。(第3段階)

第 5-4 表 第 2 段階に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件 (2/2)

件名	場所	着手要件	解体の概要及び方法	安全管理上の措置	完了要件
安全貯蔵	原子炉格納容器	廃止措置段階にあること。	原子炉領域及び1次冷却設備に残存する放射能の時間的減衰を図るため、系統隔離し、安全貯蔵範囲を識別するための措置を講じたうえで、原子炉領域の解体撤去に着手するまで管理する。	- 誤って安全貯蔵範囲を解体・切断することのないよう、安全貯蔵範囲を識別するための措置を講じる。 - 高放射線量率の区域には立入制限措置を講じる。	原子炉領域解体撤去に着手可能となること。 (第2段階)
2次系設備の解体撤去	タービン建屋及び屋外	廃止措置段階にあること。	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・破碎を行う。 - タービン建屋を解体撤去する際に支障となる発電機等の大型機器から解体撤去する。その他の設備は、維持期間に応じて適宜解体撤去を行う。	- 必要に応じて局所排風機の設置、粉じん等の拡散防止措置を講じる。 - 火気使用作業前には、周辺に可燃物が無いことを確認し、防火シート等を用いて養生を行う。	2次系設備の解体撤去が完了すること。 (第3段階)
核燃料物質の搬出	原子炉補助建屋	廃止措置段階にあること。	解体対象施設外へ燃料集合体を搬出する。	- 必要に応じて作業区画、機材等について、養生等の汚染拡大防止措置を講じる。 - 燃料の貯蔵及び取扱いは、臨界防止、浄化等の機能を有する設備を使用する。 - 燃料取扱時は臨界防止の観点から、燃料取扱装置を使用して燃料集合体を1体ずつ取り扱う。	解体対象施設内の燃料集合体の搬出が完了すること。 (第2段階)

第 5-5 表 第 3 段階に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件 (1/3)

件名	場所	着手要件	解体の概要及び方法	安全管理上の措置	完了要件
原子炉領域の解体撤去	原子炉格納容器	- 安全貯蔵が終了していること。 - 核燃料物質の搬出が終了していること。 - 原子炉領域の解体撤去準備が終了していること。	- 原子炉本体のうち、支持構造物、原子炉容器及び原子炉容器周囲のコンクリート壁の解体撤去を行う。 - 支持構造物、原子炉容器、原子炉容器周囲のコンクリート壁の順に解体を実施する。 - 支持構造物の解体は、キャビティに水を張り、専用の解体装置を用いて水中での機械的切断を遠隔操作で実施する。 - 原子炉容器の解体は、専用の解体装置を用いて熱的又は機械的切断を遠隔操作で実施する。 - 原子炉容器周囲のコンクリート壁のうち、高線量である炉心周辺のコンクリートの解体は、機械式切断により遠隔操作で実施する。低線量である外側のコンクリートの解体は、はつり用重機等を用いて実施する。	- 性能維持施設及び3号炉の保安のために必要な施設(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うえで行う。 - 工事によって発生する放射性物質に対しては、汚染状況を踏まえ、汚染拡大防止措置(気体状:汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機の設置等/液体状:区画の設置、堰の設置等)を講じる。 - 外部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、放射線遮蔽、遠隔化の導入及び立入制限を行う。内部被ばく防止のため、作業環境を踏まえ、汚染レベルが高い場合は、適切な防保護具を用いる。 - 高線量物を扱うため、水中切断、遮蔽、遠隔操作装置を用いる等の被ばく低減対策を確実に行う。 - 換気空調等の必要な機能が損なわれないようにする。 - 火気使用作業前には、周辺に可燃物が無いことを確認し、防火シート等を用いて養生を行う。 - 事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。	原子炉領域の解体撤去が完了すること。(第3段階)

第 5-5 表 第 3 段階に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件 (2/3)

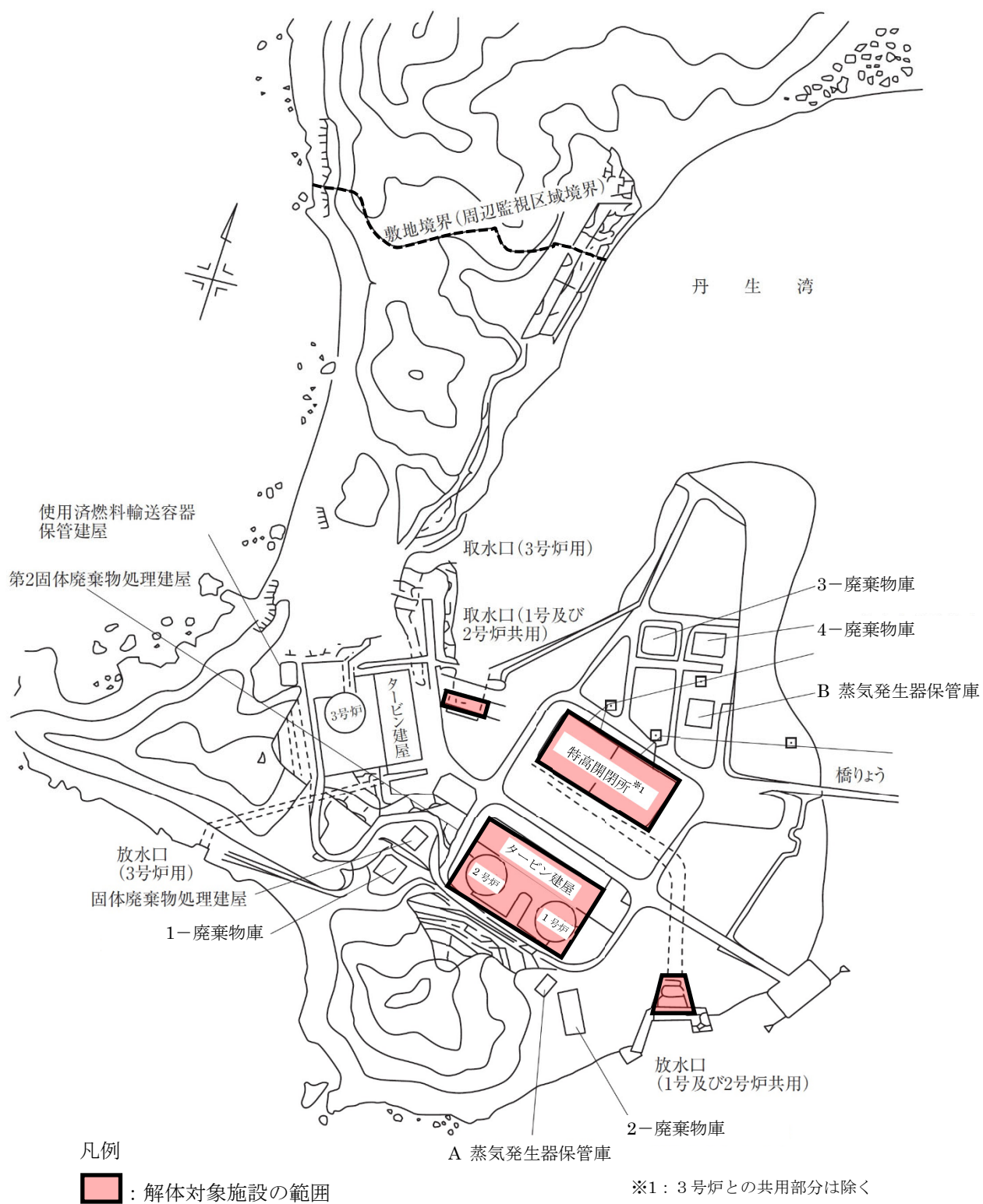
件名	場所	着手要件	解体の概要及び方法	安全管理上の措置	完了要件
原子炉周辺設備の解体撤去	原子炉格納容器及び原子炉補助建屋	・残存放射能調査が終了していること。 ・対象設備の供用を終了していること。	・性能維持施設に影響を与えないことを確認するとともに、汚染拡大防止措置、被ばく低減措置等の安全確保対策を講じて解体撤去を行う。 ・原子炉周辺設備を解体撤去した後の区域の一部については、保管エリア等として利用する。 ・解体撤去作業は、解体時に追加的な汚染が付着しないよう、放射能レベルの低いものから解体撤去することを基本とする。 ・解体工法については、解体機器に応じて、周辺公衆の被ばく低減、労働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（一次冷却材配管のようなステンレス製で特に板厚の厚い（板厚約100mm）材質の配管を除く。）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。低線量のコンクリートの解体においては、ブレーカ、破碎機等を用いたはつりで実施する。 ・運転中に発生した高線量の使用済制御棒、使用済バーナブルポイズン等の解体は、専用の解体装置を用いて、水中での機械的切断を遠隔操作で実施する。	・性能維持施設及び3号炉の保安のために必要な施設（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うえで行う。 ・工事によって発生する放射性物質に対しては、汚染状況を踏まえ、汚染拡大防止措置（気体状：汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機の設置等／液体状：区画の設置、堰の設置等）を講じる。 ・外部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、線量当量率が高い場合は、放射線遮蔽、遠隔化の導入及び立入制限を行う。内部被ばく防止のため、作業環境を踏まえ、汚染レベルが高い場合は、適切な防保護具を用いる。また、線量当量率及び汚染レベルを考慮し、必要に応じて除染を行う。 ・換気空調等の必要な機能が損なわれないようにする。 ・火気使用作業前には、周辺に可燃物が無いことを確認し、防火シート等を用いて養生を行う。 ・事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。	原子炉周辺設備の解体撤去が完了すること。（第3段階）

第 5-5 表 第 3 段階に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件 (3/3)

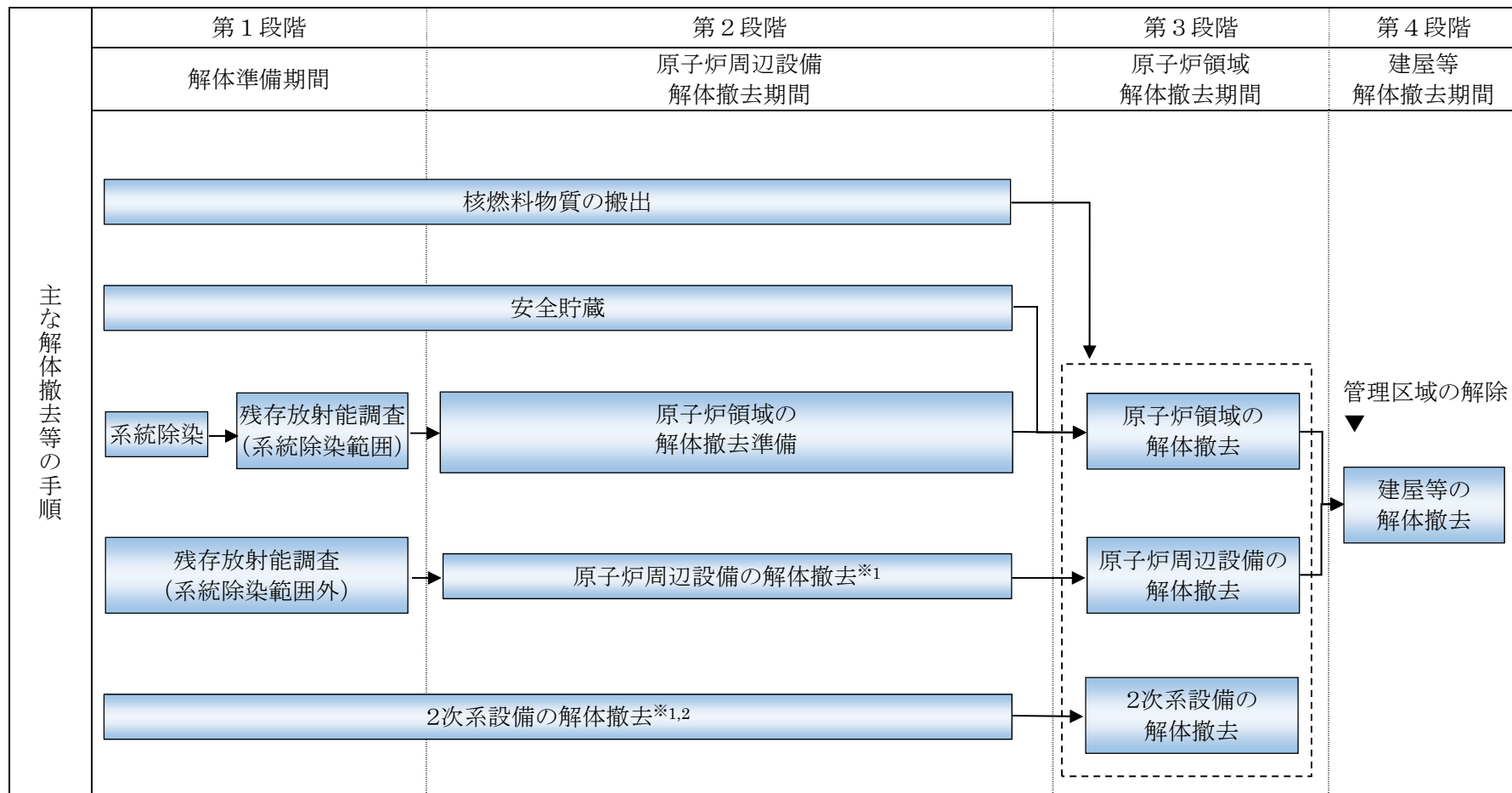
件名	場所	着手要件	解体の概要及び方法	安全管理上の措置	完了要件
2次系設備 の解体撤 去	タービン建屋及 び屋外	廃止措置段階にある こと。	・タービン建屋等の2次系設備を解体撤去する。 ・工具等を用いた分解・取外し、熱的切断、機械的切断等の工法により、気中での切断・破碎を行う。 ・建屋の解体撤去は、圧碎機、ブレーカ等を用いて行う。	・必要に応じて局所排風機の設置、粉じん等の拡散防止措置を講じる。 ・火気使用作業前には、周辺に可燃物が無いことを確認し、防火シート等を用いて養生を行う。 ・一般の鉄筋コンクリート造建築物の解体工事における安全確保対策に準ずる。 ・必要に応じて、低騒音型建設機械を用いる等騒音対策、重機の低速走行等による振動対策を講じる。	2次系設備の解体撤 去が完了すること。 (第3段階)

第 5-6 表 第 4 段階に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件

件名	場所	着手要件	解体の概要及び方法	安全管理上の措置	完了要件
建屋等の 解体撤去	原子炉格納容器 及び原子炉補助 建屋	・供用を終了していること。 ・解体対象の管理区域が解除されていること。	・建屋の解体撤去の方法は、圧砕機、ブレーカ等を用いて行う。	・必要に応じて局所排風機の設置、粉じん等の拡散防止措置を講じる。 ・火気使用作業前には、周辺に可燃物が無いことを確認し、防火シート等を用いて養生を行う。 ・一般の鉄筋コンクリート造建築物の解体工事における安全確保対策に準ずる。 ・必要に応じて、低騒音型建設機械を用いる等騒音対策、重機の低速走行等による振動対策を講じる。	建屋の解体撤去が完了すること。



第5-1図 解体対象施設の範囲（2号炉の解体対象施設を含む。）



※1:核燃料物質の貯蔵及び取扱いに必要な設備等を除く。

※2:2号炉タービン建屋西側上部の一部については、3号炉が再稼動するまでに撤去する。

第5-2図 主な解体撤去等の手順

	第1段階	第2段階	第3段階	第4段階
	解体準備期間	原子炉周辺設備 解体撤去期間	原子炉領域 解体撤去期間	建屋等 解体撤去期間
核燃料物質の搬出		核燃料物質の搬出		
安全貯蔵		安全貯蔵		
2次系設備 の解体撤去		大型機器等の解体撤去 タービン、復水器、脱気器、発電機、湿分分離加熱器等	その他設備の解体撤去 屋外設備を含む タービン建屋の 解体撤去 残った機器も併せて解体	
原子炉周辺設備 の解体撤去	原子炉補助建屋内	保管エリア設置予定場所等の解体撤去 内部スプレポンプ、新燃料貯蔵庫、1次系純水タンク等		
		その他設備の解体撤去 体積制御タンク、非再生クーラ等	使用済燃料貯蔵設備、廃液処理系等	
	原子炉格納容器内	保管エリア設置予定 場所等の解体撤去 格納容器循環空調設備等	その他設備の解体撤去 蓄圧注入系、加圧器逃しタンク等 蒸気発生器、加圧器等(安全貯蔵範囲)	
原子炉領域 の解体撤去			支持構造物 原子炉容器 一次遮蔽壁	
建屋等 の解体撤去				原子炉格納容器 原子炉補助建屋 管理区域解除後に解体

第5-3図 解体対象施設の解体撤去手順

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うえで、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、非常用電源設備等の施設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原子炉格納施設、原子炉補助建屋について、これらの系統及び設備を撤去するまでの期間、放射性物質漏えい防止機能及び性能並びに放射線遮蔽機能及び性能を維持管理する。
- (2) 新燃料貯蔵設備について、新燃料を貯蔵している期間、臨界防止機能及び性能を維持管理する。使用済燃料貯蔵設備について、使用済燃料を貯蔵している期間、臨界防止機能及び性能並びに浄化等の機能及び性能を維持管理する。また、核燃料物質取扱設備について、使用済燃料を貯蔵している又は構内輸送する期間、臨界防止機能及び性能、燃料落下防止機能及び性能並びに除熱等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。
- (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又は管理区域を解除するまでの期間、環境への放射性物質の放出管理機能及び性能、原子炉施設内の放射線監視機能及び性能並びに放射線管理機能及び性能を維持管理する。
- (5) 原子炉格納容器及び原子炉補助建屋の換気設備について、管理区域を解除するまでの期間、放射性物質による汚染の拡散を防止するための換気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、使用済燃料貯蔵設備に使用済燃料を貯蔵している期間、

使用済燃料貯蔵設備等の安全確保上必要な設備への電源供給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、安全確保上必要な機能及び性能が確保されるよう維持管理を行う。

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。

第 6-1 表 性能維持施設 (1/8)

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				
原子炉本 体	放射線遮 蔽体	原子炉容器周囲のコンクリ ート壁	1 式	既許認可どおり	放射線遮蔽機能	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 号炉炉心の支持構 造物等の解体撤去が 完了するまで
		原子炉格納容器内周のコンク リート壁	1 式	既許認可どおり			
		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			
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	使用済燃料ピットクレーン	1 台	既許認可どおり	臨界防止機能 燃料落下防止機 能	燃料集合体を取扱中、動力電源が喪 失した場合に燃料集合体が停止した 位置にて保持される状態であるこ と。また、取扱中に燃料集合体が破 損しないよう正常に動作する状態 であること。	1 号炉使用済燃料貯 蔵設備内の使用済燃 料の搬出が完了する まで
		原子炉補助建屋クレーン	1 台	既許認可どおり			1 号炉使用済燃料貯 蔵設備内の新燃料の 搬出が完了するまで
		新燃料エレベータ	1 台	既許認可どおり			
		除染装置 （使用済燃料輸送容器を除染 する場所（除染場））	1 台	既許認可どおり	除染機能	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 号炉使用済燃料貯 蔵設備内の使用済燃 料の搬出が完了する まで
		使用済燃料輸送容器	2 基※1	既許認可どおり	臨界防止機能 除熱機能 密封機能 放射線遮蔽機能	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 号炉及び 2 号炉使 用済燃料貯蔵設備内 の使用済燃料の構内 輸送が完了するまで

※1：1 号及び 2 号炉共用（定期事業者検査は 1 号炉で実施する。）

第 6-1 表 性能維持施設 (2/8)

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	新燃料ラック	1 式	既許認可どおり	臨界防止機能	燃料集合体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 号炉新燃料貯蔵設 備内の新燃料の搬出 が完了するまで
		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	1 式	既許認可どおり	臨界防止機能	燃料集合体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 号炉使用済燃料貯 蔵設備内の使用済燃 料の搬出が完了する まで
			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。	
			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	漏えい監視機能	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。	
			使用済燃料ピッ ト冷却装置	1 系統	既許認可どおり	浄化機能	燃料集合体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。	
			燃料取替用水タンク		1 基	既許認可どおり	給水機能 (ほう酸濃度を 除く。)	
放射性廃 棄物の廃 棄施設	気体廃棄 物の廃棄 設備	排気筒		2 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 処理が完了するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (3/8)

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	廃液蒸発装置	1 台※2	既許認可どおり	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 処理が完了するまで
		イオン交換器	2 基※2	既許認可どおり		
		洗浄排水処理装置	1 台※2	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。	
		冷却材ドレンタンク	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		
		サンプタンク	1 基	既許認可どおり		
		廃液ホールドアップタンク	1 基	既許認可どおり		
		廃液蒸留水タンク	2 基※1	既許認可どおり		
		薬品ドレンタンク	1 基※1	既許認可どおり		
		洗浄排水タンク	4 基※3	既許認可どおり		
		洗浄排水モニタタンク	2 基※1	既許認可どおり		
		タービン復水器冷却水放水路	1 式※1	既許認可どおり		

※1：1号及び2号炉共用（定期事業者検査は1号炉で実施する。）

※2：1号及び2号炉共用（定期事業者検査は2号炉で実施する。）

※3：1号及び2号炉共用（定期事業者検査は1号炉及び2号炉で実施する。）

第 6-1 表 性能維持施設 (4/8)

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	ペイラ	1 台	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 処理が完了するまで
		廃樹脂タンク	1 基	既許認可どおり		内包する物質が漏えいするようない 裂、変形等の有意な欠陥がない状態 であること。	
		廃樹脂貯蔵タンク	9 基※1	既許認可どおり			

※1：1 号及び 2 号炉共用（定期事業者検査は 1 号炉で実施する。）

第 6-1 表 性能維持施設 (5/8)

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	屋内管理 用の主要 な設備	固定エリアモニタ（補助建屋 内ドラム詰室、除染洗たく室※ 2、使用済燃料ピット付近）	3 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 が終了するまで
		手足モニタ（退出モニタ）	2 台※1	既許認可どおり	放射線監視機能	表面汚染密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。	管理区域を解除する まで
		放射線管理設備 （出入管理室、化学分析室、 放射線測定室）	1 式※1	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。	
	屋外管理 用の主要 な設備	排気モニタ（格納容器排気筒 ガスモニタ、補助建屋排気筒 ガスモニタ）	2 台	既許認可どおり	放射線監視機能 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。	放射性気体廃棄物及 び放射性液体廃棄物 の処理が完了するま で
		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			
		排水のサンプリングモニタ設 備（原子炉基礎湧水モニタ、 タービンサンプ水モニタ）	2 台	既許認可どおり	放射線監視機能	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。	管理区域を解除する まで

※1：1号及び2号炉共用（定期事業者検査は1号炉で実施する。）

※2：1号及び2号炉共用（定期事業者検査は2号炉で実施する。）

第 6-1 表 性能維持施設 (6/8)

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 式	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能 （事故時の気密性及び格納容器隔離弁による放射性物質漏えい防止機能を除く。）	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。	管理区域を解除するまで
	その他の 主要な事 項	原子炉格納容器換気送風機	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。	管理区域を解除するまで
		原子炉格納容器換気排風機	1 台	既許認可どおり			
		原子炉格納容器排気設備（高効率エアフィルタ）	1 台	既許認可どおり			
		アニュラス排風機	1 台	既許認可どおり	換気機能 （自動起動及び5分以内の負圧達成機能並びによう素除去機能を除く。）		
		アニュラス排気設備（高効率エアフィルタ）	1 台	既許認可どおり			

第 6-1 表 性能維持施設 (7/8)

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				
その他原子炉の附属施設	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	非常用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。	1 号炉使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の搬出が完了するまで
その他主要施設	建屋	原子炉補助建屋 (遮蔽壁（廃樹脂タンク室、 廃樹脂貯蔵タンク室、使用 済燃料ピット）)	1 式	既許認可どおり	放射線遮蔽機能	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が完了するまで
		原子炉補助建屋	1 式	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。	管理区域を解除するまで
	換気設備	補助建屋放射性区域送気ファン	1 台	既許認可どおり	換気機能 (出入管理室の よう素除去機能を 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。	管理区域を解除するまで
		使用済燃料ピット送気ファン	1 台	既許認可どおり			
		補助建屋放射性区域排気ファン	1 台	既許認可どおり			
		補助建屋主排気フィルタユニット	1 台	既許認可どおり			
		補助建屋主排気ファン	1 台	既許認可どおり			

第 6-1 表 性能維持施設 (8/8)

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	換気設備	出入管理室送気ファン	1 台※1	既許認可どおり	換気機能 （出入管理室の よう素除去機能 を除く。）	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。	管理区域を解除する まで
		出入管理室排気ファン	1 台※1	既許認可どおり			
		放射化学室排気ファン	1 台※1	既許認可どおり			
	消火設備	消火栓	1 式※1	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。	各建屋を解体する前 まで
	照明設備	非常用照明	1 式	廃止措置対象施 設内 非常用照明、誘 導灯	照明機能	非常用照明が点灯できる状態である こと。	各建屋を解体する前 まで

※1：1号及び2号炉共用（定期事業者検査は1号炉で実施する。）

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時に必要な台数を「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として、「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「性能」欄に示す。

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. 核燃料物質の貯蔵場所ごとの種類及び数量

1号炉の核燃料物質の貯蔵場所ごとの種類及び数量を第8-1表に示す。

2. 核燃料物質の貯蔵

1号炉の新燃料は、搬出するまでの期間、1号炉原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備又は使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する。

1号炉の使用済燃料は、搬出するまでの期間、1号炉又は3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する。3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する使用済燃料は3号炉にて管理する。

1号炉の核燃料物質の貯蔵中は、核燃料物質の取扱い及び貯蔵に係る安全確保上必要な機能（臨界防止、燃料落下防止、水位監視、漏えい監視、浄化及び給水）を維持管理する。

核燃料物質の貯蔵に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

なお、新燃料については低濃縮ウラン燃料であり放射能は低いため、崩壊熱除去及び遮蔽について特別な考慮を要しない。

3. 核燃料物質の搬出及び輸送

核燃料物質の搬出及び輸送は、関係法令を遵守して実施するとともに、保安のために必要な措置を保安規定に定めて実施する。

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、原子炉補助建屋内で輸送容器に収納する。

1号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料は、使用済燃料貯蔵設備において長期間保管されており、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散水洗浄・乾燥を行った後に、輸送容器に収納する。

輸送容器に収納後、解体対象施設から搬出し、加工施設へ輸送する。

1号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している使用済燃料については、1号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備から搬出し、再処理施設、中間貯蔵施設又は3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備へ輸送する。3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備へ輸送した使用済燃料は3号炉にて管理する。1号炉の破損燃料^{※1}については、搬出方法等を検討し、他の使用済燃料と同様、第2段階が終了するまでに、解体対象施設から搬出する。ただし、第3段階に破損燃料棒片を確認した場合は、廃止措置計画の変更等必要な手続きを行う。

1号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵中の使用済燃料のすべてを1号炉原子炉補助建屋内から搬出した場合は、3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備は廃止措置対象施設として取り扱わず、1号炉のすべ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。

なお、使用済燃料貯蔵設備に貯蔵中の使用済燃料については、国の「使用済燃料対策に関するアクションプラン」に基づき策定している「使用済燃料対策推進計画」を踏まえ、計画的に搬出する。

※1：美浜発電所1号炉第2回定期検査（昭和48年）にて燃料棒の破損を確認した燃料集合体（第2回及び第4回定期検査で回収した破損燃料棒片及び未回収破損燃料棒片を含む。）

4. 核燃料物質の譲渡し

1号炉の新燃料は、第2段階が終了するまでに、加工事業者へ譲り渡す。

1号炉の使用済燃料は、廃止措置が終了するまでに、再処理事業者へ譲り渡す。

第 8-1 表 核燃料物質の貯蔵場所ごとの種類及び数量

(平成 27 年 9 月現在)

貯蔵場所		種類及び数量			
		1 号炉		2 号炉	
		新燃料	使用済燃料	新燃料	使用済燃料
1 号炉 原子炉補助 建屋内	新燃料 貯蔵設備	28 体	—	—	—
	使用済燃料 貯蔵設備	32 体	191 体※1	—	—
2 号炉 原子炉補助 建屋内	新燃料 貯蔵設備	—	—	48 体	—
	使用済燃料 貯蔵設備	—	—	—	400 体
3 号炉 原子炉補助 建屋内	使用済燃料 貯蔵設備	—	40 体	—	110 体
合計		60 体	231 体	48 体	510 体

※1：破損燃料（1体）含む。

九 核燃料物質による汚染の除去

1. 除染の方針

(1) 解体対象施設の汚染の特徴

解体対象施設の一部は、放射化汚染又は二次的な汚染によって汚染されている。

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領域及び1次冷却設備を対象にした安全貯蔵により放射能の時間的減衰を図る。また、機器・配管等の内面に残存している二次的な汚染については、安全貯蔵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被ばく線量を合理的に達成可能な限り低減するとともに、放射性廃棄物の放射能レベルを低減する。

(2) 汚染の分布評価

初回申請において評価した解体対象施設内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。

第1段階の残存放射能調査により評価した解体対象施設内の汚染の推定分布図については、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

除染は、放射線業務従事者の被ばく線量、除染効果、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、安全確保上必要な機能に影響を及ぼさない措置を講じるとともに、作業に応じた防保護具の着用、遮蔽体の設置、汚染拡大防止措置等、放射線業務従事者の被ばく低減対策を講じる。

2. 第1段階の除染

(1) 除染の方法

第1段階は、既存の系統構成を活かし、原子炉運転期間中に1次冷却材に接液しており、二次的な汚染が内面に多く残存している主要系統を対象とした系統除染を行う。

系統除染の方法は、弁操作により主要系統を隔離した後、除染液注入ポンプ、浄化フィルタ、イオン交換樹脂等で構成された仮設除染装置を主要系統に接続し、除染液を主要系統内で循環させることにより行う。

なお、系統除染により発生する廃樹脂のうち、線量率の高い廃樹脂は、廃樹脂貯蔵タンクに移送・貯蔵、又は、容器に封入し固体廃棄物貯蔵庫に保管する。線量率の低い廃樹脂は、可燃性の雑固体廃棄物として雑固体焼却設備で焼却する。

(2) 系統除染の完了

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、系統除染による汚染の除去効果、海外における除染性能実績、系統除染に伴い発生する廃樹脂の発生量等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廃樹脂が廃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、系統除染時の表面線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。

(3) 安全管理上の措置

- a. 系統隔離により性能維持施設の機能に影響を与えない系統構成とする。
- b. 系統除染で除染液が接する弁、配管等については、事前に健全性を確認する。
- c. 高放射線量となる廃樹脂及び配管の周囲に仮設の遮蔽を設置し、放射線業務従事者の被ばく線量の低減を図る。
- d. 廃樹脂の取扱いに当たっては、汚染拡大防止措置を講じる。

(4) その他の除染

系統除染の対象範囲以外の機器・配管等に付着している二次的な汚染について、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、化学的方法又は機械的方法により除染を行う。除染の実施に当たっては、系統隔離等により安全確保上必要な機能に影響

響を及ぼさない措置を講じるとともに、放射線業務従事者の被ばく低減対策を講じる。

3. 第2段階以降の除染

(1) 除染の方法

a. 解体前除染

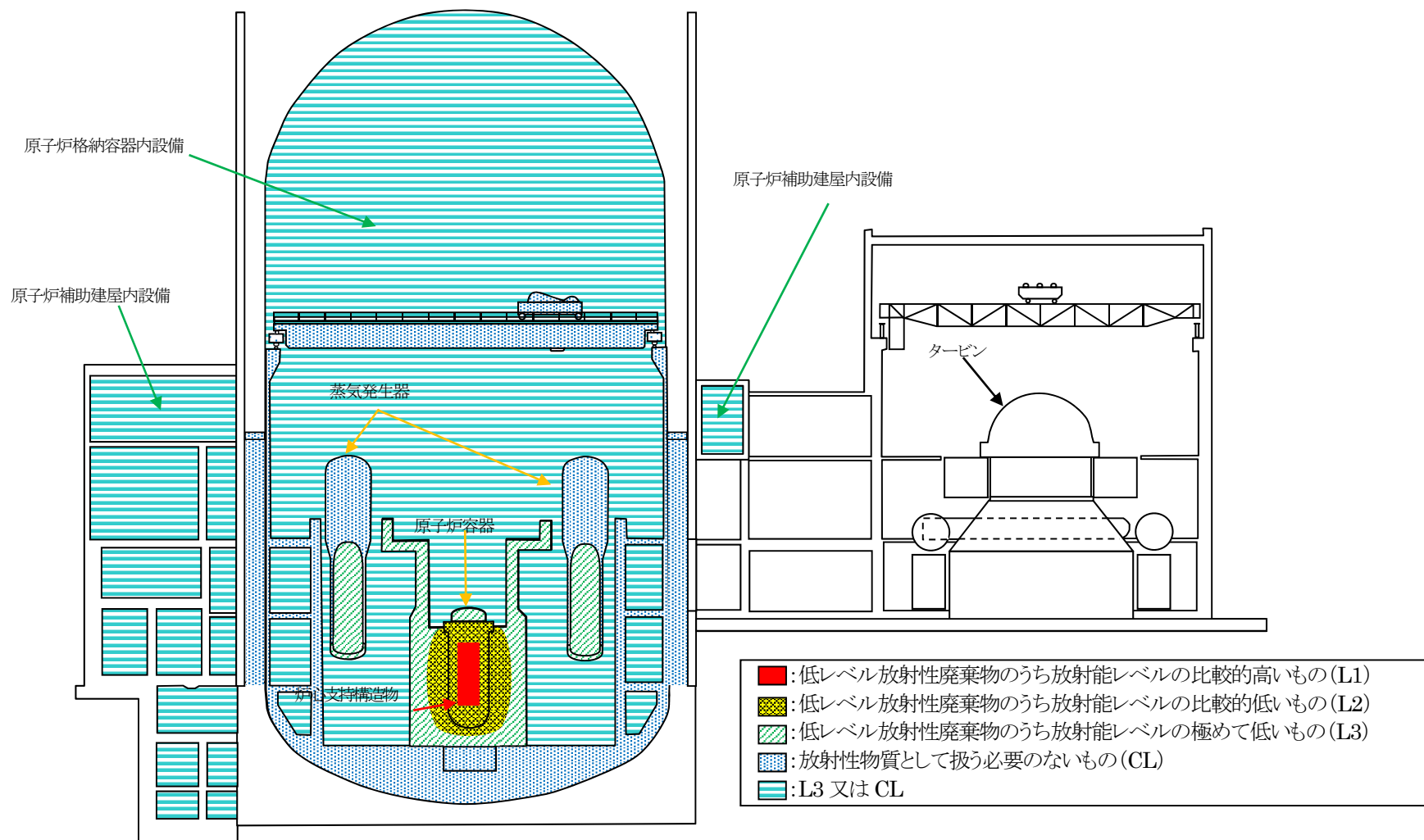
解体撤去等における放射線業務従事者の被ばく低減又は放射性廃棄物の放射能レベル低減の観点から有効と判断した場合には、化学的方法又は機械的方法により除染を行う。

b. 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、第1段階に実施する系統除染及び残存放射能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、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。

(2) 安全管理上の措置

- a. 解体前除染を実施する場合には、系統隔離等により安全確保上必要な機能に影響を及ぼさない措置を講じる。
- b. 作業環境に応じて適切な防保護具を着用する。
- c. 高線量区域での作業は、可能な限り短時間での立入りで作業を行う等、被ばく線量の低減を図る。
- d. 作業時には、汚染拡大防止措置（汚染拡大防止囲い、堰の設置等）を講じる。



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

1. 放射性気体廃棄物の管理

(1) 第1段階

第1段階に発生する放射性気体廃棄物としては、系統除染、設備の維持管理等により発生する粒子状の放射性粉じん（以下「粒子状物質」という。）、放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）が考えられるが、第1段階では粒子状物質が大量に発生する管理区域内設備の解体撤去を行わず、また、放射性廃棄物の廃棄施設や換気設備等の必要な設備についてはその機能を維持することから、粒子状物質の放出量は無視できる。さらに、よう素についても、半減期が短く、原子炉停止からの減衰期間を考慮すると、放出量は無視できる。したがって、第1段階に放出される放射性気体廃棄物としては、原子炉格納容器及び原子炉補助建屋の換気による希ガスが主となる。

希ガスが主となる放射性気体廃棄物の廃棄については、原子炉運転中と同様に、排気中の放射性物質の濃度を排気モニタによって監視しながら排気筒から放出する。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管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

なお、廃止措置期間中は、原子炉が停止していることから新たな希ガスは生成されず、また、原子炉停止から3年以上経過していることから、一部の長半減期核種を除き、解体対象施設内に残存している希ガスの放射能については無視できる程度まで減衰している。したがって、ガス減衰タンクから希ガスを放出する場合、ガス減衰タンクで必要な減衰期間は十分に経過しており、一部の長半減期核種についてもこれ以上の減衰はほとんど期待できないことから、ガス減衰タンクでの貯蔵による減衰を行わず放出する。

第1段階における放射性気体廃棄物の処理流路線図（1号炉及び2号炉）を第10-1図に示す。

第1段階に発生する放射性気体廃棄物の推定放出量から、「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「線量目標値指針」という。）に基づき、放射性気体廃棄物の放出管理目標値を次のとおり設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値（1号炉、2号炉及び3号炉合算）

1.0×10^{15} Bq/y （希ガス）

2.5×10^{10} Bq/y （よう素 131）

(2) 第2段階以降

第2段階以降に発生する主な放射性気体廃棄物は、管理区域内設備の解体撤去に伴って発生する粒子状物質である。

希ガスについては、第1段階で実施した作業に伴い、解体施設内に残存していた希ガスは放出されているため、第2段階以降の放出量は無視することができる。ただし、使用済燃料搬出完了までは、使用済燃料からの希ガスの漏えいがないことを排気筒ガスモニタにより監視する。

よう素については、第1段階と同様に原子炉停止からの減衰期間を考慮すると、放出量は無視することができる。

解体撤去で発生する粒子状物質が主となる放射性気体廃棄物の廃棄については、補助建屋排気設備、原子炉格納容器換気設備又はアニュラス排気設備を通した後、排気筒から放出する。また、周辺環境の放射線モニタリングについてはモニタリングポストによる空間放射線量率の測定や環境試料のサンプリング等によって行う。放射性気体廃棄物の管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

第2段階以降の放射性気体廃棄物の処理流路線図を第 10-2 図に示す。廃止措置の進捗に伴い放射性気体廃棄物の処理方法を変更する場合は、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

第2段階以降に発生する放射性気体廃棄物の推定発生量から、放出管理目標値を設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値（1号炉及び2号炉合算）

第2段階

$2.6 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ （粒子状物質（Co-60））

第3段階

$8.9 \times 10^7 \text{ Bq/y}$ （粒子状物質（Co-60））

2. 放射性液体廃棄物の管理

(1) 第1段階

第1段階に発生する主な放射性液体廃棄物は、系統除染、設備の維持管理等により発生する冷却材ドレン、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。

これらの放射性液体廃棄物の廃棄については、処理に必要な設備の機能を維持しながら処理を行うとともに、放出する場合には、原子炉運転中と同様に、あらかじめ放出前の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及び確認してから放出する。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管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

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、廃液処理系にて処理を行う。第1段階における放射性液体廃棄物の処理流路線図（1号炉及び2号炉）を第10-3図に示す。

第1段階に発生する放射性液体廃棄物の推定放出量から、線量目標値指針に基づき、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を次のとおり設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値（１号炉、２号炉及び３号炉合算）

7.1×10^{10} Bq/y （トリチウムを除く）

(2) 第２段階以降

第２段階以降に発生する主な放射性液体廃棄物は、設備の維持管理、管理区域内設備の解体撤去等に伴い発生するキャビティドレン、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。

これらの放射性液体廃棄物の廃棄については、処理に必要となる設備の機能を維持しながら処理を行うとともに、放出する場合には、あらかじめ放出前の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及び確認してから放出する。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管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

第２段階以降の放射性液体廃棄物の処理流路線図を第 10-4 図に示す。廃止措置の進捗に伴い放射性液体廃棄物の処理方法を変更する場合は、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

