

東北電原運第15号

令和元年7月29日

原子力規制委員会 殿

仙台市青葉区本町一丁目7番1号

東北電力株式会社

取締役社長 社長執行役員

原 田 宏 哉

女川原子力発電所1号発電用原子炉

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34第2項の規定に基づき、下記のとおり女川原子力発電所1号発電用原子炉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 東北電力株式会社

住 所 仙台市青葉区本町一丁目7番1号

代表者の氏名 取締役社長 社長執行役員 原田 宏哉

二 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 女川原子力発電所

所 在 地 宮城県牡鹿郡女川町及び石巻市

三 発電用原子炉の名称

名 称 女川原子力発電所 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

廃止措置対象施設の範囲は、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、2号発電用原子炉（以下「2号炉」という。）又は3号発電用原子炉（以下「3号炉」という。）との共用施設については、2号又は3号炉の発電用原子炉施設としての保守管理を実施し、2号又は3号炉の発電用原子炉施設として施設定期検査を受けるものとする。また、2号又は3号炉との共用施設は、1号炉の廃止措置終了後も2号又は3号炉の発電用原子炉施設として引き続き供用する。

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

女川原子力発電所は、宮城県牡鹿半島のほぼ中央東部に位置し、三方を山に囲まれ山地と狭小な平地からなっている。敷地の形状は、海岸線に直径を持つほぼ半円状の形状であり、敷地全体の広さは約173万㎡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、2号及び3号炉並びにその附属施設が設置されており、2号及び3号炉は発電用原子炉として現在も使用中である。

女川原子力発電所の敷地付近地図を第4-1図に示す。

## 2. 廃止措置対象施設の状況

### (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、軽水冷却形（沸騰水形）原子炉であり、熱出力は約1,590MW、電気出力は約524MWである。

### (2) 廃止措置対象施設の運転履歴

1号炉は、昭和45年12月10日に原子炉設置許可を受け、昭和58年10月18日に初臨界に到達した。平成23年3月11日に東北地方太平洋沖地震の発生に伴い原子炉が自動停止するまで約27年間の運転実績を有している。

炉心に装荷されていた燃料は、平成26年11月27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

1号炉の使用済燃料は、1号炉原子炉建家内、2号炉原子炉建屋原子炉棟内及び3号炉原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵中である。新燃料は、1号炉原子炉建家内の新燃料貯蔵庫及び使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵中である。

#### b. 放射性廃棄物の状況

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、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。）に記載した方法に従って処理を行い、管理放出している。

放射性固体廃棄物は、原子炉設置許可申請書に記載した方法に従って、廃棄物の種類に応じた処理を行い、廃棄施設等に貯蔵又は貯蔵保管している。

c. 廃止措置対象施設の汚染状況

1号炉は、平成23年に原子炉を停止するまでの約27年間の運転により、設備及び建家の一部が放射性物質によって汚染されている。原子炉容器及び原子炉容器の外側のしゃへい壁を含む領域(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全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、主な廃止措置対象施設の推定汚染分布を第4-3図に示す。

第4-1表 原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (1/2)

許可年月日	許可番号	備考
昭和45年12月10日	45原第7662号	1号炉設置
昭和49年6月22日	49原第2724号	原子炉施設の変更 活性炭式希ガスホールドアップ装置, グランド蒸気発生器, 蒸発濃縮装置等の採用
昭和53年10月3日	53安(原規)第304号	原子炉施設の変更 (1) 8×8型燃料集合体の採用 (2) 非常用ガス処理系等の工学的安全施設の変更 (3) 復水器冷却水の水中放流方式の採用 (4) 新しい炉心熱特性評価方法の採用等
昭和55年7月24日	54資庁第12994号	原子炉施設の変更 (1) 使用済燃料の貯蔵能力の増強 (2) 安全弁の吹出し場所の変更 (3) 液体廃棄物の処理方式の改善, 固体廃棄物の貯蔵能力の増強 (4) サプレッション・プール水貯蔵タンクの新設 (5) 換気系の換気方式の変更等
昭和58年4月5日	57資庁第12963号	原子炉施設の変更 (1) 新型8×8燃料の採用 (2) 敷地の拡大 使用済燃料の処分の方法の変更
昭和61年6月26日	60資庁第15211号	原子炉施設の変更 (1) 新型8×8ジルコニウムライナ燃料の採用 (2) 固体廃棄物焼却設備の設置
平成3年7月24日	2資庁第9675号	原子炉施設の変更 (1) 高燃焼度8×8燃料の採用 (2) プラスチック固化式固化装置の共用化 (3) サイトバンカの設置 (4) ハフニウム型制御棒の採用 使用済燃料の処分の方法の変更
平成9年8月28日	平成09・02・18資第12号	原子炉施設の変更 2号及び3号炉の使用済燃料貯蔵設備等の1号炉との共用化

第4-1表 原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (2/2)

許可年月日	許可番号	備考
平成11年4月14日	平成10・05・29 資第8号	原子炉施設の変更 9×9燃料の採用
平成12年3月30日	平成11・12・20 資第14号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成14年9月12日	平成14・06・21 原第1号	原子炉施設の変更 残留熱除去系の蒸気凝縮機能の削除
平成17年7月26日	平成16・12・03 原第2号	原子炉施設の変更 不燃性雑固体廃棄物の処理方法に固型化处理を採用
平成24年3月27日	平成23・03・01 原第12号	原子炉施設の変更 固体廃棄物の貯蔵能力の増強
平成28年11月2日	原規規発第16110220号	発電用原子炉の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 (1/3)

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称
原子炉本体	炉心	炉心支持構造物
	燃料体	燃料集合体
	原子炉容器	原子炉容器
	放射線しゃへい体	原子炉容器の外側のしゃへい壁
		ドライウエル外周の壁
	原子炉建家外壁	
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	燃料交換機※
		原子炉建家クレーン※
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵庫
		使用済燃料貯蔵設備※
原子炉冷却系 統施設	1次冷却設備	冷却材再循環系
		原子炉冷却材浄化系
		主蒸気系
		タービン
		復水器
		タービン・バイパス系
		給水系
		復水ポンプ
		復水脱塩装置
	給水加熱器	
	非常用冷却設備	炉心スプレイ系
		高圧注水系
		低圧注水系
		原子炉隔離時冷却系
その他の主要な事項	残留熱除去系	
計測制御系統 施設	計装	核計装
		その他の主要な計装
	安全保護回路	原子炉停止回路
		その他の主要な安全保護回路

※：2号又は3号炉との共用施設（一部共用を含む。）

第4-2表 廃止措置対象施設 (2/3)

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称
計測制御系統 施設	制御設備	制御材
		制御棒駆動設備
	非常用制御設備	ほう酸水注入系
	その他の主要な事項	制御棒価値ミニマイザ
		再循環流量制御系
		圧力制御装置
		中央制御室※
放射性廃棄物 の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	空気抽出器排ガス系減衰管
		活性炭式希ガスホールドアップ装置
		排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備	機器ドレン処理系
		床ドレン処理系
		再生廃液処理系
		ランドリドレン処理系※
		復水器冷却水排水路
	固体廃棄物の廃棄設備	濃縮廃液貯蔵タンク（床ドレン・再生 廃液）
		濃縮廃液貯蔵タンク（ランドリドレ ン）※
		使用済樹脂貯蔵タンク
		原子炉浄化系沈降分離槽
		復水浄化系沈降分離槽
		ランドリ系沈降分離槽※
		セメント固化式固化装置※
		プラスチック固化式固化装置※
		固体廃棄物焼却設備※
		減容装置※
		サイトバンカ※
		雑固体廃棄物保管室※
固体廃棄物貯蔵所※		

※：2号又は3号炉との共用施設（一部共用を含む。）



第4-2表 廃止措置対象施設 (3/3)

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	固定のエリア・モニタおよびプロセス・モニタ※
		分析用放射線測定装置※
		携帯用および半固定放射線検出器※
		放射線管理関係施設※
		汚染管理関係施設※
		試料分析関係施設※
	屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタ
		排水モニタ※
		排水のサンプリング・モニタ※
		風向，風速計※
		敷地内および敷地外固定モニタ※
		放射能観測車※
原子炉格納施設	構造	ドライウエル
		サブプレッション・チェンバ
	その他の主要な事項	格納容器内ガス濃度制御系
		ドライウエル内ガス冷却装置
		格納容器冷却系
		原子炉建家
		原子炉建家常用換気系
		非常用ガス処理系
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	グラウンド蒸気発生器
		サブプレッション・プール水貯蔵系※

※：2号又は3号炉との共用施設（一部共用を含む。）



凡 例

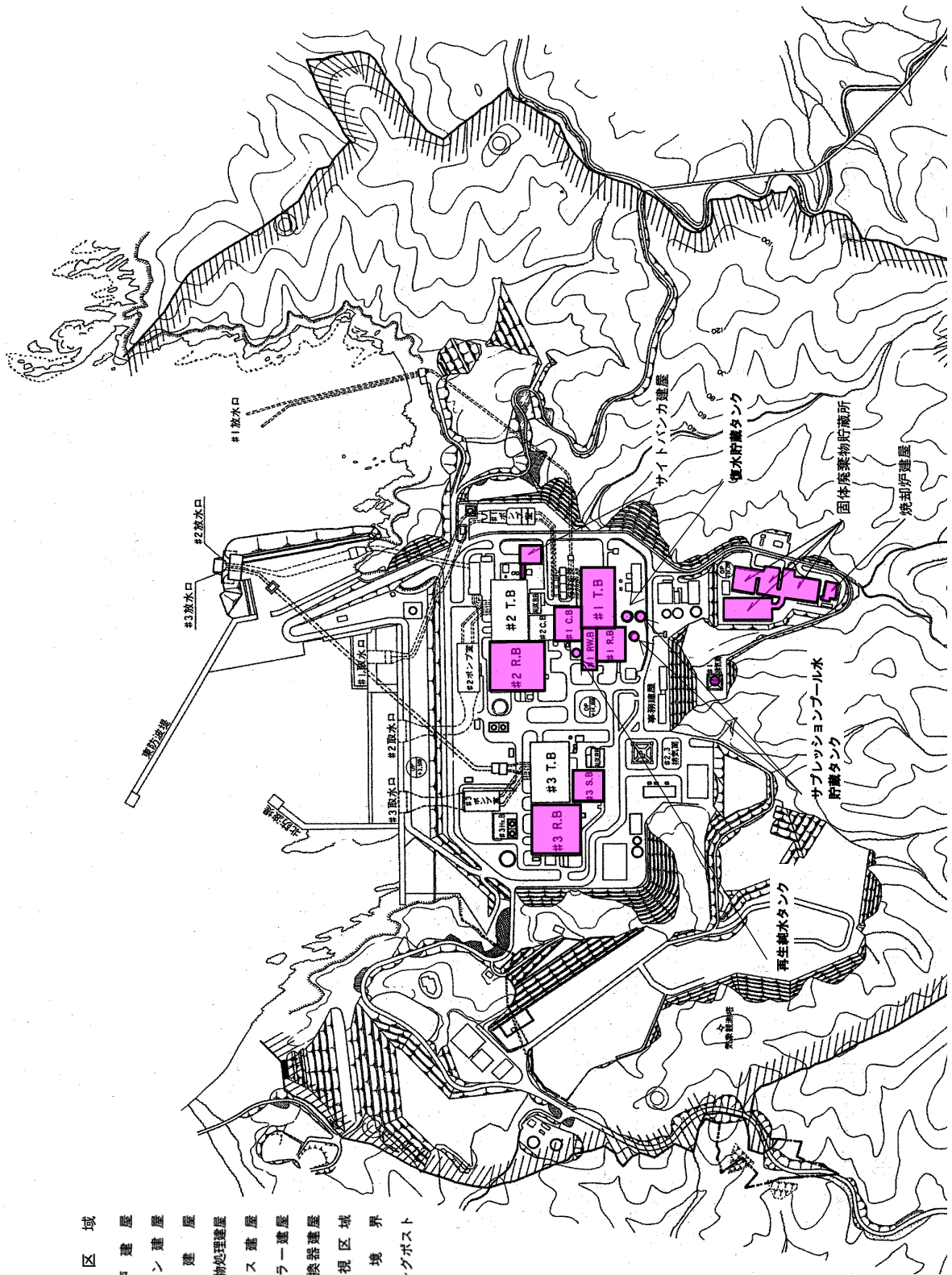
- RB 原子炉 建 屋
- T.B タービン 建 屋
- CB 制 御 建 屋
- RW.B 放射性廃棄物処理建屋
- S.B サービス 建 屋
- AUX.B 補助ボイラー建屋
- H.B 沸水熱交換器建屋
- //// 周辺監視区域
- 敷地境界
- ◎ モニタリングポスト



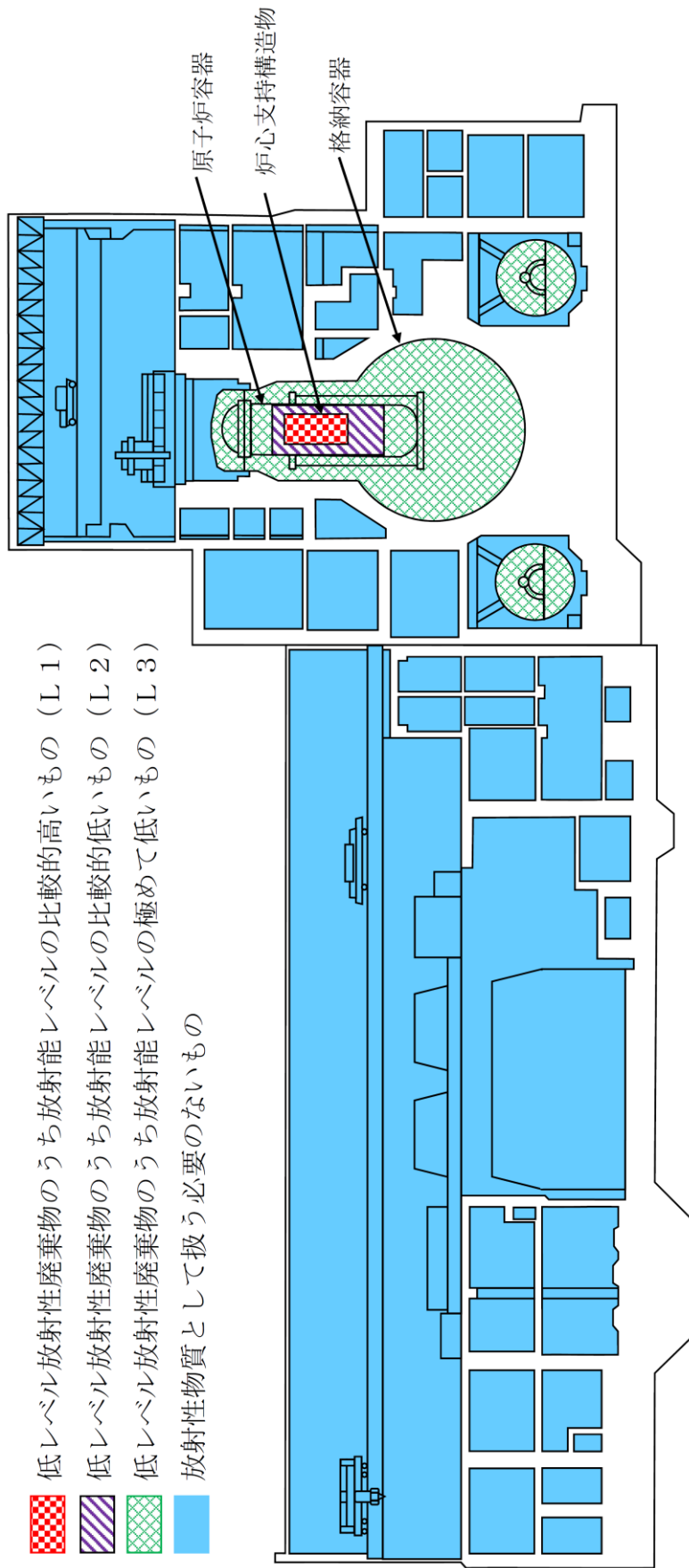
第 4-1 図 女川原子力発電所の敷地付近地図

凡例

- 管理区
- R.B 原子炉建屋
- T.B タービン建屋
- C.B 制御建屋
- R.W.B 放射性廃棄物処理建屋
- S.B サービス建屋
- AUX.B.B 補助ボイラー建屋
- H.x.B 海水熱交換器建屋
- 周辺監視区域
- 敷地境界
- モニタリングポスト



第4-2図 廃止措置対象施設の管理区域全体図



第4-3図 主な廃止措置対象施設の推定汚染分布

## 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、2号又は3号炉との共用施設並びに放射性物質による汚染のないことが確認された地下建家、地下構造物及び建家基礎を除く全てである。解体対象施設を第5-1表に、解体対象施設の配置図を第5-1図に示す。

### 2. 廃止措置の基本方針

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

また、「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」を参考とする。

(1) 周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、「線量限度等を定める告示」に基づき定められている線量限度を遵守するとともに、合理的に達成できる限り放射線被ばくを低くするよう、効率的な汚染の除去、遠隔装置の活用、汚染拡大防止措置等を講じた解体撤去手順及び工法を策定する。また、放射能レベルの比較的高い原子炉領域設備については、時間的減衰を図るための貯蔵（以下「安全貯蔵」という。）を実施する。

(2) 燃料は既に炉心からの取り出しを完了しており、1号炉に燃料を貯蔵し

ている間は、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は、核燃料物質取扱設備及び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外へ搬出する。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。

- (3) 廃止措置に伴って発生する廃棄物のうち、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、関係法令及び関係告示に基づいて適切に処理を行い管理放出するとともに、周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視を行う。

また、放射性固体廃棄物は、関係法令及び関係告示に基づき、廃棄物の種類に応じた処理を行い、廃止措置が終了するまでに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

放射性廃棄物の処理に当たっては、分別、減容、除染等により、放射性廃棄物の発生量を合理的に達成できる限り低減する。

- (4) 放射性物質を内包する系統及び設備を収納する建家及び構造物は、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しゃへい体としての機能を維持管理する。核燃料物質取扱設備及び核燃料物質貯蔵設備は、燃料を貯蔵している間、燃料取扱、臨界防止、冷却浄化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。

なお、使用済燃料を使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵している間において、使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）から冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、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していることから、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するための重大事故対

策設備は不要である。

- (5) 廃止措置期間中の保安活動及び品質保証に必要な事項は、女川原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に定めて実施する。
- (6) 2号及び3号炉の運転に必要な施設（可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートを含む。）の機能に影響を及ぼさないよう工事を実施する。また、2号及び3号炉を運転する上で廃止措置計画へ反映する内容が明確になった場合は、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。
- (7) 解体撤去工事の実施に当たっては、隣接する2号炉への影響を防止するために、対象の機器・配管等の解体撤去が2号炉の必要な機能に影響を与えないことを確認した上で、工事を実施する。
- (8) 廃止措置対象施設のうち1号炉廃棄物処理建家内及び制御建家内に設置している2号炉との共用設備については、2号炉の必要な機能に影響を与えない措置を講じた上で、建家等解体撤去期間開始までに共用を取止め、1号炉廃棄物処理建家内及び制御建家内に解体対象施設以外は残存しないようにする。
- (9) 労働災害防止対策として、高所作業対策、石綿等有害物対策、感電防止対策、粉じん障害対策、酸欠防止対策、騒音防止対策等を講じる。

### 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（解体工事準備期間、原子炉領域周辺設備解体撤去期間、原子炉領域設備等解体撤去期間、建家等解体撤去期間）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確実に進める。

廃止措置の主な手順を第5-2図に示す。

今回の申請では、解体工事準備期間に行う具体的事項について記載する。

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降に行う具体的事項については、解体工事準備期間に実施する汚染状況の調査結果や管理区域外の設備の解体撤去経験等を踏まえ、解体撤去の手順及び工法、放射性物質の処理及び管理方法等について検討を進め、原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

#### 4. 解体の方法

##### (1) 解体工事準備期間

解体工事準備期間では、安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した施設のうち、管理区域外に設置している汚染のない設備の解体撤去に着手するとともに、核燃料物質の1号炉核燃料物質貯蔵設備外への搬出、汚染状況の調査、核燃料物質による汚染の除去及び放射性廃棄物の処理処分を実施する。廃止措置の実施に際しては、管理区域外設備の解体撤去、管理区域内設備の試料採取等を実施する場合においても、安全上必要な機能に影響を与えないことを確認した上で実施する。

また、放射能レベルの比較的高い原子炉領域設備については安全貯蔵を実施する。

解体工事準備期間に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件を第5-2表に、解体工事準備期間における汚染の除去方法を第7-1表に示す。

