

29 原機（も）第 355 号

平成 29 年 12 月 6 日

原子力規制委員会殿

住 所 茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1
申 請 者 名 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
代表者の氏名 理 事 長 児 玉 敏 雄

高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設

廃止措置計画認可申請書

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 33
第 2 項の規定に基づき、下記のとおり高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設の
廃止措置計画認可の申請をいたします。

記

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 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
住 所 茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1
代表者の氏名 理事長 児玉 敏雄

二 廃止措置に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 高速増殖原型炉もんじゅ
所 在 地 福井県敦賀市白木 2 丁目 1 番地

三 廃止措置の対象となる発電用原子炉の名称

名 称 高速増殖原型炉もんじゅ

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（昭和 32 年法律第 166 号。以下「原子炉等規制法」という。）に基づき、原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可（以下「原子炉設置許可等」という。）を受けた高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設（以下「もんじゅ」という。）である。

もんじゅの原子炉設置許可等の経緯を第 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

もんじゅの敷地は、敦賀半島の北端に位置し、福井県敦賀市白木に属する。敷地は、日本海に面した丘陵部にあり、北東から南西にかけて海岸線が形成されている。地質は主として花崗岩類から成る。敷地の面積は、約 108 万 m² である。

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

もんじゅは、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料ナトリウム冷却高速中性子型原子炉（高速炉）であり、熱出力は 714 MW である。

(2) 廃止措置対象施設の試運転履歴

もんじゅは、昭和 58 年 5 月 27 日に原子炉設置許可を受け、平成 4 年 12 月 17 日より性能試験を開始したが、平成 7 年 12 月 8 日に 2 次主冷却系にてナトリウム漏えいが発生し、性能試験を中断した。その後、平成 22 年 5 月 6 日に性能試験を再開し、平成 22 年 7 月 22 日に 3 段階で進める性能試験のうちの第 1 段階の炉心確認試験を終了した。

(3) 廃止措置対象施設の状況

a. 現在のプラント状態

現在のもんじゅは、原子炉に燃料体、制御棒等が挿入され低温停止中である。

b. 燃料体の保有状況

現在、炉心に 370 体、新燃料貯蔵設備に 6 体、炉外燃料貯蔵槽に 160 体及び燃料池に 2 体の燃料体を保有している。また、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）の核燃料サイクル工学研究所等のもんじゅ敷地外において 108 体の燃料体を保有している。

c. 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、原子炉設置許可等を受けた方法に従って処理を行い、放出している。

放射性固体廃棄物については、原子炉設置許可等を受けた方法に従って、放射性固体廃棄物の種類に応じた処理を施した上で、廃棄施設に貯蔵保管している。

d. 廃止措置対象施設の汚染状況

原子炉を 250 日（定格出力換算で約 40 日間）運転しており、設備及び建物の一部が放射性物質によって汚染されている。

これらの区域については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に従い、管理区域に設定して管理している。

廃止措置対象施設の管理区域全体図を第 4-2 図に示す。

第 4-1 表 原子炉設置許可等の経緯 (1/2)

許可年月日	許可番号	変更の理由
昭和58年5月27日	58安（原規）第75号	—
昭和61年3月25日	61安（原規）第52号	研究開発の成果及び詳細設計の検討結果に基づき、下記の設備等を変更する。 (1) 2次主冷却系循環ポンプ (2) 1次アルゴンガス系設備 (3) コンクリート冷却設備 (4) 固体廃棄物の廃棄設備
昭和62年2月6日	61安（原規）第201号	(1) 環境への放射性物質の放出量を低減するため、保護衣類の洗濯方式を変更することに伴い洗濯廃液処理系統等を変更するとともに、運転保守性の向上を図るため、設備廃液及び建物ドレン処理系統の一部を変更する。 (2) 軽水炉等の使用実績に基づき、非常用照明のうちの直流非常灯の給電形式を変更することに伴い、非常用電源設備の蓄電池の主要負荷の一部を変更する。
平成3年2月19日	2安（原規）第730号	炉心の中性子束測定を行うため、試験用集合体を追加する。

第 4-1 表 原子炉設置許可等の経緯 (2/2)

許可年月日	許可番号	変更の理由
平成14年12月26日	平成13・06・06原第1号	(1) 空気雰囲気下でのナトリウム漏えいに伴う火災に対する影響緩和機能の充実、強化を図るため、2次ナトリウム補助設備の一部を変更する。 (2) 蒸気発生器伝熱管からのナトリウム中への水漏えい検出機能に対する信頼性向上を図るため、プロセス計装の一部を変更する。
平成20年2月19日	平成18・10・13原第4号	(1) 性能試験を実施するため、初装荷燃料を変更する。 (2) 炉心燃料のウランに回収ウラン等を使用できるようにするため、ウラン 235 含有率を変更する。

第 4-2 表 廃止措置対象施設 (1/4)

施設区分	設備等の区分	設備（建物）名称
原子炉施設の一般構造	主要な施設	原子炉建物
		原子炉補助建物
原子炉本体	炉心	炉内構造物
	燃料体	炉心燃料集合体
		ブランケット燃料集合体
		試験用集合体
	原子炉容器	原子炉容器
	放射線しゃへい体	中性子しゃへい体
		しゃへいプラグ
		原子炉容器室壁
	その他の主要な事項	原子炉容器ガードベッセル
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	燃料交換設備
		燃料出入設備
		燃料検査設備
		燃料処理設備
		燃料搬出設備
	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
原子炉冷却系統施設	一次冷却設備	1 次主冷却系中間熱交換器
		1 次主冷却系循環ポンプ
		1 次主冷却系配管
		予熱設備
	二次冷却設備	蒸気発生器設備
		2 次主冷却系循環ポンプ
		2 次主冷却系配管
		予熱設備

第 4-2 表 廃止措置対象施設 (2/4)

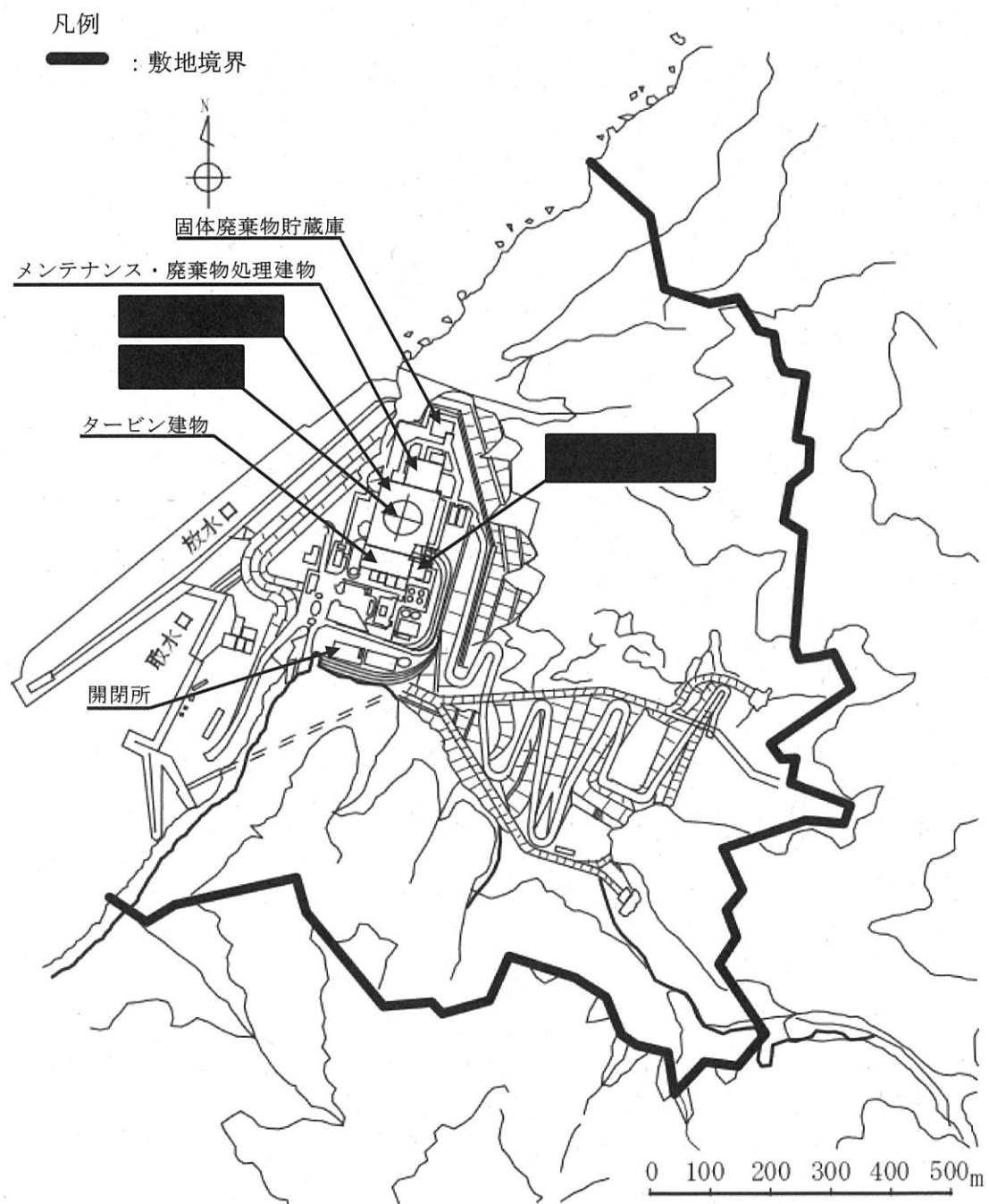
施設区分	設備等の区分	設備（建物）名称
原子炉冷却 系統施設	非常用冷却設備	補助冷却設備
	その他の主要な事 項	タービン及び付属設備
		1 次ナトリウム補助設備
		2 次ナトリウム補助設備
		1 次アルゴンガス系設備
		2 次アルゴンガス系設備
		メンテナンス冷却系設備
		原子炉補機冷却水設備
		機器冷却系設備
計測制御系 統施設	計装	核計装
		原子炉計装
		プロセス計装
	安全保護回路	原子炉停止回路
		その他の主要な安全保護回路
	制御設備	制御材
		制御材駆動設備
	非常用制御設備	後備炉停止棒駆動機構
	その他の主要な事 項	原子炉制御設備
		制御棒引抜き阻止
		セットバック
		警報装置
		中央制御室

第 4-2 表 廃止措置対象施設 (3/4)

施設区分	設備等の区分	設備（建物）名称
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設	廃ガス圧縮機
		廃ガス貯槽
		活性炭吸着塔装置
		排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備	廃液受入タンク
		洗濯廃液受入タンク
		廃液蒸発濃縮装置
		凝縮液タンク
		脱塩塔
		廃液モニタタンク
		洗濯廃液モニタタンク
		放水口
	固体廃棄物の廃棄設備	粒状廃樹脂タンク
		粉末廃樹脂タンク
		廃液濃縮液タンク
		プラスチック固化装置
		ベイラ
		固体廃棄物貯蔵庫
		固体廃棄物貯蔵プール
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備
		放射線管理関係設備
	屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタ
		排水モニタ
		気象観測設備
		固定モニタリング設備
		モニタリングカー
		環境放射能測定装置

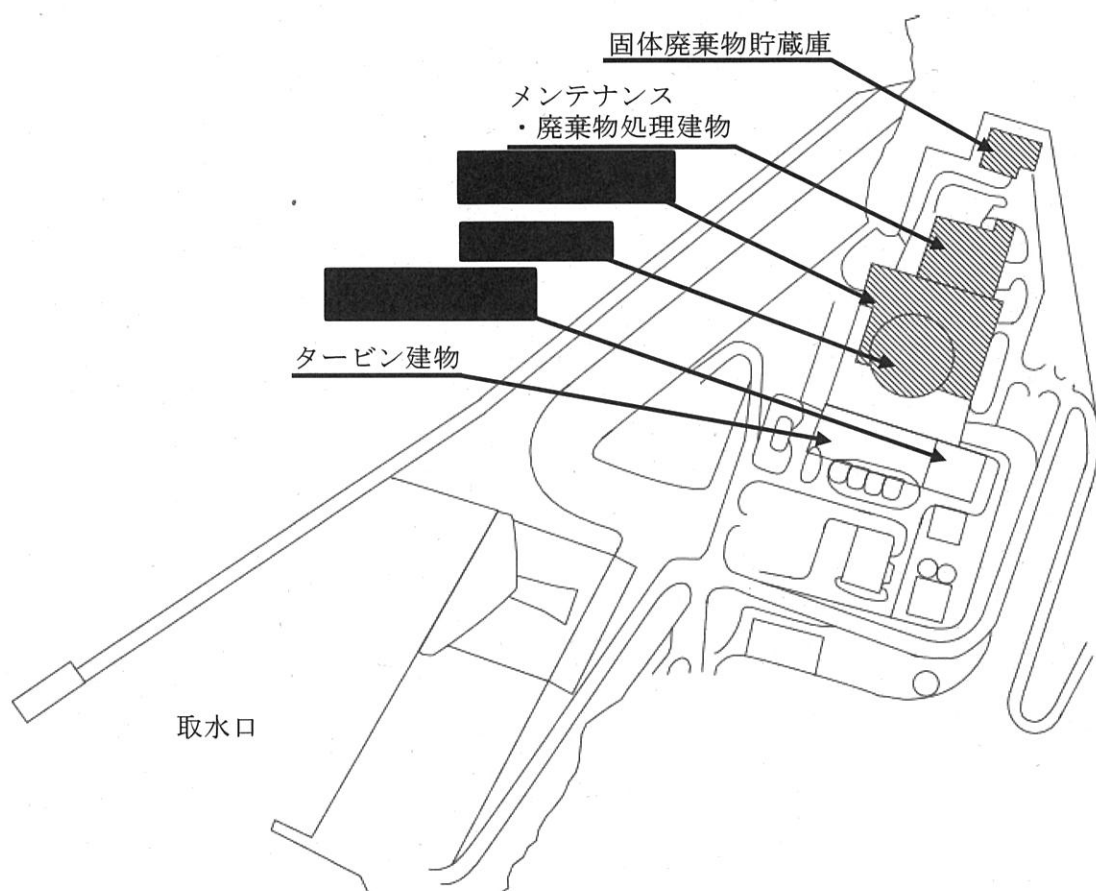
第 4-2 表 廃止措置対象施設 (4/4)

施設区分	設備等の区分	設備（建物）名称
原子炉格納施設	原子炉格納施設	原子炉格納容器
		外部しゃへい建物
	その他の主要な事項	アニュラス循環排気装置
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	受電系統
		ディーゼル発電機
		蓄電池
	その他の主要な事項	原子炉格納施設換気空調設備
		原子炉格納施設窒素雰囲気調節設備
		原子炉補助建物換気空調設備
		メンテナンス・廃棄物処理建物換気装置
		共通保修設備



第 4-1 図 廃止措置対象施設の敷地

凡例
 : 管理区域



第 4-2 図 廃止措置対象施設の管理区域全体図

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、放射性物質による汚染のないことが確認された地下建物、地下構造物及び建物基礎を除く全てである。

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、周辺公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばく線量並びに放射性廃棄物発生量の低減に努め、保安のために必要な性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関して必要な事項については、保安規定に定めて実施する。

炉心から燃料体を取り出すまでの期間における運転停止に関する恒久的な措置として、原子炉モードスイッチを「運転」及び「起動」に切替えてできないよう機械的措置を講じるとともに、現在挿入されている制御棒を炉心から引き抜くことをできなくするために、制御棒と制御棒駆動軸とを機械的に切り離し、さらに制御棒駆動装置への電源供給ケーブルを切り離す措置を講じる。

炉心から燃料体を取り出した後における運転停止に関する恒久的な措置として、原子炉モードスイッチを「運転」及び「起動」に切替えてできない機械的措置を継続するとともに、燃料体を炉心へ再装荷できないようにする措置を講じる。

廃止措置期間中の保安のために必要な施設については、その機能及び性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物及び構築物は、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。放射性廃棄物の廃棄施設は、廃止措

置対象施設から発生する放射性廃棄物を廃棄するまでの期間、処理機能を維持管理する。その他、これら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。

周辺公衆及び放射線業務従事者の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（平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会告示第 8 号。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、汚染の除去、時間的減衰及び遠隔装置の活用並びに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。

廃止措置で実施する各作業については、上記の被ばく線量低減対策のほか、高所作業対策、特定化学物質等有害物対策、感電防止対策、粉じん障害対策、酸欠防止対策、騒音防止対策等の労働災害防止対策を含めたリスクアセスメントを実施し、リスクレベルに応じたリスク低減対策を講じる。

なお、廃止措置で必要となる工事や試料採取等を実施する場合は、安全確保上必要な機能に影響を与えないことを確認したうえで実施する。

廃止措置に係る作業を組織的に安全かつ計画的に遂行するため、もんじゅ内に工程管理体制を構築する。工程管理に関する詳細な対応については、「十一 廃止措置の工程」に示す。

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性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保安規定に基づき行う。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の終了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。系統内に残留しているナトリウムに関しては、系統内から抜き取り、

処理・処分を行う。ナトリウムの処理・処分の方法については、燃料体の取出し完了までに政府が結論を得る計画を踏まえ、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

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（燃料体取出し期間、解体準備期間、廃止措置期間Ⅰ、廃止措置期間Ⅱ）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。廃止措置の全体工程について「十一 廃止措置の工程」に、廃止措置の実施区分を第 5-1 表に示す。

廃止措置における早期のリスク低減を図るため、燃料体の取出しを最優先に実施することとし、今回の申請では、第 1 段階の燃料体取出し期間に行う具体的な作業について記載する。第 2 段階以降に行う具体的事項については、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

4. 第 1 段階に行う解体の方法

(1) 2 次系ナトリウムの抜取り

ナトリウム漏えいリスクを低減するため、2 次主冷却系設備、補助冷却設備、2 次ナトリウム補助設備及び 2 次メンテナンス冷却系設備のナトリウムを既設のオーバフロータンク及びダンプタンクにドレンする。また、既設のオーバフロータンク及びダンプタンクの容量を超える 2 次系ナトリウムについては、原子炉補助建物内に設置する一時保管用タンクにドレンする。

ドレンの手順については、2 ループ分のナトリウムをオーバフロータンク及びダンプタンクにドレン後、タンク内の一部（約 40 m³）のナトリウムを、一時保管用タンクに移送する。一時保管用タンクへの移送が完了後、残りの 1 ループ分のナトリウムをオーバフロータンク及びダン

プタンクにドレンする。

なお、1次系ナトリウム等、2次系ナトリウム以外のナトリウムの抜き取り方法及び時期については、第1段階において検討することとし、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

(2) 燃料体の取出し

炉心に装荷されている燃料体を第11-2図の工程に従い取り出す。炉心から取り出した燃料体については、炉外燃料貯蔵槽に一時的に貯蔵した後、燃料洗浄設備において付着したナトリウムを蒸気及び水によって洗浄し、燃料池の貯蔵ラックに貯蔵する。また、燃料体を取り出した後の炉心位置には、燃料体の取出しを安全かつ確実にを行うために、燃料体の形状、重量等を模擬した模擬燃料体を必要に応じて装荷する。

なお、炉心から燃料体を取り出す前に、現在、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している燃料体を取り出し、洗浄して燃料池へ移送する。

以上の作業を行い、燃料体の取出しを完了する。

(3) 放射能の調査及び評価

もんじゅでは、炉心周辺の一部構造材料及び1次冷却材が放射化している。また、その他施設内の機器・配管等の内面について、放射性物質の総量としては小さいものの、放射性物質が残留している。

解体撤去作業における放射線業務従事者の被ばく低減及び放射性廃棄物の放射能レベル低減を目的として、施設内に残存している放射能の状況に関する調査及び評価を第1段階及び第2段階に行う。第1段階においては、主に1次主冷却系における放射能について調査及び評価を実施する。

(4) 各作業に係る安全管理上の措置及び作業工程

(1)から(3)の各作業に係る安全管理上の措置を第5-2表に、作業工程を「十一 廃止措置の工程」に示す。

5. 第2段階以降に行う解体の方法

第2段階においては、放射能の調査及び評価を継続するとともに、ナトリウム機器の解体準備及び水・蒸気系等発電設備の解体撤去に着手する。第3段階においては、水・蒸気系等発電設備の解体撤去を継続するとともに、ナトリウム機器の解体撤去を行う。第4段階においては、管理区域の解除及び建物等の解体撤去を行う。これらの具体的な作業の方法については、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

第 5-1 表 廃止措置の実施区分

区分	主な実施事項
第 1 段階 燃料体取出し期間	・ 2 次系ナトリウムの抜取り ・ 燃料体の取出し ・ 放射能の調査及び評価
第 2 段階 解体準備期間	・ 放射能の調査及び評価（継続） ・ ナトリウム機器の解体準備 ・ 水・蒸気系等発電設備の解体撤去
第 3 段階 廃止措置期間 I	・ 水・蒸気系等発電設備の解体撤去（継続） ・ ナトリウム機器の解体撤去
第 4 段階 廃止措置期間 II	・ 管理区域の解除 ・ 建物等解体撤去