第２段階以降に発生する放射性液体廃棄物の推定放出量から、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を次のとおり設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値（１号炉及び２号炉合算）

第２段階

2.1×10^7 Bq/y （Co-60）

第３段階

9.3×10^7 Bq/y （Co-60）

3. 放射性固体廃棄物の管理

(1) 放射性固体廃棄物の処理

a. 第１段階

第１段階においては、系統除染、設備の維持管理等により、廃液蒸発装置の濃

縮廃液固化物、雑固体廃棄物、イオン交換器廃樹脂等が原子炉運転中と同様に発生する。

これらの放射性固体廃棄物は、種類、性状等に応じて、原子炉運転中と同様に圧縮、焼却、溶融、固化等の処理を行い、原子炉設置許可申請書に記載している貯蔵容量を超えないように廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵又は固体廃棄物貯蔵庫に保管する。放射性固体廃棄物の管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

第1段階における放射性固体廃棄物の処理流路線図（1号炉及び2号炉）を第10-5図に示す。

b. 第2段階以降

第2段階以降においては、管理区域内設備の解体撤去等により、廃液蒸発装置の濃縮廃液固化物、雑固体廃棄物、イオン交換器廃樹脂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、種類、性状等に応じて、圧縮、焼却、溶融、固化等の処理を行い、原子炉設置許可申請書に記載している貯蔵容量を超えないように廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵又は固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

管理区域内設備の解体撤去等により発生する金属等の解体撤去物のうち、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、必要に応じて除染等を行い、可能な限りCL物として処理するが、CL物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。

放射性固体廃棄物及び解体保管物の管理並びに保管エリアの管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

第2段階の放射性固体廃棄物及び解体撤去物の処理流路線図を第10-7図に示す。

第3段階以降の管理区域内設備の解体撤去により発生する解体撤去物の管理に

については、保管方法、放射性固体廃棄物の廃棄に向けた処理方法等を具体化した後、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

(2) 放射性固体廃棄物の廃棄

解体対象施設から発生する放射性固体廃棄物は、廃止措置の終了までに、放射能レベルの比較的高いもの（L1）、放射能レベルの比較的低いもの（L2）及び放射能レベルの極めて低いもの（L3）に区分し、それぞれの放射能レベル区分に応じて廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。廃棄施設に廃棄するまでの間は、固体廃棄物貯蔵庫等で放射能レベル区分及び性状に応じて、適切な方法で貯蔵又は保管を行う。

なお、CL 物は、原子炉等規制法に定める所定の手続き及び確認を経て、可能な限り再生利用に供する。

美浜発電所における放射性固体廃棄物の貯蔵・保管状況（1号炉及び2号炉合算）（平成28年6月末現在）を第10-1表に示す。1号炉及び2号炉から発生したこれらの放射性固体廃棄物については、廃止措置終了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

なお、3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、1号炉及び2号炉の廃止措置終了後は3号炉にて管理する。

第1段階に発生する放射性固体廃棄物の推定発生量を第10-2表に、廃止措置期間全体にわたり発生する放射性固体廃棄物の放射能レベル区分ごとの推定発生量を第10-3表に示す。

第 10-1 表 運転中に発生した放射性固体廃棄物の貯蔵・保管状況
(1 号炉及び 2 号炉合算)

(平成 28 年 6 月末現在)

貯蔵・保管場所	放射性固体廃棄物の種類		貯蔵・保管量
廃樹脂貯蔵タンク (1 号及び 2 号炉共用)	イオン交換器廃樹脂		98m ³
1 号炉 使用済燃料貯蔵設備	使用済制御棒		62 体
	使用済バーナブルポイズン		8 体
	使用済プラグングデバイス		94 体
2 号炉 使用済燃料貯蔵設備	使用済制御棒		68 体
	使用済バーナブルポイズン		13 体
	使用済プラグングデバイス		180 体
3 号炉 使用済燃料貯蔵設備 (1 号、2 号及び 3 号炉共用)	使用済バーナブルポイズン		70 体
固体廃棄物貯蔵庫 (1 号、2 号及び 3 号炉共用)	ドラム缶	均質固化体	1,480 本
		雑固体	5,645 本
	その他		2,089 本相当
蒸気発生器保管庫 (1 号、2 号及び 3 号炉共用)	蒸気発生器		4 基
	保管容器 ※1		683m ³

※1：原子炉容器上部蓋を含む。

第 10-2 表 第 1 段階に発生する放射性固体廃棄物の推定発生量
(1 号炉及び 2 号炉合算)

放射性固体廃棄物の種類	推定発生量
雑固体廃棄物	可燃物：約1,300本相当 ※1※2 不燃物：約1,600本相当 ※1
廃液蒸発装置の濃縮廃液固化物 (均質固化体)	約250本相当 ※1
イオン交換器廃樹脂	約20m ³

注) 廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物の放射能レベル区分については、
埋設処分するまでに決定する。

※1：ドラム缶換算

※2：雑固体焼却設備にて焼却後の数量は約50本相当

第 10-3 表 廃止措置期間全体にわたり発生する放射性固体廃棄物の推定発生量

(単位：トン)

放射能レベル区分※1		推定発生量※2※3	
		1 号炉	2 号炉
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの (L1)	約 80	約 80
	放射能レベルの比較的低いもの (L2)	約 620	約 790
	放射能レベルの極めて低いもの (L3)	約 2,380	約 2,510
	合計	約 3,070	約 3,360
放射性物質として扱う必要のないもの (CL)		約 6,400	約 7,500

※1：放射能レベル区分は、以下のとおり。

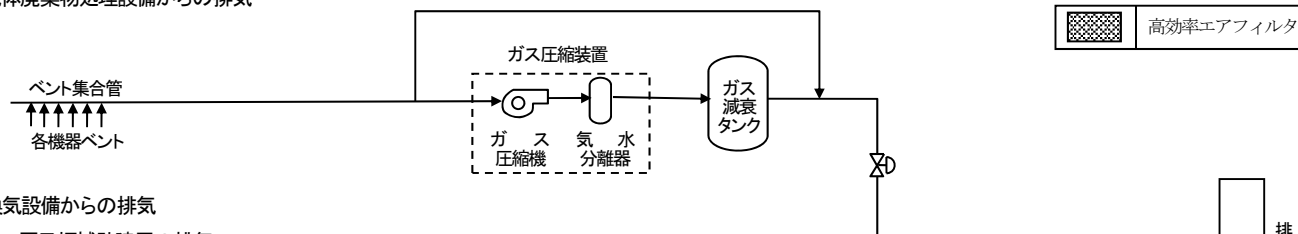
- ・ L1 の区分値の上限は、原子炉等規制法施行令第 3 1 条に定める放射能濃度
- ・ L1 と L2 の区分値は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」別表第 1 に定める放射能濃度の 10 分の 1
- ・ L2 と L3 の区分値は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」別表第 2 に定める放射能濃度の 10 分の 1
- ・ L3 と CL の区分値は、「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」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

- ・ 二次的な汚染を生じている設備の一部（タンク等の容器形状）については、除染効果（除染係数 100）を見込んでいる。
- ・ 低レベル放射性廃棄物については、10 トン単位で切り上げた値である。
- ・ 放射性物質として扱う必要のないものについては、100 トン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。
- ・ 運転中に発生した使用済制御棒、使用済バーナブルポイズン、使用済プラギングデバイスを含む。

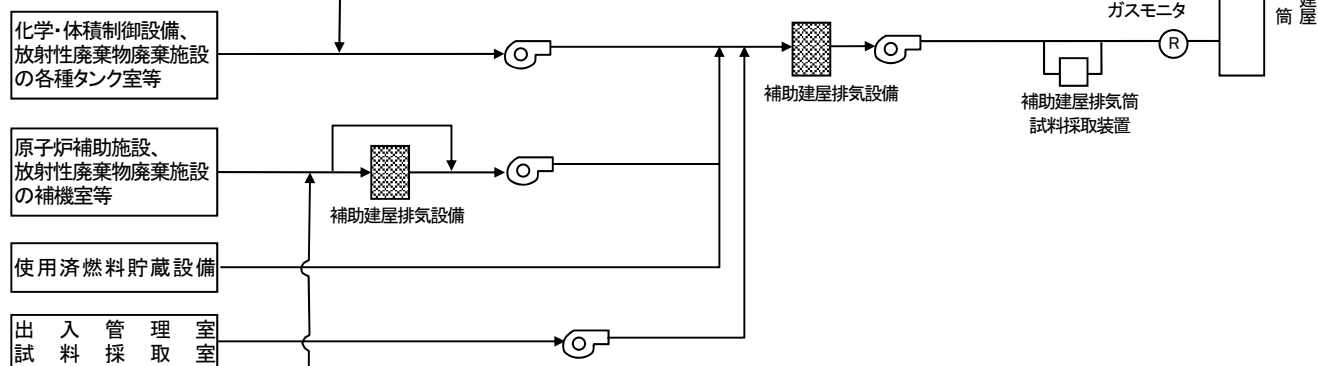
※3：この他、放射性廃棄物でない廃棄物（管理区域外からの発生分を含む。）が約 315,000 トン（1 号炉及び 2 号炉合算）発生する。

1. 気体廃棄物処理設備からの排気

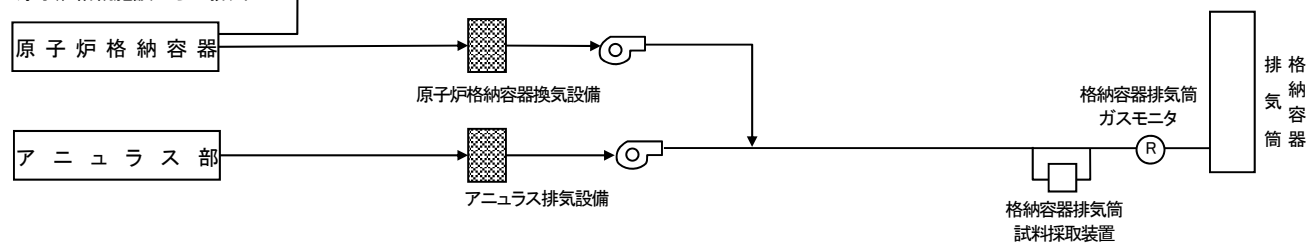


2. 換気設備からの排気

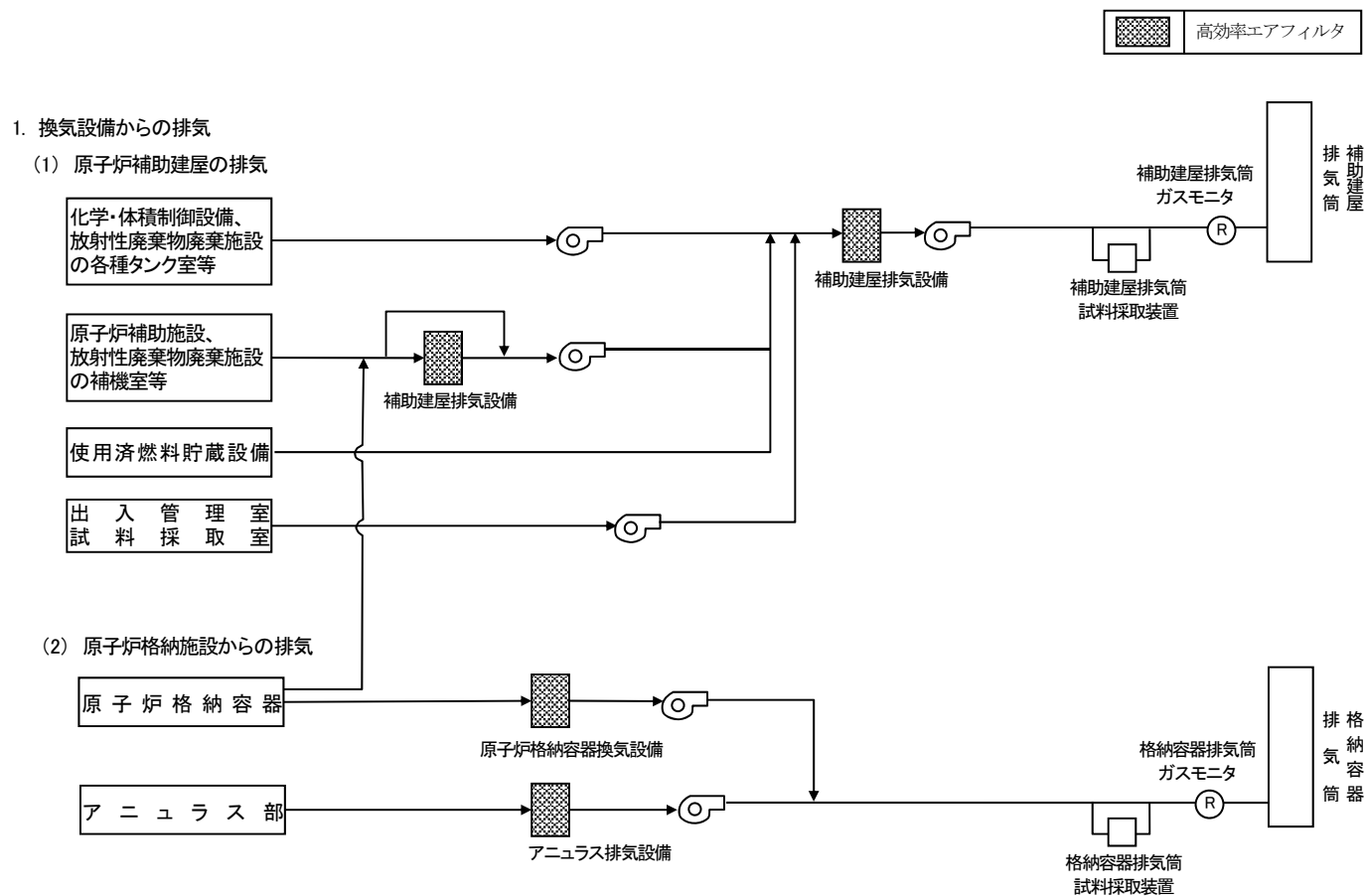
(1) 原子炉補助建屋の排気



(2) 原子炉格納施設からの排気

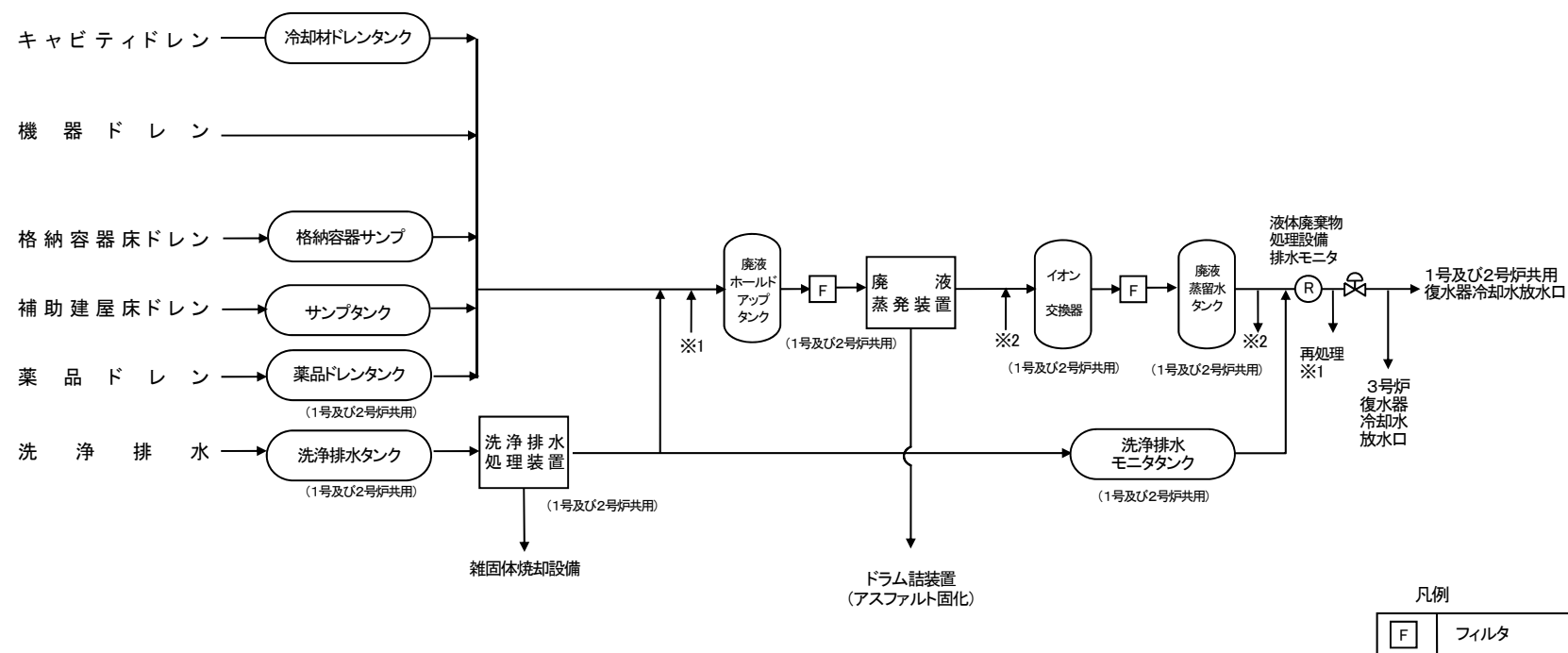


第 10-1 図 第 1 段階における放射性気体廃棄物の処理流路線図（1 号炉及び 2 号炉）

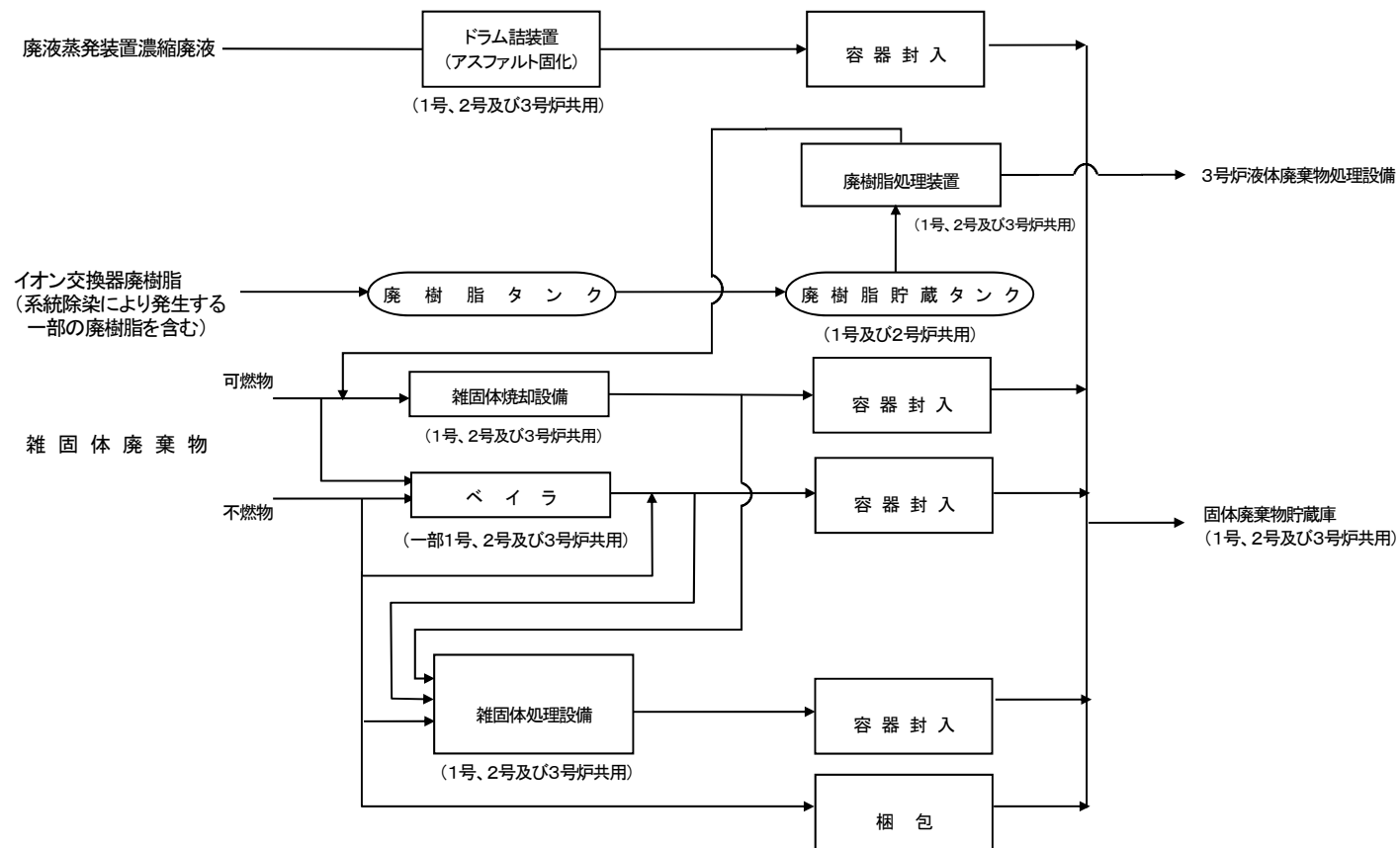


第 10-2 図 第 2 段階以降における放射性気体廃棄物の処理流路線図（1 号炉及び 2 号炉）

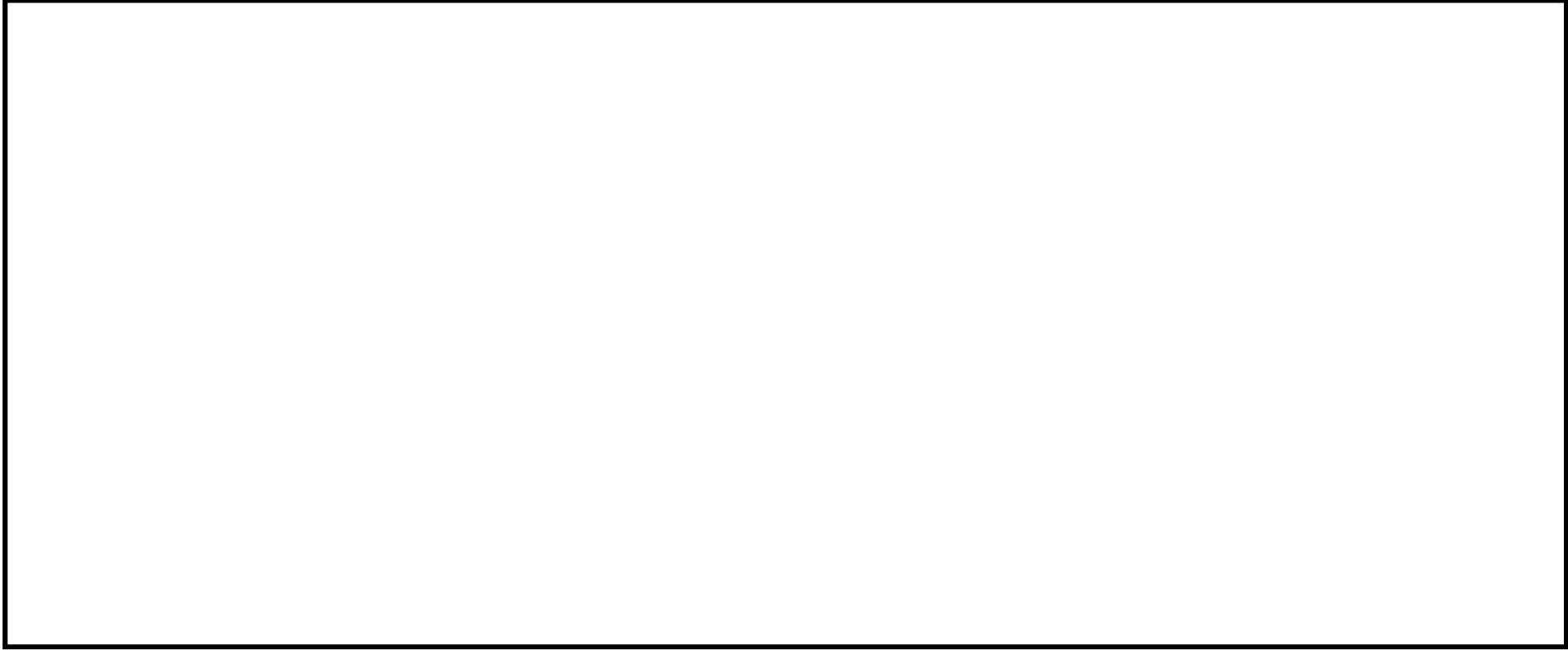
第10-3図 第1段階における放射性液体廃棄物の処理流路線図（1号炉及び2号炉）



第 10-4 図 第 2 段階以降における放射性液体廃棄物の処理流路線図（1 号炉及び 2 号炉）



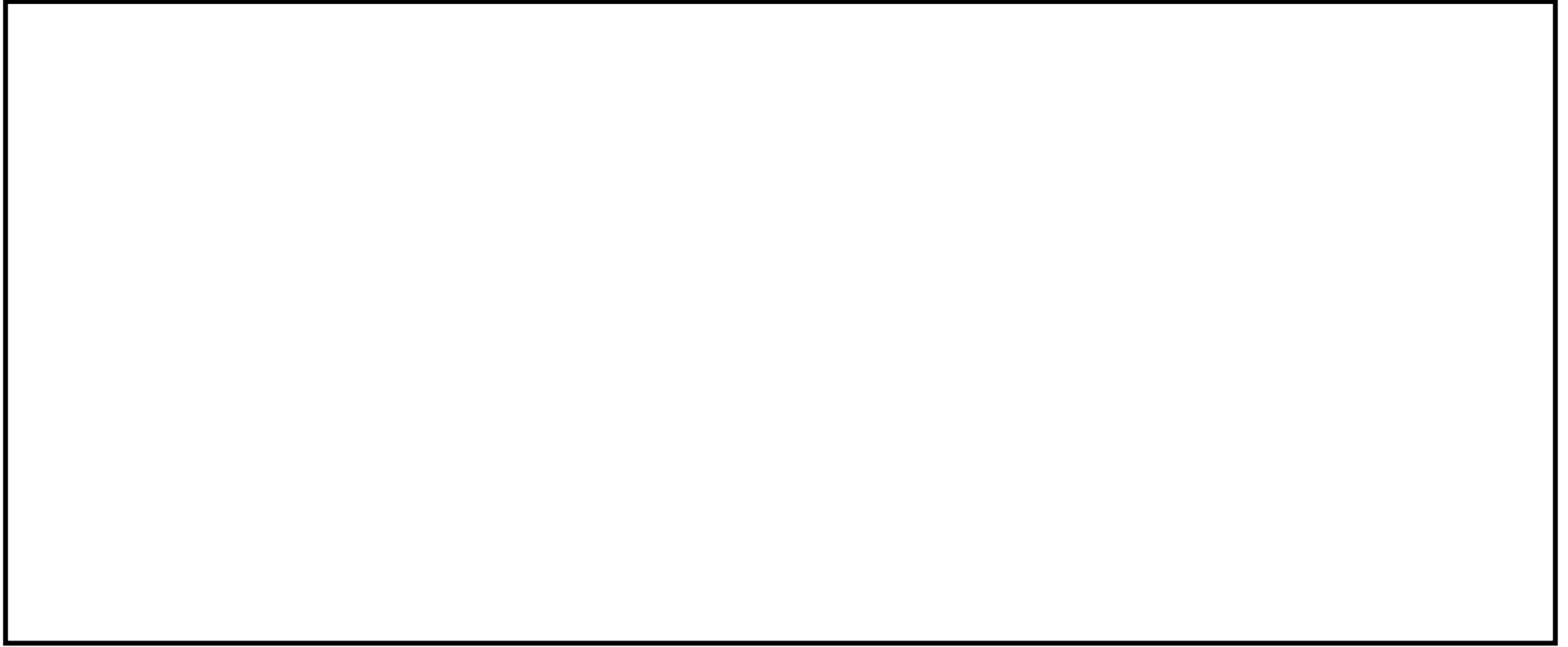
第10-5 図 第1段階における放射性固体廃棄物の処理流路線図（1号炉及び2号炉）



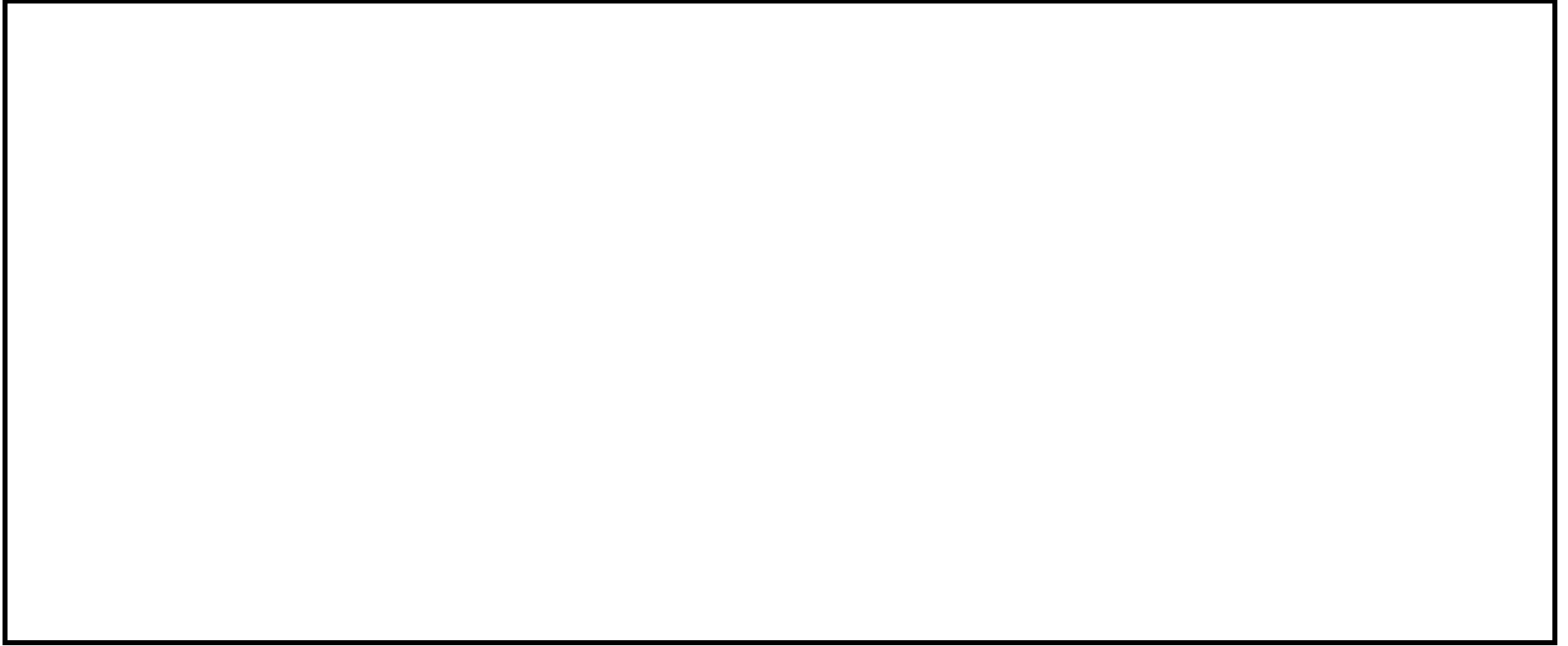
第 10-6 図 保管エリア設置予定場所 (1/4)



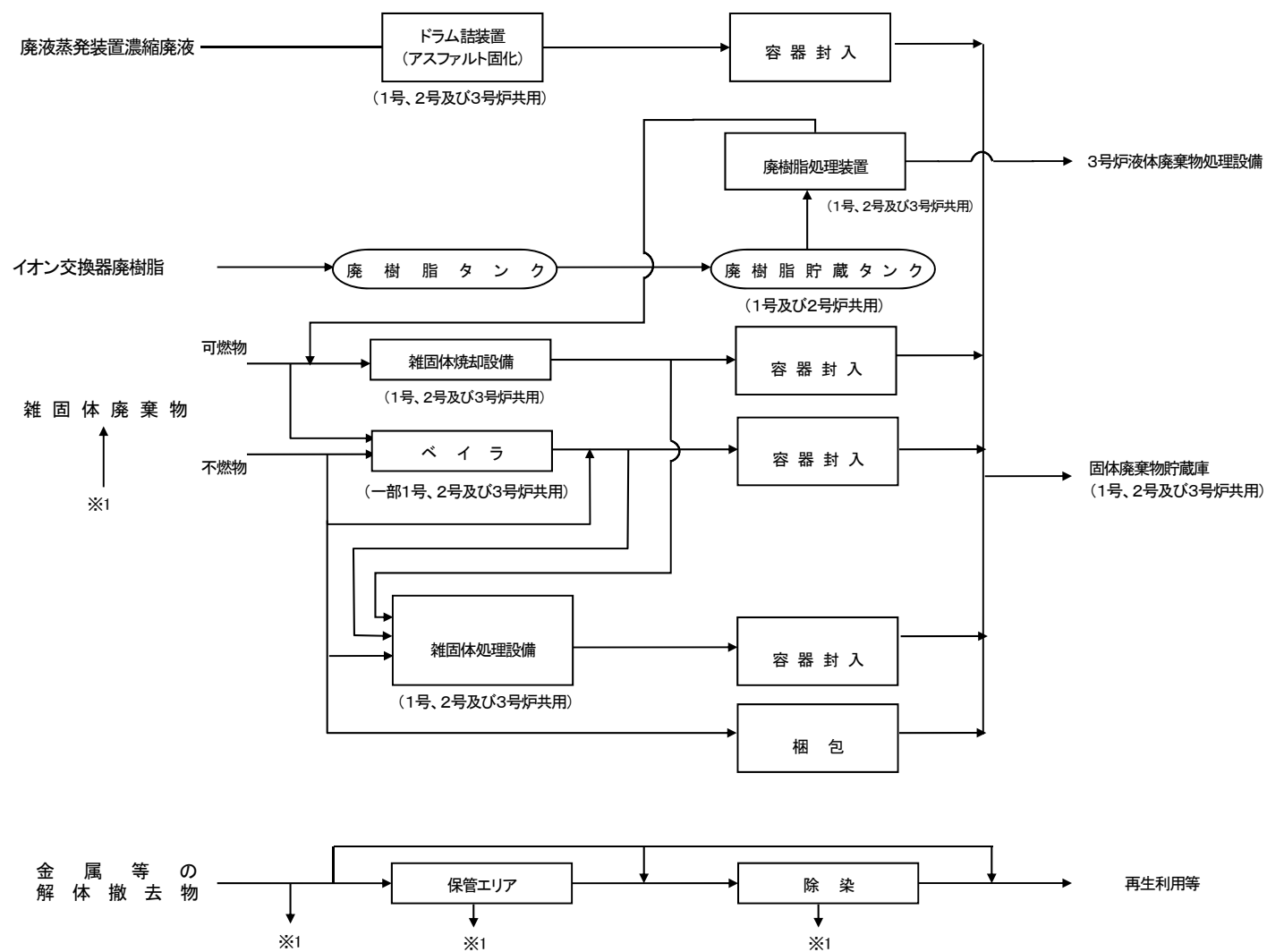
第 10-6 図 保管エリア設置予定場所 (2/4)



第 10-6 図 保管エリア設置予定場所 (3/4)



第 10-6 図 保管エリア設置予定場所 (4/4)



第 10-7 図 第 2 段階における放射性固体廃棄物及び解体撤去物の処理流路線図 (1 号炉及び 2 号炉)

十一 廃止措置の工程

1号炉の廃止措置は、原子炉等規制法に基づく本廃止措置計画の認可以降、この廃止措置計画に基づき実施し、2045年度に完了する予定である。廃止措置の工程を第11-1表に示す。

第 11-1 表 廃止措置の工程

年度		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
		2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025	2026	2027	2028	2029	2030	2031	2032	2033	2034	2035	2036	2037	2038	2039	2040	2041	2042	2043	2044	2045
		第1段階						第2段階														第3段階						第4段階			
		解体準備期間						原子炉周辺設備解体撤去期間														原子炉領域解体撤去期間						建屋等解体撤去期間			
廃止措置の工程	1号炉及び2号炉	系統除染																													
		残存放射能調査																													
								核燃料物質の搬出																							
								2次系設備の解体撤去																							
								原子炉周辺設備の解体撤去																							
																						原子炉領域の解体撤去									
																												建屋等の解体撤去			
								安全貯蔵																							
								機器等の除染																							
								放射性廃棄物(原子炉運転中に発生した放射性廃棄物及び解体撤去により発生する放射性廃棄物)の処理・処分																							

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美浜発電所の安全を達成・維持・向上させるため、原子炉設置許可申請書本文第十一号の「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、保安規定に品質マネジメントシステム計画を定める。

こ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の安全に係る品質保証規程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美浜発電所の安全の達成・維持・向上を図る。

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
- 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
- 三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書
- 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
- 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
- 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
- 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
- 八 廃止措置の実施体制に関する説明書
- 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

1. 燃料集合体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記録

発電用原子炉の炉心に挿入された燃料集合体の配置は、「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。）第67条の規定に基づく記録である発電用原子炉内における燃料集合体の配置図（以下「炉心配置図」という。）に記録している。

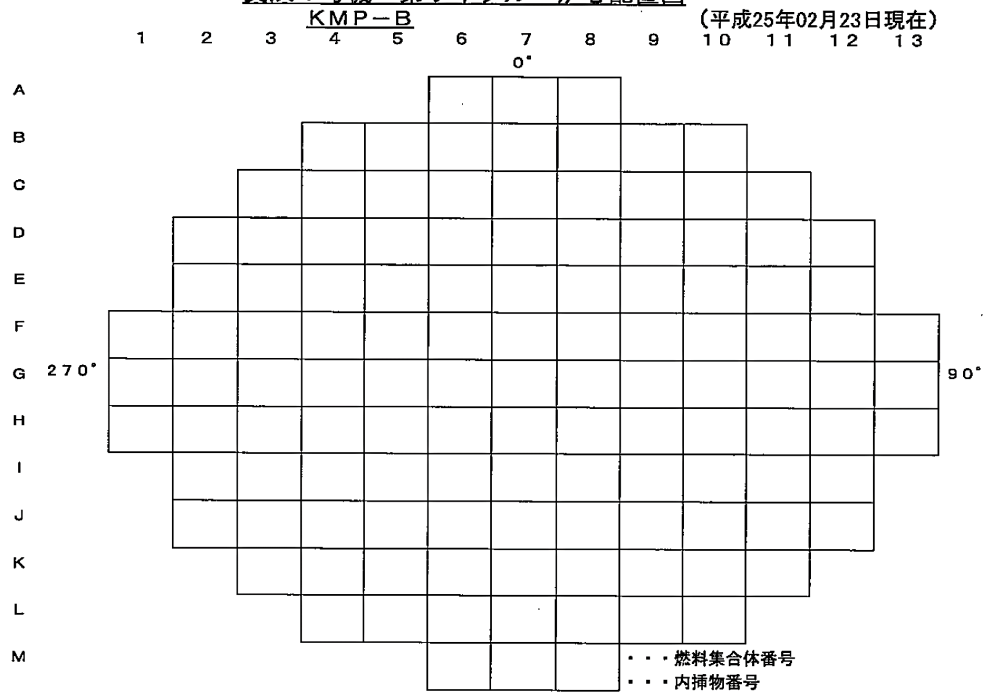
本記録は燃料集合体の配置又は配置替えの都度作成することとなっており、1号炉の炉心配置図は、以下に示すとおり、原子炉の炉心から最後に燃料集合体を取り出した後は、新たに作成していない。空白は燃料集合体が装荷されていない状態を示す。

2. 1号炉の燃料集合体取出し

1号炉の燃料集合体は、平成25年2月23日に発電用原子炉の炉心から取り出す作業を完了した。このときに作成した炉心配置図を第1図に示す。

美浜1号機 第サイクル 炉心配置図

添付ー2



燃料集合体内訳

- *1: 継続使用燃料
- *2: 再装荷燃料
- *3: 新燃料
- *4: 通常燃料
- *5: ガドリニア入り燃料
- *6: MOX燃料
- *7: 回収ウラン燃料
- *8: ガドリニア入り回収ウラン燃料
- *9: その他