##### (2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間

原子炉領域周辺設備解体撤去期間では、汚染状況の調査後に安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した施設のうち、原子炉領域設備以外の管理区域内設備の解体撤去に着手する。解体撤去は、熱的切断又は機械的切断により行う。具体的な工法は、解体する設備の構造



及び汚染状況，解体に使用する工具の使用条件，解体に伴い発生する粉じんの影響等を考慮し選定する。また，解体工事準備期間に引き続き，放射能レベルの比較的高い原子炉領域設備の安全貯蔵，管理区域外の設備の解体撤去，核燃料物質による汚染の除去及び放射性廃棄物の処理処分を実施する。

### (3) 原子炉領域設備等解体撤去期間

原子炉領域設備等解体撤去期間では，汚染状況の調査及び安全貯蔵終了後，放射能レベルの比較的高い原子炉領域設備の解体撤去を実施する。解体撤去は，熱的切断又は機械的切断により行う。具体的な工法は，解体する機器の構造及び汚染状況，解体に使用する工具の使用条件，解体に伴い発生する粉じんの影響等を考慮し選定する。特に放射能レベルの比較的高い原子炉領域設備の解体においては，水中での切断，遠隔操作による切断等，被ばく低減を考慮した工法を採用する。また，原子炉領域設備等解体撤去期間以前に着手した設備の解体撤去，核燃料物質による汚染の除去及び放射性廃棄物の処理処分を引き続き実施する。

### (4) 建家等解体撤去期間

建家等解体撤去期間では，管理区域外の設備の解体撤去，核燃料物質による汚染の除去及び放射性廃棄物の処理処分を引き続き行うとともに，原子炉領域周辺設備の解体撤去及び原子炉領域設備の解体撤去完了後，建家内に汚染がないことを確認した上で管理区域を順次解除し，建家等を解体撤去する。建家の解体は圧砕機，ブレーカ等を用いて行う。

解体対象施設の解体撤去，核燃料物質の譲渡し，核燃料物質による汚染の除去及び放射性廃棄物の処理処分が終了した後，廃止措置を終了する。

第5-1表 解体対象施設 (1/3)

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称
原子炉本体	炉心	炉心支持構造物
	燃料体	燃料集合体※ <sup>1</sup>
	原子炉容器	原子炉容器
	放射線しゃへい体	原子炉容器の外側のしゃへい壁
		ドライウェル外周の壁
原子炉建家外壁		
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	燃料交換機※ <sup>2</sup>
		原子炉建家クレーン※ <sup>2</sup>
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵庫
		使用済燃料貯蔵設備※ <sup>2</sup>
原子炉冷却系 統施設	1次冷却設備	冷却材再循環系
		原子炉冷却材浄化系
		主蒸気系
		タービン
		復水器
		タービン・バイパス系
		給水系
		復水ポンプ
		復水脱塩装置
		給水加熱器
	非常用冷却設備	炉心スプレイ系
		高圧注水系
		低圧注水系
		原子炉隔離時冷却系
その他の主要な事項	残留熱除去系	
計測制御系統 施設	計装	核計装
		その他の主要な計装
	安全保護回路	原子炉停止回路
		その他の主要な安全保護回路

注) 汚染のないことが確認された地下建家、地下構造物及び建家基礎を除く。

※1：燃料集合体は、再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※2：2号又は3号炉との共用施設は解体対象施設から除く。

第5-1表 解体対象施設 (2/3)

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称
計測制御系統 施設	制御設備	制御材
		制御棒駆動設備
	非常用制御設備	ほう酸水注入系
	その他の主要な事項	制御棒価値ミニマイザ
		再循環流量制御系
		圧力制御装置
放射性廃棄物 の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	空気抽出器排ガス系減衰管
		活性炭式希ガスホールドアップ装置
		排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備	機器ドレン処理系
		床ドレン処理系
		再生廃液処理系
		復水器冷却水排水路
	固体廃棄物の廃棄設備	濃縮廃液貯蔵タンク（床ドレン・再生 廃液）
		使用済樹脂貯蔵タンク
		原子炉浄化系沈降分離槽
		復水浄化系沈降分離槽
	放射線管理施 設	屋内管理用の主要な設 備
汚染管理関係施設※ <sup>2</sup>		
屋外管理用の主要な設 備		排気筒モニタ

注) 汚染のないことが確認された地下建家，地下構造物及び建家基礎を除く。

※1：燃料集合体は，再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※2：2号又は3号炉との共用施設は解体対象施設から除く。

第5-1表 解体対象施設 (3/3)

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称
原子炉格納施設	構造	ドライウエル
		サプレッション・チェンバ
	その他の主要な事項	格納容器内ガス濃度制御系
		ドライウエル内ガス冷却装置
		格納容器冷却系
		原子炉建家
		原子炉建家常用換気系
非常用ガス処理系		
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
		蓄電池
	その他の主要な事項	グラウンド蒸気発生器

注) 汚染のないことが確認された地下建家，地下構造物及び建家基礎を除く。

※1：燃料集合体は，再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※2：2号又は3号炉との共用施設は解体対象施設から除く。

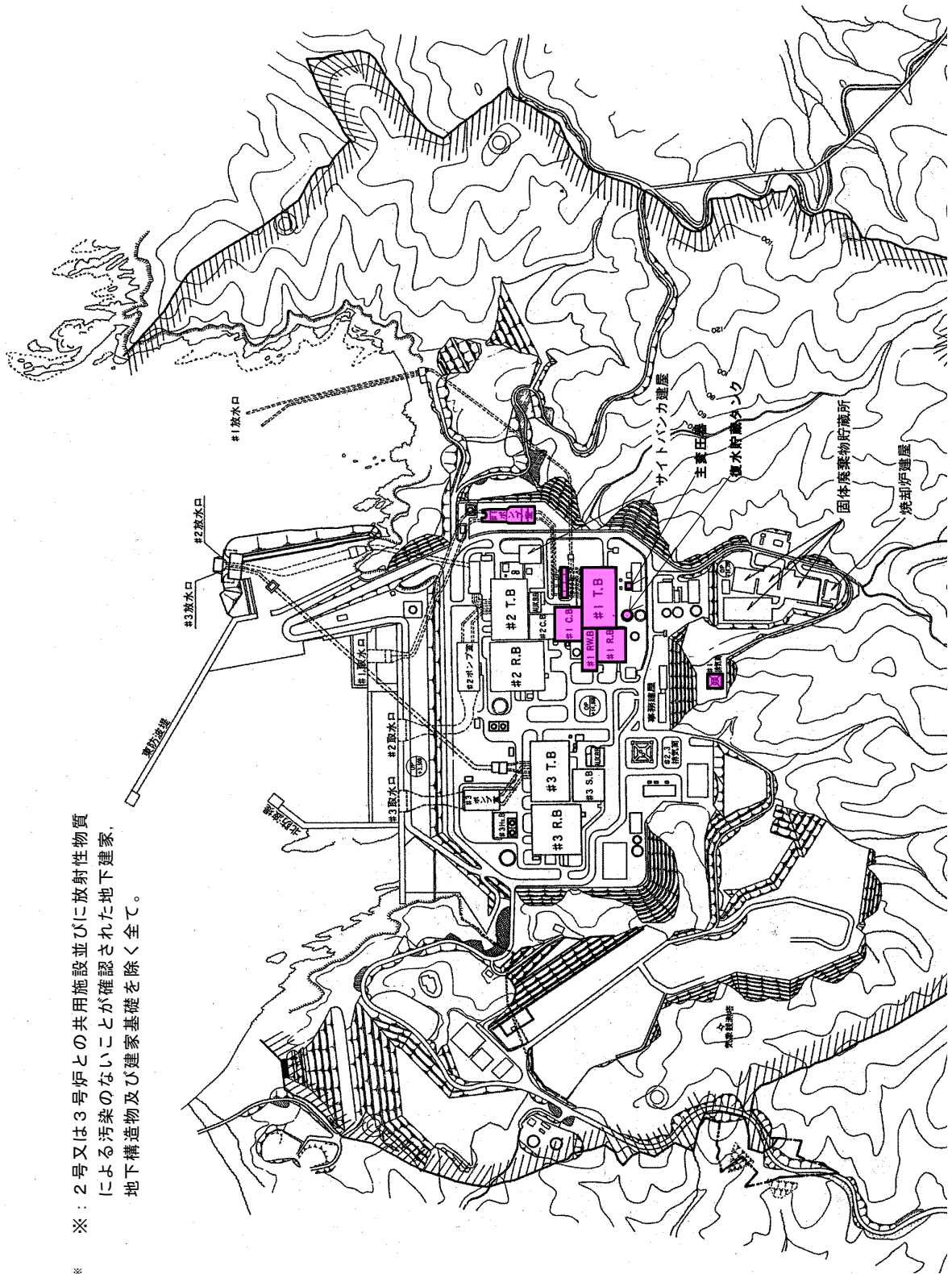
第5-2表 解体工事準備期間に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件

手順上の名称	場 所	主要設備名称	着手要件	概 要	安全確保対策	完了要件
汚染状況の調査	管理区域内	管理区域内の解体の対象となる設備・建家	対象施設が供用を終了していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残存する放射化されたものに関して、生成核種の同定及び放射能濃度分布を評価するため、必要に応じて解体対象施設から試料を採取する。</li> <li>・二次的な汚染に関して、機器及び配管外部からγ線の測定を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・試料採取時には汚染拡大防止対策を講じる。</li> <li>・試料採取及び測定場所の状況に応じて遠隔操作装置の導入及び防護具の着用等の被ばく低減対策を講じる。</li> </ul>	管理区域内の解体対象施設の解体撤去に必要な情報を得ること。
管理区域外設備の解体撤去	管理区域外	管理区域外の解体の対象となる設備	対象施設が供用を終了していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・管理区域外の設備を解体撤去する。</li> <li>・工具等を用いた分解・取り外し、熱的切断又は機械的切断の工法により、気中での切断・破砕を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・維持管理している廃止措置対象施設並びに2号及び3号炉の運転に必要な施設（可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートを含む。）の機能に影響を及ぼさない工事方法を計画する。</li> <li>・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。</li> <li>・火気使用作業前には、周辺に可燃物がないことを確認し、不燃シート等を用いて養生する。</li> </ul>	対象となる設備の解体撤去が完了すること。

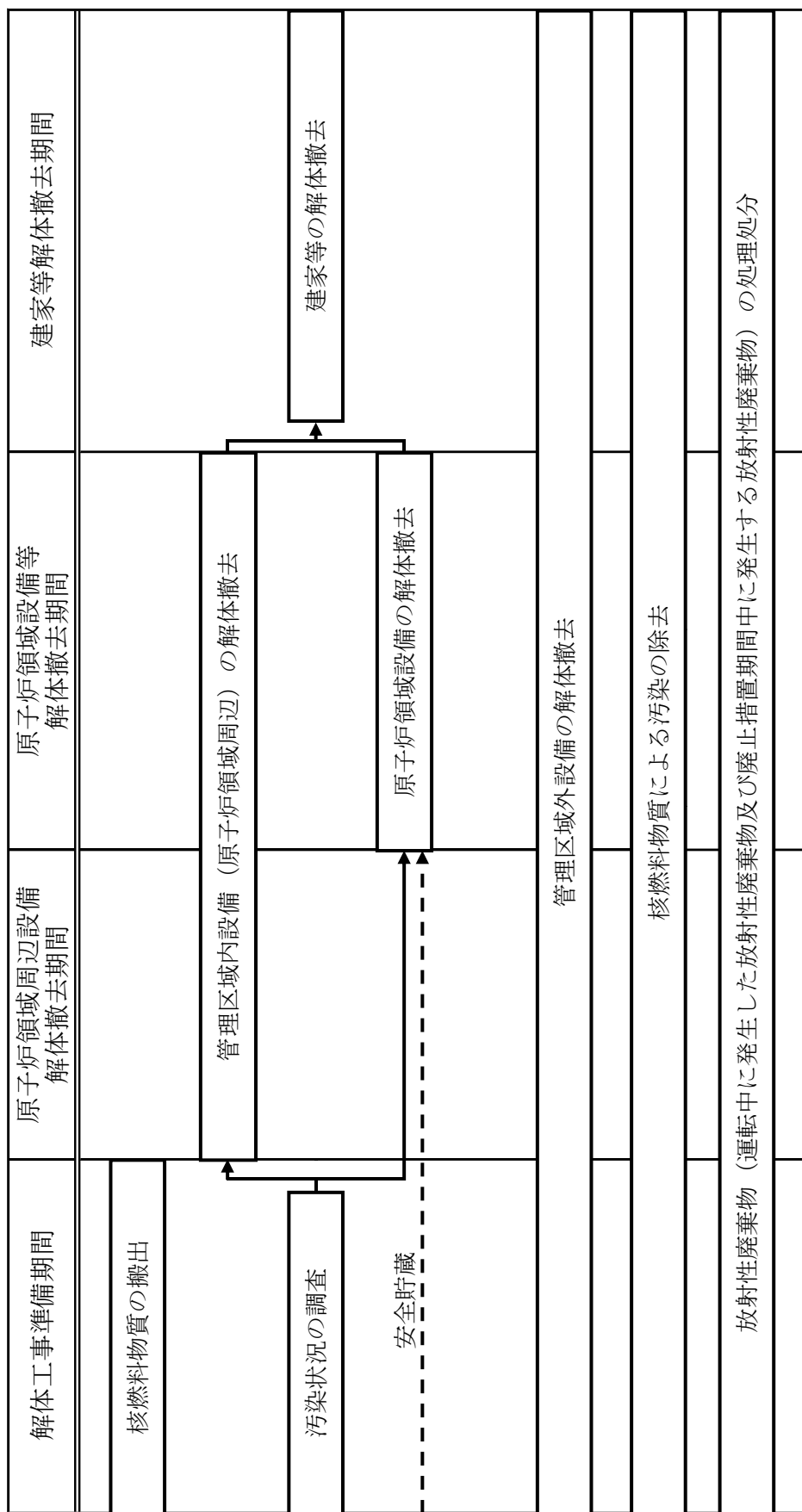
凡例

- 解体対象施設 ※
- R.B 原子炉建屋
- T.B タービン建屋
- C.B 制御建屋
- R.W.B 放射性廃棄物処理建屋
- S.B サービス建屋
- AUX.B.B 補助ボイラー建屋
- H.B 海水熱交換器建屋
- //// 周辺監視区域
- 敷地境界
- ◎ モニタリングポスト

※：2号又は3号炉との共用施設並びに放射性物質による汚染のないことが確認された地下建家、地下構造物及び建家基礎を除く全て。



第5-1 図 解体対象施設の配置図



第5-2 図 廃止措置の主な手順

## 六 核燃料物質の管理及び譲渡し

### 1. 核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量

1号炉の核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量を第6-1表に示す。

### 2. 核燃料物質の管理

1号炉の使用済燃料は、譲渡しまでの期間、1号炉原子炉建家内、2号炉原子炉建屋原子炉棟内又は3号炉原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）で貯蔵する。

なお、1号炉原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵している使用済燃料は、原子炉領域周辺設備解体撤去期間の開始までに、使用済燃料輸送容器を使用して、3号炉原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に搬出し、貯蔵する。

2号及び3号炉原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵する使用済燃料は、それぞれ2号又は3号炉にて管理する。

使用済燃料の取扱い及び貯蔵は、核燃料物質取扱設備で取り扱うとともに、安全確保のために必要な燃料取扱機能、臨界防止機能、燃料落下防止機能、放射線遮蔽機能、水位監視機能、漏えい監視機能、冷却浄化機能及び使用済燃料プール水補給機能を有する設備を維持管理する。

1号炉原子炉建家内の新燃料貯蔵庫に貯蔵している新燃料は、譲渡しまでの期間、1号炉原子炉建家内の新燃料貯蔵庫に貯蔵する。また、1号炉原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵している新燃料は、譲渡しまでの期間、1号炉原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵する。

新燃料の取扱い及び貯蔵は、核燃料物質取扱設備で取り扱うとともに、安全確保のために必要な燃料取扱機能、臨界防止機能及び燃料落下防止機能を有す



る設備を維持管理する。なお、新燃料は低濃縮ウラン燃料であり放射能レベルは低いため、崩壊熱除去及び遮蔽については特別な措置を要しない。

使用済燃料及び新燃料の取扱い、貯蔵及び運搬については、保安のために必要な措置を保安規定に定めて実施する。

1号炉原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）から、全ての使用済燃料を搬出し終えた後は、2号及び3号炉原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）は廃止措置対象施設としては取り扱わず、1号炉の全ての使用済燃料は廃止措置対象施設から搬出されたものとする。

### 3. 核燃料物質の譲渡し

1号炉原子炉建家内、2号炉原子炉建屋原子炉棟内及び3号炉原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵している使用済燃料は、使用済燃料輸送容器を使用して、廃止措置終了までに再処理事業者に譲り渡す。

新燃料は、原子炉領域周辺設備解体撤去期間の開始までに加工施設へ全量搬出し、加工業者に譲り渡す。

なお、1号炉原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵している新燃料は、気中で燃料棒の引抜き、除染及び燃料集合体形状への再組立てを行い、新燃料貯蔵庫に一時的に貯蔵した後に譲り渡す。

これらの新燃料の除染作業に当たっては、燃料棒を安全に取り扱うために専用の作業台を使用し、燃料棒の変形及び損傷を防止するとともに、取り扱う数量を燃料集合体1体のみ、かつその1体分の燃料棒のみに限定し、臨界を防止する。

使用済燃料及び新燃料の譲渡しにおける取扱いは、核燃料物質取扱設備で取り扱うとともに、安全確保のために必要な燃料取扱機能、臨界防止機能及び燃

料落下防止機能を有する設備を維持管理する。また、使用済燃料及び新燃料の譲渡しにおける取扱い及び運搬は、関係法令を遵守して実施するとともに、保安のために必要な措置を保安規定に定めて実施する。

第6-1表 核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量

(単位：体)

存在場所	種類	数量
1号炉原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）	使用済燃料	821
	新燃料	40
1号炉原子炉建家内の新燃料貯蔵庫	新燃料	1
2号炉原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）	使用済燃料	95
3号炉原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）	使用済燃料	66

(令和元年6月末現在)

## 七 核燃料物質による汚染の除去

### 1. 除染の方針

#### (1) 解体対象施設の汚染の特徴

解体対象施設の一部は、放射化汚染又は二次的な汚染によって汚染されている。

このうち、放射化汚染については、放射能レベルの比較的高い原子炉領域設備等を対象に時間的減衰を図る。機器、配管等の内面に付着し残存している二次的な汚染については、時間的減衰を図るとともに効果的な除染を行うことで、これらの設備を解体撤去する際の放射線業務従事者の放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くする。

#### (2) 汚染分布の評価

主な廃止措置対象施設の推定汚染分布については、第4-3図に示すとおりであるが、汚染状況の調査により、解体工事準備期間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、維持管理設備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. 解体工事準備期間の除染

#### (1) 除染の対象範囲

解体工事準備期間に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

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、研磨剤を使用するブラスト法、ブラシ等による研磨法等の機械的方法により行う。

また、除染対象物の形状、汚染の状況等を踏まえ、有効と判断した場合には、化学的方法による除染を行う。

解体工事準備期間における汚染の除去方法を第7-1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又は放射線業務従事者の被ばくを低減するため有効と認められ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、放射性物質の漏えい及び拡散防止対策並びに被ばく低減対策を講じることを基本とし、環境への放射性物質の放出抑制及び放射線業務従事者の放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするよう努める。また、安全確保対策として事故防止対策を講じる。

## 3. 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降の除染

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降に実施する除染については、原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに、除染の要否、除染の方法等について検討し、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

第7-1表 解体工事準備期間における汚染の除去方法

場所	主要設備名称	着手要件	概要	安全確保対策	完了要件
原子炉 建家	原子炉容器，冷却材再循環系，原子炉冷却材浄化系，残留熱除去系等	対象施設が供用を終了していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 除染方法としては，研磨剤を使用するブラスト法，ブラシ等による研磨法等の機械的方法により行う。また，除染対象物の形状，汚染の状況等を踏まえ，有効と判断した場合には，化学的方法による除染を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 除染の実施に当たっては，施設外への放射性物質の漏えい及び拡散防止対策を行う。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく防止のため，汚染レベルを考慮し，汚染拡大防止囲い，局所フィルタ，局所排風機等の設置，マスク等の防護具を用いる。</li> <li>・ 除染の実施に当たっては，目標線量を設定し，実績線量と比較し改善策を検討する等して，被ばく低減に努める。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 火災，爆発及び重量物の取扱いによる人為事象に対する安全対策として，難燃性の資機材の使用，可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底，重量物に適合した揚重設備の使用等の措置を講じる。</li> <li>・ 事故発生時には，事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに，早期の復旧に努める。</li> </ul>	除染の目標を達成すること。