第 5-2 表 第 1 段階において実施する作業に係る安全管理上の措置

作業件名	作業場所	安全管理上の措置
2 次系ナトリウムの抜取り	原子炉建物及び原子炉補助建物	・ ナトリウムバウンダリを開放する際、防災シート等を敷き、ナトリウムの飛散を防止する。また、脱落したナトリウムを収納する専用保管容器を準備する。 ・ ナトリウムバウンダリを開放する際、作業者は保護具を着用し、ナトリウムの飛散による火傷等を防止する。 ・ タンクにドレンする際にはタンク容量の上限を超えないように管理する。
燃料体の取出し	原子炉建物、原子炉補助建物及びメンテナンス廃棄物処理建物	・ 作業者の習熟や操作ミス防止のため、作業者の机上教育や模擬訓練を実施する。 ・ 故障リスク低減のため、燃料取扱設備の点検を確実に実施する。 ・ 臨界防止のため、燃料体取出しが完了するまで、炉心から制御棒集合体を取り出さない。
放射能の調査及び評価	原子炉建物、原子炉補助建物及びメンテナンス廃棄物処理建物、固体廃棄物貯蔵庫	・ 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。

六．性能維持施設

1. 廃止措置期間中に性能を維持する発電用原子炉施設

廃止措置期間中に性能を維持する発電用原子炉施設（以下「性能維持施設」という。）は、原子炉設置許可等及び工事計画認可等既往の許認可を受けた施設並びに緊急安全対策として整備した施設から、炉心及び炉外燃料貯蔵槽（以下「炉心等」という。）からの燃料体取出し、周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばく線量の低減、ナトリウム火災の防止等の観点から維持する機能並びに性能を有する施設を抽出する。

炉心等から燃料体を取り出すための燃料交換設備及び燃料処理設備について、燃料を安全に取り扱う機能を維持する。また、炉心から燃料体を取り出すには、原子炉容器のナトリウム液位を通常液位（NsL：Normal Sodium Level）に保つ必要があるため、原子炉容器及び1次主冷却系設備について、ナトリウムを保持する機能及びナトリウム酸化防止機能を維持する。

なお、その他ナトリウムを内包する設備については、ナトリウムを保持する機能及びナトリウム酸化防止機能を、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

水中燃料貯蔵設備について、炉心等から取り出した燃料体を貯蔵するため、臨界を防止する機能、冷却機能及び冷却水保有機能を、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

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、原子炉建物及び原子炉補助建物について、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機能を、それぞれ必要な期間まで維持する。

放射性廃棄物廃棄施設について、放射性廃棄物を適切に処理するための機能を放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。

放射線管理施設について、環境への放射性物質の放出を管理する機能並びに原子炉施設内の放射線監視及び放射線管理のための機能を、それぞれ必要な期間まで維持する。

原子炉格納容器、原子炉補助建物及びメンテナンス・廃棄物処理建物の換気設備について、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を、それぞれ必要な期間まで維持する。

非常用電源設備について、水中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を、それぞれ必要な期間まで維持する。

補助蒸気設備について、燃料処理及び廃棄物処理時に必要となるため、プラント運転補助機能を、これらの処理が完了するまで維持する。

その他の安全確保上必要な設備について、機能及び性能が確保されるよう、必要な期間まで維持する。

廃止措置期間中における性能維持施設及び維持機能を第 6-1 表に示す。

2. 廃止措置期間において性能維持施設としない主な施設

(1) 原子炉起動及び運転時に使用する施設

水・蒸気系等発電設備については、プラント運転補助機能に必要な補給水タンク及び補助蒸気ヘッダを除き、廃止措置期間中は不要となるため、性能維持施設とはしない。

1 次主冷却系循環ポンプ M-G セット設備及び 2 次主冷却系循環ポンプ静止形可変周波数電源装置については、1 次主冷却系及び 2 次主冷却系の循環ポンプ主モータに電源を供給する設備であるが、廃止措置期間中に循環ポンプ主モータを起動させないことから、性能維持施設とはしない。また、原子炉運転時の出力制御を行う原子炉制御設備についても廃止措置期間中に使用すること

はないため、性能維持施設とはしない。

安全保護設備のうち、原子炉停止系については、運転停止に関する恒久的な措置により不要となるため、性能維持施設とはしない。

(2) 現状のプラント状態評価により維持しない施設

現状の燃料体の崩壊熱や、施設内の放射性物質の減衰の状況を踏まえ、廃止措置期間中に維持する必要のない施設（機能）を以下に示す。

- ・燃料体の崩壊熱は減衰によって放散熱よりも低くなっているため、炉心における燃料体の冷却に係る機能
- ・放射性よう素については、減衰期間を考慮すると環境への影響は無視できるため、換気空調設備に係るよう素除去機能

第 6-1 表 性能維持施設 (1/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
建物及び構築物	原子炉建物	原子炉建物	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				放射線遮蔽機能	既許認可どおり	線源となる設備の解体が完了するまで
		原子炉建物(ナトリウムを保有する系統、機器を収納する部屋)	既許認可どおり	ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	原子炉補助建物	原子炉補助建物	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				放射線遮蔽機能	既許認可どおり	線源となる設備の解体が完了するまで
		原子炉補助建物(ナトリウムを保有する系統、機器を収納する部屋)	既許認可どおり	ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	ディーゼル建物	ディーゼル建物	既許認可どおり	機器の支持機能	既許認可どおり	当該建物内の性能維持施設の解体が完了するまで
	メンテナンス・廃棄物処理建物	メンテナンス・廃棄物処理建物	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				放射線遮蔽機能	既許認可どおり	線源となる設備の解体が完了するまで
	固体廃棄物貯蔵庫	固体廃棄物貯蔵庫	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				放射線遮蔽機能	既許認可どおり	線源となる設備の解体が完了するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (2/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
建物及び構築物	事務管理建物 (緊急時対策所)	事務管理建物 (緊急時対策所)	事務管理建物 B1F	通信・連絡機能	既許認可どおり	燃料体の搬出が完了するまで
原子炉及び炉心	燃料集合体	炉心燃料集合体	既許認可どおり	炉心形状の維持機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
		ブランケット燃料集合体	既許認可どおり	炉心形状の維持機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
	原子炉容器内構造物	炉内構造物	既許認可どおり	炉心形状の維持機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
		炉心上部機構	既許認可どおり	ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	反応度制御設備	主炉停止系調整棒	既許認可どおり	炉心形状の維持機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
				未臨界維持機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
		主炉停止系調整棒案内管	既許認可どおり	ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				炉心形状の維持機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
		後備炉停止棒	既許認可どおり	未臨界維持機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	中性子しゃへい体及びサーベイランス集合体	中性子しゃへい体及びサーベイランス集合体	既許認可どおり	炉心形状の維持機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
原子炉冷却系統施設	原子炉容器	原子炉容器	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				炉心形状の維持機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (3/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
原子炉冷却系統施設	原子炉容器	原子炉容器	既許認可どおり	燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能	既許認可どおり	原子炉容器のナトリウム液位を通常液位に保つ期間のみ
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	しゃへいプラグ	しゃへいプラグ	既許認可どおり	ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				燃料を安全に取り扱う機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
	1次主冷却系設備	1次主冷却系循環ポンプ	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり ただし、維持台数は1台とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり ただし、維持台数は1台とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能	既許認可どおり	原子炉容器のナトリウム液位を通常液位に保つ期間のみ
		1次主冷却系中間熱交換器	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり ただし、維持基数は1基とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり ただし、維持基数は1基とする。	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能	既許認可どおり	原子炉容器のナトリウム液位を通常液位に保つ期間のみ

第 6-1 表 性能維持施設 (4/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
原子炉冷却系統施設	1次主冷却系設備	1次主冷却系配管	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり ただし、維持系統は1系統とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり ただし、維持系統は1系統とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能	既許認可どおり	原子炉容器のナトリウム液位を通常液位に保つ期間のみ
		ガードベッセル	既許認可どおり	原子炉冷却材液位確保機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		1次主冷却系設備	既許認可どおり	予熱・保温機能	既許認可どおり ただし、維持系統は1系統とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	2次主冷却系設備	2次主冷却系循環ポンプ	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		蒸発器	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		過熱器	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		ナトリウム・水反応生成物収納設備	既許認可どおり	ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (5/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
原子炉冷却系統施設	2次主冷却系設備	2次主冷却系配管	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		2次主冷却系設備	既許認可どおり	予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	補助冷却設備	補助冷却設備空気冷却器	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		補助冷却設備配管	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		補助冷却設備	既許認可どおり	予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
工学的安全施設	原子炉格納施設	原子炉格納容器	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能(事故時の密閉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。)	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
		外部しゃへい建物及びアニュラス部	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能(事故時の密閉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。)	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (6/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
工学的安全施設	原子炉格納施設	原子炉格納容器付属設備(非管理区域設置貫通部)	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能(事故時の密閉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。)	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
		貯留槽	既許認可どおり	ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	アニュラス循環排気装置	アニュラス循環排気ファン	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり ただし、維持台数は1台とし、よう素用フィルタユニットは維持しない。	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				換気機能(自動起動及び負圧維持機能並びによろ素除去機能を除く。)	既許認可どおり ただし、維持台数は1台とし、よう素用フィルタユニットは維持しない。	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
原子炉補助施設	1次ナトリウム補助設備	1次ナトリウムオーバーフロー系	既許認可どおり	原子炉冷却材液位確保機能	既許認可どおり ただし、電磁ポンプの維持台数は1台とする。	炉心から燃料体を取り出すまで
				ナトリウムの浄化機能	既許認可どおり ただし、電磁ポンプの維持台数は1台とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (7/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
原子炉補助施設	1次ナトリウム補助設備	1次ナトリウムオーバーフロー系	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり ただし、電磁ポンプの維持台数は1台とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能	既許認可どおり ただし、電磁ポンプの維持台数は1台とする。	原子炉容器のナトリウム液位を通常液位に保つ期間のみ
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	1次ナトリウム純化系	1次ナトリウム純化系	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウムの浄化機能	既許認可どおり ただし、循環ブロワの維持台数は1台とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (8/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
原子炉補助施設	1次ナトリウム補助設備	1次ナトリウム充填ドレン系	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	メンテナンス冷却系設備	1次メンテナンス冷却系	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能	既許認可どおり	原子炉容器のナトリウム液位を通常液位に保つ期間のみ
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		2次メンテナンス冷却系	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	2次ナトリウム補助設備	2次ナトリウムオーバーフロー系	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (9/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
原子炉補助施設	2次ナトリウム補助設備	2次ナトリウム純化系	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウムの浄化機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		2次ナトリウム充填ドレン系	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウムの浄化機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	1次アルゴンガス系設備	1次アルゴンガス系設備	既許認可どおり	ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり ただし、圧縮機及び付属機器の維持基数は1基とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり ただし、圧縮機及び付属機器の維持基数は1基とする。	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
	2次アルゴンガス系設備	2次アルゴンガス系設備	既許認可どおり	ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (10/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
原子炉補助施設	原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水熱交換器	既許認可どおり	冷却機能	既許認可どおり ただし、3系統を維持するが、C系の維持基数としては1基のみを維持する。	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		原子炉補機冷却水ポンプ	既許認可どおり	冷却機能(自動起動機能を除く。)	既許認可どおり ただし、3系統を維持するが、C系の維持台数としては1台のみを維持する。	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		配管	既許認可どおり	冷却機能	既許認可どおり ただし、3系統を維持するが、C系は維持する熱交換器、冷却水ポンプの関連範囲のみを維持する。	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		原子炉補機冷却水サージタンク	既許認可どおり	冷却機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
	原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ	既許認可どおり	冷却機能(自動起動機能を除く。)	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		配管	既許認可どおり	冷却機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
	燃料交換設備	燃料交換装置	既許認可どおり	燃料を安全に取り扱う機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで

第 6-1 表 性能維持施設 (11/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
原子炉補助施設	燃料交換設備	炉内中継装置	既許認可どおり	燃料を安全に取り扱う機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
	燃料出入設備	燃料出入設備	既許認可どおり	燃料を安全に取り扱う機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
	炉外燃料貯蔵設備	炉外燃料貯蔵槽	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		炉外燃料貯蔵槽冷却設備	既許認可どおり	ナトリウムの保持機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	燃料検査設備	燃料検査設備	既許認可どおり	燃料を安全に取り扱う機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで

第 6-1 表 性能維持施設 (12/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
原子炉補助施設	燃料処理設備	燃料洗浄設備	既許認可どおり	燃料を安全に取り扱う機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
		燃料缶詰装置	既許認可どおり	燃料を安全に取り扱う機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
	水中燃料貯蔵設備	燃料池	既許認可どおり	冷却水保有機能	既許認可どおり	燃料体の搬出が完了するまで
				放射性物質の貯蔵機能	既許認可どおり	燃料体の搬出が完了するまで
		燃料池水冷却浄化装置	既許認可どおり	冷却機能	既許認可どおり	燃料体の搬出が完了するまで
				浄化機能	既許認可どおり	燃料体の搬出が完了するまで
		燃料移送機	既許認可どおり	燃料を安全に取り扱う機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
	燃料搬出設備	燃料搬出設備	既許認可どおり	燃料を安全に取り扱う機能	既許認可どおり	燃料体の搬出が完了するまで
	新燃料受入貯蔵設備	新燃料貯蔵ラック	既許認可どおり	放射性物質の貯蔵機能	既許認可どおり	新燃料貯蔵ラックの燃料体の搬出が完了するまで
	燃料取扱設備操作室	燃料取扱設備操作室	既許認可どおり	燃料を安全に取り扱う機能	既許認可どおり	燃料体の搬出が完了するまで
	共通保修設備	機器洗浄設備	既許認可どおり	機器洗浄機能	既許認可どおり	機器洗浄が完了するまで
	試料採取設備	1次アルゴンガス・サンプリング装置	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
	機器冷却系設備	電磁ポンプ冷却設備	既許認可どおり	冷却機能(自動起動機能を除く。)	既許認可どおり ただし、維持系統は1系統とする。	炉心から燃料体を取り出すまで

第 6-1 表 性能維持施設 (13/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
計測制御系統施設	中性子計装	線源領域系	既許認可どおり	未臨界維持の監視機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
	原子炉容器内計装	原子炉容器ナトリウム液面計装	既許認可どおり	プラント状態の監視機能	既許認可どおり ただし、維持系統は2系統とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	制御棒位置指示計装	制御棒位置指示計装	既許認可どおり	制御棒駆動機構の保持監視機能	既許認可どおり	炉心から燃料体を取り出すまで
	プロセス計装	原子炉容器出口ナトリウム温度	既許認可どおり	プラント状態の監視機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		中間熱交換器1次側出口ナトリウム温度	既許認可どおり	プラント状態の監視機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		1次主冷却系流量	既許認可どおり	プラント状態の監視機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		1次アルゴンガス系計装	既許認可どおり	ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		蒸気発生器計装	既許認可どおり	ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		原子炉格納容器雰囲気計装	既許認可どおり	雰囲気温度の監視機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
		原子炉格納容器雰囲気計装	既許認可どおり	雰囲気圧力の監視機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
		ナトリウム漏えい検出設備(空気雰囲気セルモニタ)	既許認可どおり	ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		予熱計装設備	既許認可どおり	予熱・保温機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (14/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
計測制御系統施設	工学的安全施設 作動信号 (原子炉格納容器隔離信号)	1次オーバフロー系 電磁ポンプ室雰囲気 気温度	既許認可どおり	プラント状態の監視機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		配管室雰囲気気温度	既許認可どおり	プラント状態の監視機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		原子炉容器G/V内 漏えいナトリウム液位	既許認可どおり	プラント状態の監視機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		1次主冷却系中間熱 交換器G/V内漏えい ナトリウム液位 (A,B,C)	既許認可どおり	プラント状態の監視機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		1次主冷却系循環ポンプG/V内漏えいナトリウム液位(A,B,C)	既許認可どおり	プラント状態の監視機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	中央制御室	中央制御室	既許認可どおり	プラント監視・操作機能	既許認可どおり	各系統の期間に応じる

第 6-1 表 性能維持施設 (15/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
電気設備	送電線	送電線	既許認可どおり	電源供給機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
	特高開閉所	特高開閉所	既許認可どおり	電源供給機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
	主要変圧器	1A起動変圧器	既許認可どおり	電源供給機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
		1B起動変圧器	既許認可どおり	電源供給機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
		予備変圧器	既許認可どおり	電源供給機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
	所内高圧系統	所内高圧系統	既許認可どおり	電源供給機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
	所内低圧系統	所内低圧系統	既許認可どおり	電源供給機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
	ディーゼル発電機	ディーゼル発電機	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。)	既許認可どおり ただし、維持台数は2台とする。	燃料体の搬出が完了するまで
	直流電源及び交流無停電電源設備	直流電源及び交流無停電電源設備	既許認可どおり	電源供給機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
	通信設備	通信設備	既許認可どおり	通信機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
	非常用照明設備	非常用照明設備	既許認可どおり	照明機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
	電線路	電線路	既許認可どおり	電源供給機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
タービン及び付属設備	補給水タンク	補給水タンク	既許認可どおり	プラント運転補助機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
	補助蒸気ヘッダ	補助蒸気ヘッダ	既許認可どおり	プラント運転補助機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (16/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
放射性廃棄物廃棄施設	気体廃棄物処理設備	廃ガス圧縮機	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		廃ガス貯槽	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		活性炭吸着塔装置	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		排気筒	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
	液体廃棄物処理設備	廃液受入タンク	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		廃液蒸発濃縮装置	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		凝縮液タンク	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		脱塩塔	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		廃液モニタタンク	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		洗濯廃液受入タンク	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		洗濯廃液モニタタンク	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (17/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
放射性廃棄物廃棄施設	固体廃棄物処理設備	粒状廃樹脂タンク	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		粉末廃樹脂タンク	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		廃液濃縮液タンク	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		ペイラ	既許認可どおり	放射性廃棄物処理機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		固体廃棄物貯蔵庫	既許認可どおり	放射性物質の貯蔵機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の搬出が完了するまで
		固体廃棄物貯蔵プール	既許認可どおり	放射性物質の貯蔵機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の搬出が完了するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (18/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
放射線管理施設	しゃへい設備	原子炉本体しゃへい	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				放射線遮蔽機能	既許認可どおり	線源となる設備の解体が完了するまで
		1次主冷却系しゃへい	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				放射線遮蔽機能	既許認可どおり	線源となる設備の解体が完了するまで
		原子炉格納容器外部しゃへい	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				放射線遮蔽機能	既許認可どおり	線源となる設備の解体が完了するまで
		補助しゃへい	既許認可どおり	放射線遮蔽機能	既許認可どおり	線源となる設備の解体が完了するまで
		燃料取扱及び貯蔵設備しゃへい	既許認可どおり	放射性物質漏えい防止機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
				放射線遮蔽機能	既許認可どおり	線源となる設備の解体が完了するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (19/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備(放射線管理関係設備)	出入管理設備及び汚染管理設備	既許認可どおり	放射線管理機能	既許認可どおり	管理区域を解除するまで
		ホット分析室	既許認可どおり	放射線管理機能	既許認可どおり	管理区域を解除するまで
		個人管理関係設備	既許認可どおり	放射線管理機能	既許認可どおり	管理区域を解除するまで
	屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	放射性廃棄物の処理が完了するまで
				放出管理機能	既許認可どおり	放射性廃棄物の処理が完了するまで
		排水モニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	放射性廃棄物の処理が完了するまで
				放出管理機能	既許認可どおり	放射性廃棄物の処理が完了するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (20/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
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)	原子炉格納容器モニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
		気体廃棄物処理設備排気モニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
		原子炉格納容器排気モニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
		原子炉補助建物排気モニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
		メンテナンス・廃棄物処理建物排気モニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
		共通保修設備排気モニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
		1次アルゴンガスモニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
		1次ナトリウム純化系コールドトラップ冷却ガスモニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで
		2次ナトリウムモニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
		原子炉補機冷却水モニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
		燃料出入機冷却ガスモニタ	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	炉心等から燃料体を取り出すまで