燃料内挿物内訳

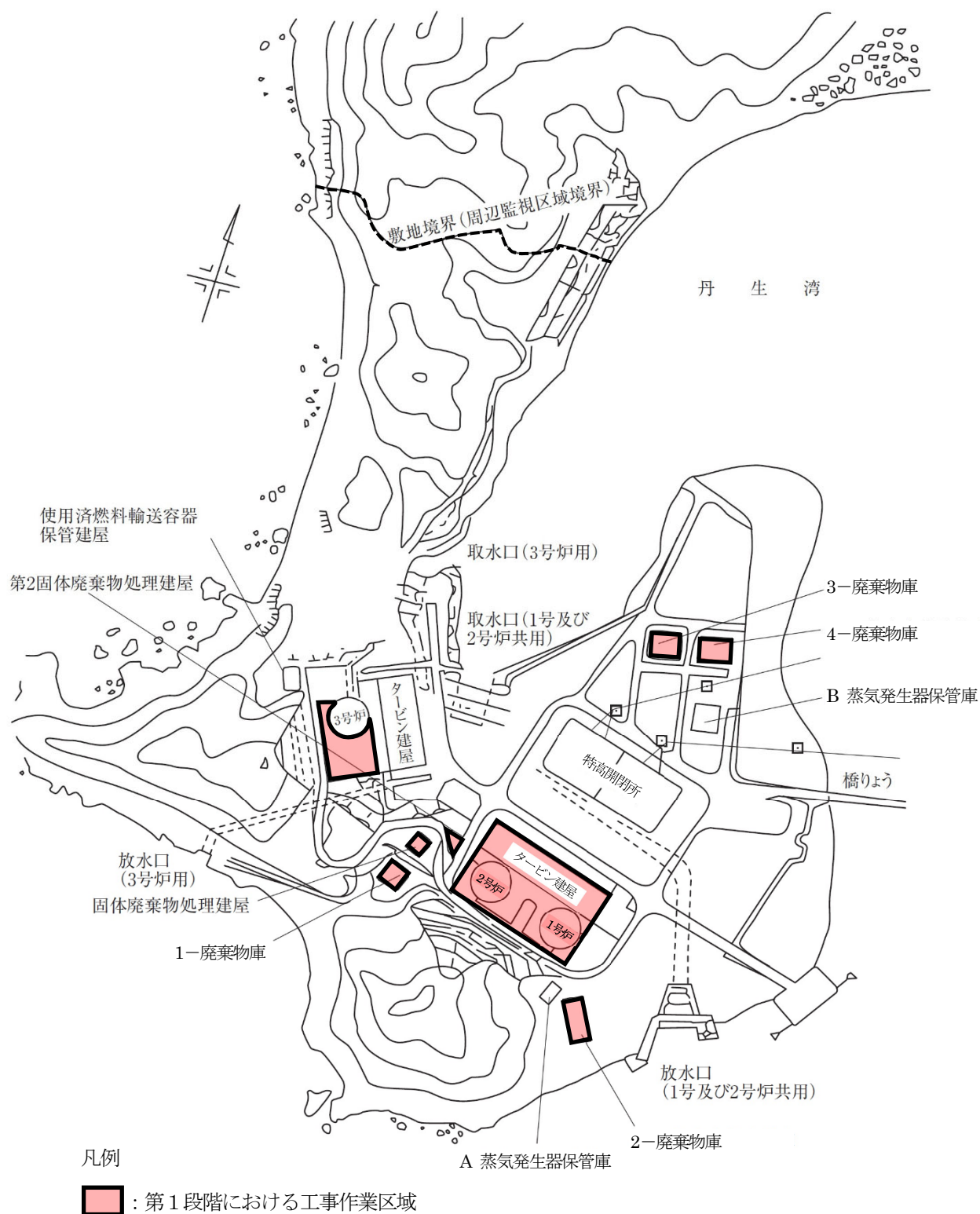
- 制御棒 : 0 体
- バーナブルポイズン : 0 体
- ブラギングデバイス : 0 体
- 中性子源 : 0 体
- その他 : 0 体

第1図 1号炉 炉心配置図 (平成25年2月23日)

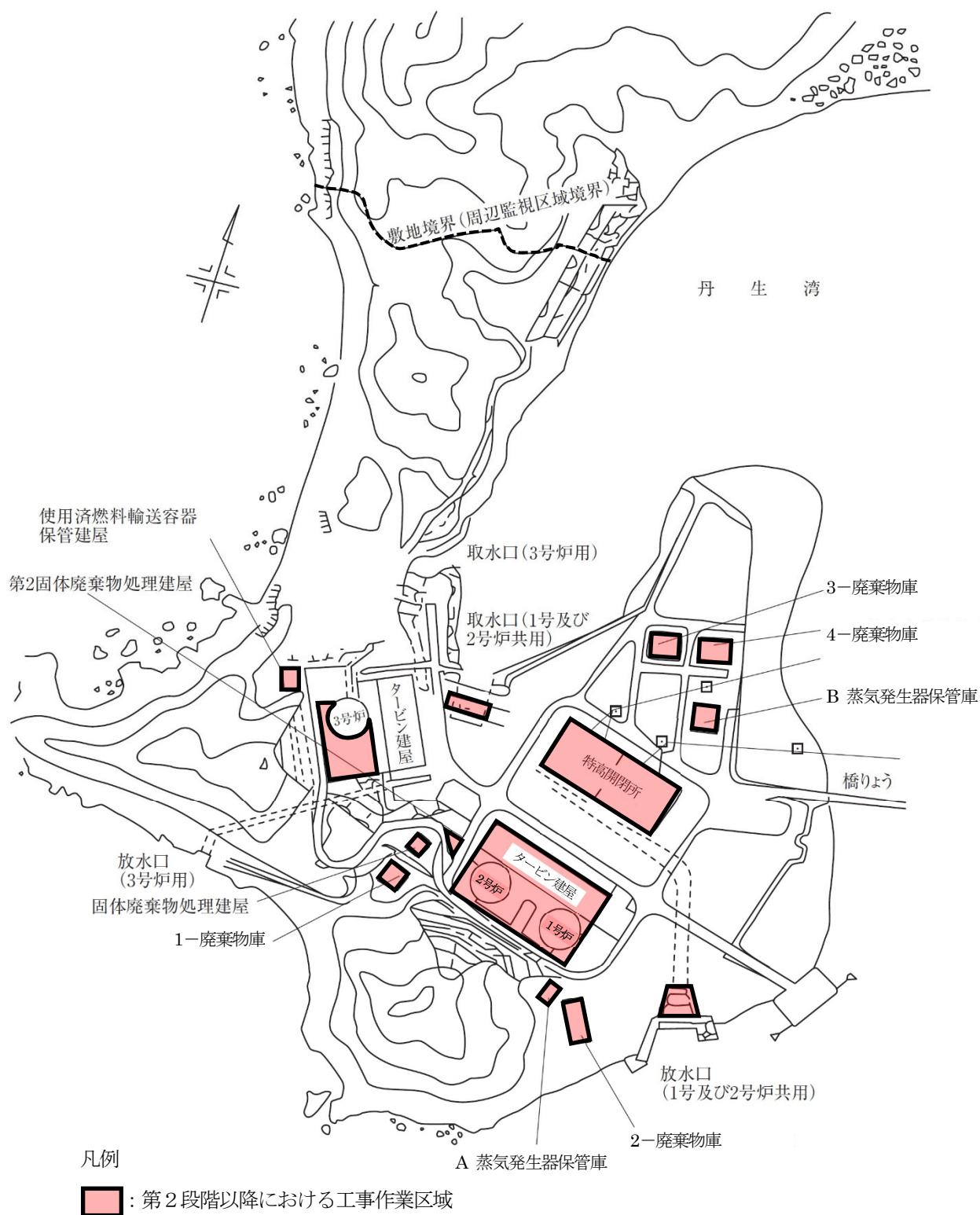
添付書類 二

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及び廃止措置（第 1 段階）に係る工事作業区域を第 1 図に示す。第 2 段階以降における工事作業区域を第 2 図に示す。



第1図 廃止措置対象施設の敷地及び廃止措置(第1段階)に係る
工事作業区域(2号炉の工事作業区域を含む。)



第2図 廃止措置対象施設の敷地及び廃止措置（第2段階以降）
に係る工事作業区域（2号炉の工事作業区域を含む。）

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 放射線管理に関する基本方針・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、廃止措置が終了するまで、原子炉等規制法等の関係法令及び関係告示を遵守し、周辺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可能な限り低減することとする。

具体的方法については、原子炉運転中の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可能な限り低減するため、放射線遮蔽体、換気設備、放射線管理施設及び放射性廃棄物の廃棄施設は、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可能な限り低減するために、管理区域を設定して出入管理を行い、外部放射線に係る線量当量、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管理する。
- (3) 放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し、その結果を作業環境の整備、作業方法等の改善に反映する。
- (4) 管理区域の外側には、周辺監視区域を設定し、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、汚染拡大防止のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、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

(1) 管理区域

廃止措置対象施設のうち、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る線量限度を超えるおそれのない区域を周辺監視区域として設定する。

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10分の1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頻度等に差異があるため、これらのことを考慮して以下のとおり管理を行う。

- 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、放射線遮蔽体を必要な期間維持管理するとともに、高線量の機器等を取り扱う場合には、必要に応じて遮蔽体を設置する。
 - b. 放射線業務従事者等を放射性物質により汚染されたもの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、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、必要に応じて防保護具を着用する等の措置を講じる。
 - 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の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る連続測定を行う。また、放射線業務従事者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り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、管理の必要性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り、周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを

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、管理区域内に放射線遮蔽体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ともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気及び水が、容易に流出することのないよう換気設備及び液体廃棄物の廃棄設備を必要な期間維持管理する。

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被ばく管理は、線量を測定及び評価するとともに定期的及び線量告示に定める線量限度を超えて被ばくした場合等必要に応じて健康診断を実施し、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、線量の評価を行う。

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、線量目標値指針を参考に、発電所から放出される放射性物質について放出管理目標値を定めるとともに、放射性物質の測定を行い、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モニタ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には、あらかじめ放出前の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及び確認する。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とともに、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

周辺監視区域境界付近及び周辺地域の空間放射線量等の監視は、空間放射線量の測定及び空間放射線量率の測定により行う。

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積算線量計により測定する。

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で測定する。

(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 ： 空气中放射性粒子、海水、海底土、海洋生物、陸土、陸上生物

頻 度 ： 原則として半期に1回とし、必要に応じ増加する。

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

(3) 異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、排気モニタ及び排水モニタにより常に監視し、その指示に万一異常があれば適切な措置を講じる。

万一異常放出があった場合等は、敷地境界付近及び周辺地域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測定するほか、移動式放射能測定装置（モニタ車）により敷地周辺の放射能測定を行い、放射性物質による汚染の範囲、程度等の推定を迅速かつ確実に行う。

2. 平常時における周辺公衆の線量評価

廃止措置期間中に環境へ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り周辺公衆の受ける線量を評価する。また、廃止措置期間中の直接線及びスカイシャイン線による敷地境界外の線量を評価する。

評価に当たっては、「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「線量評価指針」という。）、「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。）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 年度経済産業省原子力安全・保安院 放射性廃棄物規制課委託調査、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。）を参考にする。

2.1 第 1 段階の平常時における周辺公衆の受ける線量評価

第 1 段階では、1 号炉及び 2 号炉における炉心からの燃料取出しは既に完了しており、使用済燃料は使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している。また、管理区域内設備の解体撤去を行わず、解体対象施設のうち放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理に必要な機能については継続して維持管理することから、原子炉施設の状態としては、原子炉運転中の定期検査時（燃料取出し後）と同等の状態が継続する。また、原子炉停止以降、放射性物質の新たな生成はない。

以上のことから、第 1 段階の平常時における周辺公衆の受ける線量は「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す線量評価方法を参考に次のとおり評価する。

2.1.1 放射性気体廃棄物による実効線量

(1) 放射性気体廃棄物の放出量

a. 評価方法（1号炉及び2号炉）

第1段階に1号炉及び2号炉から発生する放射性気体廃棄物の主なものは、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す原子炉運転中の主な放射性気体廃棄物のうち、原子炉格納容器の換気及び原子炉補助建屋の換気により放出される希ガスである。よう素については、半減期が短く、原子炉停止からの減衰期間を考慮すると、放出量は無視できる。

なお、希ガスについても、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」の評価対象核種のうち、Kr-85を除いた核種については、半減期が短く、原子炉停止からの減衰期間を考慮すると、放出量は無視できる。

以上のことから、第1段階に1号炉及び2号炉から発生する放射性気体廃棄物については、原子炉運転中に生成され1次冷却材中に含まれていた希ガス（Kr-85）が原子炉停止以降に減衰し、第1段階に年間を通じて排気筒から放出されるものとして評価する。減衰期間は、原子炉停止からの減衰期間を考慮し3年とする。

上記の条件により、第1段階に1号炉及び2号炉の排気筒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。

$$Q=A_w \times W_m \cdots \cdots \cdots (3-1)$$

Q : 排気筒から放出される希ガス（Kr-85）の量 (Bq/y)

A_w : 1次冷却材中の希ガス（Kr-85）濃度（3年減衰後） (Bq/g)

W_m : 1次冷却材保有量（原子炉運転中） (g)

(3-1)式の計算に用いるパラメータは次のとおりである。

A_w : (1号炉) 約 2.0×10⁴ (Bq/g)

(2号炉) 約 2.6×10⁴ (Bq/g)

W_m : (1号炉) 約 1.0×10⁸ (g)

(2号炉) 約 1.2×10^8

(g)

b. 評価方法 (3号炉)

3号炉から発生する放射性気体廃棄物(希ガス及びよう素)の年間放出量は、「線量評価指針」に基づき評価した、ガス減衰タンクから放出される希ガス、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、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、原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素並びに定期検査時に放出されるよう素(I-131)であり、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す値とする。

c. 放出量計算結果

第1段階における1号炉、2号炉及び3号炉の放射性気体廃棄物の年間放出量を第1表に示す。

第1表に示す年間放出量から、第1段階における美浜発電所の放射性気体廃棄物の放出管理目標値(1号炉、2号炉及び3号炉合算)を第2表のとおり設定し、これを超えないように努める。

(2) 放射性気体廃棄物による実効線量

a. 実効線量評価の概要

周辺公衆の受ける実効線量は線量評価指針及び気象指針に基づき評価する。

希ガスによる実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、2号炉を中心として16方位に分割したうちの陸側10方位の敷地境界外について行い、1号炉、2号炉及び3号炉から放出する希ガスの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。

3号炉から放出されるよう素による実効線量の計算は、大気中によるよう素(I-131及びI-133)が存在するときの被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が、呼吸、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。また、地点については、呼吸及び葉菜摂取による実効線量を求める場合には、2号炉を中心として16方位に分割したうちの陸側10方位の敷地境界外について年平均

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、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。

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た平成23年4月から平成24年3月までの観測による実測値を用いる。

b. 実効線量評価方法（1号炉及び2号炉）

第1段階に1号炉及び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、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」における原子炉補助建屋の換気により放出される希ガスと同様に、第1表に示す希ガス（Kr-85）が年間を通じて連続的に排気筒から放出されるものとして評価する。

(a) 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次式のとおりである。

$$D_{\gamma}(x,y,0)=K_1 \cdot E_{\gamma} \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu \cdot r) \cdot \chi(x',y',z') dx' dy' dz' \dots\dots\dots (3-2)$$

$$\chi(x',y',z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x'}{U}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z'-h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z'+h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (3-3)$$

$D_{\gamma}(x,y,0)$: 計算地点 (x,y,0) における γ 線による空気カーマ率
(μ Gy/h)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}\right)$

E_{γ} : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (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(m)

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

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 線のエネルギー別に与えられる。

$\chi(x',y',z')$: 放射性雲中の点 (x',y',z') における放射性物質の濃度 (Bq/m³)

Q : 放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

λ : 放射性物質の物理的崩壊定数 (s⁻¹)

h : 放出源の有効高さ (m)

σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_z : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

(b) 実効線量の計算式

第1段階の希ガスの放出は連続的に放出される希ガスであることから、希ガスの γ 線による実効線量は次式で計算する。

$$H_\gamma = H_{\gamma \text{ cont}} \dots\dots\dots (3-4)$$

H_γ : 希ガスの γ 線による方位別年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

$H_{\gamma \text{ cont}}$: 連続放出分の希ガスの γ 線による方位別年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

連続的に放出される希ガスの γ 線による実効線量は、次式を用いて計算する。

$$H_{\gamma \text{ cont}} = \sum_{S=A}^F \left(H_{\gamma \text{ cont},L,S} + H_{\gamma \text{ cont},L-1,S} + H_{\gamma \text{ cont},L+1,S} \right) \dots\dots\dots (3-5)$$

$$H_{\gamma \text{ cont}, L, S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma \text{ cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \bar{D}_{\gamma, L, S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L, S} \dots \dots \dots (3-6)$$

$$H_{\gamma \text{ cont}, L-1, S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma \text{ cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \bar{D}_{\gamma, L-1, S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L-1, S} \dots \dots \dots (3-7)$$

$$H_{\gamma \text{ cont}, L+1, S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma \text{ cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \bar{D}_{\gamma, L+1, S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L+1, S} \dots \dots \dots (3-8)$$

$H_{\gamma \text{ cont}, L, S}$: 風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における希ガスの γ 線による年間実効線量
($\mu \text{ Sv/y}$)

$H_{\gamma \text{ cont}, L-1, S}$ 、 $H_{\gamma \text{ cont}, L+1, S}$: 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であるときの着目地点における希ガスの γ 線による年間実効線量
($\mu \text{ Sv/y}$)

S : 6つの大気安定度型(A、B、C、D、E、F)を示す添字

L : 16方位(計算方位)を示す添字

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($\mu \text{ Sv} / \mu \text{ Gy}$)

f_h : 家屋による遮蔽係数

f_0 : 居住係数

Q_{cont} : 原子炉補助建屋の換気中の希ガスの年間放出量 (Bq/y)

$E_{\gamma \text{ cont}}$: 原子炉補助建屋の換気中の希ガスの γ 線実効エネルギー
(MeV/dis)

$\bar{D}_{\gamma, L, S}$: 放出率 1 Bq/s 、 γ 線エネルギー 0.5 MeV/dis 、風速 1 m/s で着目方位(L)へ放出した場合、大気安定度がSであるとき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
($\mu \text{ Gy/h}$)

$\bar{D}_{\gamma, L-1, S}$ 、 $\bar{D}_{\gamma, L+1, S}$: それぞれ、放出率 1 Bq/s 、 γ 線エネルギー 0.5 MeV

／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であるとき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 $(\mu \text{ Gy/h})$

$\bar{D}_{\gamma,L,S}$ 、 $\bar{D}_{\gamma,L-1,S}$ 及び $\bar{D}_{\gamma,L+1,S}$ は(3-2)式を基本式として求める。

N_t : 総観測回数 (y^{-1})

$S_{L,S}$: 風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の総和 (s/m)

$S_{L-1,S}$ 、 $S_{L+1,S}$: 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であるときの風速逆数の総和 (s/m)

(c) 計算条件

(3-2)式及び(3-3)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} $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$

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

λ : 0 (考慮しない)

h : 第3表に示すとおりである。

(3-6)式、(3-7)式及び(3-8)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_2 : 0.8 $(\mu \text{ Sv} / \mu \text{ Gy})$

f_h : 1

f_0 : 1

Q_{cont} : 第1表に示すとおりである。

E_{cont} : 第 1 表に示すとおりである。

N_t : 8,784

$S_{L,S}$ 、 $S_{L-1,S}$ 、 $S_{L+1,S}$: 第 4 表に示すとおりである。

c. 実効線量評価方法（3 号炉）

3 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、「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。

d. 実効線量評価結果

1 号炉、2 号炉及び 3 号炉から放出される希ガスの γ 線により、陸側 10 方位の敷地境界外について周辺公衆の受ける実効線量を評価した結果を第 5 表に示す。評価地点は第 1 図に示すとおりである。これによれば、陸側 10 方位の敷地境界外で希ガスの γ 線による実効線量が最大となるのは 2 号炉の中心から北方向約 700m 地点であり、その実効線量は年間約 $1.3 \mu\text{Sv}$ となる。

なお、このうち、廃止措置対象である 1 号炉及び 2 号炉から放出される希ガスの γ 線により周辺公衆の受ける実効線量は、年間約 $2.3 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}$ である。

3 号炉から放出されるよう素による実効線量は、放射性気体廃棄物中及び放射性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として評価した結果を 2.1.3「3 号炉から放出される放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量」に示す。

2.1.2 放射性液体廃棄物による実効線量

(1) 放射性液体廃棄物の放出量

a. 放射性液体廃棄物の放出量及び海水中の濃度

「原子炉設置許可申請書 添付書類九」では、原子炉運転中に発生する放射性液体廃棄物として 1 次冷却材抽出水、冷却材ドレン、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があり、トリチウムを除き 1 号及び 2 号各炉で年間 $3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$ 、トリチウムは 1 号及び 2 号各炉で年間 3.7

$\times 10^{13}$ Bq 放出されるとしている。また、実効線量を計算する海水中の放射性物質の濃度は、上記の年間放出量を、1号炉及び2号炉の年間の復水器冷却水等の量（年間約 $1.44 \times 10^9 \text{ m}^3$ ）で除した濃度としている。

一方、第1段階に1号炉及び2号炉から発生する放射性液体廃棄物は、上記のうち、1次冷却材抽出水を除いては同様に発生するが、既に原子炉は停止していることから、解体対象施設内で新たな放射性物質は生成されない。したがって、第1段階に1号炉及び2号炉から発生する放射性液体廃棄物の放出量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」で評価している放出量に減衰を考慮した量が、年間を通じて放水口から放出されるものとして評価する。減衰期間は、原子炉停止からの減衰期間を考慮し3年とする。また、実効線量を計算する海水中の放射性物質の濃度については、第1段階は2号炉の復水器冷却水を停止する計画としていることから、1号炉及び2号炉からの年間放出量を、1号炉の年間の復水器冷却水等の量（年間約 $5.25 \times 10^8 \text{ m}^3$ ）で除した濃度とする。

なお、3号炉から発生する放射性液体廃棄物の年間放出量、及び実効線量を計算する海水中の放射性物質の濃度は「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す値とする。

b. 評価対象核種

評価対象核種は「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す核種と同様とするが、放射性液体廃棄物中の核種構成については、3年間の減衰を考慮したものとする。

なお、1号炉及び2号炉におけるよう素については、原子炉停止からの減衰期間を考慮すると放出量は無視できる。

c. 放出量計算結果

評価した第1段階における放射性液体廃棄物の核種ごとの年間放出量を第6表に示す。また、1号炉及び2号炉並びに3号炉の放水口における海水中の放射性物質の濃度を第7表に示す。

評価した年間放出量から、第1段階における美浜発電所の放射性液体廃棄物の放出管理目標値（1号炉、2号炉及び3号炉合算）を第8表のとおり設定し、これを超えないように努める。

(2) 放射性液体廃棄物による実効線量

a. 実効線量評価方法

周辺公衆の受ける実効線量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」と同様に1号炉及び2号炉並びに3号炉の放水口における海水中の放射性物質の濃度を用いて線量評価指針に基づき評価する。

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。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(a) 実効線量の計算式

放射性液体廃棄物による実効線量は次式を用いて計算する。

$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \cdots \cdots \cdots (3-9)$$

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

H_w : 海産物を摂取した場合の実効線量 $(\mu \text{ Sv/y})$

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

K_{wi} : 核種 i の実効線量係数 $(\mu \text{ Sv/Bq})$

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 $\left(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$

W_k : 海産物 k の摂取率 (g/d)

f_{mk} : 海産物 k の市場希釈係数

f_{ki} : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比
(魚類及び無せきつい動物に対して)

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_k\right)$$

(海藻類に対して)

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

T_{ri} : 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時間 (d)

(b) 計算条件

(3-9)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 9 表に示すとおりである。

C_{wi} : 第 7 表に示すとおりである。

$(CF)_{ik}$: 第 10 表に示すとおりである。

W_k : 魚 類 200 (g/d)

無せきつい動物 20 (g/d)

海藻類 (生 3 ヶ月、生相当量の乾物 9 ヶ月)

40 (g/d)

f_{mk} : 1

t_k : 0 (d)

T_{ri} : ICRP Publication 72 による。

b. 実効線量評価結果

第 1 段階に 1 号炉及び 2 号炉から放出される放射性液体廃棄物による実効線量を評価した結果は年間約 $3.6 \mu Sv$ となる。また、3 号炉から放出される放射性液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」に示すとおり年間約 $2.1 \mu Sv$ である。

したがって、1号炉、2号炉及び3号炉からの放射性気体廃棄物中の希ガスのγ線、放射性液体廃棄物中の放射性物質及びよう素による実効線量の合計に当たっては、1号炉及び2号炉の計算結果である年間約 $3.6\mu\text{Sv}$ を用いる。

2.1.3 3号炉から放出される放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量

3号炉から放出されるよう素による実効線量は、線量評価指針及び気象指針に基づき評価した「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中及び放射性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値とする。

3号炉から放出される放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素の放出量をそれぞれ第1表及び第6表に示す。

なお、放射性気体廃棄物中のよう素の年平均地上空気中濃度の計算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た平成23年4月から平成24年3月までの観測による実測値を用いる。

3号炉からの放射性気体廃棄物中及び放射性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を行った結果は第11表のとおりである。

実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 $4.5 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$ である。

2.1.4 平常時における放出放射性物質に起因する周辺公衆の受ける実効線量

第1段階の1号炉、2号炉及び3号炉から放出する放射性気体廃棄物（希ガス）による実効線量、放射性液体廃棄物（よう素を除く。）による実効線量並びに3号炉から放出するよう素による実効線量の合計は、第12表に示すとおり年間約 $5.4\mu\text{Sv}$ となり、線量目標値指針に示される線量目標値年間 $50\mu\text{Sv}$ を十分下回る。

2.1.5 直接線及びスカイシャイン線による線量

第1段階に実施する系統除染、設備の維持管理等により発生する雑固体廃棄物、イオン交換器廃樹脂等の放射性固体廃棄物は、種類、性状等に応じて、原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物と同様に処理を行い、原子炉設置許可申請書に記載している貯蔵容量を超えないように廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵又は固体廃棄物貯蔵庫に保管する。また、第1段階の解体対象施設は、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の解体撤去は行わず、放射線遮蔽機能の維持管理を継続する。

したがって、美浜発電所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 $50 \mu\text{Gy}$ を下回る原子炉運転中の状態から、原子炉運転を前提とした1号炉及び2号炉の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、美浜発電所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、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50 \mu\text{Gy}$ を下回る。

2.2 第2段階以降の平常時における周辺公衆の受ける線量評価

第2段階以降の平常時における周辺公衆の受ける線量は、管理区域内設備の解体撤去等に伴い発生する放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を対象に次のとおり評価する。

なお、3号炉から発生す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については、第1段階と同様「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。

2.2.1 放射性気体廃棄物による実効線量

(1) 評価方法

1号炉及び2号炉から発生する放射性気体廃棄物の主なものは、管理区域内設備の解体撤去に伴って発生する粒子状物質である。希ガスについては、第1段階で実施した作業に伴い放出されており、第2段階以降の放出量は無視できる。よう素に

についても、第1段階と同様、放出量は無視できる。

したがって、第2段階以降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2図に示す。

なお、第4段階で解体撤去する建屋等の放射能濃度は極めて低いことから、第4段階の放射性気体廃棄物の放出量は無視できる。

放出期間については、第2段階及び第3段階における解体撤去をそれぞれ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。

各段階において解体撤去する範囲は、以下のとおりとする。

ただし、原子炉周辺設備のうち、キャビティ壁等原子炉格納容器内のコンクリート並びに原子炉補助建屋及び原子炉格納容器内の埋設ドレン配管については第3段階で解体するものとする。

第2段階 原子炉周辺設備

第3段階 原子炉周辺設備及び原子炉領域

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（2022年4月1日現在）を基に、第2段階は推定放射能と同様に2022年4月1日、第3段階は2036年4月1日までの減衰を考慮し設定する。

上記の条件により、第2段階以降に1号炉及び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。

$$Q_{Ai} = A_{Ri} \cdot F_A \cdot \{(1 - r_1) \cdot (1 - D_{F1}) \cdot (1 - D_{F2}) + r_1 \cdot (1 - D_{F2})\} \cdots \cdots (3-10)$$

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 (—)

$$F_A = f_S \times f_L$$

f_S : 飛散率 (一)

f_L : 切断等による欠損割合 (一)

r_1 : 汚染拡大防止囲いからの漏えい率 (一)

D_{F1} : 汚染拡大防止囲い局所フィルタの捕集効率 (一)

D_{F2} : 建屋排気フィルタの捕集効率 (一)

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 13 表、放射性物質の気中移行割合を第 14 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 15 表に示す。

(2) 放射性気体廃棄物による実効線量

a. 実効線量評価の概要

放射性気体廃棄物による実効線量の計算は、各段階における全被ばく経路のうち、実効線量の寄与が 70%以上を占める被ばく経路について評価する。

各段階において評価する被ばく経路については以下のとおり。

段階	評価する被ばく経路
第 2 段階	地表沈着物からの外部被ばく 呼吸摂取による内部被ばく
第 3 段階	呼吸摂取による内部被ばく 農作物摂取による内部被ばく

地表沈着物からの外部被ばく並びに呼吸摂取及び農作物摂取による内部被ばくについては、2 号炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側 10 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地上空気中濃度を用いて評価する。ただし、農作物摂取のうち、米摂取による内部被ばくについては、現存する水田及び休耕田の中から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て評価する。

評価に使用する気象データは、第1段階と同様に美浜発電所の敷地における1年間の気象観測値（2011年4月から2012年3月まで）を使用し、地上放出の条件で相対濃度（ χ/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号炉及び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する。

実効線量の評価に用いる核種の年間放出量を第16表に示す。この年間放出量から、第2段階及び第3段階における放射性気体廃棄物の放出管理目標値（1号炉及び2号炉合算）を第17表のとおり設定し、これを超えないように努める。

(a) 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10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。

(a-1) 核種の地表沈着量

地表沈着量は以下の式で評価する。

$$A_{Gi} = \frac{V_{Gi} \cdot (\chi/Q)_D \cdot Q_i}{\lambda_{Gi}} \left\{ 1 - \exp(-\lambda_{Gi} \cdot t_G) \right\} \dots\dots\dots (3-11)$$

A_{Gi} : 核種iの地表沈着量 (Bq/m²)

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/m³)

Q_i : 解体撤去に伴う核種iの大気への放出率 (Bq/s)

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

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)

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

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)

(3-11)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 18 表に示すとおりである。

$(\chi/Q)_D$: 第 19 表に示すとおりである。

Q_{Ai} : 第 16 表に示すとおりである。

λ_i : 第 20 表に示すとおりである。

λ_{Si} : 第 18 表に示すとおりである。

t_G : 第 18 表に示すとおりである。

(a-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。

$$H_a = \sum_i H_{ai} \dots\dots\dots (3-12)$$

$$H_{ai} = K_{Ai} \cdot A_{Gi} \dots\dots\dots (3-13)$$

H_a : 地表沈着核種からの γ 線による実効線量 ($\mu Sv/y$)

H_{ai} : 地表沈着核種 i からの γ 線による実効線量 ($\mu Sv/y$)

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

A_{Gi} : 核種 i の地表沈着量 (Bq/m^2)

(3-13)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 23 表に示すとおりである。

(b) 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 10 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。

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。

$$H_b = \sum_i H_{bi} \dots\dots\dots (3-14)$$

$$H_{bi} = B_r \cdot K_{Ri} \cdot (\chi/Q)_B \cdot Q_i \cdot 365 \dots\dots\dots (3-15)$$

H_b	: 呼吸摂取による実効線量	(μ Sv/y)
H_{bi}	: 核種 i に関する呼吸摂取による実効線量	(μ Sv/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	(μ Sv/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)

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

Q_{Ai}	: 解体撤去に伴う核種 i の大気への放出量	(Bq)
----------	------------------------	------

(3-15)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 18 表に示すとおりである。
K_{Ri}	: 第 24 表に示すとおりである。
$(\chi/Q)_B$	: 第 19 表に示すとおりである。
Q_{Ai}	: 第 16 表に示すとおりである。

(c) 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(a)(a-

1)「核種の地表沈着量」を用いる。ただし、米摂取の内部被ばくの評価に用いる χ/Q は、現存する水田及び休耕田の中から年平均地上空気中濃度が最大となる地点の値を用いる。

(c-1) 農作物中の放射性物質濃度 (H-3、C-14 以外)

農作物中の放射性物質濃度 (H-3、C-14 以外) の評価は以下の式で評価する。

$$C_{Vi} = C_{1Vi} + C_{2Vi} \dots \dots \dots (3-16)$$

$$C_{1Vi} = \frac{R_{LVi} \cdot F_{EVi}}{\lambda_{EVi} \cdot Y_V} \cdot V_{Gi} \cdot (\chi/Q)_F \cdot Q_i \cdot \{1 - \exp(-\lambda_{EVi} \cdot t_V)\} \dots \dots \dots (3-17)$$

$$C_{2Vi} = \frac{C_{FVi}}{S_V} \cdot A_{Gi} \dots \dots \dots (3-18)$$

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)
$\lambda_{EVi} = \lambda_i + \lambda_{WVi}$		
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)
$Q_i = \frac{Q_{Ai}}{3,600 \times 24 \times 365}$		
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
 $((\text{Bq}/\text{kg})/(\text{Bq}/\text{kg-soil}))$

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)

(3-17)式及び(3-18)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 18 表に示すとおりである。

F_{EVi} : 第 18 表に示すとおりである。

λ_i : 第 20 表に示すとおりである。

λ_{WVi} : 第 18 表に示すとおりである。

Y_V : 第 18 表に示すとおりである。

V_{Gi} : 第 18 表に示すとおりである。

$(\chi/Q)_F$: 第 19 表に示すとおりである。

Q_{Ai} : 第 16 表に示すとおりである。

t_V : 第 18 表に示すとおりである。

C_{FVi} : 第 22 表に示すとおりである。

S_V : 第 18 表に示すとおりである。

(c-2) 農作物中の放射性物質濃度 (H-3、C-14)

農作物中の放射性物質濃度 (H-3、C-14) の評価は以下の式で評価する。

・ H-3

$$C_{HV} = F_{HV} \cdot \frac{(\chi/Q)_F \cdot Q_H}{H_A} \dots\dots\dots (3-19)$$

C_{HV} : 農作物 V 中の H-3 濃度 (Bq/kg)

F_{HV} : 農作物 V 中の水素重量割合 $(\text{kg-H}/\text{kg})$

$(\chi/Q)_F$: 農作物摂取に関する相対濃度 (s/m^3)

Q_H : 解体撤去に伴う H-3 の大気への放出率 (Bq/s)

$$Q_H = \frac{Q_{AH}}{3,600 \times 24 \times 365}$$

Q_{AH} : 解体撤去に伴う H-3 の大気への放出量 (Bq)

H_A : 空気中の水素重量割合 (kg-H/m³)

・ C-14

$$C_{CV} = F_{CV} \cdot \frac{(\chi/Q)_F \cdot Q_C}{C_A} \dots\dots\dots (3-20)$$

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/m³)

Q_C : 解体撤去に伴う C-14 の大気への放出率 (Bq/s)

$$Q_C = \frac{Q_{AC}}{3,600 \times 24 \times 365}$$

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/m³)

(3-19)式及び(3-20)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

F_{HV} : 第 18 表に示すとおりである。

Q_{AH} : 第 16 表に示すとおりである。

H_A : 第 18 表に示すとおりである。

F_{CV} : 第 18 表に示すとおりである。

$(\chi/Q)_F$: 第 19 表に示すとおりである。

Q_{AC} : 第 16 表に示すとおりである。

C_A : 第 18 表に示すとおりである。

(c-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。

$$H_f = \sum_i \sum_V H_{fVi} \dots\dots\dots (3-21)$$

$$H_{fVi} = K_{Fi} \cdot H_{Vi} \dots\dots\dots (3-22)$$

$$H_{Vi} = 365 \times 10^{-3} \cdot W_V \cdot C_{Vi} \cdot F_{KV} \dots\dots\dots (3-23)$$

- H_f : 農作物摂取による実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)
 H_{fVi} : 核種 i に関する農作物 V 摂取による実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)
 K_{Fi} : 経口摂取による核種 i の実効線量換算係数 ($\mu \text{ Sv/Bq}$)
 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 (—)

(3-22)式及び(3-23)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 25 表に示すとおりである。
 W_V : 第 18 表に示すとおりである。
 F_{KV} : 第 18 表に示すとおりである。

(3) 実効線量評価結果

1 号炉及び 2 号炉から放出される放射性気体廃棄物による地表沈着物からの外部被ばく並びに呼吸摂取及び農作物摂取による内部被ばくとして周辺公衆の受ける実効線量を評価した結果を第 26 表に示す。評価地点は第 3 図に示す。

これに 3 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 $1.3 \mu \text{ Sv/y}$ を合算した周辺公衆の受ける各段階の放射性気体廃棄物による実効線量は次のとおりである。

- 第 2 段階 約 $2.1 \mu \text{ Sv/y}$
 第 3 段階 約 $1.8 \mu \text{ Sv/y}$

2.2.2 放射性液体廃棄物による実効線量

(1) 評価方法

第2段階以降に発生する放射性液体廃棄物は、管理区域内設備の解体撤去等に伴い発生するキャビティドレン、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。

したがって、第2段階以降の1号炉及び2号炉からの放射性液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水中浮遊物発生割合を乗じ、放射性液体廃棄物処理時の除染係数を考慮して求める。また、運転中に発生したトリチウムについて、施設内のタンク水等に多く残存しており、第2段階及び第3段階の各段階において発生した放射性液体廃棄物の放出量に加える。

なお、第4段階で解体撤去する建屋等の放射能濃度は極めて低いことから、第4段階の放射性液体廃棄物の放出量は無視できる。

解体撤去等に伴い発生する放射性液体廃棄物の海洋への移行フローを第4図に示す。

放出期間としては、第2段階及び第3段階の各段階における解体撤去をそれぞれ1年間で行い、発生する放射性液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。

各段階において解体撤去する範囲は、以下のとおりとする。

第2段階 原子炉周辺設備

第3段階 原子炉周辺設備及び原子炉領域

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（2022年4月1日）を基に、第2段階は推定放射能と同様に2022年4月1日、第3段階は2036年4月1日までの減衰を考慮して設定する。

上記の条件により、第2段階及び第3段階の解体撤去等に伴い1号炉及び2号炉から海水へ放出される放射性液体廃棄物の量を計算する式を次に示す。

なお、トリチウムの放出量については、計算で求めた解体撤去に伴うトリチウム放出量に、施設内のタンク水等に残存しているトリチウム量を加えた量とする。

$$Q_{Li}=A_{Ri} \cdot F_L \cdot \frac{1}{DF} \cdots \cdots \cdots (3-24)$$

Q_{Li} : 解体撤去に伴う核種 i の海水への放出量 (Bq)

A_{Ri} : 解体対象施設の核種 i の推定放射能 (Bq)

F_L : 放射性物質の水中浮遊物発生割合 (—)

$$F_L=f_S \times f_L$$

f_S : 液中移行率 (—)

f_L : 欠損割合 (—)

DF : 放射性液体廃棄物処理時の除染係数 (—)

