

大飯発電所 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
2019 年 12 月 11 日	原規規発第 1912114 号	初回認可
2020 年 4 月 3 日	関原発第 8 号（届出）	代表者の氏名変更
2021 年 1 月 4 日	原規規発第 2101044 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 7 月 22 日	関原発第 324 号（届出）	代表者の氏名変更

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 大飯発電所

所 在 地 福井県大飯郡おおい町大島

三 発電用原子炉の名称

名 称 大飯発電所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。）及び4号発電用原子炉（以下「4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。）及び4号炉の附属施設（以下「4号炉施設」という。）としての施設管理を実施する。また、3号炉及び4号炉との共用施設は、1号炉の廃止措置終了後も3号炉施設及び4号炉施設として引き続き供用する。

大飯発電所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

大飯発電所の敷地は、おおい町の北部にある大島半島の先端にあつて、北及び西は若狭湾に、東は小浜湾に面しており、南側は山である。

敷地面積は、海面埋立地を含めて約175万 m^2 であり、隣接する地役権設定等の面積は約25万 m^2 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、3号炉及び4号炉並びにその附属施設が設置されており、3号炉及び4号炉並びにその附属施設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 3,423MW である。

(2) 廃止措置対象施設の運転履歴

1号炉は、昭和47年7月4日に原子炉設置許可を受け、昭和52年12月2日に初臨界に到達し、平成23年7月16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1月31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

a. 核燃料物質の状況

新燃料は、1号及び2号炉共用原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備に貯蔵中である。また、使用済燃料は、1号及び2号炉共用原子炉補助建屋内、3号炉原子炉補助建屋内並びに4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33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、汚染の推定分布図を第 4-3 図に示す。

第 4-1 表 大飯発電所の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (1/6)

許可年月日	許可番号	備考
昭和 4 7 年 7 月 4 日	4 7 原第 6 7 3 3 号	1、2 号炉設置
昭和 4 9 年 1 月 3 0 日	4 8 原第 1 1 5 7 0 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (水素再結合装置の設置) (ディーゼル発電機の増設) (海水淡水化装置の設置)
昭和 4 9 年 1 0 月 2 4 日	4 9 原第 8 5 1 1 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (アニュラス空気再循環設備の増設)
昭和 5 0 年 2 月 6 日	4 9 原第 1 1 1 2 0 号	1 号及び 2 号炉使用済燃料の処分 の方法の変更
昭和 5 1 年 6 月 1 6 日	5 1 安 (原規) 第 3 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) (炉心上部注水設備の設置) (格納容器可燃性ガス濃度制御設備の設置) (1 7 × 1 7 燃料集合体の使用)
昭和 5 3 年 8 月 3 1 日	5 3 安 (原規) 第 2 6 6 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (炉心上部注水設備の変更)
昭和 5 5 年 2 月 2 2 日	5 4 資庁第 1 2 6 1 4 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (アスファルト固化装置、雑固体 焼却設備及び洗たく排水処理設備 の増設)
昭和 5 5 年 1 2 月 1 9 日	5 5 資庁第 1 4 5 8 9 号	1 号及び 2 号炉使用済燃料の処分 の方法の変更
昭和 5 7 年 5 月 2 8 日	5 6 資庁第 1 7 4 7 3 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (B 型燃料の使用に係る変更) (新燃料貯蔵ラックの増設) (使用済燃料輸送容器保管建屋の 新設)

第 4-1 表 大飯発電所の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (2/6)

許可年月日	許可番号	備考
昭和 58 年 11 月 25 日	58 資庁第 2427 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (取替燃料濃縮度の変更－ 1、2 号炉) (2 号炉のガドリニア試験燃料体の使用に係る変更)
昭和 59 年 6 月 2 日	59 資庁第 2199 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (C 廃棄物庫の増設)
昭和 60 年 5 月 17 日	59 資庁第 15717 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (燃料棒最大線出力密度の変更) (B 型バーナブルポイズンの使用)
昭和 61 年 8 月 20 日	60 資庁第 13023 号	1 号原子炉施設の変更 (燃料 4 体の高燃焼度照射)
昭和 62 年 2 月 10 日	60 資庁第 1989 号	3、4 号炉増設
昭和 62 年 5 月 13 日	61 資庁第 15340 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) (保修点検建屋の設置)

第 4-1 表 大飯発電所の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (3/6)

許可年月日	許可番号	備考
平成 2 年 4 月 4 日	元資庁第 4 7 3 1 号	1 号、2 号、3 号及び 4 号原子炉施設の変更 (燃料集合体最高燃焼度の変更－1、2、3、4 号炉) (取替燃料の濃縮度の変更－1、2、3、4 号炉) (初装荷燃料の濃縮度の変更－3、4 号炉) (減損ウラン入り燃料に係る濃縮度の変更－2 号炉) (取替燃料の一部にガドリニア入り燃料を使用－3、4 号炉) (雑固体焼却設備等の 1、2、3、4 号炉共用化) (セメントガラス固化装置の設置－1、2、3、4 号炉) (使用済燃料の国内の再処理委託先の変更－1、2 号炉)
平成 4 年 8 月 2 1 日	2 資庁第 1 3 1 6 5 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (炉心上部注入系の撤去、蓄圧注入系蓄圧タンクの加圧ガス圧力の変更－1、2 号炉) (安全注入設備作動回路の一部変更－1、2 号炉) (廃樹脂処理装置の設置－1、2 号炉) (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)

第 4-1 表 大飯発電所の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (4/6)

許可年月日	許可番号	備考
平成 6 年 3 月 9 日	5 資庁第 5 3 5 4 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (蒸気発生器の取替え－ 2 号炉) (蒸気発生器保管庫の設置－ 2 号炉) (出力分布調整用制御棒クラスタ 駆動軸撤去－ 1、2 号炉)
平成 7 年 1 2 月 2 2 日	6 資庁第 1 2 1 4 3 号	1 号、2 号、3 号及び 4 号原子炉 施設の変更 (燃料 8 体の高燃焼度先行照射－ 4 号炉) (3 号炉及び 4 号炉の使用済燃料 貯蔵設備等を 1 号炉及び 2 号炉と 共用化)
平成 9 年 3 月 1 8 日	8 資庁第 8 9 0 0 号	1 号、2 号、3 号及び 4 号原子炉 施設の変更 (出力分布調整用制御棒クラスタ 駆動装置の撤去－ 1、2 号炉) (蒸気発生器保管庫の 1 号及び 2 号炉共用化及び保管対象物の変 更) (雑固体廃棄物の処理方法の変更 － 1、2、3、4 号炉)
平成 1 0 年 5 月 2 8 日	平成 09・08・01 資第 1 2 号	1 号、2 号、3 号及び 4 号原子炉 施設の変更 (使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力 の変更－ 3、4 号炉) (変更後における 3 号炉及び 4 号 炉の使用済燃料貯蔵設備を 1 号炉 及び 2 号炉と共用化)

第 4-1 表 大飯発電所の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (5/6)

許可年月日	許可番号	備考
平成 12 年 6 月 30 日	平成11・05・27資第 2 号	1 号、2 号、3 号及び 4 号原子炉 施設の変更 (原子炉補機冷却設備の号機間分 離－ 1、2 号炉) (使用済燃料の再処理委託先確認 方法の一部変更－ 1、2、3、4 号炉)
平成 15 年 9 月 25 日	平成14・08・21原第 5 号	1 号、2 号、3 号及び 4 号原子炉 施設の変更 (燃料集合体最高燃焼度の変更－ 1、2、3、4 号炉) (イオン交換器廃樹脂の処理方法 の変更－ 1、2 号炉)
平成 17 年 10 月 14 日	平成17・04・08原第 13 号	1 号、2 号、3 号及び 4 号原子炉 施設の変更 (蒸気発生器保管庫の保管対象物 の変更及び共用化－ 1、2、3、 4 号炉)

第 4-1 表 大飯発電所の原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (6/6)

許可年月日	許可番号	備考
平成 20 年 5 月 30 日	平成19・06・14原第 7 号	1 号、2 号、3 号及び 4 号原子炉施設の変更 (ほう素再生系の撤去に伴うほう素濃度調整方式の変更－ 1、2 号炉) (ほう酸回収装置の増設－ 1、2 号炉) (廃液蒸発装置の取替えに伴う廃液蒸発装置の容量の変更－ 1、2 号炉) (洗たく排水処理設備の取替えに伴う処理方式の変更－ 1、2 号炉) (洗たく排水処理設備の設置－ 3、4 号炉) (海水淡水化装置の一部撤去－ 1、2、3、4 号炉)
平成 21 年 8 月 13 日	平成20・08・12原第 3 2 号	1 号及び 2 号原子炉施設の変更 (非常用電源設備のうち蓄電池の負荷の変更)
平成 28 年 11 月 2 日	原規規発第 16110234 号	1 号、2 号、3 号及び 4 号発電用原子炉使用済燃料の処分の方法の変更
平成 29 年 5 月 24 日	原規規発第1705242号	3 号及び 4 号発電用原子炉施設の変更 (重大事故等対処設備の設置及び体制の整備等)
平成 30 年 9 月 19 日	原規規発第1809198号	1 号炉及び 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 格納容器遮蔽建屋
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
		原子炉補機冷却設備
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保護回路
	制御設備	制御材
		制御材駆動設備
	その他の主要な事項	1 次冷却材温度制御設備
		加圧器制御設備

※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、廃棄物処理建屋、タービン建屋）を含む。

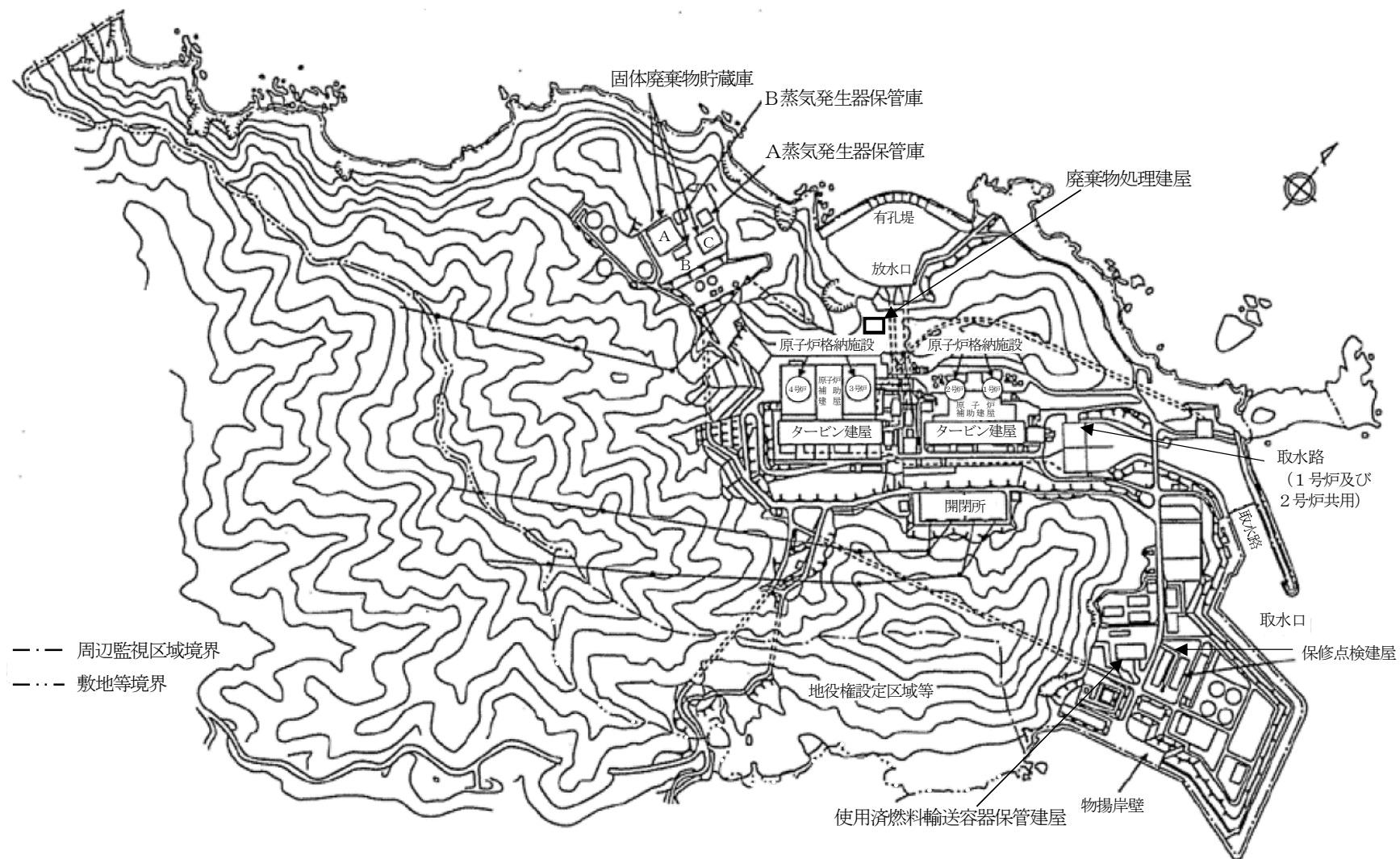
※2：2号炉、3号炉及び4号炉との共用（一部共用を含む。）施設

第 4-2 表 廃止措置対象施設 (2/2)

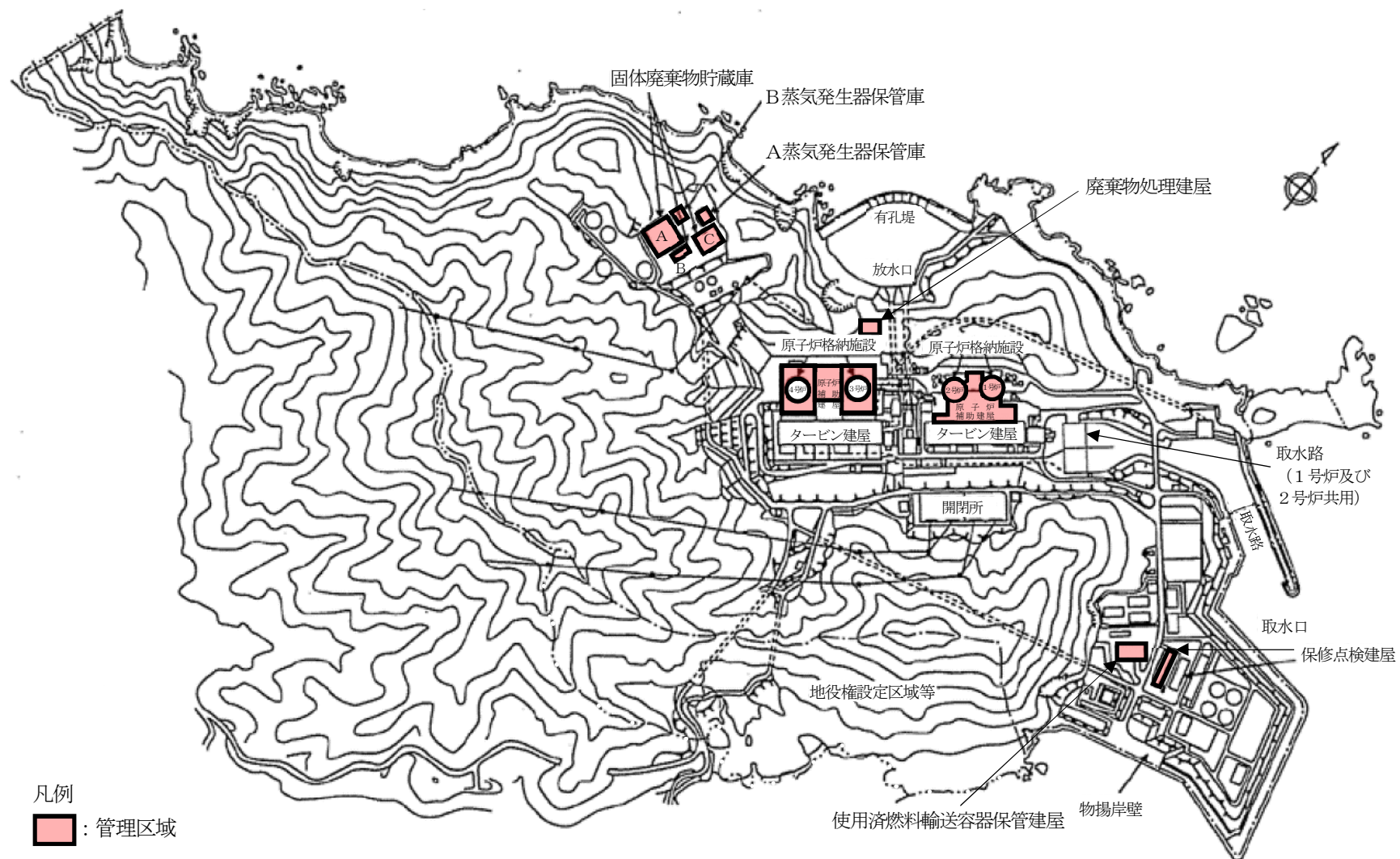
施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称※1
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	ガス圧縮機
		水素再結合装置
		ガス減衰タンク
		排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備	ほう酸純水回収系
		純水回収系
		低レベル廃液系
		洗たく排水処理系
		タービン復水器冷却水放水路
	固体廃棄物の廃棄設備	ドラム詰装置
		乾燥造粒装置※2
		セメントガラス固化装置※2
		ベイラ※2
		雑固体焼却設備※2
		廃樹脂処理装置
		廃樹脂タンク
		廃樹脂貯蔵タンク
		固体廃棄物貯蔵庫※2
		蒸気発生器保管庫※2
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備※2
		放射線管理設備※2
	屋外管理用の主要な設備	排気モニタ
		排水モニタ
		気象観測設備※2
		敷地内外の固定モニタ※2
		放射能観測車※2
原子炉格納施設	構造	原子炉格納容器
	その他の主要な事項	アイスコンデンサ設備
		格納容器スプレイ設備
		アニュラス空気再循環設備
		格納容器可燃性ガス濃度制御設備
		格納容器換気設備
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
		保修点検建屋