第 6-1 表 性能維持施設 (21/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
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)	エリアモニタリング設備(ただし、事故時に十分な測定範囲を有するエリアモニタ及び、工学的安全施設作動設備に接続されているエリアモニタを除く。)	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	第1段階の期間維持する。 注) 第2段階以降については、第1段階の放射能の調査及び評価結果等を踏まえ、個別のエリアモニタリング設備ごとに維持期間を設定し、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。
		放射線サーベイ設備	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	管理区域を解除するまで
	屋外管理用の主要な設備	固定モニタリング設備	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	管理区域を解除するまで
		モニタリングカー	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	管理区域を解除するまで
		気象観測設備	既許認可どおり	放出管理機能	既許認可どおり	放射性廃棄物の処理が完了するまで
		環境放射能測定設備	既許認可どおり	放射線監視機能	既許認可どおり	管理区域を解除するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (22/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
発電所補助施設	淡水供給設備	ろ過水槽	既許認可どおり	プラント運転補助機能 (消火設備で使用する水源)	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで
	格納容器換気装置	格納容器換気装置	既許認可どおり	換気機能	既許認可どおり	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
	主冷却系室素雰 囲気調節装置	主冷却系室素雰 囲気調節装置	既許認可どおり	ナトリウム漏えい時の 熱的・化学的影響の 緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	原子炉容器室室 素雰囲気調節装 置	原子炉容器室室素 雰囲気調節装置	既許認可どおり	ナトリウム漏えい時の 熱的・化学的影響の 緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	中央制御室空調 装置	中央制御室空調装 置	既許認可どおり	換気機能(よう素除去 機能を除く。)	既許認可どおり ただし、浄化ファン・ 浄化フィルタユニット は維持しない。	換気対象区画内の設備の撤去が完了するまで
	蒸気発生器室換 気装置	蒸気発生器室換気 装置	既許認可どおり	換気機能	既許認可どおり	換気対象区画内の設備の撤去が完了するまで
				ナトリウム漏えい時の 熱的・化学的影響の 緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	電気設備室換気 装置	電気設備室換気装 置	既許認可どおり	換気機能	既許認可どおり	換気対象区画内の設備の撤去が完了するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (23/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
発電所補助施設	燃料取扱設備室 窒素雰囲気調節装置	燃料取扱設備室窒素雰囲気調節装置	既許認可どおり	ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	燃料取扱設備室換気装置	燃料取扱設備室換気装置	既許認可どおり	換気機能(よう素除去機能を除く。)	既許認可どおり ただし、浄化ファン・浄化フィルタユニットは維持しない。	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
	放射線管理室空調装置	放射線管理室空調装置	既許認可どおり	換気機能(よう素除去機能を除く。)	既許認可どおり ただし、維持系統は1系統とする。	当該区域・系統の管理区域を解除するまで
	メンテナンス冷却系室換気装置	メンテナンス冷却系室換気装置	既許認可どおり	換気機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	炉外燃料貯蔵槽冷却系室換気装置	炉外燃料貯蔵槽冷却系室換気装置	既許認可どおり	換気機能	既許認可どおり ただし、維持系統は1系統とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
				ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり ただし、維持系統は1系統とする。	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	メンテナンス・廃棄物処理建物換気装置	メンテナンス・廃棄物処理建物換気装置	既許認可どおり	換気機能	既許認可どおり ただし、維持系統は1系統とする。	当該区域・系統の管理区域を解除するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (24/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
発電所補助施設	制御用圧縮空気設備	制御用圧縮空気設備	既許認可どおり	プラント運転補助機能	既許認可どおり	燃料体の搬出が完了するまで
	アルゴンガス供給系設備	アルゴンガス供給系設備	既許認可どおり	ナトリウム酸化防止機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	窒素ガス供給系設備	窒素ガス供給系設備	既許認可どおり	ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	既許認可どおり	ナトリウムをタンク等に固化するまで
	補助蒸気設備	補助蒸気設備	既許認可どおり	プラント運転補助機能	既許認可どおり	当該放射性廃棄物の処理が完了するまで
	消火設備	消火設備(火災検知設備/水消火設備/炭酸ガス消火設備/泡消火設備/可搬式消火器)	既許認可どおり	消火機能	既許認可どおり	当該設備の解体に着手するまで

第 6-1 表 性能維持施設 (25/25)

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	位置、構造及び設備	維持機能	性能	維持期間
緊急安全対策施設	緊急安全対策設備	移動式電源車	EL42.8 m 原子炉補助建物	電源応急復旧機能	供給電源容量: 300 kVA	燃料体の搬出が完了するまで
		その他活動資機材 (タンクローリ、接続ケーブル)	EL42.8 m 原子炉補助建物	電源応急復旧機能	1式	燃料体の搬出が完了するまで
		化学消防自動車	車庫	燃料池への給水機能	ポンプ仕様: 400ℓ/min以上 水タンク:1,300 ℓ	燃料体の搬出が完了するまで
		その他活動資機材 (消防用ホース、照明器具、照明器具用小型発電機)	EL42.8 m 原子炉補助建物及び車庫	燃料池への給水機能	1式	燃料体の搬出が完了するまで
		代替ポンプ	EL42.8 m 2番ゲート前広場	海水系応急復旧機能	全揚程:60 m 吐出量:4.5 m ³ /min (270 m ³ /h)	燃料体の搬出が完了するまで
		その他活動資機材 (発電機、操作盤、仮設ホース、運搬車)	EL42.8 m 2番ゲート前広場	海水系応急復旧機能	1式	燃料体の搬出が完了するまで
		窒素ガスボンベ	EL43.0 m 原子炉補助建物 (A-501a室)	中央制御室換気空調 設備ダンパ駆動機能	容量:47ℓ	燃料体の搬出が完了するまで
		ホイールローダー	EL42.8 m 2番ゲート前広場	がれき撤去機能	バケット容量:2.0 m ³ 最大堀気力:9.5 t	燃料体の搬出が完了するまで

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

1. 性能維持施設の位置、構造及び設備、その性能並びにその性能を維持する期間

性能維持施設の位置、構造及び設備、その性能並びにその性能を維持する期間は第 6-1 表に示すとおりである。

2. 性能維持施設の改造等

2.1 2 次冷却材ナトリウム一時保管用タンク

2 次冷却材であるナトリウムは、既設のタンクで全量を保有することが幾何容積上不可能な状況にある。

万一、2 次冷却材ナトリウムが漏えいした場合のナトリウム燃焼・火災の発生リスクを無くすために、2 次冷却材ナトリウムを全量ドレンできるよう、2 次冷却材ナトリウム一時保管用タンクを平成 30 年度の 2 次冷却材ナトリウムの抜取り時期に合わせて設置する。

一時保管用タンクの設計、工事、当該工事の管理及び試験・検査の方法に関することを以下に示す。

(1) 主要設備

2 次冷却材ナトリウム一時保管用タンクは、2 次冷却材ナトリウム一時保管用タンク及び当該タンクへドレンする配管（移送用配管）から構成される。

(2) 設計主要目

第 7-1 表に容器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び設置位置、第 7-2 表に移送用配管の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料を示す。

第 7-1 表 容器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、
主要寸法、材料及び個数

名称		2 次冷却材ナトリウム 一時保管用タンク	
種類	—	横置円筒形	
容量	m ³ /個	25（幾何容積）	
最高使用圧力	kPa	500	
最高使用温度	℃	300	
主要 寸 法	胴内径	mm	2300
	胴板厚さ	mm	20（公称厚さ）
	鏡板厚さ	mm	22（公称厚さ）
	全長	mm	6800
材 料	胴板	—	SUS304
	鏡板	—	SUS304
個数	—	2	
位置	—	原子炉補助建物 EL22.0m （A-232 室）	

第 7-2 表 移送用配管の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、
厚さ及び材料

名称	最高使用 圧力 (kPa)	最高使用 温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
ナトリウム補助 設備配管から取 合い弁まで	785	200	48.6	3.7	SUS304TP
取合い弁から 2 次冷却材ナトリ ウム一時保管用 タンクまで	500	150			

2 次冷却材ナトリウム一時保管用タンク、当該タンクヘドレンする配管
（移送用配管）の溶接部の設計項目は以下のとおり。

- ・突合せ溶接による接手面の食い違いに関わる事項
- ・厚さの異なる板の突合せ溶接に係る事項
- ・継手形状に係る事項

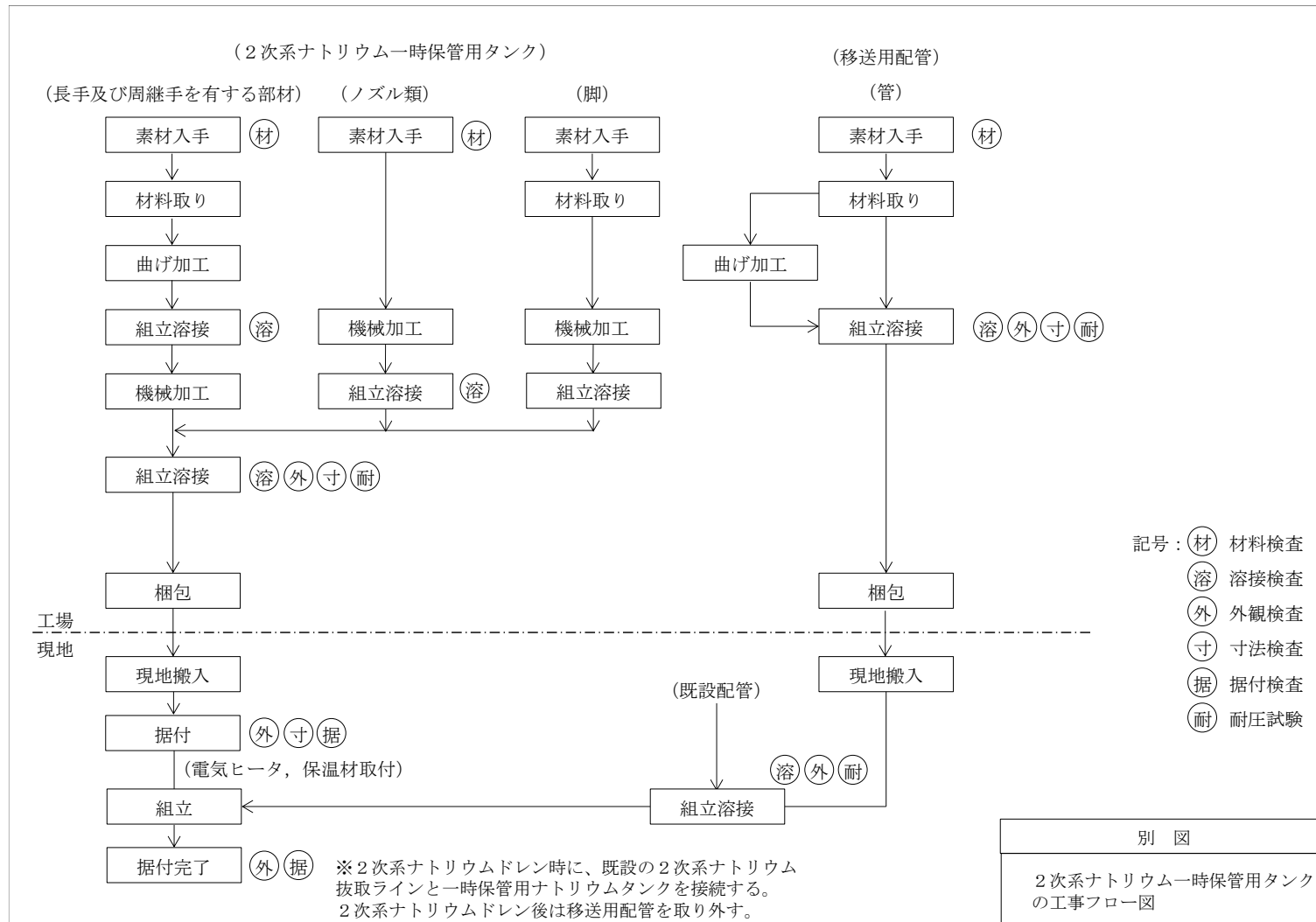
2.2 工事の方法

(1) 工事方法及び工事手順

2次冷却材ナトリウム一時保管用タンク、当該タンクへドレンする配管（移送用配管）の製作及び工事は、第 7-1 図「2次冷却材ナトリウム一時保管用タンクの工事フロー図」に示す方法及び手順で行う。

(2) 試験・検査項目及び方法

- a. 材料検査
- b. 溶接検査
 - ・溶接開先面検査
 - ・開先合せ検査
 - ・非破壊試験
- c. 外観検査
- d. 寸法検査
- e. 据付検査
- f. 耐圧試験



第 7-1 図 2 次冷却材ナトリウム一時保管用タンクの工事フロー図

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

もんじゅにおける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. 核燃料物質の保管及び管理

もんじゅの炉心及び炉外燃料貯蔵槽にある新燃料及び使用済燃料は、原子炉補助建物内の燃料池に移送し、既に燃料池にある使用済燃料を含め、搬出するまでの期間、燃料池に貯蔵する。

もんじゅの新燃料貯蔵ラックにある新燃料は、搬出するまでの期間、新燃料貯蔵ラックに貯蔵する。

核燃料物質の貯蔵中は、貯蔵にかかる安全確保上必要な機能（臨界防止、遮蔽、放射線監視、燃料落下防止、水位監視、漏えい監視、冷却・浄化及び給水）を維持管理する。

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

3. 核燃料物質の譲渡し

新燃料については、国内外の許可を有する事業者に譲り渡すこととし、その具体的な計画及び方法については、第 1 段階において検討し、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

核燃料物質の搬出は、関係法令を遵守して実施するとともに、事業所内の運搬については、保安のために必要な措置を保安規定に定めて実施する。

4. 使用済燃料の処分の方法

使用済燃料については、国内又は我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国において再処理を行うため、国内外の許

可を有する事業者に譲り渡す。その具体的な計画及び方法については、燃料体の取出し完了までに政府が結論を得る計画を踏まえ、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

第 8-1 表 核燃料物質の貯蔵場所ごとの種類及び数量

(廃止措置計画認可申請時点)

貯蔵場所			種類及び数量				
			新燃料		使用済燃料		
			炉心燃料 集合体	ブランケット 燃料集合体	炉心燃料 集合体	ブランケット 燃料集合体	試験用 集合体
もんじゅ 内	原子炉 建物内	炉心	33 体	0 体	165 体	172 体	0 体
	原子炉補助 建物内	新燃料 貯蔵ラック	4 体	2 体	—	—	—
		炉外燃料 貯蔵槽	0 体	34 体	116 体	2 体	8 体
		燃料池	—	—	1 体	1 体	0 体
もんじゅ 外	機構・核燃 料サイクル 工学研究所	貯蔵施設	42 体	—	—	—	—
	加工 事業者	貯蔵施設	—	66 体	—	—	—

九 核燃料物質による汚染の除去

1. 汚染の除去の方針

解体対象施設の一部は、放射性物質によって汚染されている。

このため、第1段階及び第2段階で行う放射能の調査及び評価の結果を踏まえ、機器・配管等の内面に残存している汚染については、合理的に達成可能な限り放射線業務従事者の被ばくを低減するために講じる安全確保対策又は放射性廃棄物の放射能レベル低減を目的として、汚染の除去（以下「除染」という。）を行う。

また、原子炉容器室等の放射化汚染が高い区域については、現状、立入りを制限しており、原子炉容器等の解体撤去に着手するまで、継続して管理する。

除染を実施する場合は、除染の対象を定めるとともに、適切な除染方法及び完了要件となる目標を策定する。

2. 除染の方法

除染は、第1段階及び第2段階において実施する放射能の調査及び評価の結果を踏まえ、放射線業務従事者の被ばく低減又は放射性廃棄物の放射能レベル低減の観点から有効と判断した場合は、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに、除染の対象並びに具体的な除染方法及び安全管理上の措置について定め、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

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段階において発生する放射性気体廃棄物としては、燃料体の取出し等により発生する放射性希ガス（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、よう素については、半減期が短く、性能試験（40%出力試験）中断後の減衰期間を考慮すると、放出量は無視できる。また、第1段階においては放射化した原子炉容器等の解体撤去を行わず、換気空調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、放射性粉じんの放出量は無視できる。したがって、第1段階において放出される放射性気体廃棄物としては、気体廃棄物処理系からの排気、原子炉格納施設及び原子炉補助建物の換気空調設備からの排気により発生す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、排気中の放射性物質の濃度を排気筒モニタによって監視しながら排気筒から放出する。また、周辺監視区域境界においても、空間放射線量及び空間放射線量率を監視する。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が生成されず、また、性能試験（40%出力試験）中断後、21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、気体廃棄物処理系から希ガスを放出する場合、活性炭吸着塔装置での減衰期間（キセノンで約30日間、クリプトンで約40時間）は十分に経過しており、一部の長半減期核種についても活性炭吸着塔装置による減衰効果はほとんどないことから、活性炭吸着塔装置による放射能の減衰を期待しない。

第1段階における放射性気体廃棄物の処理系統説明図を第10-1図に示す。

第1段階において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（昭和50年5月13日原子力委員会決定、平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂。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

5.5×10^{12} Bq/y（希ガス）

(2) 第2段階以降

第2段階以降においては、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。

なお、第2段階における放射性気体廃棄物の管理については、第1段階における放射能の調査及び評価の結果を踏まえ、第2段階に着手するまでに、また、第3段階以降においては、第1段階及び第2段階における放射能の調査及び評価の結果を踏まえ、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに、それぞれ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て変更認可を受ける。

2. 放射性液体廃棄物の管理

(1) 第1段階

第1段階において発生する放射性液体廃棄物の主なものは、燃料取扱及び貯蔵設備廃液、共通保修設備廃液、廃棄物処理設備廃液、建物ドレン並びに洗濯廃液である。

これらの放射性液体廃棄物の廃棄については、処理に必要となる設備の機能を維持しながら処理を行うとともに、放出前には、あらかじめ廃液モニタタンク又は洗濯廃液モニタタンクにおいてサンプリングし、放

放射性物質の濃度を測定する。また、排水中の放射性物質の濃度は、排水モニタによって監視する。放射性液体廃棄物の管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

第1段階における放射性液体廃棄物の処理系統説明図を第10-2図に示す。

第1段階において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

$4.7 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ （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、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。

なお、第2段階における放射性液体廃棄物の管理については、第1段階における放射能の調査及び評価の結果を踏まえ、第2段階に着手するまでに、また、第3段階以降については、第1段階及び第2段階における放射能の調査及び評価の結果を踏まえ、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに、それぞれ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て変更認可を受ける。

3. 放射性固体廃棄物の管理

3.1 放射性固体廃棄物の処理

(1) 第1段階

第1段階においては、廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液、使用済樹脂、使用済活性炭、雑固体廃棄物、使用済排気用フィルタ及び使用済制御棒集合体等が発生する。

これらのうち、廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液及び使用済樹脂を固型化す

るためのプラスチック固化装置については、今後使用せず、セメント固化装置に更新する。プラスチック固化装置の更新範囲や新たに設置するセメント固化装置の性能等、固化装置の更新に係る詳細な計画については、平成 32 年度までに廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

したがって、第 1 段階において発生する廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液及び使用済樹脂については、廃液濃縮液タンク、粒状廃樹脂タンク又は粉末廃樹脂タンクに貯蔵し、新たに設置するセメント固化装置による処理を開始した後、固型化処理する。

なお、第 1 段階において発生する廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液及び使用済樹脂の発生量が、廃液濃縮液タンク、粒状廃樹脂タンク又は粉末廃樹脂タンクの貯蔵容量を超える場合には、セメント固化装置による固型化処理が開始されるまでの期間、一時的に専用容器に保管し、管理する。専用容器は JIS 規格に適合するドラム缶とし、材質は既設タンクと同様にステンレス製とする。また、一時保管場所は、固体廃棄物処理設備が設置されるメンテナンス・廃棄物処理建物内とし、堰による漏えいの拡大防止措置及び漏えい検出器による漏えい監視を行う。

使用済活性炭、雑固体廃棄物及び使用済排気用フィルタは、ドラム缶等の容器に封入又は梱包する。また、圧縮可能な雑固体廃棄物はベイヤにて圧縮処理し、ドラム詰にする。ドラム缶等の容器に封入又は梱包した固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

炉心で照射された使用済制御棒集合体等は燃料池又は固体廃棄物貯蔵プールに保管する。

放射性固体廃棄物の保管量は、固体廃棄物貯蔵庫等の保管容量を超えないように管理する。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系統説明図を第 10-3 図に示す。

(2) 第 2 段階以降

第 2 段階において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 段階における放射能の調査及び評価の結果を踏まえ、第 2 段階に着手するまでに、また、第 3 段階以降については、第 1 段階及び第 2 段階における放射能の調査及び評価の結果を踏まえ、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに、それぞれ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て変更認可を受ける。

3.2 放射性固体廃棄物の廃棄

廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物は、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、廃止措置の終了までに、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期間は、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を経て、可能な限り再生利用に供する。

もんじゅにおける放射性固体廃棄物の貯蔵・保管状況（平成 29 年 6 月末現在）を第 10-1 表に、第 1 段階において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 段階及び第 2 段階における放射能の調査及び評価の結果を踏まえて評価することとし、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て変更認可を受ける。

第 10-1 表 もんじゅにおける放射性固体廃棄物の貯蔵・保管状況
(平成 29 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
廃液濃縮液タンク	廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液		約 5 m ³
粒状廃樹脂タンク	使用済樹脂		約 44 m ³
粉末廃樹脂タンク			約 7 m ³
固体廃棄物貯蔵庫	ドラム缶	プラスチック固化体	21 体
		雑固体廃棄物	2,936 体
	その他		
固体廃棄物貯蔵プール	制御棒駆動機構上部案内管		3 体
	炉外中性子検出器		4 体

第 10-2 表 第 1 段階において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
廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液	約 21 m ³
使用済樹脂	約 15 m ³
雑固体廃棄物 ^{※1}	可燃物：約 2,100 体 ^{※2} 不燃物：約 2,200 体 ^{※2}
使用済制御棒集合体	19 体