(3-24)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

A_{Ri} : 第 13 表に示すとおりである。

f_S : 第 27 表に示すとおりである。

f_L : 第 27 表に示すとおりである。

DF : 第 28 表に示すとおりである。

(2) 放射性液体廃棄物による実効線量

a. 実効線量評価の概要

実効線量の計算は、各段階における全被ばく経路のうち、実効線量の寄与が 70%以上を占める被ばく経路について評価する。

各段階において評価する被ばく経路については以下のとおり。

段階	評価する被ばく経路
第2段階	海産物摂取による内部被ばく
第3段階	海浜砂からの外部被ばく 海産物摂取による内部被ばく

実効線量の評価に用いる核種は、各段階の評価する被ばく経路ごとに線量寄与の割合の合計が90%以上となる核種を選定する。

実効線量の評価に用いる核種の年間放出量を第29表に示す。この年間放出量から、第2段階及び第3段階における放射性液体廃棄物の放出管理目標値（1号炉及び2号炉合算）を第30表のとおり設定し、これを超えないように努める。

実効線量を計算する海水中の放射性物質の濃度は、1号炉及び2号炉からの年間放出量を年間約 $1.54 \times 10^7 \text{ m}^3$ で除した濃度とし、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。海水中の放射性物質の濃度を第31表に示す。

b. 実効線量評価方法

(a) 実効線量の計算式

(a-1) 海浜砂からの γ 線による外部被ばく

海浜砂からの γ 線による外部被ばくの評価は以下の式で評価する。

$$H_1 = \sum_i K_{1i} \cdot S_{1i} \cdot t_1 \cdots \cdots \cdots (3-25)$$

$$S_{1i} = F_{1i} \cdot C_1 \cdot C_{wi} \cdots \cdots \cdots (3-26)$$

H_1 : 海浜砂からの γ 線による実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

K_{1i} : 核種*i*に関する海浜砂からの γ 線による実効線量換算係数
($(\mu \text{ Sv/h})/(\text{Bq/g})$)

S_{1i} : 核種*i*に関する海浜砂の汚染密度 (Bq/g)

t_1 : 被ばく時間 (h/y)

F_{1i} : 核種*i*の海水中から海浜砂への移行係数 (cm^3/g)

C_1 : 海浜砂からの被ばくを考慮する地点の海水希釈係数 (—)

C_{wi} : 海水中の核種 i の濃度 (Bq/cm³)

(3-25)式及び(3-26)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{li} : 第 32 表に示すとおりである。

t_1 : 第 33 表に示すとおりである。

F_{li} : 第 33 表に示すとおりである。

C_1 : 第 33 表に示すとおりである。

C_{wi} : 第 31 表に示すとおりである。

(a-2) 海産物摂取による内部被ばく

海産物摂取による内部被ばくの評価は以下の式で評価する。

$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \cdots \cdots \cdots (3-27)$$

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

H_w : 海産物を摂取した場合の実効線量 (μ Sv/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 (μ Sv/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/cm³)

$(CF)_{ik}$: 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 $\left(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$

W_k : 海産物 k の摂取率 (g/d)

f_{mk} : 海産物 k の市場希釈係数 (—)

f_{ki} : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比 (—)

(魚類、無せきつい動物に対して)

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_k\right)$$

(海藻類に対して)

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

T_{ri} : 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時間 (d)

(3-27)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 35 表に示すとおりである。

C_{wi} : 第 31 表に示すとおりである。

$(CF)_{ik}$: 第 36 表に示すとおりである。

W_k : 第 33 表に示すとおりである。

f_{mk} : 第 33 表に示すとおりである。

t_k : 第 33 表に示すとおりである。

T_{ri} : ICRP Publication 72 による。

(3) 実効線量評価結果

1 号炉及び 2 号炉から放出される放射性液体廃棄物による海浜砂からの外部被ばく及び海産物摂取による内部被ばくとして周辺公衆の受ける実効線量を評価した結果を第 37 表に示す。実効線量は、第 2 段階で年間約 $2.4 \mu \text{Sv}$ 、第 3 段階で年間約 $3.2 \mu \text{Sv}$ となる。また、3 号炉から放出される放射性液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」に示すとおり年間約 $2.1 \mu \text{Sv}$ である。

したがって、美浜発電所の周辺公衆の受ける実効線量の合計に当たっては、第 2 段階、第 3 段階は 1 号炉及び 2 号炉の計算結果である年間約 $2.4 \mu \text{Sv}$ 、約 $3.2 \mu \text{Sv}$ を用い、第 4 段階は 3 号炉の計算結果である年間約 $2.1 \mu \text{Sv}$ を用いる。

2.2.3 3号炉から放出される放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量

3号炉から放出される放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量は、2.1.3「3号炉から放出される放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量」と同じであり、第11表のとおりである。

実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 $4.5 \times 10^{-1} \mu \text{Sv}$ である。

2.2.4 第2段階以降の平常時における放出放射性物質に起因する周辺公衆の受ける実効線量

1号炉及び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38表に示すとおり第2段階で年間約 $3.2 \mu \text{Sv}$ 、第3段階で年間約 $3.7 \mu \text{Sv}$ となる。

また、1号炉、2号炉及び3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が最大となるのは、第3段階の年間約 $5.4 \mu \text{Sv}$ となり、線量目標値指針に示される線量目標値年間 $50 \mu \text{Sv}$ を十分下回る。

2.2.5 管理区域内において保管する放射性固体廃棄物に起因する直接線及びスカイシャイン線による線量

解体撤去に伴い発生する解体撤去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39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 $0.86 \mu \text{Gy}$ である。

3. 放射線業務従事者の線量評価

廃止措置期間中においては、初期段階で系統除染を行うことで主要系統周辺の線量低減を図るとともに、放射線レベルが高い区域においては、安全貯蔵による減衰や、

保安規定に定める特別な措置を要する区域を設定する等の措置を講じることで、廃止措置期間中の放射線業務従事者の被ばく線量の低減に努める。

また、作業の実施に当たっては、一時的な遮蔽の活用、遠隔操作等で被ばく線量の低減に努めるとともに、グリーンハウスや局所排風機の活用、適切な防保護具の着用等の措置を講じることで内部被ばくの防止に努める。

3.1 第1段階における放射線業務従事者の線量評価

第1段階における放射線業務従事者の総被ばく線量は、この期間に実施する系統除染、残存放射能調査、設備の維持管理等を考慮して評価する。

その結果、第1段階の放射線作業従事者の総被ばく線量は1号炉及び2号炉の合計で約3.0人・Svと推定している。

3.2 第2段階以降における放射線業務従事者の線量評価

第2段階以降における放射線業務従事者の被ばく線量は、原子炉周辺設備の解体撤去、原子炉領域の解体撤去及び核燃料物質の搬出について評価する。

その結果、第2段階以降の廃止措置工事における放射線業務従事者の被ばく線量は、1号炉及び2号炉の合計で約15.9人・Svと推定している。

第 1 表 第 1 段階における放射性気体廃棄物の年間放出量

(単位 : Bq/y)

核種		1 号炉	2 号炉	3 号炉
希 ガ ス	Kr-85m	0	0	約 1.7×10^{12}
	Kr-85	約 2.2×10^{12}	約 3.3×10^{12}	約 1.4×10^{14}
	Kr-87	0	0	約 9.7×10^{11}
	Kr-88	0	0	約 2.9×10^{12}
	Xe-131m	0	0	約 5.2×10^{13}
	Xe-133m	0	0	約 2.7×10^{12}
	Xe-133	0	0	約 8.4×10^{14}
	Xe-135m	0	0	約 8.7×10^{10}
	Xe-135	0	0	約 3.0×10^{12}
	Xe-138	0	0	約 4.7×10^{11}
	放出量合計	約 2.2×10^{12}	約 3.3×10^{12}	約 1.1×10^{15}
	γ 線実効エネルギー (MeV/dis)	約 2.2×10^{-3}	約 2.2×10^{-3}	約 4.6×10^{-2}
よ う 素	I-131	0	0	約 2.6×10^{10}
	I-133	0	0	約 2.0×10^{10}

第 2 表 第 1 段階における放射性気体廃棄物の放出管理目標値

	希ガス	よう素 (I-131)
放出管理目標値 (1 号炉、2 号炉及び 3 号炉合算)	1.0×10^{15} Bq/y	2.5×10^{10} Bq/y

第 3 表 線量計算に用いた放出源の有効高さ

	着目方位 (2号炉からの方位)	放出源の有効高さ (m) [各炉からの方位]			
		1 号 炉		2 号 炉	
評 価 地 点	NNW	60	[NNW]	55	[NNW]
	N	100	[N]	80	[N]
	NNE	100	[N]	60	[NNE]
	NE	125	[NE]	95	[NE]
	ENE	130	[ENE]	120	[ENE]
	E	130	[ENE]	75	[E]
	ESE	90	[E]	60	[ESE]
	SE	95	[SE]	90	[SE]
	SSE	110	[SSE]	110	[SSE]
	S	125	[S]	125	[S]
	SW	60	[WSW]	55	[SW]
	WSW	60	[W]	55	[WSW]
	W	60	[W]	55	[W]
	WNW	60	[WNW]	55	[WNW]
	NW	60	[NW]	55	[NW]

第4表 線量計算に用いた気象条件

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 $S_{L,s}$					
	A	B	C	D	E	F ^(注)
N	12.60	71.87	1.72	84.97	0.72	55.69
NNE	27.20	50.50	1.01	81.29	0.89	31.06
NE	16.12	57.41	2.14	83.84	1.20	19.97
ENE	20.81	43.13	2.39	90.82	0.00	15.45
E	34.99	57.89	3.31	66.92	0.00	27.53
ESE	18.02	76.65	6.48	94.89	2.59	26.71
SE	24.29	79.89	11.45	99.22	2.62	40.84
SSE	9.17	61.97	24.63	167.73	6.98	42.27
S	1.91	21.59	14.45	118.67	13.95	96.37
SSW	0.64	17.07	2.75	78.43	2.88	80.76
SW	3.46	7.71	0.12	65.31	0.00	96.33
WSW	1.40	11.62	0.10	59.47	0.00	66.25
W	3.05	22.18	0.65	89.70	1.45	98.84
WNW	8.78	42.34	2.66	161.17	2.62	206.63
NW	14.50	88.23	9.71	204.96	2.38	196.04
NNW	10.01	47.41	2.38	125.95	0.21	94.69

(注) 大気安定度FはGを含む。

第5表 敷地境界外における希ガスのγ線による年間実効線量

	評価地点 の 方 位	2号炉心から 評価地点までの距離 (m)	実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)	
			1号炉及び 2号炉合算	1号炉、2号炉 及び3号炉合算
評 価 地 点	NNW	750	約 3.7×10^{-4}	約 1.2
	N	700	約 2.3×10^{-4}	約 1.3
	NNE	870	約 1.8×10^{-4}	約 9.7×10^{-1}
	NE	940	約 1.2×10^{-4}	約 2.6×10^{-1}
	ENE	790	約 1.3×10^{-4}	約 4.7×10^{-1}
	E	810	約 1.5×10^{-4}	約 4.5×10^{-1}
	ESE	1,090	約 1.5×10^{-4}	約 5.0×10^{-1}
	SE	1,530	約 1.1×10^{-4}	約 2.7×10^{-1}
	SSE	2,370	約 7.2×10^{-5}	約 1.7×10^{-1}
	S	3,080	約 4.4×10^{-5}	約 1.7×10^{-1}

第6表 第1段階における放射性液体廃棄物の年間放出量

(単位 : Bq/y)

核種	1号炉	2号炉	3号炉
Cr-51	0	0	約 7.4×10^8
Mn-54	約 9.8×10^7	約 9.8×10^7	約 1.2×10^9
Fe-59	約 2.9×10^1	約 2.9×10^1	約 7.4×10^8
Co-58	約 8.2×10^4	約 8.2×10^4	約 3.7×10^9
Co-60	約 3.8×10^9	約 3.8×10^9	約 5.6×10^9
Sr-89	約 2.2×10^2	約 2.2×10^2	約 7.4×10^8
Sr-90	約 3.5×10^8	約 3.5×10^8	約 3.7×10^8
I-131	0	0	約 5.6×10^9
Cs-134	約 2.7×10^9	約 2.7×10^9	約 7.4×10^9
Cs-137	約 1.1×10^{10}	約 1.1×10^{10}	約 1.2×10^{10}
放出量合計 (H-3を除く)	約 1.8×10^{10}	約 1.8×10^{10}	約 3.7×10^{10}
H-3	約 3.2×10^{13}	約 3.2×10^{13}	約 5.6×10^{13}

第 7 表 放水口における海水中の放射性物質の濃度

核 種	放水口濃度 C_{wi} (Bq/cm ³)	
	放水口 (1 号及び 2 号炉共用)	放水口 (3 号炉用)
Cr-51	0	約 5.8×10^{-7}
Mn-54	約 3.8×10^{-7}	約 8.7×10^{-7}
Fe-59	0	約 5.8×10^{-7}
Co-58	0	約 2.9×10^{-6}
Co-60	約 1.5×10^{-5}	約 4.4×10^{-6}
Sr-89	0	約 5.8×10^{-7}
Sr-90	約 1.4×10^{-6}	約 2.9×10^{-7}
I-131	0	約 4.4×10^{-6}
Cs-134	約 1.1×10^{-5}	約 5.8×10^{-6}
Cs-137	約 4.0×10^{-5}	約 8.7×10^{-6}
H-3	約 1.2×10^{-1}	約 4.4×10^{-2}

第 8 表 第 1 段階における放射性液体廃棄物の放出管理目標値

	放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)
放出管理目標値 (1 号炉、2 号炉及び 3 号炉合算)	7.1×10^{10} Bq/y

第 9 表 放射性液体廃棄物中に含まれる核種 i の実効線量係数

核 種	実効線量係数 K_{wi} ($\mu \text{ Sv/Bq}$)
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10表 濃縮係数

核 種	濃縮係数(CF) _{ik} $\left(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$		
	魚 類	無せきつい動物	海 藻 類
Cr-51	4×10^2	2×10^3	2×10^3
Mn-54	6×10^2	10^4	2×10^4
Fe-59	3×10^3	2×10^4	5×10^4
Co-58	10^2	10^3	10^3
Co-60	10^2	10^3	10^3
Sr-89	1	6	10
Sr-90	1	6	10
I-131	10	50	4×10^3
Cs-134	30	20	20
Cs-137	30	20	20
H-3	1	1	1

第 11 表 放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素（3 号炉）を
同時に摂取する場合の実効線量計算結果

(単位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

	成 人	幼 児	乳 児
海藻類を摂取する場合	約 8.4×10^{-2}	約 2.6×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	約 1.8×10^{-1}	約 4.5×10^{-1}	約 3.4×10^{-1}

第12表 第1段階の平常時における放出放射性物質に起因する
周辺公衆の受ける線量評価結果

(単位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

項 目	実効線量	
	1号炉及び 2号炉合算	1号炉、2号炉 及び3号炉合算
放射性気体廃棄物中の希ガスによる実効線量	約 2.3×10^{-4}	約 1.3
放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素除く）による実効線量	約 3.6	約 3.6
放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量	0	約 4.5×10^{-1}
合 計	約 3.6	約 5.4
線量目標値	—	50

第 13 表 解体対象施設の推定放射能 (1/2) (第 2 段階)

(単位 : Bq)

評価対象核種		推定放射能 A_{Ri}			
		1 号炉		2 号炉	
		放射化汚染	二次的な汚染	放射化汚染	二次的な汚染
1	H-3	1.8×10^{13}	4.4×10^{10}	2.8×10^{13}	5.9×10^{10}
2	Be-10	1.7×10^7	4.8×10^1	2.6×10^7	7.8×10^1
3	C-14	2.5×10^{12}	1.4×10^{11}	4.3×10^{12}	2.6×10^{11}
4	S-35	2.7×10^5	0	1.6×10^6	0
5	Cl-36	6.2×10^9	3.4×10^4	9.8×10^9	6.2×10^4
6	Ca-41	1.2×10^9	1.2×10^2	2.0×10^9	1.9×10^2
7	Mn-54	4.0×10^{11}	1.1×10^7	5.5×10^{11}	4.2×10^7
8	Fe-55	1.1×10^{15}	1.9×10^{11}	1.8×10^{15}	3.7×10^{11}
9	Fe-59	8.4×10^5	0	5.8×10^6	0
10	Co-58	5.4×10^6	0	3.9×10^7	0
11	Co-60	2.3×10^{15}	2.5×10^{11}	3.5×10^{15}	4.3×10^{11}
12	Ni-59	5.9×10^{12}	7.1×10^9	9.9×10^{12}	1.0×10^{10}
13	Ni-63	7.6×10^{14}	7.8×10^{11}	1.3×10^{15}	1.1×10^{12}
14	Zn-65	2.5×10^9	0	3.8×10^9	0
15	Se-79	1.2×10^9	5.0×10^3	2.0×10^9	8.2×10^3
16	Sr-90	2.0×10^{10}	4.0×10^8	3.1×10^{10}	7.3×10^8
17	Zr-93	3.9×10^6	3.9×10^7	6.2×10^6	6.4×10^7
18	Nb-94	6.7×10^{10}	1.0×10^9	1.1×10^{11}	1.5×10^9
19	Mo-93	3.0×10^{10}	3.6×10^7	4.9×10^{10}	5.9×10^7
20	Tc-99	4.9×10^8	1.0×10^6	7.7×10^8	1.8×10^6
21	Ru-106	2.4×10^8	4.2×10^4	3.7×10^8	1.2×10^5
22	Ag-108m	4.3×10^{13}	0	5.6×10^{13}	0
23	Cd-113m	9.7×10^6	6.8×10^4	1.5×10^7	1.1×10^5
24	Sn-126	2.4×10^5	9.2×10^3	3.8×10^5	1.5×10^4
25	Sb-125	6.5×10^{11}	2.8×10^5	9.3×10^{11}	5.5×10^5
26	Te-125m	1.6×10^{11}	0	2.3×10^{11}	0
27	I-129	3.0×10^6	7.7×10^4	4.5×10^6	1.4×10^5
28	Cs-134	8.0×10^{13}	1.1×10^7	1.2×10^{14}	2.8×10^7
29	Cs-137	5.8×10^{11}	1.9×10^{10}	9.6×10^{11}	3.7×10^{10}
30	Ba-133	7.5×10^{10}	0	1.0×10^{11}	0
31	La-137	9.3×10^4	2.3×10^4	1.3×10^5	3.8×10^4
32	Ce-144	7.6×10^7	8.5×10^3	1.2×10^8	3.1×10^4
33	Pm-147	3.0×10^{11}	2.6×10^6	4.5×10^{11}	5.1×10^6
34	Sm-151	2.6×10^{10}	1.3×10^6	3.7×10^{10}	2.1×10^6
35	Eu-152	1.2×10^9	2.3×10^7	1.7×10^9	4.6×10^7
36	Eu-154	7.5×10^{11}	1.6×10^7	1.1×10^{12}	3.1×10^7
37	Ho-166m	1.1×10^{10}	1.5×10^1	1.4×10^{10}	2.5×10^1
38	Lu-176	5.1×10^4	0	6.9×10^4	0
39	Ir-192m	1.5×10^{10}	0	2.2×10^{10}	0
40	Pt-193	1.2×10^{12}	0	1.7×10^{12}	0
41	U-234	7.9×10^6	6.4×10^3	1.3×10^7	1.0×10^4
42	U-235	2.6×10^4	1.4×10^2	7.8×10^4	2.2×10^2
43	U-236	5.1×10^3	1.3×10^3	8.0×10^3	2.2×10^3
44	U-238	5.6×10^5	1.6×10^3	1.7×10^6	2.7×10^3
45	Np-237	1.0×10^4	1.5×10^3	1.6×10^4	2.5×10^3
46	Pu-238	2.1×10^8	9.4×10^6	3.4×10^8	1.6×10^7
47	Pu-239	1.2×10^8	4.5×10^8	1.9×10^8	8.3×10^8
48	Pu-240	2.3×10^8	1.8×10^6	3.5×10^8	2.9×10^6
49	Pu-241	3.5×10^{10}	1.4×10^8	5.4×10^{10}	2.3×10^8
50	Pu-242	7.7×10^5	9.2×10^3	1.2×10^6	1.5×10^4
51	Am-241	7.5×10^8	4.4×10^8	1.2×10^9	8.2×10^8
52	Am-242m	2.7×10^6	2.5×10^4	4.2×10^6	4.1×10^4
53	Am-243	7.8×10^6	1.0×10^5	1.2×10^7	1.7×10^5
54	Cm-242	2.2×10^6	6.8×10^0	3.5×10^6	5.2×10^1
55	Cm-244	6.4×10^8	5.1×10^6	1.0×10^9	8.5×10^6

(注) 2022年4月1日時点

第 13 表 解体対象施設の推定放射能 (2/2) (第 3 段階)

(単位 : Bq)

評価対象核種		推定放射能 A_{Ri}			
		1 号炉		2 号炉	
		放射化汚染	二次的な汚染	放射化汚染	二次的な汚染
1	H-3	1.1×10^{14}	2.1×10^{10}	1.7×10^{14}	2.7×10^{10}
2	Be-10	6.7×10^7	5.1×10^1	7.4×10^7	8.2×10^1
3	C-14	3.9×10^{13}	1.5×10^{11}	3.6×10^{13}	2.7×10^{11}
4	S-35	0	0	0	0
5	Cl-36	5.1×10^{12}	3.6×10^4	2.5×10^{12}	6.4×10^4
6	Ca-41	6.8×10^{10}	1.3×10^2	5.6×10^{10}	2.0×10^2
7	Mn-54	1.6×10^7	1.4×10^2	4.1×10^7	5.2×10^2
8	Fe-55	5.0×10^{14}	5.9×10^9	7.6×10^{14}	1.1×10^{10}
9	Fe-59	0	0	0	0
10	Co-58	0	0	0	0
11	Co-60	4.6×10^{15}	4.4×10^{10}	8.3×10^{15}	7.3×10^{10}
12	Ni-59	1.3×10^{14}	7.8×10^9	1.6×10^{14}	1.1×10^{10}
13	Ni-63	1.4×10^{16}	7.9×10^{11}	1.9×10^{16}	1.1×10^{12}
14	Zn-65	2.8×10^3	0	7.7×10^3	0
15	Se-79	1.9×10^9	5.4×10^3	2.7×10^9	8.6×10^3
16	Sr-90	2.1×10^{10}	3.0×10^8	3.0×10^{10}	5.4×10^8
17	Zr-93	1.0×10^7	4.2×10^7	1.4×10^7	6.8×10^7
18	Nb-94	1.3×10^{11}	1.1×10^9	1.7×10^{11}	1.6×10^9
19	Mo-93	7.3×10^{11}	3.8×10^7	8.0×10^{11}	6.1×10^7
20	Tc-99	8.8×10^{10}	1.1×10^6	8.4×10^{10}	1.9×10^6
21	Ru-106	1.9×10^4	3.4×10^0	3.0×10^4	1.0×10^1
22	Ag-108m	4.4×10^{13}	0	5.6×10^{13}	0
23	Cd-113m	9.5×10^6	3.7×10^4	1.3×10^7	6.0×10^4
24	Sn-126	3.7×10^5	1.0×10^4	5.0×10^5	1.6×10^4
25	Sb-125	4.3×10^{10}	9.1×10^3	7.9×10^{10}	1.7×10^4
26	Te-125m	0	0	0	0
27	I-129	1.1×10^7	8.1×10^4	1.7×10^7	1.5×10^5
28	Cs-134	7.2×10^{11}	1.1×10^5	1.1×10^{12}	2.6×10^5
29	Cs-137	4.3×10^{11}	1.5×10^{10}	7.1×10^{11}	2.7×10^{10}
30	Ba-133	4.9×10^{10}	0	6.0×10^{10}	0
31	La-137	1.4×10^6	2.5×10^4	1.8×10^6	3.9×10^4
32	Ce-144	3.1×10^2	0	5.0×10^2	0
33	Pm-147	2.1×10^{10}	7.1×10^4	2.6×10^{10}	1.3×10^5
34	Sm-151	6.4×10^{11}	1.2×10^6	6.3×10^{11}	2.0×10^6
35	Eu-152	1.9×10^{12}	1.2×10^7	2.0×10^{12}	2.3×10^7
36	Eu-154	1.1×10^{12}	5.7×10^6	1.3×10^{12}	1.1×10^7
37	Ho-166m	1.1×10^{10}	1.6×10^1	1.5×10^{10}	2.6×10^1
38	Lu-176	1.6×10^5	0	1.9×10^5	0
39	Ir-192m	3.3×10^{11}	0	3.3×10^{11}	0
40	Pt-193	4.6×10^{12}	0	5.0×10^{12}	0
41	U-234	8.9×10^7	6.9×10^3	1.2×10^8	1.1×10^4
42	U-235	3.7×10^6	1.5×10^2	4.9×10^6	2.3×10^2
43	U-236	1.0×10^4	1.5×10^3	1.3×10^4	2.3×10^3
44	U-238	8.0×10^7	1.7×10^3	1.1×10^8	2.8×10^3
45	Np-237	1.9×10^4	1.6×10^3	2.3×10^4	2.6×10^3
46	Pu-238	1.2×10^9	9.1×10^6	9.9×10^8	1.5×10^7
47	Pu-239	2.6×10^8	4.8×10^8	2.9×10^8	8.5×10^8
48	Pu-240	3.6×10^8	1.9×10^6	4.4×10^8	3.1×10^6
49	Pu-241	2.9×10^{10}	7.6×10^7	3.5×10^{10}	1.2×10^8
50	Pu-242	2.2×10^6	9.9×10^3	2.2×10^6	1.6×10^4
51	Am-241	1.5×10^9	4.6×10^8	1.6×10^9	8.2×10^8
52	Am-242m	2.0×10^7	2.5×10^4	1.5×10^7	4.0×10^4
53	Am-243	3.0×10^7	1.1×10^5	3.1×10^7	1.8×10^5
54	Cm-242	0	0	0	0
55	Cm-244	3.6×10^9	3.2×10^6	4.9×10^9	5.2×10^6

(注) 2036年4月1日時点

第 14 表 放射性物質の気中移行割合

対象物		解体工法		飛散率※ ¹ f _s (%)	欠損割合 f _L (%)	
二次的な汚 染によるも の	金属	水中機械的切断		30	15	
		気中機械的切断		30	7.5	
		気中熱的切断		70	7.5	
	運転中 廃棄物※ ²	水中機械的切断		30	7.5	
放射化汚染 によるもの	金属	水中機械的切断		2×10 ⁻⁵	15	
		気中機械的切断		2×10 ⁻²	7.5	
		気中熱的切断		11	7.5	
	コンクリ ート	気中機械的 切断	H-3 以外		0.1	15
			H-3	ガス	6.8	15
				粒子	0.07	
		機械的はつり		20	100	
	運転中 廃棄物※ ²	水中機械的切断		2×10 ⁻⁵	7.5	

※1：出典 電中研ハンドブック（ただし、二次的な汚染によるものの水中機械的切断については、気中機械的切断の値を用いる。）

※2：使用済制御棒、使用済バーナブルポイズン、使用済プラグングデバイス

第 15 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			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	原子炉容器、 支持構造物	5×10^{-3}	—
		上記以外	1	—
D _{F1}	汚染拡大防止囲い局所 フィルタの捕集効率	粒子状物質	—	0.99
		ガス状物質※1	—	0
D _{F2}	建屋排気フィルタの 捕集効率	粒子状物質	—	0.99
		ガス状物質※1	—	0

出典 電中研ハンドブック

※1：金属の気中熱的切断時の H-3 及び C-14 並びにコンクリートの気中機械的切断時の H-3 の一部。

第 16 表 第 2 段階以降における放射性気体廃棄物の年間放出量

(単位 : Bq/y)

第 2 段階

核種	1 号炉	2 号炉	合計
Co-60	約 1.0×10^8	約 1.6×10^8	約 2.7×10^8
Pu-239	約 1.5×10^5	約 2.7×10^5	約 4.2×10^5
Am-241	約 1.5×10^5	約 2.7×10^5	約 4.1×10^5

第 3 段階

核種	1 号炉	2 号炉	合計
H-3	約 1.2×10^{11}	約 2.3×10^{11}	約 3.5×10^{11}
C-14	約 4.3×10^9	約 6.2×10^9	約 1.1×10^{10}
Pu-239	約 1.6×10^5	約 2.8×10^5	約 4.4×10^5
Am-241	約 1.5×10^5	約 2.7×10^5	約 4.3×10^5
Co-60 ^{※1}	約 3.5×10^7	約 5.5×10^7	約 9.0×10^7

※1 : 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 17 表 第 2 段階以降における放射性気体廃棄物の放出管理目標値
(1 号炉及び 2 号炉合算)

(単位 : Bq/y)

	第 2 段階	第 3 段階
放射性気体廃棄物 (Co-60)	2.6×10^8	8.9×10^7

第 18 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※1
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
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 21 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}

※1：出典 電中研ハンドブック

第 18 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※1
Y _V	農作物 V の栽培密度	葉菜	kg/m ²	2.8
		米	kg/m ²	0.37
		根菜	kg/m ²	2.2
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)
F _{HV}	農作物 V 中の水素重量割合	葉菜	kg-H/kg	1.1×10 ⁻¹
		米	kg-H/kg	6.6×10 ⁻²
		根菜	kg-H/kg	1.0×10 ⁻¹
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
H _A	空気中の水素重量割合		kg-H/m ³	9.2×10 ⁻⁴
C _A	空気中の炭素重量割合		kg-C/m ³	1.8×10 ⁻⁴

※1：出典 電中研ハンドブック

第 18 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 ^{※1}
S _V	農作物 V に関する実効地表 面密度	葉菜	kg/m ²	190
		米	kg/m ²	150
		根菜	kg/m ²	280
F _{KV}	農作物 V への市場希釈係数		—	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

※1：出典 電中研ハンドブック

第 19 表 実効線量の評価に使用する相対濃度(χ/Q)

パラメータ		号炉	相対濃度 (s/m^3)	方位・距離※1
$(\chi/Q)_D$	地表沈着に関する相対濃度	1	9.1×10^{-6}	NNW 750 m
$(\chi/Q)_B$	呼吸摂取に関する相対濃度	2	1.1×10^{-5}	NNW 750 m
$(\chi/Q)_F$	農作物摂取に関する相対濃度 (米以外)			
$(\chi/Q)_F$	農作物摂取に関する相対濃度 (米)	1	1.6×10^{-6}	ENE 1,100 m
		2	1.4×10^{-6}	ENE 1,100 m

※1：方位・距離は 2 号炉から方位・距離を示す。

第 20 表 対象核種の崩壊定数

核種	崩壊定数 λ_i (s ⁻¹)
H-3	1.783×10^{-9}
C-14	3.836×10^{-12}
Co-60	4.171×10^{-9}
Pu-239	9.116×10^{-13}
Am-241	5.086×10^{-11}

出典 電中研ハンドブック

第 21 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
Co-60	1	0.1	0.05

出典 電中研ハンドブック

第 22 表 土壌から農作物への核種の移行割合

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

出典 電中研ハンドブック

第 23 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 $K_{Ai} \text{ ((}\mu\text{ Sv/y)}/(\text{Bq/m}^2\text{))}$
Co-60	2.2×10^{-2}

出典 電中研ハンドブック

第 24 表 呼吸摂取による核種の実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 K_{Ri} ($\mu\text{ Sv/Bq}$)
H-3	2.7×10^{-5}
Co-60	3.1×10^{-2}
Pu-239	1.2×10^2
Am-241	9.6×10^1

出典 電中研ハンドブック

第 25 表 経口摂取による核種の実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 K_{Fi} ($\mu\text{ Sv/Bq}$)
H-3	4.2×10^{-5}
C-14	5.8×10^{-4}
Co-60	3.4×10^{-3}

出典 電中研ハンドブック

第 26 表 1 号炉及び 2 号炉から放出される放射性気体廃棄物による実効線量

(単位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

評価経路	実効線量	
	第 2 段階	第 3 段階
地表沈着物からの 外部被ばく (H_a)	約 5.6×10^{-1}	—
呼吸摂取による 内部被ばく (H_b)	約 2.6×10^{-1}	約 2.8×10^{-1}
農作物摂取による 内部被ばく (H_c)	—	約 2.2×10^{-1}
合計	約 8.1×10^{-1}	約 5.0×10^{-1}

第 27 表 放射性物質の水中浮遊物発生割合

対象物		解体工法	液中移行率 f _s (%)	欠損割合 f _L (%)
支持構造物	放射化汚染	水中機械的切断	0.5 ^{※1}	15
	二次的な汚染	水中機械的切断	100	15
運転中廃棄物 ^{※2}	放射化汚染	水中機械的切断	0.5 ^{※1}	7.5
	二次的な汚染	水中機械的切断	100	7.5

※1：出典 電中研ハンドブック

※2：使用済制御棒、使用済バーナブルポイズン、使用済プラグングデバイス

第 28 表 放射性液体廃棄物処理時の除染係数

パラメータ	除染係数 DF
放射性液体廃棄物処理	1.0×10^5

出典 電中研ハンドブック

第 29 表 第 2 段階以降における放射性液体廃棄物の年間放出量

(単位 : Bq/y)

第 2 段階

核種	1 号炉	2 号炉	合計
H-3	約 6.8×10^{12}	約 1.1×10^{13}	約 1.7×10^{13}
Fe-55	約 4.3×10^6	約 6.6×10^6	約 1.1×10^7
Co-60 ^{※1}	約 8.7×10^6	約 1.3×10^7	約 2.2×10^7

第 3 段階

核種	1 号炉	2 号炉	合計
H-3	約 3.1×10^{12}	約 5.0×10^{12}	約 8.1×10^{12}
Fe-55	約 3.5×10^6	約 5.4×10^6	約 8.8×10^6
Co-60	約 3.3×10^7	約 6.0×10^7	約 9.3×10^7

※1 : 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 30 表 第 2 段階における放射性液体廃棄物の放出管理目標値

(1 号炉及び 2 号炉合算)

(単位 : Bq/y)

	第 2 段階	第 3 段階
放射性液体廃棄物 (Co-60)	2.1×10^7	9.3×10^7

第 31 表 第 2 段階以降の放水口における海水中の放射性物質の濃度
(1 号炉及び 2 号炉合算)

核種	放水口濃度 C_{wi} (Bq/cm ³)	
	第 2 段階	第 3 段階
H-3	約 1.1×10^0	約 5.3×10^{-1}
Fe-55	約 7.1×10^{-7}	約 5.7×10^{-7}
Co-60	約 1.4×10^{-6}	約 6.0×10^{-6}

第 32 表 放射性液体廃棄物に関する海浜砂からの γ 線による実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 $K_{li} ((\mu \text{ Sv/h})/(\text{Bq/g}))$
Co-60	4.7×10^{-1}

出典 電中研ハンドブック

第 33 表 放射性液体廃棄物の実効線量の評価に使用するパラメータ

パラメータ			単位	数値
C_1	海浜砂からの被ばくを考慮する地点の海水希釈係数		—	1.0
F_{1i}	核種 i の海水中から海浜砂への移行係数		cm^3/g	第 34 表
t_1	被ばく時間	海浜砂	h/y	500
f_{mk}	海産物 k の市場希釈係数		—	1.0
W_k	海産物 k の摂取率	魚類	g/d	200
		無せきつい動物	g/d	20
		海藻類	g/d	40
t_k	海産物 k（海藻類を除く）の採取から摂取までの時間		d	0

出典 電中研ハンドブック

第 34 表 放射性液体廃棄物の海水中から海浜砂への移行係数

核種	移行係数 F_{li} (cm^3/g)
Co-60	1.0×10^3

出典 電中研ハンドブック

第 35 表 経口摂取による実効線量換算係数

核 種		実効線量換算係数 ^{※1} K_{wi} (μ Sv/Bq)
H-3	水	1.8×10^{-5} ^{※2}
	有機物	4.2×10^{-5}
Fe-55		3.3×10^{-4}
Co-60		3.4×10^{-3}

※1：出典 電中研ハンドブック（※2 を除く。）

※2：出典 線量評価指針

第 36 表 海産物に対する濃縮係数

核 種	濃縮係数(CF) _{ik} $\left(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$		
	魚 類	無せきつい動物	海 藻 類
H-3	1	1	1
Fe-55	3×10^3	2×10^4	5×10^4
Co-60	1×10^2	1×10^3	1×10^3

出典 電中研ハンドブック

第 37 表 1 号炉及び 2 号炉から放出される放射性液体廃棄物による実効線量

(単位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

項 目	実効線量	
	第 2 段階	第 3 段階
海浜砂による外部被ばく	—	約 1.5
海産物摂取による内部被ばく	約 2.4	約 1.8
合 計	約 2.4	約 3.2

第 38 表 平常時における放出放射性物質に起因する周辺公衆の受ける線量評価結果

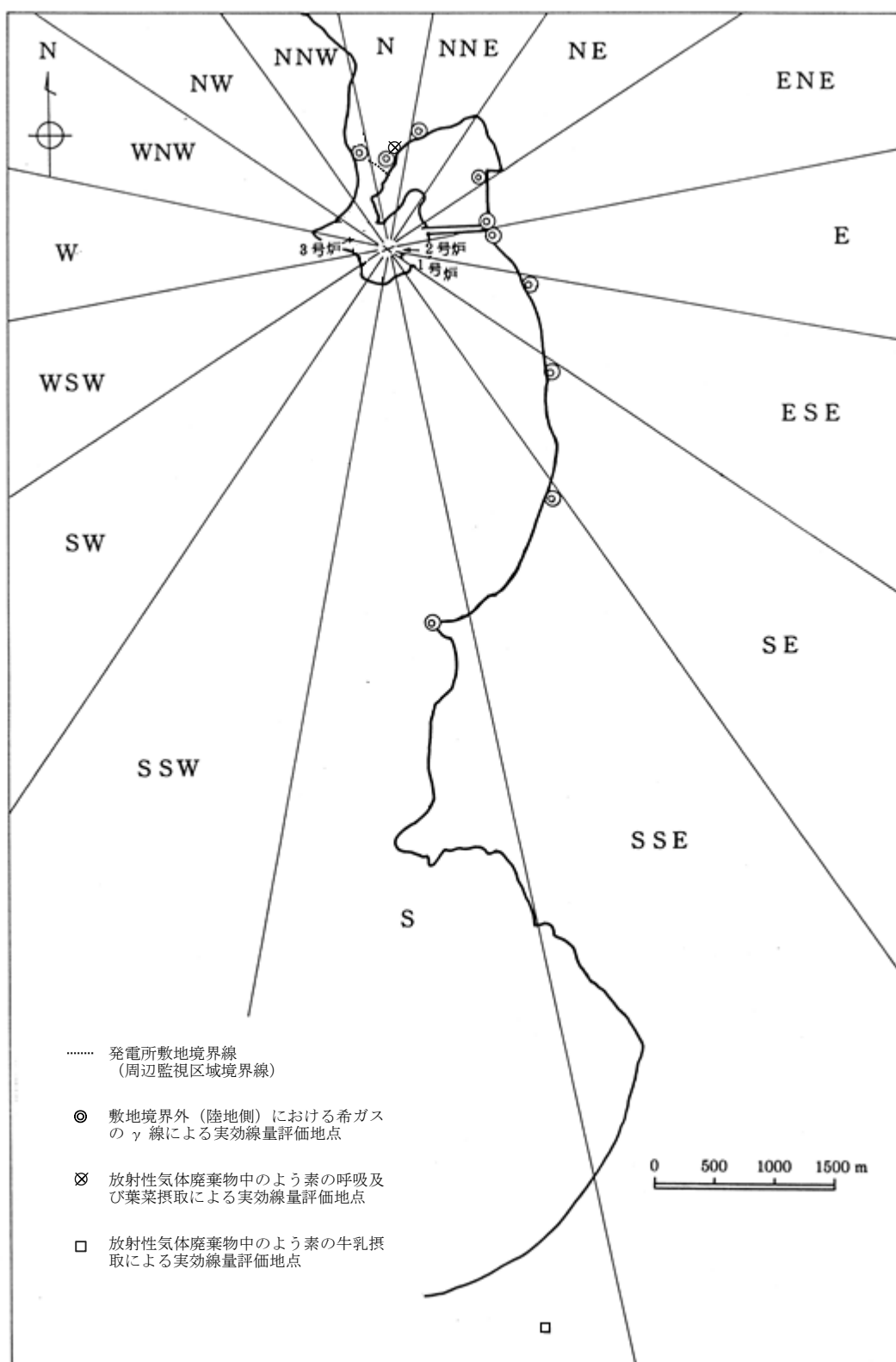
(単位：μSv/y)