※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、廃棄物処理建屋、タービン建屋）を含む。

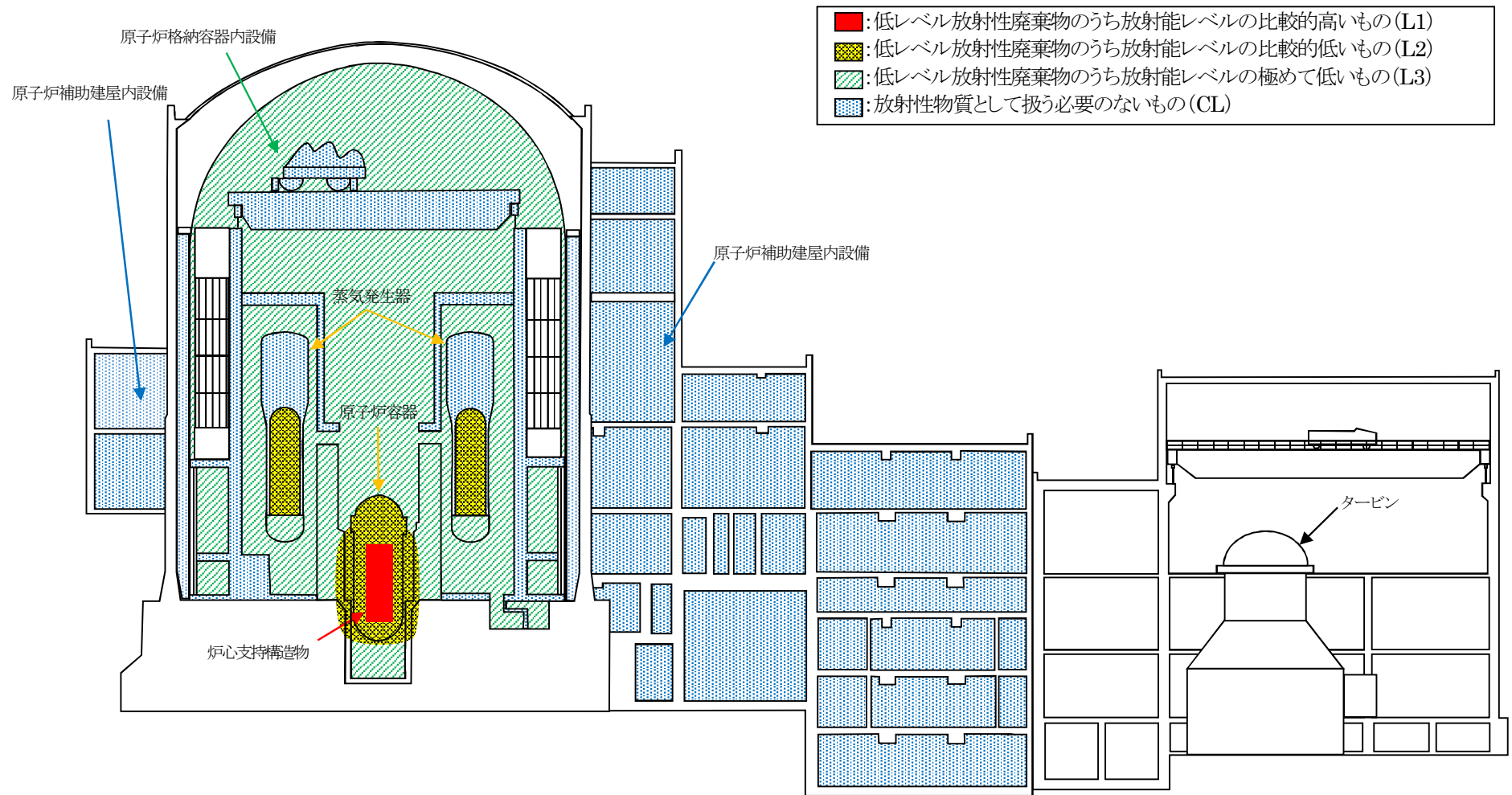
※2：2号炉、3号炉及び4号炉との共用（一部共用を含む。）施設



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



第 4-3 図 汚染の推定分布図

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 号炉及び 4 号炉との共用施設並びに放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋、地下構造物及び建屋基礎を除くすべてである。

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、大飯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 号炉及び 4 号炉の運転に必要な施設（可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートを含む。）の機能に影響を及ぼさないことを確認したうえで工事を実施する。また、3 号炉及び 4 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、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原子炉運転中と同様に行う。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、冷却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、粉じん障害防止対策、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図に示す。

今回の申請では、第1段階の解体準備期間に行う具体的事項について記載する。第2段階以降に行う具体的事項については、第1段階に実施する残存放射能調査の結果や管理区域外の設備（以下「2次系設備」という。）の解体撤去の経験等を踏まえ、解体撤去の手順及び工法、放射性廃棄物の処理及び管理方法等について検討を進め、放射性物質により汚染された区域（原子炉領域を除く。）の設備（以下「原子炉周辺設備」という。）の解体撤去に着手するまでに廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

4. 解体の方法

(1) 第1段階

第1段階では、安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した施設のうち、2次系設備の解体撤去に着手するとともに、核燃料物質の解体対象施設からの搬出、残存放射能調査及び核燃料物質による汚染の除去（以下「除染」という。）を実施する。廃止措置の実施に際しては、2次系設備の解体撤去、原子炉周辺設備又は原子炉領域の改造、試料採取等を実施する場合においても、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。また、放射能レベルの比較的高い原子炉領域及び1次冷却設備については、時間的減衰を図るため安全貯蔵を実施する。

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を第5-3表に示す。

(2) 第2段階

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、核燃料物質の搬出及び除染を行う。

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、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。

(3) 第3段階

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、2次系設備の解体撤去及び除染を行う。

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。

(4) 第4段階

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、建屋を解体撤去する。

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
		格納容器遮蔽建屋※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※4
		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
		原子炉補機冷却設備
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保護回路
	制御設備	制御材
		制御材駆動設備
	その他の主要な事項	1 次冷却材温度制御設備
		加圧器制御設備

※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、廃棄物処理建屋、タービン建屋）を含む。

※2：燃料集合体は再処理事業者又は 3 号炉若しくは 4 号炉へ譲り渡す。

※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 号炉及び 4 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	ガス圧縮機
		水素再結合装置
		ガス減衰タンク
		排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備	ほう酸純水回収系
		純水回収系
		低レベル廃液系
		洗たく排水処理系
		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
		ベイラ※4
		雑固体焼却設備※4
		廃樹脂処理装置
		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※4
		放射線管理設備※4
	屋外管理用の主要な設備	排気モニタ
		排水モニタ
原子炉格納施設	構造	原子炉格納容器※3
	その他の主要な事項	アイスコンデンサ設備
		格納容器スプレイ設備
		アニュラス空気再循環設備
		格納容器可燃性ガス濃度制御設備
		格納容器換気設備
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
	その他の主要な事項	使用済燃料輸送容器保管建屋※3
		保修点検建屋※3

※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、廃棄物処理建屋、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号炉及び4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

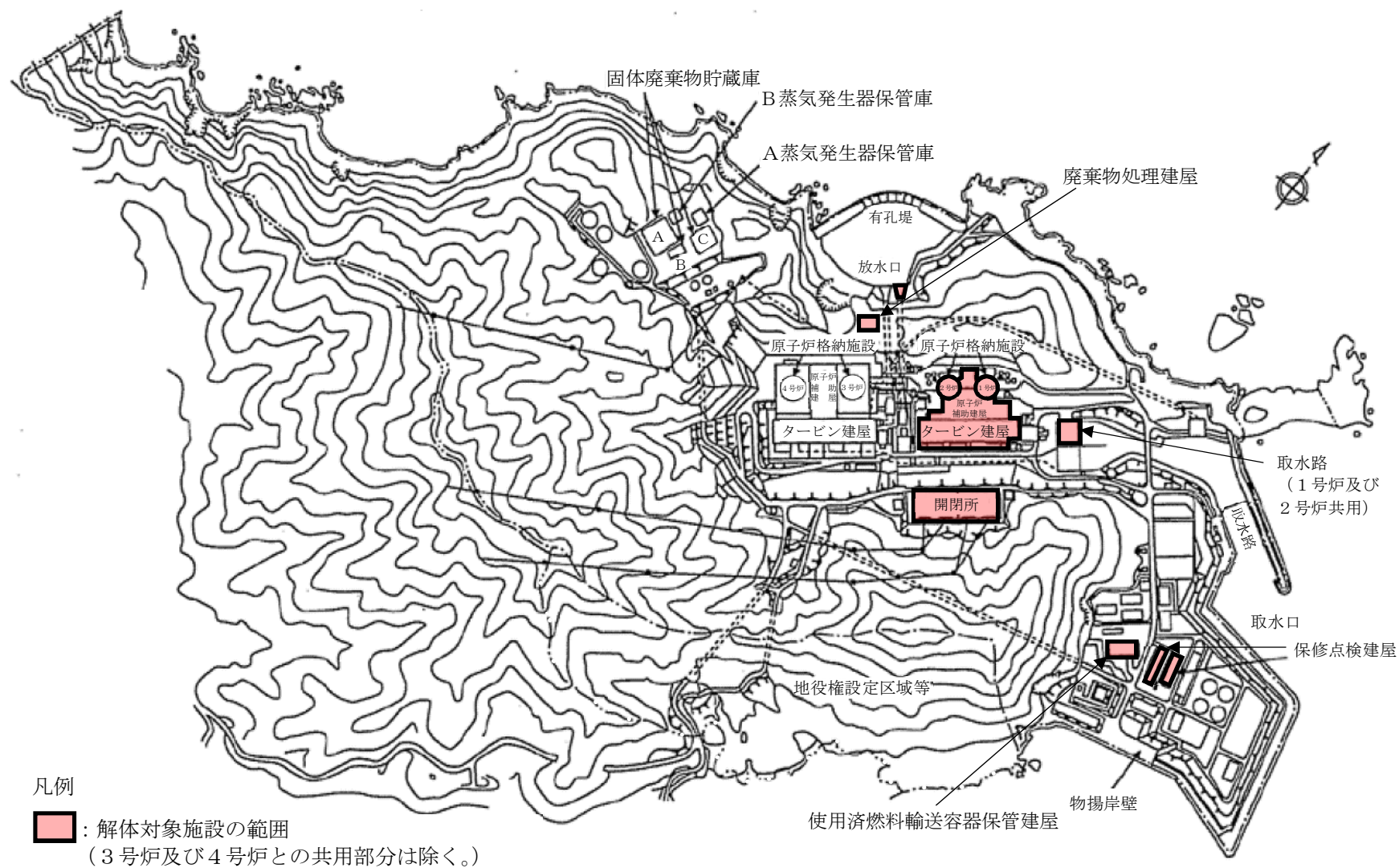
区分	主な実施事項
第 1 段階 解体準備期間	・ 除染 ・ 残存放射能調査 ・ 安全貯蔵 ・ 2 次系設備の解体撤去 ・ 核燃料物質の搬出
第 2 段階 原子炉周辺設備 解体撤去期間	・ 除染（継続） ・ 安全貯蔵（継続） ・ 2 次系設備の解体撤去（継続） ・ 核燃料物質の搬出（継続） ・ 原子炉周辺設備の解体撤去
第 3 段階 原子炉領域 解体撤去期間	・ 除染（継続） ・ 2 次系設備の解体撤去（継続） ・ 原子炉周辺設備の解体撤去（継続） ・ 原子炉領域の解体撤去
第 4 段階 建屋等 解体撤去期間	・ 除染（継続） ・ 管理区域の解除 ・ 建屋等の解体撤去

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）

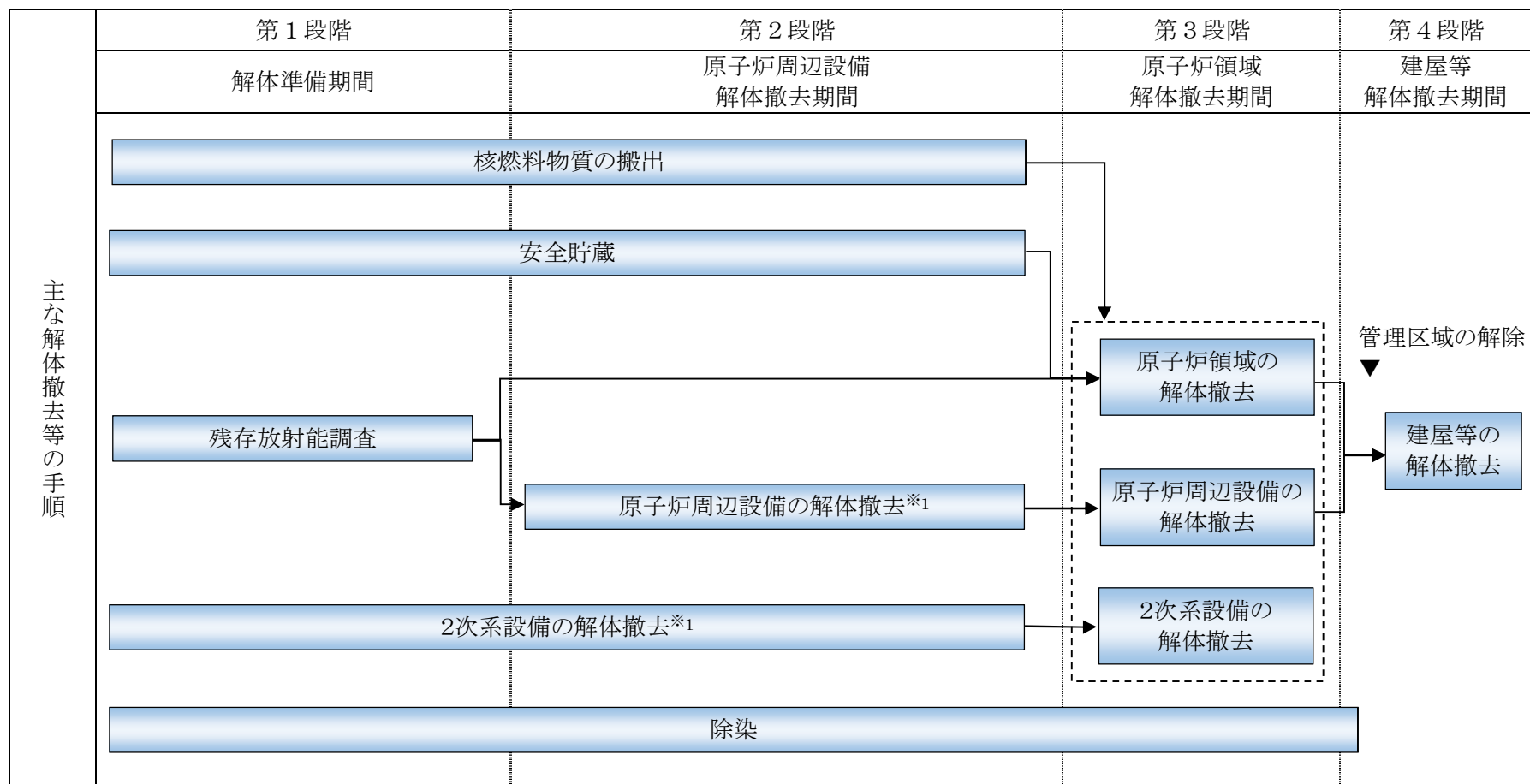
件名	場所	着手要件	概要	安全管理上の措置	完了要件
第1段階 の除染	原子炉格納容器 並びに1号及び 2号炉共用原子 炉補助建屋	廃止措置段階 にあること。	- 除染の対象範囲は、原子炉運転中の経験及び実績を踏まえ二次的な汚染が多く残存していると推定する範囲のうち、放射線業務従事者の被ばくを低減するため有効とされる範囲を選定する。 - 除染方法はブラシ等による研磨法等の機械的方法又は化学的方法により行う。 【機械的方法】 範囲：キャビティ 除染装置接続部 除染槽 等 方法：設備に付着した汚染をブラシ等で除去し拭取り。 【化学的方法】 範囲：原子炉冷却系統 化学体積制御系統 余熱除去系統 方法：機器内面に付着した放射性物質を化学薬品を用いて除去する。 対象系統に除染装置より化学薬品を注入し、既設ポンプにて高温・高圧で連続的に循環させ、性状を適切に管理しながら実施する。	- 放射性物質の漏えい及び拡散防止対策を行う。 - 外部被ばく低減のため、線量当量率を考慮し、放射線遮蔽、遠隔操作装置の導入、立入制限等を行う。 - 内部被ばく防止のため、汚染レベルを考慮し、マスク等の防護具を用いる。 - 線量当量率が著しく変動するおそれがある場合は、作業中の線量当量率を監視する。 - 化学的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。	あらかじめ定めた目標値を達成すること。

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
残存放射能調査 (放射化汚染の評価のための調査)	原子炉格納容器並びに1号及び2号炉共用原子炉補助建屋	廃止措置段階にあること。	- 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。	- 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。
残存放射能調査 (二次的な汚染の評価のための調査)	原子炉格納容器並びに1号及び2号炉共用原子炉補助建屋	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。	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。
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段階以降)
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・破砕を行う。	- 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2段階以降)
核燃料物質の搬出	1号及び2号炉共用原子炉補助建屋	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。	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段階以降)



第5-1図 解体対象施設の範囲



※1:核燃料物質の貯蔵及び取扱いに必要な設備等を除く。

第5・2図 主な解体撤去等の手順

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・冷却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 (1/9)

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 造物等の解体が完了 するまで
		格納容器遮蔽建屋		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 個※1	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。	使用済燃料貯蔵設備 （1 号及び 2 号炉共 用）内の使用済燃料 の搬出が完了するま で
		補助建屋クレーン		1 個※1	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 個※1	既許認可どおり	除染機能	除染に影響するよう有意な損傷が ない状態であること。	
		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有意な損傷が ない状態であること。	
		核燃料物 質貯蔵設 備	新燃料貯蔵設 備	新燃料ラック	1 式※1	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。

※1：1 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 (2/9)

施設 区分	設備等 の区分	位置、構造及び設備				機能	性能	維持期間
		設備（建屋）名称		維持台数				
核燃料物 質の取扱 施設及び 貯蔵施設	核燃料物 質貯蔵設 備	使用済燃料貯 蔵設備	使用済燃料ピ ット、使用済 燃料ラック	1 式※1	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。	使用済燃料貯蔵設備 （1 号及び 2 号炉共 用）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※1	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※1	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 ット水浄化冷 却設備	1 系統※1	既許認可どおり	浄化・冷却機能	使用済燃料ピット水の冷却ができる 状態であること。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 台※1	既許認可どおり	給水機能 （ほう素濃度を 除く。）	内包する物質が漏えいするようなき 裂、変形等の有意な欠陥がない状態 であること。	
放射性廃 棄物の廃 棄施設	気体廃棄 物の廃棄 設備	プラント（主）排気筒		2 基※2	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

※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 1 号炉及び 2 号炉で実施する。）

第 6-1 表 性能維持施設 (3/9)

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	2 基※1	既許認可どおり	放射性廃棄物処 理機能	放射性液体廃棄物を処理する能力を 有する状態であること。	放射性液体廃棄物の 処理が完了するまで
		イオン交換器 （廃液モニタ脱塩塔）	1 基※1	既許認可どおり			
		洗たく排水処理設備	1 基※1	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。		
		ホールドアップタンク	2 基※1	既許認可どおり			
		廃液ホールドアップタンク	2 基※1	既許認可どおり			
		廃液蒸留水タンク	1 基※1	既許認可どおり			
		床ドレンタンク	1 基※1	既許認可どおり			
		廃液モニタタンク	2 基※1	既許認可どおり			
		イオン交換器 （廃液蒸留水脱塩塔、ホール ドアップタンク脱塩塔）	3 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	1 基※1	既許認可どおり			
		保修点検建屋内モニタタンク	2 基※1	既許認可どおり			
		保修点検建屋内イオン交換器	1 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		放射性液体廃棄物の放出に影響する ような有意な損傷がない状態である こと。	

※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 (4/9)

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	アスファルト固化ドラム詰装 置	1 基 ^{※1}	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
		ベイヤ	1 基 ^{※1}	既許認可どおり			
		雑固体焼却設備	1 基 ^{※1}	既許認可どおり			
		廃樹脂処理装置	1 基 ^{※1}	既許認可どおり			
		廃樹脂タンク	1 基 ^{※1}	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。	
		廃樹脂貯蔵タンク	3 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 (5/9)

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（ドラム詰 室、使用済燃料ピット付近、 廃棄物処理建屋アスファルト 固化ドラム充填監視室、雑固 体焼却炉作業エリア、使用済 燃料輸送容器保管建屋内）	5 台※1	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）	3 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（プラント排気筒 ガスモニタ※2、廃棄物処理建 屋排ガスモニタ※1、雑固体焼 却炉排ガスモニタ※1）	4 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（廃棄物処理設備 排水モニタ※1、保修点検建屋 排水モニタ※1、タービン建屋 床ドレンモニタ※2）	4 台	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1号炉及び2号炉で実施する。）

第 6-1 表 性能維持施設 (6/9)