※1：使用済活性炭及び使用済排気用フィルタを含む。

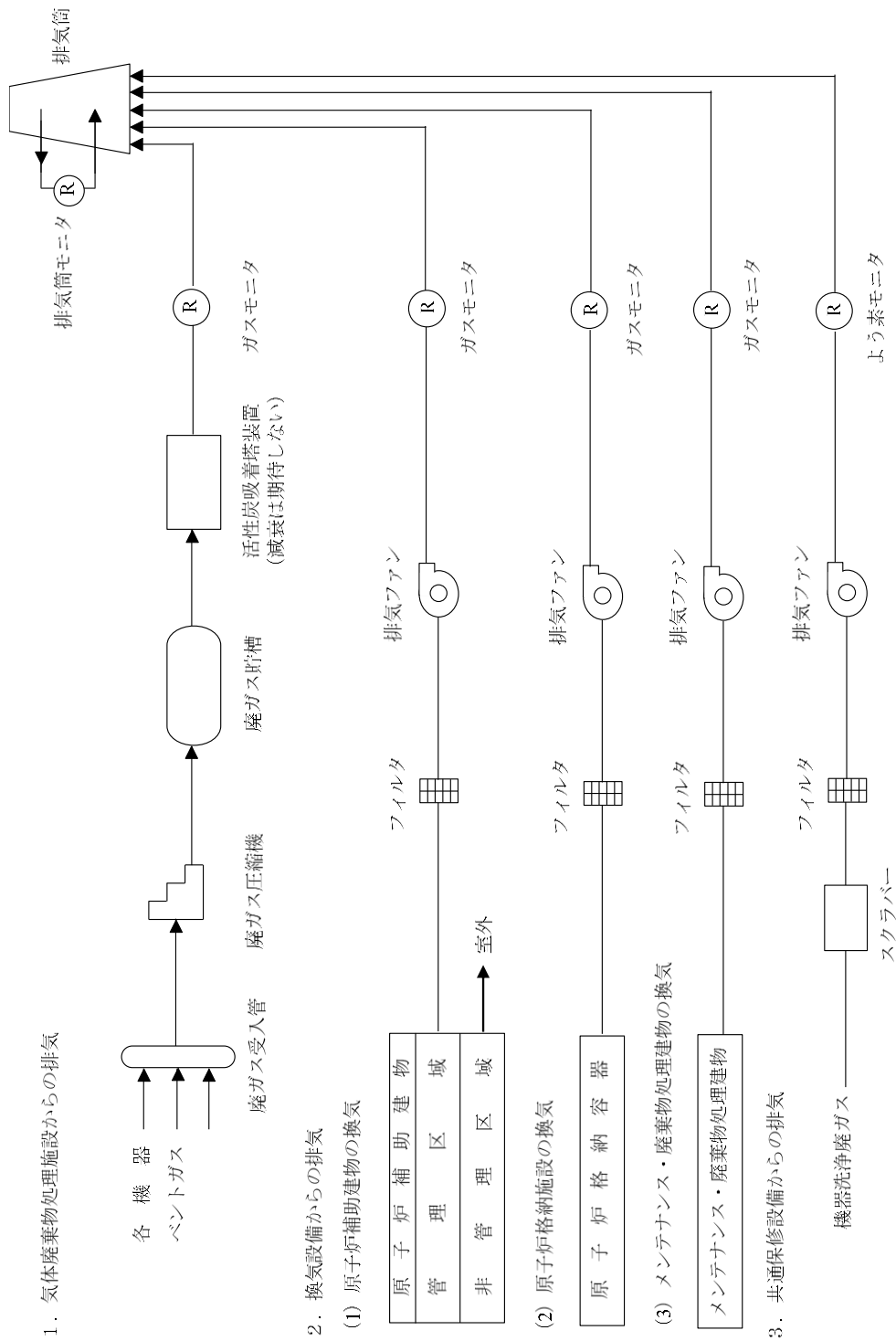
なお、プラスチック固化装置をセメント固化装置に変更する際の廃棄物は含まない。

※2：ドラム缶換算

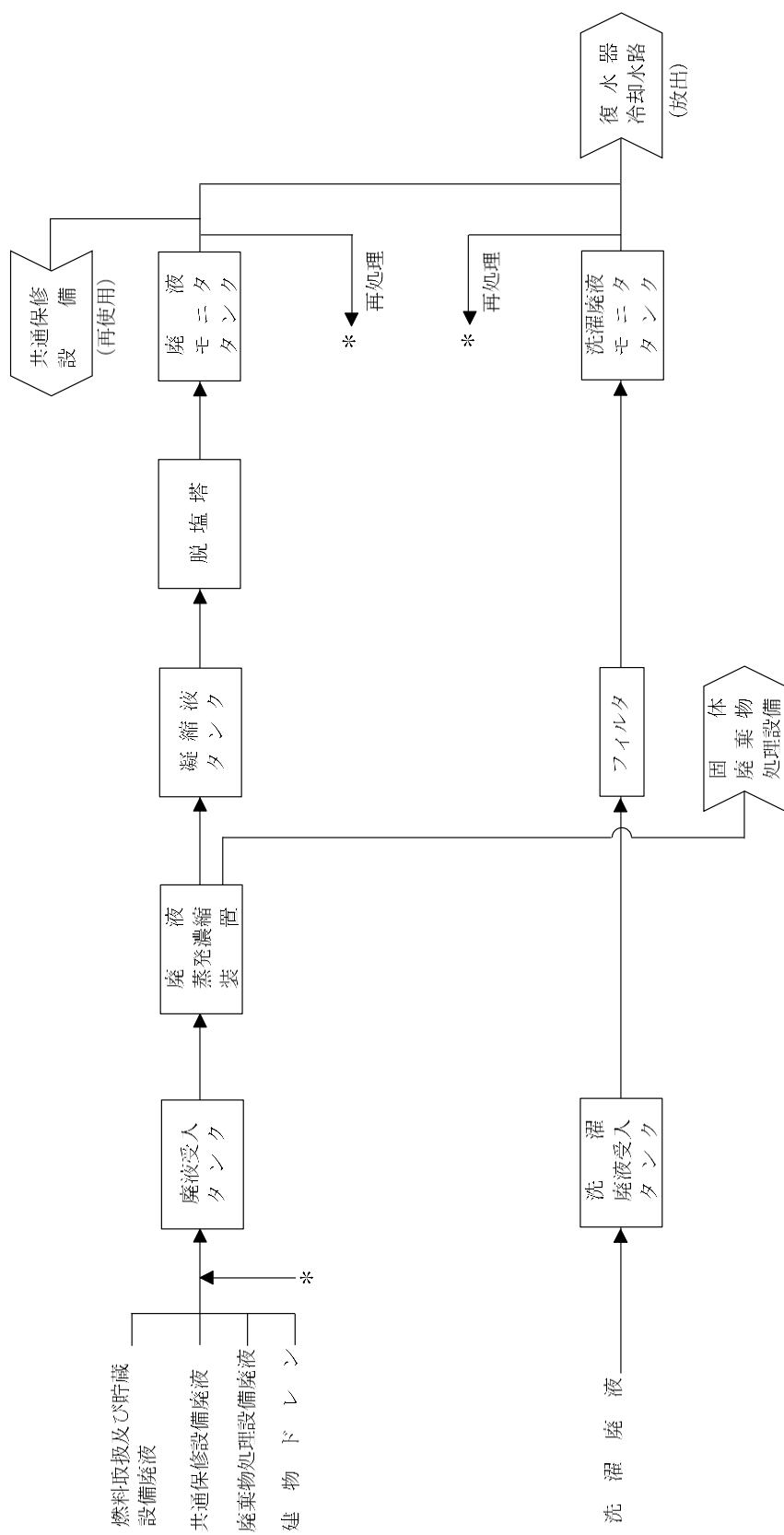
第 10-3 表 廃止措置期間全体にわたり発生する
放射性固体廃棄物の推定発生量

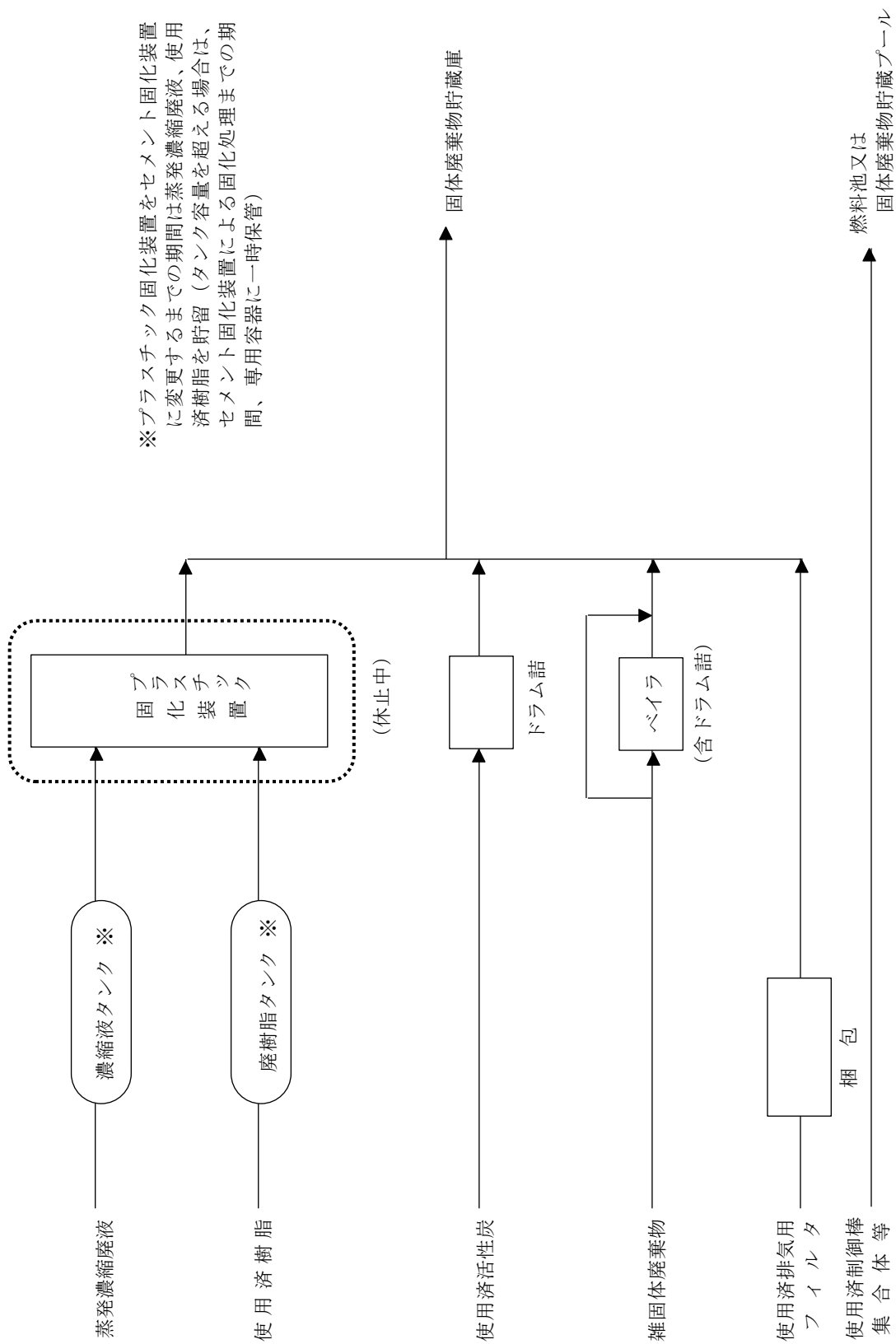
放射性固体廃棄物 (放射性物質として扱う必要のない ものを含む)	推定発生量
合計	約 26,700 トン ^{※1}

※1：ナトリウムの処理・処分については、燃料体の取出し完了までに政府が結論を得る計画を踏まえて廃止措置計画に反映することとし、推定発生量には含めていない。



第 10-1 図 第 1 段階における放射性気体廃棄物の処理系統説明図





第 10-3 図 第 1 段階における放射性固体廃棄物の処理系統説明図

十一 廃止措置の工程

1. 廃止措置の工程

もんじゅの廃止措置については、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、平成 59 年度で完了する予定である。廃止措置の工程を第 11-1 図に示す。また、第 1 段階の工程を第 11-2 図に示す。

第 2 段階以降の詳細な工程については、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

なお、第 1 段階の燃料取出しに係る工程については、安全性の確保を前提に、可能な限り速やかに燃料体を取り出す工程としている。

2. 廃止措置の工程管理の方法と工程管理体制

廃止措置作業を安全かつ計画的に遂行するため、1.の廃止措置の工程に基づき、各作業、検査及び設備点検（以下「作業等」という。）の詳細工程表を作成し、この詳細工程表に従い作業等の実施状況を確認し、管理する。

工程管理体制については、工程管理を統括する責任者の下、各課長は作業等の工程担当者を指名する。工程担当者は、関係課とその情報を共有するとともに必要な調整を行う。

工程担当者間の情報共有と調整の結果、上記の工程表に影響する作業等の遅延や変更を余儀なくされた場合、3. 工程変更時の対応に定める対応を行う。

理事長は、マネジメントレビューにおいて、1.の廃止措置の工程における作業等の進捗状況を確認・評価し、もんじゅに必要な指示を行う。

以上に示す廃止措置の工程管理については、保安規定に基づく品質マネジメントシステム文書に定めて実施する。

3. 工程変更時の対応

工程表に変更が生じる場合、その変更による施設の安全性や他の作業等への影響をもんじゅ内で確認する。

また、上記によって第 11-2 図に示す第 1 段階の工程を大幅に変更する場合は、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

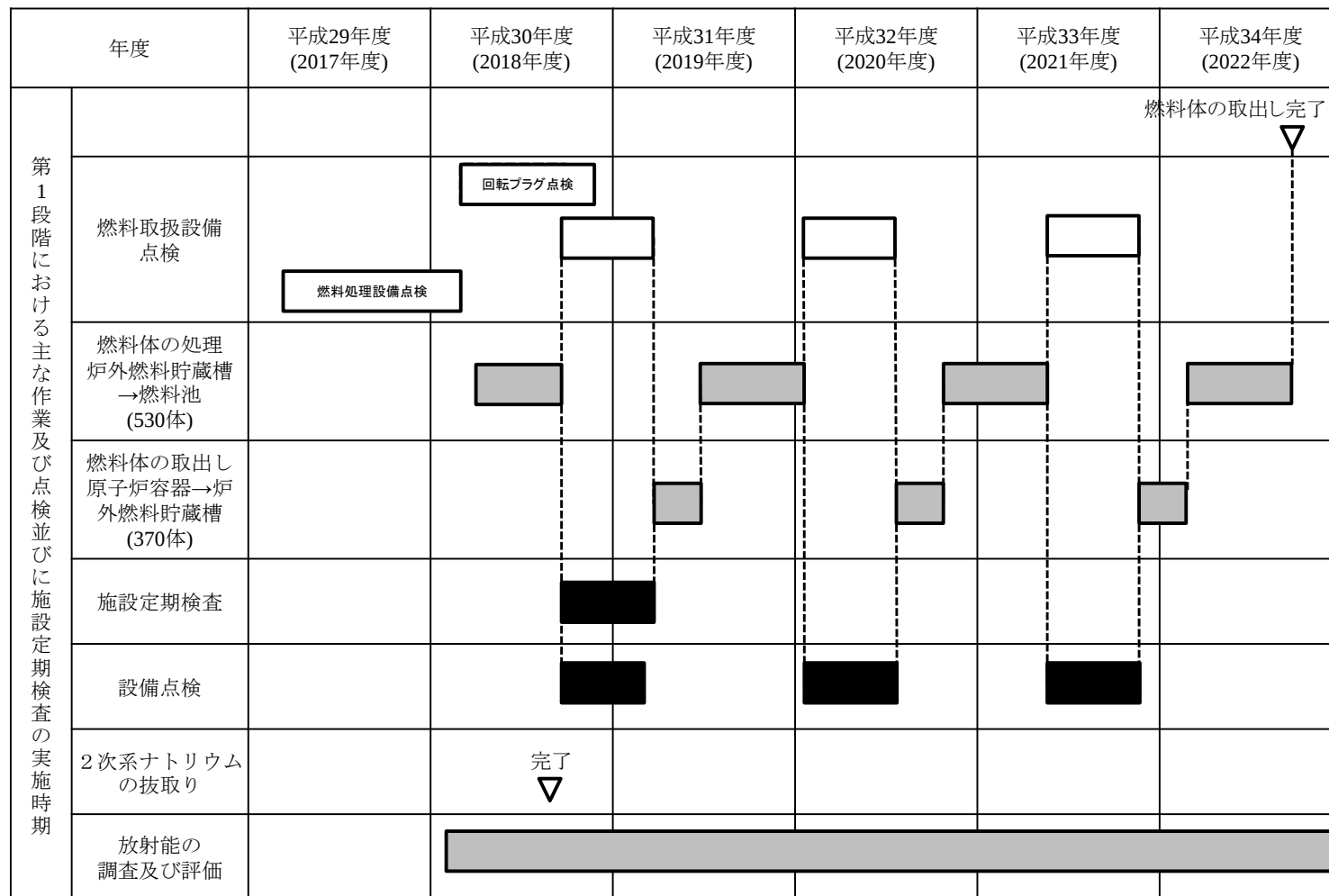
4. 施設定期検査の実施時期

施設定期検査の実施時期を第 11-2 図に示す。

区分	第1段階 燃料体取出し期間	第2段階 解体準備期間	第3段階 廃止措置期間Ⅰ	第4段階 廃止措置期間Ⅱ
年度	H30 (2018) ~ H34 (2022)	H35 (2023)	~	H59 (2047)
主な実施事項				
	燃料体の取出し			
		ナトリウム機器の解体準備		
			ナトリウム機器の解体撤去	
	放射能の調査及び評価			
		水・蒸気系等発電設備の解体撤去		
				建物等解体撤去
		放射性固体廃棄物の処理・処分		

注) 使用済燃料の譲渡し及びナトリウムの処理・処分に係る計画については、燃料体の取出し完了までに政府が結論を得る計画を踏まえ、反映する。

第 11-1 図 廃止措置の工程



第 11-2 図 第 1 段階の工程

添付書類

- 一 燃料体を炉心等から取り出す工程に関する説明書
- 二 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図
- 三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書
- 四 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書
- 五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書
- 六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書
- 七 廃止措置に要する資金の額及びその調達計画に関する説明書
- 八 廃止措置の実施体制に関する説明書
- 九 品質保証計画に関する説明書

添付書類 一

燃料体を炉心等から取り出す工程に関する説明書

1. 燃料体を炉心等から取り出す方法及び手順

燃料体を炉心から取り出して燃料池に移送する作業は、炉心から燃料体を取り出して炉外燃料貯蔵槽に移送する作業（燃料取出し作業）と炉外燃料貯蔵槽から取り出して燃料洗浄設備でナトリウムを洗浄・除去した上で燃料池に移送する作業（燃料処理・貯蔵作業）からなる。以下、(1)～(3)に各作業の内容を示す。

燃料体を炉心から取り出した後においては、燃料体のグリップ位置（上部位置）が燃料交換装置で扱える範囲にあることを確実にするため、必要に応じて燃料体の形状及び重量を模擬した模擬燃料体を治具として装荷する。装荷する模擬燃料体の体数については、安全性を確認した上で、燃料取出し作業に支障を及ぼさないことを考慮して決定する。

(1) 模擬燃料体の搬入

所外から搬入した模擬燃料体は、受取検査後、新燃料貯蔵ラックに収納する。その後、燃料体の取出し前に必要な体数を、新燃料移送機、地下台車及び燃料出入設備を用いて炉外燃料貯蔵槽に移送する（第1図参照）。

(2) 燃料取出し作業

燃料取出し作業においては、燃料交換装置、炉内中継装置及び燃料出入設備を用い、炉心に装荷している燃料体を取り出し、燃料体を取り出した箇所へ必要に応じて模擬燃料体を装荷する（第1図及び第2図参照）。

燃料取出し作業については、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵する燃料体の崩壊熱が放散熱を上回ることがないように、取り出す燃料体の種類や数をあらかじめ定めて行う。

(3) 燃料処理・貯蔵作業

燃料処理・貯蔵作業においては、燃料出入設備を用いて炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している燃料体を取り出して燃料洗浄設備に移送し、燃料洗浄設備において付着したナトリウムを蒸気及び水によって洗浄した後、燃

料池の貯蔵ラックに貯蔵する（第 2 図参照）。

缶詰缶については、基本的には使用しないが、缶詰缶に収納せずに貯蔵できるラックの容量が貯蔵対象の燃料体数より少ないため、一部の燃料体を燃料処理・貯蔵作業の過程で缶詰缶に収納して燃料池の貯蔵ラックに貯蔵する。