項 目	実効線量						
	1 号炉及び 2 号炉合算			3 号炉	1 号炉、2 号炉及び 3 号炉合算		
	第 2 段階	第 3 段階	第 4 段階		第 2 段階	第 3 段階	第 4 段階
放射性気体廃棄物中の希ガスによる実効線量	—	—	—	約 1.3	約 1.3	約 1.3	約 1.3
放射性気体廃棄物中の放射性粒子状物質による実効線量	約 8.1×10^{-1}	約 5.0×10^{-1}	—	—	約 8.1×10^{-1}	約 5.0×10^{-1}	—
放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素除く）による実効線量	約 2.4	約 3.2	—	約 2.1	約 2.4	約 3.2	約 2.1
放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量	—	—	—	約 4.5×10^{-1}	約 4.5×10^{-1}	約 4.5×10^{-1}	約 4.5×10^{-1}
合 計	約 3.2	約 3.7	—	約 3.8	約 4.9	約 5.4	約 3.8
線量目標値	—			—	50		

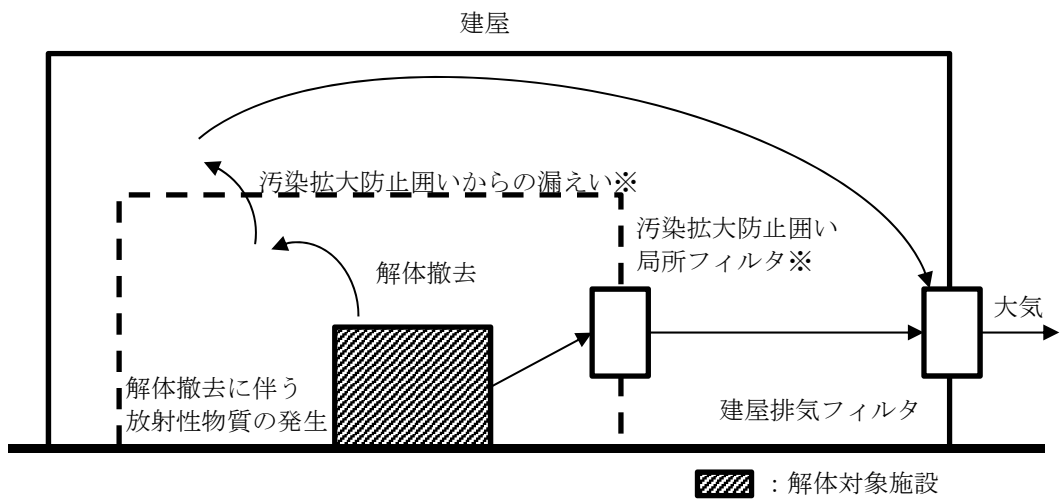
第 39 表 保管エリアでの解体撤去物保管時における直接線・スカイシャイン線による線量の評価結果

(単位： $\mu\text{Gy}/\text{y}$)

建屋		直接線・スカイシャイン線による線量
1 号炉	原子炉格納容器	約 4.6×10^{-2}
	原子炉補助建屋	約 9.1×10^{-3}
2 号炉	原子炉格納容器	約 5.7×10^{-2}
	原子炉補助建屋	約 7.5×10^{-1}
合計		約 8.6×10^{-1}

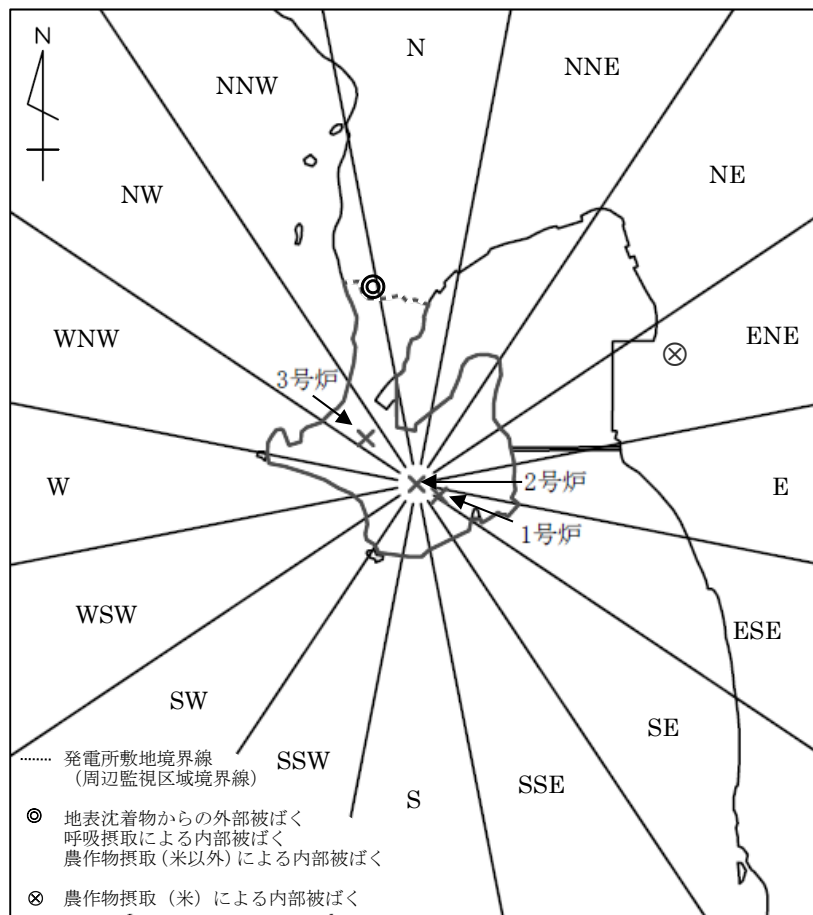


第1図 線量評価地点 (希ガス及びよう素)

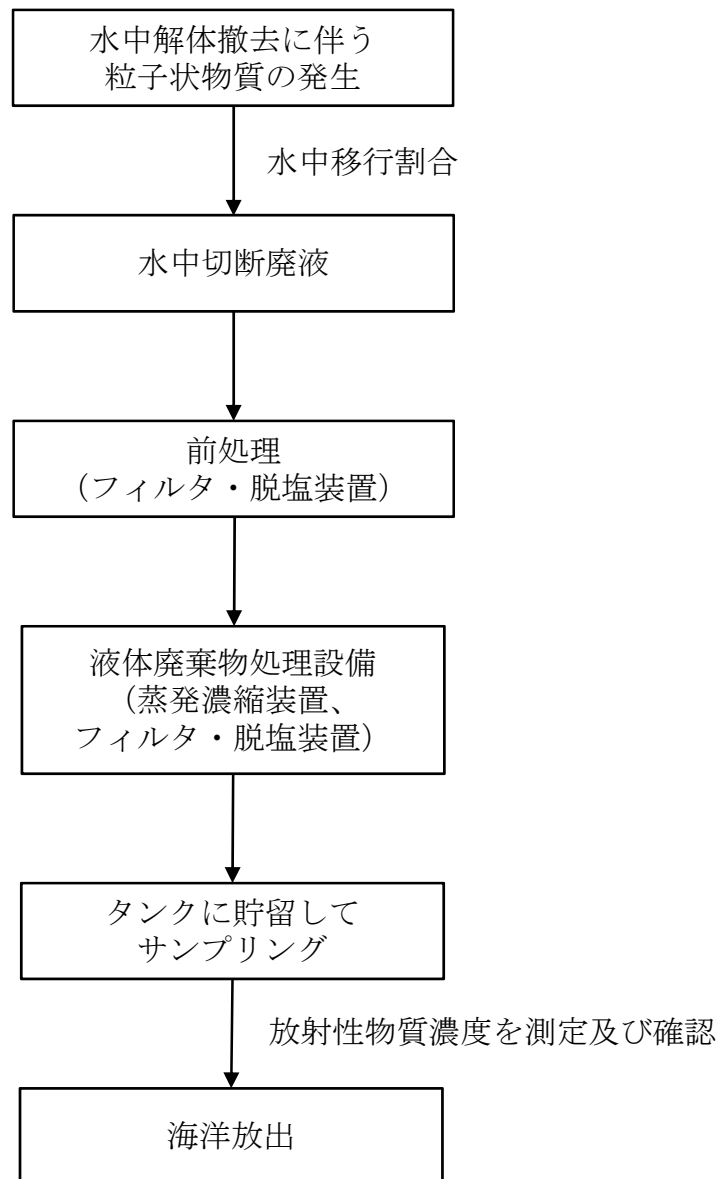


※原子炉容器及び支持構造物を除いて、汚染拡大防止囲い及び局所フィルタの効果は、評価上考慮しない。

第 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図 放射性気体廃棄物による線量評価地点（粒子状物質）



第4図 解体撤去に伴い発生する放射性物質の海洋への移行フロー

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. 事故時における周辺公衆の受ける線量評価

解体対象施設の状況に応じて想定される事故から代表事故を選定し、環境へ放出された放射性物質により周辺公衆の受ける線量を評価する。評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、気象指針及び電中研ハンドブックを参考にする。事故時における周辺公衆の受ける線量の評価フローを第1図に示す。

2. 第1段階の事故時における周辺公衆の受ける線量評価

2.1 想定する事故

ここでは、第1段階を対象として想定する事故を選定する。

第1段階は、1号炉における炉心からの燃料取出しは既に完了しており、使用済燃料は使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している。また、第1段階においては、管理区域内設備の解体撤去を行わず、解体対象施設のうち、「六 性能維持施設」に示すとおり、安全確保上必要な機能については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（燃料取出し後）と同等の状態が継続する。

したがって、第1段階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については、原子炉運転中の定期検査時の想定と同様であることから、第1段階に想定する事故としては、「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」及び「放射性気体廃棄物処理施設の破損」とする。

また、想定を超える自然災害等の事象については、「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。

2.2 燃料集合体の落下

(1) 事故の想定

この事故は、燃料取扱作業中に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱装置の機械的故障によって、取扱い中の燃料集合体在使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機械的破損を生じるような事象として考える。

(2) 評価対象核種

燃料集合体の落下における評価対象核種は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」に示す希ガス及びよう素のうち、希ガスとする。よう素については、原子炉停止後からの減衰期間を考慮すると、使用済燃料ピット水中及び燃料取扱室内への放出量は無視できる。

(3) 放出量評価方法

燃料集合体の落下により大気へ放出される希ガスの量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」を参考に、以下の条件により算出する。

- a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体 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燃料棒の被覆管が破損することを想定する。集合体落下時の破損割合としては、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」と同様に全燃料棒の 10%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、原子炉が定格出力の 102%で運転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 年後において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。
- d. 燃料集合体落下時に破損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、全量が燃料取扱室内に放出されるものとする。
- f. 燃料取扱室内に放出された希ガスは、直接大気中に放出されるものとする。

(4) 線量評価方法

周辺公衆の受ける線量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」の燃料集合体の落下と同様に、地表面から大気中に放出された希ガスが、放射性雲となって風下に流れ、この放射性雲の外部 γ 線による地表面での全身に対する線量（実効線量）として評価する。放射性雲からの外部 γ 線による全身に対する線量は次式を用いて計算する。

$$D=K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \cdots \cdots \cdots (4-1)$$

D : 外部 γ 線による全身に対する線量 (Sv)

K_1 : 空気吸収線量から全身に対する線量への換算係数 (= 1 Sv/Gy)

Q_N : 希ガスの大気放出量 (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算) (Bq)

D/Q : γ 線エネルギー 0.5MeV における相対線量 (Gy/Bq)

(5) 気象条件

線量評価に使用する気象条件は、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た平成23年4月から平成24年3月までの観測による実測値を用いる。また、線量評価に用いる相対線量 (D/Q) は、「気象指針」に基づき、敷地境界外における毎時刻の相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対線量を集落側の方位別に求め、最大となる方位の相対線量を用いる。線量評価に用いる相対線量 (D/Q) を第1表に示す。

(6) 評価結果

燃料集合体の落下によって、大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を第2表に示す。また、燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程を第2図に示す。

2.3 放射性気体廃棄物処理施設の破損

(1) 事故の想定

この事故は、放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、放射性気体廃棄物の放出量が最大となるガス減衰タンク 1 基が破損し、放射性ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える。

(2) 評価対象核種

放射性気体廃棄物処理施設の破損における評価対象核種は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」に示す希ガスとする。

(3) 放出量評価方法

放射性気体廃棄物処理施設の破損により大気へ放出される希ガスの量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」を参考に、以下の条件により算出する。

- a. 原子炉は運転終了時まで定格出力の 102%の出力で運転していたものとする。
- b. 原子炉運転中における 1 次冷却材中の希ガス濃度は燃料被覆管欠陥率を 1%として評価する。
- c. 原子炉運転終了時における 1 次冷却材中の希ガス全量がガス減衰タンク 1 基に移行し、3 年間経過した後、事故が生じると仮定する。

なお、その間の放射性崩壊を考慮する。

- d. 原子炉補助建屋内に放出される希ガス全量が大气中に放出されるものとする。

(4) 線量評価方法

周辺公衆の受ける線量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」の放射性気体廃棄物処理施設の破損と同様に、地表面から大気中に放出された希ガスが、放射性雲となって風下に流れ、この放射性雲の外部 γ 線による地表面での全身に対する線量（実効線量）として評価する。放射性雲からの外部 γ 線による全身に対する線量は(4-1)式を用いて計算する。

(5) 気象条件

2.2(5)「気象条件」に同じ。

(6) 評価結果

放射性気体廃棄物処理施設の破損によって、大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量を第3表に示す。また、放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程を第3図に示す。

3. 第1段階の事故時における周辺公衆の受ける線量評価結果のまとめ

廃止措置期間中（第1段階）の事故として「燃料集合体の落下」及び「放射性気体廃棄物処理施設の破損」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リスクを与えることはない。

4. 第2段階以降の事故時における周辺公衆の受ける線量評価

4.1 想定する事故

ここでは、第2段階以降を対象として想定する事故を選定する。

第2段階以降は管理区域内設備の解体撤去に伴い粒子状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。局所フィルタによる捕集は考慮しない。

第1段階で想定した事故のうち、2.2「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、第1段階に引き続き事故として想定されるが、原子炉停止後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、第1段階よりさらに少なく、周辺公衆の受ける被ばく線量は、第2段階で約 $2.8 \times 10^{-5} \text{mSv}$ とな

り、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。また、2.3「放射性気体廃棄物処理施設の破損」については、第1段階で実施した作業に伴い、解体対象施設内に残存していた希ガスは放出されており、第2段階以降の事故としては想定しない。

4.2 建屋排気フィルタの破損

(1) 事故の想定

この事故は、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物質が大気へ放出されるような事象として考える。

(2) 放出量評価方法

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物質の量は、以下の条件により算出する。

- a. 原子炉周辺設備及び原子炉領域の解体撤去に伴い発生する粒子状物質（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. 第2段階及び第3段階の各段階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物質全量が大气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。

$$Q_{Ni} = A_{Ri} \cdot F_A \cdots \cdots \cdots (4-2)$$

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 (—)

$$F_A = f_S \times f_L$$

f_s : 飛散率 (一)

f_L : 切断等による欠損割合 (一)

(4・2)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表、放射性物質の気中移行割合を第5表に示す。

(3) 線量評価方法

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が1%以上となる核種を対象とする。

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。

$$H_{\gamma} = \sum_i H_{\gamma i} \dots\dots\dots(4\cdot3)$$

$$H_{\gamma i} = K_1 \cdot 10^3 \cdot (D/Q) \cdot E_i \cdot Q_{Ni} \dots\dots\dots(4\cdot4)$$

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 線エネルギー1MeV における相対線量	(Gy/Bq/MeV)
E_i	: 核種 i の γ 線実効エネルギー	(MeV)
Q_{Ni}	: 事故による核種 i の大気中への放出放射エネルギー	(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。

$$H_b = \sum_i H_{bi} \dots\dots\dots(4-5)$$

$$H_{bi}=B \cdot K_{2i} \cdot 10^{-3} \cdot (\chi/Q) \cdot Q_{Ni} \dots\dots\dots(4-6)$$

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	(μ Sv/Bq)
χ/Q	: 相対濃度	(s/m ³)
Q_{Ni}	: 建屋排気フィルタの破損による核種 i の大気中への放出放射エネルギー	(Bq)

(4-4)式及び(4-6)式の計算に用いたパラメータを第 6 表に示す。

(4) 気象条件

線量評価に用いる気象条件は、第 1 段階の 2.2(5)「気象条件」と同じ 2011 年 4 月から 2012 年 3 月までの観測による実測値を用いる。線量評価に用いる相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) は、「気象指針」に基づき、敷地境界外における毎時刻の値を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値を集落側の方位別に求め、最大となる方位の値を用いる。線量評価に用いる相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) を第 9 表に示す。

(5) 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エネルギーは第 10 表のとおりである。

敷地境界外における実効線量は、第 11 表に示すとおり、第 3 段階の実効線量が最大となり約 0.24mSv である。

5. 第 2 段階以降の事故時における周辺公衆の受ける線量評価結果のまとめ

廃止措置期間中（第 2 段階以降）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。

第1表 線量評価に用いる相対線量 (D/Q) (第1段階)

対象炉	実効放出継続時間 (h)	放出高さ	D/Q (Gy/Bq)	着目方位
1号炉	1	地上放出	1.4×10^{-18}	NNW

(注) D/Q は γ 線エネルギーを 0.5 MeV として計算した。

第2表 燃料集合体落下によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量（第1段階）

	1号炉
希ガスの放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.9×10^{10} Bq
実効線量	約 4.1×10^{-5} mSv

(注) 空気カーマから実効線量への換算係数は、1 Sv/Gy とした。

第3表 放射性気体廃棄物処理施設の破損によって
大気中に放出される核分裂生成物の量
及び敷地境界外における最大の実効線量（第1段階）

	1号炉
希ガスの放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 1.9×10^{11} Bq
実効線量	約 2.8×10^{-4} mSv

(注) 空気カーマから実効線量への換算係数は、1 Sv/Gy とした。

第4表 解体対象施設の推定放射能 (1/2) (第2段階)

(単位 : Bq)

評価対象核種 i		推定放射能 A_{Ri}	
		放射化汚染	二次的な汚染
1	H-3	1.8×10^{13}	4.5×10^{10}
2	Be-10	1.7×10^7	4.8×10^1
3	C-14	2.5×10^{12}	1.4×10^{11}
4	S-35	2.7×10^5	0
5	Cl-36	6.2×10^9	3.5×10^4
6	Ca-41	1.2×10^9	1.2×10^2
7	Mn-54	4.0×10^{11}	1.2×10^7
8	Fe-55	1.1×10^{15}	1.9×10^{11}
9	Fe-59	8.4×10^5	0
10	Co-58	5.4×10^6	0
11	Co-60	2.3×10^{15}	2.6×10^{11}
12	Ni-59	5.9×10^{12}	7.1×10^9
13	Ni-63	7.6×10^{14}	7.9×10^{11}
14	Zn-65	2.5×10^9	0
15	Se-79	1.2×10^9	5.1×10^3
16	Sr-90	2.0×10^{10}	4.1×10^8
17	Zr-93	3.9×10^6	4.0×10^7
18	Nb-94	6.7×10^{10}	1.0×10^9
19	Mo-93	3.0×10^{10}	3.6×10^7
20	Tc-99	4.9×10^8	1.0×10^6
21	Ru-106	2.4×10^8	4.3×10^4
22	Ag-108m	4.3×10^{13}	0
23	Cd-113m	9.7×10^6	6.9×10^4
24	Sn-126	2.4×10^5	9.4×10^3
25	Sb-125	6.5×10^{11}	2.9×10^5
26	Te-125m	1.6×10^{11}	0
27	I-129	3.0×10^6	7.9×10^4
28	Cs-134	8.0×10^{13}	1.1×10^7
29	Cs-137	5.8×10^{11}	2.0×10^{10}
30	Ba-133	7.5×10^{10}	0
31	La-137	9.3×10^4	2.3×10^4
32	Ce-144	7.6×10^7	8.8×10^3
33	Pm-147	3.0×10^{11}	2.7×10^6
34	Sm-151	2.6×10^{10}	1.3×10^6
35	Eu-152	1.2×10^9	2.4×10^7
36	Eu-154	7.5×10^{11}	1.7×10^7
37	Ho-166m	1.1×10^{10}	1.5×10^1
38	Lu-176	5.1×10^4	0
39	Ir-192m	1.5×10^{10}	0
40	Pt-193	1.2×10^{12}	0
41	U-234	7.9×10^6	6.5×10^3
42	U-235	2.6×10^4	1.4×10^2
43	U-236	5.1×10^3	1.4×10^3
44	U-238	5.6×10^5	1.6×10^3
45	Np-237	1.0×10^4	1.5×10^3
46	Pu-238	2.1×10^8	9.6×10^6
47	Pu-239	1.2×10^8	4.6×10^8
48	Pu-240	2.3×10^8	1.8×10^6
49	Pu-241	3.5×10^{10}	1.4×10^8
50	Pu-242	7.7×10^5	9.4×10^3
51	Am-241	7.5×10^8	4.5×10^8
52	Am-242m	2.7×10^6	2.5×10^4
53	Am-243	7.8×10^6	1.0×10^5
54	Cm-242	2.2×10^6	7.4×10^0
55	Cm-244	6.4×10^8	5.2×10^6

(注) 2022年4月1日時点

第4表 解体対象施設の推定放射能 (2/2) (第3段階)

(単位 : Bq)

評価対象核種 i		推定放射能 A_{Ri}	
		放射化汚染	二次的な汚染
1	H-3	1.1×10^{14}	2.1×10^{10}
2	Be-10	6.7×10^7	5.2×10^1
3	C-14	3.9×10^{13}	1.5×10^{11}
4	S-35	0	0
5	Cl-36	5.1×10^{12}	3.7×10^4
6	Ca-41	6.8×10^{10}	1.3×10^2
7	Mn-54	1.6×10^7	1.5×10^2
8	Fe-55	5.0×10^{14}	6.0×10^9
9	Fe-59	0	0
10	Co-58	0	0
11	Co-60	4.6×10^{15}	4.4×10^{10}
12	Ni-59	1.3×10^{14}	7.9×10^9
13	Ni-63	1.4×10^{16}	8.0×10^{11}
14	Zn-65	2.8×10^3	0
15	Se-79	1.9×10^9	5.5×10^3
16	Sr-90	2.1×10^{10}	3.1×10^8
17	Zr-93	1.0×10^7	4.3×10^7
18	Nb-94	1.3×10^{11}	1.1×10^9
19	Mo-93	7.3×10^{11}	3.9×10^7
20	Tc-99	8.8×10^{10}	1.1×10^6
21	Ru-106	1.9×10^4	3.5×10^0
22	Ag-108m	4.4×10^{13}	0
23	Cd-113m	9.5×10^6	3.7×10^4
24	Sn-126	3.7×10^5	1.0×10^4
25	Sb-125	4.3×10^{10}	9.3×10^3
26	Te-125m	0	0
27	I-129	1.1×10^7	8.3×10^4
28	Cs-134	7.2×10^{11}	1.1×10^5
29	Cs-137	4.3×10^{11}	1.5×10^{10}
30	Ba-133	4.9×10^{10}	0
31	La-137	1.4×10^6	2.5×10^4
32	Ce-144	3.1×10^2	0
33	Pm-147	2.1×10^{10}	7.2×10^4
34	Sm-151	6.4×10^{11}	1.2×10^6
35	Eu-152	1.9×10^{12}	1.2×10^7
36	Eu-154	1.1×10^{12}	5.8×10^6
37	Ho-166m	1.1×10^{10}	1.6×10^1
38	Lu-176	1.6×10^5	0
39	Ir-192m	3.3×10^{11}	0
40	Pt-193	4.6×10^{12}	0
41	U-234	8.9×10^7	7.0×10^3
42	U-235	3.7×10^6	1.5×10^2
43	U-236	1.0×10^4	1.5×10^3
44	U-238	8.0×10^7	1.8×10^3
45	Np-237	1.9×10^4	1.7×10^3
46	Pu-238	1.2×10^9	9.2×10^6
47	Pu-239	2.6×10^8	4.9×10^8
48	Pu-240	3.6×10^8	1.9×10^6
49	Pu-241	2.9×10^{10}	7.7×10^7
50	Pu-242	2.2×10^6	1.0×10^4
51	Am-241	1.5×10^9	4.7×10^8
52	Am-242m	2.0×10^7	2.6×10^4
53	Am-243	3.0×10^7	1.1×10^5
54	Cm-242	0	0
55	Cm-244	3.6×10^9	3.3×10^6

(注) 2036年4月1日時点

第5表 放射性物質の気中移行割合

対象物		解体工法		飛散率 ^{※1} f _s (%)	欠損割合 f _L (%)	
二次的な汚染によるもの	金属	水中機械的切断		30	15	
		気中機械的切断		30	7.5	
		気中熱的切断		70	7.5	
	運転中廃棄物 ^{※2}	水中機械的切断		30	7.5	
放射化汚染によるもの	金属	水中機械的切断		2×10 ⁻⁵	15	
		気中機械的切断		2×10 ⁻²	7.5	
		気中熱的切断		11	7.5	
	コンクリート	気中機械的切断	H-3 以外		0.1	15
			H-3	ガス	6.8	15
				粒子	0.07	
		機械的はつり		20	100	
	運転中廃棄物 ^{※2}	水中機械的切断		2×10 ⁻⁵	7.5	

※1：出典 電中研ハンドブック（ただし、二次的な汚染によるものの水中機械的切断については、気中機械的切断の値を用いる。）

※2：使用済制御棒、使用済バーナブルポイズン、使用済プラグニングデバイス

第6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 線実効エネルギー	MeV	第7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	μ Sv/Bq	第8表参照	—

出典 電中研ハンドブック

第7表 対象核種の γ 線実効エネルギー

(単位 : MeV)

パラメータ		核種	実効エネルギー
E_i	核種 i の γ 線実効エネルギー	Co-60	2.50×10^0
		Cs-137	5.97×10^{-1}
		Eu-152	1.15×10^0

出典 電中研ハンドブック

第8表 呼吸摂取による実効線量換算係数

(単位： $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)

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	Fe-55	3.2×10^{-3}
		Co-60	8.6×10^{-2}
		Ni-63	4.3×10^{-3}
		Eu-152	1.0×10^{-1}
		Eu-154	1.5×10^{-1}
		Ir-192m	9.1×10^{-2}
		U-234	2.9×10^1
		U-238	2.5×10^1
		Pu-239	2.0×10^2
		Am-241	1.8×10^2

出典 電中研ハンドブック

第9表 線量評価に用いる相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q)

対象炉	実効放出継続時間 (h)	放出高さ	D/Q (Gy/Bq/MeV)	χ/Q (s/m ³)	着目方位
1号炉	1	地上放出	2.8×10^{-18}	1.4×10^{-4}	NNW

(注) D/Q は γ 線エネルギーを1 MeVとして計算した。

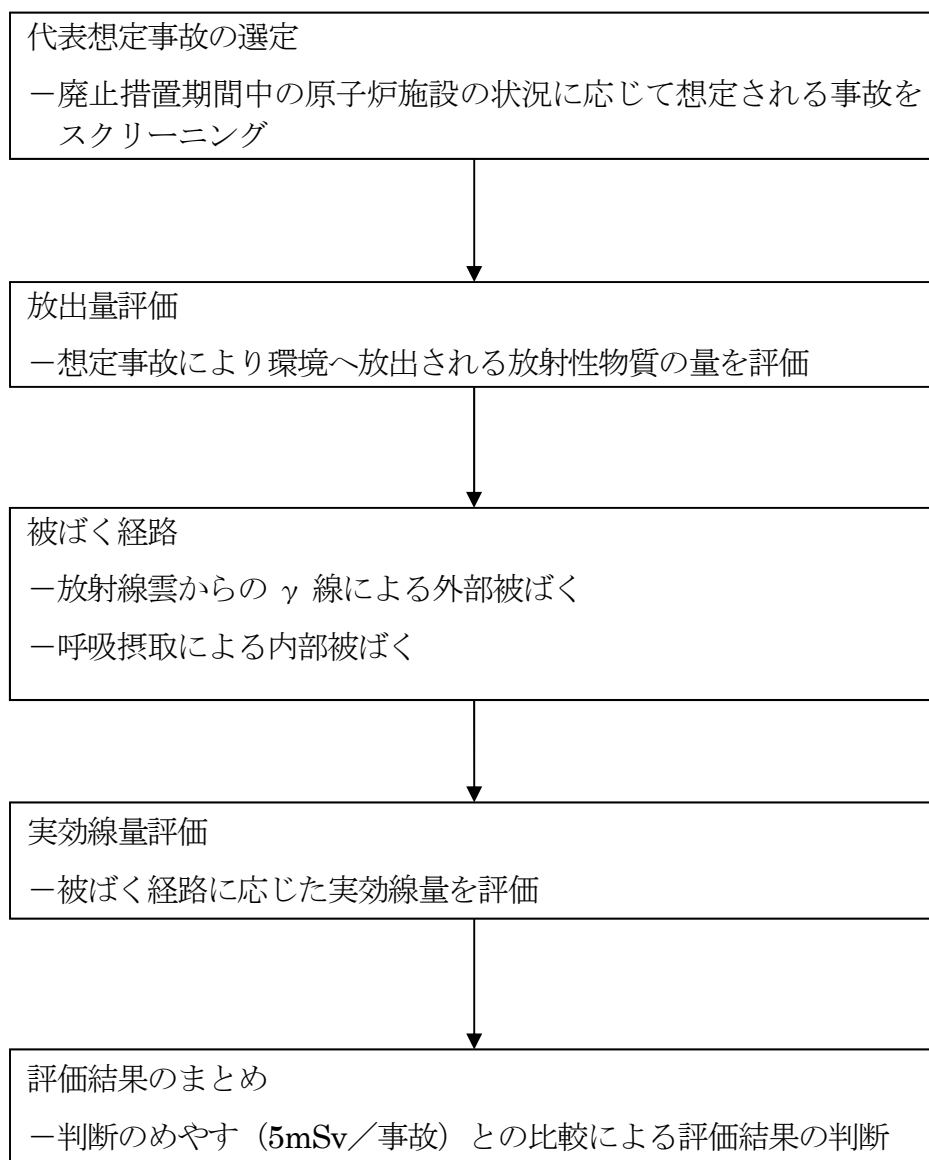
第 10 表 建屋排気フィルタの破損による核種の大気中への放出放射能量
(第 2 段階以降)

(単位 : Bq)

			第 2 段階	第 3 段階
Q_{Ni}	核種 i の大気中への放出放射能量	Fe-55	—	1.6×10^{11}
		Co-60	1.1×10^{10}	1.2×10^{11}
		Ni-63	3.4×10^{10}	3.0×10^{11}
		Cs-137	6.5×10^8	—
		Eu-152	—	8.3×10^9
		Eu-154	—	1.5×10^9
		Ir-192m	—	2.5×10^9
		U-234	—	1.1×10^7
		U-238	—	1.1×10^7
		Pu-239	1.5×10^7	1.6×10^7
		Am-241	1.5×10^7	1.6×10^7

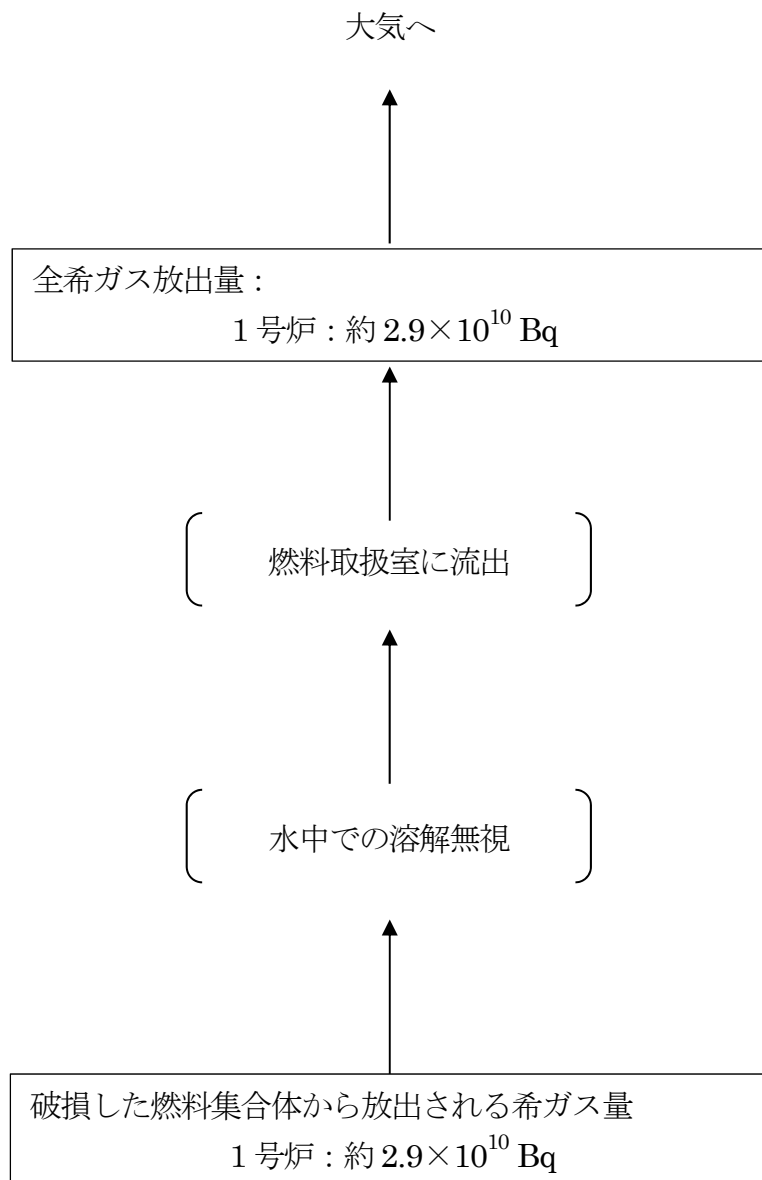
第 11 表 建屋排気フィルタの破損によって大気中に放出される際の
敷地境界外における最大の実効線量（第 2 段階以降）

	第 2 段階	第 3 段階
実効線量	約 8.2×10^{-2} mSv	約 2.4×10^{-1} mSv

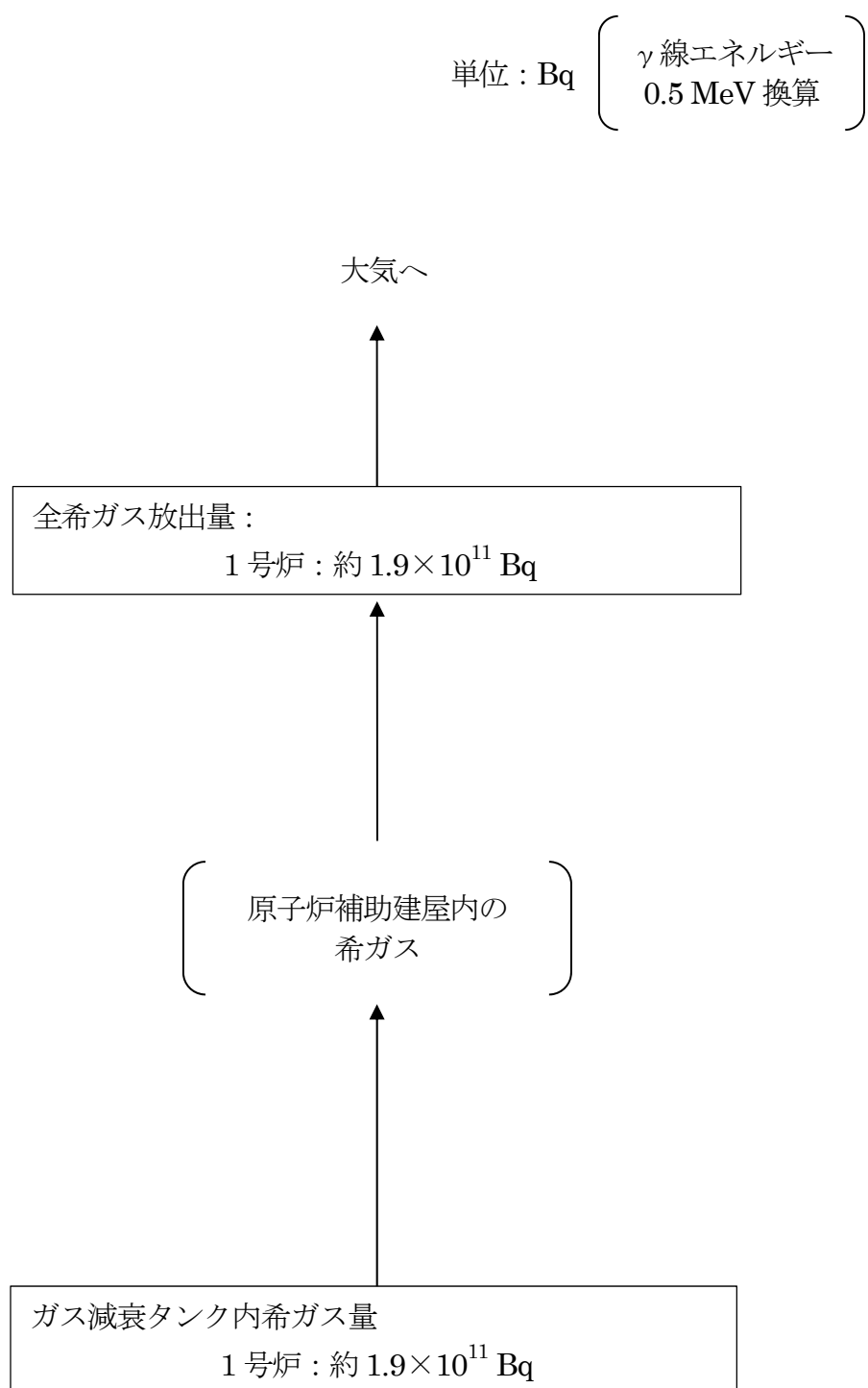


第1図 事故時における周辺公衆の受ける線量の評価フロー

単位：Bq $\left(\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5 \text{ MeV 換算} \end{array} \right)$



第2図 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程（第1段階）



第3図 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程（第1段階）

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

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、解体対象施設の汚染分布及び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。

- ・定格負荷相当年数 30 年（運転期間 40 年、稼働率 75%）
- ・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）
- ・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）
- ・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 1 図に、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 1 表に示す。また、美浜発電所に貯蔵・保管している運転中に発生した放射性固体廃棄物の貯蔵・保管状況（1 号炉及び 2 号炉合算）を第 2 表に示す。

2. 残存放射能調査

解体対象施設の放射能レベルを評価し、解体対象施設の汚染分布及び放射能レベル区分別の放射性固体廃棄物の発生量を評価する。解体対象施設の放射能レベルは、放射化汚染と二次的な汚染とに区分して 2022 年 4 月 1 日時点の放射能で評価する。評価対象核種は、第 3 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発生量は、解体対象施設の放射能レベル評価結果を基に、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

2.1.1 放射化汚染の評価方法

放射化汚染は、代表試料の採取・分析及び計算によって、各部位における構造材の放射化による放射能濃度を核種別に評価する。

放射化汚染の評価方法の手順を第 2 図に示す。

(1) 代表試料の採取・分析

原子炉容器、炉心支持構造物、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、原子炉容器及び炉心支持構造物からの試料の採取は、遠隔操作により行い、作業者の被ばく低減を図る。

(2) 計算評価

評価対象範囲の中性子束分布を評価し、この中性子束分布を用いて構造材の放射能濃度を核種別に評価する。

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は、(1)「代表試料の採取・分析」で採取・分析する試料の放射能濃度及び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を実施し、核種別に評価する。

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。

2.1.2 放射化汚染の評価結果

解体対象施設の放射化汚染による核種別の放射能を第4表に示す。

2.2 二次的な汚染の評価

2.2.1 二次的な汚染の評価方法

二次的な汚染については、機器・配管等の表面の放射線量率から、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・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・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3図に示す。