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	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
		格納容器排風機	1 台	既許認可どおり			
		格納容器換気設備（高効率エアフィルタ）	1 台	既許認可どおり			
その他原 子炉の附 属施設	非常用電 源設備	ディーゼル発電機	1 台※3	既許認可どおり	電源供給機能 （自動起動及び10秒以内の電圧確立機能並びに自動給電機能を除く。）	非常用高圧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。	使用済燃料貯蔵設備 （1号及び2号炉共用）内の使用済燃料の搬出が完了するまで
		蓄電池	1 組※1	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。	

※1：1号及び2号炉共用（定期事業者検査は1号炉で実施する。）

※3：1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 (7/9)

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	その他の主要な事項	使用済燃料輸送容器保管建屋（管理区域境界）	1 式※1	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。	使用済燃料貯蔵設備（1 号及び 2 号炉共用）内の使用済燃料の搬出が完了するまで
		保修点検建屋（管理区域境界）	1 式※1	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
		保修点検建屋	1 式※1	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
その他主要施設	原子炉補機冷却設備	放射性機器冷却水ポンプ	1 台※3	既許認可どおり	冷却機能（自動起動機能を除く。）	性能維持施設へ冷却水を供給できる状態であること。	使用済燃料貯蔵設備（1 号及び 2 号炉共用）内の使用済燃料の搬出が完了するまで
		放射性機器冷却水冷却器	1 基※3	既許認可どおり			
		放射性機器冷却水サージタンク	1 個※3	既許認可どおり			
	原子炉補機冷却海水設備	海水ポンプ	1 台※1	既許認可どおり		性能維持施設へ海水を供給できる状態であること。	

※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。）

※3：1 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 (8/9)

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	建屋	原子炉補助建屋 （遮蔽壁（廃液蒸発装置室、 廃樹脂タンク室、使用済燃料 ピット））	1 式※1	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※1	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
		廃棄物処理建屋 （管理区域境界）	1 式※1	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
		廃棄物処理建屋	1 式※1	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	補助建屋送気ファン	4 台※2	既許認可どおり	換気機能 （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
		補助建屋排気フィルタユニッ ト	2 台※2	既許認可どおり			
		補助建屋排気ファン	2 台※2	既許認可どおり			
		補助建屋 E.L.+4.9m 及び 11.3m よう素除去排気ファン	2 台※2	既許認可どおり			
		補助建屋 E.L.+4.9m 及び 11.3m よう素除去排気フィル タユニット	2 台※2	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1号炉及び2号炉で実施する。）

第 6-1 表 性能維持施設 (9/9)

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	燃料取扱区域送気ファン	1 台※1	既許認可どおり	換気機能 （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
		燃料取扱区域排気フィルタユ ニット	1 台※1	既許認可どおり			
		燃料取扱区域排気ファン	1 台※1	既許認可どおり			
		出入管理区域換気設備（送風 機）	1 台※1	既許認可どおり			
		出入管理室排気フィルタユニ ット	1 台※1	既許認可どおり			
		出入管理室排気ファン	1 台※1	既許認可どおり			
		廃棄物処理建屋送気ファン	1 台※1	既許認可どおり			
		廃棄物処理建屋排気フィルタ ユニット	1 台※1	既許認可どおり			
		廃棄物処理建屋排気ファン	1 台※1	既許認可どおり			
		保修点検建屋送気ファン	1 台※1	既許認可どおり			
		保修点検建屋排気フィルタユ ニット	1 台※1	既許認可どおり			
		保修点検建屋排気ファン	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号及び2号炉共用原子炉補助建屋内の新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号及び2号炉共用原子炉補助建屋内、3号炉原子炉補助建屋内又は4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及び4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号炉及び4号炉にて管理する。

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・冷却、除染及び給水機能（ほう素濃度を除く。））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、保安上必要な措置を保安規定に定めて実施する。

1号及び2号炉共用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、1号及び2号炉共用原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備から搬出し、3号炉又は4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へ輸送する。

1号及び2号炉共用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号及び2号炉共用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号炉若しくは4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。

1号及び2号炉共用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号及び2号炉共用原子炉補助建屋内から搬出した場合は、3号炉又は4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、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。

4. 核燃料物質の譲渡し

1号及び2号炉共用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、3号炉又は4号炉に譲り渡す。

1号炉の使用済燃料は、廃止措置が終了するまでに、再処理事業者又は3号炉若しくは4号炉へ譲り渡す。

なお、1号炉の使用済燃料を3号炉又は4号炉に譲り渡す場合は、3号炉又は4号炉において発電を目的として使用する。

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 30 年 9 月末現在)

貯蔵場所		種類及び数量	
		新燃料	使用済燃料
1 号及び 2 号炉共用 原子炉補助建屋内	新燃料 貯蔵設備	76 体	—
	使用済燃料 貯蔵設備	—	323 体
3 号炉 原子炉補助建屋内	使用済燃料 貯蔵設備	—	257 体
4 号炉 原子炉補助建屋内	使用済燃料 貯蔵設備	—	277 体
合計		76 体	857 体

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、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。

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

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が、残存放射能調査により、第1段階の除染結果も踏まえた評価の見直しを行う。

(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、機械的方法又は化学的方法を効果的に組み合わせて行う。

除染の実施に当たっては、性能維持施設の機能に影響を及ぼさないように、また、汚染の拡大防止、放射線業務従事者の被ばく低減対策等の措置を講じる。

2. 第1段階の除染

(1) 除染の対象範囲

第1段階に行う除染の対象範囲は、原子炉運転中の経験及び実績を踏まえ二次的な汚染が多く残存していると推定する範囲のうち、放射線業務従事者の被ばくを低減するため有効とされる範囲を選定する。

(2) 除染の方法

除染は、除染対象物の形状、汚染の状況等を踏まえ、ブラシ等による研磨法等の機械的方法又は化学的方法による除染を行う。第1段階における除染方法を第5-3表に示す。

(3) 除染の目標

除染は、原則として、除染対象箇所の線量当量率があらかじめ定めた目標値に達するまで実施する。目標値の設定に当たっては、放射線業務従事者の被ばく低減効果等の観点から決定する。ただし、線量当量率が目標値に達する前であっても、除染時の線量当量率の測定結果等からそれ以上の除染効果が見込めないと判断した場合は、除染を終了する。

(4) 安全管理上の措置

除染に当たっては、性能維持施設の機能に影響を与えないことを系統構成等により確認するとともに、また、放射性物質の漏えい及び拡散防止対策並びに被ばく低減対策を講じることを基本とし、下記の措置を実施することで、環境への放射性物質の放出抑制及び放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低くするよう努める。また、安全確保対策として火災防護対策等の事故防止対策を講じる。

- ・放射性物質の漏えい及び拡散防止対策を行う。
- ・外部被ばく低減のため、線量当量率を考慮し、放射線遮蔽、遠隔操作装置の導入、立入制限等を行う。
- ・内部被ばく防止のため、汚染レベルを考慮し、マスク等の防護具を用いる。
- ・線量当量率が著しく変動するおそれがある場合は、作業中の線量当量率を監視する。
- ・化学的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。

3. 第2段階以降の除染

(1) 除染の方法

a. 解体前除染

第1段階に実施する除染の結果、十分な除染効果が得られなかった範囲及び除染の対象としていなかった範囲について、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、機械的方法又は化学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、機械的方法又は化学的方法を効果的に組み合わせて行う。

(2) 安全管理上の措置

除染の実施に当たっては、系統隔離等により性能維持施設の機能に影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。

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、除染、設備の維持管理等により発生する放射性粉じん（以下「粉じん」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段階では粉じん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、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、粉じん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6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、3号炉及び4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段階以降においては、管理区域内設備の解体撤去の状況に応じて、処理に必要な放射性廃棄物処理機能や放出管理機能を維持しながら管理放出する。

なお、第2段階以降の放射性気体廃棄物の管理については、第1段階に行う除染や残存放射能調査の結果を踏まえ、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに処理方法及び管理方法について定め、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

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、除染、設備の維持管理等により発生する冷却材ドレン、1次系機器ドレン、格納容器床ドレン、補助建屋床ドレン、化学分析室試料採取廃液、洗たく排水、手洗排水及びシャワ排水並びに保修点検建屋のピット排水、手洗排水、シャワ排水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、純水回収系及び低レベル廃液系にて処理を行う。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10-2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、3号炉及び4号炉合算）

7.4×10^{10} Bq/y （トリチウムを除く）

(2) 第2段階以降

第2段階以降においては、管理区域内設備の解体撤去の状況に応じて、処理に必要な放射性廃棄物処理機能や放出管理機能を維持しながら管理放出する。

なお、第2段階以降の放射性液体廃棄物の管理については、第1段階に行う除染や残存放射能調査の結果を踏まえ、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに処理方法及び管理方法について定め、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

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、除染、設備の維持管理等により、廃液蒸発装置濃縮廃液固化物、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、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10-3図に示す。

b. 第2段階以降

第2段階以降に発生する放射性固体廃棄物の処理及び管理については、第1段階に行う除染や残存放射能調査の結果を踏まえ、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに定め、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、放射性物質として扱う必要のないもの（CL）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。

大飯発電所における放射性固体廃棄物の貯蔵・保管状況（平成30年6月末現在）を第10-1表に示す。1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号炉及び4号炉との共用施設から発生した放射性固体廃棄物については、1号炉及び2号炉の廃止措置終了後は3号炉及び4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。ただし、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については、第1段階に行う残存放射能調査の結果を踏まえて見直すこととし、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

第 10-1 表 大飯発電所における放射性固体廃棄物の貯蔵・保管状況

(平成 30 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		28m ³ ※1
使用済燃料貯蔵設備 (1号及び2号炉共用)	使用済制御棒		129 体
	使用済バーナブルポイズン		208 体
	使用済プラグングデバイス		207 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		63 体
4号炉 使用済燃料貯蔵設備 (1号、2号及び4号炉共用)	使用済バーナブルポイズン		47 体
固体廃棄物貯蔵庫 (1号、2号、3号及び4号炉共用)	ドラム缶	均質固化体	3,486 本 ※1
		雑固体	5,468 本 ※1
	その他		
蒸気発生器保管庫 (1号、2号、3号及び4号炉共用)	蒸気発生器		4 基
	保管容器 ※2		2,417m ³ ※1

※1：2 号炉で発生した廃棄物を含む。

※2：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

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1,400本相当※1※2 不燃物：約1,200本相当※1
廃液蒸発装置の濃縮廃液固化物 (均質固化体)	約260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25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
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 200
	放射能レベルの比較的低いもの (L2)	約 1,420
	放射能レベルの極めて低いもの (L3)	約 10,080
放射性物質として扱う必要のないもの (CL)		約 6,600
合計※3		約 18,300

※1：放射能レベル区分は、以下のとおり。

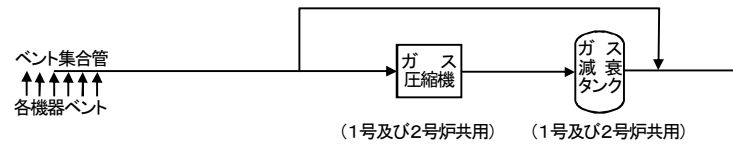
- ・ L1 の区分値の上限は、原子炉等規制法施行令第 3 1 条に定める放射能濃度
- ・ L1 と L2 の区分値は、国内で操業しているコンクリートピット埋設施設の埋設許可条件と同等の最大放射能濃度
- ・ L2 と L3 の区分値は、「原子炉等規制法施行令（昭和 3 2 年政令第 3 2 4 号。ただし、平成 1 9 年政令第 3 7 8 号の改正前のもの。）」第 3 1 条第 1 項に定める「原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等で容器に固型化していないもの」に対する濃度上限値の 10 分の 1 の放射能濃度
- ・ CL の区分値の上限は、「製錬事業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：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 319,000 トン発生する。