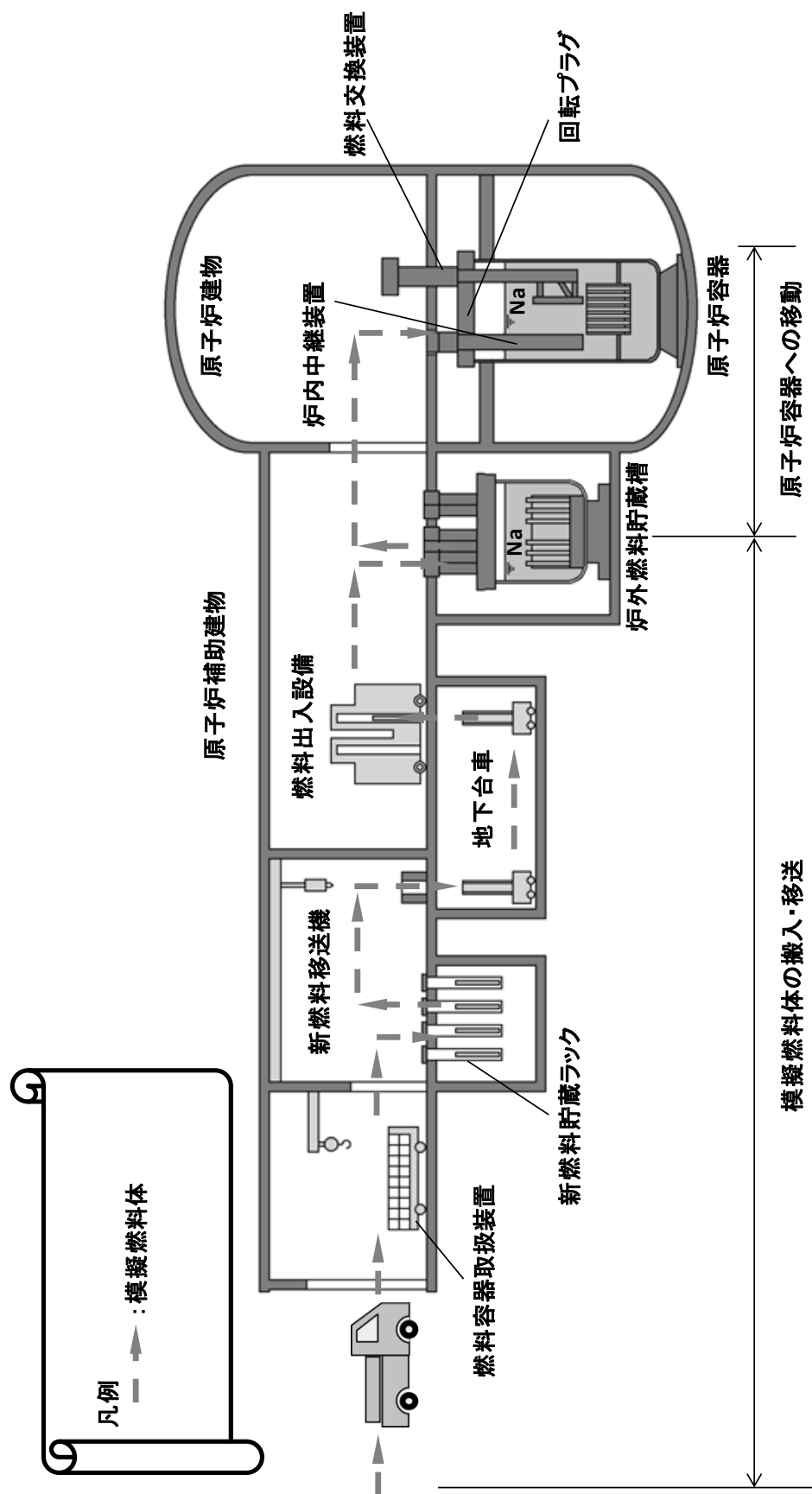
2. 作業人員及び設備の管理方法並びにその体制

燃料取出し作業及び燃料処理・貯蔵作業（以下「燃料取扱作業」という。）に係る要員の体制を第 3 図に示す。燃料取扱作業の実施体制については、もんじゅの保安管理体制の中で、担当する課長が、その課の管理職から実施責任者を選任し、実施責任者の下、燃料取扱設備の運転操作を担当する「操作チーム」と、運転操作を設備面から支援する「設備チーム」から構成する。また、燃料取扱設備の保守管理は、設備の保守管理を担当する課が保全計画に基づいて行う。

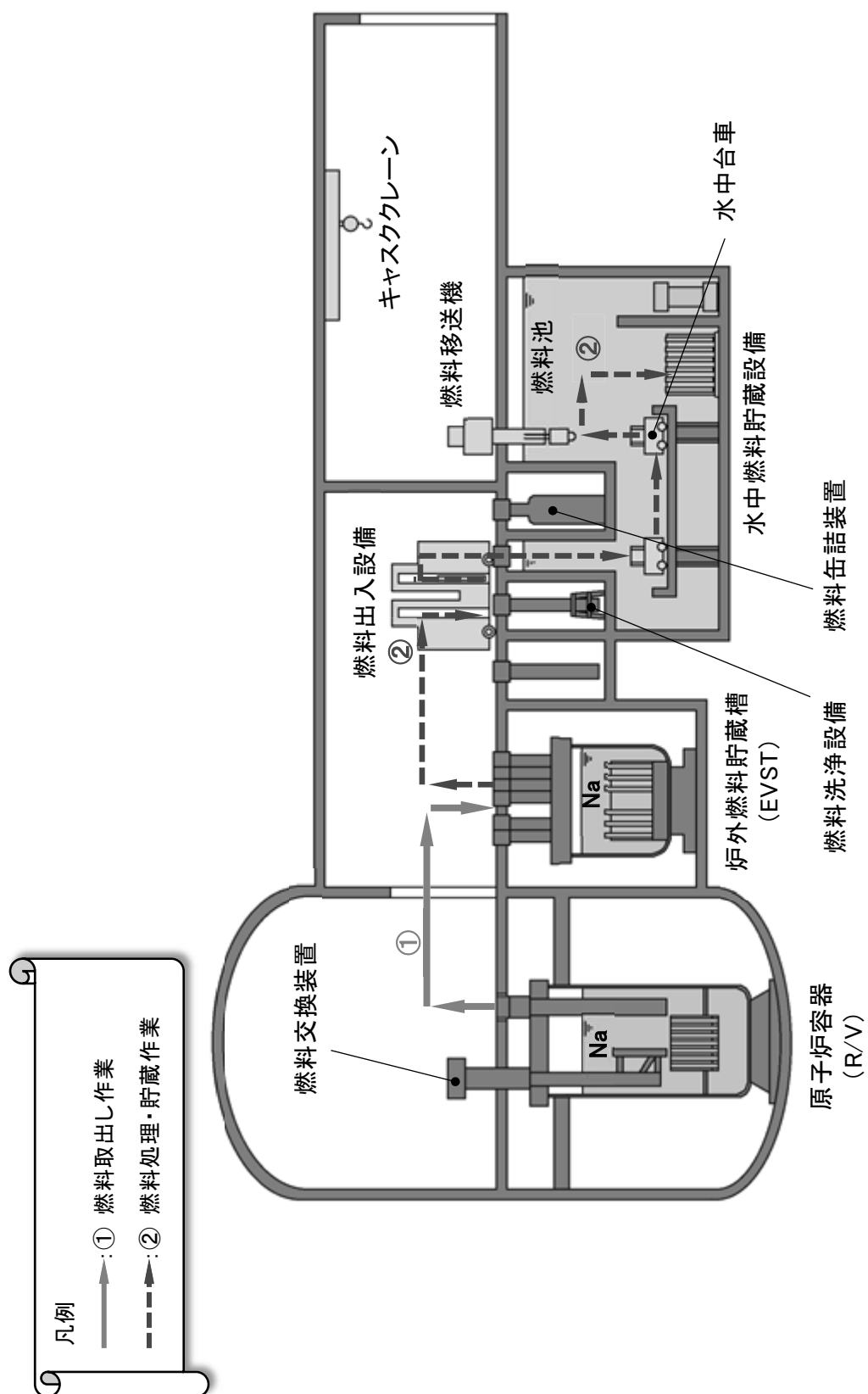
3. 工程及び工程管理の方法

第 1 段階においては、炉心に装荷されている 370 体及び炉外燃料貯蔵槽に貯蔵されている 160 体の燃料体を燃料池の貯蔵ラックに移送して貯蔵する。燃料取扱作業に係る工程については、「十一 廃止措置の工程」の第 11-2 図に示すとおりである。

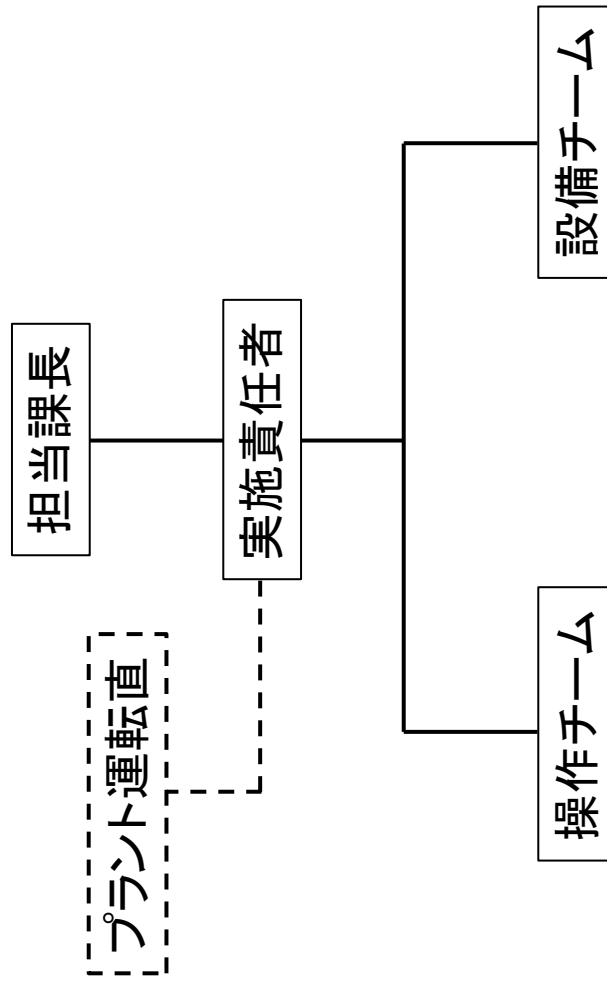
燃料取扱作業において、工程管理を統括する責任者は、事前に設定した作業区分毎に進捗管理を行い、燃料取扱作業の実績及び点検工程の更新を踏まえ、必要に応じて適宜作業工程を見直す。



第1図 模擬燃料体の移動経路



第2図 燃料体の移動経路

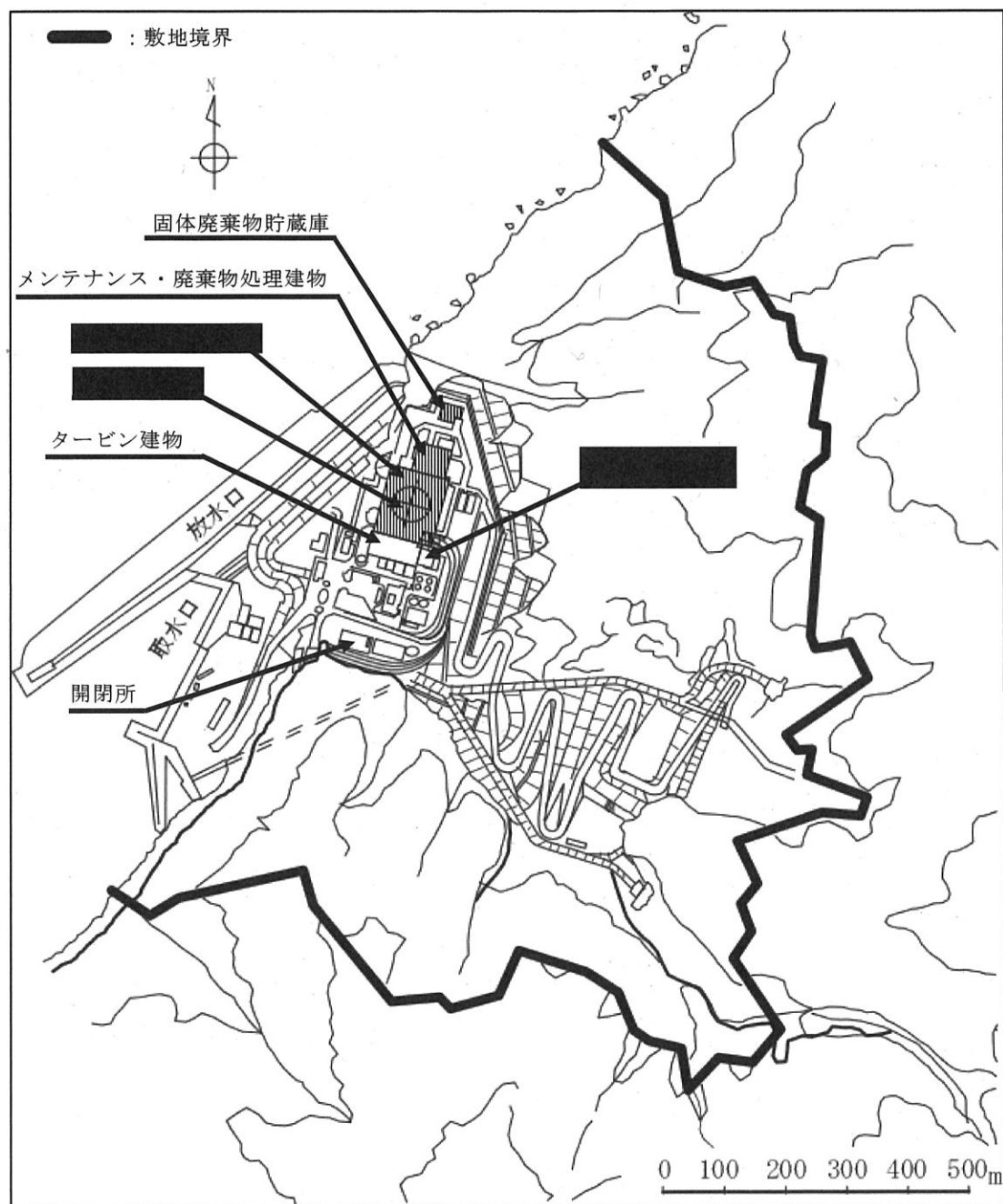


第3図 燃料取扱作業の実施体制

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 1 段階においては、2 次系ナトリウムの抜取り、燃料体の取出し並びに放射能の調査及び評価を行う。第 2 段階以降における工事作業区域については、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。



凡例

 : 第1段階における工事作業区域

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

具体的方法については、従来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できる限り低減する方針の下、遮蔽設備、換気空調設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設について、必要な期間、必要な機能及び性能を維持管理する。具体的な性能維持施設については、「六 性能維持施設」に示すとおりである。
- (2) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするため、管理区域を設定して立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空気中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、線量の低減に努める。
- (4) 管理区域の外側に周辺監視区域を設定して人の立入りを制限する。
- (5) 気体及び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。

1.2 管理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そのおそれのある区域を全て管理区域とする。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には、一時管理区域とする。

(2) 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、研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（平成 12 年 11 月 6 日総理府令第 122 号。以下「研開炉規則」という。）に基づき、次の措置を講じる。

- a. 壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、鍵の管理等の措置を講じる。
- b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。
- c. 床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、線量告示に定める表面密度限度を超えないようにする。
- d. 管理区域から人が退去し又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が、線量告示に定める表面密度限度の 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に述べるように適切な管理を行う。

- a. 放射線業務従事者等を外部被ばくから防護するため、遮蔽を必要な期間維持管理する。また、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での汚染による被ばくから防護するため、換気空調設備を必要な期間維持管理する。また、必要に応じて防護具の着用等の措置を講じる。
 - 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って管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易かつ確実に行えるようにする。
- (3) 管理区域内空間の外部放射線に係る線量当量を把握するため、管理区域内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率をエリアモニタによる連続測定を行う。また、放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的にサーベイメータにより外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。
- (4) 管理区域内の空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を把握するため、放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については、サンプリングによる測定を定期的に行う。

1.4 周辺監視区域内の管理

周辺監視区域については、研開炉規則に基づき、人の居住を禁止し、境界に柵又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の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、管理区域内に遮蔽設備を設けること等により、管理区域の外側における外部放射線に係る線量が、3月間について1.3 mSvを超えないように管理する。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、換気系統及び排水系統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。

1.5 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ついては、外部被ばくによる線量の評価を行うほか、必要に応じて内部被ばくによる線量の評価を行う。

1.6 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气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、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には、排気中の放射性物質の濃度を排気筒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、あらかじめ廃液モニタタンク又は洗濯廃液モニタタンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度

を測定する。

また、放出される液体中の放射性物質の濃度については、排水モニタによって常に監視する。

1.7 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、厳重な管理を行い、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視を行う。

(1) 空間放射線量等の監視

空間放射線量及び空間放射線量率について、測定頻度及び測定点を定めて監視を行う。

(2) 環境試料の放射能監視

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

環境試料の種類：陸 水 陸 土 空気中粒子
海 水 陸上生物
海 底 土 海洋生物

頻 度：原則として年2回とし、必要に応じて増加する。

測 定 核 種：核分裂生成物及び腐食生成物のうち、主要な核種

(3) 異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、排気筒モニタ、排水モニタ等により、常に監視し、異常な放出がないように十分管理を行う。

万一異常な放出があつて敷地外に影響があると考えられた場合には、周辺監視区域境界付近にあるモニタリングポストにより、空間放射線量を測定するほか、モニタリングカーにより、敷地周辺の空間放射線量率及び放射性物質の濃度を測定し、その範囲、程度等の推定を敏速かつ確実にを行う。

2. 平常時における周辺公衆の線量評価

廃止措置期間中に環境へ放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物により周辺公衆の受ける線量を評価する。また、廃止措置期間中の直接線及びスカイシャイン線による敷地境界外の線量を評価する。

評価に当たっては、発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会一部改訂。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（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会一部改訂。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 段階においては、燃料体の取出し、設備の維持管理等を行うが、放射化した原子炉容器等の解体撤去は行わず、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。また、性能試験のうちの 40%出力試験を中断した以降、放射性物質の生成は無視できる。

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について「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

よう素については、半減期が短く、性能試験のうちの 40 %出力試験を中断してからの減衰期間を考慮すると、放出量が無視できるため、

第1段階において発生する放射性気体廃棄物の発生源としては、「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、気体廃棄物処理系からの排気、原子炉格納施設及び原子炉補助建物の換気空調設備からの排気によって放出される希ガスである。

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、性能試験のうちの40%出力試験を中断してからの減衰期間を考慮すると、放出量が無視できる。

以上のことから、第1段階において発生する放射性気体廃棄物の放出量について次のとおり評価する。減衰期間については、性能試験のうちの40%出力試験を中断した後の期間を考慮して21年とする。

(a) 気体廃棄物処理系からの排気により放出される希ガス

原子炉運転中に生成され、使用済燃料集合体に含まれていた希ガス(Kr-85)が減衰し、燃料洗浄設備からの使用済燃料洗浄廃ガス及びその他の燃料取扱及び貯蔵設備の機器等のガス置換、呼吸に伴う廃ガスとして気体廃棄物処理系からの排気により、年間を通じて排気筒から放出されるものとして(3-1)式により評価する。

なお、1次アルゴンガス系設備から流入する廃ガスの気体廃棄物処理系からの排気については、性能試験のうちの40%出力試験を中断した以降、放射性物質の生成は無視できることから、「(b) 原子炉格納施設及び原子炉補助建物の換気空調設備からの排気により放出される希ガス」に含めて評価する。

$$Q_1 = Q_G \cdot P \cdot G \cdot D \cdot N \quad \cdots \cdots \cdots (3-1)$$

Q_1 : 燃料取扱及び貯蔵設備から流入する廃ガスの気体廃棄物処理系からの排気により排気筒から放出される希ガス(Kr-85)の量 (Bq/y)

- P : 燃料被ふく管欠陥率
- G : 欠陥燃料から燃料移送ポット内へ放出される希ガス (Kr-85) の割合
- D : 燃料移送ポット内ナトリウムから気相部への希ガス (Kr-85) の移行割合
- N : 年間当たりの燃料集合体の取扱本数 (本/y)
- Q_G : 炉停止 21 年後の燃料集合体中の希ガス (Kr-85) の量 (Bq)

(b) 原子炉格納施設及び原子炉補助建物の換気空調設備からの排気により放出される希ガス

原子炉運転中に生成され、1 次アルゴンガス系設備に含まれていた希ガス (Kr-85) が減衰し、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 (3-2) 式により評価する。

$$Q_2 = A_G \cdot W_G \dots\dots\dots (3-2)$$

- Q_2 : 原子炉格納施設及び原子炉補助建物の換気空調設備からの排気により放出される希ガス (Kr-85) の量 (Bq/y)

- A_G : 1 次アルゴンガス系設備の希ガス (Kr-85) の濃度 (Bq/Nm³)

- W_G : 1 次アルゴンガス系設備のアルゴンガス保有量 (Nm³)

(3-1) 式及び (3-2) 式の計算に用いるパラメータは次のとおりである。

- P : 0.01
- G : 0.02
- D : 1
- N : 200 (本/y)

Q_G : 約 6.0×10^{12} (Bq)

A_G : 約 1.5×10^{10} (Bq/Nm³)

W_G : 360 (Nm³)

b. 放出量計算結果

第 1 段階における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 段階における放射性気体廃棄物の放出管理目標値を第 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について、線量評価指針及び気象指針に基づいて評価する。