## 八 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄

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

### 1. 放射性気体廃棄物の廃棄

放射性気体廃棄物は、原子炉運転中と同様に発生から処理等の各段階において、廃棄物の漏えい、汚染の拡大及び放射線による被ばくを適切に防止できるよう、関係法令、関係告示、「五 2. 廃止措置の基本方針」等に基づき、適切に処理を行い管理放出する。

#### 1.1 放射性気体廃棄物の種類及び処理の方法

##### 1.1.1 原子炉運転中に発生した放射性気体廃棄物の種類及び処理の方法

原子炉運転中に発生した放射性気体廃棄物の種類は、主に復水器空気抽出器排ガス、換気系排気及び復水器真空ポンプ排ガスである。

この期間に発生した放射性気体廃棄物は、廃棄物の種類、性状等に応じて、空気抽出器排ガス系減衰管、活性炭式希ガスホールドアップ装置において放射能を減衰させ、ろ過処理するか又はフィルタでろ過処理した上で、排気筒等から管理放出している。

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

###### (1) 解体工事準備期間

解体工事準備期間に発生する放射性気体廃棄物の種類は、主に、換気系排気である。

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

解体工事準備期間の放射性気体廃棄物の処理フローを第8-1図に示す。

## (2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性気体廃棄物の種類は、主に汚染された機器の切断等に伴って発生する放射性粉じん等の粒子状放射性物質が想定される。

この期間に発生する放射性気体廃棄物の処理の方法は、解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果を踏まえ、原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

## 1.2 放射性気体廃棄物の推定放出量

### (1) 解体工事準備期間

解体工事準備期間は、原子炉の運転を終了していること、原子炉の運転を停止してから長期間が経過していること、管理区域内設備の解体撤去を行わず、原子炉運転中の定期検査時と同等の状態が継続すること及び気体廃棄物の廃棄設備、換気系等の必要な設備について機能を維持することから、放射性気体廃棄物の年間放出量は、無視できる程度であり、原子炉設置許可申請書に記載の年間放出量を超えないと評価できる。

### (2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降における放射性気体廃棄物の推定放出量は、解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果を踏まえ、原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

## 1.3 放射性気体廃棄物の管理方法

### (1) 解体工事準備期間

解体工事準備期間は、放射性気体廃棄物を適切に処理するために、放射性廃棄物処理機能、放出管理機能等の必要な機能を有する設備を維持管理する。

また、放射性気体廃棄物の放出に際しては、排気筒等において放射性物質濃度の測定等を行い、排気中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないようにするとともに、放射性気体廃棄物の年間放出量から、「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「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、放射性気体廃棄物の放出管理目標値を第8-1表のとおり設定し、これを超えないように努める。

放射性気体廃棄物の管理に係る必要な措置を保安規定に定めて管理する。

## (2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性気体廃棄物の管理方法は、解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果を踏まえ、原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

## 2. 放射性液体廃棄物の廃棄

放射性液体廃棄物は、原子炉運転中と同様に発生から貯蔵、処理等の各段階において、廃棄物の漏えい、汚染の拡大及び放射線による被ばくを適切に防止できるよう、関係法令、関係告示、「五 2. 廃止措置の基本方針」等に基づき、適切に処理を行い管理放出する。

### 2.1 放射性液体廃棄物の種類及び処理の方法

#### 2.1.1 原子炉運転中に発生した放射性液体廃棄物の種類及び処理の方法

原子炉運転中に発生した放射性液体廃棄物の種類は、主に次のとおりである。

##### (1) 各建家の機器からのドレン（以下「機器ドレン」という。）



- (2) 各建家の床ドレン（以下「床ドレン」という。）
- (3) 復水系及び廃棄物処理系混床脱塩装置の再生廃液（以下「再生廃液」という。）
- (4) 作業衣の洗濯，手洗いで生じるランドリドレン廃液（以下「ランドリドレン」という。）

この期間に発生した放射性液体廃棄物は，廃棄物の種類，性状等に応じて，蒸発濃縮装置，脱塩装置等で処理を行い，管理放出するか又は再使用している。

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

### (1) 解体工事準備期間

解体工事準備期間に発生する放射性液体廃棄物の種類は，原子炉運転中と同様な廃棄物が想定される。

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

解体工事準備期間の放射性液体廃棄物の処理フローを第8-2図に示す。

### (2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性液体廃棄物の種類及び処理の方法は，解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果を踏まえ，原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

## 2.2 放射性液体廃棄物の推定放出量

### (1) 解体工事準備期間

解体工事準備期間は，原子炉の運転を終了していること，原子炉の運転を停止してから長期間が経過していること，管理区域内設備の解体撤去を行わず，原子炉運転中の定期検査時と同等の状態が継続すること，液体廃

棄物の廃棄設備等の必要な設備について機能を維持すること及び海水中における放射性物質の濃度を原子炉運転中と同等に維持するように1号炉の運転終了に伴い復水器冷却水を停止することを考慮した放出管理目標値を設定することから、放射性液体廃棄物の年間放出量は、原子炉設置許可申請書に記載の年間放出量を超えないと評価できる。

(2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降における放射性液体廃棄物の推定放出量は、解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果を踏まえ、原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

2.3 放射性液体廃棄物の管理方法

(1) 解体工事準備期間

解体工事準備期間は、放射性液体廃棄物を適切に処理するために、放出量を合理的に達成できる限り低くするとともに、放射性廃棄物処理機能、放出管理機能等の必要な機能を有する設備を維持管理する。

また、放射性液体廃棄物の放出に際しては、放出前のサンプルタンク等において放射性物質濃度の測定等を行い、排水中の放射性物質濃度が、「線量限度等を定める告示」に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないようにするとともに、放射性液体廃棄物の年間放出量から、「線量目標値に関する指針」に基づき、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を第8-2表のとおり設定し、これを超えないように努める。

放射性液体廃棄物の管理に係る必要な措置を保安規定に定めて管理する。

(2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性液体廃棄物の管

理方法は、解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果を踏まえ、原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

### 3. 放射性固体廃棄物の廃棄

放射性固体廃棄物は、合理的に達成できる限り低減に努め、原子炉運転中と同様に発生から貯蔵、処理等の各段階において、廃棄物の飛散、汚染の拡大及び放射線による被ばくを適切に防止できるよう、関係法令、関係告示、「五 2. 廃止措置の基本方針」等に基づき、適切な方法により管理を行う。

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

なお、放射性物質として扱う必要のないものは、「原子炉等規制法」に定める所定の手続き及び確認を経て施設から搬出し、再生利用に供するように努める。

#### 3.1 放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法

##### 3.1.1 原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法

原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の種類は、使用済樹脂、濃縮廃液、雑固体廃棄物、ランドリ廃スラッジ及び使用済制御棒等がある。

この期間に発生した放射性固体廃棄物は、廃棄物の種類、性状等に応じて、圧縮減容、焼却処理又は固化等の処理を行い、固体廃棄物貯蔵所、雑固体廃棄物保管室、サイトバンカに貯蔵保管するか又は原子炉浄化系沈降分離槽等に貯蔵する。

放射性固体廃棄物の貯蔵・保管場所ごとの種類及び数量を第8-3表に示

す。

### 3.1.2 廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法

#### (1) 解体工事準備期間

解体工事準備期間に発生する放射性固体廃棄物の種類は、原子炉運転中と同様な廃棄物が想定される。

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

解体工事準備期間の放射性固体廃棄物の処理フローを第8-3図に示す。

#### (2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法は、解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果を踏まえ、原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

### 3.2 放射性固体廃棄物の処分方法

1号炉から発生した放射性固体廃棄物は、「3.1 放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法」に基づき処理し、廃止措置終了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

2号又は3号炉との共用施設から発生した放射性固体廃棄物は、1号炉の放射性固体廃棄物として管理しているが、廃止措置終了までに、2号又は3号炉の放射性固体廃棄物としての管理に変更する。

### 3.3 放射性固体廃棄物の推定発生量

廃止措置期間中の放射性固体廃棄物の推定発生量を第8-4表に示す。

#### (1) 解体工事準備期間

解体工事準備期間における放射性固体廃棄物は、固化体が約1,260本(200Lドラム缶相当)、雑固体廃棄物が約5,050本(200Lドラム缶相当)、使

用済樹脂が約17m<sup>3</sup>，ランドリ廃スラッジが約60m<sup>3</sup>発生することが予想される。

(2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降における放射性固体廃棄物の推定発生量は，解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果を踏まえ，原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

3.4 放射性固体廃棄物の管理方法

(1) 解体工事準備期間

解体工事準備期間は，放射性固体廃棄物を適切に処理するために，種類，性状等に応じて減容処理等を行うことで，放射性固体廃棄物の発生量を合理的に達成できる限り低減する。

解体工事準備期間は，放射性固体廃棄物の量が固体廃棄物貯蔵所等の貯蔵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必要な措置を保安規定に定めて管理する。

(2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性固体廃棄物の管理方法は，解体工事準備期間に行う汚染状況の調査結果を踏まえ，原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

第8-1表 解体工事準備期間における放射性気体廃棄物中の希ガス及びよう素の  
放出管理目標値

(単位：Bq/y)

項目	放出管理目標値※
希ガス	$2.3 \times 10^{15}$
よう素 (I-131)	$4.1 \times 10^{10}$

※：1号，2号及び3号炉合算の値を示す。

第8-2表 解体工事準備期間における放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出管理目標値

(単位：Bq/y)

項目	放出管理目標値※
放射性液体廃棄物中の放射性物質 (トリチウムを除く)	$7.4 \times 10^9$

※：1号，2号及び3号炉合算の値を示す。

第 8-3 表 放射性固体廃棄物の貯蔵・保管場所ごとの種類及び数量

(令和元年 6 月末現在)

貯蔵・保管場所	種類	数量	
濃縮廃液貯蔵タンク (床ドレン・再生廃液)	濃縮廃液	約 138 m <sup>3</sup>	
濃縮廃液貯蔵タンク (ランドリドレン) ※ <sup>1</sup>	濃縮廃液	約 29 m <sup>3</sup>	
使用済樹脂貯蔵タンク	使用済樹脂	約 4 m <sup>3</sup>	
原子炉浄化系沈降分離槽	使用済樹脂	約 26 m <sup>3</sup>	
復水浄化系沈降分離槽	使用済樹脂 廃スラッジ	約 107 m <sup>3</sup>	
ランドリ系沈降分離槽※ <sup>1</sup>	ランドリ廃スラッジ	約 67 m <sup>3</sup>	
サイトバンカ	チャンネルボックス	521 本	
	使用済制御棒	47 本	
	その他	約 1 m <sup>3</sup>	
雑固体廃棄物保管室	不燃性雑固体廃棄物	約 278 m <sup>3</sup>	
固体廃棄物貯蔵所	ドラム缶	均質固化体	1,800 本
		充填固化体	308 本
	その他	雑固体	16,256 本
			3,380 本相当※ <sup>2</sup>
1 号炉原子炉建家内の 使用済燃料貯蔵設備 (使用済燃料プール)	チャンネルボックス	830 本	
	使用済制御棒	45 本	

※ 1 : 2 号炉で発生した廃棄物を含む。

※ 2 : 200L ドラム缶相当での保管数量である。

第 8-4 表 廃止措置期間中の放射性固体廃棄物の推定発生量

(単位：t)

放射能レベル区分※ <sup>1</sup>		推定発生量※ <sup>2</sup>
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの (L 1)	約 60
	放射能レベルの比較的低いもの (L 2)	約 740
	放射能レベルの極めて低いもの (L 3)	約 5, 340
放射性物質として扱う必要のないもの		約 12, 400
合計※ <sup>3</sup>		約 18, 500

※ 1：放射能レベル区分値は、次のとおり。

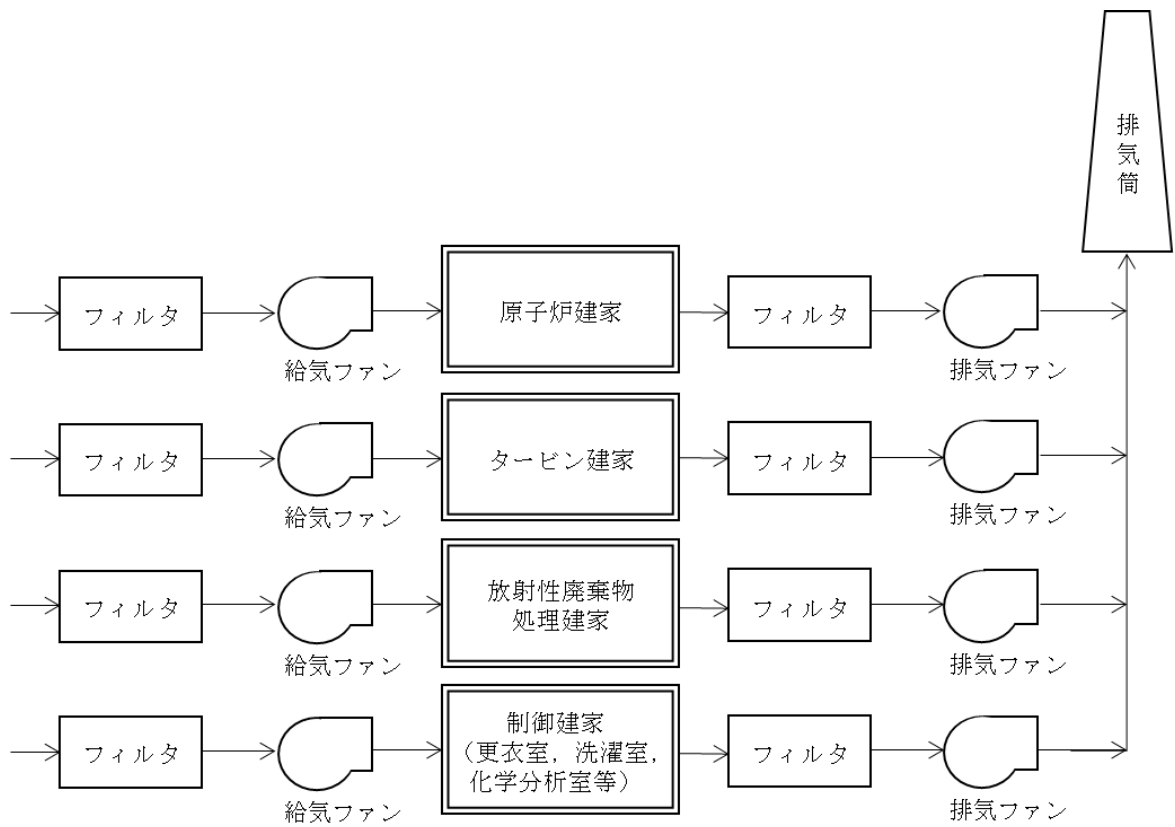
- ・ L 1 の区分値の上限は、「原子炉等規制法施行令」第 31 条に定める放射能濃度
- ・ L 1 と L 2 の区分値は、国内で操業されているコンクリートピット埋設施設の埋設許可条件と同等の最大放射能濃度
- ・ L 2 と L 3 の区分値は、「原子炉等規制法施行令」(昭和 32 年政令第 324 号。ただし、平成 19 年政令第 378 号の改正前のもの。)第 31 条第 1 項に定める「原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等で容器に固型化していないもの」に対する濃度上限値の 10 分の 1 の放射能濃度
- ・ 放射性物質として扱う必要のないものの区分値は、「原子炉等規制法」第 61 条の 2 第 1 項に規定する「製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則」第 2 条に定める放射能濃度

※ 2：推定発生量は、次のとおり。

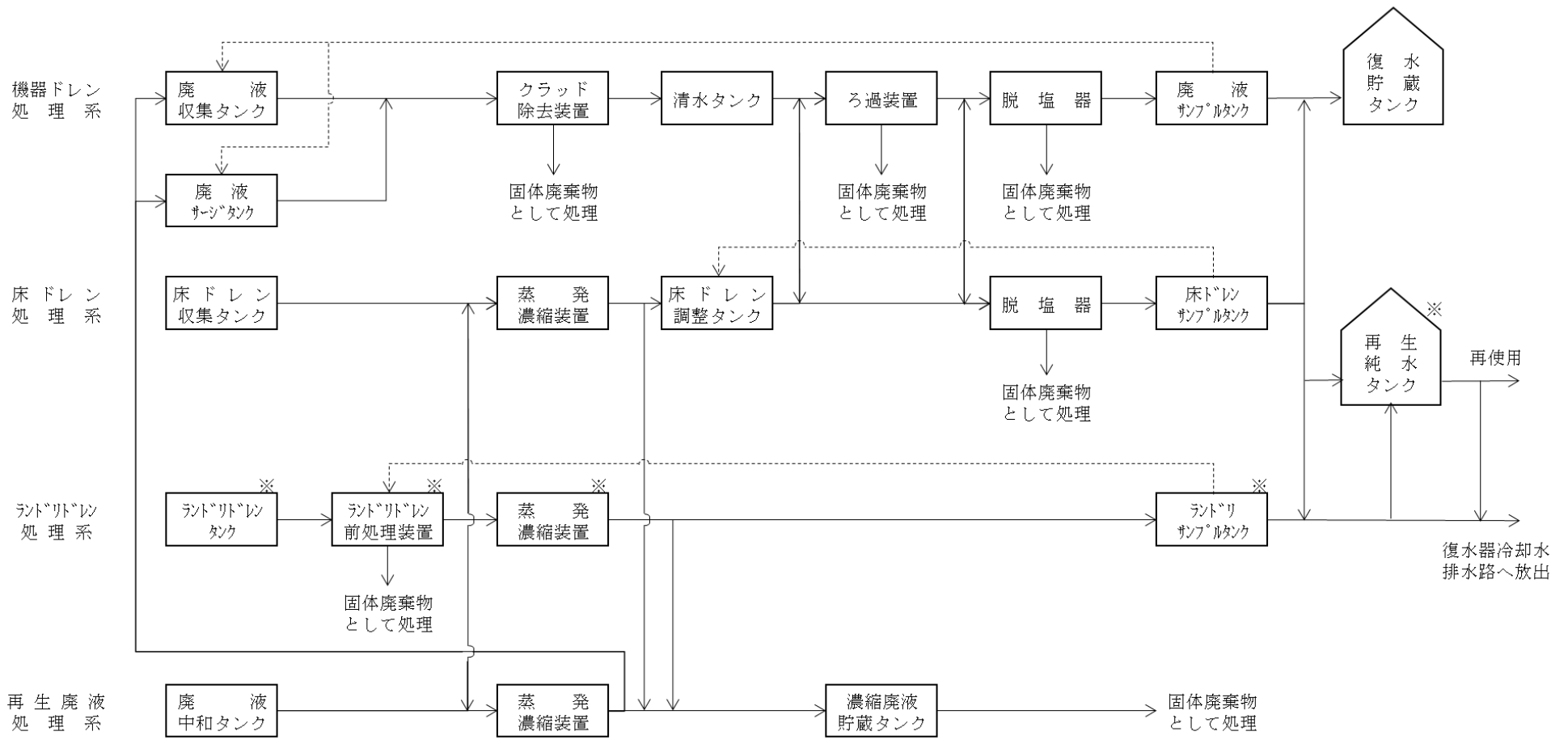
- ・ 低レベル放射性廃棄物については、10t 単位で切り上げた値である。
- ・ 放射性物質として扱う必要のないもの及び合計については、100t 単位で切り上げた値である。
- ・ 端数処理のため合計値が一致しないことがある。
- ・ 推定発生量には付随廃棄物を含まない。

※ 3：その他、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 284, 000t 発生する。(1, 000t 単位で切り上げた値)