1. 気体廃棄物処理設備からの排気

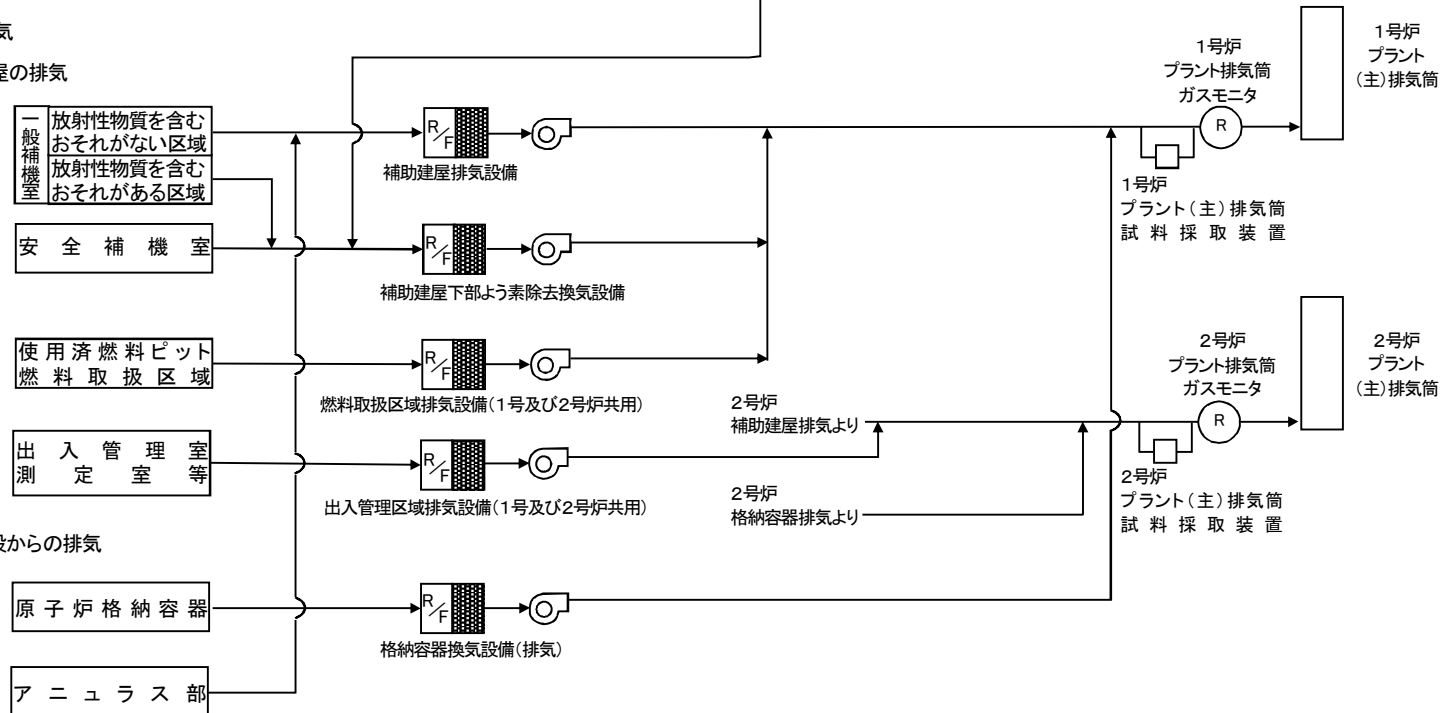


凡 例

	高効率エアフィルタ
	エアフィルタ

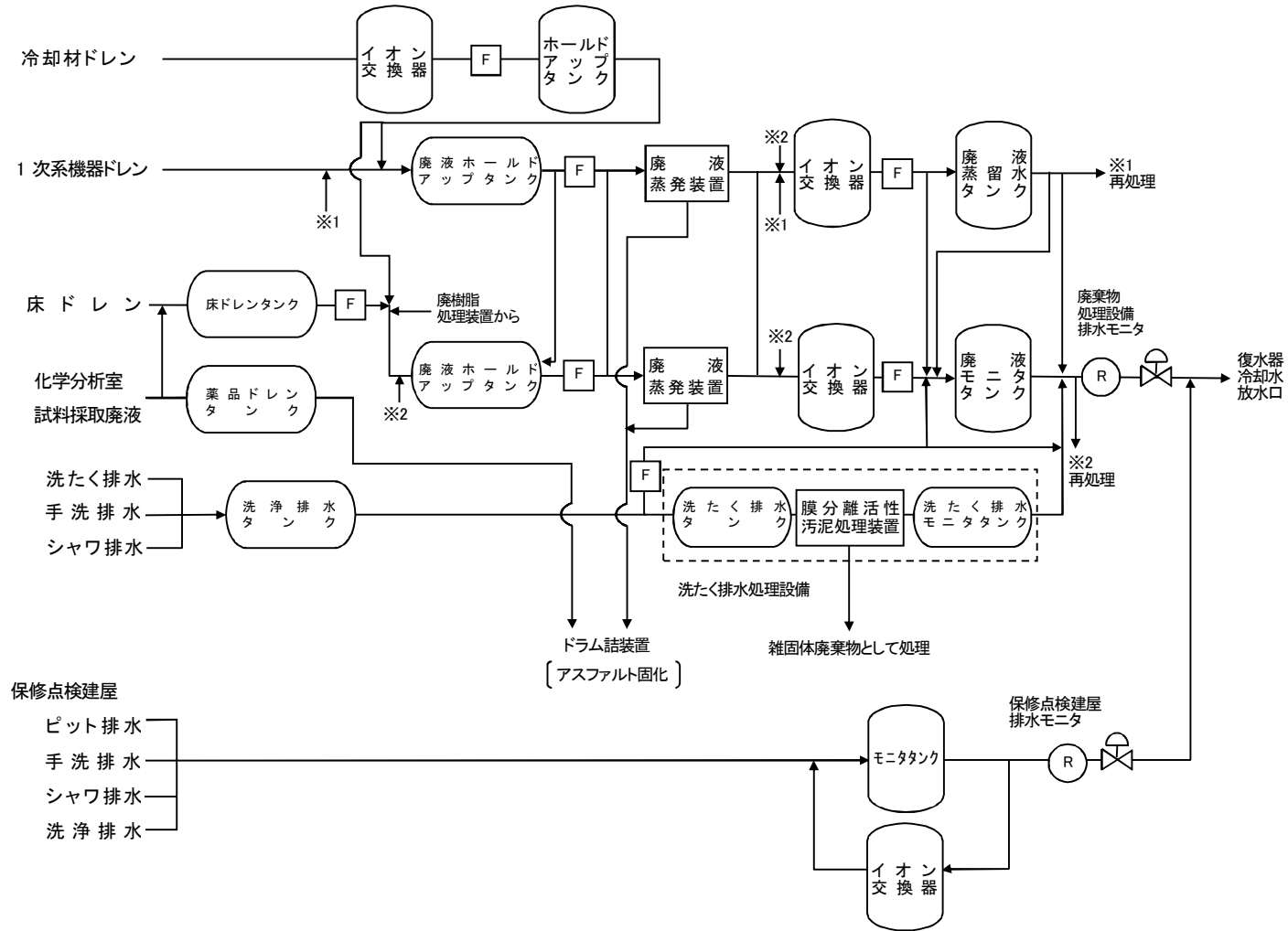
2. 換気設備からの排気

(1) 原子炉補助建屋の排気

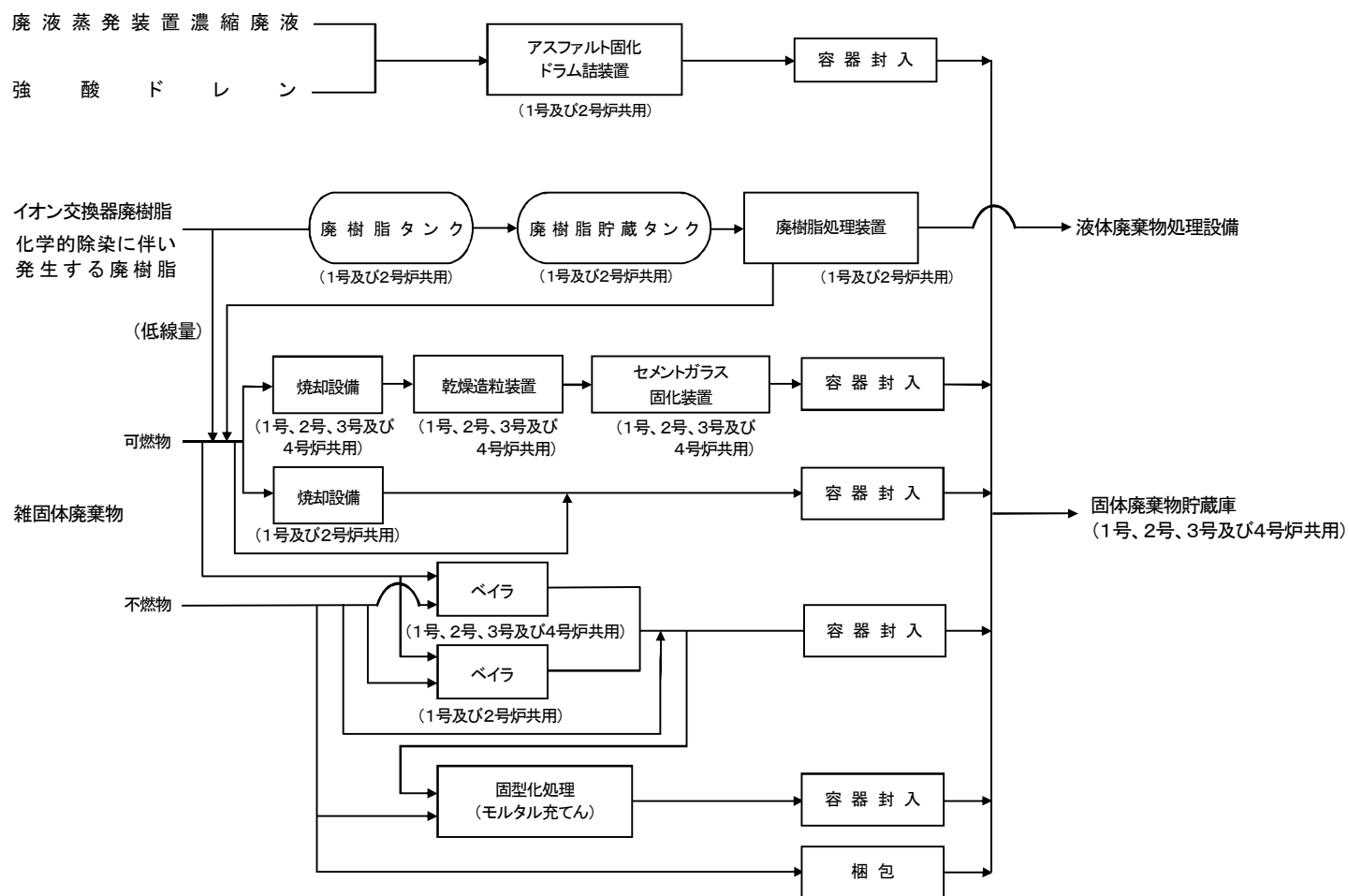


(2) 原子炉格納施設からの排気

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 10-3 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）

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、2048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

		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	31
年度		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	2046	2047	2048
		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	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																														
											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廃止措置期間中に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大飯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大飯発電所の安全の達成・維持・向上を図る。

添 付 書 類 目 次

- 添付書類一 既に使用済燃料を発電用原子炉の炉心から取り出していることを明らかに
する資料
- 添付書類二 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図
- 添付書類三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書
- 添付書類四 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発
生することが想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書
- 添付書類五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書
- 添付書類六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明
書
- 添付書類七 廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達計画に関する説明書
- 添付書類八 廃止措置の実施体制に関する説明書
- 添付書類九 廃止措置に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

添付書類 一

既に使用済燃料を発電用原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする資料

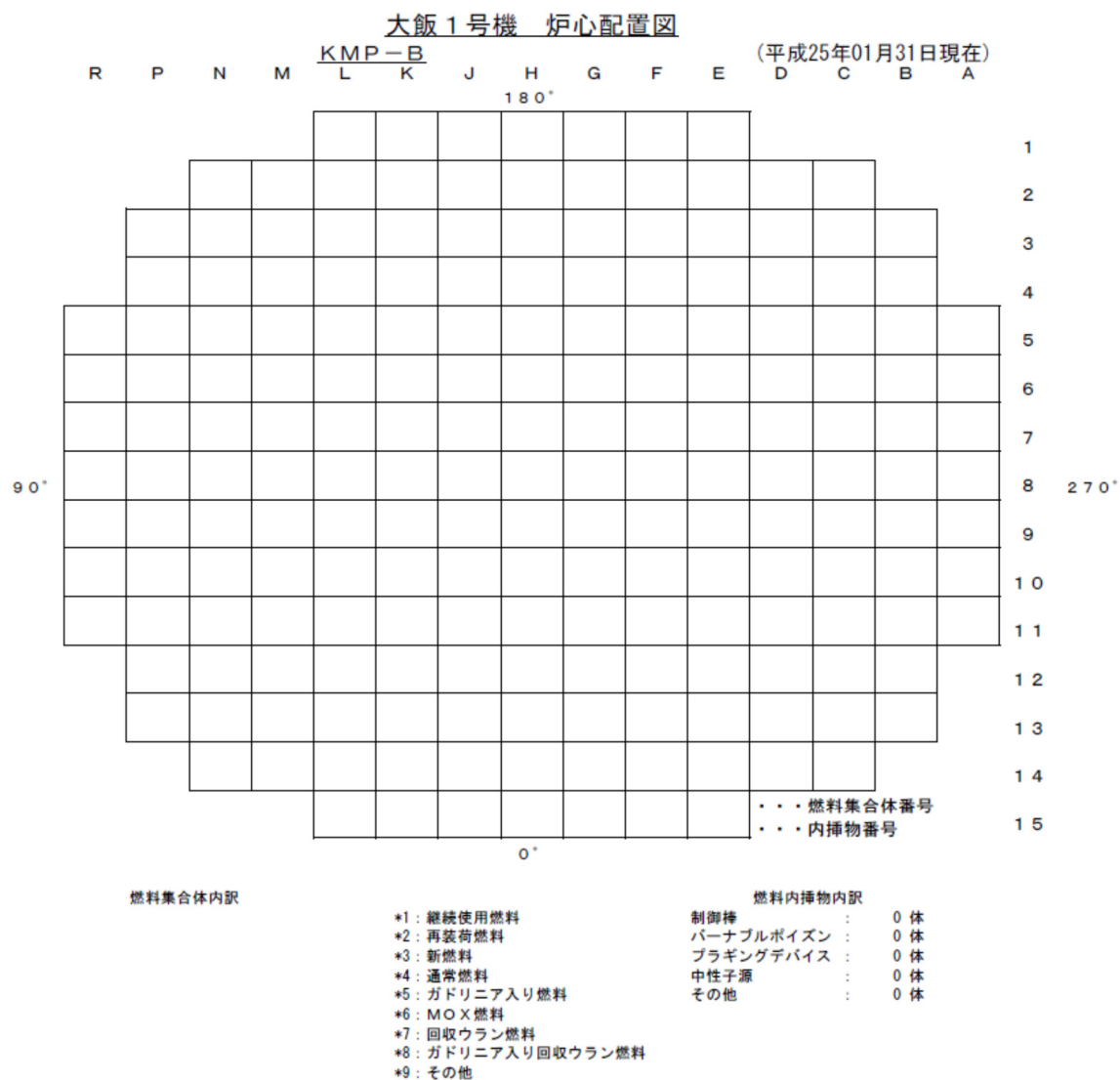
1. 燃料集合体を発電用原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする記録

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1月31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。

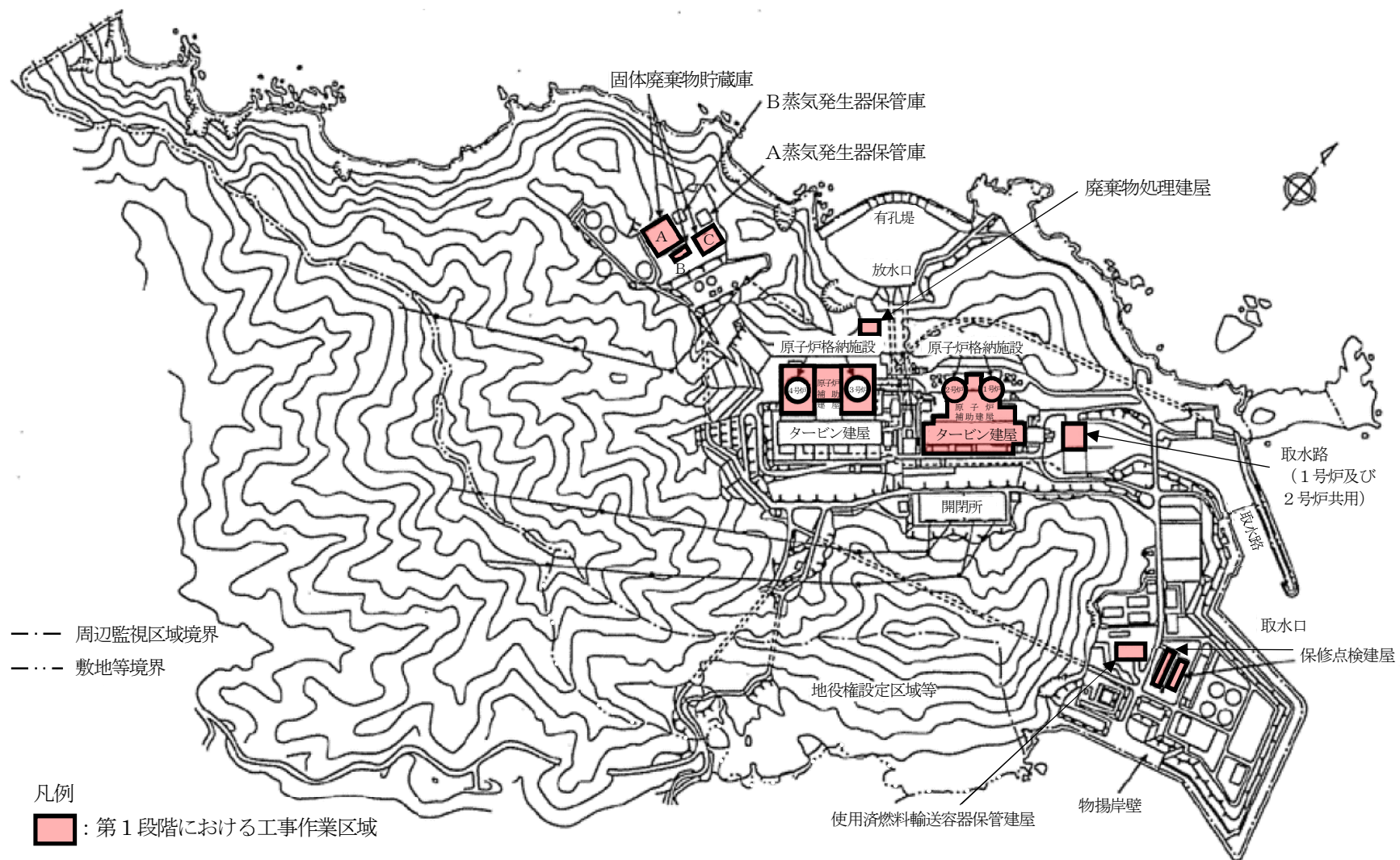


第 1 図 1 号炉 炉心配置図 (平成 2 5 年 1 月 3 1 日)

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については、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。



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

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できるようにする。
- (3) 管理区域内空間の外部放射線に係る線量当量率を把握するため、管理区域内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率をエリアモニタにより連続測定を行う。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、線量目標値指針に基づき、発電所から放出される放射性物質について放出管理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 : 空気中放射性粒子、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、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等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。）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）を参考にする。

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、原子炉停止からの経過時間を考慮し6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 (6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 2.4×10^4 (Bq/g)

(2号炉) 約 2.4×10^4 (Bq/g)

W_m : (1号炉) 約 2.5×10^8 (g)

(2号炉) 約 2.5×10^8 (g)

b. 評価方法（3号炉及び4号炉）

3号炉及び4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、希ガスホールドアップ装置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、3号炉及び4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段階における大飯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、3号炉及び4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、3号炉を中心として16方位に分割したうちの集落側6方位の敷地等境界外について行い、1号炉、2号炉、3号炉及び4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号炉及び4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、呼吸及び葉菜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、3号炉を中心として16方位に分割したうちの集落側6方位の敷地等境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の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、異常のないことを確認した2010年1月から2010年12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 (μ 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 (μ 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。

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

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

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

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

$H_{\gamma \text{ cont}, L, S}$: 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 1 m/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
(μ 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} ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

μ_{en} : 3.84×10^{-3} (m^{-1})

μ : 1.05×10^{-2} (m^{-1})

α_B : 1.000

β_B : 0.4492

γ_B : 0.0038

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。

$E_{\gamma \text{ cont}}$: 第 1 表に示すとおりである。

N_t : 8,760

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

c. 実効線量評価方法（3号炉及び4号炉）

3号炉及び4号炉から発生する放射性気体廃棄物による実効線量については、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」における放出量を用い、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2010年1月から2010年12月までの観測による実測値を用いて「原子炉設置許可申請書 添付書類九」と同様に評価する。

d. 実効線量評価結果

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉から放出される希ガスの γ 線により、集落側6方位の敷地等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、集落側6方位の敷地等境界外で希ガスの γ 線による実効線量が最大となるのは3号炉の中心から南南東方向約760m地点であり、その実効線量は年間約 $1.1\mu\text{Sv}$ 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 $4.4\times 10^{-4}\mu\text{Sv}$ である。

3号炉及び4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号炉及び4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、1次系機器ドレン、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 3.7×10^{10} Bq、トリチウムは 1 号及び 2 号各炉で年間 7.4×10^{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 1.79×10^9 m³）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。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 1 号炉及び 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 号炉及び 2 号炉の年間の原子炉補機冷却海水の量（年間約 5.33×10^7 m³）で除した濃度とする。1 号炉及び 2 号炉からの放射性液体廃棄物の年間放出量は、復水器冷却水の停止を考慮し、放射性液体廃棄物による実効線量が運転中と同等となるよう、減少させる。

なお、3 号炉及び 4 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、6 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

第 1 段階における放射性液体廃棄物の年間放出量及び放水口における海水中の放射性物質の濃度を第 6 表及び第 7 表に示す。

第 6 表に示す年間放出量から、第 1 段階における大飯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、３号炉及び４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号炉及び４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 $1.5 \mu Sv$ となる。また、3 号炉及び 4 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 $1.3 \mu Sv$ である。

したがって、1号炉、2号炉、3号炉及び4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 $1.5\mu\text{Sv}$ を用いる。

2.1.3 3号炉及び4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号炉及び4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と同様に評価する。

3号炉及び4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、異常のないことを確認した2010年1月から2010年12月までの観測による実測値を用いる。

3号炉及び4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、海藻類を摂取する場合の幼児であり、その実効線量は年間約 $4.9 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$ 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、3号炉及び4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号炉及び4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 $3.1\mu\text{Sv}$ 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段階では、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造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、大飯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、大飯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等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段階以降については、解体撤去に伴い空気中に飛散する放射性粉じん等の廃止措置特有の状況を考慮する必要があるため、残存放射能調査、解体方法等についての検討結果に基づき、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに評価し、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

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、初期段階で除染を行うことで1次冷却設備等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、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段階の放射線業務従事者の総被ばく線量は1号炉で約4.2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、残存放射能調査、解体方法等についての検討結果に基づき、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに評価し、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

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	4号炉
希ガス	Kr-85m	0	0	約 1.8×10^{12}	約 1.8×10^{12}
	Kr-85	約 4.1×10^{12}	約 4.1×10^{12}	約 1.9×10^{14}	約 1.9×10^{14}
	Kr-87	0	0	約 1.0×10^{12}	約 1.0×10^{12}
	Kr-88	0	0	約 2.9×10^{12}	約 2.9×10^{12}
	Xe-131m	0	0	約 3.1×10^{13}	約 3.1×10^{13}
	Xe-133m	0	0	約 2.6×10^{12}	約 2.6×10^{12}
	Xe-133	0	0	約 3.3×10^{14}	約 3.3×10^{14}
	Xe-135m	0	0	約 9.3×10^{10}	約 9.3×10^{10}
	Xe-135	0	0	約 2.9×10^{12}	約 2.9×10^{12}
	Xe-138	0	0	約 5.0×10^{11}	約 5.0×10^{11}
	放出量合計	約 4.1×10^{12}	約 4.1×10^{12}	約 5.6×10^{14}	約 5.6×10^{14}
	γ 線実効エネルギー (MeV/dis)	約 2.2×10^{-3}	約 2.2×10^{-3}	約 4.3×10^{-2}	約 4.3×10^{-2}
ヨウ素	I-131	0	0	約 1.3×10^{10}	約 1.3×10^{10}
	I-133	0	0	約 6.1×10^9	約 6.1×10^9

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、3 号炉及び 4 号炉 合算)	$1.0 \times 10^{15} \text{ Bq/y}$	$2.5 \times 10^{10} \text{ Bq/y}$

第3表 線量計算に用いた放出源の有効高さ

	着目方位 (3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	SE	65 [SSE]	65 [SSE]
	SSE	55 [S]	45 [S]
	S	55 [S]	45 [S]
	SSW	60 [SSW]	60 [SSW]
	SW	50 [SW]	40 [SW]
	WSW	50 [SW]	40 [SW]

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	30.66	72.18	16.21	124.94	3.44	26.51
NNE	42.60	90.52	8.19	74.82	3.19	23.05
NE	22.86	30.02	1.30	35.33	0.76	14.38
ENE	8.53	12.34	0.24	26.75	1.00	6.11
E	15.63	26.24	0.00	22.74	0.09	19.04
ESE	16.27	38.49	8.92	81.11	3.71	25.85
SE	2.92	49.90	26.43	239.85	42.71	76.67
SSE	0.00	17.44	12.45	216.00	67.73	99.00
S	0.39	7.16	1.63	76.68	10.26	65.35
SSW	0.00	10.71	3.94	54.86	7.48	40.69
SW	0.00	15.07	7.09	81.72	9.98	66.28
WSW	0.00	15.90	1.30	61.50	2.95	34.78
W	2.99	8.36	1.65	43.53	2.03	24.25
WNW	2.18	23.24	4.90	79.86	4.80	22.37
NW	8.14	30.01	4.75	74.32	3.33	13.32
NNW	19.72	48.45	10.88	113.90	4.44	16.61