希ガスによる実効線量の計算においては、排気筒を中心として 16 方位に分割したうちの陸側 10 方位の周辺監視区域外について行い、希ガスのガンマ線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

評価に使用する気象データについては、近年の気象データによる異常年検定を行い、異常がないことを確認した 2004 年 4 月から 2005 年 3 月までの観測による実測値を用いる。

b. 実効線量評価方法

第 1 段階に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」における原子炉運転中の原子炉格納施設の換気、原子炉補助建物の換気及び気体廃棄物処理系からの排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

ガンマ線による空気カーマ率を求める基本式は (3-3) 式のとおりである。

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

$D(x', y', 0)$: 計算地点 $(x', y', 0)$ におけるガンマ線による空気カーマ率
($\mu\text{Gy/h}$)

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

μ_{en} : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1})

E_γ : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

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

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

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (m^{-1})

$B(\mu \cdot r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数

$$B(\mu \cdot r) = 1 + \alpha \cdot (\mu \cdot r) + \beta \cdot (\mu \cdot r)^2 + \gamma \cdot (\mu \cdot r)^3$$

α, β, γ はガンマ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/m^3)

$\chi(x, y, z)$ は (3-4) 式により計算される。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}\right] \quad \dots\dots\dots (3-4)$$

Q : 放出率 (Bq/s)

U : 風 速 (m/s)

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 段階においては希ガスを連続的に放出することから、ガンマ線による実効線量は方位別に (3-5) 式を用いて計算する。

$$H_\gamma = H_{\gamma\text{cont}} \dots\dots\dots (3-5)$$

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

$H_{\gamma\text{cont}}$: 連続放出分の希ガスのガンマ線による方位年間別実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

連続的に放出される希ガスのガンマ線による実効線量について (3-6) 式を用いて計算する。

$$H_{\gamma\text{cont}} = \sum_{S=A}^F (H_{\gamma\text{cont}S} + H'_{\gamma\text{cont}S} + H''_{\gamma\text{cont}S}) \dots\dots\dots (3-6)$$

$H_{\gamma\text{cont}S}$: 風が着目方位へ向っており、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ガンマ線による年間実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

$H'_{\gamma\text{cont}S}$, $H''_{\gamma\text{cont}S}$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向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ガンマ線による年間実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

$H_{\gamma\text{cont}S}$ 、 $H'_{\gamma\text{cont}S}$ 及び $H''_{\gamma\text{cont}S}$ は、それぞれ (3-7)、(3-8) 及び (3-9) 式を用いて計算する。

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

$$H'_{\gamma\text{cont}S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\gamma\text{cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \bar{D}'_s \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S'_{LS} \dots\dots\dots (3-8)$$

$$H''_{\gamma\text{cont}S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\gamma\text{cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \bar{D}''_s \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S''_{LS} \dots\dots\dots (3-9)$$

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (μSv/μGy)

f_h : 家屋による遮蔽係数

f_0 : 居住係数

$\bar{D}_s$: 放出率 1 Bq/s、ガンマ線エネルギー 0.5 MeV/dis、風速 1 m/s で着目方位へ放出した場合、大気安定度が S であるときの当該距離におけるガンマ線による空気カーマ率の方位内平均値 (μGy/h)

$\bar{D}'_s, \bar{D}''_s$: それぞれ放出率 1 Bq/s、ガンマ線エネルギー 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ガンマ線による空気カーマ率の方位内平均値 (μGy/h)

$\bar{D}_s, \bar{D}'_s$ 及び $\bar{D}''_s$ は (3-3) 式を基本式として求める。

N_t : 総観測回数 (回/y)

L : 16 方位 (計算方位) を示す。

$Q_{\gamma\text{cont}}$: 連続放出の希ガスの年間放出量 (Bq・MeV/y・dis)

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

S'_{LS}, S''_{LS} : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、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

(3-3) 式から (3-9) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

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

μ_{en}	: 3.84×10^{-3}	(m^{-1})
μ	: 1.05×10^{-2}	(m^{-1})
α	: 1.000	
β	: 0.4492	
γ	: 0.0038	
H	: 第 3 表に示すとおりである。	
K_2	: 0.8	($\mu\text{Sv}/\mu\text{Gy}$)
f_h	: 1	
f_0	: 1	
N_t	: 8,760	(回/y)
$Q_{\gamma\text{cont}}$	: 1.23×10^{10}	($\text{Bq} \cdot \text{MeV}/\text{y} \cdot \text{dis}$)
$S_{\text{LS}}, S'_{\text{LS}}, S''_{\text{LS}}$	: 第 4 表に示すとおりである。	

(d) 計算結果

陸側 10 方位の周辺監視区域外について希ガスのガンマ線による実効線量の計算を行った結果は第 5 表に、また、評価地点は第 1 図に示すとおりである。これによれば陸側 10 方位の周辺監視区域外で希ガスのガンマ線による実効線量が最大となるのは排気筒から東南東方向約 690m 地点であり、その実効線量は、年間約 $5.2 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}$ である。

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、燃料取扱及び貯蔵設備廃液、共通保修設備廃液、廃棄物処理設備廃液、建物ドレン並びに洗濯廃液があり、トリチウムを除き年間 $5.55 \times 10^9 \text{ Bq}$ 、トリチウムは年間 $9.25 \times 10^{12} \text{ Bq}$ 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、年間の復水器冷却水等の量（年間約 $4.0 \times 10^8 \text{ m}^3$ ）で除した濃度としている。

一方、第 1 段階に発生する放射性液体廃棄物は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に記載される廃液が同様に発生するが、既に原子炉が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が生成されない。したがって、第 1 段階に発生する放射性液体廃棄物の放出量については、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」で評価している放出量に減衰を考慮した量が、年間を通じて放水口から放出されるものとして評価する。減衰期間については、性能試験のうち 40% 出力試験を中断した後の期間を考慮して 21 年とする。また、実効線量を計算する海水中の放射性物質の濃度については、年間放出量を復水器冷却水放水路の希釈量（年間約 $4.2 \times 10^7 \text{ m}^3$ ）で除した濃度とする。

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、21 年間の減衰を考慮したものとする。

なお、よう素については、性能試験（40% 出力試験）中断からの減衰期間を考慮すると放出量は無視できる。

c. 放出量計算結果

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

評価した年間放出量から、第 1 段階における放射性液体廃棄物の放出管理目標値を第 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については、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」と同様に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いて評価する。

液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算については、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を考慮しない。

(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(3-10)式を用いて計算する。

$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \dots\dots\dots (3-10)$$

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

- H_w : 海産物を摂取した場合の年間の実効線量 (μSv/y)
- K_{wi} : 核種 i の実効線量係数 (μSv/Bq)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
- A_{wi} : 核種 i の摂取率 (Bq/d)
- C_{wi} : 海水中の核種 i の濃度 (Bq/cm³)
- $(CF)_{ik}$: 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)
- W_k : 海産物 k の摂取量 (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

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ii}} \cdot t_k\right) \quad (\text{海藻類以外の海産物に対して})$$

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{ii}}{0.693 \times 365} \left\{1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ii}} \times 365 \times \frac{9}{12}\right)\right\} \quad (\text{海藻類に対して})$$

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期間 (d)

(b) 計算条件

(3-10) 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)
	無脊椎動物	20	(g/d)
	海藻類 (生 3 カ月、生相当量の乾物 9 カ月)	40	(g/d)

f_{mk} : 1

t_k : 0 (d)

T_{ri} : ICRP Publication 72 による。

b. 計算結果

第 1 段階に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 0.70 μSv となる。

2.1.3 第 1 段階の平常時における周辺公衆の受ける線量評価結果

第 1 段階における放射性気体廃棄物 (希ガス) による実効線量及び放射性液体廃棄物による実効線量の合計は、第 11 表に示すとおり年間約 0.70 μSv となり、線量目標値指針に示される線量目標値年間 50 μSv を十分下回る。

2.1.4 直接線及びスカイシャイン線による線量

燃料体の取出し、設備の維持管理等により第 1 段階において発生する使用済活性炭、使用済排気用フィルタ及び雑固体廃棄物については、これま

でと同様にドラム詰あるいは梱包し、保管容量を超えないように、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。また、使用済制御棒集合体等については、燃料池又は固体廃棄物貯蔵プールに保管する。第1段階において発生する廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液及び使用済樹脂については、セメント固化が可能となるまでの期間、廃液濃縮液タンク、粒状廃樹脂タンク又は粉末廃樹脂タンク等に貯留し、第1段階においては、放射性物質を内包する系統及び設備を収納する建物及び構築物の解体撤去を行わず、放射線遮蔽機能の維持管理を継続する。

したがって、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 μGy 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原子炉格納容器からの空気カーマを差し引いた値となる。

以上のことから、原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマは、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 50 μGy 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段階については、第1段階の放射能の調査及び評価の結果を踏まえ、第2段階に着手するまでに、また、第3段階以降については、第1段階及び第2段階の放射能の調査及び評価の結果を踏まえ、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに、平常時における周辺公衆の受ける線量をそれぞれ評価し、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

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		気体廃棄物処理系からの排気	原子炉格納施設及び原子炉補助建物の換気	合 計
希 ガ ス	Kr-83m	0	0	0
	Kr-85m	0	0	0
	Kr-85	約 2.4×10^{11}	約 5.4×10^{12}	約 5.6×10^{12}
	Kr-87	0	0	0
	Kr-88	0	0	0
	Xe-131m	0	0	0
	Xe-133m	0	0	0
	Xe-133	0	0	0
	Xe-135m	0	0	0
	Xe-135	0	0	0
	Xe-138	0	0	0
	Ar-37	0	0	0
	Ar-41	0	0	0
	放出量合計	約 2.4×10^{11}	約 5.4×10^{12}	約 5.6×10^{12}
	ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)	約 2.2×10^{-3}	約 2.2×10^{-3}	約 2.2×10^{-3}
よ う 素	I -131	0	0	0
	I -133	0	0	0

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
放出管理目標値	5.5×10^{12} 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	放出源の有効高さ (m)
N E	70
E N E	70
E	90
E S E	70
S E	90
S S E	70
S	70
S S W	100
S W	90
W S W	70

第4表 線量計算に用いた気象条件

観測点：C T点

統計期間：2004.4～2005.3

風向	風向別大気安定度別風速逆数の総和 S_{LS} (s/m)					
	A	B	C	D	E	F ^(注)
N	13.64	80.76	5.79	108.38	25.17	22.79
NNE	9.72	51.53	11.95	77.49	33.36	16.11
NE	1.81	35.54	17.81	169.46	40.33	27.60
ENE	1.35	42.09	10.31	150.10	73.91	39.28
E	1.08	40.25	12.86	159.90	86.91	31.46
ESE	1.70	38.80	8.85	173.03	58.46	15.03
SE	4.08	41.73	20.94	237.38	31.92	23.19
SSE	1.18	31.82	12.34	161.41	35.41	28.76
S	3.19	30.80	9.14	162.30	35.46	28.95
SSW	1.56	31.17	13.90	166.94	33.46	17.52
SW	5.68	56.07	12.27	204.67	34.97	27.89
WSW	13.60	59.55	9.07	178.11	33.40	29.79
W	34.84	131.84	12.28	178.57	40.34	20.78
WNW	70.44	126.54	7.07	161.27	38.17	20.87
NW	87.43	134.69	8.90	143.50	36.18	29.61
NNW	50.68	121.82	8.49	141.90	39.48	30.55

(注) 大気安定度FはGを含む

第 5 表 周辺監視区域外における希ガスのガンマ線による年間実効線量

計算地点の方位	排気筒から周辺監視区域境界までの距離 (m)	ガンマ線による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)
N E	570	4.9×10^{-4}
E N E	610	4.9×10^{-4}
E	660	4.5×10^{-4}
E S E	690	5.2×10^{-4}
S E	770	3.9×10^{-4}
S S E	790	4.0×10^{-4}
S	710	3.3×10^{-4}
S S W	650	2.3×10^{-4}
S W	820	2.5×10^{-4}
W S W	1,310	2.1×10^{-4}

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	年間放出量
Cr-51	0
Mn-54	約 2.1×10^1
Fe-59	0
Co-58	0
Co-60	約 1.3×10^8
Sr-89	0
Sr-90	約 3.4×10^6
Cs-134	約 9.5×10^4
Cs-137	約 3.4×10^8
I -131	0
Na-22	約 1.4×10^5
放出量合計 (トリチウムを除く)	約 4.8×10^8
H -3	約 2.8×10^{12}

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)
Cr-51	0
Mn-54	約 5.0×10^{-13}
Fe-59	0
Co-58	0
Co-60	約 3.2×10^{-6}
Sr-89	0
Sr-90	約 8.0×10^{-8}
Cs-134	約 2.3×10^{-9}
Cs-137	約 8.1×10^{-6}
I -131	0
Na-22	約 3.4×10^{-9}
H -3	約 6.7×10^{-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 (トリチウムを除く)
放出管理目標値	4.7×10^8 Bq/y

第 9 表 液体廃棄物中に含まれる核種 i の実効線量係数

核 種	実効線量係数 K_{wi} ($\mu\text{Sv/Bq}$)
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}
Na-22	3.2×10^{-3}
H -3	1.8×10^{-5}

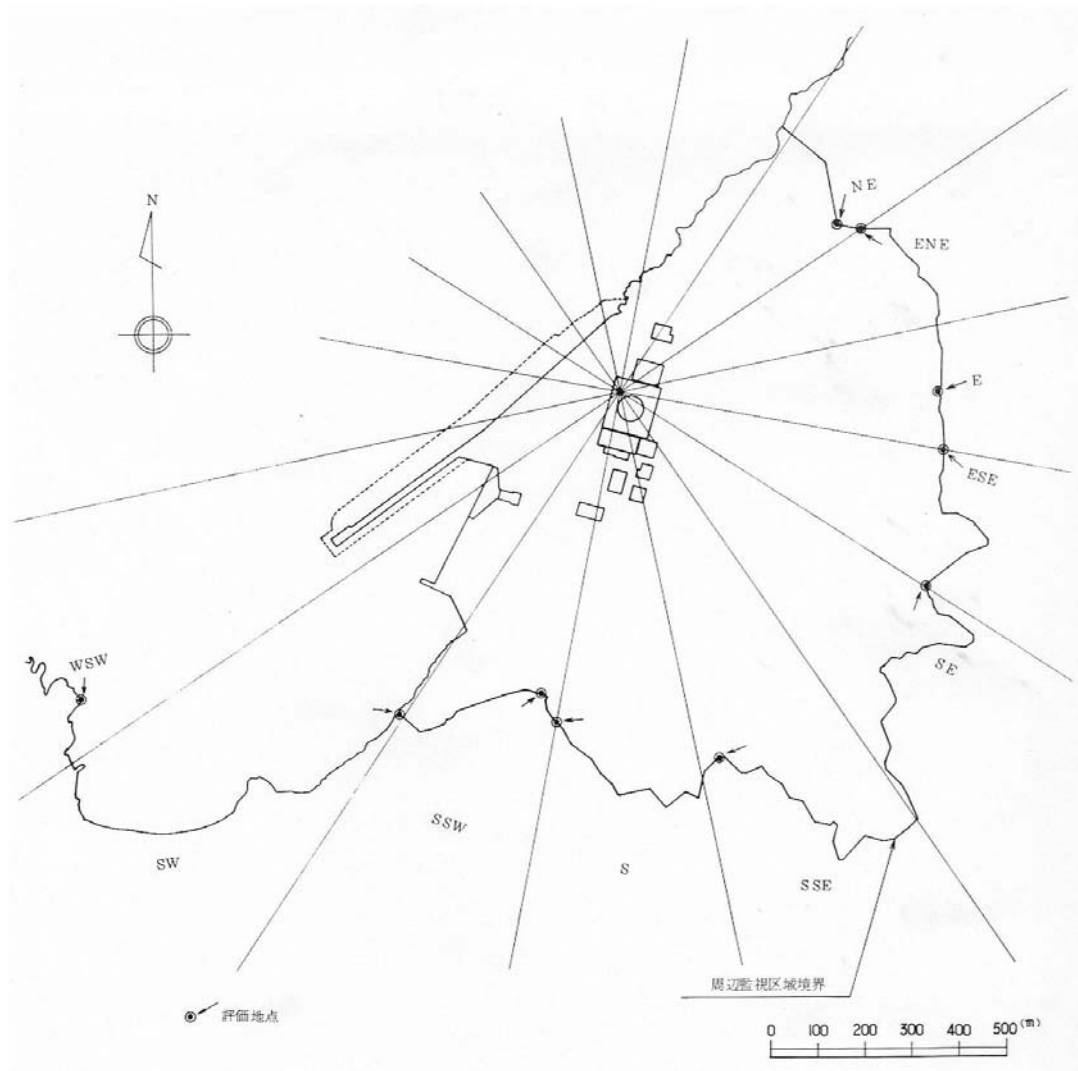
第 10 表 放射性液体廃棄物の濃縮係数

核種	濃 縮 係 数 (CF) _{ik} ($\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$)		
	魚類	無脊椎 動 物	海藻
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
Cs-134	30	20	20
Cs-137	30	20	20
I -131	10	50	4×10^3
Na-22	1	1	1
H -3	1	1	1

第 11 表 平常時における放出放射性物質に起因する
 周辺公衆の受ける線量評価結果

(単位：μSv/y)

項 目	実効線量
放射性気体廃棄物中の希ガスによる 実効線量	約 5.2×10^{-4}
放射性液体廃棄物中の放射性物質に よる実効線量	約 0.70
合 計	約 0.70
線量目標値	50



第 1 図 評価地点説明図

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
発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書

1. 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等の起因事象について

(1) 事象の想定

事象の想定としては、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」において考慮された起因事象のうち、プラント外部要因、系統外要因については、それぞれ適切な防護対策により、安全上重要な構築物・系統及び機器の機能喪失を防止していることから、系統内要因に着目した事象について事故評価していることに鑑み、廃止措置中においてもこの考え方を基本とする。

具体的には、廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震及び津波等の起因事象のうち、廃止措置中の過失、機械又は装置の故障については、これらによって発生する事故を想定し、既往の評価結果等を基に、廃止措置の実施区分の各段階における施設の状況に即して、事故の種類、程度、影響を評価することとし、炉心から燃料体を取り出し、使用済燃料に付着するナトリウムを洗浄後、燃料池へ移送し、使用済燃料を貯蔵するまでを第1段階として、2項以降に説明する。

地震及び津波等については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置計画の認可の審査に関する考え方(平成29年4月原子力規制委員会)に記載された以下の事象に関して、既往の評価結果等を基に、廃止措置の実施区分の各段階における施設の状況に即して頑健性を評価し、これらが事故の起因事象とはならないことを説明する。

- ・外部ハザード（自然ハザード）：地震、津波、竜巻、火山活動
- ・内部ハザード：火災、内部溢水

(2) 評価結果

既往の評価結果等を基に、現状のプラント状態に鑑みて評価した結果を以下に示す。これらの評価結果を踏まえると、これらを起因事象とし

て、廃止措置段階において、追加して想定すべき事故はない。

- a. 地震については、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」⁽¹⁾（原子力安全・保安院、平成 23 年 7 月 22 日）に基づきストレステストを実施し、報告（「東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価」⁽²⁾）した。廃止措置段階で機能を期待する原子炉冷却材バウンダリ、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備の耐震裕度が基準地震動（760 Gal）に対して 2 倍程度であることから、廃止措置段階において追加すべき事故要因とはならないと評価する。
- b. 津波については、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」（平成 23 年 7 月 22 日原子力安全・保安院。）に基づき評価を実施し、報告（「東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価」）した。廃止措置段階で機能を期待する重要な設備は海面から 21 m までの津波に対する耐性を有する。津波高さが 21 m 以下であれば施設の安全性は確保されることから、廃止措置段階において追加すべき事故要因とはならないと評価する。
- c. 竜巻については、原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（平成 25 年 6 月原子力規制委員会、平成 26 年 9 月一部改訂。）に基づき検討を行う。設計竜巻の最大風速はフジタスケール F3 の最大風速である 92 m/s を保守側に 100 m/s とする。定性的な概略評価としては、機能を期待する重要な設備はコンクリート製の建屋の中にあり、外殻となる建屋は風荷重に対して十分な耐性があることを確認した。一方、竜巻飛来物に対しては、固縛等の必要な対応を実施することにより、機能を期待する重要な設備を維持する。

- d. 火山活動については、近隣に直接的な影響（設計対応が不可能な火山事象）を与える活火山はない。定性的な概略評価としては、火山灰に対する建物健全性は、建物が積雪 200 cm に対応して設計されており、積雪に対する耐性に包絡される。
- e. 火災については、「原子炉設置許可申請書 添付書類八」の火災に対する設計上の考慮を維持する。具体的には、発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針（昭和 55 年 11 月 6 日原子力安全委員会決定、平成 19 年 12 月 27 日一部改訂。）に基づき、火災により原子炉の安全性が損なわれることを防止するため、「火災発生防止」、「火災検知及び消火」及び「火災の影響の軽減」の 3 方策を適切に組合せた設計を維持する。以上により、廃止措置段階において追加すべき事故要因とはならないと評価する。
- f. 内部溢水については、定性的な概略評価としては、ナトリウムを保有するエリア及びナトリウム機器が存在するエリアは、禁水エリアであり、水はない。原子炉補助建物内の禁水エリア外において、主な溢水源となり得る系統からの溢水が発生した場合、床ドレン等を通じて最終的に原子炉補助建物の最下層フロアに滞留するが、禁水エリア境界が通常の床レベルよりも高所に存在し、禁水エリア外において水が滞留可能な面積が広いこと等により、溢水高さが管理区域、非管理区域ともに禁水エリア境界高さに対して影響が出ない高さに留まることから、禁水エリアへの影響を防止できる。