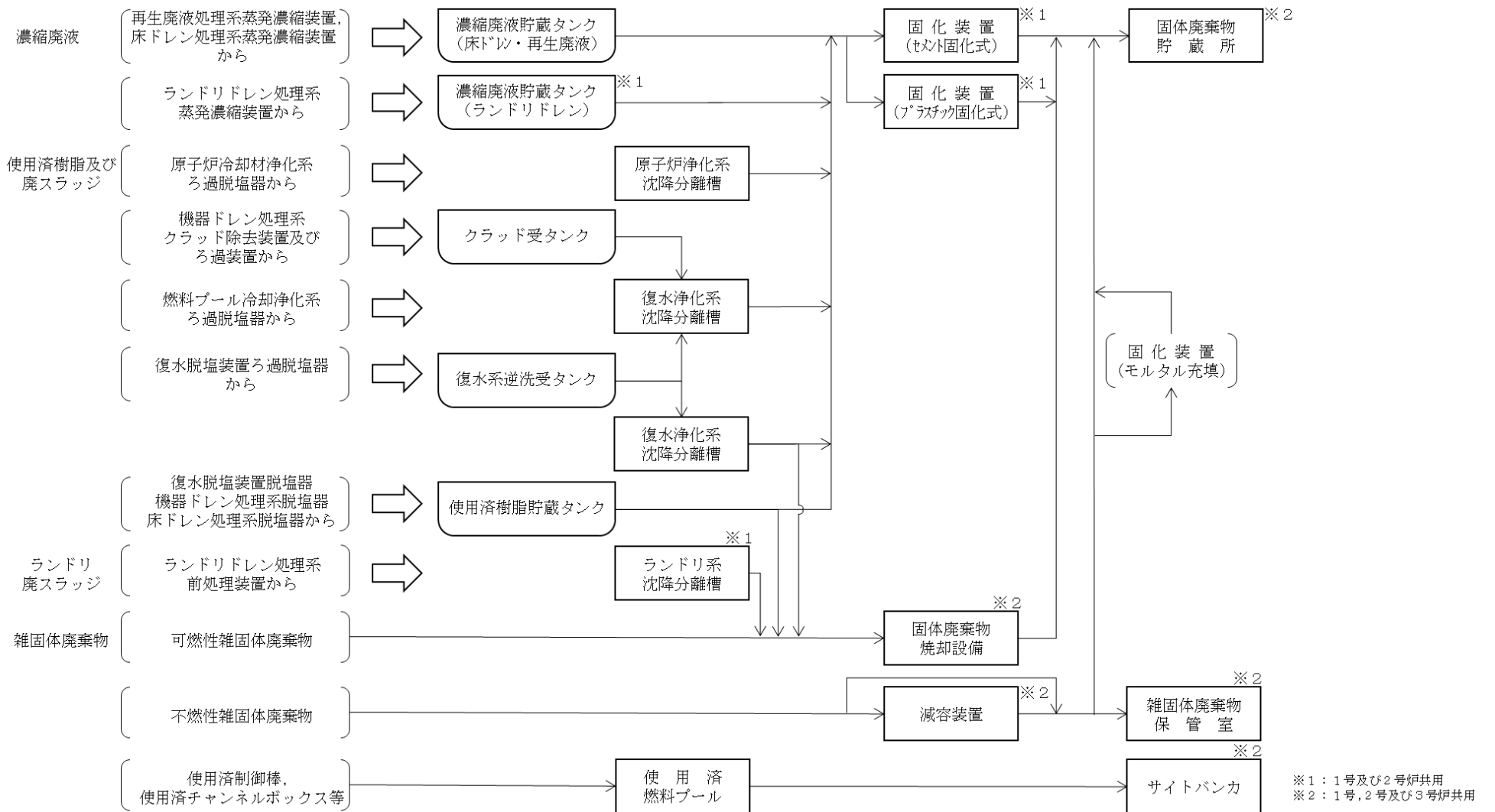


第8-1図 解体工事準備期間の放射性気体廃棄物の処理フロー



※：1号及び2号炉共用

第8-2図 解体工事準備期間の放射性液体廃棄物の処理フロー



第8-3図 解体工事準備期間の放射性固体廃棄物の処理フロー

## 九 廃止措置の工程

1号炉の廃止措置は、「原子炉等規制法」に基づく廃止措置計画の認可以降、この計画に基づき実施し、令和35年度までに終了する予定である。廃止措置工程を第9-1表に示す。

第9-1表 廃止措置工程

令和2 年度	令和3 年度	令和4 年度	令和5 年度	令和6 年度	令和7 年度	令和8 年度	令和9 年度	令和10 年度	令和11 年度	令和12 年度	令和13 年度	令和14 年度	令和15 年度	令和16 年度	令和17 年度	令和18 年度	令和19 年度	令和20 年度	令和21 年度	令和22 年度	令和23 年度	令和24 年度	令和25 年度	令和26 年度	令和27 年度	令和28 年度	令和29 年度	令和30 年度	令和31 年度	令和32 年度	令和33 年度	令和34 年度	令和35 年度		
2020 年度	2021 年度	2022 年度	2023 年度	2024 年度	2025 年度	2026 年度	2027 年度	2028 年度	2029 年度	2030 年度	2031 年度	2032 年度	2033 年度	2034 年度	2035 年度	2036 年度	2037 年度	2038 年度	2039 年度	2040 年度	2041 年度	2042 年度	2043 年度	2044 年度	2045 年度	2046 年度	2047 年度	2048 年度	2049 年度	2050 年度	2051 年度	2052 年度	2053 年度		
解体工事準備期間								原子炉領域周辺設備 解体撤去期間						原子炉領域設備等解体撤去期間								建家等解体撤去期間													
核燃料物質の搬出																																			
核燃料物質による汚染の除去																																			
汚染状況の調査																																			
安全貯蔵								管理区域内設備（原子炉領域周辺）の解体撤去																											
														原子炉領域設備の解体撤去																					
																						建家等の解体撤去													
管理区域外設備の解体撤去																																			
放射性廃棄物（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																																			

## 添付書類 一

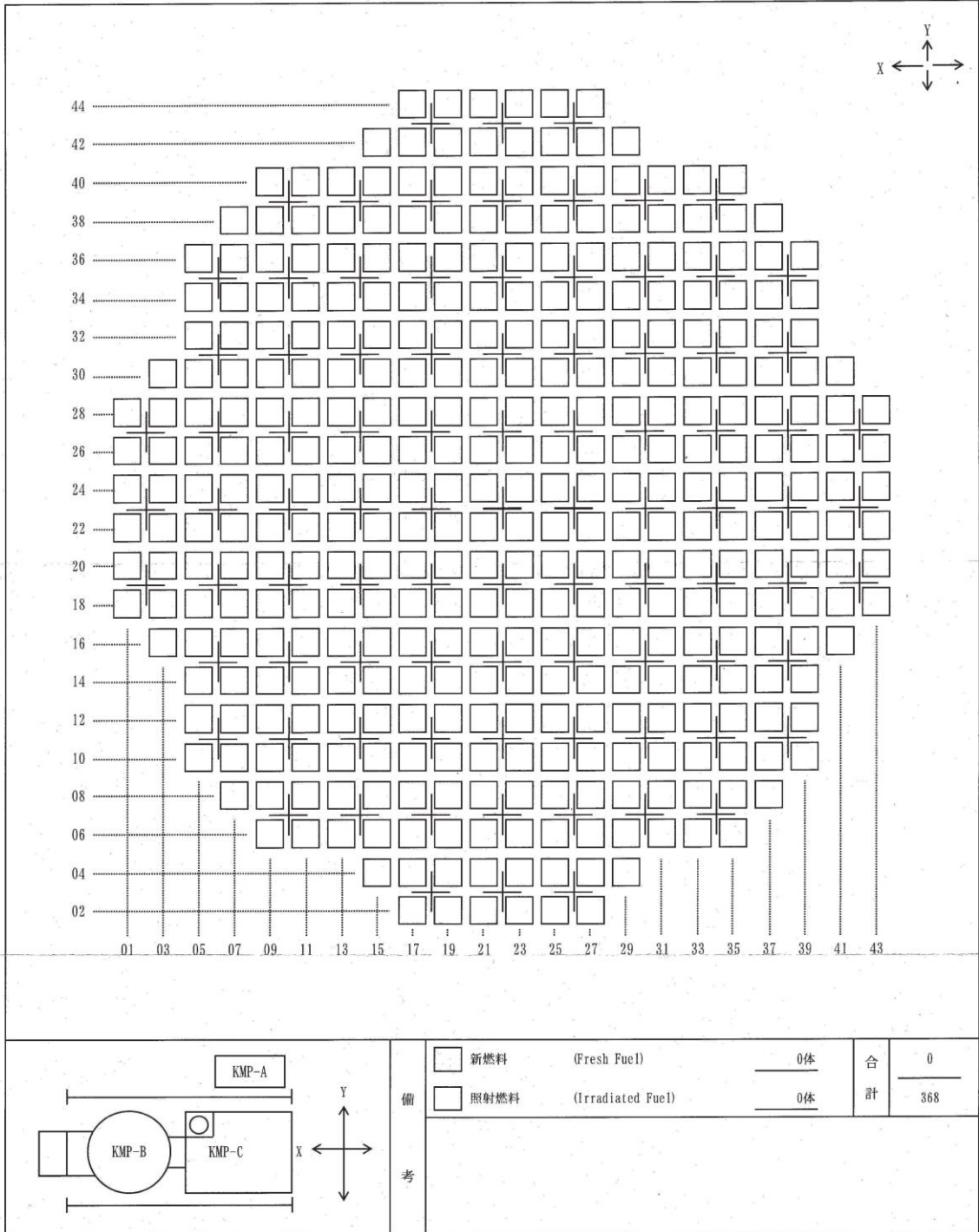
既に使用済燃料を発電用原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする資料

1号炉の炉心に装荷された燃料の配置は、「実用炉規則」第67条の規定に基づく記録である原子炉内在庫記録(平成26年11月27日作成)に記録している。

本記録は燃料の配置又は配置替えの都度記録することとなっており、平成26年11月27日に炉心からの取り出しを完了したときに作成した原子炉内在庫記録を第1.1-1図に示す。その後、新たに記録を作成していない。空白は、燃料が装荷されていない状態を示す。

原子炉内在庫記録(KMP-B)

(作成日付) 2014年11月27日  
 No. 2014-01



第 1.1-1 図 原子炉内在庫記録(女川原子力発電所第1号機)

枠囲みの内容は個人情報の観点から公開できません。



## 添付書類 二

廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図

廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図を第2.1-1図に示す。

凡例

廃止措置に係る工事作業区域



R.B 原子炉建屋

T.B タービン建屋

C.B 制御建屋

R.W.B 放射性廃棄物処理建屋

S.B サービス建屋

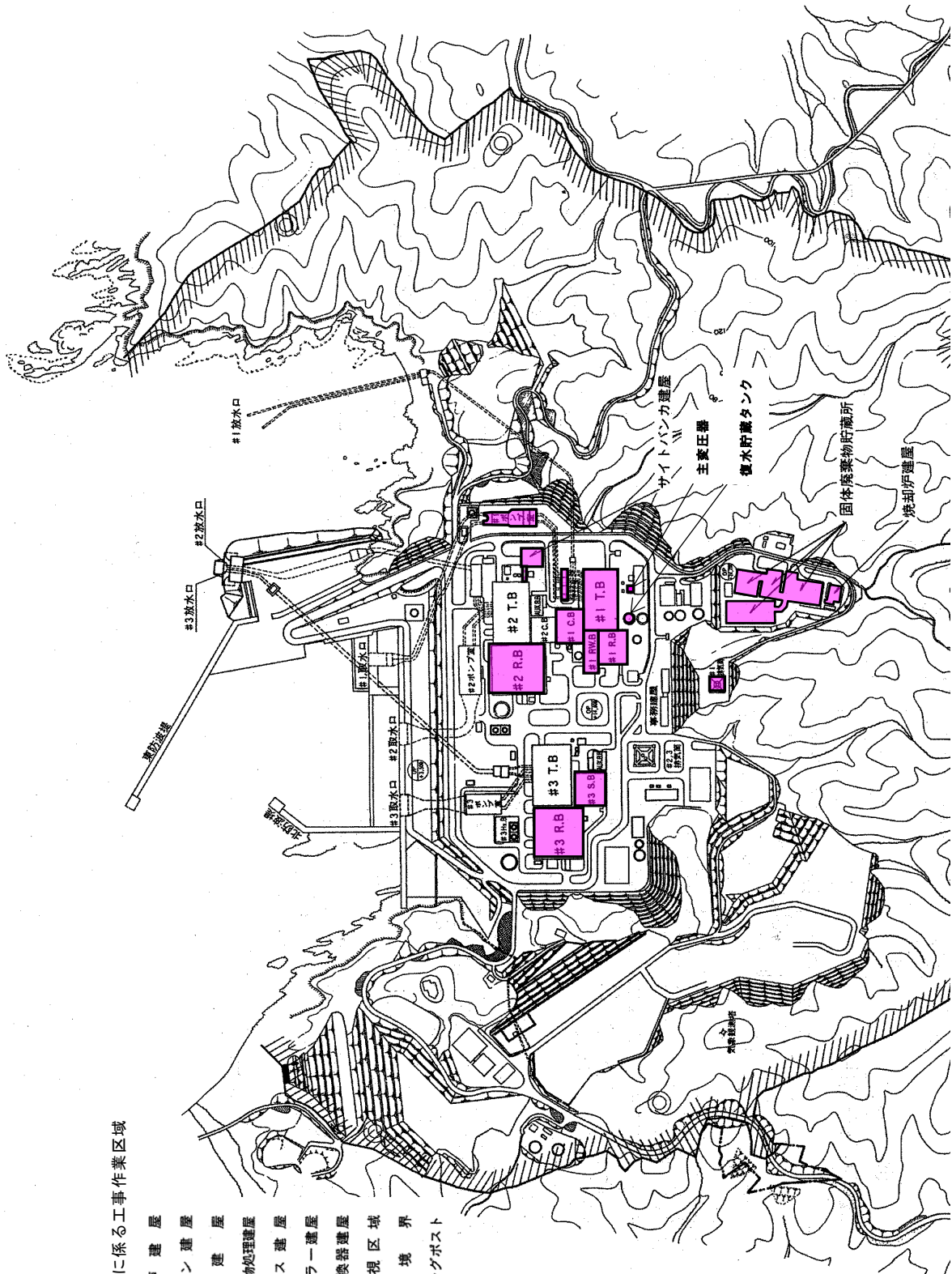
AUX.B.B 補助ボイラー建屋

Hx.B 海水熱交換器建屋

////// 周辺監視区域

--- 敷地境界

◎ モニタリングポスト



第2.1-1-1 図 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

## 1. 放射線管理

### 1.1 放射線防護に関する基本方針・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、「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できる限り低くする。

具体的方法については、原子炉運転中の放射線管理に準じて以下のとおりとする。

- (1) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするため、放射線しゃへい体、換気系、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、「添付書類六 廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。
- (2) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。
- (3) 放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。
- (4) 管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、人の立入りを制限する。
- (5) 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出については、放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。
- (6) 放射性物質により汚染している機器等を取り扱う場合は、汚染の拡大防止のため、汚染拡大防止囲い、局所排風機を使用する等の措置を講じる。

### 1.2 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定等

#### (1) 管理区域

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、「線量限度等を定める告示」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、「線量限度等を定める告示」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、発電用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「線量限度等を定める告示」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、「線量限度等を定める告示」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「線量限度等を定める告示」に定める表面密度限度の十分の一を超えないようにする。

- (2) 管理区域内は、場所により外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者及び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もの（以下「放射線業務従事者等」という。）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、放射線しゃへい体を必要な期間維持管理するとともに、線量当量率を考慮し、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、換気系を必要な期間維持管理する。また、防護具の着用等の必要な措置を講じる。
  - c. 管理区域は、外部放射線に係る線量に起因する管理区域と、空気中の放射性物質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もの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・モニタにより測定する。また、放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的に放射線サーベイ機器による外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。
- (4) 管理区域内の空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を把握するため、放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所について

は、サンプリングによる測定を定期的に行う。

#### 1.4 保全区域内の管理

保全区域については、「実用炉規則」に基づき、標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要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もの以外の立入りを制限する。

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

具体的には、放射線しゃへい体を必要な期間維持管理する等により、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、換気系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管理は、線量を測定評価するとともに定期的及び「線量限度等を定める告示」に定める線量限度を超えて被ばくした場合等に健康診



断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

なお、放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入るものには、外部被ばくによる線量の測定等により管理を行う。

#### 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气中及び水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」に定める値を超えないように厳重な管理を行う。

さらに、「線量目標値に関する指針」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の目標値を定めるとともに、放射性物質の濃度の測定を行い、これを超えないように努める。

##### (1) 放射性気体廃棄物

放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気中の放射性物質の濃度を排気筒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は、あらかじめタンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定する。

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

##### (1) 空間放射線量等の監視

空間放射線量は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域に設置しているモニ

タリングポイントの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・ポストで測定する。

空気中の粒子状放射性物質濃度は、周辺監視区域境界付近に設置されたダストモニタにより測定するとともに、フィルタを定期的に回収し核種分析測定する。

## (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：海水，海底土，土壌，陸上植物，海洋生物等

頻度：原則として年1～4回とする。

測定核種：核分裂生成物であるセシウム(Cs-137)及び腐食生成物であるコバルト(Co-60)に重点をおく。

## (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とるものとする。

万一異常放出があった場合は、モニタリング・ポストにより測定するほか、放射能観測車により敷地周辺の放射能測定を行い、その範囲、程度等の推定を迅速かつ確実に行う。

## 2. 被ばく評価

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

### 2.1 放射線業務従事者の被ばく評価

#### (1) 解体工事準備期間

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

## (2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

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

## 2.2 廃止措置対象施設の周辺公衆の被ばく評価

廃止措置中に環境に放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物中の放射性核種並びに保管する核燃料物質、放射性廃棄物からの直接線及びスカイシャイン線による周辺公衆の受ける被ばく線量を評価する。

### 2.2.1 解体工事準備期間

#### (1) 放射性気体廃棄物の放出による被ばく

解体工事準備期間における環境への放射性物質の放出に伴い周辺公衆が受ける被ばく線量は、「線量目標値に関する指針」、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下「線量目標値に対する評価指針」という。）、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下「一般公衆線量評価」という。）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）に準拠し、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」における放射性気体廃棄物による被ばく線量評価方法を基本として評価する。

なお、評価に使用する気象条件は、現地における 2012 年 1 月から 2012 年 12 月までの観測による実測値を使用する。

a. 放射性気体廃棄物の推定放出量

解体工事準備期間に 1 号炉から発生する放射性気体廃棄物の種類としては、換気系からの排気が、原子炉運転中と同様に想定される。

放射性気体廃棄物の放出に際しては、排気筒等において放出放射性物質を測定し、「線量限度等を定める告示」に定める周辺監視区域外における空气中の濃度限度を超えないようにするとともに、放出管理目標値を設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値は、1 号炉の運転終了に伴う放射性気体廃棄物の放出量の減少を考慮し、以下のとおり変更する。

(a) 解体工事準備期間における放出量

1 号炉から放出される放射性気体廃棄物には、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」で評価を行っている放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）のほか、粒子状放射性物質がある。

i 希ガス及びよう素

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

- ・復水器空気抽出器排ガス中の希ガス及びよう素
- ・グラウンド蒸気排風機排ガス中の希ガス及びよう素
- ・復水器真空ポンプの運転による排ガス中の希ガス及びよう素
- ・換気系から放出される希ガス及びよう素
- ・施設定期検査時に放出されるよう素 131

このうち、復水器空気抽出器排ガスからの希ガス及びよう素、グラ

ンド蒸気排風機排ガスからの希ガス及びよう素，復水器真空ポンプ排ガスからの希ガス及びよう素，換気系からの希ガス及びよう素は，1号炉が原子炉の運転を終了していること，原子炉の運転を停止してから長期間が経過していることから無視できる。

また，施設定期検査時に放出されるよう素 131 についても，半減期が約 8 日と短く，原子炉の運転を停止してから長期間が経過していることから無視できる。

## ii 粒子状放射性物質

解体工事準備期間は，1号炉内において放射性物質によって汚染された区域の解体工事を行わず，原子炉運転中の定期検査時と同等の状態が継続する。また，既存の建物及び構築物，換気系等を維持することから，粒子状放射性物質の放出により周辺公衆の受ける被ばく線量は無視できる。

なお，2号及び3号炉から放出される放射性気体廃棄物の放出量は，「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に記載の値と同様とする。

以上より，解体工事準備期間における1号，2号及び3号炉の放射性気体廃棄物の年間放出量を第3.2-1表に示す。

## (b) 解体工事準備期間における放出管理目標値

女川原子力発電所では，放射性気体廃棄物（希ガス，よう素 131）の放出管理目標値を1号，2号及び3号炉の合計で  $3.8 \times 10^{15} \text{Bq/y}$ （希ガス）及び  $1.3 \times 10^{11} \text{Bq/y}$ （よう素 131）に設定して放出管理している。

前述のとおり，解体工事準備期間に1号炉からの希ガス，よう素及び粒子状放射性物質の放出による影響は無視できることから，第3.2-2表に示すとおり，放射性気体廃棄物（希ガス，よう素 131）の放出管理目標値を1号，2号及び3号炉合計で  $2.3 \times 10^{15} \text{Bq/y}$ （希ガス）及