(注) 大気安定度FはGを含む。

第5表 敷地等境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量

	評価地点 の 方 位	3号炉の中心から 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、3 号炉及び4号炉合算
評 価 地 点	SE	740	約 3.5×10^{-4}	約 7.8×10^{-1}
	SSE	760	約 4.4×10^{-4}	約 1.1
	S	820	約 4.0×10^{-4}	約 9.7×10^{-1}
	SSW	740	約 2.9×10^{-4}	約 1.0
	SW	830	約 1.4×10^{-4}	約 7.3×10^{-1}
	WSW	890	約 1.3×10^{-4}	約 2.2×10^{-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	4号炉
Cr-51	0	0	約 7.4×10^8	約 7.4×10^8
Mn-54	約 2.6×10^5	約 2.6×10^5	約 1.2×10^9	約 1.2×10^9
Fe-59	0	0	約 7.4×10^8	約 7.4×10^8
Co-58	0	0	約 3.7×10^9	約 3.7×10^9
Co-60	約 7.6×10^7	約 7.6×10^7	約 5.6×10^9	約 5.6×10^9
Sr-89	0	0	約 7.4×10^8	約 7.4×10^8
Sr-90	約 9.6×10^6	約 9.6×10^6	約 3.7×10^8	約 3.7×10^8
I-131	0	0	約 5.6×10^9	約 5.6×10^9
Cs-134	約 3.0×10^7	約 3.0×10^7	約 7.4×10^9	約 7.4×10^9
Cs-137	約 2.9×10^8	約 2.9×10^8	約 1.2×10^{10}	約 1.2×10^{10}
放出量合計 (H-3を除く)	約 4.1×10^8	約 4.1×10^8	約 3.7×10^{10}	約 3.7×10^{10}
H-3	約 1.3×10^{13}	約 1.3×10^{13}	約 7.4×10^{13}	約 7.4×10^{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 号及び 4 号炉共用)
Cr-51	0	約 3.7×10^{-7}
Mn-54	約 9.6×10^{-9}	約 5.5×10^{-7}
Fe-59	0	約 3.7×10^{-7}
Co-58	0	約 1.9×10^{-6}
Co-60	約 2.9×10^{-6}	約 2.8×10^{-6}
Sr-89	0	約 3.7×10^{-7}
Sr-90	約 3.6×10^{-7}	約 1.9×10^{-7}
I-131	0	約 2.8×10^{-6}
Cs-134	約 1.1×10^{-6}	約 3.7×10^{-6}
Cs-137	約 1.1×10^{-5}	約 5.5×10^{-6}
H-3	約 4.6×10^{-1}	約 3.7×10^{-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
放出管理目標値（トリチウムを除く） （1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）	7.4×10^{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} (μ 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 号炉及び 4 号炉）

を同時に摂取する場合の実効線量計算結果

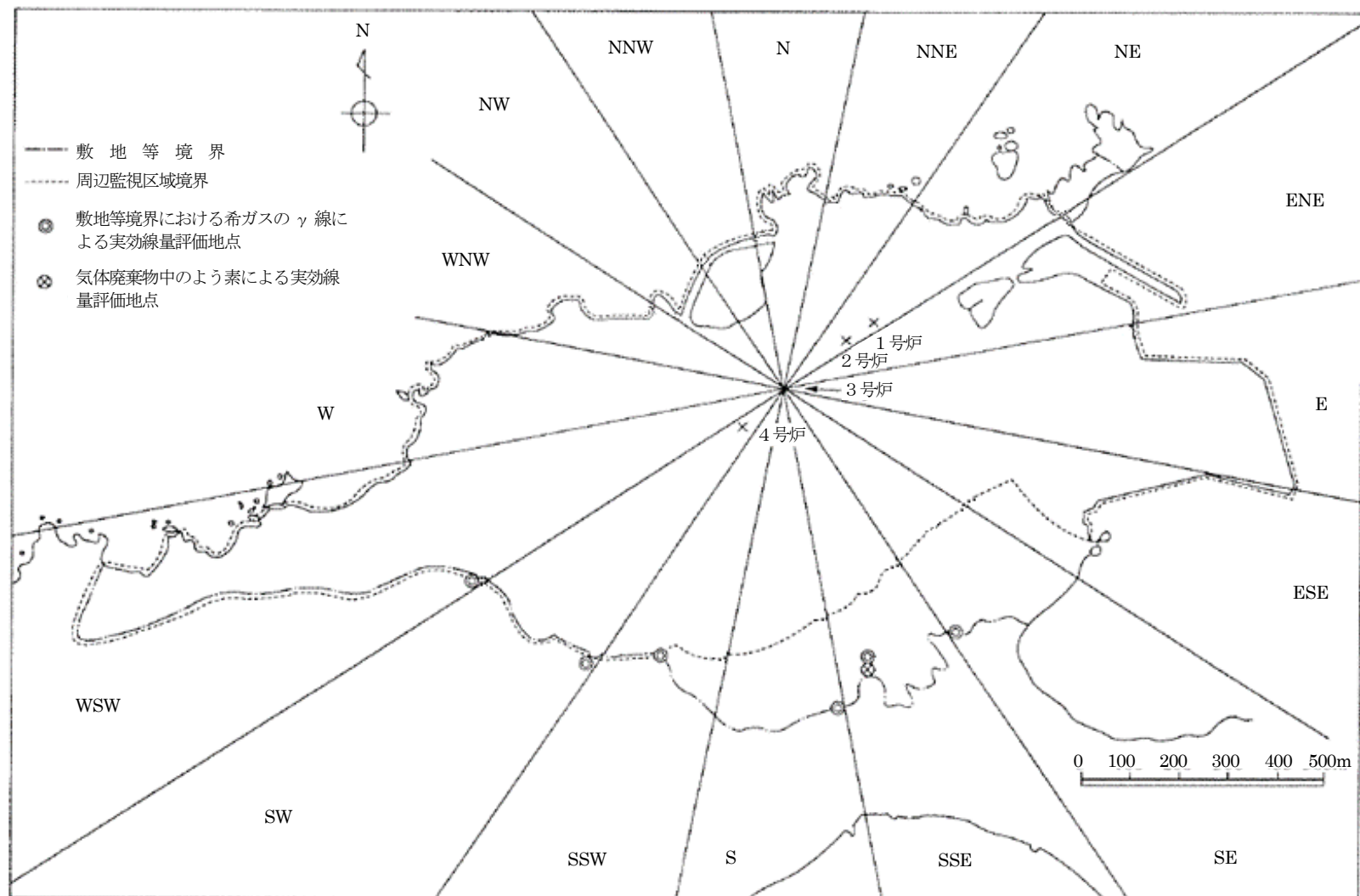
(単位： μ Sv/y)

	成 人	幼 児	乳 児
海藻類を摂取する場合	約 2.1×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 4.4×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	約 2.1×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 3.4×10^{-1}

第 12 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： μ Sv/y)

項 目	実効線量	
	1 号炉及び 2 号炉合算	1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 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 4.4×10^{-4}	約 1.1
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 1.5	約 1.5
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 4.9×10^{-1}
合 計	約 1.5	約 3.1
線量目標値	—	50



第1図 線量評価地点

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」及び気象指針を参考にする。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、第1段階においては、管理区域内設備の解体工事を行わず、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、事故を想定する使用済燃料ピット及び気体廃棄物処理設備（ガス減衰タンク）が、1号及び2号炉共用設備であることを考慮し、事故時における周辺公衆の受ける線量評価を実施する。

なお、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 6 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。

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. 原子炉は運転終了まで定格出力の 102% で運転していたものとする。
- b. 1 次冷却材中の希ガス濃度は 1% の燃料被覆管欠陥率を基に評価し、1 次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってパージされ、ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。
- c. プラント稼働率は 100% とする。
- d. 8 基のタンクの切替えを考慮し、タンク 1 基当たりの貯蔵量が最大となる時点で原子炉の運転が終了し、6 年間経過した後に破損するものとし、瞬時にタンク中の放射能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。
- e. 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等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の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

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は、残存放射能調査、解体方法等についての検討結果に基づき原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに評価し、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

第1表 線量評価に用いる相対線量 (D/Q) 及び実効放出継続時間

事故の種類	実効放出継続時間 (h)	放出高さ	D/Q (Gy/Bq)	着目方位
燃料集合体の落下	1	地上放出	4.7×10^{-19}	2号炉 S
放射性気体廃棄物処理施設の破損				

(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等境界外における最大の実効線量

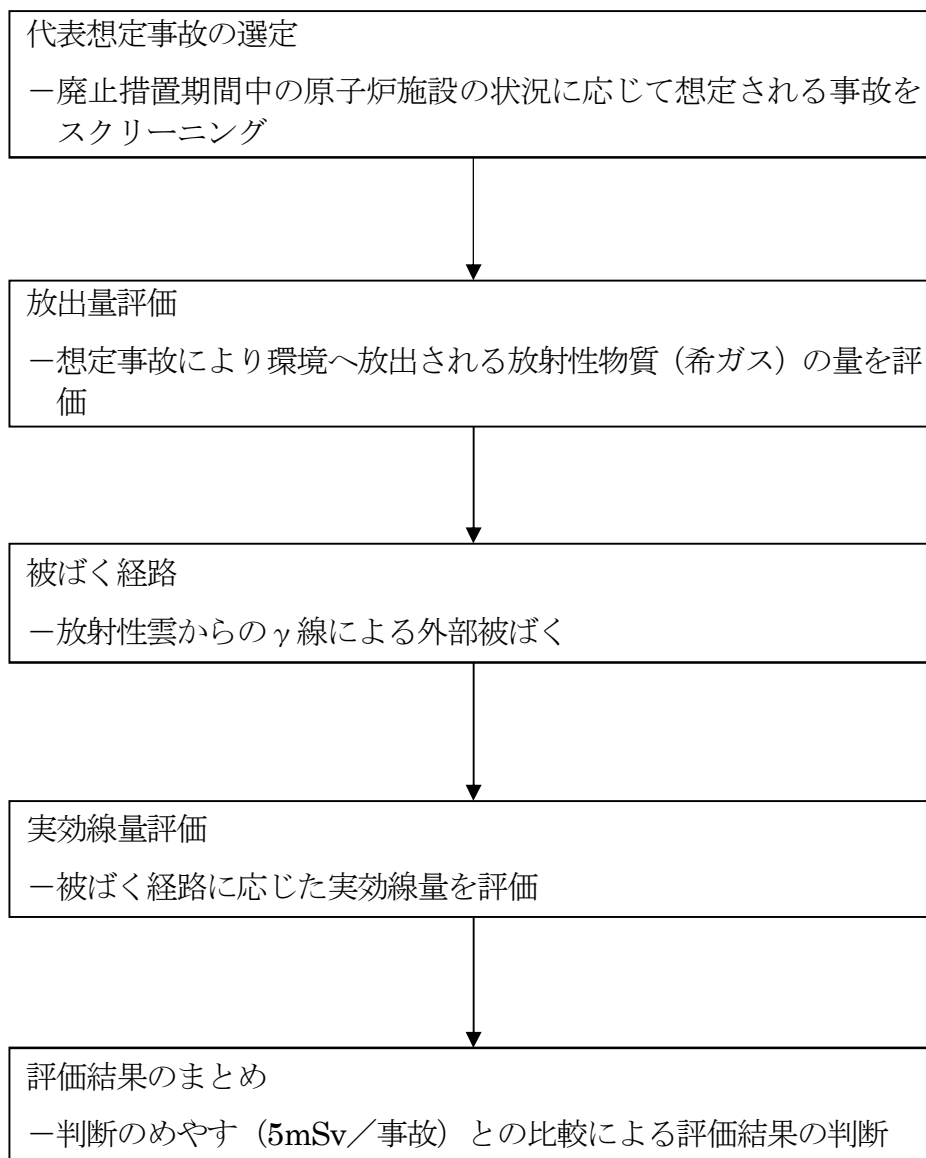
評価項目	評価結果
希ガスの放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV 換算)	約 6.8×10^{10} Bq
実効線量	約 3.2×10^{-5} mSv

(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。

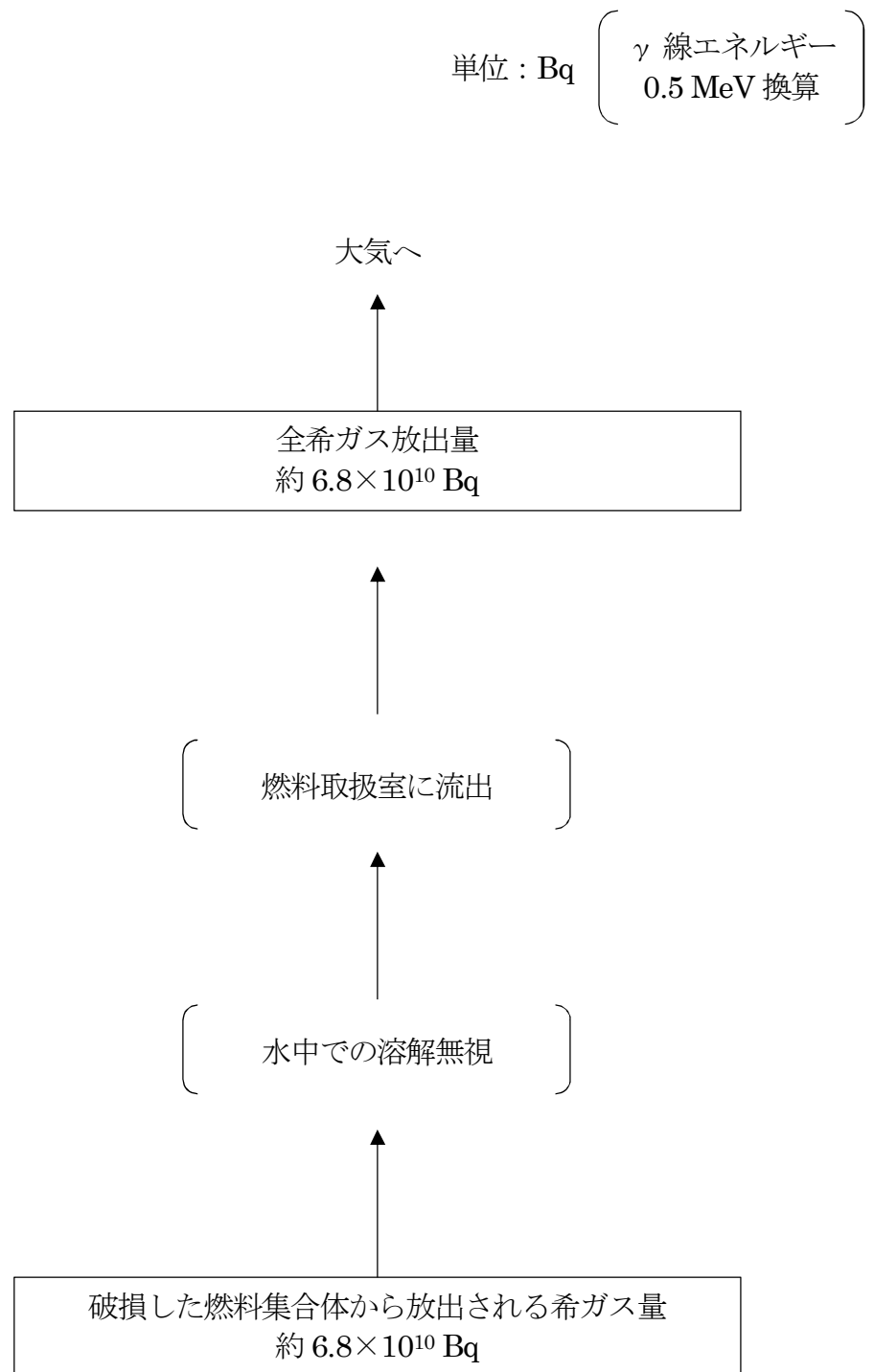
第3表 放射性気体廃棄物処理施設の破損によって大気中に放出される
核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評価項目	評価結果
希ガスの放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV 換算)	約 7.4×10^{12} Bq
実効線量	約 3.5×10^{-3} mSv

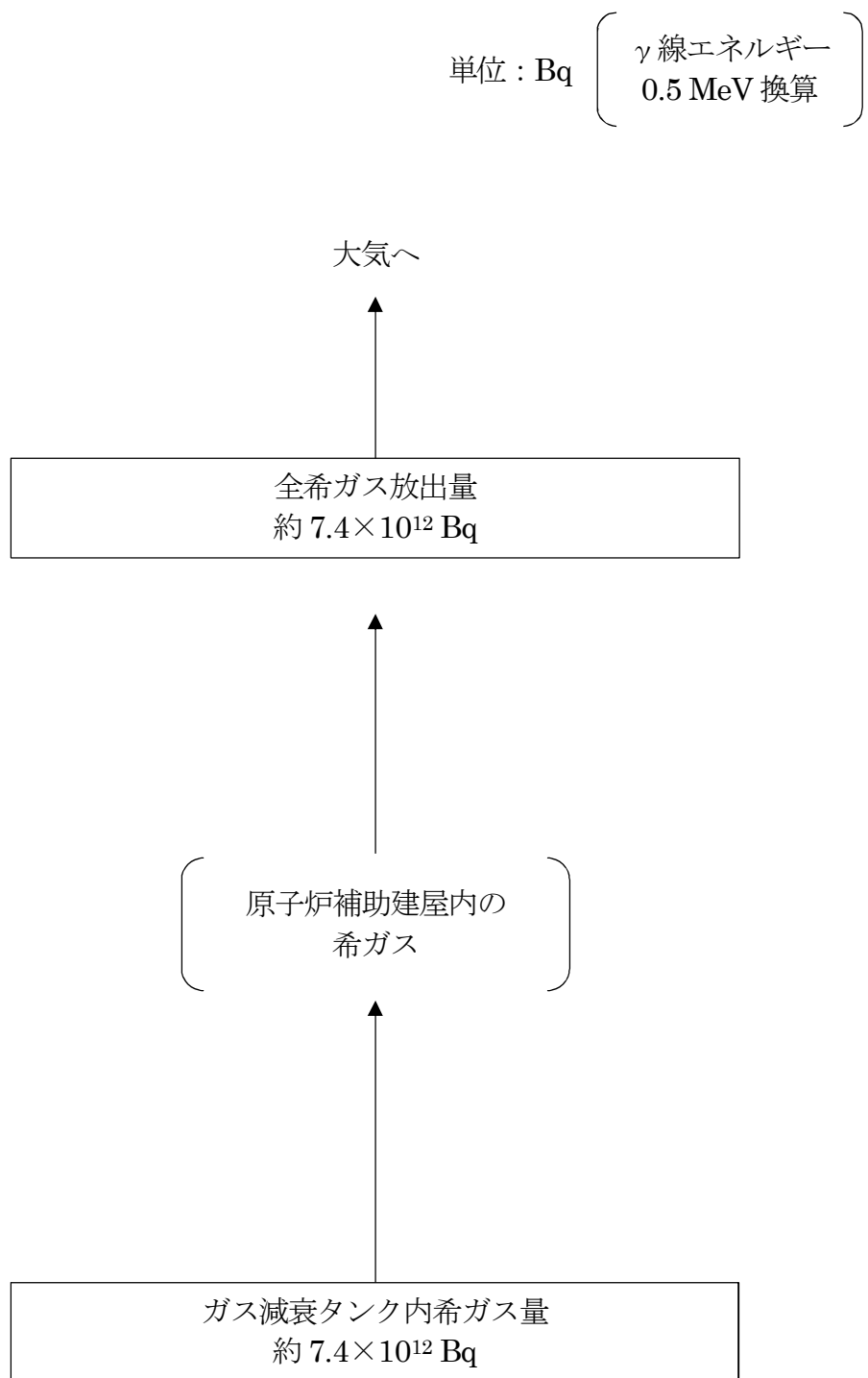
(注) 空気カーマから実効線量への換算係数は、1 Sv/Gy とした。



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



第 2 図 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程



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

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. 汚染の分布の評価

解体対象施設の汚染分布は、加圧水型原子炉施設のモデルプラントにおける評価結果を基に推定している。今後、第1段階に実施する残存放射能調査の結果を踏まえた評価の見直しを行い、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

2. 現状の評価

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、大飯発電所に貯蔵・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・保管状況を第2表に示す。

3. 今後の評価

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。

解体対象施設に残存する放射性物質の評価は、放射化汚染及び二次的な汚染に区分して行う。

(1) 放射化汚染の評価

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。

a. 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。

b. 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、a.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。