2. 事故

原子炉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、既往の評価結果等を基に、各工程段階における施設の状況に即し、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、高速増殖炉の安全性の評価の考え方（昭和 55 年 11 月 6 日原子力安

全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂。）、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂。）及び気象指針を参考にする。

2.1 第 1 段階の事故時における周辺公衆の受ける線量評価

(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 段階においては、運転停止に関する恒久的な措置を講じた上で、炉心から燃料体を取り出し、使用済燃料に付着するナトリウムを洗浄後、燃料池へ移送し、燃料体を貯蔵する。また、廃止措置対象施設となる設備の解体工事を行わず、廃止措置対象施設のうち必要な機能については継続して維持管理することから、原子炉運転中の燃料取替取扱時と同等の状態が継続する。

このことから、第 1 段階の事故としては、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」の考え方を基本とし、環境への放射性物質の異常な放出事象について、炉心からの燃料取出しに係る事故として「燃料取扱事故」、またナトリウムの漏えいに係る事故のうち 1 次冷却材の漏えい量が多くなる「1 次冷却材漏えい事故」を想定し、評価の対象とする。

(2) 燃料取扱事故

a. 事故の想定

この事故については、燃料池での燃料取扱い作業中に、何らかの原因によって燃料集合体が破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

b. 評価対象核種

「原子炉設置許可申請書 添付書類十」と同様に希ガス及びよう素とし、長半減期核種として、希ガスについては Kr-85、よう素については I-129 を対象とする。

c. 放出量評価方法

燃料集合体の破損によって大気へ放出される希ガス及びよう素の量については、以下の条件により算出する。

- (a) 破損する燃料集合体の体数は1体とし、1体中の燃料被ふく管の全てが破損し、燃料ギャップ内の希ガス及びよう素の全量が燃料池水中に放出されたとする。
- (b) 原子炉停止時の燃料ギャップ内の希ガス及びよう素の量は、「もんじゅ」における実際の運転履歴（定格出力換算で約40日間）を考慮する。
- (c) 原子炉停止を1995年12月とし、原子炉停止から約21年後の時点で事故が生じるものとする。
- (d) 燃料池水中に放出された希ガスについては水中へ溶解しないものとし、よう素については水中における除染を考慮する。水中でのよう素の除染係数については500とする。
- (e) 燃料池エリア内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に地上放散されるものとする。

d. 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」の線量評価と同様に、よう素の吸入摂取による実効線量と外部ガンマ線による実効線量（希ガスのガンマ線による実効線量）を評価する。

よう素の吸入摂取による小児の実効線量を次式で計算する。

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

ここで、

H_I : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (Sv)

K_{He} : I-131 の吸入摂取による小児の実効線量換算係数
($= 1.6 \times 10^{-7}$ Sv/Bq)

M : 小児の呼吸率 (m^3/s)

Q_e : よう素の大気放出量 (I-131 等価換算) (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

呼吸率は事故期間が短いことを考慮し、小児活動時の呼吸率 $0.31 \text{ m}^3/\text{h}$ を秒あたりに換算して用いる。

希ガスのガンマ線による実効線量は次式で計算する。

$$H_\gamma = K_1 \cdot Q_\gamma \cdot (D/Q) \cdot \dots \quad (2)$$

ここで、

H_γ : 希ガスのガンマ線による実効線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (= 1 Sv/Gy)

Q_γ : 希ガスの大気放出量 (0.5 MeV 換算) (Bq)

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

e. 気象条件

線量評価に使用する気象条件については、近年の気象データによる異常年検定を行い、異常がないことを確認した 2004 年 4 月から 2005 年 3 月までの観測による実測値を用いる。また、線量評価に用いる相対線量 (D/Q) については、本事故が地上放散を想定することを考慮し、気象指針に基づき評価されている「原子炉設置許可申請書 添付書類十」における「気体廃棄物処理設備破損事故」の評価の値を用いる。線量評価に用いる相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を第 1 表に示す。

f. 評価結果

燃料取扱事故によって、大気中に放出される希ガス及びよう素の量及び敷地境界外における最大の実効線量を第 2 表に示す。また、希ガス及びよう素の大気放出過程を第 1 図に示す。

(3) 1 次冷却材漏えい事故

a. 事故の想定

この事故については、原子炉停止中に、何らかの原因で原子炉冷却

材バウンダリの配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事象を想定する。

b. 評価対象核種

過去の出力運転において燃料破損が発生していないことから、現時点においても冷却材中に内蔵されている放射化ナトリウムを対象とし、長半減期核種として Na-22 を対象とする。

c. 放出量評価方法

1次冷却材の漏えいによって大気へ放出される放射化ナトリウムの量については、以下の条件により算出する。

- (a) 漏えいしたナトリウムに含まれる放射化ナトリウムの放射能濃度については、サンプリング結果に基づく 2017 年 4 月時点の濃度とする。
- (b) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出される放射化ナトリウムの量については、燃焼ナトリウム中の全量とする。
- (c) 燃焼ナトリウムの量については、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」における「1次冷却材漏えい事故」のコールドレグ配管破損の場合の値として 2.5 ton を用いる。
- (d) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出された放射化ナトリウムについては、保守的にプレートアウト等による減衰を考慮しない。
- (e) 漏えいナトリウムを貯留する部屋から原子炉格納容器内床上への移行については、保守的に漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出された放射化ナトリウムの全量が原子炉格納容器内床上へ移行するものとする。
- (f) 原子炉格納容器内床上へ移行した放射化ナトリウムについては、アニュラス循環排気装置を介さず、全量が大气中へ地上放散されるものとする。

d. 線量評価方法

周辺公衆の受ける線量は、(2) の燃料取扱事故を参考に、放射化ナトリウムの吸入摂取による実効線量と外部ガンマ線による実効線量を評価する。

放射化ナトリウムの吸入摂取による小児の実効線量を次式で計算する。

$$H_I = K_{Na} \cdot M \cdot Q_{Na} \cdot (\chi/Q) \cdot \cdot \cdot (3)$$

H_I : 放射化ナトリウムの吸入摂取による小児の実効線量 (Sv)

K_{Na} : Na-22 の吸入摂取による小児の実効線量換算係数
($=7.3 \times 10^{-9}$ Sv/Bq)

M : 小児の呼吸率 (m^3/s)

Q_{Na} : 放射化ナトリウムの大気放出量 (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

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

放射化ナトリウムのガンマ線による実効線量は次式で計算する。

$$H_\gamma = K_1 \cdot Q_{Na,\gamma} \cdot (D/Q) \cdot \cdot \cdot (4)$$

H_γ : 放射化ナトリウムのガンマ線による実効線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($=1$ Sv/Gy)

$Q_{Na,\gamma}$: 放射化ナトリウムの大気放出量(0.5 MeV 換算) (Bq)

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

e. 気象条件

c. (f)のとおり、本評価では地上放散を仮定することから、(2)e. に示す条件と同じである。

f. 評価結果

1 次冷却材漏えい事故によって、大気中に放出される放射化ナトリウムの量及び敷地境界外における最大の実効線量を第 3 表に示す。また、放射化ナトリウムの大気放出過程を第 2 図に示す。

(4) 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「燃料取扱事故」及び「1 次冷却材漏えい事故」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。

2.2 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、第 2 段階以降に開始する廃止措置に係る工事内容を踏まえ、その都度、原子炉施設の内外で予想される種々の要因を改めて分析するとともに、放射能の調査及び評価、解体方法等についての検討結果に基づき、事故として選定すべき事象を必要に応じて想定し、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

3. 重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故

もんじゅは平成 6 年から平成 7 年にかけて実施した性能試験時に定格出力運転換算で約 40 日間の出力運転を行い、その後約 21 年間にわたって出力停止状態にあることから、使用済燃料の放射能及び崩壊熱が減衰によって低くなっている。重大事故対策設備が不要であることの評価については、既往の評価結果からは説明を詳細に行うことができないことから、現状の崩壊熱を踏まえた除熱機能喪失事故評価を実施する。具体的には、原子炉、炉外燃料貯蔵槽、燃料池及び燃料取扱設備の各々において除熱機能が喪失する事故を想定する。

なお、原子炉、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池については、液位が低下する事象についても包絡する保守的な条件で評価する。さらに、燃料池については、容器貯蔵ではないことに鑑み、水位の喪失を考慮することとし、未臨界性及びスカイシャイン線に係る影響も評価する。以上の評価については、平成 29 年 12 月中に説明する。

4. 大規模損壊

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって以下の大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関し、対策の成立性に係る検討を実施する。

- (1) 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- (2) 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び使用済燃料の損傷を緩和するための対策に関すること。
- (3) 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

対策の成立性に係る検討に当たっては、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突による大規模な災害が発生した場合に対し、放射性物質の放出低減を目的とした基本フローを整備する。

なお、具体的な対応等については、保安規定や保安規定に基づく品質マネジメント文書に定める。

以上の対策の成立性を確認するためには使用設備等に関する実行可能性調査を実施する必要があるが、既往の評価結果からは詳細な説明を行うことができないため、詳細な説明のための検討結果については、平成 29 年 12 月中に説明する。

5. 参考文献

- (1) 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」、原子力安全・保安院, (2011.7)
- (2) 「東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価」、JAEA-Research2013-01, 敦賀本部 高速増殖炉

研究開発センター, FBR プラント工学研究センター, 次世代原子力システム研究開発部門, (2013.6)

第 1 表 線量評価に用いる相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) 注 1

実効放出継続時間(h)	放出高さ	χ/Q (s/m ³)	D/Q (Gy/Bq)
1	地上放出	7.72×10^{-5}	6.78×10^{-19}

注 1 : 「原子炉設置許可申請書 添付書類六」の気体廃棄物処理設備破損事故より引用。

第 2 表 燃料取扱事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量

よう素の放出量 (I-131 等価換算)	約 2.7×10^4 Bq 注 1
希ガスの放出量 (0.5 MeV 換算)	約 1.8×10^9 Bq 注 2
よう素の吸入摂取による小児の実効線量	約 2.9×10^{-8} mSv
希ガスのガンマ線による実効線量	約 1.2×10^{-6} mSv

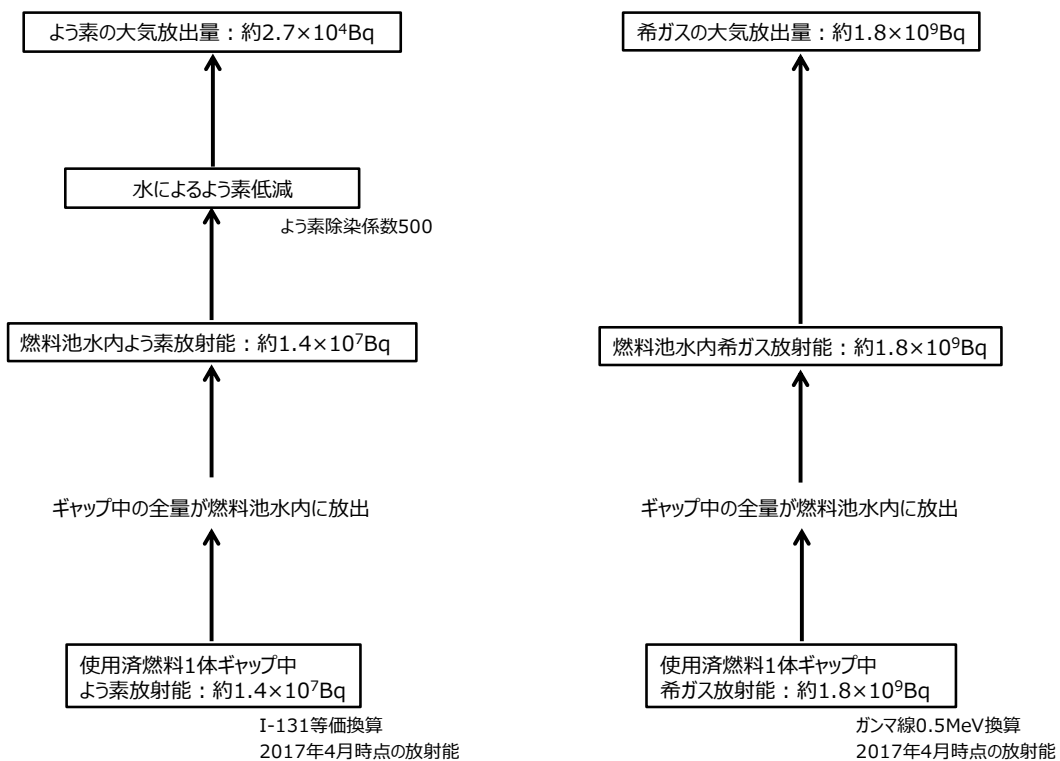
注 1 : I-129 の実効線量換算係数を 2.0×10^{-7} Sv/Bq として換算

注 2 : Kr-85 のガンマ線実効放出エネルギーを 0.0022 MeV として換算

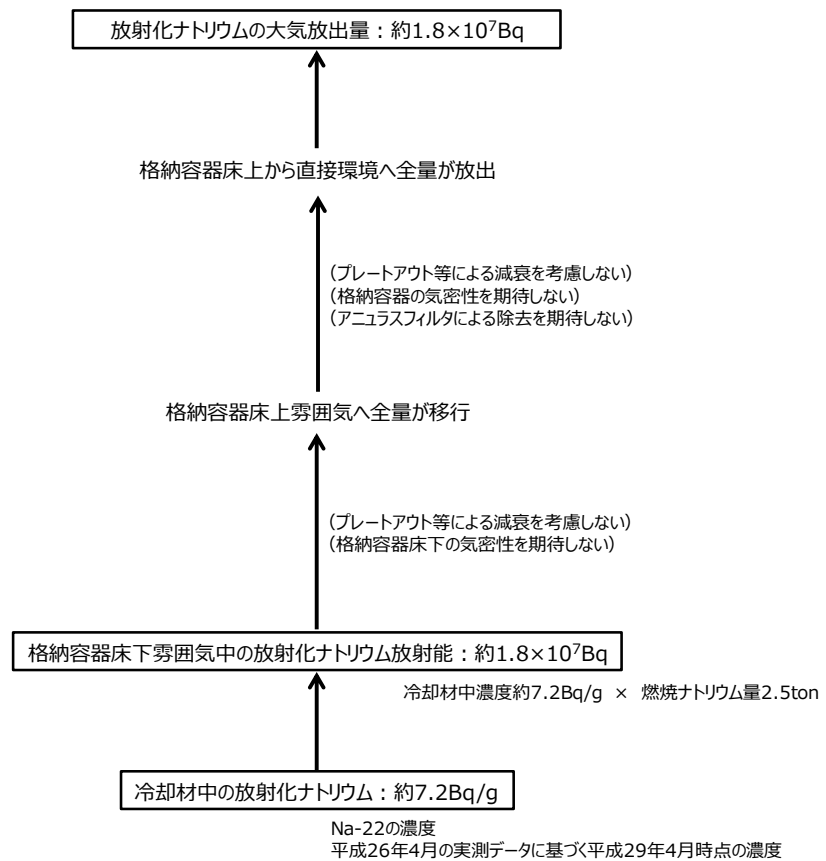
第 3 表 1 次冷却材漏えい事故によって大気中に放出される放射化ナトリウムの量及び敷地境界外における最大の実効線量

放射化ナトリウムの放出量	約 1.8×10^7 Bq
放射化ナトリウムの放出量 (0.5 MeV 換算)	約 4.6×10^7 Bq 注 1
放射化ナトリウムの吸入摂取による小児の実効線量	約 8.8×10^{-7} mSv
放射化ナトリウムのガンマ線による実効線量	約 3.1×10^{-8} mSv

注 1 : Na-22 のガンマ線実効放出エネルギーを 1.275 MeV として換算



第 1 図 燃料取扱事故時の希ガス及びよう素の大気放出過程



第2図 1次冷却材漏えい事故時の放射化ナトリウムの大気放出過程

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. 汚染の分布に係る評価

放射線業務従事者及び周辺公衆の被ばくを低減することを目的に適切な解体撤去工法及び手順を策定するため、また、解体撤去工事に伴って発生する放射性廃棄物の発生量を評価するため、廃止措置対象施設に残存する放射性物質の種類、放射能及び分布を評価する。

廃止措置対象施設に残存する放射性物質は、原子炉運転中の中性子照射により炉心部等の構造材が放射化して生成される放射化汚染と、主として放射化された炉心部等の構造材が冷却材中に溶出して生成される腐食生成物が機器及び配管内部などに付着して残存する二次的な汚染とに区分される。

これらの評価については第1段階及び第2段階に実施することとし、第1段階においては主に1次主冷却系における二次的な汚染について調査及び評価を実施し、第2段階においては主に炉内構造物を含む原子炉周辺の放射化汚染について調査及び評価を実施する。

2. 調査及び評価方法

放射化汚染については、放射化生成核種の種類、放射能及び分布を計算による方法又は測定による方法によって評価する。計算による方法では、原子炉の運転履歴や設計情報により、計算コードを用いて評価する。測定による方法では、廃止措置対象施設から採取した代表試料を分析して、放射化生成核種の種類、放射能及び分布を求める。

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

二次的な汚染については、配管及び機器の外部から γ 線の測定を行うか、あるいは、施設を構成する配管及び機器の材料組成を考慮して腐食生成物の核種組成比を計算又は測定によって評価する。

添付書類 六

性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書

1. 建物及び構築物

(1) 原子炉建物

原子炉建物で維持する機能は「放射性物質漏えい防止機能」、「放射線遮蔽機能」及び「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」である。

「放射性物質漏えい防止機能」については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。「放射線遮蔽機能」については、線源となる設備の解体が完了するまで維持する。「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」については、ナトリウムを保有する系統、機器を収納する部屋に設置しているライナであり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(2) 原子炉補助建物

原子炉補助建物で維持する機能は「放射性物質漏えい防止機能」、「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」及び「放射線遮蔽機能」である。

「放射性物質漏えい防止機能」については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。「放射線遮蔽機能」については、線源となる設備の解体が完了するまで維持する。「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」については、ナトリウムを保有する系統、機器を収納する部屋に設置しているライナであり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(3) ディーゼル建物

ディーゼル建物で維持する機能は「機器の支持機能」であり、当該建物内の性能維持施設の解体が完了するまで維持する。

(4) メンテナンス・廃棄物処理建物

メンテナンス・廃棄物処理建物で維持する機能は「放射性物質漏えい防止機能」及び「放射線遮蔽機能」である。

「放射性物質漏えい防止機能」については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。「放射線遮蔽機能」については、線源となる設備の解体が完了するまで維持する。

(5) 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫で維持する機能は「放射性物質漏えい防止機能」及び「放射線遮蔽機能」である。

「放射性物質漏えい防止機能」については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。「放射線遮蔽機能」については、線源となる設備の解体が完了するまで維持する。

(6) 事務管理建物（緊急時対策所）

事務管理建物（緊急時対策所）で維持する機能は「通信・連絡機能」であり、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

2. 原子炉及び炉心

(1) 燃料集合体

燃料集合体で維持する機能は「炉心形状の維持機能」であり、炉心から燃料体を取り出すまで維持する。

(2) 原子炉容器内構造物

原子炉容器内構造物で維持する機能は「炉心形状の維持機能」及び「ナトリウム酸化防止機能」である。

「炉心形状の維持機能」については、炉心から燃料体を取り出すまで維持する。「ナトリウム酸化防止機能」については、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(3) 反応度制御設備

反応度制御設備で維持する機能は「炉心形状の維持機能」、「未臨界維持機能」及び「ナトリウム酸化防止機能」である。

「炉心形状の維持機能」及び「未臨界維持機能」については、炉心か

ら燃料体を取り出すまで維持する。「ナトリウム酸化防止機能」については、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(4) 中性子しゃへい体及びサーベイランス集合体

中性子しゃへい体及びサーベイランス集合体で維持する機能は「炉心形状の維持機能」であり、炉心から燃料体を取り出すまで維持する。

3. 原子炉冷却系統施設

(1) 原子炉容器

原子炉容器で維持する機能は「ナトリウムの保持機能」、「炉心形状の維持機能」、「燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能」、「予熱・保温機能」及び「ナトリウム酸化防止機能」である。

「炉心形状の維持機能」については、炉心から燃料体を取り出すまで維持する。「予熱・保温機能」、「ナトリウムの保持機能」及び「ナトリウム酸化防止機能」については、炉心から燃料体を取り出した後も冷却材であるナトリウムが容器や配管内に存在するため、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。「燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能」については、原子炉容器のナトリウム液位を通常液位に保つ期間のみ維持する。