2.2.2 二次的な汚染の評価結果

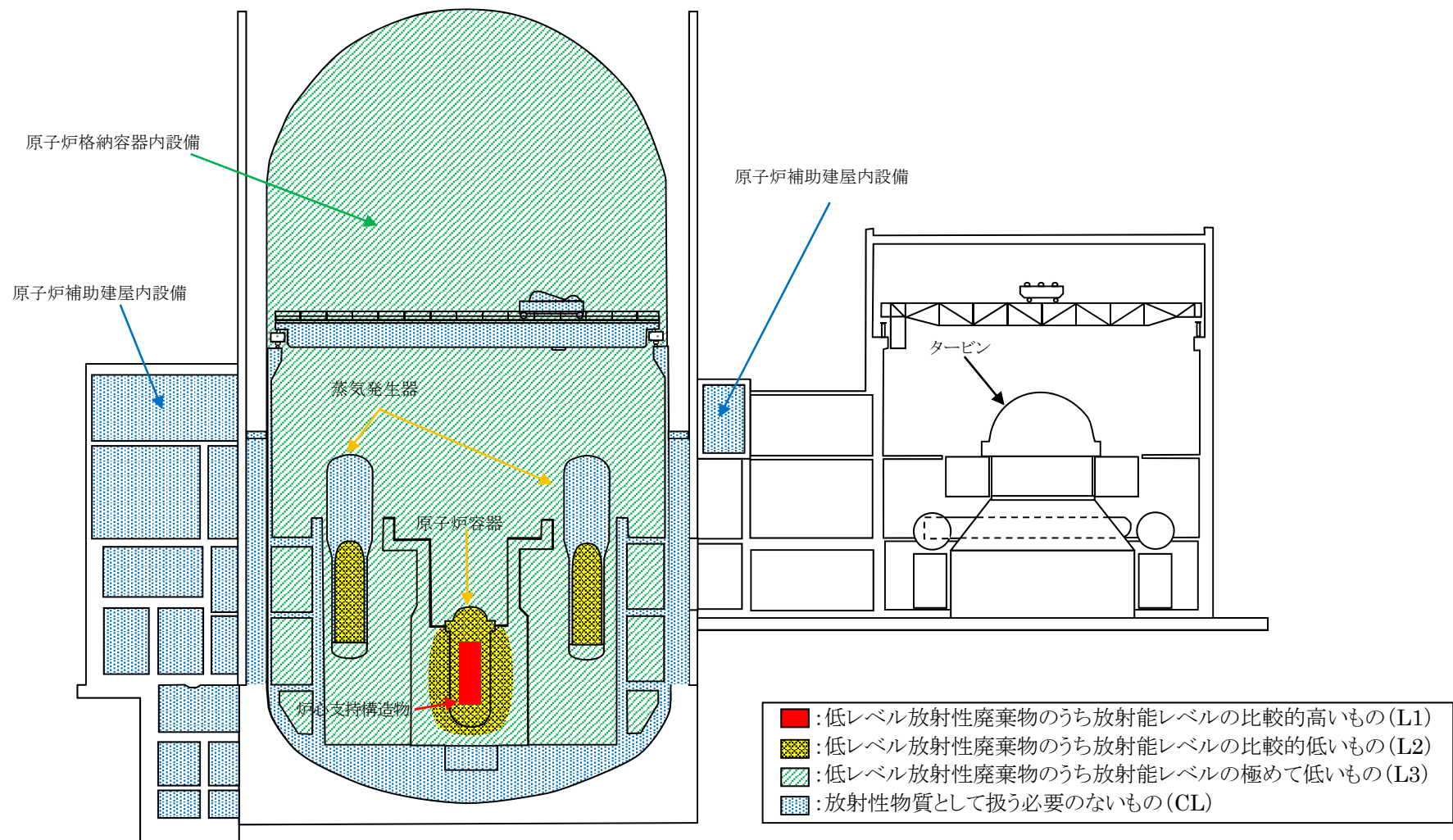
解体対象施設の二次的な汚染による核種別の放射能を第 5 表に示す。

3. 汚染の分布

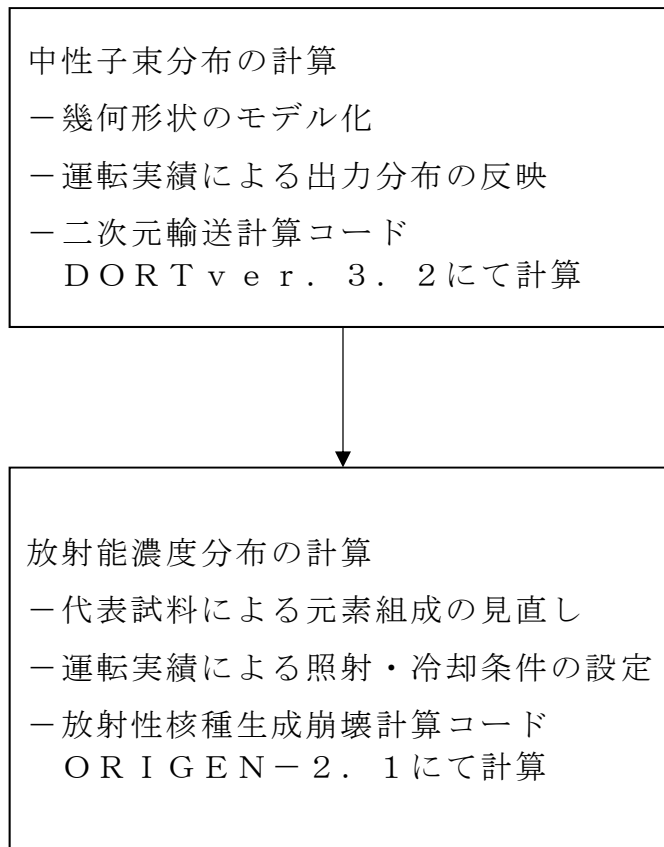
放射化汚染及び二次的な汚染の評価結果による、解体対象施設内の汚染の推定分布図を第 4 図に示す。

4. 放射性固体廃棄物の推定発生量の評価

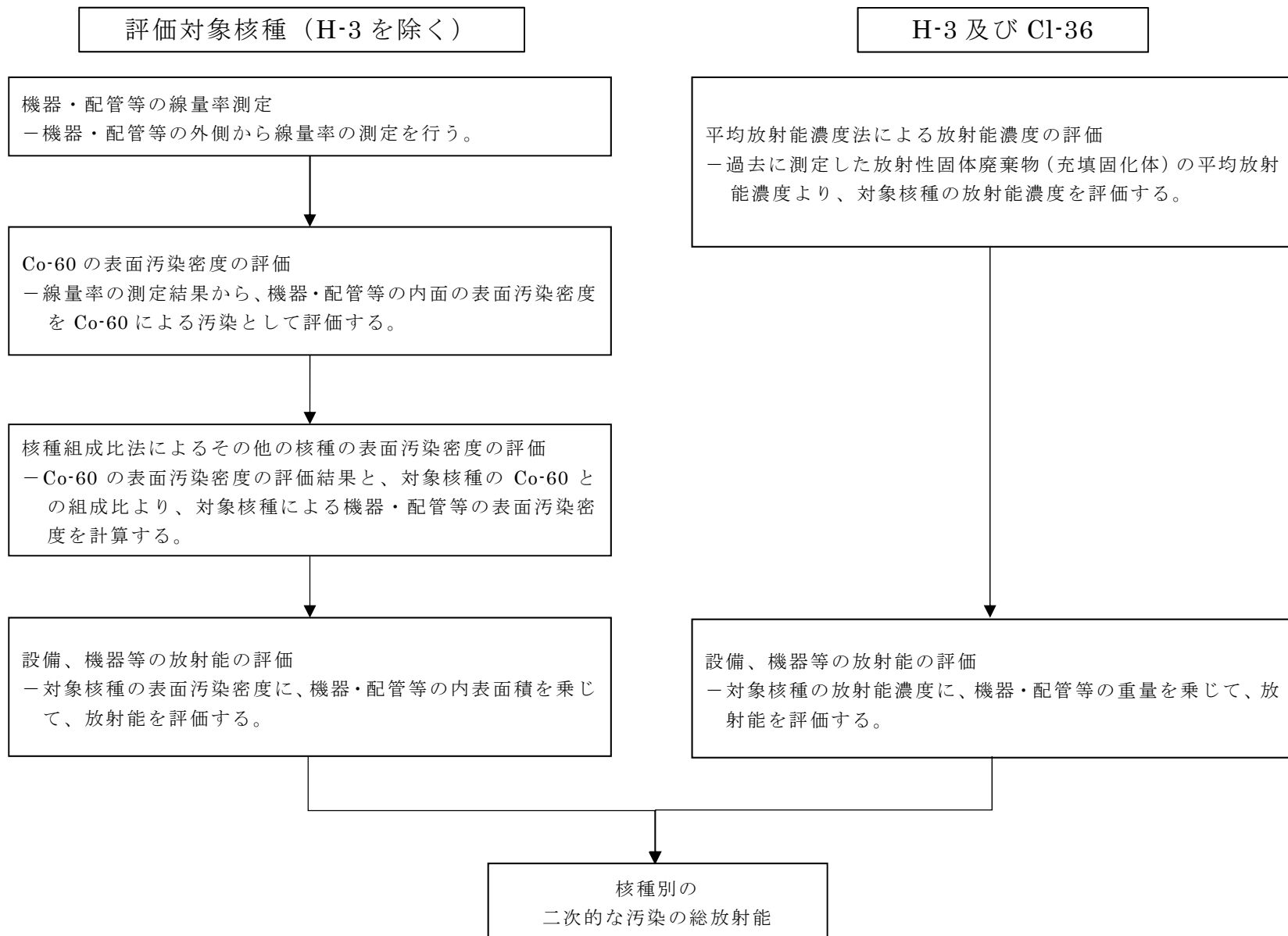
2.1.2「放射化汚染の評価結果」及び 2.2.2「二次的な汚染の評価結果」を用いて評価した、放射能レベル区分別の放射性固体廃棄物の発生量を第 6 表に示す。



第1図 汚染の推定分布図（初回申請時）



第2図 放射化汚染の評価方法



第 3 図 二次的な汚染の評価方法

第4図 汚染の推定分布図

第1表 廃止措置期間全体にわたり発生する放射性固体廃棄物の推定発生量（初回申請時）

（単位：トン）

放射能レベル区分 ※1		推定発生量 ※2※3	
		1号炉	2号炉
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの（L1）	約 110	約 110
	放射能レベルの比較的低いもの（L2）	約 630	約 800
	放射能レベルの極めて低いもの（L3）	約 1,600	約 1,790
放射性物質として扱う必要のないもの（CL）		約 3,600	約 4,100
合計※4		約 5,900	約 6,800

※1：放射能レベル区分は、以下のとおり。

- ・ 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、国内で操業し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 の区分値の上限は、「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

- ・ 低レベル放射性廃棄物については、10トン単位で切り上げた値である。
- ・ 放射性物質として扱う必要のないもの及び合計については、100トン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：推定発生量の評価条件

- ・ 「1. 初回申請における評価」を参照。

※4：この他、放射性廃棄物でない廃棄物（管理区域外からの発生分を含む。）が約 342,000 トン（1号炉及び2号炉合算）発生する。

第2表 運転中に発生した放射性固体廃棄物の貯蔵・保管状況

(1号炉及び2号炉合算)

(平成28年6月末現在)

貯蔵・保管場所	放射性固体廃棄物の種類		貯蔵・保管量
廃樹脂貯蔵タンク (1号及び2号炉共用)	イオン交換器廃樹脂		98m ³
1号炉 使用済燃料貯蔵設備	使用済制御棒		62 体
	使用済バーナブルポイズン		8 体
	使用済プラグングデバイス		94 体
2号炉 使用済燃料貯蔵設備	使用済制御棒		68 体
	使用済バーナブルポイズン		13 体
	使用済プラグングデバイス		180 体
3号炉 使用済燃料貯蔵設備 (1号、2号及び3号炉共用)	使用済バーナブルポイズン		70 体
固体廃棄物貯蔵庫 (1号、2号及び3号炉共用)	ドラム缶	均質固化体	1,480 本
		雑固体	5,645 本
	その他		2,089 本相当
蒸気発生器保管庫 (1号、2号及び3号炉共用)	蒸気発生器		4 基
	保管容器 ※1		683m ³

※1：原子炉容器上部蓋を含む。

第3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4表 放射化汚染の推定放射能

(単位 : Bq)

評価対象核種		1号炉
1	H-3	2.3×10^{14}
2	Be-10	4.9×10^7
3	C-14	3.7×10^{13}
4	S-35	2.7×10^5
5	Cl-36	5.1×10^{12}
6	Ca-41	6.7×10^{10}
7	Mn-54	9.5×10^{11}
8	Fe-55	1.6×10^{16}
9	Fe-59	8.4×10^5
10	Co-58	5.4×10^6
11	Co-60	2.7×10^{16}
12	Ni-59	1.2×10^{14}
13	Ni-63	1.5×10^{16}
14	Zn-65	3.1×10^9
15	Se-79	6.1×10^8
16	Sr-90	9.7×10^9
17	Zr-93	6.4×10^6
18	Nb-94	6.4×10^{10}
19	Mo-93	7.1×10^{11}
20	Tc-99	8.7×10^{10}
21	Ru-106	1.9×10^7
22	Ag-108m	2.2×10^{12}
23	Cd-113m	9.3×10^6
24	Sn-126	1.3×10^5
25	Sb-125	8.0×10^{11}
26	Te-125m	3.0×10^{11}
27	I-129	7.9×10^6
28	Cs-134	1.4×10^{11}
29	Cs-137	2.1×10^{10}
30	Ba-133	4.8×10^{10}
31	La-137	1.3×10^6
32	Ce-144	2.1×10^6
33	Pm-147	5.4×10^{11}
34	Sm-151	6.8×10^{11}
35	Eu-152	3.9×10^{12}
36	Eu-154	2.8×10^{12}
37	Ho-166m	7.4×10^8
38	Lu-176	1.4×10^5
39	Ir-192m	3.3×10^{11}
40	Pt-193	4.4×10^{12}
41	U-234	8.2×10^7
42	U-235	3.7×10^6
43	U-236	5.4×10^3
44	U-238	8.0×10^7
45	Np-237	8.6×10^3
46	Pu-238	1.1×10^9
47	Pu-239	1.4×10^8
48	Pu-240	1.4×10^8
49	Pu-241	2.3×10^{10}
50	Pu-242	1.5×10^6
51	Am-241	8.1×10^8
52	Am-242m	1.9×10^7
53	Am-243	2.2×10^7
54	Cm-242	1.6×10^7
55	Cm-244	5.5×10^9

(注) 2022年4月1日時点

第5表 二次的な汚染の推定放射能

(単位：Bq)

評価対象核種		1号炉
1	H-3	4.5×10^{10}
2	Be-10	5.1×10^1
3	C-14	1.5×10^{11}
4	S-35	0
5	Cl-36	3.6×10^4
6	Ca-41	1.3×10^2
7	Mn-54	1.2×10^7
8	Fe-55	2.1×10^{11}
9	Fe-59	0
10	Co-58	1.3×10^{-5}
11	Co-60	2.7×10^{11}
12	Ni-59	7.8×10^9
13	Ni-63	8.7×10^{11}
14	Zn-65	2.5×10^{-1}
15	Se-79	5.4×10^3
16	Sr-90	4.3×10^8
17	Zr-93	4.2×10^7
18	Nb-94	1.1×10^9
19	Mo-93	3.8×10^7
20	Tc-99	1.1×10^6
21	Ru-106	4.5×10^4
22	Ag-108m	1.5×10^{-1}
23	Cd-113m	7.3×10^4
24	Sn-126	1.0×10^4
25	Sb-125	3.1×10^5
26	Te-125m	1.8×10^{-8}
27	I-129	8.1×10^4
28	Cs-134	1.2×10^7
29	Cs-137	2.0×10^{10}
30	Ba-133	0
31	La-137	2.5×10^4
32	Ce-144	9.1×10^3
33	Pm-147	2.9×10^6
34	Sm-151	1.4×10^6
35	Eu-152	2.5×10^7
36	Eu-154	1.7×10^7
37	Ho-166m	1.6×10^1
38	Lu-176	0
39	Ir-192m	5.8×10^{-3}
40	Pt-193	7.4×10^{-3}
41	U-234	6.9×10^3
42	U-235	1.5×10^2
43	U-236	1.5×10^3
44	U-238	1.7×10^3
45	Np-237	1.6×10^3
46	Pu-238	1.0×10^7
47	Pu-239	4.7×10^8
48	Pu-240	1.9×10^6
49	Pu-241	1.5×10^8
50	Pu-242	9.9×10^3
51	Am-241	4.7×10^8
52	Am-242m	2.7×10^4
53	Am-243	1.1×10^5
54	Cm-242	7.3×10^0
55	Cm-244	5.5×10^6

(注) 2022年4月1日時点

第6表 廃止措置期間全体にわたり発生する放射性固体廃棄物の推定発生量

(単位:トン)

放射能レベル区分※1		推定発生量※2※3	
		1号炉	2号炉
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの (L1)	約 80	約 80
	放射能レベルの比較的低いもの (L2)	約 620	約 790
	放射能レベルの極めて低いもの (L3)	約 2,380	約 2,510
	合計	約 3,070	約 3,360
放射性物質として扱う必要のないもの (CL)		約 6,400	約 7,500

※1：放射能レベル区分は、以下のとおり。

- ・ 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

- ・ 二次的な汚染を生じている設備の一部（タンク等の容器形状）については、除染効果（除染係数 100）を見込んでいる。
- ・ 低レベル放射性廃棄物については、10 トン単位で切り上げた値である。
- ・ 放射性物質として扱う必要のないものについては、100 トン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。
- ・ 運転中に発生した使用済制御棒、使用済バーナブルポイズン、使用済プラグングデバイスを含む。

※3：この他、放射性廃棄物でない廃棄物（管理区域外からの発生分を含む。）が約 315,000 トン（1号炉及び2号炉合算）発生する。

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. 性能維持施設の機能及びその性能

(1) 建屋・構築物等

廃止措置では、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する。

また、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、「放射線遮蔽機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設
放射性物質漏えい防止機能	原子炉格納容器 原子炉補助建屋
放射線遮蔽機能	原子炉容器周囲のコンクリート壁 原子炉格納容器内周のコンクリート壁 原子炉格納容器外周のコンクリート壁 原子炉補助建屋（遮蔽壁）

なお、廃止措置期間中においては、冷却材喪失事故等は発生しないため、原子炉格納容器の事故を想定した気密性は不要である。また、格納容器隔離弁についても事故を想定した放射線漏えい防止機能は不要である。

「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。

- ・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。

「放射線遮蔽機能」を有する性能維持施設の性能は以下のとおり。

- ・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。

(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

廃止措置では、新燃料及び使用済燃料の搬出などの際に取り扱う必要があることから、「臨界防止機能」、「燃料落下防止機能」、「除染機能」、「除熱機能」、「密封

機能」及び「放射線遮蔽機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設
臨界防止機能 燃料落下防止機能	使用済燃料ピットクレーン 原子炉補助建屋クレーン 新燃料エレベータ
除染機能	除染装置 (使用済燃料輸送容器を除染する場所 (除染場))
臨界防止機能 除熱機能 密封機能 放射線遮蔽機能	使用済燃料輸送容器

使用済燃料ピットクレーン、原子炉補助建屋クレーン及び新燃料エレベータの性能は、以下のとおり。

- ・燃料集合体を取扱中、動力電源が喪失した場合に燃料集合体が停止した位置にて保持される状態であること。また、取扱中に燃料集合体が破損しないよう正常に動作する状態であること。

除染装置（使用済燃料輸送容器を除染する場所（除染場））の性能は、以下のとおり。

- ・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。

使用済燃料輸送容器の性能は、以下のとおり。

- ・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

廃止措置では、新燃料及び使用済燃料を当該炉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」、「水位監視機能」、「漏えい監視機能」、「浄化機能」及び「給水機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設	
臨界防止機能	新燃料貯蔵設備	新燃料ラック
	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
水位監視機能		使用済燃料ピット水位を監視する設備
漏えい監視機能		使用済燃料ピット水の漏えいを監視する設備
浄化機能		使用済燃料ピット冷却装置
給水機能	燃料取替用水タンク	

なお、廃止措置期間中においては、原子炉内への注水は不要となることから、燃料取替用水タンクのほう酸濃度の維持は不要である。

「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。

- ・燃料集合体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。

「水位監視機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおり。

- ・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。

「漏えい監視機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおり。

- ・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。

「浄化機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおり。

- ・燃料集合体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。

「給水機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおり。

- ・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。

なお、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、燃料被覆管温度の

上昇による燃料の健全性に影響はなく、また、臨界にならないと評価できることから、周辺公衆への影響は小さい。したがって、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 「2. 性能維持施設の機能及びその性能」 の追補」にて補足する。

(3) 放射性廃棄物の廃棄施設

a. 気体廃棄物の廃棄設備

廃止措置では、放射性気体廃棄物を処理することから、「放射性廃棄物処理機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設
放射性廃棄物処理機能	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。

- ・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. 液体廃棄物の廃棄設備

廃止措置では、発生する放射性液体廃棄物を、廃液の性状に応じた設備で処理し、放射性物質の濃度を低減して環境へ放出する。このため「放射性廃棄物処理機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設
放射性廃棄物処理機能	廃液蒸発装置 イオン交換器 洗浄排水処理装置 冷却材ドレンタンク 格納容器サンプ サンプタンク 廃液ホールドアップタンク 廃液蒸留水タンク 薬品ドレンタンク 洗浄排水タンク 洗浄排水モニタタンク タービン復水器冷却水放水路

廃液蒸発装置、イオン交換器及び洗浄排水処理装置の性能は、以下のとおり。

- ・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。

冷却材ドレンタンク、格納容器サンプ、サンプタンク、廃液ホールドアップタンク、廃液蒸留水タンク、薬品ドレンタンク、洗浄排水タンク及び洗浄排水モニタタンクの性能は、以下のとおり。

- ・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。

タービン復水器冷却水放水路の性能は、以下のとおり。

- ・放射性液体廃棄物の放出に影響するようなき裂、変形等の有意な欠陥がない状態であること。

c. 固体廃棄物の廃棄設備

廃止措置では、放射性固体廃棄物を処理することから、「放射性廃棄物処理機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設
放射性廃棄物処理機能	ベイラ 廃樹脂タンク 廃樹脂貯蔵タンク

ベイラの性能は、以下のとおり。

- ・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。

廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンクの性能は、以下のとおり。

- ・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。

(4) 放射線管理施設

a. 原子炉施設内外の放射線監視

廃止措置では、原子炉施設内の放射線を管理するため、原子炉施設内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する。

固定エリアモニタについては、作業等で人が立ち入る代表的なエリア、人が駐在するエリア及び放射線レベルが変動する可能性のあるエリアにあるものを維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設	
放射線監視機能	固定エリア モニタ	補助建屋内ドラム詰室
		除染洗たく室
		使用済燃料ピット付近

「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。

- ・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. 環境への放射性物質の放出管理

廃止措置では、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。このため「放射線監視機能」及び「放出管理機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設	
放射線監視機能放出管理機能	排気モニタ	格納容器排気筒ガスモニタ 補助建屋排気筒ガスモニタ
	排水モニタ	液体廃棄物処理設備排水モニタ
放射線監視機能	排水のサンプリングモニタ設備	原子炉基礎湧水モニタ タービンサンプ水モニタ

「放射線監視機能」及び「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。

- ・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。

c. 管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理

廃止措置では、管理区域内で作業を行うため、「放射線監視機能」及び「放射線管理機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設
放射線監視機能	手足モニタ（退出モニタ）
放射線管理機能	放射線管理設備（出入管理室、化学分析室、放射線測定室）

「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。

- ・表面汚染密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。

- ・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。

(5) 解体中に必要なその他の施設

a. 換気設備

廃止措置では、核燃料物質の貯蔵管理及び搬出作業、施設内で発生する放射性廃棄物の処理、粒子状物質の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。このため「換気機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設
換気機能	原子炉格納容器換気送風機 原子炉格納容器換気排風機 原子炉格納容器排気設備（高効率エアフィルタ） アニュラス排風機 アニュラス排気設備（高効率エアフィルタ） 補助建屋放射性区域送気ファン 使用済燃料ピット送気ファン 補助建屋放射性区域排気ファン 補助建屋主排気フィルタユニット 補助建屋主排気ファン 出入管理室送気ファン 出入管理室排気ファン 放射化学室排気ファン

なお、廃止措置期間中においては、設備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にあることから、原子炉格納容器換気送風機、原子炉格納容器換気排風機、アニュラス排風機、アニュラス排気設備（高効率エアフィルタ）、補助建屋主排気ファン、出入管理室送気ファン、出入管理室排気ファンの必要な台数は各 1 台である。

また、廃止措置期間中においては、冷却材喪失事故等の事故によるアニュラス内の即時負圧措置は必要ないためアニュラス排風機の自動起動と 5 分以内の負圧達成を維持すること、及びよう素は発生しないためよう素フィルタによる浄化機能を維持することは不要である。

「換気機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおり。

- ・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

使用済燃料を使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している間は、使用済燃料貯蔵設備の水位監視が必要であり、安全確保上商用電源が喪失した際においても水位監視を行うために必要な「電源供給機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設
電源供給機能	蓄電池

蓄電池については、廃止措置中、プラントが停止しているため、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、廃止措置における必要な組数は1組である。

蓄電池の性能は、以下のとおり。

- ・非常用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

商用電源喪失時において、作業者が廃止措置対象施設内から安全に避難できるよう、「照明機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	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。

- ・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、適切な頻度で点検、検査及び校正を実施する。

(7) その他の安全対策

また、その他の安全対策として以下の措置を講じる。

- a. 管理区域の区分、立入制限等、保安のために必要な措置を講じる。
- b. 廃止措置対象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. 廃止措置対象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. 廃止措置では、火気作業や可燃物を取り扱うことから「消火機能」を有する設備を維持する。具体的性能維持施設は下表のとおり。

維持機能	性能維持施設
消火機能	消火栓

「消火機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおり。

- ・消火栓から放水できる状態であること。

また、可燃性物質が保管される場所にあつては、火災が生ずることのないよう適切な防護措置を講じる。

3. 性能維持施設の維持期間

(1) 建屋・構築物等

原子炉格納容器及び原子炉補助建屋の「放射性物質漏えい防止機能」及びその性能は、それぞれの管理区域を解除するまで維持する。

原子炉容器周囲のコンクリート壁、原子炉格納容器内周のコンクリート壁及び原子炉格納容器外周のコンクリート壁の「放射線遮蔽機能」及びその性能は、炉心の支持構造物等の解体撤去が完了するまで維持する。また、原子炉補助建屋（遮蔽壁）の「放射線遮蔽機能」及びその性能は、線源となる設備の解体が完了するまで維持する。

(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

使用済燃料ピットクレーン及び原子炉補助建屋クレーンの「臨界防止機能」及び「燃料落下防止機能」並びにその性能は、使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の搬出が完了するまで維持する。また、新燃料エレベータの「臨界防止機能」及

び「燃料落下防止機能」並びにその性能は、使用済燃料貯蔵設備内の新燃料の搬出が完了するまで維持する。

除染装置（使用済燃料輸送容器を除染する場所（除染場））の「除染機能」及びその性能は、使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の搬出が完了するまで維持する。

使用済燃料輸送容器の「臨界防止機能」、「除熱機能」、「密封機能」及び「放射線遮蔽機能」並びにその性能は、使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の構内輸送が完了するまで維持する。

b. 核燃料物質貯蔵設備

新燃料ラックの「臨界防止機能」及びその性能は、新燃料貯蔵設備内の新燃料の搬出が完了するまで維持する。

使用済燃料貯蔵設備の「臨界防止機能」、「水位監視機能」、「漏えい監視機能」及び「浄化機能」並びにその性能は、使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の搬出が完了するまで維持する。

燃料取替用水タンクの「給水機能」及びその性能は、使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の搬出が完了するまで維持する。

(3) 放射性廃棄物の廃棄施設

a. 気体廃棄物の廃棄設備

排気筒の「放射性廃棄物処理機能」及びその性能は、放射性気体廃棄物の処理が完了するまで維持する。

b. 液体廃棄物の廃棄設備

液体廃棄物の廃棄設備の「放射性廃棄物処理機能」及びその性能は、それぞれの放射性液体廃棄物の処理が完了するまで維持する。

c. 固体廃棄物の廃棄設備

固体廃棄物の廃棄設備の「放射性廃棄物処理機能」及びその性能は、それぞれの放射性固体廃棄物の処理が完了するまで維持する。

(4) 放射線管理施設

a. 原子炉施設内外の放射線監視

固定エリアモニタの「放射線監視機能」及びその性能は、関連する設備の供用が終了するまで維持する。

b. 環境への放射性物質の放出管理

排気モニタ及び排水モニタの「放射線監視機能」及び「放出管理機能」並びにその性能は、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する。

排水のサンプリングモニタ設備の「放射線監視機能」及びその性能は、管理区域を解除するまで維持する。

c. 管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理

手足モニタ（退出モニタ）の「放射線監視機能」及びその性能は、管理区域を解除するまで維持する。

放射線管理設備（出入管理室、化学分析室、放射線測定室）の「放射線管理機能」及びその性能は、管理区域を解除するまで維持する。

(5) 解体中に必要なその他の施設

a. 換気設備

換気設備の「換気機能」及びその性能は、管理区域を解除するまで維持する。

b. 非常用電源設備

非常用電源設備の「電源供給機能」及びその性能は、使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の搬出が完了するまで維持する。

c. その他安全確保上必要な設備

非常用照明の「照明機能」及びその性能は、各建屋を解体する前まで維持する。

(6) その他の安全対策

消火栓の「消火機能」及びその性能は、各建屋を解体する前まで維持する。

4. 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及びその性能に影響を与えないことを確認したうえで実施する。

追 補

(添 付 書 類 六)

目 次

追補 1 「2. 性能維持施設の機能及びその性能」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 -1
- II-1. 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 1 -3
- II-2. 美浜 2 号炉 クリープ歪の評価について 6-追 1 -15
- III-1. 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 1 -18
- III-2. 大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価の考え方
及び評価結果 6-追 1 -32
- 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への放射線被ばくの影響について 6-追 1 -41

追 補 1

「2. 性能維持施設の機能及びその性能」の追補

添付書類六「2. 性能維持施設の機能及びその性能」の記述に
次のとおり追補する。

本資料のうち、は商業機密又は核物質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

美浜 1 号炉及び美浜 2 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美浜 1 号炉の使用済燃料 231 体（現在美浜 3 号炉に貯蔵されている美浜 1 号炉の使用済燃料 40 体含む）及び美浜 2 号炉の使用済燃料 510 体（現在美浜 3 号炉に貯蔵されている美浜 2 号炉の使用済燃料 110 体含む）がそれぞれ貯蔵されているものとして、使用済燃料ピット水がすべ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った。

評価の結果、美浜 1 号炉及び美浜 2 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すべ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 0.7%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 美浜 1 号炉 平成 22 年 11 月 24 日
美浜 2 号炉 平成 23 年 12 月 8 日

3. 未臨界性の評価について

美浜 1 号炉及び美浜 2 号炉の使用済燃料ピットには、美浜 1 号炉の燃料 263 体（新燃料 32 体及び現在美浜 3 号炉に貯蔵されている美浜 1 号炉の使用済燃料 40 体含む）及び美浜 2 号炉の燃料 510 体（現在美浜 3 号炉に貯蔵されている美浜 2 号炉の使用済燃料 110 体含む）が貯蔵されているものとして、使用済燃料ピット水がすべ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、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/cm³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 **0.973** 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すべ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。

Ⅱ-1. 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. 美浜発電所に貯蔵中の美浜 1 号炉及び 2 号炉の使用済燃料

美浜発電所 1 号炉及び 2 号炉の使用済燃料ピットには、美浜 1 号炉の使用済燃料が 231 体（現在美浜 3 号炉に貯蔵されている美浜 1 号炉の使用済燃料 40 体含む）、美浜 2 号炉の使用済燃料が 510 体（現在美浜 3 号炉に貯蔵されている美浜 2 号炉の使用済燃料 110 体含む）それぞれ貯蔵されているものとして評価を行う。

これらの使用済燃料の最高燃焼度制限は 48,000MWd/t 以下、原子炉停止日は美浜 1 号炉が平成 22 年 11 月 24 日、美浜 2 号炉が平成 23 年 12 月 8 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、美浜 1 号炉が 132kW、美浜 2 号炉が 369kW 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。

- ・ 美浜 1 号炉： 最大発熱量 0.75kW （平均発熱量 約 0.57kW）
- ・ 美浜 2 号炉： 最大発熱量 1.31kW （平均発熱量 約 0.72kW）

3. 燃料被覆管表面温度の計算

使用済燃料ピット水がすべ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

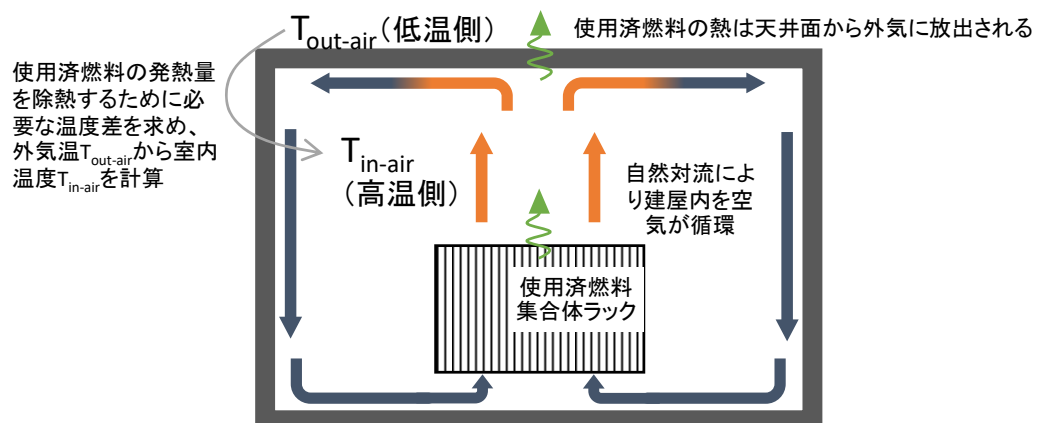
- 使用済燃料ピット水はすべて喪失していると仮定する。
- 原子炉補助建屋は健全だが換気は考慮しない（密閉状態）。
- 使用済燃料からの発熱は、建屋内空気及び建屋の天井を通して外気に放熱されることにより除熱される。
- 計算に用いた主要な入力パラメータは、第4表のとおりである。

(2) 計算結果

使用済燃料の健全性評価の手順としては、a. 建屋からの放熱計算、b. 自然対流熱伝達の計算、c. 燃料被覆管表面温度計算の順序で、使用済燃料からの発熱量より燃料被覆管表面温度を求める。

a. 建屋からの放熱計算

使用済燃料ピット水がすべて喪失し、使用済燃料の発熱による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建屋内空気温度を求める。建屋からの放熱モデルを第1図に示す。



第1図 建屋からの放熱

定常状態にある場合の建屋天井の壁を通して伝わる熱流束 q''_{roof} は、

$$q''_{\text{roof}} = Q_{\text{total}} / A_{\text{roof}} \quad [1]$$

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。

$$q''_{\text{roof}} = h (T_{\text{in-air}} - T_{\text{out-air}}) \quad [2]$$

$$1/h = \{1/h_1 + t_{\text{con}} / \lambda_{\text{con}} + 1/h_2\} \quad [3]$$

h : 熱通過率 ($\text{W} / \text{m}^2 \text{K}$)

$T_{\text{in-air}}$: 室内温度 ($^{\circ}\text{C}$)

$T_{\text{out-air}}$: 外気温度 ($^{\circ}\text{C}$) ※

※ 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表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 ($\text{W} / \text{m}^2 \text{K}$)

h_2 : 外表面熱伝達率 ($\text{W} / \text{m}^2 \text{K}$)

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 ($\text{W} / \text{m K}$)

[2]式及び[3]式より、

$$T_{\text{in-air}} = q''_{\text{roof}} \{1/h_1 + t_{\text{con}} / \lambda_{\text{con}} + 1/h_2\} + T_{\text{out-air}} (^{\circ}\text{C}) \quad [4]$$

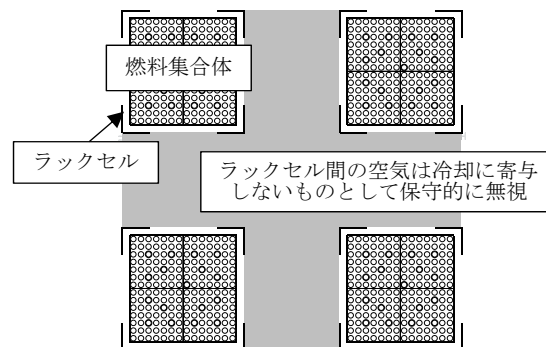
よって、室内温度として、外気温度を境界条件とした建屋内空気温度を求めると、第1表のとおりとなる。

第1表 外気温度を境界条件とした建屋内空気温度

室内温度 $T_{\text{in-air}}$ ($^{\circ}\text{C}$)
美浜1号炉 : 107
美浜2号炉 : 172

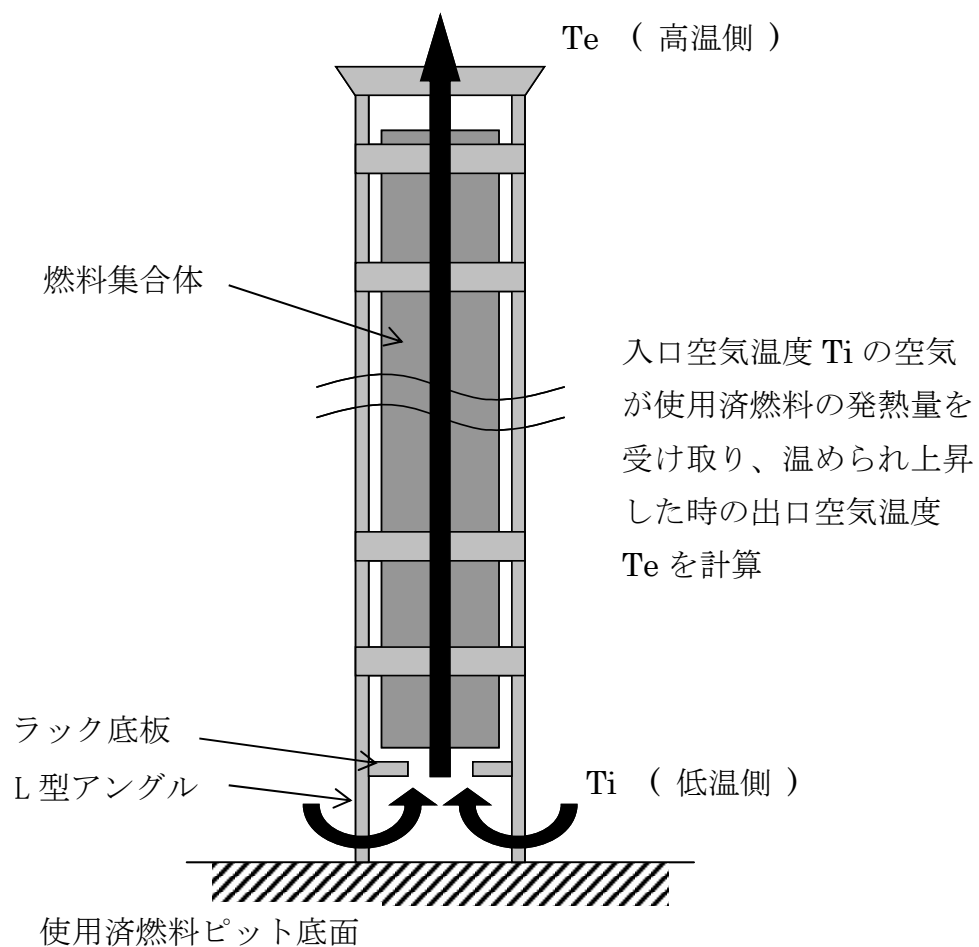
b. 自然対流熱伝達の計算

燃料集合体は、第 2 図に示すとおり、美浜 1 号炉では [] 間隔、美浜 2 号炉では [] 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。