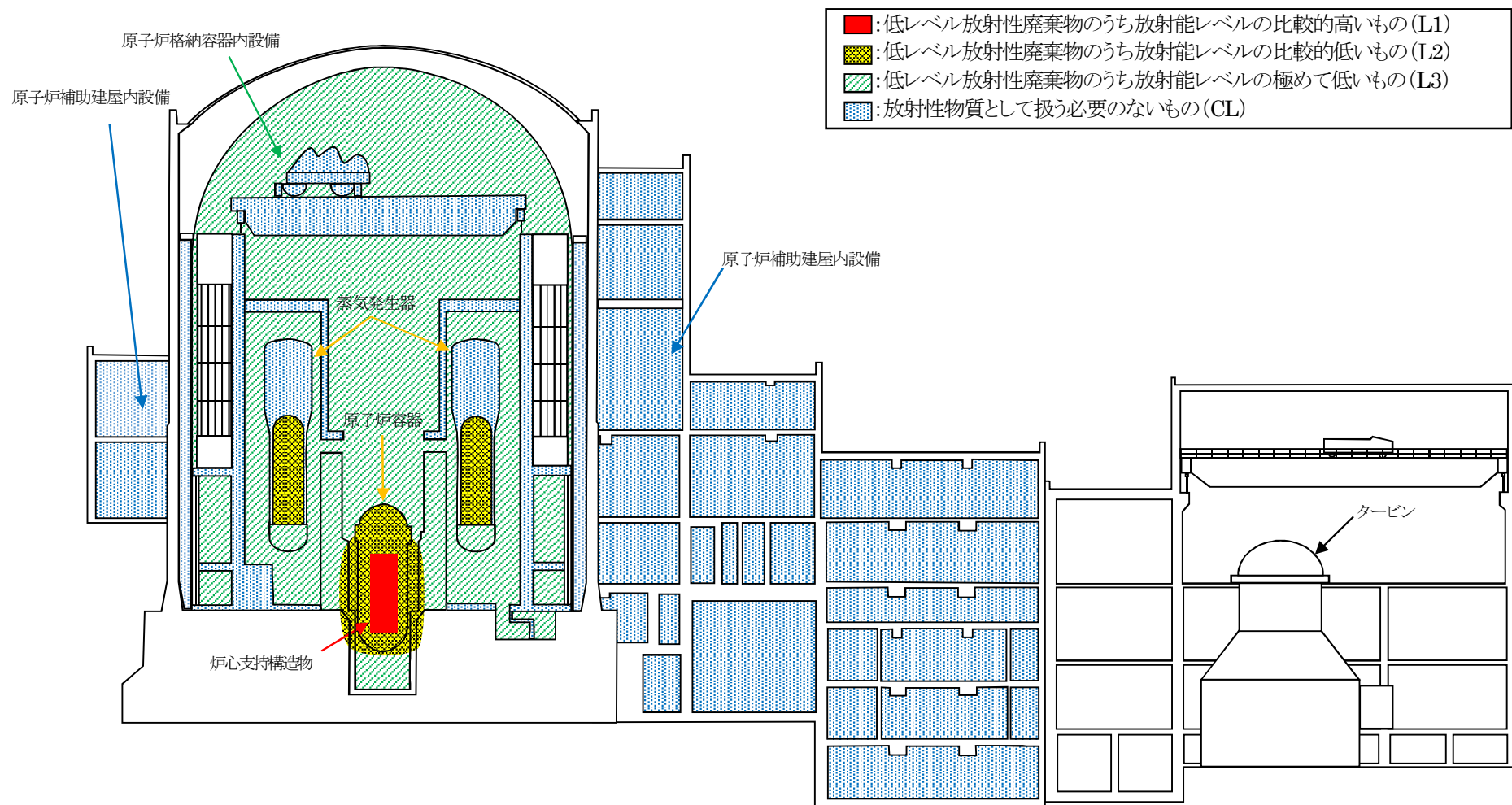
c. 放射化汚染の評価

核種別の放射能濃度及び物量から、放射化による汚染分布及び放射能レベル区分別の物量を評価する。

(2) 二次的な汚染の評価

二次的な汚染については、第1段階に行う除染を踏まえて、機器・配管、壁、床等の代表箇所から採取した試料の放射能濃度又は表面汚染密度（以下「放射能濃度等」という。）を測定するとともに、機器・配管等の表面から放射線量率の測定を行うことにより、機器・配管等に付着した放射能濃度等を評価する。

以上で評価する核種別の放射能濃度等及び物量から、二次的な汚染による汚染分布及び放射能レベル区分別の物量を評価する。



第1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

(単位：トン)

放射能レベル区分※1		推定発生量※2※3
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 200
	放射能レベルの比較的低いもの (L2)	約 1,420
	放射能レベルの極めて低いもの (L3)	約 10,080
放射性物質として扱う必要のないもの (CL)		約 6,600
合計※4		約 18,300

※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

- ・ 「2. 現状の評価」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 319,000 トン発生する。

第2表 大飯発電所における放射性固体廃棄物の貯蔵・保管状況

(平成30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		28m ³ ※1
使用済燃料貯蔵設備 (1号及び2号炉共用)	使用済制御棒		129 体
	使用済バーナブルポイズン		208 体
	使用済プラグングデバイス		207 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		63 体
4号炉 使用済燃料貯蔵設備 (1号、2号及び4号炉共用)	使用済バーナブルポイズン		47 体
固体廃棄物貯蔵庫 (1号、2号、3号及び4号炉共用)	ドラム缶	均質固化体	3,486 本※1
		雑固体	5,468 本※1
	その他		
蒸気発生器保管庫 (1号、2号、3号及び4号炉共用)	蒸気発生器		4 基
	保管容器※2		2,417m ³ ※1

※1：2号炉で発生した廃棄物を含む。

※2：原子炉容器上部蓋を含む。

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 保修点検建屋 廃棄物処理建屋
放射線遮蔽機能	原子炉容器周囲のコンクリート壁 格納容器遮蔽建屋 原子炉補助建屋（遮蔽壁） 使用済燃料輸送容器保管建屋（管理区域境界） 保修点検建屋（管理区域境界） 廃棄物処理建屋（管理区域境界）

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 補助建屋クレーン
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及び補助建屋クレーンの性能は、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・冷却機能」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・冷却機能		使用済燃料ピット水浄化冷却設備
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、燃料取替による使用済燃料は発生せず、貯蔵されている使用済燃料は十分冷却されており、設備故障時に復旧するまでの時間的余裕が十分にあることから、必要な使用済燃料ピット水浄化冷却設備の系統数は1系統であり、使用済燃料ピット水浄化冷却設備1系統の維持に必要な燃料取替用水タンクの台数は1台である。

また、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も不要である。

「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・冷却機能」を有する性能維持施設の性能は、以下のとおり。

- ・使用済燃料ピット水の冷却ができる状態であること。
- ・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、臨界にならないことを評価により確認している。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 「3. 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	プラント（主）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 洗たく排水処理設備 ホールドアップタンク 廃液ホールドアップタンク 廃液蒸留水タンク 床ドレンタンク 廃液モニタタンク 薬品ドレンタンク 洗浄排水タンク 保修点検建屋内モニタタンク 保修点検建屋内イオン交換器 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（廃液モニタ脱塩塔）及び洗たく排水処理設備の性能は、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。

ホールドアップタンク、廃液ホールドアップタンク、廃液蒸留水タンク、床ドレンタンク、廃液モニタタンク、イオン交換器（廃液蒸留水脱塩塔、ホールドアップタンク脱塩塔）、薬品ドレンタンク、洗浄排水タンク、保修点検建屋内モニタタンク及び保修点検建屋内イオン交換器の性能は、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有意な損傷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	アスファルト固化ドラム詰装置 ベイラ 雑固体焼却設備 廃樹脂処理装置 廃樹脂タンク 廃樹脂貯蔵タンク

アスファルト固化ドラム詰装置、ベイラ、雑固体焼却設備及び廃樹脂処理装置の性能は、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。

廃樹脂タンク及び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	ドラム詰室 使用済燃料ピット付近 廃棄物処理建屋アスファルト固化ドラム充填監視室 雑固体焼却炉作業エリア 使用済燃料輸送容器保管建屋内

「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	プラント排気筒ガスモニタ 廃棄物処理建屋排ガスモニタ 雑固体焼却炉排ガスモニタ
	排水モニタ	廃棄物処理設備排水モニタ 保修点検建屋排水モニタ タービン建屋床ドレンモニタ

「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、放射性粉じん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	格納容器換気送風機 格納容器排風機 格納容器換気設備（高効率エアフィルタ） 補助建屋送気ファン 補助建屋排気フィルタユニット 補助建屋排気ファン 補助建屋 E.L.+4.9m 及び 11.3m よう素除去排気ファン 補助建屋 E.L.+4.9m 及び 11.3m よう素除去排気フィルタユニット 燃料取扱区域送気ファン 燃料取扱区域排気フィルタユニット 燃料取扱区域排気ファン 出入管理区域換気設備（送風機） 出入管理室排気フィルタユニット 出入管理室排気ファン 廃棄物処理建屋送気ファン 廃棄物処理建屋排気フィルタユニット 廃棄物処理建屋排気ファン 保修点検建屋送気ファン 保修点検建屋排気フィルタユニット 保修点検建屋排気ファン

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、補助建屋排気ファン及び補助建屋E.L.+4.9m及び11.3mよう素除去排気ファンの必要な台数は各2台であり、格納容器換気送風機、格納容器排風機、燃料取扱区域排気ファン、出入管理区域換気設備（送風機）、出入管理室排気フィルタユニット、出入管理室排気ファン、廃棄物処理建屋送気ファン、廃棄物処理建屋排気フィルタユニット、廃棄物処理建屋排気ファン、保修点検建屋送気ファン及び保修点検建屋排気ファンの必要な台数は各1台である。

また、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の冷却が必要であり、安全確保上商用電源が喪失した際においても冷却を行う必要がある。このため、商用電源を喪失した際に使用済燃料貯蔵設備の冷却のために必要な「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	ディーゼル発電機 蓄電池

ディーゼル発電機については、廃止措置中、商用電源喪失時に原子炉を安全に停止するための設備へ電源供給する必要はなく、また、ディーゼル発電機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台数は1台である。また、貯蔵されている使用済燃料は十分冷却されており、使用済燃料ピット水浄化冷却設備への電源供給についても時間的余裕が十分にあるため、自動起動（10秒以内の電源確立機能）及び自動給電機能の維持は不要である。

ディーゼル発電機の性能は、以下のとおり。

- ・非常用高圧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。

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

b.で記載したとおり、廃止措置の安全確保上、使用済燃料を冷却することが必要であるため、使用済燃料貯蔵設備の冷却に必要な「冷却機能」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	
冷却機能	原子炉補機冷却設備	放射性機器冷却水ポンプ 放射性機器冷却水冷却器 放射性機器冷却水サージタンク
	原子炉補機冷却海水設備	海水ポンプ

なお、廃止措置中においては、事故時に原子炉を安全に停止するための機器を冷却する必要はなく、また、供給先の性能維持施設に多重性は必要ないため、原子炉補機冷却設備及び原子炉補機冷却海水設備の必要な系統数は各 1 系統である。

また、貯蔵されている使用済燃料は十分冷却されており、使用済燃料ピット等の冷却についても時間的余裕が十分にあるため、放射性機器冷却水ポンプ及び海水ポンプの自動起動機能の維持は不要である。

原子炉補機冷却設備の性能は、以下のとおり。

- ・性能維持施設へ冷却水を供給できる状態であること。

原子炉補機冷却海水設備の性能は、以下のとおり。

- ・性能維持施設へ海水を供給できる状態であること。

また、商用電源喪失時においても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、原子炉補助建屋、保修点検建屋及び廃棄物処理建屋の「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及び格納容器遮蔽建屋の「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が完了するまで維持する。

使用済燃料輸送容器保管建屋（管理区域境界）の「放射線遮蔽機能」及びその性能は、使用済燃料貯蔵設備（1号及び2号炉共用）内の使用済燃料の搬出が完了するまで維持する。

原子炉補助建屋（遮蔽壁）、保修点検建屋（管理区域境界）及び廃棄物処理建屋（管理区域境界）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（1号及び2号炉共用）内の使用済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（1号及び2号炉共用）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（1号及び2号炉共用）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（1号及び2号炉共用）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・冷却機能」並びにその性能は、使用済燃料貯蔵設備（1号及び2号炉共用）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（1号及び2号炉共用）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

プラント（主）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。

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（1号及び2号炉共用）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

原子炉補機冷却設備及び原子炉補機冷却海水設備の「冷却機能」及びその性能は、使用済燃料貯蔵設備（1号及び2号炉共用）内の使用済燃料の搬出が完了するまで維持する。

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. 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
- III. 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 -17
- IV. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料からのスカイシャイン線による
周辺公衆への放射線被ばくの影響について6-追 1 -31

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

1号及び2号炉共用原子炉補助建屋内の使用済燃料ピット（以下「使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用）」という。）は、1号及び2号炉共用施設であるため、評価は、1号炉及び2号炉として実施する。

使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用）には、最終サイクル^{※1}で取り出した使用済燃料を含む貯蔵容量の上限である704体の燃料が貯蔵されているものとして、使用済燃料ピット水が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、1号炉及び2号炉の使用済燃料の燃料被覆管表面温度は、約379℃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 1号炉 平成23年7月16日

3. 未臨界性の評価について

使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用）には、635体（新燃料76体及び予備新燃料領域6体を含む）の燃料が貯蔵されているものとして、使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性の評価を行った。未臨界性評価は、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に0.0～1.0g/cm³まで変化させた条件で実効増倍率の評価を行った。

評価の結果、不確定性を考慮した実効増倍率は最大で0.958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. 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. 発電所に貯蔵中の1号炉及び2号炉の使用済燃料

使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用）には、貯蔵容量の上限である704体の燃料が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55GWd/t以下、原子炉停止日は1号炉が平成23年7月16日、2号炉が平成23年12月16日、評価時点は平成30年3月31日である。

これら使用済燃料の総発熱量は、632kW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30年3月31日時点）は、以下に示すとおりである。

- ・ 最大発熱量 約1.22kW（平均発熱量 約0.90kW）

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燃料被覆管の表面温度について、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。

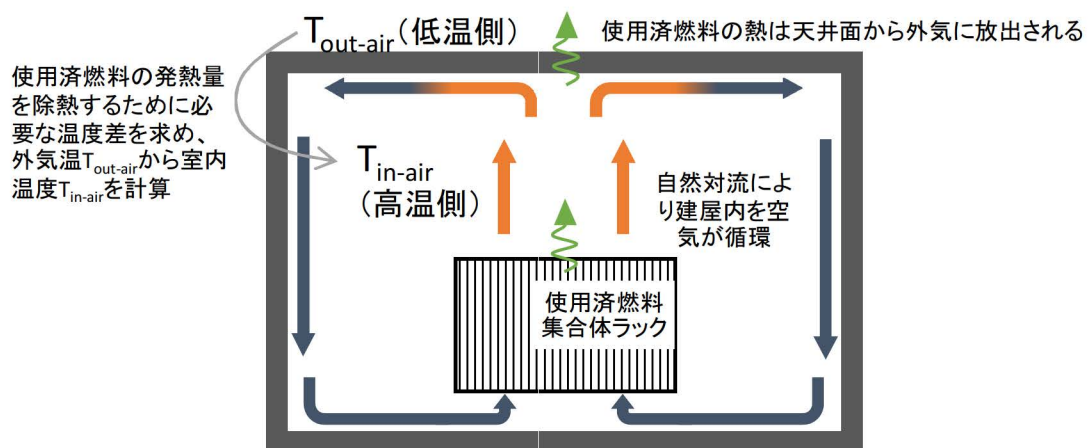
○計算に用いた主要な入力パラメータは、第4表のとおりである。

(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 (W/m² K)

$T_{\text{in-air}}$: 室内温度 (°C)

$T_{\text{out-air}}$: 外気温度 (°C)^{※1}

※1 : 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 (W/m² K)

h_2 : 外表面熱伝達率 (W/m² 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 (W/m K)

[2] 式及び [3] 式より、

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

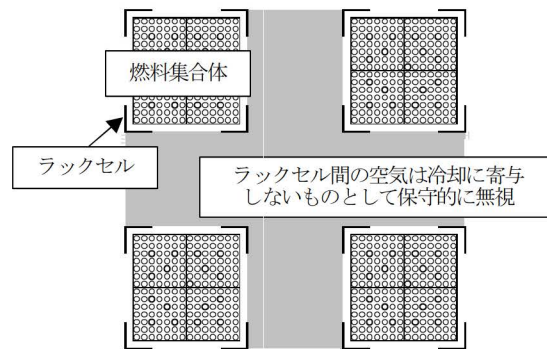
よって、室内温度として、外気温度を境界条件とした建屋内空気温度を求めると、第1表のとおりとなる。

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 $T_{\text{in-air}}$ (°C)
177

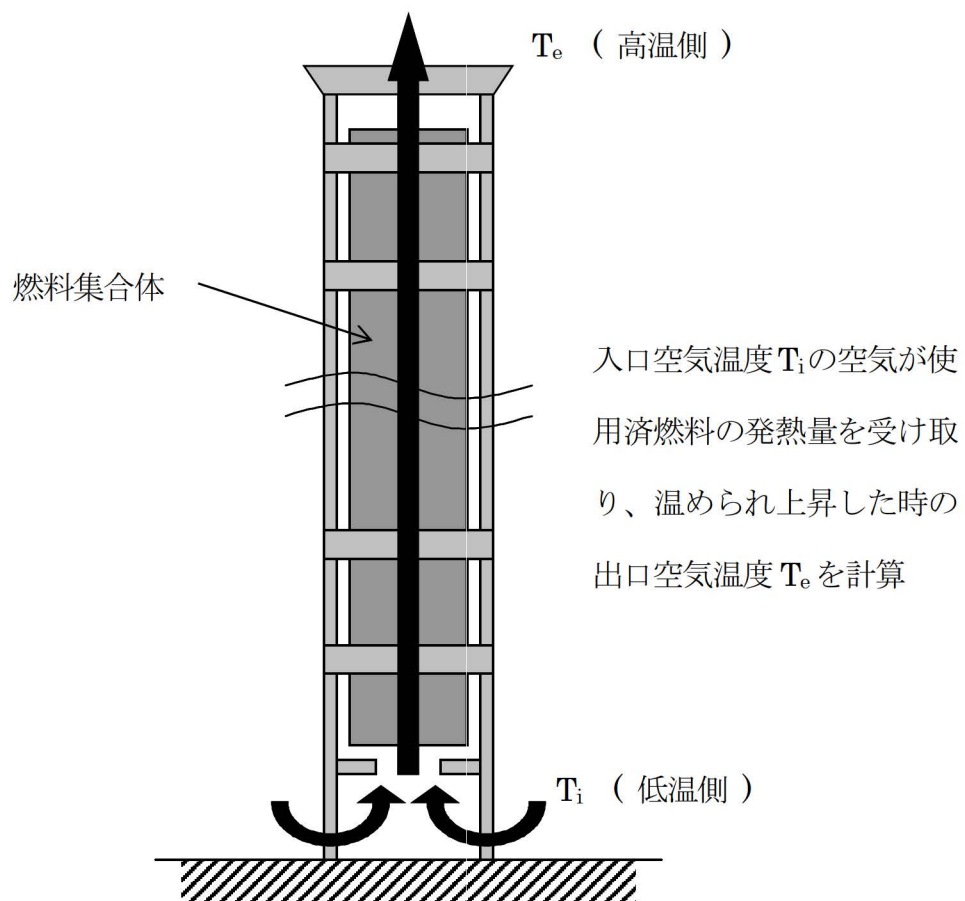
b. 自然対流熱伝達の計算

燃料集合体は、第2図に示すとおり、 m 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 m 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 (°C)
1.22	371

c. 燃料被覆管表面温度計算

管内層流における気体単相の Nu 数(熱流束一定)を、

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

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、1 号炉及び 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、