(2) しゃへいプラグ

しゃへいプラグで維持する機能は「ナトリウム酸化防止機能」及び「燃料を安全に取り扱う機能」である。

「燃料を安全に取り扱う機能」については、炉心から燃料体を取り出すまで維持する。「ナトリウム酸化防止機能」については、炉心から燃料体を取り出した後も冷却材であるナトリウムが容器や配管内に存在するため、当該系統のナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(3) 1次主冷却系設備

1次主冷却系設備で維持する機能は「ナトリウムの保持機能」、「放

放射性物質漏えい防止機能」、「ナトリウム酸化防止機能」、「原子炉冷却材液位確保機能」、「燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能」及び「予熱・保温機能」である。

「燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能」については、燃料取出しのために原子炉容器のナトリウム液位を通常液位に保つ期間のみ維持する。「原子炉冷却材液位確保機能」、「ナトリウムの保持機能」、「ナトリウム酸化防止機能」及び「予熱・保温機能」については、炉心から燃料体を取り出した後も冷却材であるナトリウムが容器や配管内に存在するため、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。「放射性物質漏えい防止機能」については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。

(4) 2次主冷却系設備

2次主冷却系設備で維持する機能は「ナトリウムの保持機能」、「ナトリウム酸化防止機能」及び「予熱・保温機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(5) 補助冷却設備

補助冷却設備で維持する機能は「ナトリウムの保持機能」、「ナトリウム酸化防止機能」及び「予熱・保温機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

4. 工学的安全施設

(1) 原子炉格納施設

原子炉格納施設で維持する機能は「放射性物質漏えい防止機能（事故時の密閉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。）」及び「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」である。

「放射性物質漏えい防止機能（事故時の密閉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。)」については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」については、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(2) アニュラス循環排気装置

アニュラス循環排気装置で維持する機能は「換気機能（自動起動及び事故時の負圧維持機能並びによろ素除去機能を除く。）」及び「放射性物質漏えい防止機能」であり、これらの機能については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。

5. 原子炉補助施設

(1) 1次ナトリウム補助設備

1次ナトリウム補助設備で維持する機能は「放射性物質漏えい防止機能」、「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」、「ナトリウムの保持機能」、「ナトリウム酸化防止機能」、「予熱・保温機能」、「ナトリウムの浄化機能」、「原子炉冷却材液位確保機能」及び「燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能」である。

「原子炉冷却材液位確保機能」については、炉心から燃料体を取り出すまで維持する。「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」、「ナトリウムの保持機能」、「ナトリウムの浄化機能」、「ナトリウム酸化防止機能」及び「予熱・保温機能」については、炉心から燃料体を取り出した後も冷却材であるナトリウムが容器や配管内に存在するため、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。「放射性物質漏えい防止機能」については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。「燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能」については、原子炉容器のナトリウム液位を通常液位に保つ期間のみ維持する。

(2) メンテナンス冷却系設備

メンテナンス冷却系設備で維持する機能は、「ナトリウムの保持機能」、「ナトリウム酸化防止機能」、「予熱・保温機能」及び「燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能」である。

「予熱・保温機能」、「ナトリウムの保持機能」及び「ナトリウム酸化防止機能」については、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。「燃料取出し時の原子炉冷却材液位確保機能」については、炉心から燃料体を取り出すために必要な原子炉容器のナトリウム液位を通常液位に保つ期間のみ維持する。

(3) 2次ナトリウム補助設備

2次ナトリウム補助設備で維持する機能は「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」、「ナトリウムの浄化機能」、「予熱・保温機能」、「ナトリウムの保持機能」及び「ナトリウム酸化防止機能」であり、これらの機能については、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(4) 1次アルゴンガス系設備

1次アルゴンガス系設備で維持する機能は「ナトリウム酸化防止機能」及び「放射性物質漏えい防止機能」である。

「ナトリウム酸化防止機能」については、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。「放射性物質漏えい防止機能」については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。

(5) 2次アルゴンガス系設備

2次アルゴンガス系設備で維持する機能は「ナトリウム酸化防止機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(6) 原子炉補機冷却水設備

原子炉補機冷却水設備で維持する機能は「冷却機能」であり、ポンプについては、自動起動機能を除く。本機能は、当該放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。

(7) 原子炉補機冷却海水設備

原子炉補機冷却海水設備で維持する機能は「冷却機能」であり、ポンプについては自動起動機能を除く。本機能は、当該放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。

(8) 燃料交換設備

燃料交換設備で維持する機能は「燃料を安全に取り扱う機能」及び「ナトリウム酸化防止機能」であり、これらの機能については、炉心から燃料体を取り出すまで維持する。

(9) 燃料出入設備

燃料出入設備で維持する機能は、「燃料を安全に取り扱う機能」及び「ナトリウム酸化防止機能」であり、これらの機能については、炉心等から燃料体を取り出すまで維持する。

(10) 炉外燃料貯蔵設備

炉外燃料貯蔵設備で維持する機能は「ナトリウム酸化防止機能」、「放射性物質漏えい防止機能」、「ナトリウムの保持機能」及び「予熱・保温機能」である。

「放射性物質の漏えい防止機能」については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。「ナトリウム酸化防止機能」、「ナトリウムの保持機能」及び「予熱・保温機能」については、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(11) 燃料検査設備

燃料検査設備で維持する機能は「燃料を安全に取り扱う機能」である。本機能は、燃料破損のおそれがある場合に使用する機能であることから、炉心等から燃料体を取り出すまで維持する。

(12) 燃料処理設備

燃料処理設備で維持する機能は「燃料を安全に取り扱う機能」であり、炉心等から燃料体を取り出すまで維持する。

(13) 水中燃料貯蔵設備

水中燃料貯蔵設備で維持する機能は「冷却水保有機能」、「放射性物質の貯蔵機能」、「冷却機能」、「浄化機能」及び「燃料を安全に取り扱う機能」である。

「冷却水保有機能」、「放射性物質の貯蔵機能」、「冷却機能」及び「浄化機能」については、燃料体の搬出が完了するまで維持する。「燃料を安全に取り扱う機能」については、炉心等から燃料体を取り出すまで維持する。

(14) 燃料搬出設備

燃料搬出設備で維持する機能は「燃料を安全に取り扱う機能」であり、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

(15) 新燃料受入貯蔵設備

新燃料受入貯蔵設備で維持する機能は「放射性物質の貯蔵機能」であり、新燃料貯蔵ラックの燃料体の搬出が完了するまで維持する。

(16) 燃料取扱設備操作室

燃料取扱設備操作室で維持する機能は「燃料を安全に取り扱う機能」であり、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

(17) 共通保修設備

共通保修設備で維持する機能は「機器洗浄機能」であり、ナトリウム機器の洗浄時に使用することを主目的とした設備であることから、機器洗浄が完了するまで維持する。

(18) 試料採取設備

試料採取設備で維持する機能は「放射性物質漏えい防止機能」であり、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。

(19) 機器冷却系設備

機器冷却系設備で維持する機能は「冷却機能(自動起動機能を除く。)」であり、炉心から燃料体を取り出すまで維持する。

6. 計測制御系統施設

(1) 中性子計装

中性子計装で維持する機能は、線源領域系の「未臨界維持の監視機能」であり、炉心から燃料体を取り出すまで維持する。

(2) 原子炉容器内計装

原子炉容器ナトリウム液位計装で維持する機能は「プラント状態の監視機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(3) 制御棒位置指示計装

制御棒位置指示計装で維持する機能は「制御棒駆動機構の保持監視機能」であり、炉心から燃料体を取り出すまで維持する。

(4) プロセス計装

a. 原子炉容器出口ナトリウム温度

原子炉容器出口ナトリウム温度計装で維持する機能は「プラント状態の監視機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

b. 中間熱交換器 1 次側出口ナトリウム温度

中間熱交換器 1 次側出口ナトリウム温度計装で維持する機能は「プラント状態の監視機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

c. 1 次主冷却系流量

1 次主冷却系流量計装で維持する機能は「プラント状態の監視機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

d. 1 次アルゴンガス系計装

1 次アルゴンガス系計装で維持する機能は「ナトリウム酸化防止機能」である。炉心から燃料体を取り出した後も冷却材であるナトリウムが容器や配管内に存在するため、本機能については、ナトリウムを

タンク等に固化するまで維持する。

e. 蒸気発生器計装

蒸気発生器計装で維持する機能は「ナトリウム酸化防止機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

f. 原子炉格納容器雰囲気計装

原子炉格納容器雰囲気計装で維持する機能は、「雰囲気温度の監視機能」及び「雰囲気圧力の監視機能」であり、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。

g. ナトリウム漏えい検出設備（空気雰囲気セルモニタ）

ナトリウム漏えい検出設備としては、空気雰囲気セルモニタを維持する。

空気雰囲気セルモニタで維持する機能については、「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

h. 予熱計装設備

予熱計装設備で維持する機能については、「予熱・保温機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(5) 工学的安全施設作動信号（原子炉格納容器隔離信号）

工学的安全施設作動信号（原子炉格納容器隔離信号）で維持する機能は「プラント状態の監視機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(6) 中央制御室

中央制御室で維持する機能は「プラント監視・操作機能」であり、維持すべき期間は、中央制御室で監視する各系統の期間に応じる。

7. 電気設備

(1) 送電線

送電線で維持する機能は「電源供給機能」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

(2) 特高開閉所

特高開閉所で維持する機能は「電源供給機能」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

(3) 主要変圧器

主要変圧器で維持する機能は「電源供給機能」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

(4) 所内高圧系統

所内高圧系統で維持する機能は「電源供給機能」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

(5) 所内低圧系統

所内低圧系統で維持する機能は「電源供給機能」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

(6) ディーゼル発電機

ディーゼル発電機で維持する機能は「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。）」であり、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

(7) 直流電源及び交流無停電電源設備

直流電源及び交流無停電電源設備で維持する機能は「電源供給機能」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

(8) 通信設備

通信設備で維持する機能は「通信機能」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

(9) 非常用照明設備

非常用照明設備で維持する機能は「照明機能」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

(10) 電線路

電線路で維持する機能は「電源供給機能」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

8. タービン及び付属設備

(1) 補給水タンク

補給水タンクで維持する機能は「プラント運転補助機能」であり、当該放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。

(2) 補助蒸気ヘッダ

補助蒸気ヘッダで維持する機能は「プラント運転補助機能」であり、当該放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。

9. 放射性廃棄物廃棄施設

(1) 気体廃棄物処理設備

気体廃棄物処理設備で維持する機能は「放射性廃棄物処理機能」である。

「放射性廃棄物処理機能」については、当該放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。

(2) 液体廃棄物処理設備

液体廃棄物処理設備で維持する機能は「放射性廃棄物処理機能」であり、当該放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。

(3) 固体廃棄物処理設備

固体廃棄物処理設備で維持する機能は「放射性廃棄物処理機能」及び「放射性物質の貯蔵機能」であり、「放射性廃棄物処理機能」は当該放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。「放射性物質の貯蔵機能」は当該放射性廃棄物の搬出が完了するまで維持する。

10. 放射線管理施設

(1) しゃへい設備

しゃへい設備で維持する機能は「放射性物質の漏えい防止機能」及び「放射線遮蔽機能」である。

「放射性物質の漏えい防止機能」については、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。「放射線遮蔽機能」については、線源となる設備の解体が完了するまで維持する。

(2) 屋内管理用の主要な設備（放射線管理関係設備）

屋内管理用の主要な設備（放射線管理関係設備）で維持する機能は「放射線管理機能」であり、管理区域を解除するまで維持する。

(3) 屋内管理用の主要な設備（放射線監視設備）

屋内管理用の主要な設備（放射線監視設備）で維持する機能は「放射線監視機能」であり、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。ただし、エリアモニタリング設備（事故時用に十分な測定範囲を有するエリアモニタ及び、工学的安全施設作動設備に接続されているエリアモニタを除く。）については第1段階の期間中維持することとし、第2段階以降については、第1段階の放射能の調査及び評価結果等を踏まえ、個別のエリアモニタリング設備ごとに維持期間を設定し、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。また、「放射線監視機能」を持つプロセスモニタのうち、1次冷却材の2次冷却材への漏えいを監視する2次ナトリウムモニタについては、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。原子炉補機冷却水系統への放射性物質の漏えいを監視する原子炉補機冷却水モニタについては、当該放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。運転時のプラント管理のために使用するプロセスモニタに該当する原子炉格納容器モニタ、気体廃棄物処理設備排気モニタ、原子炉格納容器排気モニタ、原子炉補助建物排気モニタ、メンテナンス・廃棄物処理建物排気モニタ、共通保修設備排気モニタ、1次アルゴンガ

スモニタ、1次ナトリウム純化系コールドトラップ冷却ガスモニタ及び燃料出入機冷却ガスモニタについては、炉心等から燃料体を取り出すまで維持する。放射線サーベイ設備は、管理区域を解除するまで維持する。

(4) 屋外管理用の主要な設備

屋外管理用の主要な設備で維持する機能は「放射線監視機能」及び「放出管理機能」である。

屋外管理用の主要な設備のうち、固定モニタリング設備、モニタリングカー及び環境放射能測定設備で維持する機能は、「放射線監視機能」であり、管理区域を解除するまで維持する。排気筒モニタ及び排水モニタ、で維持する機能は、「放射線監視機能」及び「放出管理機能」であり、放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。気象観測設備で維持する機能は、「放出管理機能」であり、放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。

11. 発電所補助施設

(1) 淡水供給設備（ろ過水槽）

淡水供給設備（ろ過水槽）で維持する機能は「プラント運転補助機能（消火設備で使用する水源。）」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

(2) 格納容器換気装置

格納容器換気装置については、「換気機能」を当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。

(3) 主冷却系窒素雰囲気気調節装置

主冷却系窒素雰囲気気調節装置で維持する機能は「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(4) 原子炉容器室窒素雰囲気気調節装置

原子炉容器室窒素雰囲気調節装置で維持する機能は「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(5) 中央制御室空調装置

中央制御室空調装置で維持する機能は「換気機能（よう素除去機能を除く。）」を換気対象区画内の設備の撤去が完了するまで維持する。

(6) 蒸気発生器室換気装置

蒸気発生器室換気装置で維持する機能は「換気機能」及び「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」であり、「換気機能」については換気対象区画内の設備の撤去が完了するまで維持する。「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」については、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(7) 電気設備室換気装置

電気設備室換気装置で維持する機能は「換気機能」であり、換気対象区画内の設備の撤去が完了するまで維持する。

(8) 燃料取扱設備室窒素雰囲気調節装置

燃料取扱設備室窒素雰囲気調節装置で維持する機能は「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(9) 燃料取扱設備室換気装置

燃料取扱設備室換気装置で維持する機能は「換気機能（よう素除去機能を除く。）」であり、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。

(10) 放射線管理室空調装置

放射線管理室空調装置で維持する機能は「換気機能（よう素除去機能を除く。）」であり、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。

(11) メンテナンス冷却系室換気装置

メンテナンス冷却系室換気装置で維持する機能は「換気機能」及び「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(12) 炉外燃料貯蔵槽冷却系室換気装置

炉外燃料貯蔵槽冷却系室換気装置で維持する機能は「換気機能」及び「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(13) メンテナンス・廃棄物処理建物換気装置

メンテナンス・廃棄物処理建物換気装置で維持する機能は「換気機能」であり、当該区域・系統の管理区域を解除するまで維持する。

(14) 制御用圧縮空気設備

制御用圧縮空気設備で維持する機能は「プラント運転補助機能」であり、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

(15) アルゴンガス供給系設備

アルゴンガス供給設備で維持する機能は「ナトリウム酸化防止機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(16) 窒素ガス供給系設備

窒素ガス供給系設備で維持する機能は「ナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能」であり、ナトリウムをタンク等に固化するまで維持する。

(17) 補助蒸気設備

補助蒸気設備で維持する機能は「プラント運転補助機能」であり、当該放射性廃棄物の処理が完了するまで維持する。

(18) 消火設備

消火設備で維持する機能は「消火機能」であり、当該設備の解体に着手するまで維持する。

12. 緊急安全対策施設

(1) 移動式電源車及びその他活動資機材（タンクローリ、接続ケーブル）

移動式電源車及びその他活動資機材（タンクローリ、接続ケーブル）で維持する機能は「電源応急復旧機能」であり、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

(2) 化学消防自動車及びその他活動資機材（消防用ホース、照明器具、照明器具用小型発電機）

化学消防自動車及びその他活動資機材（消防用ホース、照明器具、照明器具用小型発電機）で維持する機能は「燃料池への給水機能」であり、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

(3) 代替ポンプ及びその他活動資機材（発電機、操作盤、仮設ホース、運搬車）

代替ポンプ及びその他活動資機材（発電機、操作盤、仮設ホース、運搬車）で維持する機能は「海水系応急復旧機能」であり、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

(4) 窒素ガスボンベ

窒素ガスボンベで維持する機能は「中央制御室換気空調設備ダンパ駆動機能」であり、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

(5) ホイルローダー

ホイルローダーで維持する機能は「がれき撤去機能」であり、燃料体の搬出が完了するまで維持する。

添付書類 七

廃止措置に要する資金の額及びその調達計画に関する説明書

1. 廃止措置に要する費用

もんじゅの廃止措置に要する総見積額は、第1表に示すとおり、廃止措置計画認可前の準備費用を含めて約1,500億円である。

第1表 もんじゅの廃止措置に要する総見積額

(単位：億円)

事項	見積額
使用済燃料取出・廃止措置準備費	約 150
施設解体費	約 870
放射性廃棄物処理費	約 240
放射性廃棄物処分費	約 240
合計	約 1,500

注) 上記費用以外に新規規制基準対応経費等が必要となる。

2. 資金調達計画

廃止措置に要する費用については、エネルギー対策特別会計電源開発促進勘定国立研究開発法人日本原子力研究開発機構電源利用勘定運営費交付金及びエネルギー対策特別会計電源開発促進勘定国立研究開発法人日本原子力研究開発機構電源利用勘定施設整備費補助金により充当する計画である。

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

もんじゅの廃止措置の実施に当たっては、原子炉等規制法第 43 条の 3 の 24 第 1 項及び研開炉規則第 87 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設置する。また、燃料取出し完了までの期間（第 1 段階）は、原子炉等規制法に基づき、原子炉主任技術者を置き、保安の監督にあたらせる。燃料取出し完了後の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、廃止措置主任者に廃止措置の保安の監督にあたらせる。原子炉主任技術者や廃止措置主任者の選任に関しては保安規定に定める。

さらに、廃止措置を統括する組織として、敦賀市に廃止措置実証部門を設置する。廃止措置実証部門には、廃止措置推進、安全・品質保証及び事業管理に係る組織を設け、それぞれ廃止措置の計画の策定等を行う機能、廃止措置作業の品質保証等を行う機能及び人事・予算管理等を行う機能を持たせる。

もんじゅにおいては、まずは廃止措置の第 1 段階における燃料体取出し作業の安全かつ着実な遂行に資するため、燃料体取扱いに係る運転操作体制及び保守体制の強化を図るものとし、必要となる人員を計画的に確保するとともに、適切に配置していく。

廃止措置の工程における進捗状況については、マネジメントレビューにより、定期的に評価することとし、具体的な方法、基準及びその体制については保安規定や保安規定に基づく品質マネジメントシステム文書に定める。また、その評価において、工程の管理の問題又は進捗の遅延が生じていると認められた際の対応についても保安規定や保安規定に基づく品質マネジメントシステム文書に定める。

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

機構は、JPDR、JRR-2、新型転換炉ふげん等の原子炉施設等の解体実績を有し、廃止措置に係る技術開発等の成果が、原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方（昭和 60 年 12 月 19 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 8 月 6 日一部改訂）に反映される等、廃止措置に係る経験を有している。

また、高速実験炉「常陽」やもんじゅでの運転・保守において、多くの保守管理、保安管理、放射線管理等の経験・実績を有している。

廃止措置は、これまでの原子炉施設の解体・運転・保守における経験や、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 29 年 7 月末現在、もんじゅ及びもんじゅ運営計画・研究開発センターにおける原子力関係技術者が 322 人であり、このうち、原子炉主任技術者の有資格者が 4 人、核燃料取扱主任者の有資格者が 10 人、第 1 種放射線取扱主任者の有資格者が 45 人である。

今後も、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

もんじゅの技術者に対しては、機構内のナトリウム工学研修施設、原子力研修センター、外部研修等において教育訓練を行っており、今後も廃止措置を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う。

また、第1段階における燃料体取出しに従事する技術者に対しては、安全かつ着実な遂行に資するため、燃料取扱作業者の教育訓練計画に基づいて教育・訓練を行う。

添付書類 九

品質保証計画に関する説明書

廃止措置期間中における品質保証活動は、原子炉等規制法第 43 条の 3 の 22 第 1 項並びに研開炉規則第 64 条、第 65 条、第 66 条及び第 87 条第 3 項に基づき、保安規定において、理事長をトップマネジメントとする品質保証計画を定め、保安規定及び高速増殖原型炉もんじゅ品質保証計画書並びにその関連文書により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、これらを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。

また、廃止措置期間中における品質保証活動は、廃止措置における安全の重要性に応じた管理を実施する。

「本文六 性能維持施設」に示す廃止措置期間中の性能維持施設その他の設備の保守等の廃止措置に係る業務は、この品質保証計画の下で実施する。