び  $4.1 \times 10^{10} \text{Bq/y}$  (よう素 131) に変更する。

b. 実効線量の評価結果

放出管理目標値に相当する放射性物質を放出する場合の実効線量は、1号、2号及び3号炉からの実効線量から、1号炉の寄与分を除いた状態になると評価できる。

周辺監視区域境界外陸側 13 方位について希ガスの  $\gamma$  線に起因する実効線量を第 3.2-3 表に、評価地点を第 3.2-1 図に示す。これによれば、1号、2号及び3号炉からの希ガスの  $\gamma$  線による実効線量の最大値は、1号炉排気筒の南東約 790m の周辺監視区域境界において、約  $5.3 \mu \text{Sv/y}$  である。

また、放射性気体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を第 3.2-4 表に示す。これによれば、1号、2号及び3号炉による放射性気体廃棄物中に含まれるよう素の吸入摂取、葉菜摂取による実効線量の最大値は、成人で約  $0.09 \mu \text{Sv/y}$ 、幼児で約  $0.6 \mu \text{Sv/y}$ 、乳児で約  $0.5 \mu \text{Sv/y}$  である。

(2) 放射性液体廃棄物の放出による被ばく

解体工事準備期間における環境への放射性物質の放出に伴い周辺公衆が受ける被ばく線量は、「線量目標値に関する指針」、「線量目標値に対する評価指針」及び「一般公衆線量評価」に準拠し、「原子炉設置許可申請書 添付書類 九」における放射性液体廃棄物による被ばく線量評価方法を基本として評価する。

a. 放射性液体廃棄物の推定放出量

解体工事準備期間に1号炉から発生する放射性液体廃棄物は、各建家の機器からのドレン等の原子炉運転中と同様な廃棄物がある。

液体廃棄物処理系から廃液を環境に放出する際には、サンプルタンク等

に貯留した後、廃液中の放射性物質の濃度を測定し、復水器冷却水排水路における放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないようにするとともに、放出管理目標値を設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値は、1号炉の運転終了に伴い復水器冷却水を停止することを考慮し、1号炉の復水器冷却水排水路における放射性物質の年間平均濃度が運転中と同等となるよう、以下のとおり変更する。

(a) 海水中における放射性物質の濃度

女川原子力発電所では、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を1号、2号及び3号炉の合計（トリチウムを除く）で $1.1 \times 10^{10}$ Bq/yに設定して放出管理している。

「原子炉設置許可申請書 添付書類九」では、放射性液体廃棄物に含まれる放射性物質に起因する実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度は、復水器冷却水排水路の濃度と同じになるとして、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除して計算している。計算に当たっては、年間放出量（トリチウムを除く）は、放出管理目標値を基に各号炉とも $3.7 \times 10^9$ Bqとし、復水器冷却水量は、循環水ポンプの稼働率を80%として、年間の冷却水量を設定している。

海水中における放射性物質の年間平均濃度を第3.2-5表に示す。

(b) 解体工事準備期間における放出管理目標値

1号炉運転中においては、実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度は、1号炉の循環水ポンプ2台運転、稼働率80%の場合の冷却水量を基に計算している。

今後、1号炉復水器冷却水排水路から放出する際は、1号炉の復水器冷却水を停止することから、評価上は原子炉補機冷却系海水ポンプ

1 台運転を想定する。

今後も、実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度を1号炉原子炉運転中と同等に維持するため、1号炉からの放出量を減少させる。

なお、2号及び3号炉から放出される放射性液体廃棄物の放出量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に記載の値と同様とする。

以上より、解体工事準備期間における1号、2号及び3号炉の放射性液体廃棄物の年間放出量を第3.2-6表に示す。

したがって、第3.2-7表に示すとおり、放射性液体廃棄物の放出管理目標値（トリチウムを除く）を1号、2号及び3号炉合計  $7.4 \times 10^9 \text{Bq/y}$  に変更する。

b. 実効線量の評価

解体工事準備期間に発生する廃液は、既存の液体廃棄物の廃棄設備を維持し適切に処理を行い、原則として環境には放出せず、できる限り再使用する計画であるが、線量評価に資するため、保守的に放出管理目標値に相当する放射性物質を管理放出するとして、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」と同様の方法で評価する。

(a) 放射性液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量の計算

実効線量の計算は次により行い、計算に用いるパラメータ等は、第3.2-5表、第3.2-8表～第3.2-10表に示す値とする。

ただし、放射性液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量については、「(b) 放射性液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量の計算」において計算する。



$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \quad (1)$$

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k (CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \quad (2)$$

ここで、

$H_w$  : 海産物を摂取した場合の年間の実効線量 ( $\mu$  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 ( $\mu$  Sv/Bq)

$A_{wi}$  : 核種*i*の摂取率 (Bq/d)

$C_{wi}$  : 海水中の核種*i*の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$(CF)_{ik}$  : 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

$$f_{ki} = e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_k} \quad (\text{海藻類以外の海産物に対して})$$

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

$T_{ri}$  : 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時間 (d)

(b) 放射性液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量の計算

次の計算式を用いて計算する。計算に用いるパラメータ等は、第 3.2-5 表、第 3.2-8 表、第 3.2-9 表に示す値とする。

i 海藻類を摂取する場合

$$H_{WT} = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_{Wi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad (3)$$

$$A_{Wi} = C_{Wi} \cdot \sum_k (CF)_k \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \quad (4)$$

$$A_s = C_{Ws} \cdot \sum_k (CF)_k \cdot W_k \quad (5)$$

ここで,

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

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

$q_s$  : 甲状腺中の安定よう素量 (g)

$A_{Wi}$  : 核種*i*の摂取率 (Bq/d)

$A_s$  : 安定よう素の摂取率 (g/d)

$(SEE)_i$  : 核種*i*の甲状腺に対する比実効エネルギー  $\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}}\right)$

$f_{si}$  : 核種*i*の甲状腺中比放射能の減衰係数

$C_{Wi}$  : 海水中の核種*i*の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$(CF)_k$  : よう素の海産物*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

$$f_{ki} = e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_k} \quad (\text{海藻類以外の海産物に対して})$$

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

$T_{ri}$  : 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時間 (d)

$C_{Ws}$  : 海水中の安定よう素の濃度 (g/cm<sup>3</sup>)

ii 海藻類を摂取しない場合

$$H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \quad (6)$$

$$A_{Fi} = C_{Wi} \cdot \sum_k (CF)_k \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \quad (7)$$

ここで,

$H_F$  : 海産物 (海藻類を除く) を摂取した場合の年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

$K_{Ti}$  : 核種*i*の経口摂取による実効線量係数 ( $\mu$  Sv/Bq)

$A_{Fi}$  : 核種*i*の摂取率 (Bq/d)

$C_{Wi}$  : 海水中の核種*i*の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$(CF)_k$  : よう素の海産物*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* (海藻類を除く) 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

$$f_{ki} = e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_k}$$

$T_{ri}$  : 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)

c. 実効線量の評価結果

放出管理目標値に相当する放射性物質を管理放出する場合の実効線量の評価結果は、海水中における放射性物質の濃度を1号炉原子炉運転中と

同等に維持するため、1号、2号及び3号炉による放射性液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く）による実効線量は、約  $0.9 \mu\text{Sv/y}$  となる。

また、1号、2号及び3号炉による放射性液体廃棄物中に含まれるよう素による実効線量計算結果を第3.2-11表に示す。これによれば、海藻類を摂取する場合、成人で約  $0.002 \mu\text{Sv/y}$ 、幼児で約  $0.005 \mu\text{Sv/y}$ 、乳児で約  $0.006 \mu\text{Sv/y}$ 、海藻類を摂取しない場合は、成人で約  $0.002 \mu\text{Sv/y}$ 、幼児で約  $0.004 \mu\text{Sv/y}$ 、乳児で約  $0.003 \mu\text{Sv/y}$  となる。

(3) 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の被ばく

a. 実効線量の計算方法

次の計算式を用いて計算する。計算に用いるパラメータ等は、第3.2-8表、第3.2-9表に示す値とする。

(a) 海藻類を摂取する場合

$$H_T = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_i}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad (8)$$

$$A_i = 0.90 \cdot A_{li} + A_{vi} + A_{mi} + A_{wi} \quad (9)$$

$$A_{li} = M_a \cdot \bar{\chi}_i \quad (10)$$

$$A_{vi} = M_v \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_d \cdot F_{vi} \cdot e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_v} \cdot \bar{\chi}_i \quad (11)$$

$$A_{mi} = M_m \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_f \cdot F_{mi} \cdot e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_m} \cdot \bar{\chi}_i \quad (12)$$

ここで、

$H_T$  : 年間の実効線量 ( $\mu\text{Sv/y}$ )

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

$A_i$  : 核種*i*の摂取率 (Bq/d)

$A_{li}$  : 核種*i*の吸入による摂取率 (Bq/d)

$A_{Vi}$  : 核種*i*の葉菜による摂取率 (Bq/d)

$A_{Mi}$  : 核種*i*の牛乳による摂取率 (Bq/d)

$A_{Wi}$  : 核種*i*の摂取率 (Bq/d) (4) 式から得られる値を用いる。

$A_s$  : 安定よう素の摂取率 (g/d) (5) 式から得られる値を用いる。

$q_s$  : 甲状腺中の安定よう素量 (g)

$(SEE)_i$  : 核種*i*の甲状腺に対する比実効エネルギー  $\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g}\cdot\text{dis}}\right)$

$f_{si}$  : 核種*i*の甲状腺中比放射能の減衰係数

$M_a$  : 呼吸率 ( $\text{cm}^3/\text{d}$ )

$M_V$  : 葉菜の摂取量 (g/d)

$M_M$  : 牛乳の摂取量 (ml/d)

$f_m$  : 市場希釈係数

$f_t$  : 葉菜及び牧草の栽培期間の年間比

$f_d$  : 葉菜の除染係数

$f_f$  : 飼料の混合比

$F_{Vi}$  : 核種*i*の空気中から葉菜に移行する割合  $\left(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}\right)$

$F_{Mi}$  : 核種*i*の空気中から牛乳に移行する割合  $\left(\frac{\text{Bq/ml}}{\text{Bq/cm}^3}\right)$

$\bar{\chi}_i$  : 核種*i*の年平均地上空気中濃度 ( $\text{Bq/cm}^3$ )

$T_{ri}$  : 核種*i*の物理的半減期 (d)

$t_V$  : 葉菜の採取から摂取までの時間 (d)

$t_M$  : 牛乳の採取から摂取までの時間 (d)

(b) 海藻類を摂取しない場合

$$H_{TF} = 365 \cdot \sum_i \{K_{Ii} \cdot A_{Ii} + K_{Ti} \cdot (A_{Vi} + A_{Mi} + A_{Fi})\} \quad (13)$$

ここで,

$H_{TF}$  : 年間の実効線量 ( $\mu\text{ Sv/y}$ )

365 : 年間の日数への換算係数 (d/y)

$K_{Ii}$  : 核種*i*の吸入摂取による実効線量係数 ( $\mu\text{ Sv/Bq}$ )

$K_{Ti}$  : 核種*i*の経口摂取による実効線量係数 ( $\mu\text{ Sv/Bq}$ )

$A_{Ii}$  : 核種*i*の吸入による摂取率 (Bq/d) (10) 式から得られる値を用いる。

$A_{Vi}$  : 核種*i*の葉菜による摂取率 (Bq/d) (11) 式から得られる値を用いる。

$A_{Mi}$  : 核種*i*の牛乳による摂取率 (Bq/d) (12) 式から得られる値を用いる。

$A_{Fi}$  : 核種*i*の海産物 (海藻類を除く) による摂取率 (Bq/d) (7) 式から得られる値を用いる。

b. 実効線量の評価結果

解体工事準備期間の1号、2号及び3号炉による放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量計算結果を第3.2-11表に示す。これによれば、海藻類を摂取する場合、成人で約  $0.008\ \mu\text{ Sv/y}$ 、幼児で約  $0.05\ \mu\text{ Sv/y}$ 、乳児で約  $0.07\ \mu\text{ Sv/y}$  となる。また、海藻類を摂取しない場合は、成人で約  $0.09\ \mu\text{ Sv/y}$ 、幼児で約  $0.6\ \mu\text{ Sv/y}$ 、乳児で約  $0.5\ \mu\text{ Sv/y}$  となる。

よう素に起因する実効線量は、放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合において海藻類を摂取しない幼児が最大となり、約  $0.6\ \mu\text{ Sv/y}$  となる。

(4) 放射性固体廃棄物からの直接線量及びスカイシャイン線量

1号炉運転時における女川原子力発電所からの直接線量及びスカイシャイン線量による空気カーマは、人の居住する可能性のある敷地境界外において年間  $50\ \mu\text{ Gy}$  を下回る。

解体工事準備期間は、1号炉内において放射性物質によって汚染された区

域の解体工事を行わず原子炉運転中の施設定期検査時と同等の状態が継続する。また、既存の建物及び構築物等を維持する。

1号炉運転中の直接線及びスカイシャイン線に主に寄与するタービン建家からの線量は、主蒸気中に含まれるN-16を線源としている。

1号炉は、運転を停止してから長期間が経過していること、N-16の半減期は約7秒であることから、タービン建家からの線量は無視できる。

また、解体工事準備期間に発生する放射性固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵所等の貯蔵容量を超えないように貯蔵保管するとともに、安全確保のために必要な機能を維持することから、1号炉運転時における直接線及びスカイシャイン線の評価結果を超えることはない。

したがって、解体工事準備期間における女川原子力発電所からの直接線量及びスカイシャイン線量による空気カーマは、1号炉運転時と同様に、人の居住する可能性のある敷地境界外において年間 $50\mu\text{Gy}$ を下回る。

#### (5) 被ばく評価のまとめ

敷地境界外における1号、2号及び3号炉からの放射性気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線による実効線量、放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く）による実効線量並びに放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、第3.2-12表に示すとおり、それぞれ約 $5.3\mu\text{Sv/y}$ 、約 $0.9\mu\text{Sv/y}$ 及び約 $0.6\mu\text{Sv/y}$ となり、合計約 $6.7\mu\text{Sv/y}$ である。この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値 $50\mu\text{Sv/y}$ を下回る。

また、女川原子力発電所の原子炉施設からの直接線量及びスカイシャイン線量による空気カーマは、「一般公衆線量評価」に示される年間 $50\mu\text{Gy}$ 程度を下回る。

### 2.2.2 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

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



第 3.2-1 表 解体工事準備期間における放射性気体廃棄物の年間放出量

(単位 : Bq/y)

	核種	1号炉	2号炉※	3号炉※
希 ガ ス	K r -90	N. D	$6.3 \times 10^{-3}$	$6.3 \times 10^{-3}$
	X e -139	N. D	$7.2 \times 10^0$	$7.2 \times 10^0$
	K r -89	N. D	$2.6 \times 10^{11}$	$2.6 \times 10^{11}$
	X e -137	N. D	$9.6 \times 10^{11}$	$9.6 \times 10^{11}$
	X e -135m	N. D	$1.3 \times 10^{13}$	$1.3 \times 10^{13}$
	X e -138	N. D	$3.1 \times 10^{13}$	$3.1 \times 10^{13}$
	K r -87	N. D	$2.1 \times 10^{13}$	$2.1 \times 10^{13}$
	K r -83m	N. D	$4.5 \times 10^{12}$	$4.5 \times 10^{12}$
	K r -88	N. D	$7.5 \times 10^{13}$	$7.5 \times 10^{13}$
	K r -85m	N. D	$1.5 \times 10^{14}$	$1.5 \times 10^{14}$
	X e -135	N. D	$7.4 \times 10^{13}$	$7.4 \times 10^{13}$
	X e -133m	N. D	$1.7 \times 10^{12}$	$1.7 \times 10^{12}$
	X e -133	N. D	$7.6 \times 10^{14}$	$7.6 \times 10^{14}$
	X e -131m	N. D	$1.2 \times 10^{13}$	$1.2 \times 10^{13}$
	K r -85	N. D	$2.4 \times 10^{13}$	$2.4 \times 10^{13}$
	放出量合計	N. D	$1.2 \times 10^{15}$	$1.2 \times 10^{15}$
よ う 素	I -131	N. D	$2.0 \times 10^{10}$	$2.0 \times 10^{10}$
	I -133	N. D	$3.4 \times 10^{10}$	$3.4 \times 10^{10}$

※ : 2号及び3号炉から放出される希ガス及びよう素の年間放出量は「原子炉設置許可申請書 添付書類九」の値を示す。

第 3.2-2 表 解体工事準備期間における放射性気体廃棄物の放出管理目標値

(単位 : Bq/y)

項目		放出管理目標値*
放射性 気体廃棄物	希ガス	$2.3 \times 10^{15}$
	よう素 131	$4.1 \times 10^{10}$

※ : 1 号, 2 号及び 3 号炉合算の値を示す。

第 3.2-3 表 周辺監視区域境界外における希ガスの  $\gamma$  線に起因する実効線量

	計算地点の 方位	1 号炉排気筒 からの距離 (m)	希ガスの $\gamma$ 線に起因 する実効線量 ( $\mu$ Sv/y)	希ガスの $\gamma$ 線に起因 する実効線量 ( $\mu$ Sv/y)
			1 号炉	2 号及び 3 号炉 (合計)
周 辺 監 視 区 域 境 界	N	約 890	0	約 $4.6 \times 10^0$
	NNW	約 750	0	約 $5.3 \times 10^0$
	NW	約 640	0	約 $4.4 \times 10^0$
	WNW	約 620	0	約 $4.3 \times 10^0$
	W	約 670	0	約 $3.9 \times 10^0$
	WSW	約 750	0	約 $3.5 \times 10^0$
	SW	約 650	0	約 $3.4 \times 10^0$
	SSW	約 680	0	約 $2.3 \times 10^0$
	S	約 640	0	約 $2.3 \times 10^0$
	SSE	約 760	0	約 $2.8 \times 10^0$
	SE	約 790	0	約 $5.3 \times 10^0$
	ESE	約 1,150	0	約 $5.3 \times 10^0$
E	約 1,040	0	約 $5.2 \times 10^0$	

第 3.2-4 表 放射性気体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量

(単位： $\mu\text{Sv/y}$ )

年齢 グループ	摂取 経路	実効線量				
		1号炉		2号及び3号炉（合計）		
		I-131	I-133	I-131	I-133	合計
成人	吸入	0	0	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $3.7 \times 10^{-3}$	約 $1.6 \times 10^{-2}$
	葉菜	0	0	約 $3.7 \times 10^{-2}$	約 $2.0 \times 10^{-3}$	約 $3.9 \times 10^{-2}$
	牛乳	0	0	約 $3.4 \times 10^{-2}$	約 $7.9 \times 10^{-4}$	約 $3.4 \times 10^{-2}$
	合計	0	0	約 $8.2 \times 10^{-2}$	約 $6.4 \times 10^{-3}$	約 $8.9 \times 10^{-2}$
幼児	吸入	0	0	約 $2.2 \times 10^{-2}$	約 $8.0 \times 10^{-3}$	約 $3.0 \times 10^{-2}$
	葉菜	0	0	約 $8.6 \times 10^{-2}$	約 $5.3 \times 10^{-3}$	約 $9.2 \times 10^{-2}$
	牛乳	0	0	約 $3.9 \times 10^{-1}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $4.0 \times 10^{-1}$
	合計	0	0	約 $5.0 \times 10^{-1}$	約 $2.4 \times 10^{-2}$	約 $5.3 \times 10^{-1}$
乳児	吸入	0	0	約 $1.4 \times 10^{-2}$	約 $5.8 \times 10^{-3}$	約 $1.9 \times 10^{-2}$
	葉菜	0	0	約 $6.5 \times 10^{-2}$	約 $4.7 \times 10^{-3}$	約 $6.9 \times 10^{-2}$
	牛乳	0	0	約 $3.4 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^{-3}$	約 $3.4 \times 10^{-1}$
	合計	0	0	約 $4.2 \times 10^{-1}$	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $4.3 \times 10^{-1}$

第 3.2-5 表 海水中における放射性物質の年間平均濃度

(単位 : Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	年間平均濃度
C r -51	約 $7.9 \times 10^{-8}$
M n -54	約 $1.6 \times 10^{-6}$
F e -59	約 $2.8 \times 10^{-7}$
C o -58	約 $1.2 \times 10^{-7}$
C o -60	約 $1.2 \times 10^{-6}$
S r -89	約 $7.9 \times 10^{-8}$
S r -90	約 $3.9 \times 10^{-8}$
I -131	約 $7.9 \times 10^{-8}$
C s -134	約 $2.0 \times 10^{-7}$
C s -137	約 $3.2 \times 10^{-7}$
H-3	約 $3.9 \times 10^{-3}$