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

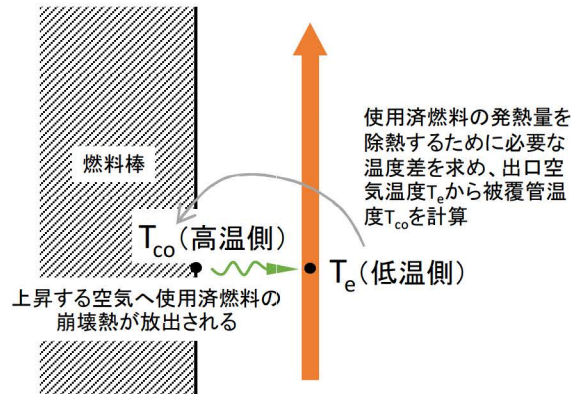
燃料被覆管の表面温度を T_{co} とすると、

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

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、

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

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 (°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 379°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 (°C)	出口空気温度 T_e (°C)	燃料被覆管表面温度 T_{co} (°C)
8	371	379

4. 燃料被覆管クリープ歪の評価

使用済燃料ピット水がすべて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について評価を実施した。

評価条件、評価手法及び評価結果を以下に示す。

(1) 評価条件

評価条件を以下のとおり設定する。

- 燃料被覆管温度：379℃
- 燃料被覆管周方向応力 σ ：138MPa

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

p：燃料棒内圧（=15.5MPa：1号炉及び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14.0MPa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。）

$$D：被覆管平均径\left(=\frac{D_o+D_i}{2}=8.855\text{mm}\right)$$

D_o ：被覆管外径(=9.35mm)^{※2}

D_i ：被覆管内径(=8.36mm)

t：被覆管肉厚(=0.50mm)^{※2}

※2：運転中の炉心における酸化及び使用済燃料ピット水が喪失した空气中での酸化（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（138MPa）は、未照射の燃料被覆管の降伏応力（約300MPa^{※3}）を十分に下回っている。

※3：保守的に未照射の燃料被覆管の降伏応力とした。

(2) 評価手法

文献[3][4]で示される以下の PWR の使用済燃料被覆管クリープ式を用いて、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※4は既に評価結果に包含されている。

※4：文献[4]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(－)： $\varepsilon = \varepsilon_p + \dot{\varepsilon} \cdot t$ 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(－)：

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

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 : 気体定数 (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%[4]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。

5. 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。

1号炉及び2号炉の使用済燃料は、原子炉停止以降、6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約379℃以下に保たれる。

なお、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、約379℃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[5]。

上記の燃料被覆管表面温度（約379℃以下）における燃料被覆管の酸化減肉を考慮した周方向応力は、未照射の燃料被覆管の降伏応力を十分下回っている。

また、上記の燃料被覆管表面温度（約379℃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。

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}	632kW	日本原子力学会推奨値及びORIGEN 2にて崩壊熱を計算 [6]
	天井面積 A_{roof}	m ²	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 [7]
	天井コンクリートの厚さ t_{con}	m	建屋図面より設定
	コンクリートの熱伝導率 λ_{con}	2.6W/mK	コンクリートの一般的な物性値を設定 [8]
	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 [7]
	外気温度 $T_{\text{out-air}}$	80℃	太陽の輻射効果を考慮して設定 [7]
b. 自然対流熱伝達計算	燃料集合体1体の発熱量 Q	1.22kW	日本原子力学会推奨値及びORIGEN 2にて崩壊熱を計算 [6]
	流路面積 A	0.036m 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}	$d_{\text{ef}}=4 \times A / L_f = 0.016\text{m}$	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		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}	$d_{\text{eh}}=4 \times A / L_h = 0.018\text{m}$	A と伝熱計算用濡れぶち長さ L_h より算出
	発熱長さ L	3.648m	燃料棒有効長を設定
	ピーキングファクタ PF	2.02	直近の運転サイクル中の最大値(実績値)を設定

【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] 「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）
- [4] 「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）
- [5] “Air Oxidation Kinetics for Zr-Based Alloys”, Argonne National Laboratory, NUREG/CR-6846 ANL-03/32
- [6] 「PWRの安全解析用崩壊熱について MHI-NES-1010改4」（平成25年 三菱重工業株式会社）
- [7] 「最新建築環境工学」田中俊六 他共著、井上書院
- [8] 「コンクリート標準示方書」土木学会

Ⅲ. 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、燃料配置及び制御棒配置において、使用済燃料ピット全体の水密度を一律に $0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$ まで変化させた条件で評価を実施する。

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システムを用いる。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4図に示す。

(2) 計算条件

評価の計算条件は以下のとおり、貯蔵される燃料仕様の範囲内で未臨界性評価上厳しい結果を与えるように設定している。

- a. 燃料の初期濃縮度は、最高燃焼度48GWd/tの燃料は、約4.10wt%に濃縮度公差を見込み wt%とし、最高燃焼度55GWd/tの燃料は、約4.80wt%に濃縮度公差を見込み wt%とする。
- b. 燃料有効長は、公称値3,648mmから延長し、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 (mm) とする。
- d. 使用済燃料ピット内の水は純水とし、残存しているほう素は考慮しない。
- e. 制御棒クラスタが挿入されている燃料は、制御棒クラスタの中性子吸収効果を考慮する。
- f. 制御棒クラスタ有効長さは、中性子吸収効果を少なくするため燃料有効長に掛かる長さの下限値 (mm) とする。

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。

- g. ラックの中心間距離
- h. ラックの内径
- i. ラック内での燃料体等が偏る効果（ラック内燃料偏心）

j. 燃料材の直径及び密度

k. 燃料被覆材の内径及び外径

l. 燃料要素の中心間隔（燃料体外寸）

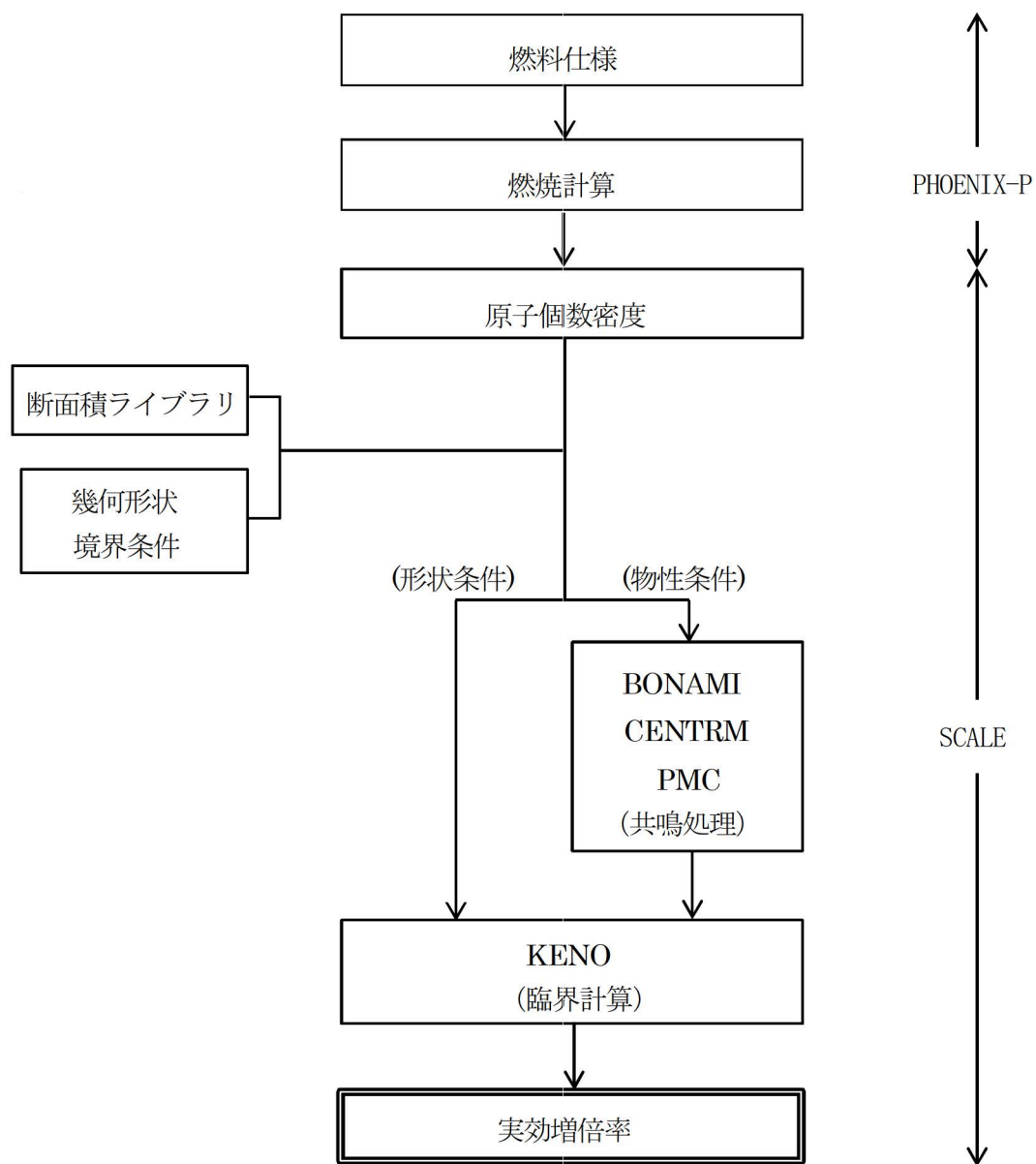
本計算における計算条件を第1表に、不確定性評価の考え方及び評価結果について添付資料1に示す。

4. 発電所に貯蔵中の1号炉及び2号炉の燃料

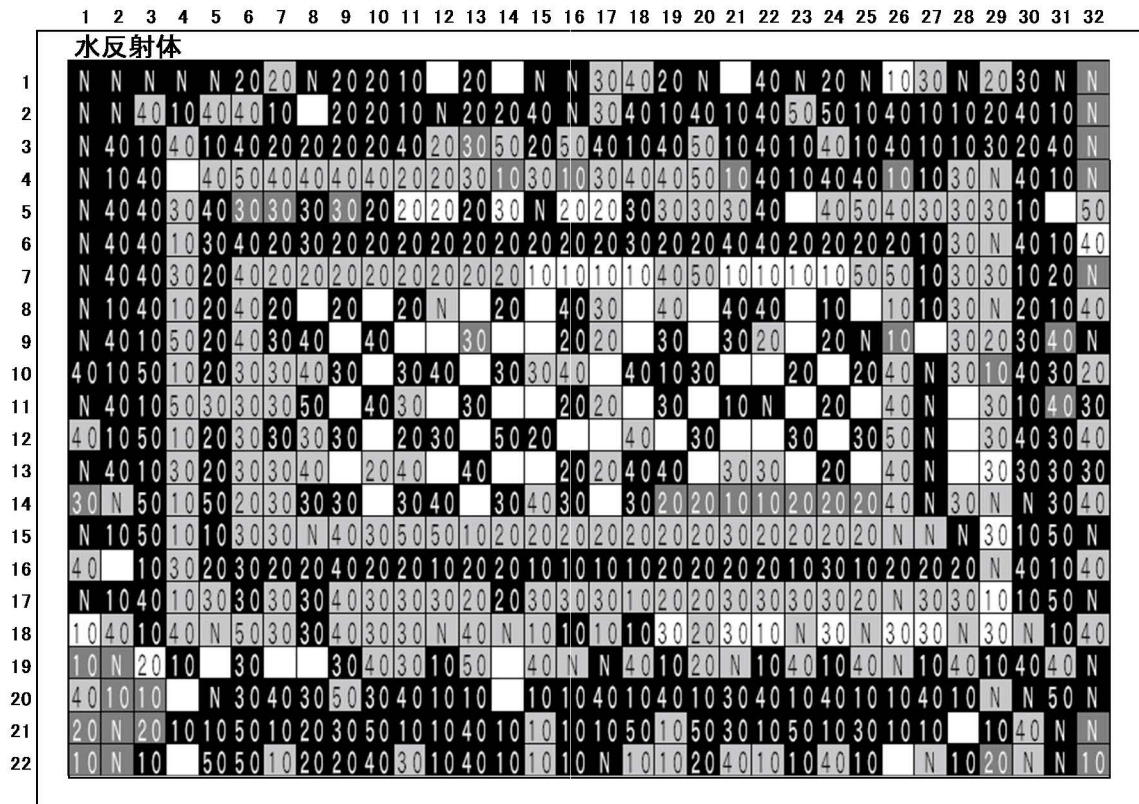
使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用）内には、635体（新燃料76体及び予備新燃料領域6体を含む）の燃料が貯蔵されているものとして未臨界性評価を行う。

5. 計算結果

使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用）に対する大規模漏えい時の未臨界性評価結果を第2表及び第5図に示す。第5図のとおり、純水冠水状態から水密度の減少に伴い低水密度領域で実効増倍率に極大値が生じる。実効増倍率は最も厳しくなる低水密度状態（水密度 0.12g/cm^3 ）で最大の0.9424となり、これに不確定性0.0154を考慮しても0.958となり、臨界を防止できる。



第1図 計算フロー



N 55GWd/t ウラン新燃料

10 55GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 10GWd/t)

20 55GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 20GWd/t)

30 55GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 30GWd/t)

40 55GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 40GWd/t)

50 55GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 50GWd/t)

N 48GWd/t ウラン新燃料

10 48GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 10GWd/t)

20 48GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 20GWd/t)

30 48GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 30GWd/t)

40 48GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 40GWd/t)

N 制御棒クラスタ + 55GWd/t ウラン新燃料

10 制御棒クラスタ + 55GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 10GWd/t)

20 制御棒クラスタ + 55GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 20GWd/t)

30 制御棒クラスタ + 55GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 30GWd/t)

40 制御棒クラスタ + 55GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 40GWd/t)

50 制御棒クラスタ + 55GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 50GWd/t)

10 制御棒クラスタ + 48GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 10GWd/t)

20 制御棒クラスタ + 48GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 20GWd/t)

30 制御棒クラスタ + 48GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 30GWd/t)

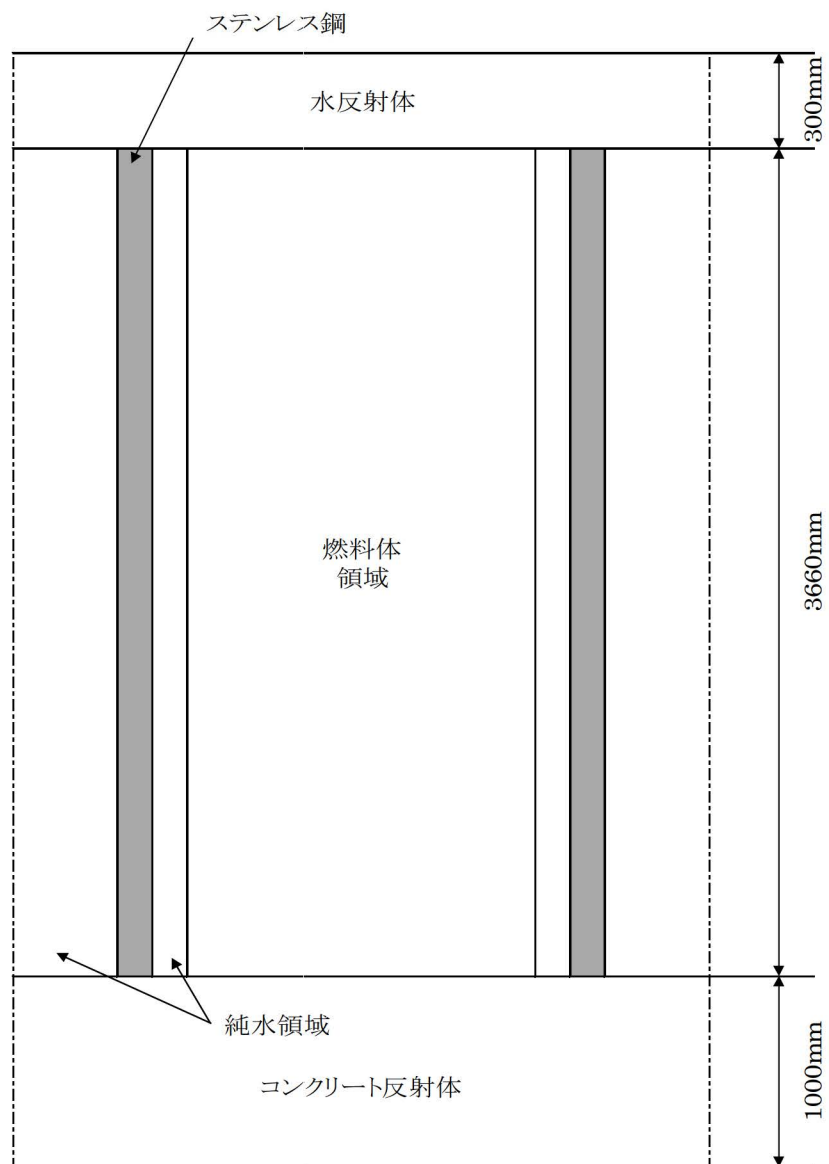
40 制御棒クラスタ + 48GWd/t ウラン燃焼燃料 (燃焼度 40GWd/t)

□ 空ラック

※各領域には、燃焼度が設定条件以上で、かつ濃縮度が設定条件以下の燃料を貯蔵できる。

※※制御棒クラスタの中性子吸収効果を考慮している領域には、制御棒クラスタが挿入されている燃料を貯蔵する。

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



第4図 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価の計算体系（垂直方向）

第 1 表 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

	計算条件		備考
(燃料体)	17×17型 55GWd/t ウラン燃料	17×17型 48GWd/t ウラン燃料	—
燃料 ²³⁵ U 濃縮度	□ wt%	□ wt%	55GWd/t 燃料は 4.80wt% に濃縮度公差を見込んだ値 48GWd/t 燃料は 4.10wt% に濃縮度公差を見込んだ値
燃料材密度	理論密度の 97%	理論密度の 95%	(注 1)
燃料材直径	8.19mm		(注 1)
燃料被覆材	内径	8.36mm	(注 1)
	外径	9.50mm	(注 1)
燃料要素中心間隔	12.6mm		(注 1)
燃料有効長	3,660mm		公称値 3,648mm 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	□ mm×□ mm		(注 1)
材 料	ステンレス鋼		—
厚 さ	□ mm		(注 2)
内のり	□ mm×□ mm		(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	0.0～1.0 g/cm ³		—
(制御棒クラスタ)	—		—
制御材	銀－インジウム－カドミウム 合金		—
クラスタ有効長さ	□ mm		(注 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