第 2 図 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少なくとも約 [] 上方に 4 本の L 型アンク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、第 3 図のとおり、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、すべ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）。



第 3 図 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	(°C)
T _i :	入口空気温度	(°C)
T _a :	燃料集合体中間の空気温度	(°C)
h _a :	燃料集合体中間の被覆管表面熱伝達率	(W/m ² K)
ν :	動粘性係数	(m ² /s)

流れている空気への伝熱より、

$$Q = \rho u C_p (T_e - T_i) A \quad [5]$$

空気に働く浮力を F_B とすると、

$$F_B = \rho g \beta (T_a - T_i) L A \quad [6]$$

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

$$F_\tau = \frac{1}{2} \rho u^2 \left(\frac{\lambda L}{d_{ef}} + \zeta \right) A \quad [7]$$

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、

$$T_a = \frac{1}{2}(T_i + T_e) \quad [8]$$

[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。

$$\left(\frac{\lambda L}{d_{ef}} + \zeta \right) u^2 = g \beta (T_e - T_i) L \quad [9]$$

上式に[5]式を代入して整理すると、

$$u = \left(\frac{Q g \beta L}{\rho C_p A \left(\frac{\lambda L}{d_{ef}} + \zeta \right)} \right)^{1/3} \quad [10]$$

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。

$$\lambda = \frac{64}{Re} \quad [11]$$

$$Re = \frac{u d_{ef}}{\nu} \quad [12]$$

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)によって、出口空気温度 T_e は第2表のような結果になる。なお、入口空気温度 T_i は、a. で計算した建屋内空気温度(室内温度 T_{in-air})とする。

第2表 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 $T_e (^\circ C)$
美浜1号炉	0.75	207
美浜2号炉	1.31	363

c. 燃料被覆管表面温度計算

管内層流における気体单相の Nu 数(熱流束一定)を、

$$Nu=4.36=\frac{h_a d_{eh}}{k_a} \quad [13]$$

として、熱伝達率 h_a は、

$$h_a=\frac{k_a}{d_{eh}} \times 4.36 \quad [14]$$

のように求められる。

燃料集合体 1 体の発熱量 Q (W) から、

$$q''=\frac{Q}{L_h L} \quad (W/m^2) \quad [15]$$

また、美浜 1 号炉及び美浜 2 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、

$$q'''=q'' \times PF \quad (W/m^2) \quad [16]$$

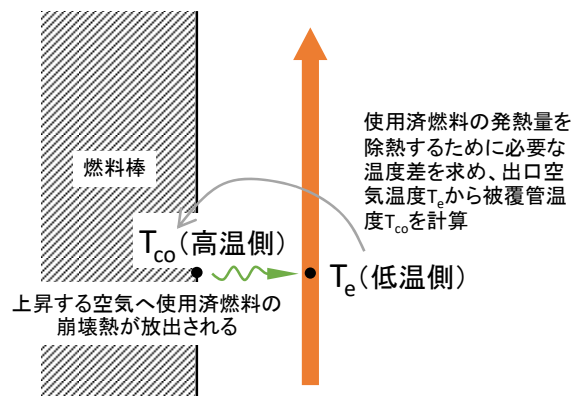
燃料被覆管の表面温度を T_{co} とすると、

$$q'''=h_a(T_{co}-T_a) \quad [17]$$

燃料集合体中間の空気温度 T_a の代わりに保守側に出口空気温度 T_e を用いて評価すると、

$$T_{co}=T_e+q'''/h_a \quad (^\circ C) \quad [18]$$

すなわち、第 4 図のとおり、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 ($^\circ C$) 上昇することになる。



第 4 図 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 が保守側に建屋天井の温度 T_{in-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、第 3 表のとおり、最高でも約 376°C 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すべ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°C 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°C 上昇する程度である。

第 3 表 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 ($^{\circ}\text{C}$)	出口空気温度 T_e ($^{\circ}\text{C}$)	燃料被覆管表面温度 T_{co} ($^{\circ}\text{C}$)
美浜 1 号炉	11	207	218
美浜 2 号炉	13	363	376

4. 結論

使用済燃料ピット水がすべて喪失し、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。

美浜 1 号炉及び 2 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、美浜 1 号炉及び 2 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]。

Ⅱ-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、Ⅱ-2. に示すとおり、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 0.7%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すべて喪失しても、燃料被覆管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

以 上

第 4 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	入力パラメータ	値	根拠
a. 建屋からの放熱計算	使用済燃料の総発熱量 Q_{total}	M1: 132kW、M2: 369kW	日本原子力学会推奨値及び ORIGEN2 にて崩壊熱を計算 [4]
	天井面積 A_{roof}		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}		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 [6]
	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 $T_{\text{out-air}}$	70℃	太陽の輻射効果を考慮して設定 [5]
b. 自然対流熱伝達計算	燃料集合体 1 体の発熱量 Q	M1: 0.75kW、M2: 1.31kW	日本原子力学会推奨値及び ORIGEN2 にて崩壊熱を計算 [4]
	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}	$d_{\text{ef}} = 4 \times A / L_f = 0.019\text{m}$	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
c. 燃料被覆管表面温度計算	熱の等価直径 d_{eh}	$d_{\text{eh}} = 4 \times A / L_h = 0.021\text{m}$	A と伝熱計算用濡れぶち長さ L_h より算出
	発熱長さ L	M1: 3.048m、M2: 3.642m	燃料棒有効長を設定
	ヒートキングファクタ PF	M1: 1.92、M2: 1.90	直近の運転サイクル中の最大値(実績値)を設定

M1：美浜 1 号炉 M2：美浜 2 号炉

【参考文献】

- [4] 「PWR の安全解析用崩壊熱について MHI-NES-1010 改 4」 (平成 25 年 三菱重工工業株式会社)
- [5] 「最新建築環境工学」田中俊六 他共著、井上書院
- [6] 「コンクリート標準示方書」土木学会

Ⅱ-2. 美浜 2 号炉 クリープ歪の評価について

1. はじめに

燃料温度評価結果が厳しくなる美浜 2 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、燃料の健全性が確保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：376℃
- 燃料被覆管周方向応力 σ ：144MPa

$$\sigma = \frac{pD}{2t}$$

p：燃料棒内圧（=15.5MPa：美浜 2 号炉設置許可申請書上の炉心における内圧評価が最大で 15.0MPa であることを踏まえ、燃料棒内圧を 1 次冷却材圧力と同等と設定。）

$$D：被覆管平均径 \left(= \frac{D_0 + D_I}{2} = 10.02\text{mm} \right)$$

D_0 ：被覆管外径（=10.56mm）^{*1}

D_I ：被覆管内径（=9.48mm）

t：被覆管肉厚（=0.54mm）^{*1}

^{*1} 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 年間の酸化量を考慮）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（144MPa）は、未照射の燃料被覆管の降伏応力（約 300MPa^{*2}）を十分に下回っている。

^{*2} 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（燃料棒内圧及び被覆管減肉）に含まれる保守性により、以下の計算式に係る不確かさ*3は既に評価結果に包含されている。

*3 文献[8]においては、以下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、 $\dot{\varepsilon} = \dot{\varepsilon}_L + \dot{\varepsilon}_H$

低応力二次クリープ速度(1/h)：

$$\dot{\varepsilon}_L = 4.04 \times 10^{-1} \cdot \left(\frac{E}{T}\right) \cdot \left(\frac{\sigma}{E}\right)^{0.48} \cdot \exp\left(-\frac{1.099 \times 10^5}{RT}\right)$$

高応力二次クリープ速度(1/h)：

$$\dot{\varepsilon}_H = 2.50 \times 10^{-35} \cdot \left(\frac{E}{T}\right) \cdot \left(\frac{\sigma}{E}\right)^{7.39} \cdot \exp\left(-\frac{2.977 \times 10^5}{RT}\right)$$

飽和一次クリープ歪(－)：

$$\varepsilon_p^s = 6.58 \times 10^{-4} \cdot \left(\frac{E}{T}\right) \cdot \left(\frac{\sigma}{E}\right)^{1.29} \cdot \exp\left(-\frac{7.720 \times 10^4}{RT}\right)$$

ここで、t：時間 (h)

E：ヤング率 (MPa) $E = 1.148 \times 10^5 - 59.9 \times T$

σ ：周方向応力 (MPa)

R：気体状数 (J/(mol・K)) $R = 8.3144$ (J / mol・K)

T：絶対温度 (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すべ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 0.7% 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、燃料健全性が維持される。

【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」（平成 22 年 7 月 社団法人日本原子力学会）

以 上

III-1. 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 $0.0\sim 1.0\text{g}/\text{cm}^3$ まで変化させた条件で未臨界性評価を実施する。

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。計算フロー図を第1図に示す。

3. 計算方法

(1) 計算体系

計算体系は、垂直方向、水平方向共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すべ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300mmの水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000mmのコンクリートとして評価する。水平方向では、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300mmの水反射を仮定する。未臨界性評価の計算体系を第2図～第7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. 評価には48GWd/tウラン燃料を使用し、その初期濃縮度は、美浜1号炉及び2号炉に対しそれぞれ、約3.80wt%及び約4.00wt%に濃縮度公差を見込み 及び とする。
- b. 燃料有効長は、美浜1号炉及び美浜2号炉に対しそれぞれ、公称値3,048mm及び3,642mmから延長し、3,050mm及び3,660mm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 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。

以下の計算条件は公称値を使用し、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～第3表に、不確定性評価の考え方及び評価結果についてⅢ-2.に示す。

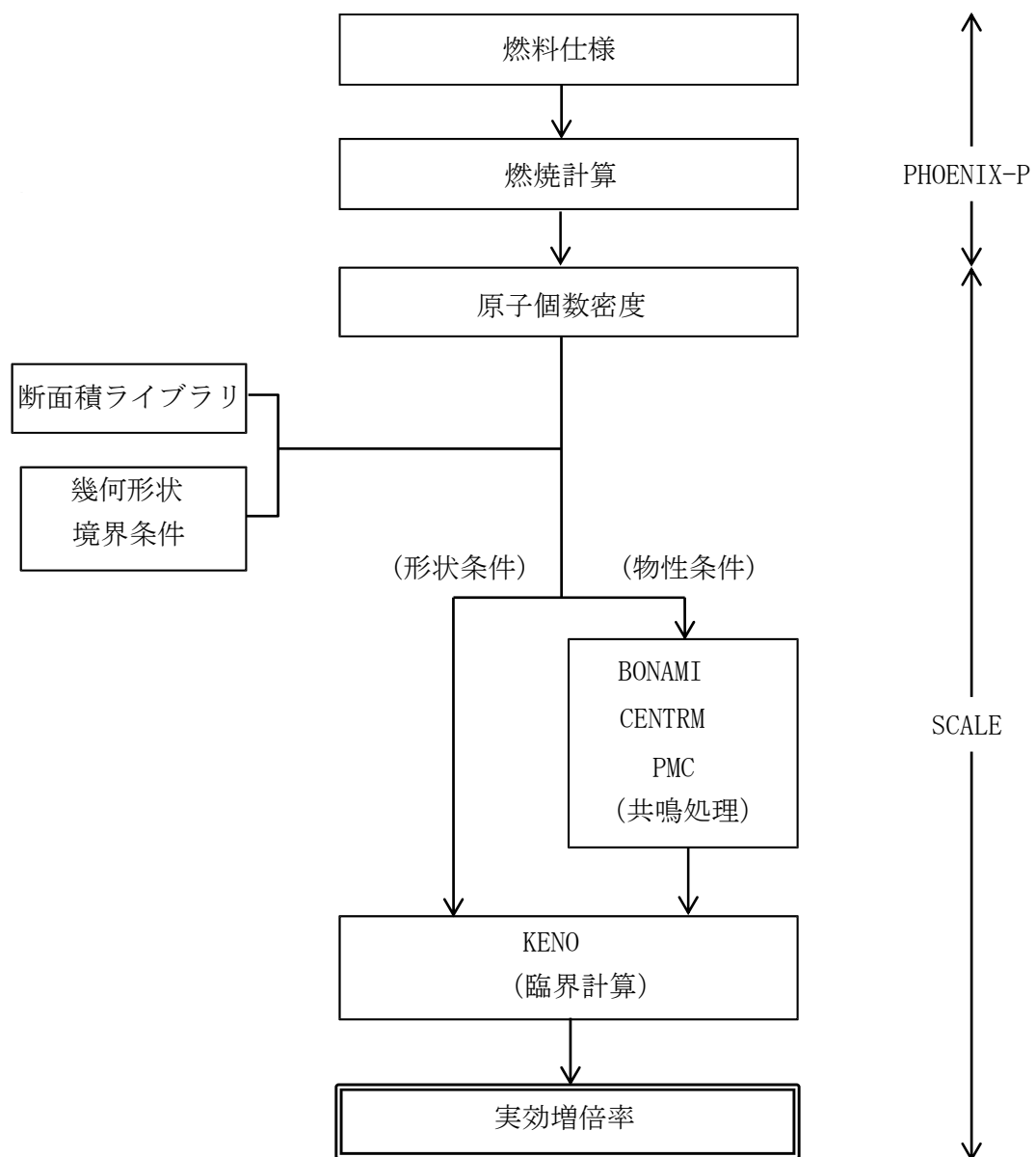
4. 美浜発電所に貯蔵中の美浜1号炉及び2号炉の燃料

美浜1号炉及び2号炉の使用済燃料ピット内には、美浜1号炉の燃料が263体（新燃料32体及び現在美浜3号炉に貯蔵されている美浜1号炉の使用済燃料40体を含む）、美浜2号炉の燃料が510体（現在美浜3号炉に貯蔵されている美浜2号炉の使用済燃料110体含む）それぞれ貯蔵されているものとして、未臨界性評価を行う。

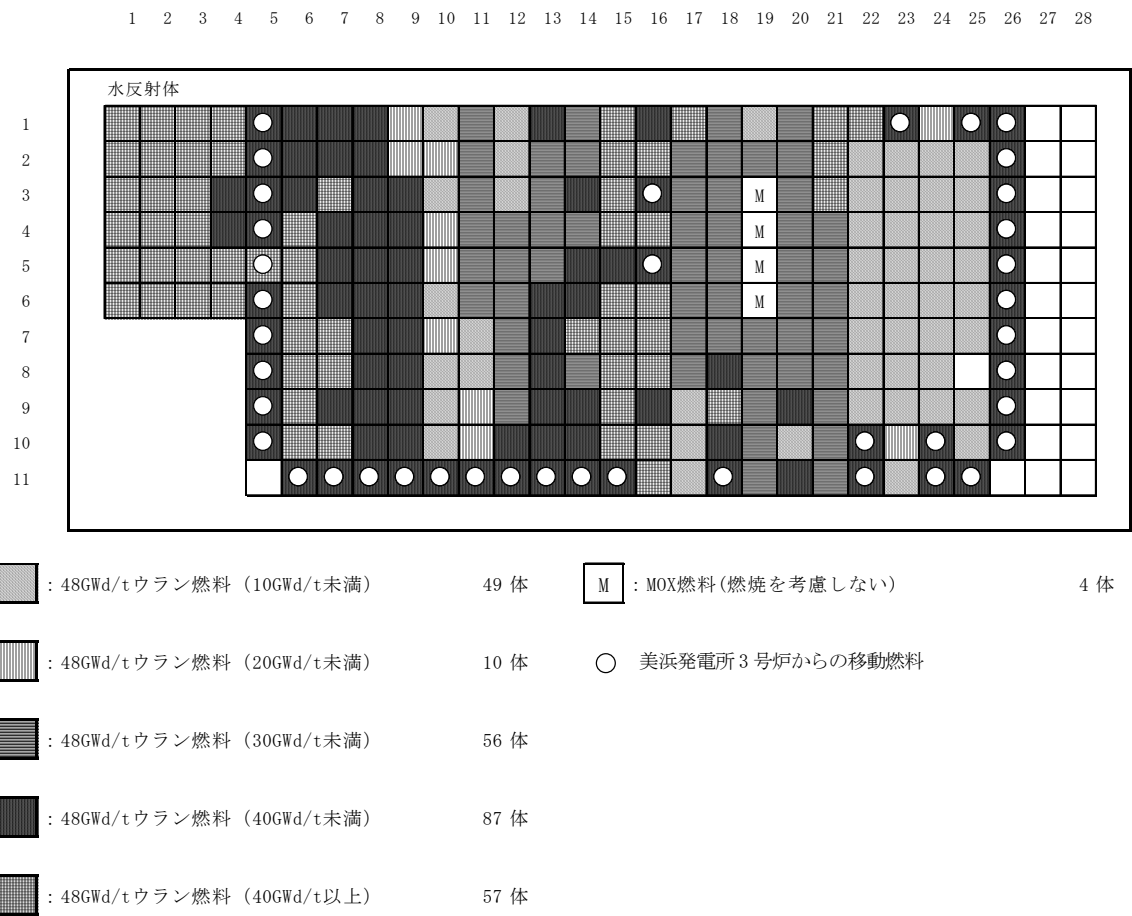
なお、美浜2号炉使用済燃料ピットAエリアについては、現在貯蔵されている使用済燃料9体をAエリア内で移動させてから、美浜3号炉に貯蔵されている美浜2号炉の使用済燃料108体を空きラック内に配置させたものとして評価する。

5. 計算結果

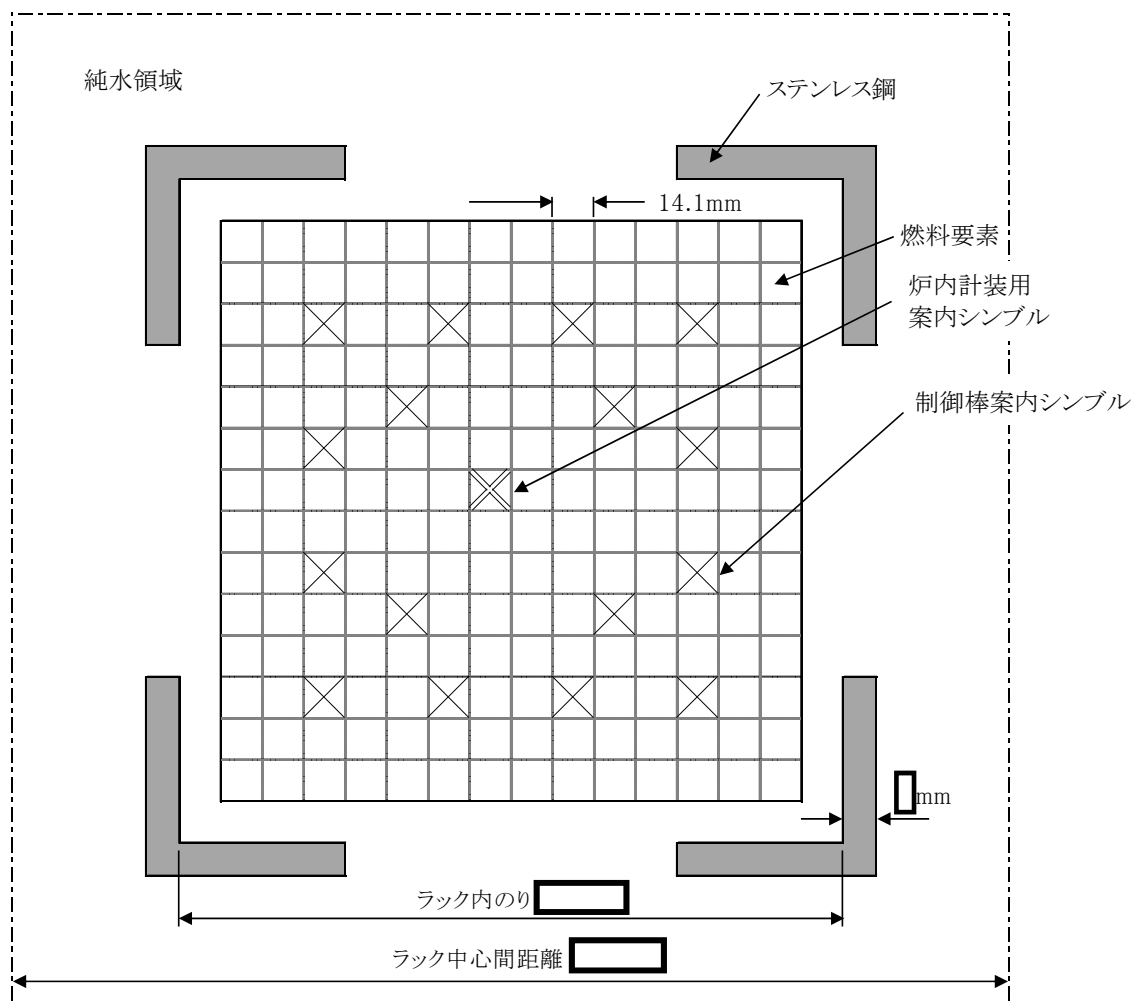
使用済燃料ピットの未臨界性評価結果を第4表に示す。第8図～第10図のとおり、純水冠水状態から水密度の減少に伴い低水密度領域で実効増倍率に極大値が生じる。評価結果の中で一番厳しくなる美浜2号炉Aエリアでは、実効増倍率が最も厳しくなる低水密度状態（水密度 $0.12\text{g}/\text{cm}^3$ ）で0.9588となり、これに不確定性0.0135を考慮しても0.973となり、臨界を防止できる。



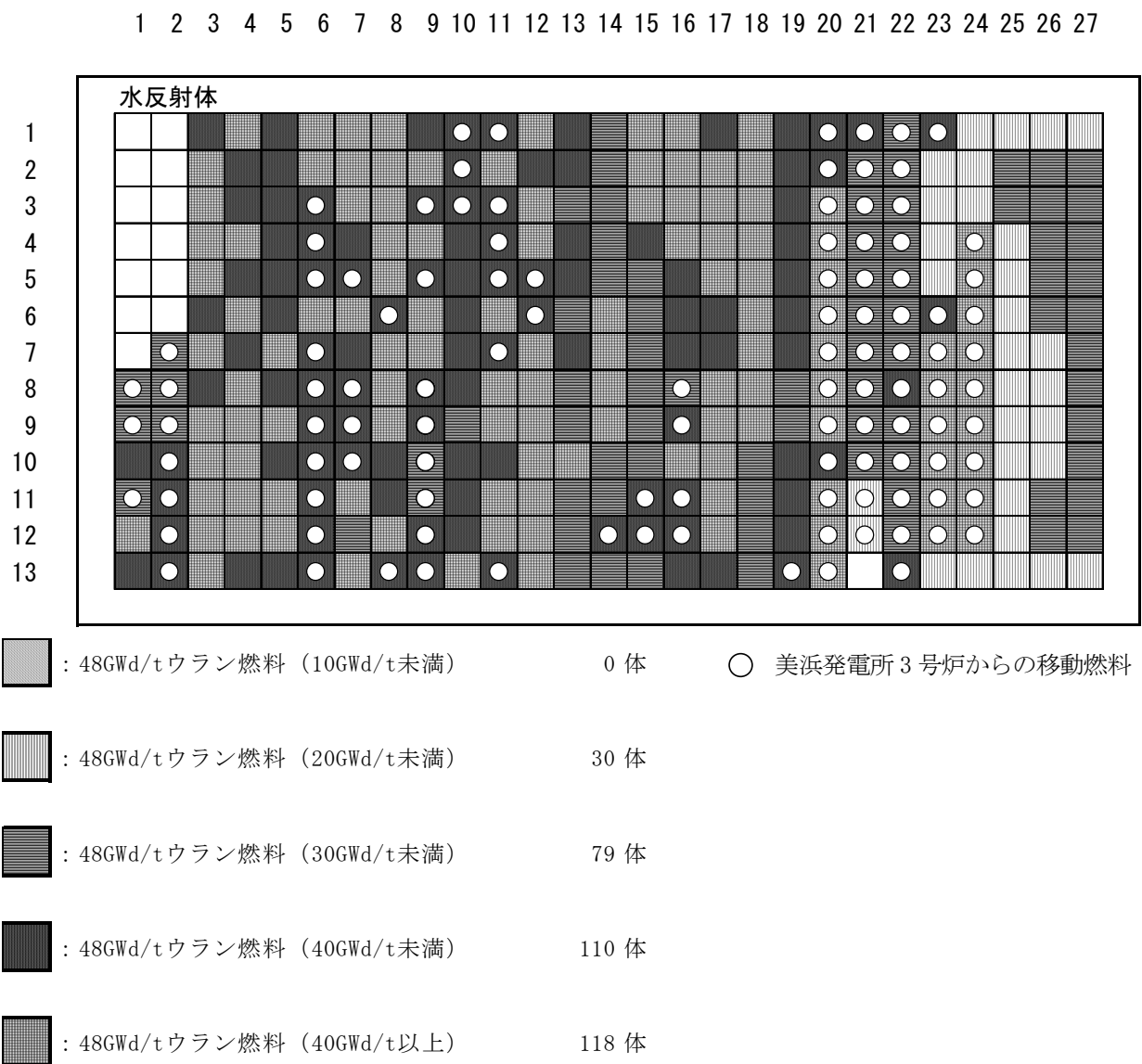
第 1 図 計算フロー



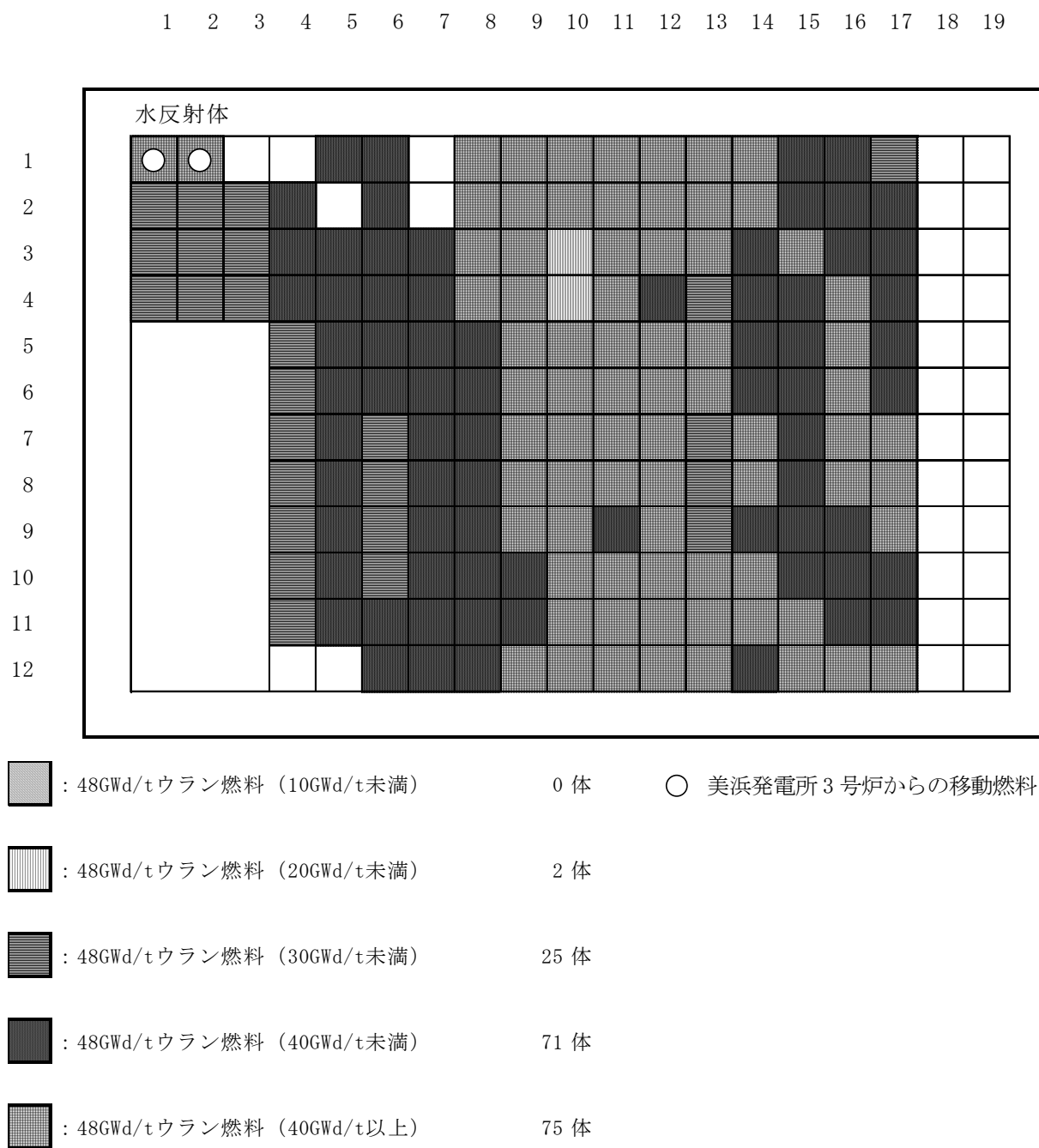
第2図 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価の計算体系（水平方向）
（美浜1号炉）



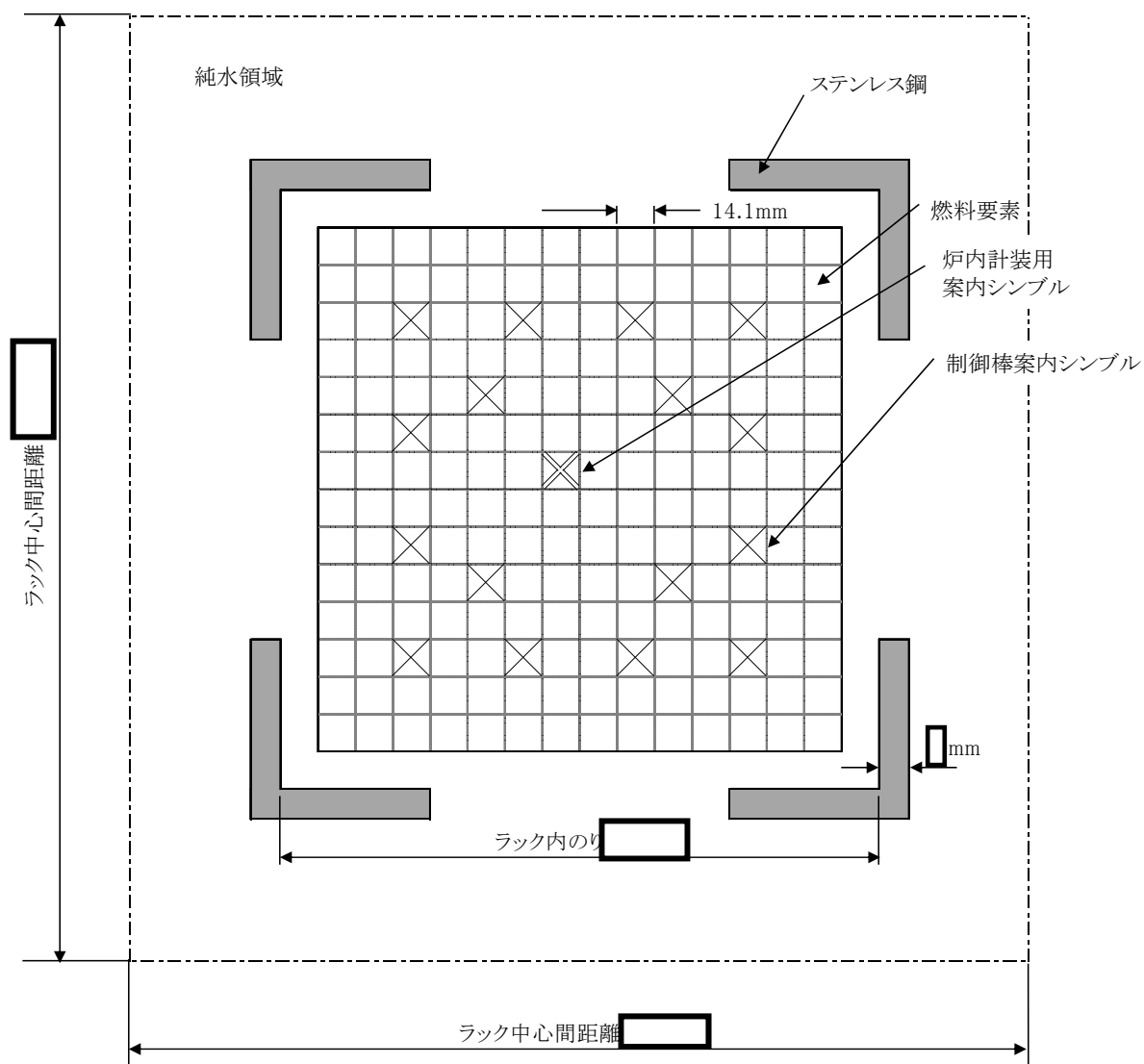
第3図 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価の計算体系（水平方向）
（美浜1号炉 燃料体部拡大図）



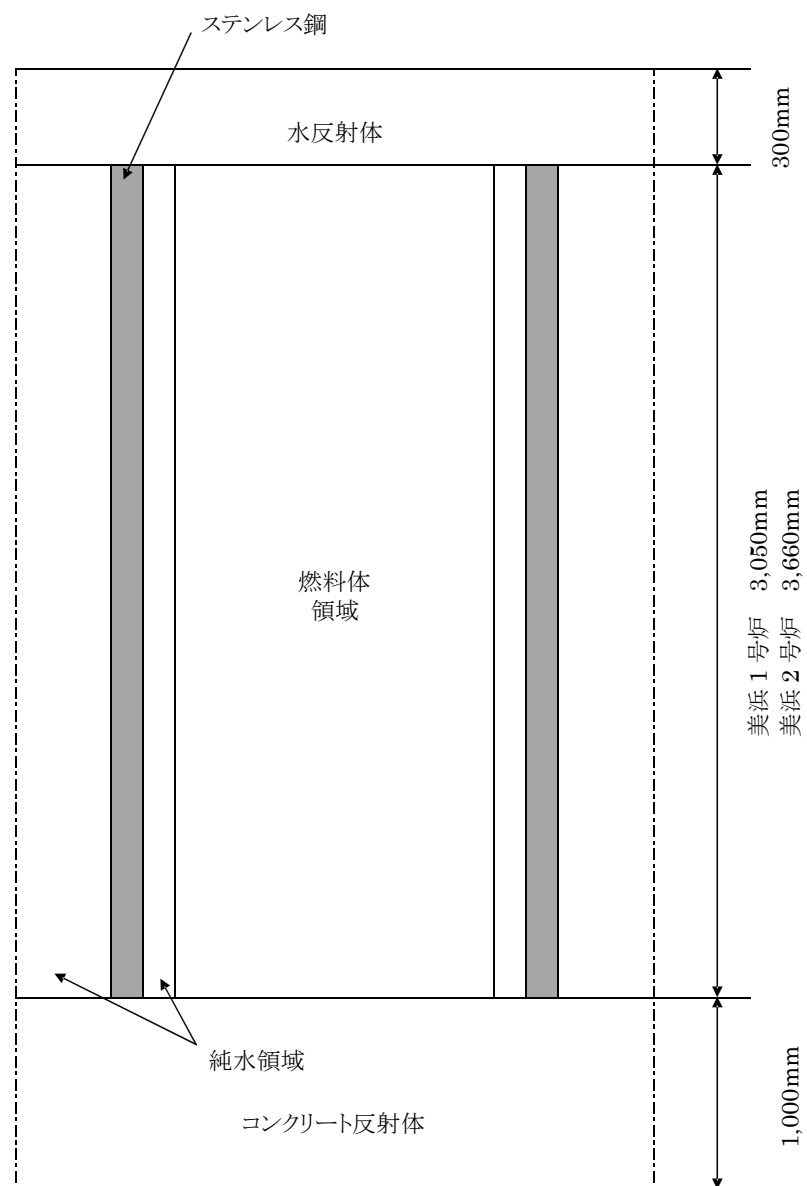
第 4 図 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価の計算体系（水平方向）
（美浜 2 号炉 A エリア、使用済燃料ピット内 9 体燃料移動）



第 5 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)
(美浜 2 号炉 B エリア)



第 6 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）
（美浜 2 号炉 燃料体部拡大図）



第 7 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 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条件
(美浜 1 号炉)

	計算条件		備考
(燃料体)	14×14 型 ウラン燃料	14×14 型 MOX 燃料	—
燃料 ^{235}U 濃縮度又は Pu 組成及び Pu 含有率		14wt% 代表組成 第 2 表参照	ウラン燃料は 3.80wt% に 濃縮度公差を見込んだ値
燃料材密度	理論密度の 95%		(注 1)
燃料材直径	9.29mm		(注 1)
燃料被覆材	内径	9.48mm	(注 1)
	外径	10.72mm	(注 1)
燃料要素中心間隔	14.1mm		(注 1)
燃料有効長	3,050mm		公称値 3,048mm を延長
(ラック)	—		—
ラックタイプ	アングル型		—
ラックの中心間距離		×	(注 1)
材 料	ステンレス鋼		—
厚 さ			(注 2)
内のり		×	(注 1)
(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
密度	0.0～1.0g/cm ³		—

(注 1) 製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

(注 2) 中性子吸収効果を少なくするため下限値を使用

第 2 表 美浜 1 号炉 MOX 燃料の未臨界性評価用 Pu 組成

Pu 組成 (wt%)					
^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am

() 内は臨界計算に用いた値

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の計算条件
(美浜 2 号炉)

	計算条件	備考
(燃料体)	14×14 型ウラン燃料	—
燃料 ^{235}U 濃縮度		4.00wt%に濃縮度公差を見込んだ値
燃料材密度	理論密度の 95%	(注 1)
燃料材直径	9.29mm	(注 1)
燃料被覆材	内径	9.48mm
	外径	10.72mm
燃料要素中心間隔	14.1mm	(注 1)
燃料有効長	3,660mm	公称値 3,642mm を延長
(ラック)	—	—
ラックタイプ	アングル型	—
ラックの中心間距離	×	(注 1)
材 料	ステンレス鋼	—
厚 さ		(注 2)
内のり	×	(注 1)
(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
密度	0.0~1.0g/cm ³	—

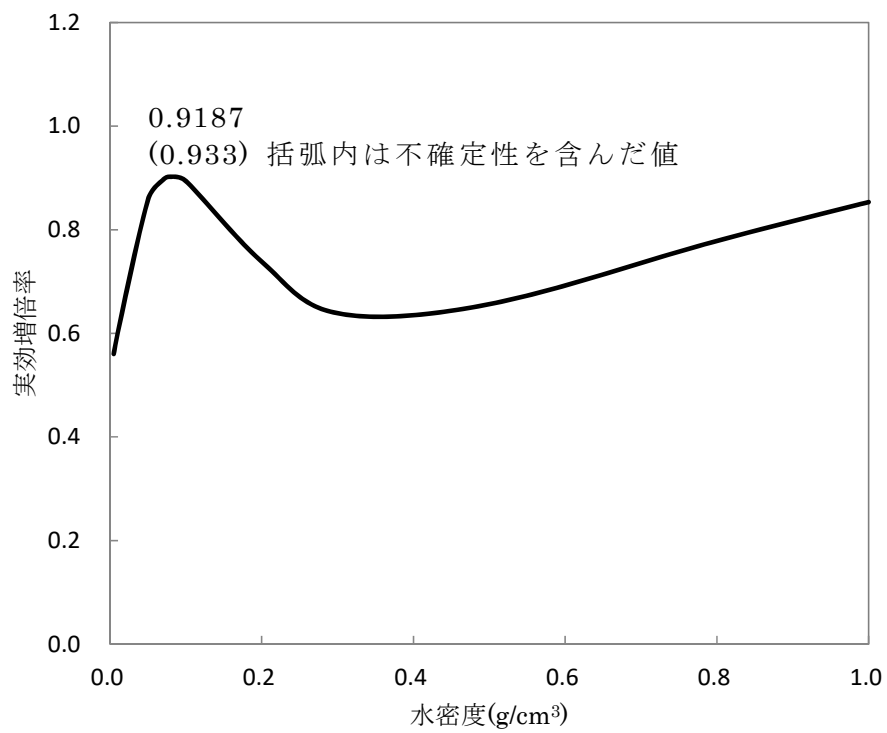
(注 1) 製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