第 3.2-6 表 解体工事準備期間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※
C r -51	$5.3 \times 10^5$	$7.4 \times 10^7$	$7.4 \times 10^7$
M n -54	$1.1 \times 10^7$	$1.5 \times 10^9$	$1.5 \times 10^9$
F e -59	$1.9 \times 10^6$	$2.6 \times 10^8$	$2.6 \times 10^8$
C o -58	$8.0 \times 10^5$	$1.1 \times 10^8$	$1.1 \times 10^8$
C o -60	$8.0 \times 10^6$	$1.1 \times 10^9$	$1.1 \times 10^9$
S r -89	$5.3 \times 10^5$	$7.4 \times 10^7$	$7.4 \times 10^7$
S r -90	$2.7 \times 10^5$	$3.7 \times 10^7$	$3.7 \times 10^7$
I -131	$5.3 \times 10^5$	$7.4 \times 10^7$	$7.4 \times 10^7$
C s -134	$1.3 \times 10^6$	$1.9 \times 10^8$	$1.9 \times 10^8$
C s -137	$2.1 \times 10^6$	$3.0 \times 10^8$	$3.0 \times 10^8$
放出量合計 (H-3を除く)	$2.7 \times 10^7$	$3.7 \times 10^9$	$3.7 \times 10^9$
H-3	$2.7 \times 10^{10}$	$3.7 \times 10^{12}$	$3.7 \times 10^{12}$
年間の復水器冷却水等の量 ( $m^3/y$ )	$6.7 \times 10^6$	$9.4 \times 10^8$	$9.4 \times 10^8$

※：2号及び3号炉における放射性液体廃棄物の年間放出量及び年間の復水器冷却水等の量は「原子炉設置許可申請書 添付書類九」の値を示す。

第 3.2-7 表 解体工事準備期間における放射性液体廃棄物の放出管理目標値

(単位 : Bq/y)

項目	放出管理目標値※
放射性液体廃棄物 (H-3を除く)	$7.4 \times 10^9$

※：1号，2号及び3号炉合算の値を示す。

第 3.2-8 表 線量評価に使用するパラメータ及び換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
実効線量への換算係数	$K_3$	$\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \mu\text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}}$	$2.52 \times 10^2$
家屋の遮蔽係数	$f_h$	—	1
居住係数	$f_o$	—	1
甲状腺に対する比実効エネルギー	$(SEE)_i$	$\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}}$	成人 : I-131 0.010 I-133 0.022 幼児 : I-131 0.058 I-133 0.12 乳児 : I-131 0.15 I-133 0.33
呼吸率	$M_a$	$\text{cm}^3/\text{d}$	成人 $2.22 \times 10^7$ 幼児 $8.72 \times 10^6$ 乳児 $2.86 \times 10^6$
葉菜の摂取量	$M_v$	$\text{g}/\text{d}$	成人 100, 幼児 50, 乳児 20
葉菜, 牛乳及び海産物の市場希釈係数	$f_m$	—	葉菜・海産物 } 牛乳 成人 } 1 " 幼児 } " 乳児 0.5
葉菜及び牧草の栽培期間の年間比	$f_t$	—	0.5
飼料の混合比	$f_f$	—	1

(つづき)

パラメータ	記号	単位	数値
葉菜の除染係数	$f_d$	—	0.5
よう素が空気中から葉菜に移行する場合	$F_{Vi}$	$\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$	I-131 $2.6 \times 10^6$ I-133 $4.3 \times 10^5$
よう素が空気中から牛乳に移行する場合	$F_{Mi}$	$\frac{\text{Bq/ml}}{\text{Bq/cm}^3}$	I-131 $6.2 \times 10^5$ I-133 $4.6 \times 10^4$
核種 <i>i</i> の物理的半減期	$T_{ri}$	d	I-131 8.06 I-133 0.87 よう素以外は、 第3.2-9表に示す。
牛乳の摂取量	$M_M$	ml/d	成人 200, 幼児 500, 乳児 600
海産物 <i>k</i> に対する濃縮係数	$(CF)_{ik}$	$\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$	第3.2-9表に示す
葉菜、牛乳及び海産物の採取から摂取までの時間	$t_v$ $t_M$ $t_k$	d	乳児の牛乳摂取のみ 3 その他は無視
海産物 <i>k</i> の摂取量	$W_k$	g/d	成人 魚類 200 無脊椎動物 20 海藻類 40 幼児 魚類 100 無脊椎動物 10 海藻類 20 乳児 魚類 40 無脊椎動物 4 海藻類 8

(つづき)

パラメータ	記号	単位	数値
海水中の安定ヨウ素の濃度	$C_{Ws}$	$\text{g/cm}^3$	$5 \times 10^{-8}$
甲状腺中の安定ヨウ素量	$q_s$	g	成人 $1.2 \times 10^{-2}$ 幼児 $2.1 \times 10^{-3}$ 乳児 $7.5 \times 10^{-4}$
甲状腺中比放射能の減衰係数	$f_{si}$	—	成人 I-131 0.1 I-133 0.01 幼児 I-131 0.3 I-133 0.04 乳児 I-131 0.4 I-133 0.07
液体廃棄物中に含まれる核種 <i>i</i> の実効線量係数	$K_{wi}$	$\mu\text{Sv/Bq}$	第 3.2-10 表に示す
ヨウ素における核種 <i>i</i> の吸入摂取による実効線量係数	$K_{li}$	$\mu\text{Sv/Bq}$	成人 I-131 $1.5 \times 10^{-2}$ I-133 $2.9 \times 10^{-3}$ 幼児 I-131 $6.9 \times 10^{-2}$ I-133 $1.6 \times 10^{-2}$ 乳児 I-131 $1.3 \times 10^{-1}$ I-133 $3.5 \times 10^{-2}$
ヨウ素における核種 <i>i</i> の経口摂取による実効線量係数	$K_{Ti}$	$\mu\text{Sv/Bq}$	成人 I-131 $1.6 \times 10^{-2}$ I-133 $3.1 \times 10^{-3}$ 幼児 I-131 $7.5 \times 10^{-2}$ I-133 $1.7 \times 10^{-2}$ 乳児 I-131 $1.4 \times 10^{-1}$ I-133 $3.8 \times 10^{-2}$
核種 <i>i</i> の年平均地上空気中濃度	$\bar{\chi}_i$	$\text{Bq/cm}^3$	I-131 $9.7 \times 10^{-11}$ I-133 $1.6 \times 10^{-10}$



第 3.2-9 表 核種組成及び濃縮係数

核 種	半減期	組成比 (%)	濃縮係数		
			魚 類	無脊椎動物	海 藻 類
C r -51	27.7d	2	$4 \times 10^2$	$2 \times 10^3$	$2 \times 10^3$
M n -54	312.5d	40	$6 \times 10^2$	$10^4$	$2 \times 10^4$
F e -59	44.6d	7	$3 \times 10^3$	$2 \times 10^4$	$5 \times 10^4$
C o -58	70.8d	3	$10^2$	$10^3$	$10^3$
C o -60	5.27y	30	$10^2$	$10^3$	$10^3$
S r -89	50.5d	2	1	6	10
S r -90	28.5y	1	1	6	10
I-131	8.06d	2	10	50	$4 \times 10^3$
C s -134	2.06y	5	30	20	20
C s -137	30.0y	8	30	20	20
H-3	12.26y	—	1	1	1

第 3.2-10 表 液体廃棄物中放射性物質の実効線量係数

(単位：μ Sv/Bq)

核種	実効線量係数
C r -51	$3.8 \times 10^{-5}$
M n -54	$7.1 \times 10^{-4}$
F e -59	$1.8 \times 10^{-3}$
C o -58	$7.4 \times 10^{-4}$
C o -60	$3.4 \times 10^{-3}$
S r -89	$2.6 \times 10^{-3}$
S r -90	$2.8 \times 10^{-2}$
C s -134	$1.9 \times 10^{-2}$
C s -137	$1.3 \times 10^{-2}$
H-3	$1.8 \times 10^{-5}$

第 3.2-11 表 放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量

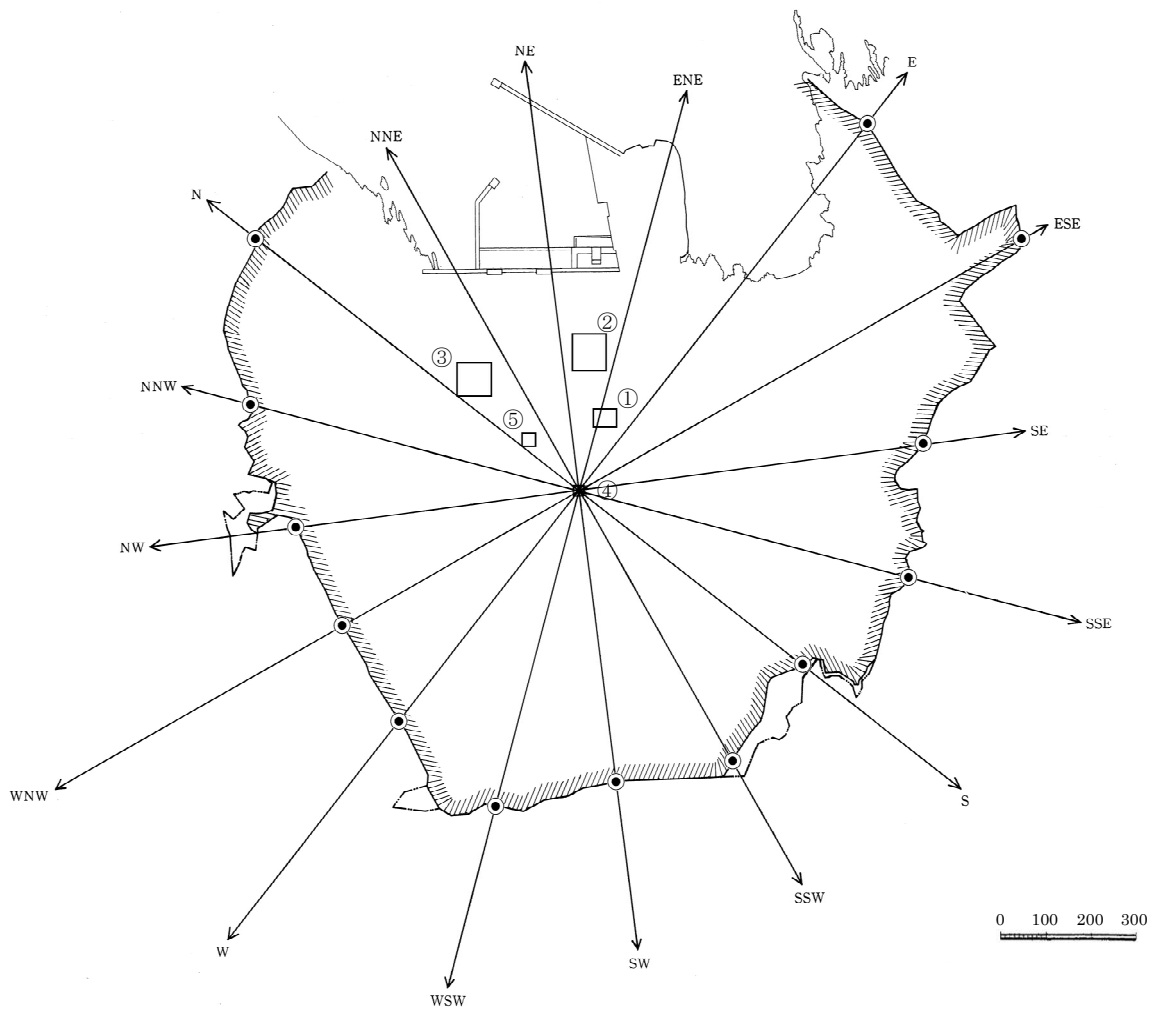
(単位：μ Sv/y)

	年齢 グループ	放射性液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量		放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量	
		海藻類を摂取する場合	海藻類を摂取しない場合	海藻類を摂取する場合	海藻類を摂取しない場合
1号, 2号及び3号炉 (合計)	成人	約 $1.4 \times 10^{-3}$	約 $1.4 \times 10^{-3}$	約 $7.1 \times 10^{-3}$	約 $9.0 \times 10^{-2}$
	幼児	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $3.3 \times 10^{-3}$	約 $4.7 \times 10^{-2}$	約 $5.3 \times 10^{-1}$
	乳児	約 $5.3 \times 10^{-3}$	約 $2.5 \times 10^{-3}$	約 $6.4 \times 10^{-2}$	約 $4.3 \times 10^{-1}$

第 3.2-12 表 平常時における実効線量

(単位： $\mu\text{Sv/y}$ )

	実効線量
放射性気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線による実効線量	約 5.3
放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く）による実効線量	約 0.9
放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量	約 0.6
合計	約 6.7



- |                |                 |
|----------------|-----------------|
| ① : 1号炉原子炉建家   | ----- : 敷地境界    |
| ② : 2号炉原子炉建屋   | //// : 周辺監視区域境界 |
| ③ : 3号炉原子炉建屋   | ● : 被ばく線量計算地点   |
| ④ : 1号炉排気筒     |                 |
| ⑤ : 2号及び3号炉排気筒 |                 |

第 3.2-1 図 評価地点の概要

## 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

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放射性物質の放出を伴う事故とその影響を選定し，敷地境界外における周辺公衆の最大の実効線量を評価することにより，1号炉の廃止措置が周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを示す。

## 1. 解体工事準備期間の事故時における周辺公衆の受ける線量評価

解体工事準備期間の事故時における周辺公衆の受ける線量評価は，旧原子力安全委員会指針である「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に準拠し，解体工事準備期間の事故を想定して実施する。

### 1.1 事故の想定

1号炉における炉心からの燃料の取出しは既に完了しており，炉心への燃料の再装荷を不可とする措置を講じること，解体工事準備期間は，「六核燃料物質の管理及び譲渡し」に記載のとおり，使用済燃料を貯蔵していること，原子炉の運転を停止してから長期間が経過していること，1号炉内において放射性物質によって汚染された区域の解体撤去工事を行わないこと，「添付書類六 廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」に示すとおり，安全確保上必要な機能を有する設備を維持管理することから，原子炉運転中の施設定期検査時と同等の状態が継続する。

したがって，解体工事準備期間における過失，機械又は装置の故障，地震，火災等の起因事象により想定される事故としては，「原子炉設置許可申請書添付書類十」において評価している事故事象から，「燃料集合体の落下」を選定する。

また，想定を超える自然災害等については，「添付書類六 廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその機能を維

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（使用済燃料プール）から冷却水が大量に漏えいし、使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）の冷却機能が喪失する事象における影響を確認している。

## 1.2 事故解析

「原子炉設置許可申請書 添付書類十」における「燃料集合体の落下」を参考として、使用済燃料の放射エネルギーを考慮した評価を行う。

使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）において貯蔵中の使用済燃料の取扱い時に、使用済燃料 1 体が落下し、落下した使用済燃料及び使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）で貯蔵中の使用済燃料の燃料棒が破損し、燃料棒内に存在する核分裂生成物が大気中に放出される場合を想定し、大気中への放出量から発電所周辺の公衆の実効線量を評価する。

### 1.2.1 核分裂生成物の大気中への放出量

#### (1) 破損燃料棒の評価

「原子炉設置許可申請書 添付書類十」においては、燃料棒の破損本数について、炉心上部で取扱中の燃料集合体が炉心内の燃料集合体と数度にわたって衝突を起こすとして、最大の破損本数を見込み、燃料集合体に換算して 2.3 体相当以下としている。

使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）における取扱いにおいて燃料が落下した場合の破損燃料棒本数は、落下高さが小さく、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」の燃料集合体落下の評価と同じになることはないが、保守的に燃料集合体 2.3 体に相当する燃料棒が破損すると仮定する。

#### (2) 核分裂生成物の移行と放出量の評価

核分裂生成物の移行と放出量の評価は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」における評価と同様に、燃料棒ギャップ内の希ガス及びよう素を対象として評価を行うが、長半減期の I-129 も考慮することとし、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料棒ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 1,663MW）で十分長時間（2,000 日）運転した燃料集合体を含む、取替平衡炉心の燃料集合体について行う。
- b. 燃料取扱作業は、原子炉停止約 6 年後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考慮するものとする。
- c. 燃料棒ギャップ内の核分裂生成物の量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」の評価においては、燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス 10%及びよう素 5%としているが、原子炉停止後の時間が経過しても残存する Kr-85 及び I-129 について、燃料棒内の全蓄積量に対して 30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建家の空气中へ放出されるものとする。
- e. 燃料取替作業は原子炉停止約 6 年後としており、燃料及び冷却材温度は低下しているため、放出されたよう素のうち 1%は有機状とし、すべて原子炉建家内に移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。
- g. 非常用ガス処理系によるよう素の除去は考慮しないこととし、原子炉建家内に放出された核分裂生成物は減衰することなく、大気中へ放出されるものとする。

### (3) 解析結果

上記の解析条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量



は第 4.1-1 表のとおりである。

なお、希ガス及びよう素が大気中に放出されるまでの過程を第 4.1-1 図及び第 4.1-2 図に示す。

## 1.2.2 線量の評価

### (1) 評価前提

実効線量の計算は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」における評価と同様に行う。線量の評価に用いる相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ ) は、2012 年 1 月から 2012 年 12 月までの 1 年間の観測データを使用して、「気象指針」に示された方法に従って求めたものを用いる。評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ ) を第 4.1-2 表に示す。

### (2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」における評価と同様に計算する。

ただし、よう素の内部被ばくによる実効線量は、I-129 を吸入した場合の小児の実効線量として求める。

### (3) 実効線量の評価式

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

#### a. よう素の吸入による内部被ばく

よう素の内部被ばくによる実効線量  $H_I$  (Sv) は、(1) 式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_I \quad (1)$$

ここで、

$R$  : 呼吸率 ( $\text{m}^3/\text{s}$ )

呼吸率 $R$ は、事故期間が比較的短いことを考慮し、活動時の呼吸率 $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を秒当たりに換算して用いる。

$H_{\infty}$  : よう素 (I-129) を 1 Bq 吸入した場合の小児の実効線量 ( $2.0 \times 10^{-7}\text{Sv/Bq}$ )

$\chi/Q$  : 相対濃度 ( $\text{s}/\text{m}^3$ )

$Q_I$  : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)

b. 希ガスの $\gamma$ 線による外部被ばく

敷地境界外における希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量 $H_{\gamma}$  (Sv) は、(2) 式で計算する。

$$H_{\gamma} = K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma} \quad (2)$$

ここで、

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $1 \text{ Sv/Gy}$ )

$D/Q$  : 相対線量 ( $\text{Gy/Bq}$ )

$Q_{\gamma}$  : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) ( $\gamma$ 線実効エネルギー  $0.5\text{MeV}$  換算値)

#### (4) 評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果を第 4.1-3 表に示す。

燃料集合体の落下による敷地境界外における周辺公衆の受ける実効線量は約  $1.0 \times 10^{-3}\text{mSv}$  であり、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」における「燃料集合体の落下」の評価結果を下回る。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

## 2. 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降の事故時における周辺公衆の受ける線量評価

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

第 4.1-1 表 核分裂生成物放出量

(単位：Bq)

	核分裂生成物放出量
希ガス (Kr-85) ( $\gamma$ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	約 $3.6 \times 10^{11}$
よう素 (I-129)	約 $2.7 \times 10^6$

第 4.1-2 表 評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 (D/Q)

放出条件		相対濃度 ( $\chi/Q$ ) (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 (D/Q) (Gy/Bq)
実効放出 継続時間	放出位置		
1 時間	建家放出	$5.3 \times 10^{-4}$	$2.7 \times 10^{-18}$