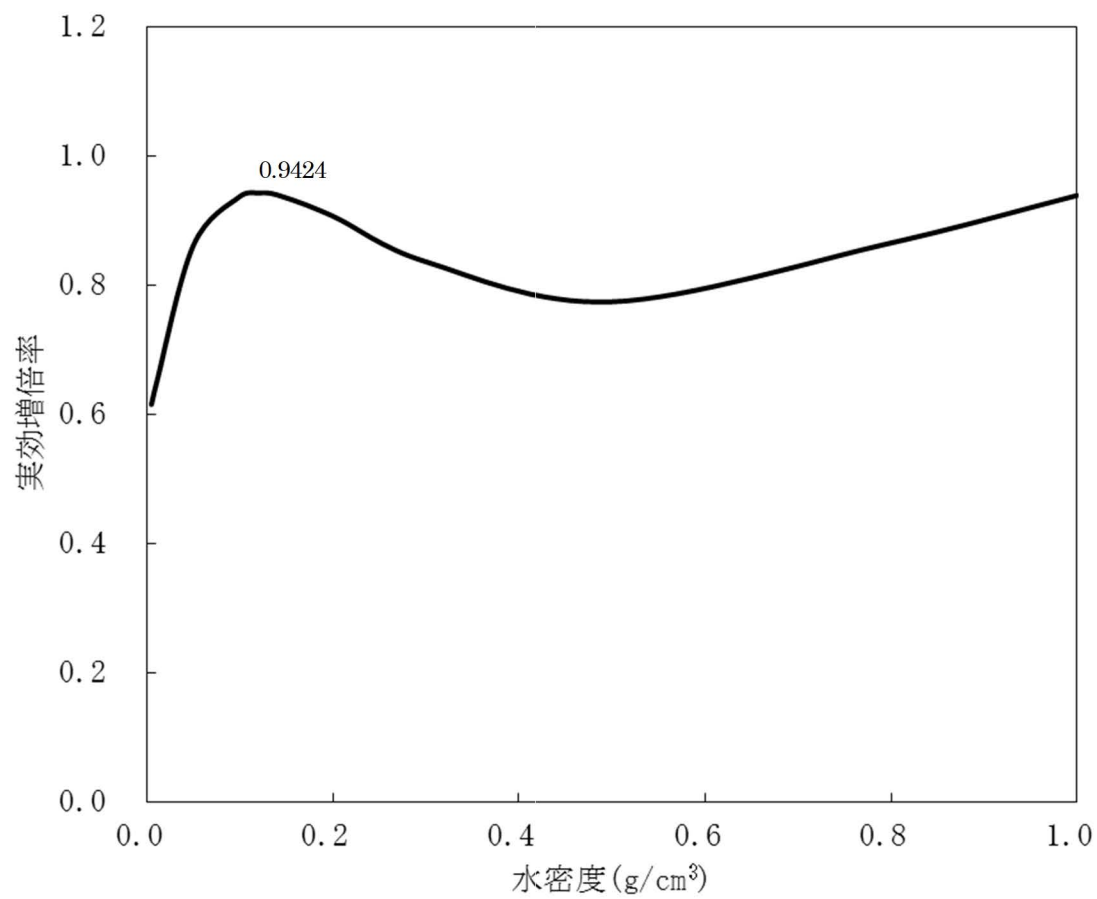
(注 2) 中性子吸収効果を少なくするため下限値を使用

(注 3) 中性子吸収効果を少なくするため燃料有効長に掛かる長さの下限値を使用

第 2 表 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価結果

	評価結果 (注)
実効増倍率	0.958 (0.9424)

(注) 不確定性を含む。() 内は不確定性を含まない値。



第5図 実効増倍率と水密度の関係

添付資料 1

大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価の考え方及び評価結果

使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用）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様に $0.0 \sim 1.0 \text{ g/cm}^3$ 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、使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用）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、これらを評価した結果、不確定性の合計は第1表に示すとおり、実効増倍率が最も厳しくなる低水密度状態（水密度 0.12g/cm^3 ）で0.0154となる。

第1表 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

(最適減速状態 (水密度 0.12 g/cm^3) の場合)

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	0.0026	mm
		燃料製作公差	ε_r	0.0069	—
		—燃料材直径	ε_d	(0.0030)	mm
		—燃料材密度	ε_l	(0.0049)	%
		—被覆材内径	ε_{cr}	(0.0023)	mm
		—被覆材外径	ε_{cd}	(0.0023)	mm
		—燃料体外寸	ε_a	(0.0021)	mm
	計算体系 を第2図に 示す。	ラックの中心間距離公差	ε_p	0.0037 ^(注5)	mm
		ラック内燃料偏心	ε_f	0.0043 ^(注6)	—
統計誤差			σ	0.0006	
不確定性合計 ^(注7)			ε	0.0154	

(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 SCALE 6.0 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 SCALE 6.0 システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の不確かさ (95%信頼度×95%確率での信頼係数を考慮)。

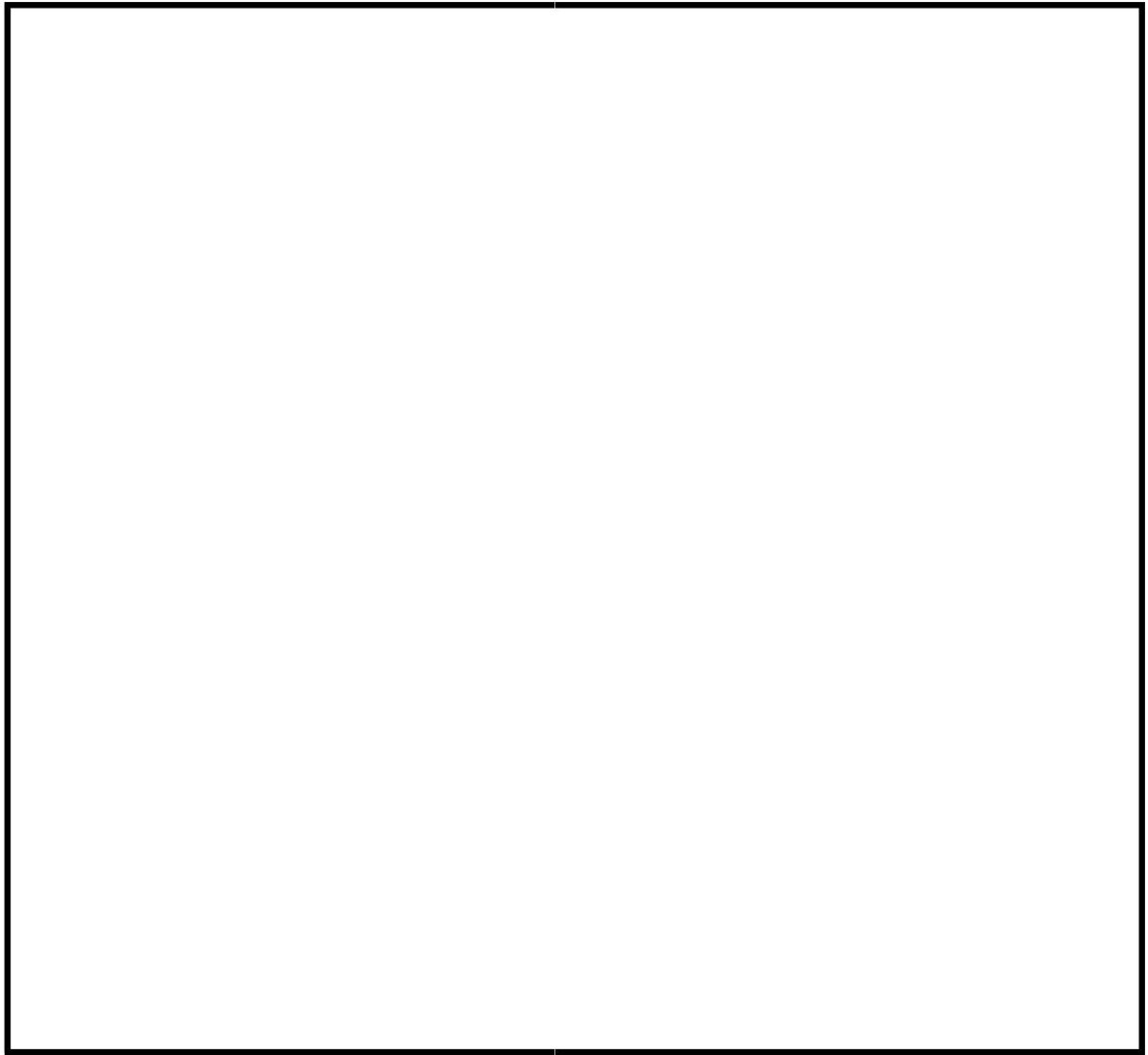
(注3) 正負の製作公差のうち未臨界性評価上厳しくなる側の値を入力値とした。

(注4)

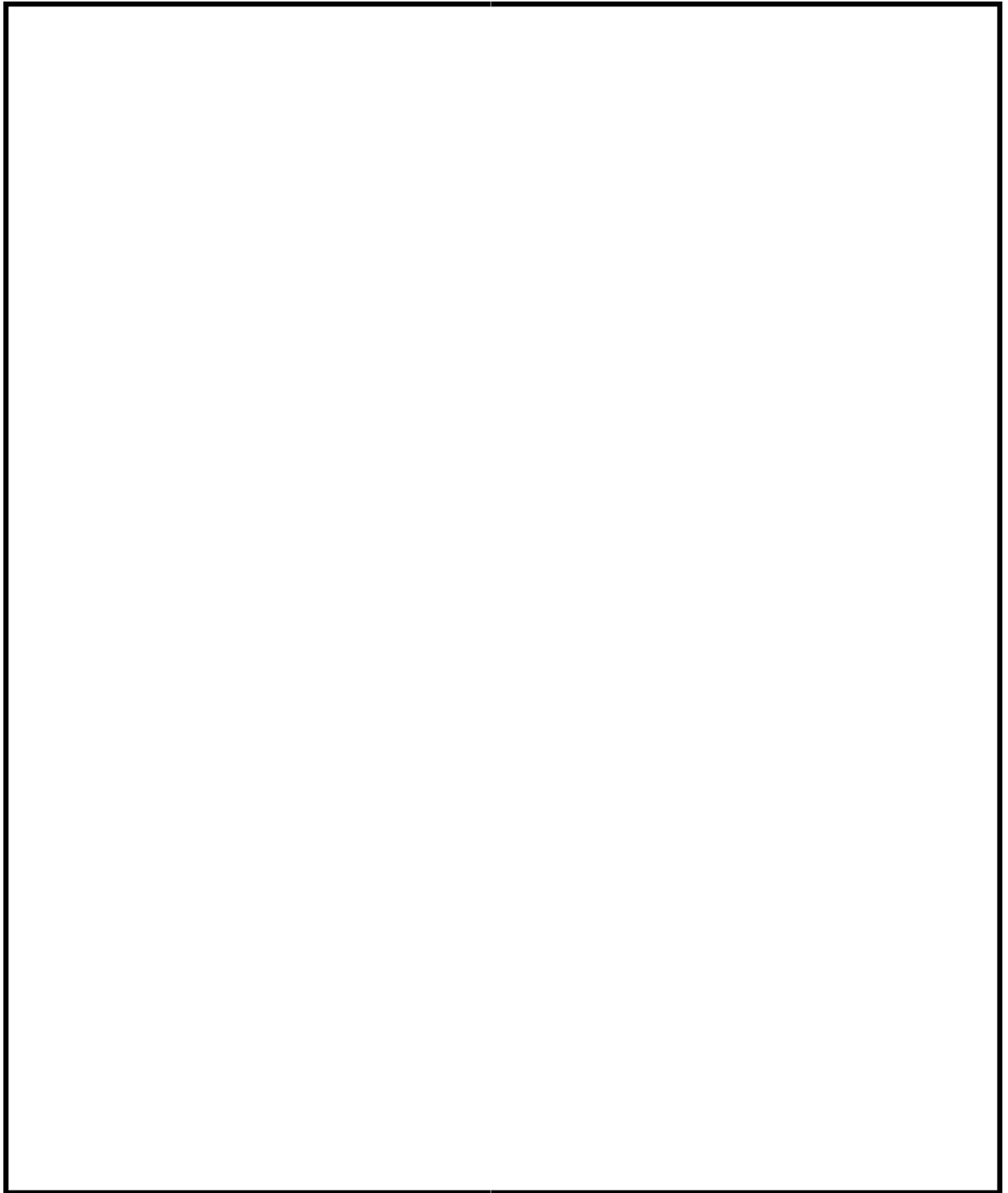
(注5) 未臨界性評価にはラック間隔が を使用する。

(注6)

(注7)



第 1 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系



第 2 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

IV. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料からのスカイシャイン線による 周辺公衆への放射線被ばくの影響について

1. 想定事象

使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用）において、冷却水が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（1号及び2号炉共用）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、使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用）には、貯蔵容量の上限である704体の燃料が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。

スカイシャイン線量の評価モデルを第 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、集落側の敷地等境界上で、使用済燃料ピット（1 号及び 2 号炉共用）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。

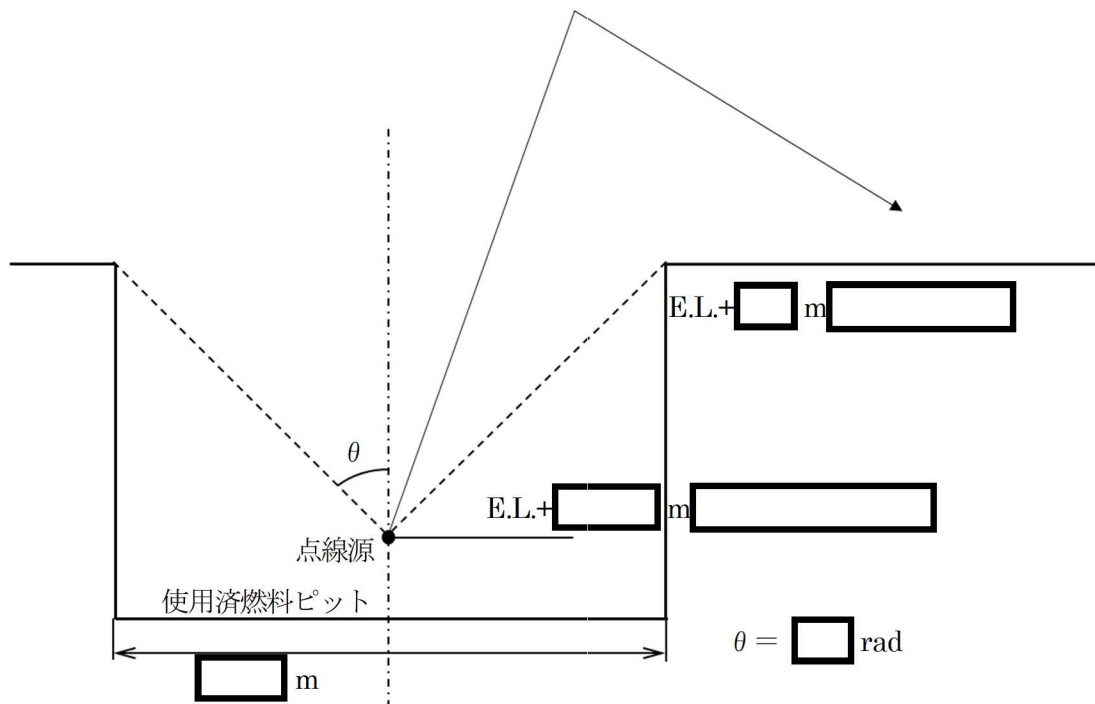
3. 使用済燃料ピットからのスカイシャイン線による実効線量評価結果

使用済燃料ピット（1 号及び 2 号炉共用）の使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料ピット冷却水がすべて喪失した状態を想定して、敷地等境界上の評価地点におけるスカイシャイン線による実効線量を評価した結果は $1.1 \mu \text{ Sv/h}$ 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（1 号及び 2 号炉共用）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 号及び 2 号炉共用
燃料仕様	1 7 × 1 7 型燃料
燃焼条件	～55GWd/t
冷却条件	6 年以上冷却
貯蔵体数	704 体※

※：現在 3 号炉及び 4 号炉使用済燃料ピットに貯蔵中の使用済燃料を一部含む。

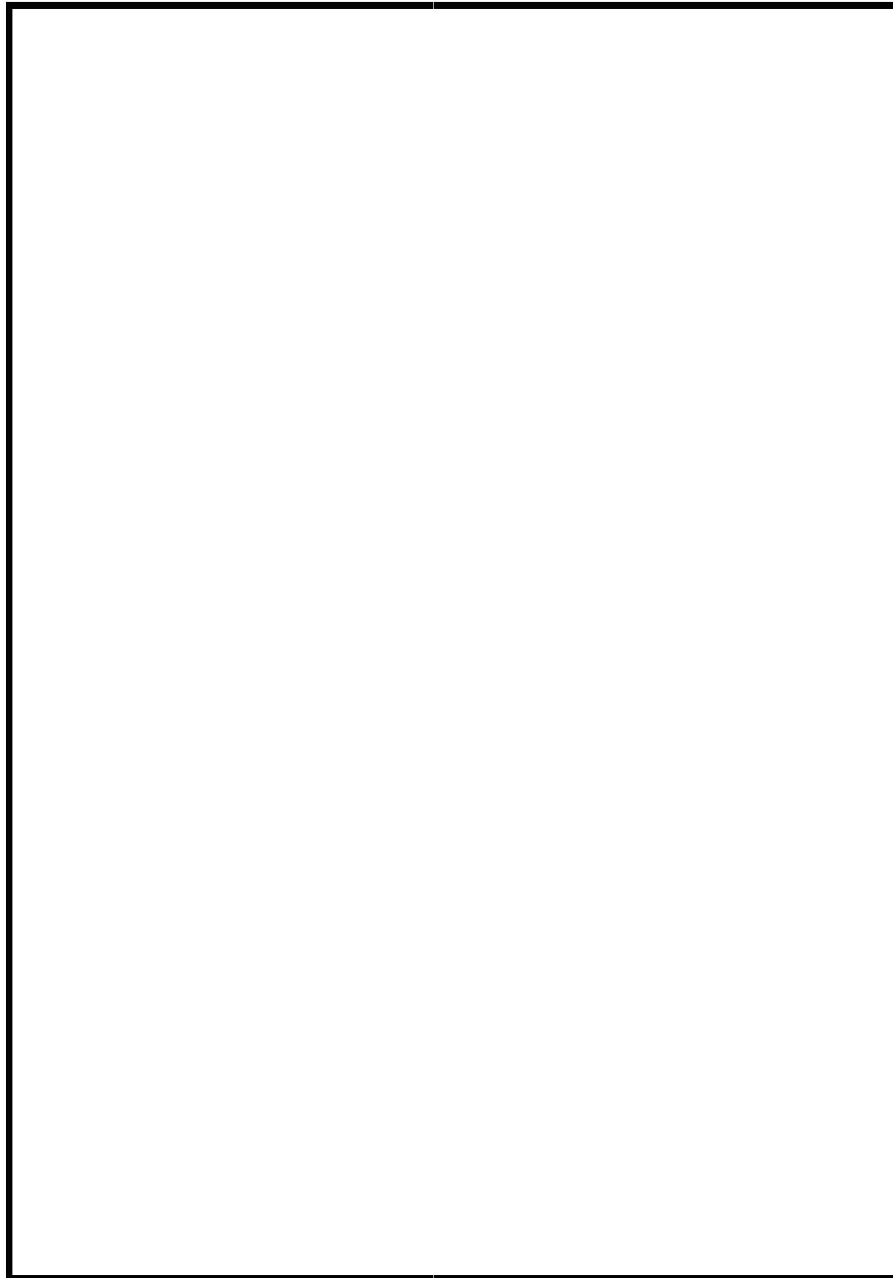


(注) O/F 上部の範囲の遮蔽は考慮しない。

第 1 図 評価モデル

第 2 表 評価地点の評価条件

評価地点		評価地点 E.L.	距離
敷地等境界評価地点 (2 号炉中心から SSE 方向)	1 号及び 2 号炉共用 原子炉補助建屋から	+40.0 m	約 750 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、約 592 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、約 460 億円である。（平成29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したがい、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
施設解体費	約 390
放射性廃棄物処理処分費	約 202
合計	約 592

（平成30年9月末現在）

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

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大飯発電所に設置する。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。また、平成29年4月に美浜発電所1号炉及び2号炉が廃止措置段階に移行していることから、廃止措置に係る経験も有している。

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・廃止措置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30年6月末現在における原子力事業本部及び大飯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45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67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、当社原子力研修センター、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・訓練及び機器配置、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、当社原子力研修センター、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大飯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、大飯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。