(注 2) 中性子吸収効果を少なくするため下限値を使用

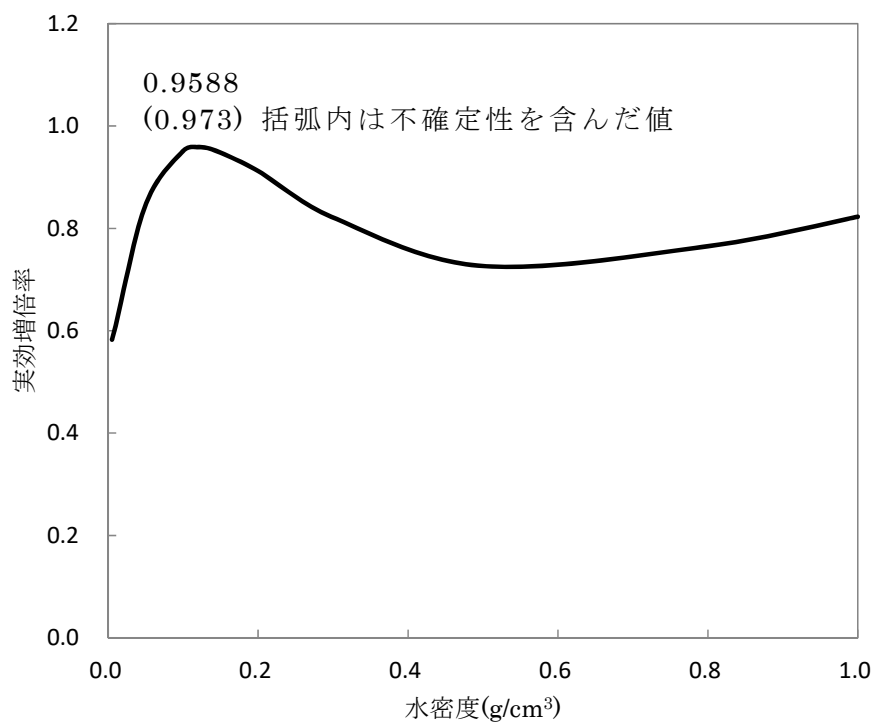
第 4 表 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価結果

		評価結果 (注)
実効増倍率	美浜 1 号炉	0.9187 (0.933)
	美浜 2 号炉 A エリア	0.9588 (0.973)
	美浜 2 号炉 B エリア	0.9170 (0.931)

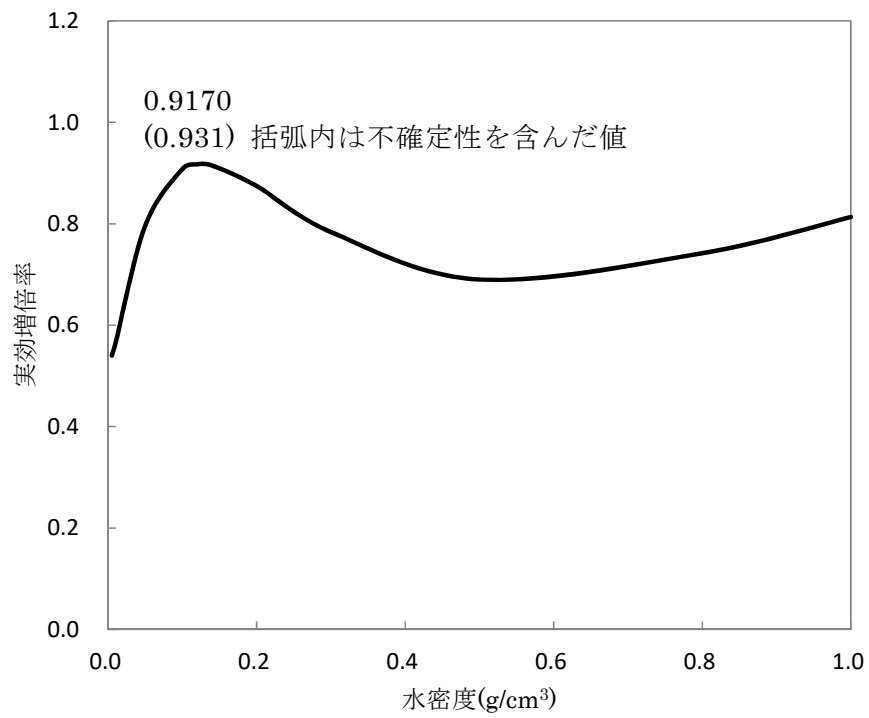
(注) 不確定性を含まない。() 内は不確定性を含む値。



第 8 図 実効増倍率と水密度の関係(美浜 1 号炉)



第 9 図 実効増倍率と水密度の関係
(美浜 2 号炉 A エリア、使用済燃料ピット内 9 体燃料移動)



第 10 図 実効増倍率と水密度の関係(美浜 2 号炉 B エリア)

Ⅲ・2. 大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価の考え方及び評価結果

美浜 1 号炉及び 2 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使用済燃料ピットの構造物条件が挙げられる。

使用済燃料ピット内の水分雰囲気については、使用済燃料ピット全体の水密度を一律に $0.0\sim 1.0\text{g}/\text{cm}^3$ まで変化させ、使用済燃料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 300mm の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000mm のコンクリートとして評価する。側面も上部と同様に 300mm 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、すべて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、美浜 1 号炉及び 2 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、③に係る不確定性であり、これら进行评估した結果、不確定性の合計は第 1 表、第 2 表及び第 3 表に示すとおり美浜 1 号炉においては 0.0142、美浜 2 号炉 A エリアにおいては 0.0135、美浜 2 号炉 B エリアにおいては 0.0135 となる。

第 1 表 美浜 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 0.08 g/cm³)

臨界計算上の不確定性評価項目				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	0.0020	
		燃料製作公差	ε_r	0.0043	—
		—燃料材直径	ε_d	(0.0014)	
		—燃料材密度	ε_l	(0.0021)	
		—被覆材内径	ε_{cr}	(0.0020)	
		—被覆材外径	ε_{cd}	(0.0014)	
		—燃料体外寸	ε_a	(0.0025)	
	計算体系 を第 2 図 に示す。	ラックの中心間距離公差	ε_p	0.0040 ^(注 5)	
		ラック内燃料偏心	ε_f	0.0041 ^(注 6)	—
統計誤差			σ	0.0004	
不確定性合計 ^(注 7)			ε	0.0142	

(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、ウラン燃料又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2表 美浜2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
(A エリア、使用済燃料ピット内9体燃料移動、水密度 0.12 g/cm³)

臨界計算上の不確定性評価項目				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3図 に示す。 (注4)	ラックの内のり公差	ε_w	0.0019	
		燃料製作公差	ε_r	0.0037	—
		—燃料材直径	ε_d	(0.0011)	
		—燃料材密度	ε_l	(0.0020)	
		—被覆材内径	ε_{cr}	(0.0021)	
		—被覆材外径	ε_{cd}	(0.0016)	
		—燃料体外寸	ε_a	(0.0011)	
	計算体系 を第4図 に示す。	ラックの中心間距離公差	ε_p	0.0025 ^(注5)	
		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	0.0135	

(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、ウラン燃料又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3表 美浜2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
(Bエリア、水密度 0.12 g/cm³)

臨界計算上の不確定性評価項目				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3図 に示す。 (注4)	ラックの内のり公差	ε_w	0.0019	
		燃料製作公差	ε_r	0.0037	—
		—燃料材直径	ε_d	(0.0011)	
		—燃料材密度	ε_l	(0.0020)	
		—被覆材内径	ε_{cr}	(0.0021)	
		—被覆材外径	ε_{cd}	(0.0016)	
		—燃料体外寸	ε_a	(0.0011)	
	計算体系 を第5図 に示す。	ラックの中心間距離公差	ε_p	0.0025 ^(注5)	
		ラック内燃料偏心	ε_f	0.0040 ^(注6)	—
統計誤差			σ	0.0004	
不確定性合計 ^(注7)			ε	0.0135	

(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、ウラン燃料又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)。

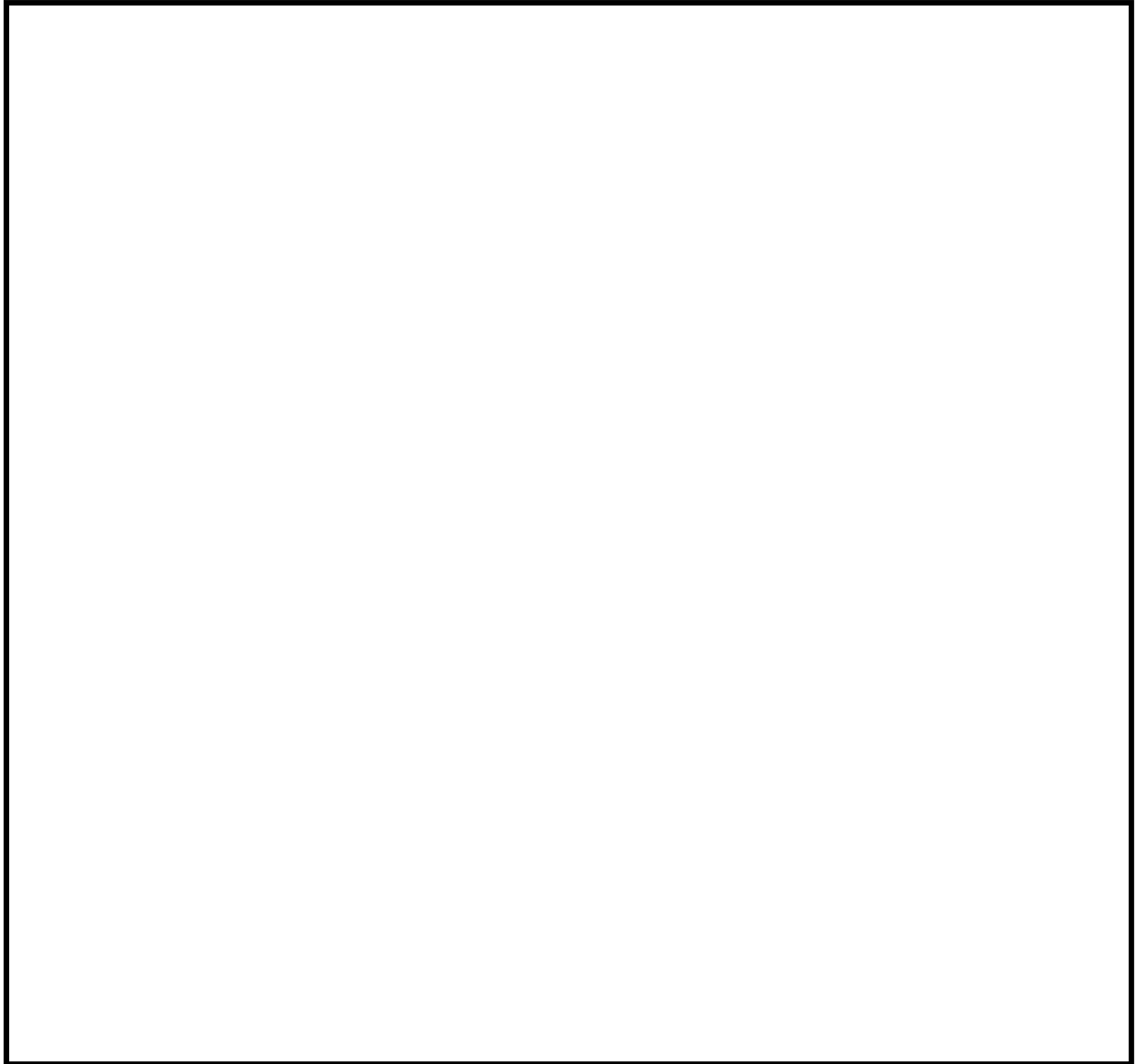
(注3) 正負の製作公差のうち未臨界性評価上厳しくなる側の値を入力値とした。

(注4)

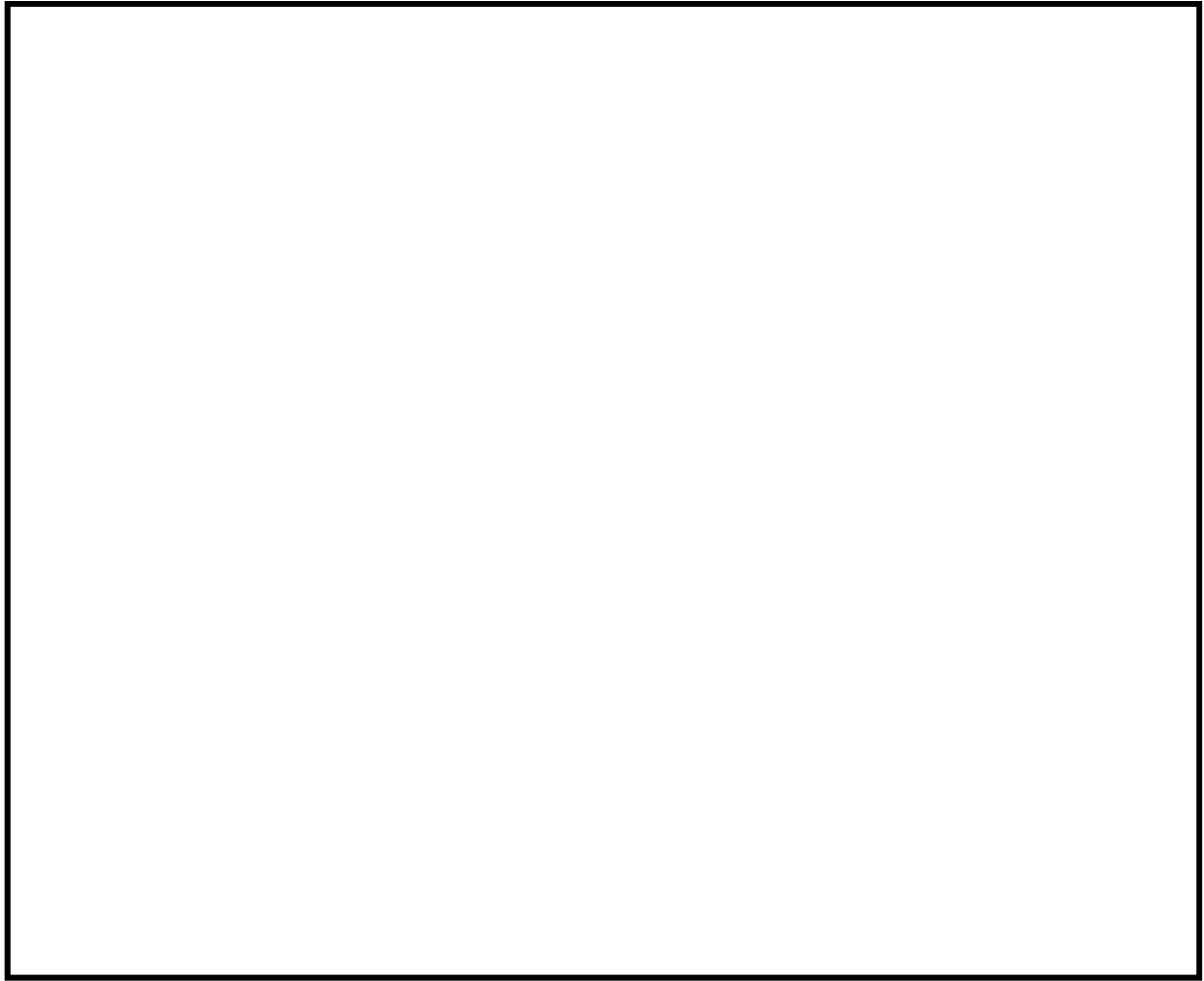
(注5) 未臨界性評価にはラック間隔が を使用する。

(注6)

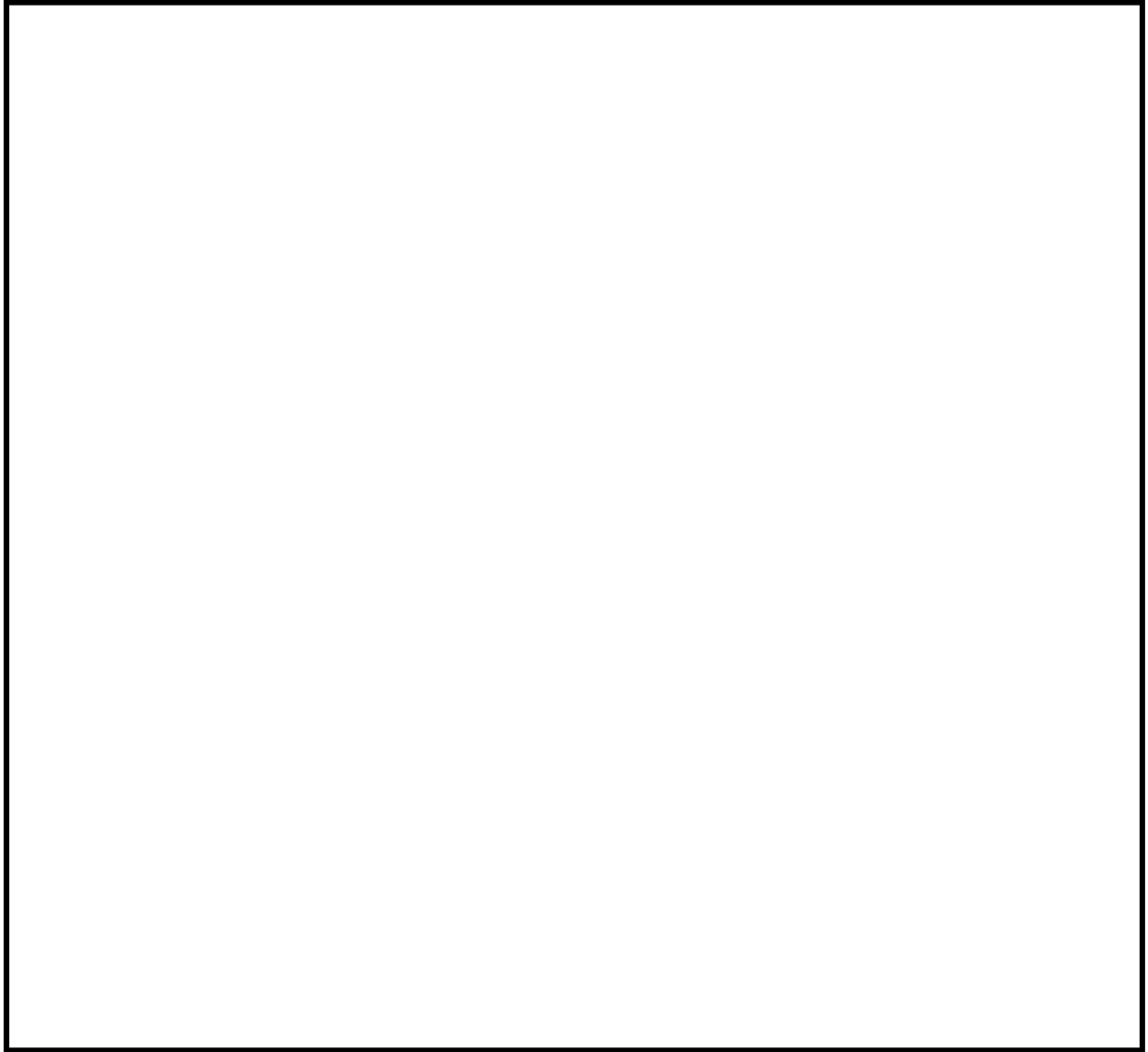
(注7)



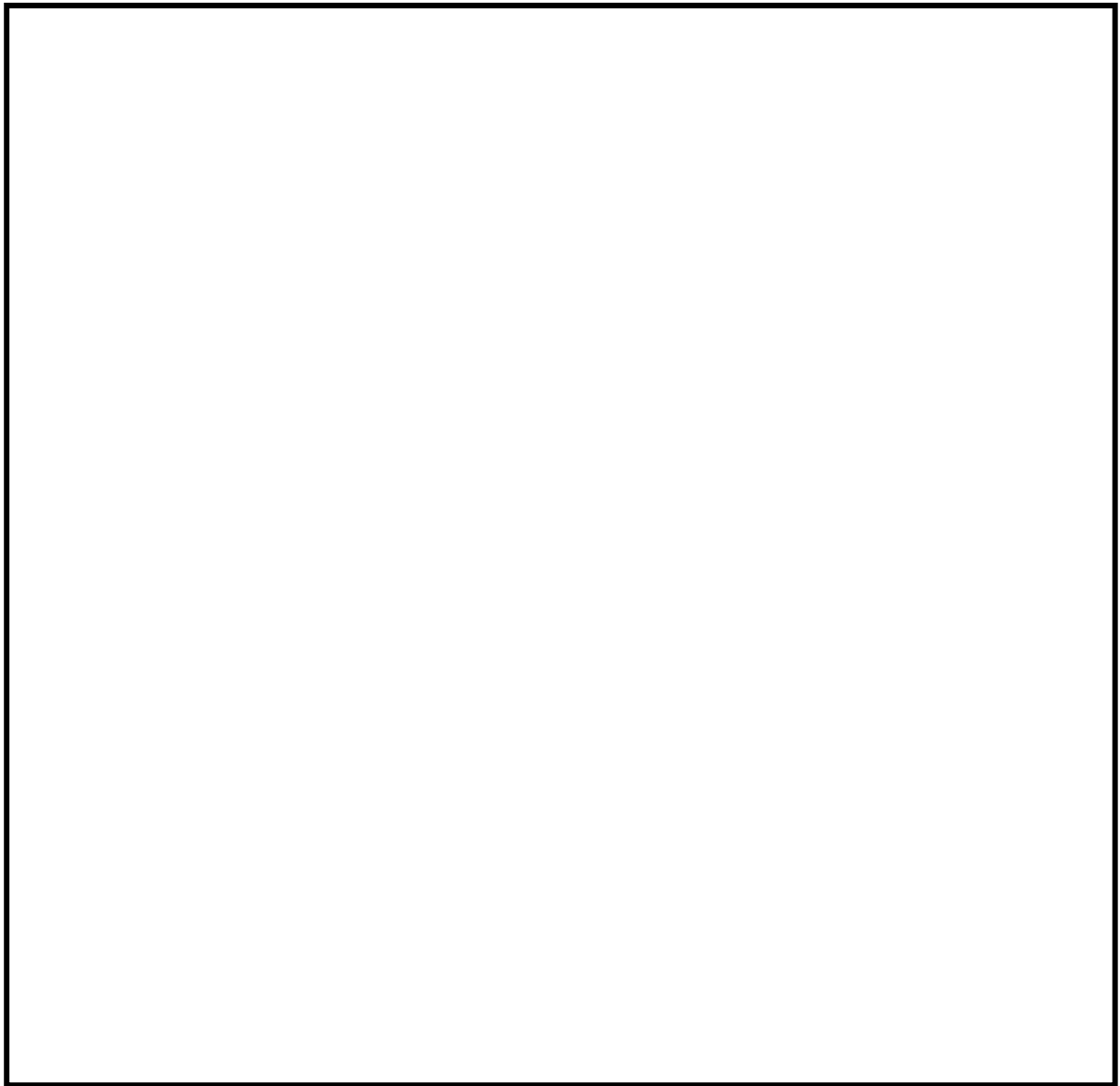
第 1 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系
(美浜 1 号炉)



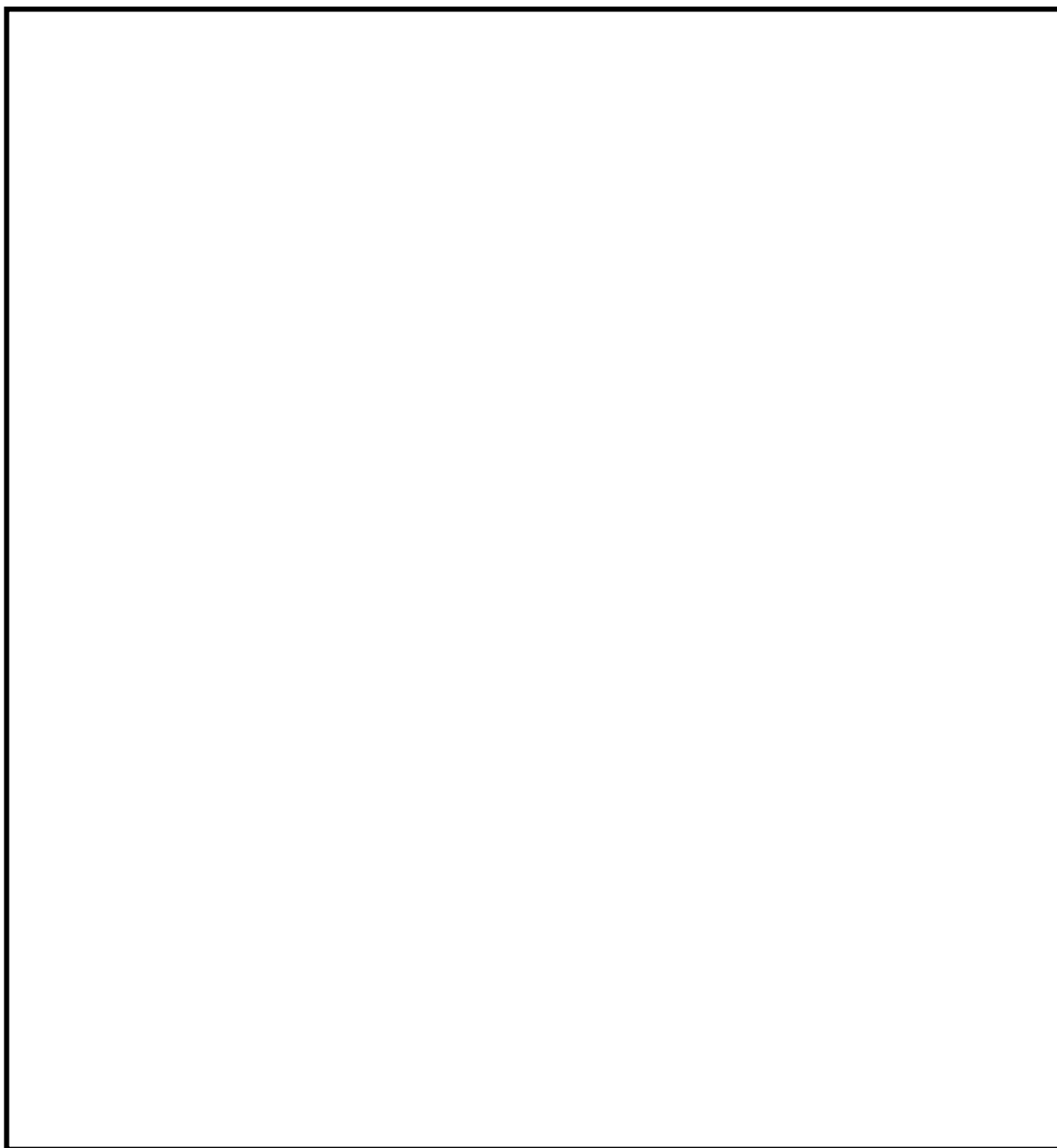
第 2 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系
(美浜 1 号炉)



第 3 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系
(美浜 2 号炉)



第 4 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系
(美浜 2 号炉 A エリア)



第 5 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系
(美浜 2 号炉 B エリア)

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への放射線被ばくの影響について

1. 想定事象

美浜発電所 1 号炉及び 2 号炉の使用済燃料ピットにおいて、冷却水が同時にすべて喪失した場合を想定する。ただし、使用済燃料ピットのある原子炉補助建屋及び使用済燃料ピット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蔽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境界上の評価地点における実効線量を評価する。

なお、使用済燃料ピット中の燃料は地表面よりも低い位置に貯蔵されており、周囲の土壌が遮蔽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。

2. 評価条件

2.1 線源の条件

使用済燃料ピット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コードにて第1表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。

なお、1号炉及び2号炉使用済燃料ピットには、現在3号炉使用済燃料ピットに貯蔵中の1号炉及び2号炉の使用済燃料がそれぞれ貯蔵されているものとして保守的に設定する。

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第1図に示す。

使用済燃料ピット冷却水はすべて喪失しているものとし、水遮蔽の効果は見込まない。また、放射線が散乱するオペレーションフロア（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蔽効果は考慮せず、放射線

の散乱領域が大きくなるよう、使用済燃料ピットの幅は長手方向の寸法を用いるとともに、使用済燃料ピット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境界上で、1号炉及び2号炉使用済燃料ピット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。第2表に評価地点の評価条件、第2図に評価地点の概略図を示す。

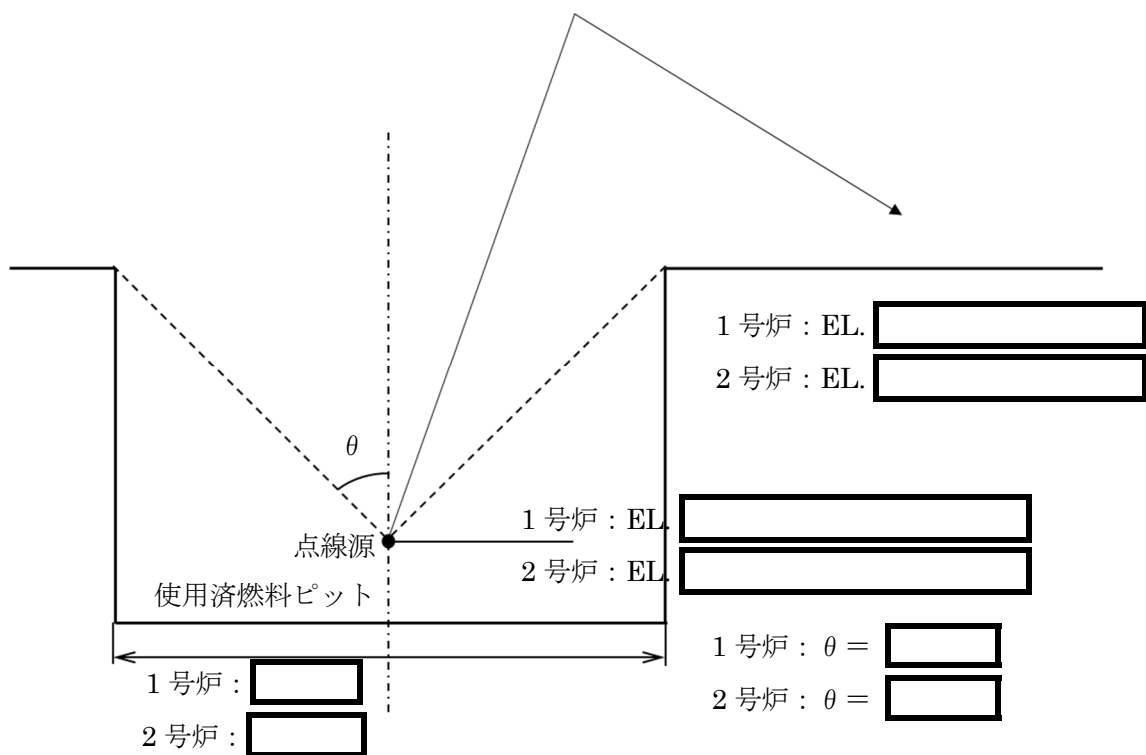
3. 使用済燃料ピットからのスカイシャイン線による実効線量評価結果

1号炉及び2号炉使用済燃料ピットの使用済燃料（現在3号炉使用済燃料ピットに貯蔵中の使用済燃料を含む。）の全放射能強度を考慮し、使用済燃料ピット冷却水が同時にすべて喪失した状態を想定して、敷地境界上の評価値点におけるスカイシャイン線による実効線量を評価した結果、 $3.4 \mu\text{Sv/h}$ であり、保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料ピットに注水する等の措置を講じる時間を十分確保できることから、周辺公衆への放射線被ばくの影響は小さい。

第 1 表 線源強度の設定条件

条件	1 号炉	2 号炉
燃料仕様	14×14 型燃料	同左
燃焼条件	～48Gwd／t	同左
冷却条件	3 年冷却以上	同左
貯蔵体数	231 体※	510 体※

※現在 3 号炉使用済燃料ピットに貯蔵中の使用済燃料を含む。

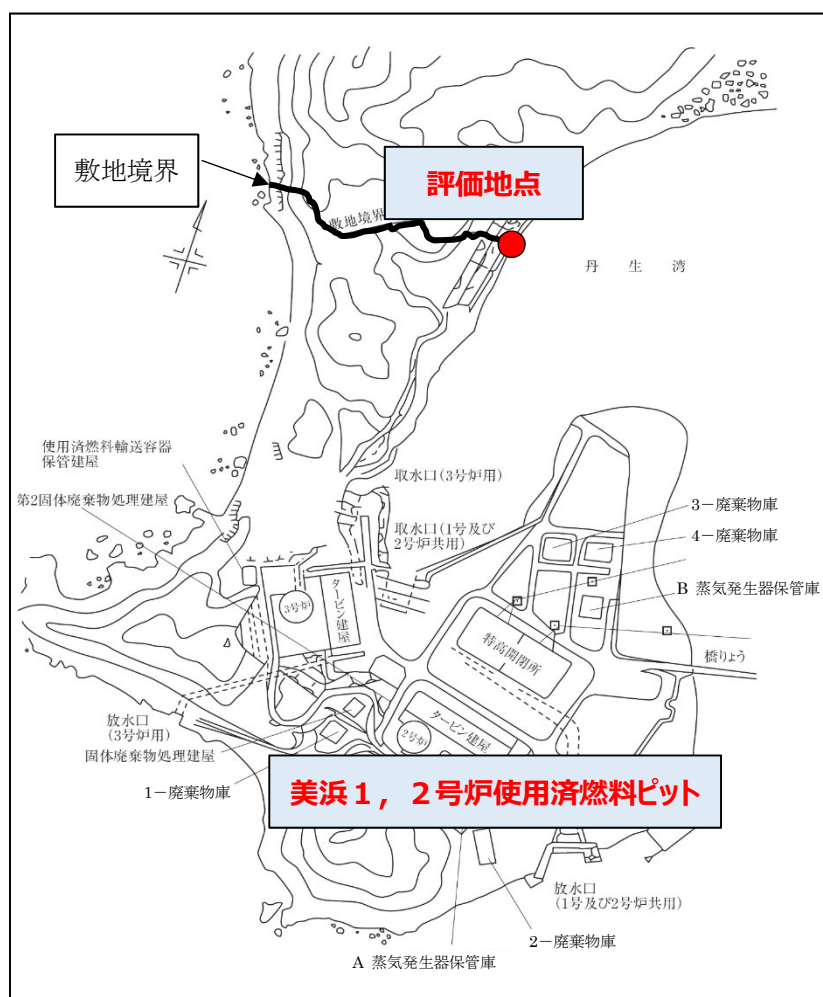


* : 0/F 上部の範囲の遮蔽は考慮しない。

第 1 図 評価モデル

第2表 評価地点の評価条件

評価点		評価点 EL.	距離
敷地境界評価地点 (2号炉中心からN方向)	1号炉原子炉補助建屋から	10.0 m	約 680 m
	2号炉原子炉補助建屋から		約 650 m



第2図 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

原子力発電施設解体引当金制度に基づく原子力発電施設の解体に要する総見積額は、第1表に示すとおりであり、1号炉で約323億円、2号炉で約358億円である。

2. 資金調達計画

廃止措置に要する費用は、自己資金及び外部資金を充当する予定である。

原子力発電施設解体引当金（過年度分を含む。）は、1号炉で約323億円、2号炉で約350億円である。（2020年度末現在）

なお、総見積額に対する積立額の不足分は、経済産業大臣から受ける積立期間の通知に従い、引き続き積立てを行う。

第1表 原子力発電施設の解体に要する総見積額

（単位：億円）

項目	見積額※	
	1号炉	2号炉
施設解体費	約 232	約 256
放射性廃棄物処理処分費	約 90	約 101
合計	約 323	約 358

※端数処理のため、合計値が一致しない。

添付書類 八

廃止措置の実施体制に関する説明書

1. 廃止措置の実施体制

1号炉及び2号炉の廃止措置の実施に当たっては、原子炉等規制法第43条の3の24条第1項及び実用炉規則第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、廃止措置の業務に係る各職位の職務内容を明確にするとともに、保安に必要な事項を審議するための委員会を原子力事業本部及び美浜発電所に設置する。また、廃止措置の実施に当たり、その監督を行う者（以下「廃止措置主任者」という。）の任命に関する事項及びその職務を保安規定において明確にし、廃止措置主任者に各職位の業務を総括的に監督させる。

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45年11月に美浜発電所1号炉の営業運転を開始して以来、40年を超える運転実績を有するとともに、高浜発電所及び大飯発電所も含めて保有する計11基の発電用原子炉施設の運転・保守において、多くの施設管理、保安管理、放射線管理等の経験・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、これまでの発電用原子炉施設の運転・保守における経験を活かすとともに、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27年11月末現在における原子力事業本部及び美浜発電所における原子力関係技術者は884人であり、このうち、原子炉主任技術者の有資格者は61人、核燃料取扱主任者の有資格者は8人、第1種放射線取扱主任

者の有資格者は 82 人である。

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・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社能力開発センター（原子力研修センター含む。）、原子力発電所等において、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、各職能、目的に応じた基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社能力開発センター（原子力研修センター含む。）、原子力運転サポートセンターのほか、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ている。

廃止措置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な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定に基づき、対象者、教育内容、教育時間等について教育の実施計画を立て、それにしたがって教育を実施する。

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美浜発電所の安全を達成・維持・向上させるため、原子炉設置許可申請書本文第十一号の「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、美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に定めている。

品質マネジメントシステム計画では、社長をトップマネジメントとし品質マネジメントシステムを定め、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、原子力安全の達成・維持・向上を図る。

廃止措置に係る工事、性能維持施設の施設管理等、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下で実施する。

2. 品質マネジメントシステム

- (1) 原子力部門は、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) 原子力部門は、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、そのプロセスを原子力部門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文書で明確にする。
 - b. プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。
 - c. プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な原子力部門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。

なお、保安活動指標には、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. プロセス及び原子力部門の体制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) 原子力部門は、健全な安全文化を育成及び維持する。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て、効果的な取組みを通じて、次の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原子力部門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原子力部門全体で共有し、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、要員が必要なコミュニケーションを取っている。

(4) 原子力部門は、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) 原子力部門は、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) 品質方針を定めること。

(2) 品質目標が定められているようにすること。

(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こと（要員が健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整えていることをいう）。

(4) マネジメントレビューを実施すること。

(5) 資源が利用できる体制を確保すること。

(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こと。

(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、要員に認識させること。

(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こと。

4. 個別業務に関する計画、実施、評価及び改善

4.1 個別業務に必要なプロセスの計画

- (1) 原子力部門は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。
- (2) 原子力部門は、(1)の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を確保する。
- (3) 原子力部門は、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。）を行うにあたり、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（当該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、並びに当該分析及び評価の結果に基づき講じた措置を含む。）
 - 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) 原子力部門は、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 個別業務の実施

原子力部門は、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情報（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、及び、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を含む。）が利用できる体制にあること。

- (2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。
- (3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。
- (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こと。
- (5) 監視測定を実施していること。
- (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こと。

4.3 評価及び改善

4.3.1 監視測定、分析、評価及び改善

原子力部門は、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、原子力部門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) 原子力部門は、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に、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する（不適合が確認された機器等又は個別業務が識別され、不適合が全て管理されていることをいう）。
- (2) 原子力部門は、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こと。
 - 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こと。
 - 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こと。
 - 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こと。
- (3) 原子力部門は、(2)a.の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 改善

原子力部門は、品質マネジメントシステムの継続的な改善（品質マネジメントシステムの実効性を向上させるための継続的な活動をいう。）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下で実施する。