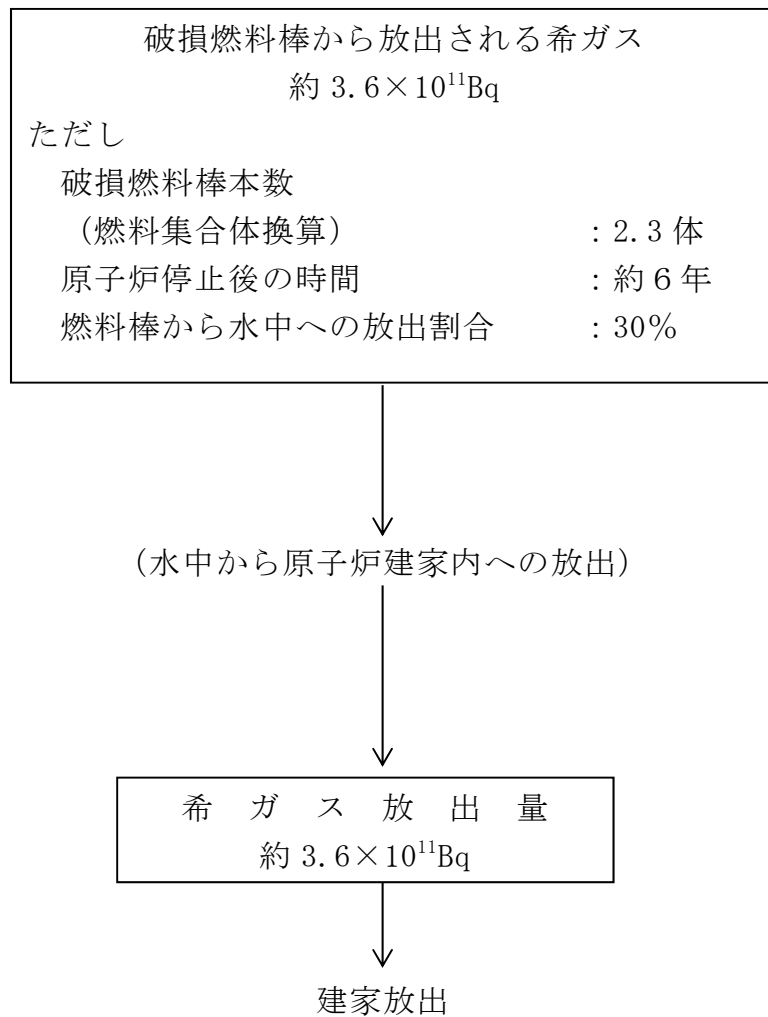
注) 1. 放出源の有効高さを 0m とする。

2. 評価に用いる  $\chi/Q$  及び D/Q は、陸側方向の方位毎に求めた累積出現頻度が 97% に当たる値のうち最も大きな値とする。

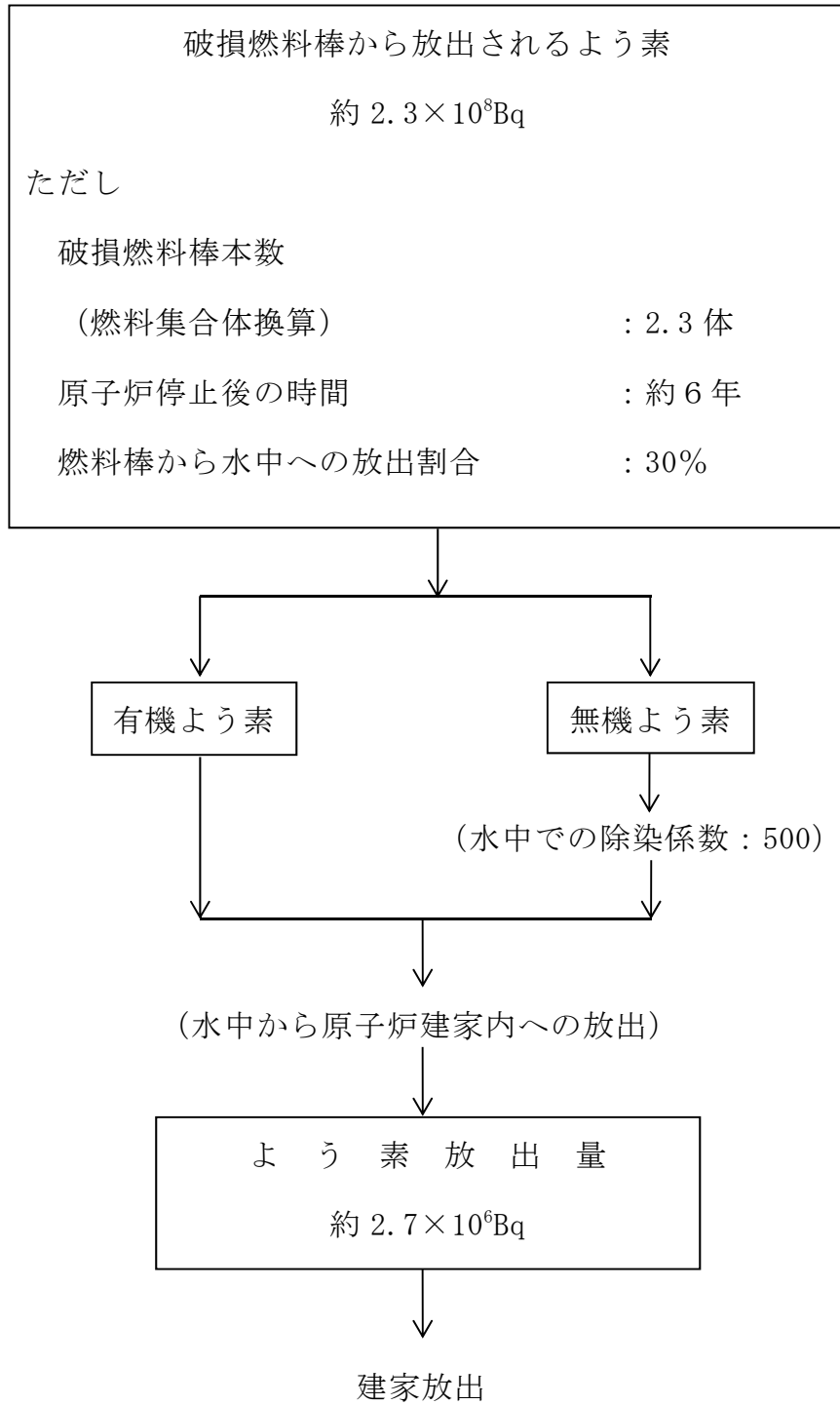
第 4.1-3 表 実効線量

(単位：mSv)

	実効線量
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $9.7 \times 10^{-4}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $2.5 \times 10^{-5}$
合 計	約 $1.0 \times 10^{-3}$



第 4.1-1 図 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程  
( $\gamma$  線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)



第 4.1-2 図 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

## 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、沸騰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、解体工事準備期間に実施する汚染状況の調査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の認可を受ける。

## 2. 現状の評価

現状の評価は、沸騰水型原子炉施設のモデルプラントにおける評価結果を基に、主要な設備の放射能レベルを推定し、放射能レベル区分別の放射性廃棄物発生量を評価している。評価の前提条件を以下に示す。

- ・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）

上記の条件による主な廃止措置対象施設の推定汚染分布を第 5.2-1 図，放射能レベル区分別の廃止措置期間中の放射性固体廃棄物の推定発生量を第 5.2-1 表に示す。

また、女川原子力発電所に貯蔵・保管している原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の貯蔵・保管場所ごとの種類及び数量を第 5.2-2 表に示す。

## 3. 今後の評価

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その手順を策定するため並びに解体撤去工事に伴って発生する



放射性物質発生量の評価精度の向上を図るため、解体対象施設に残存する放射性物質について、核種組成、放射能濃度及び分布を評価する。

解体対象施設に残存する放射性物質は、原子炉運転中の中性子照射により炉心部等の構造材が放射化して生成される放射化汚染及び冷却材中の腐食生成物が炉心部で放射化され、機器及び配管の表面に付着して残存する二次的な汚染に区分して評価する。

放射化汚染は、放射化されたものに関して、生成核種を同定するとともに、生成核種の放射能濃度分布を、計算による方法及び測定による方法によって評価する。

計算による方法としては、発電用原子炉施設の運転履歴（中性子線の照射履歴）や設計情報（建家図面等の位置情報、機器、配管及び材料情報）により、計算コードを用いて評価する。

測定による方法としては、解体対象施設から採取した代表試料を分析して、放射化生成核種を同定するとともに、生成核種の放射能濃度を求める。

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

二次的な汚染は、配管及び機器の外部から $\gamma$ 線の測定を行うとともに、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中の核種組成比を計算又は測定により評価する。

計算による方法としては、冷却材中の放射能濃度と表面密度から冷却材に接液する配管及び機器の接液面の沈着及び剥離の挙動モデルを用いて評価する。

第5.2-1表 廃止措置期間中の放射性固体廃棄物の推定発生量

(単位：t)

放射能レベル区分 <sup>※1</sup>		推定発生量 <sup>※2</sup>
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの (L 1)	約 60
	放射能レベルの比較的低いもの (L 2)	約 740
	放射能レベルの極めて低いもの (L 3)	約 5,340
放射性物質として扱う必要のないもの		約 12,400
合計 <sup>※3</sup>		約 18,500

※1：放射能レベル区分値は、次のとおり。

- ・ L 1 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
- ・ L 1 と L 2 の区分値は、国内で操業されているコンクリートピット埋設施設の埋設許可条件と同等の最大放射能濃度
- ・ L 2 と L 3 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
- ・ 放射性物質として扱う必要のないものの区分値は、「原子炉等規制法」第 61 条の 2 第 1 項に規定する「製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則」第 2 条に定める放射能濃度

※2：推定発生量は、次のとおり。

- ・ 低レベル放射性廃棄物については、10t 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、100t 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：その他、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 284,000t 発生する。(1,000t 単位で切り上げた値)

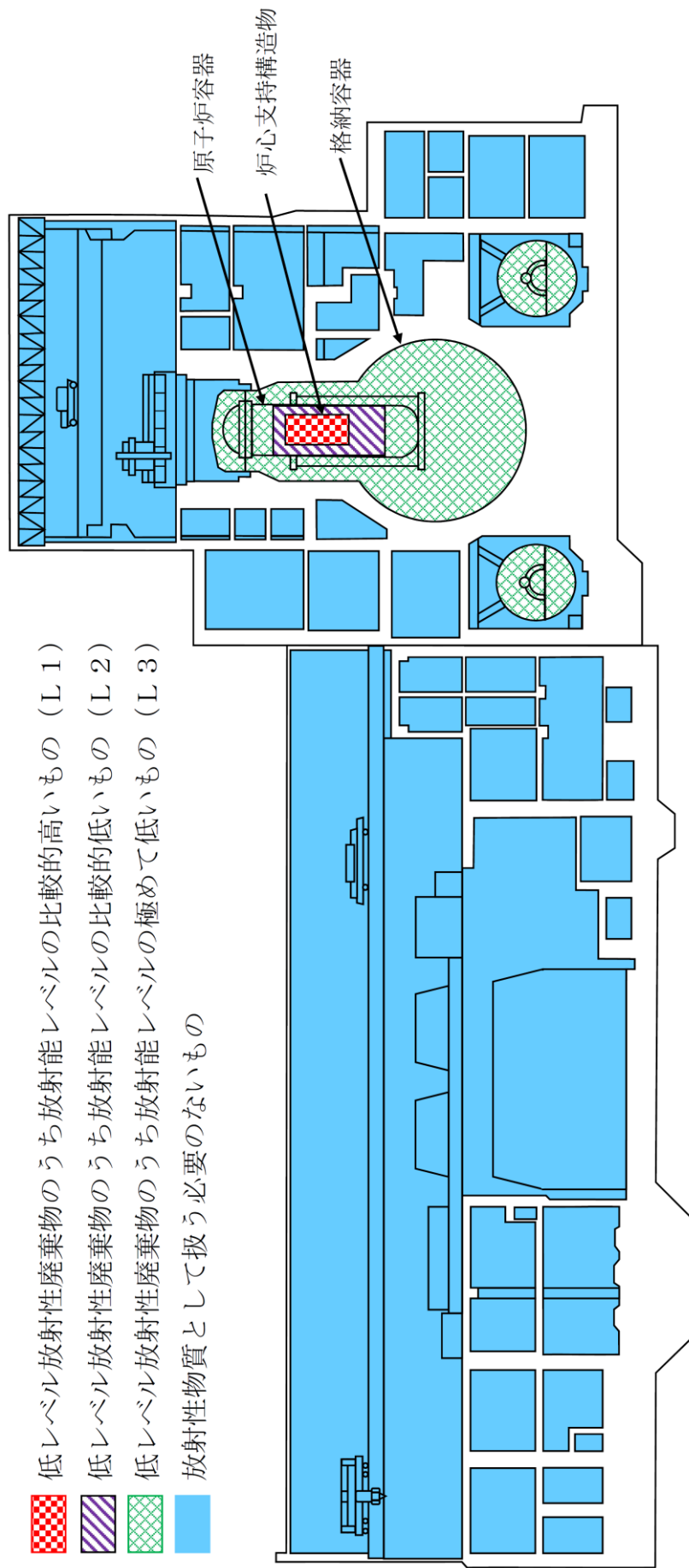
第5.2-2表 放射性固体廃棄物の貯蔵・保管場所ごとの種類及び数量





(令和元年6月末現在)

貯蔵・保管場所	種類		数量
濃縮廃液貯蔵タンク (床ドレン・再生廃液)	濃縮廃液		約 138 m <sup>3</sup>
濃縮廃液貯蔵タンク (ランドリドレン) ※ <sup>1</sup>	濃縮廃液		約 29 m <sup>3</sup>
使用済樹脂貯蔵タンク	使用済樹脂		約 4 m <sup>3</sup>
原子炉浄化系沈降分離槽	使用済樹脂		約 26 m <sup>3</sup>
復水浄化系沈降分離槽	使用済樹脂 廃スラッジ		約 107 m <sup>3</sup>
ランドリ系沈降分離槽※ <sup>1</sup>	ランドリ廃スラッジ		約 67 m <sup>3</sup>
サイトバンカ	チャンネルボックス		521 本
	使用済制御棒		47 本
	その他		約 1 m <sup>3</sup>
雑固体廃棄物保管室	不燃性雑固体廃棄物		約 278 m <sup>3</sup>
固体廃棄物貯蔵所	ドラム缶	均質固化体	1,800 本
		充填固化体	308 本
	その他	雑固体	16,256 本
			3,380 本相当※ <sup>2</sup>
1号炉原子炉建家内の 使用済燃料貯蔵設備 (使用済燃料プール)	チャンネルボックス		830 本
	使用済制御棒		45 本

※<sup>1</sup> : 2号炉で発生した廃棄物を含む。

※<sup>2</sup> : 200Lドラム缶相当での保管数量である。



-  低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルの比較的高いもの (L1)
-  低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルの比較的低いもの (L2)
-  低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルの極めて低いもの (L3)
-  放射性物質として扱う必要のないもの

第5.2-1 図 主な廃止措置対象施設の推定汚染分布

## 添付書類 六

廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書

## 1. 概要

廃止措置期間中に機能を維持すべき設備等(以下「維持管理対象設備」という。)は、「五 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法」に基づき、周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばくの低減を図るとともに、使用済燃料の貯蔵のための管理、汚染の除去工事、解体撤去工事及び核燃料物質によって汚染された物の廃棄等の各種作業の実施に対する安全の確保のために、必要な期間中において、必要な機能及び必要な機能に係る運転中と同等の性能を維持管理する。

これら維持管理対象設備の機能及び性能については、定期的に点検等で確認していく。

なお、維持管理対象設備の維持管理に関しては、保安規定に管理の方法を定めて、これに基づき実施する。

## 2. 維持管理に関する内容

### (1) 解体工事準備期間

維持管理対象設備の維持台数、維持機能及び維持期間を第 6.2-1 表に示す。

主な設備等の維持管理の考え方は以下のとおりである。

- a. 放射性物質を内包する系統及び設備を収納する建家等については、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しゃへい体としての機能及び性能を維持管理する。
- b. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設については、使用済燃料が 1 号炉原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備(使用済燃料プール)から搬出されるまでの期間は、燃料取扱機能、臨界防止機能、燃料落下防止機能、放射線遮蔽機能、

水位監視機能，漏えい監視機能，冷却浄化機能及び使用済燃料プール水補給機能の機能及び性能を維持管理する。また，新燃料が1号炉原子炉建家内の新燃料貯蔵庫及び使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）から搬出されるまでの期間は，燃料取扱機能，臨界防止機能及び燃料落下防止機能の機能及び性能を維持管理する。

なお，使用済燃料を1号炉原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）に貯蔵している間において，使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）から冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても，燃料被覆管温度の上昇による燃料の健全性に影響はなく，また，臨界にならないと評価できることから，周辺公衆への影響は小さい。したがって，使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するための重大事故対策設備は不要である。使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）から冷却水が大量に漏えいする事象における燃料の評価については追補「2. 維持管理に関する内容」の追補にて補足する。

- c. 放射性廃棄物の廃棄施設については，放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を適切に処理するため，処理機能及び性能を維持管理する。また，放射性固体廃棄物を適切に処理及び貯蔵保管するため，処理及び貯蔵の機能及び性能を維持管理する。
- d. 放射線管理施設については，原子炉施設内外の放射線監視及び放出管理，環境への放射性物質の放出管理及び管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理のために，放射線監視及び放出管理の機能及び性能を維持管理する。
- e. 換気系については，使用済燃料の貯蔵管理，放射性廃棄物の処理及び放射線業務従事者の被ばく低減等を考慮して，建家内の換気機能及び性能を維持管理する。

- f. 非常用電源設備については、発電用原子炉施設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。
- g. その他原子炉補機冷却系等の安全確保上必要な設備については、それぞれの設備に要求される機能及び性能を維持管理する。なお、原子炉補機冷却系等が、機能及び性能を発揮するために必要な流量が確保されるよう、取放水路は十分な流路を確保している。
- h. 管理区域の区分、立入制限及び保安のために必要な措置を講じる。
- i. 維持管理を行う放射線管理施設を用いて、発電用原子炉施設からの放出管理に係る放射線モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリングを行う。
- j. 発電用原子炉施設への第三者の不法な接近を防止する措置を講じる。
- k. 消火装置については、必要な機能及び性能を維持管理するとともに、火災防護のために必要な措置を講じる。

(2) 原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降については、原子炉領域周辺設備解体撤去期間に入るまでに廃止措置計画の変更の認可を受ける。

(3) 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等を実施する場合は、事前に廃止措置対象施設の保安のために必要な維持すべき機能等に影響を与えないことを確認した上で実施する。



第 6.2-1 表 維持管理対象設備の維持台数，維持機能及び維持期間（1/6）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称 <sup>※1</sup>	維持台数 <sup>※2</sup>	維持機能	維持期間
原子炉本体	放射線しゃへい体	原子炉容器の外側のしゃへい壁	1 式	放射線遮蔽機能	炉心支持構造物等の解体が完了するまで
		ドライウエル外周の壁	1 式		
		原子炉建家外壁	1 式		
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	燃料交換機（1号炉原子炉建家内）	1 台	燃料取扱機能 臨界防止機能 燃料落下防止機能 （炉心内及び炉心と使用済燃料プールとの間の燃料取扱機能は除く。）	1号炉に貯蔵している新燃料及び使用済燃料の搬出が完了するまで
		原子炉建家クレーン（1号炉原子炉建家内）	1 台	燃料取扱機能 臨界防止機能 燃料落下防止機能	
		キャスク洗浄ピット（1号炉原子炉建家内）	1 式	燃料取扱機能	
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵庫（新燃料貯蔵ラックを含む。）	1 式	臨界防止機能	1号炉に貯蔵している新燃料の搬出が完了するまで

※1：2号又は3号炉との共用設備は，2号又は3号炉の設備としての保守管理を実施するため，維持管理の対象から除く。

※2：維持台数以上の台数を供用する場合，施設定期検査の対象設備は，供用する台数全てについて施設定期検査を受検する。

第 6.2-1 表 維持管理対象設備の維持台数，維持機能及び維持期間（2/6）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称※ <sup>1</sup>		維持台数※ <sup>2</sup>	維持機能	維持期間	
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	使用済燃料プール（貯蔵ラック並びに使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール水の漏えいを監視する設備を含む。）	1 式	臨界防止機能 放射線遮蔽機能 水位監視機能 漏えい監視機能	1 号炉に貯蔵している使用済燃料の搬出が完了するまで	
			使用済燃料 プール冷却 浄化系	ろ過脱塩装置	1 基		冷却浄化機能
				ポンプ	1 台		
				熱交換器	1 基		
	復水貯蔵タンク（補給水ラインを含む。）	1 基	使用済燃料プール水補給機能				

※ 1 : 2 号又は 3 号炉との共用設備は， 2 号又は 3 号炉の設備としての保守管理を実施するため， 維持管理の対象から除く。

※ 2 : 維持台数以上の台数を供用する場合， 施設定期検査の対象設備は， 供用する台数全てについて施設定期検査を受検する。

第 6.2-1 表 維持管理対象設備の維持台数，維持機能及び維持期間 (3/6)

施設区分	設備等の区分	設備 (建家) 名称 <sup>※1</sup>		維持台数 <sup>※2</sup>	維持機能	維持期間
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	排気筒		1 基	放射性廃棄物処理機能	放射性気体廃棄物の処理が完了するまで
		機器ドレン処理系	廃液収集タンク	1 基		放射性液体廃棄物の処理が完了するまで
	廃液サンプルタンク		1 基			
	廃液サージタンク		1 基			
	清水タンク		1 基			
	クラッド除去装置		1 基			
	ろ過装置		1 基			
	脱塩装置		1 基			
	液体廃棄物の廃棄設備	床ドレン処理系	床ドレン収集タンク	1 基		
			床ドレンサンプルタンク	1 基		
			床ドレン調整タンク	1 基		
			蒸発濃縮装置	1 基		
			脱塩装置	1 基		
	再生廃液処理系	廃液中和タンク	1 基			
		蒸発濃縮装置	1 基			
復水器冷却水排水路		1 式				

※ 1 : 2 号又は 3 号炉との共用設備は，2 号又は 3 号炉の設備としての保守管理を実施するため，維持管理の対象から除く。

※ 2 : 維持台数以上の台数を供用する場合，施設定期検査の対象設備は，供用する台数全てについて施設定期検査を受検する。

第 6.2-1 表 維持管理対象設備の維持台数，維持機能及び維持期間（4/6）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称※ <sup>1</sup>	維持台数※ <sup>2</sup>	維持機能	維持期間
放射性廃棄物の廃棄施設	固体廃棄物の廃棄設備	濃縮廃液貯蔵タンク（床ドレン・再生廃液）	1 基	放射性廃棄物貯蔵機能	放射性固体廃棄物の処理が完了するまで
		使用済樹脂貯蔵タンク	1 基		
		原子炉浄化系沈降分離槽	1 基		
		復水浄化系沈降分離槽	1 基		
		クラッド受タンク	1 基		
		復水系逆洗受タンク	1 基		
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	エリア・モニタ（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）	1 3 個	放射線監視機能	関連する設備の供用が終了するまで
		プロセス・モニタ （残留熱除去系の熱交換器出口（海水側））	2 個		
	屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタ	1 個	放射線監視機能 放出管理機能	放射性気体廃棄物の処理が完了するまで
		排水モニタ	1 個		
		排水のサンプリング・モニタ	1 個		

※ 1 : 2号又は3号炉との共用設備は，2号又は3号炉の設備としての保守管理を実施するため，維持管理の対象から除く。

※ 2 : 維持台数以上の台数を供用する場合，施設定期検査の対象設備は，供用する台数全てについて施設定期検査を受検する。

第 6.2-1 表 維持管理対象設備の維持台数，維持機能及び維持期間（5/6）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称 <sup>※1</sup>	維持台数 <sup>※2</sup>	維持機能	維持期間	
原子炉格納施設	その他の主要な事項	原子炉建家	1 式	放射性物質漏えい防止機能 （事故時における非常用ガス処理系による気密性は除く。）	管理区域を解除するまで	
		原子炉建家常用換気系	給気ファン	1 台		換気機能
			排気ファン	2 台		
			フィルタ	3 個		
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	電源供給機能 （自動起動及び自動給電機能は除く。）	1 号炉に貯蔵している使用済燃料の搬出が完了するまで	
		蓄電池	1 組	電源供給機能		
建物及び構築物	建物及び構築物	放射性廃棄物処理建家	1 式	放射性物質漏えい防止機能 放射線遮蔽機能	各建家の管理区域を解除するまで	
		タービン建家	1 式			
		制御建家	1 式			

※ 1 : 2 号又は 3 号炉との共用設備は，2 号又は 3 号炉の設備としての保守管理を実施するため，維持管理の対象から除く。

※ 2 : 維持台数以上の台数を供用する場合，施設定期検査の対象設備は，供用する台数全てについて施設定期検査を受検する。

第 6.2-1 表 維持管理対象設備の維持台数，維持機能及び維持期間（6/6）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称※ <sup>1</sup>		維持台数※ <sup>2</sup>	維持機能	維持期間	
原子炉補助設備	原子炉補助設備	原子炉補助機冷却系	熱交換器	1 基	補助機冷却機能	1 号炉に貯蔵している使用済燃料の搬出が完了するまで	
			冷却水ポンプ	1 台			
			海水ポンプ	1 台			
		非常用補助機冷却系	海水ポンプ	1 台			
発電所補助設備	発電所補助設備	換気系	放射性廃棄物処理建家換気系	給気ファン	2 台	換気機能	各建家の管理区域を解除するまで
				排気ファン	1 台		
				フィルタ	4 個		
			タービン建家換気系	給気ファン	1 台		
				排気ファン	2 台		
				フィルタ	3 個		
			制御建家換気系	給気ファン	1 台		
				排気ファン	1 台		
				フィルタ	2 個		
		消火装置	消火栓	1 式	消火機能	各建家の各エリアに設置されている設備の供用が終了するまで	
移動形消火器	1 式						
附帯設備	照明設備	非常用照明設備	1 式	照明機能			

※ 1 : 2 号又は 3 号炉との共用設備は， 2 号又は 3 号炉の設備としての保守管理を実施するため，維持管理の対象から除く。

※ 2 : 維持台数以上の台数を供用する場合，施設定期検査の対象設備は，供用する台数全てについて施設定期検査を受検する。

追 補  
(添付書類 六)

## 追 補

### 「2. 維持管理に関する内容」の追補

添付書類六「2. 維持管理に関する内容」  
の記述に次のとおり追補する。



## 目 次

1. 使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）から冷却水が大量に漏えいする事象における燃料の評価…………… 6 追補－ 1
2. 使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について…………… 6 追補－ 2
3. 使用済燃料プール水大規模漏えい時の未臨界性の評価について…………… 6 追補－18
4. 使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の放射線被ばくへの影響について…………… 6 追補－23

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

### 1.1 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対策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。

### 1.2 燃料集合体の健全性評価について

1 号炉の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）（以下追補において「使用済燃料プール」という。）には、最終サイクル<sup>\*1</sup>で取り出した使用済燃料を含む 821 体の使用済燃料が貯蔵されている。

このうち、最も発熱量が高い燃料集合体を対象として自然対流による空気冷却条件で燃料被覆管表面温度の評価を行った。

評価の結果、1 号炉の燃料集合体の燃料被覆管表面温度は、最高でも 287℃ 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プール水が全て喪失した後の空気中での酸化減肉を考慮しても、燃料被覆管のクリープ歪は 1 年後においても約 0.1% であり、クリープ変形による破損は発生せず燃料集合体の健全性は保たれる（「2. 使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について」参照）。

※1：原子炉停止日 平成23年3月11日

### 1.3 未臨界性の評価について

1号炉の使用済燃料プールには、現在、使用済燃料（821体）及び新燃料（40体）が貯蔵されている。貯蔵ラック内の燃料集合体の配置において、使用済燃料プールの水密度が低い蒸気条件においても臨界を防止できることを確認するため、使用済燃料プール全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ まで変化させた条件で実効増倍率の評価を行った。

評価の結果、実効増倍率は不確定性を考慮しても最大で0.934であり、水密度が減少する事象が生じた場合でも臨界を防止できることを確認した（「3. 使用済燃料プール水大規模漏えい時の未臨界性の評価について」参照）。

### 1.4 重大事故対策設備の必要性について

燃料集合体の健全性評価及び未臨界性評価結果より、使用済燃料を使用済燃料プールに貯蔵している間において、使用済燃料プールから冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、燃料被覆管表面温度の上昇による燃料の健全性に影響はなく、また、臨界にならないことが確認できていることから、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するための重大事故対策設備は不要である。

## 2. 使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

### 2.1 使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

#### 2.1.1 はじめに

本資料は、使用済燃料を使用済燃料プールに貯蔵している間において、使

用済燃料プールから冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、燃料被覆管表面温度の上昇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。

### 2.1.2 貯蔵中の使用済燃料

現在、1号炉の使用済燃料プール内には、821体の使用済燃料が貯蔵されている。

これらの使用済燃料の平均燃焼度は約32,400MWd/t、原子炉停止日は平成23年3月11日、評価時点は平成29年4月1日である。

これら使用済燃料の総発熱量は165kW、貯蔵中の燃料集合体1体当たりの最大発熱量及び平均発熱量は、それぞれ以下に示すとおりである。

- ・最大発熱量0.374kW（平均発熱量 約0.201kW）

### 2.1.3 燃料被覆管表面温度の計算

使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した場合における使用済燃料の健全性について評価を行った。

主な計算条件、計算結果等を以下に示す。

#### (1) 主な計算条件

- 使用済燃料プールの冷却水は全て喪失していると仮定する。
- 原子炉建家は健全だが換気は考慮しない（密閉状態）。
- 使用済燃料からの発熱は、原子炉建家内の空気及び原子炉建家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、表4のとおりである。

(2) 計算結果

使用済燃料の健全性の評価手順としては、a. 原子炉建家からの放熱計算、  
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  
からの発熱量により燃料被覆管表面温度を求める。

a. 原子炉建家からの放熱計算

使用済燃料プールの冷却水が全て喪失し、使用済燃料の発熱による原子  
炉建家内の室内温度が定常状態となる場合において、外気温度を境界条件  
として、原子炉建家内空気の最高温度を求める。原子炉建家からの放熱モ  
デルを図1に示す。

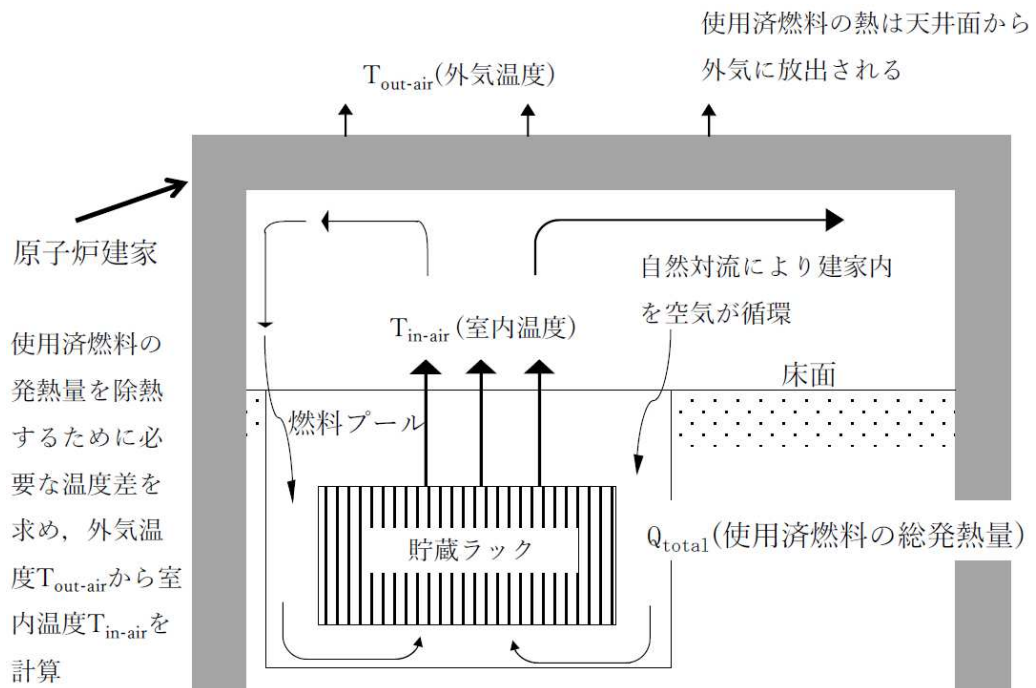


図1 原子炉建家からの放熱

定常状態にある場合の原子炉建家天井の壁を通して伝わる熱流束  $q''$  は,

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

$Q_{\text{total}}$  : 使用済燃料の総発熱量 (kW)

$A_{\text{roof}}$  : 天井面積 ( $\text{m}^2$ )

このとき、ニュートンの冷却法則により表される熱伝達式は以下のようになる。

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

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

$h$  : 熱伝達係数 ( $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$ )

$T_{\text{in-air}}$  : 室内温度 (K) (原子炉建家内空気温度)

$T_{\text{out-air}}$  : 外気温度 (K) ※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。

$h_1$  : 天井壁内表面熱伝達係数 ( $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$ )

$h_2$  : 天井壁外表面熱伝達係数 ( $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$ )

$t_{\text{con}}$  : 天井のコンクリート厚さ (m)

$\lambda_{\text{con}}$  : コンクリートの熱伝導率 ( $\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ )

[2], [3]より,

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

よって、室内温度として、外気温度を境界条件とした原子炉建家内空気温度を求めると、表1のとおりとなる。

表1 外気温度を境界条件とした原子炉建家内空気温度

(単位：℃)

室内温度 $T_{in-air}$
85

b. 自然対流熱伝達の計算

燃料集合体は図2に示すとおり、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、ラックセル内のチャンネルボックスの正方形断面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係数を求める。

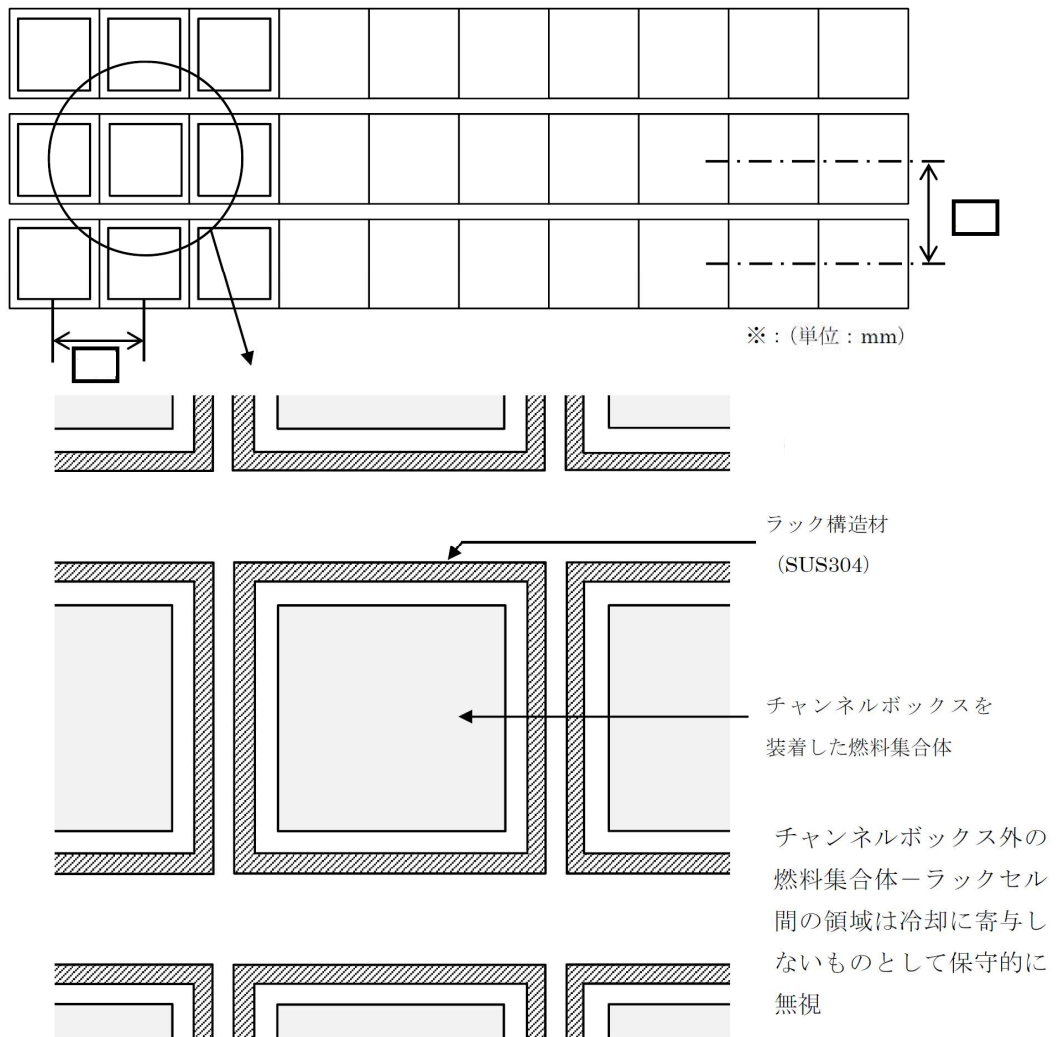


図2 貯蔵ラック内での燃料集合体配置

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ラック下部は、使用済燃料プール底面に直接設置されている。

使用済燃料プール底面の空気はラック下部（高さ ）の複数の孔から取り入れられ、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、燃料集合体の冷却は空気流量を一定として、図3のとおり、全てが燃料集合体下部から流入する前提としている（一点近似）。

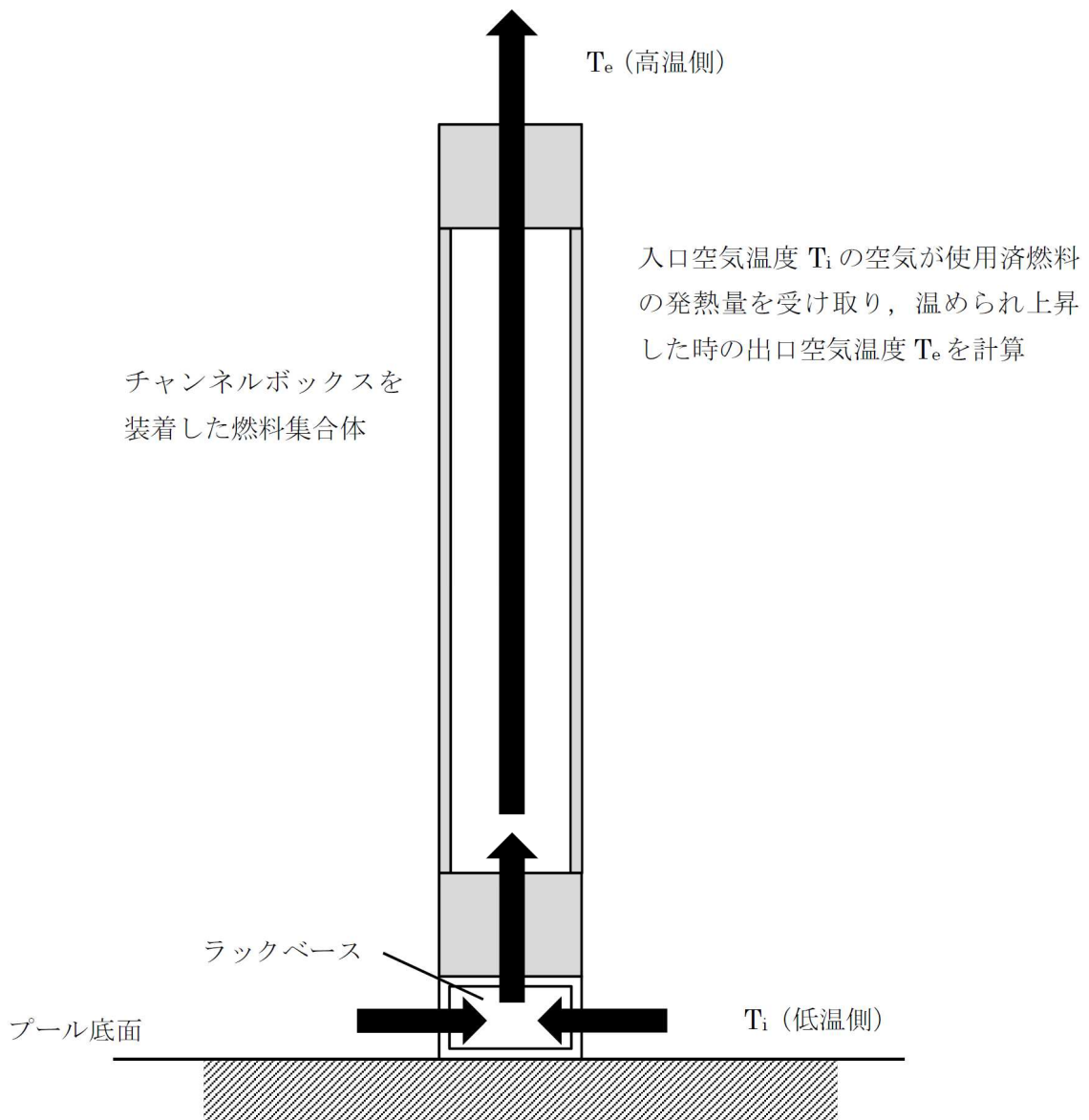


図3 燃料集合体内温度上昇の計算（イメージ図）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



$Q$ : 燃料集合体 1 体の発熱 (W) (燃料集合体の最大発熱量)

$A$ : 流路面積 ( $\text{m}^2$ )

$L_f$ : 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)

空気の燃料集合体内の流れを一点近似で考える。

$\rho$ : 空気の密度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )

$k_a$ : 空気の熱伝導率 ( $\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ )

$u$ : 空気流速 ( $\text{m}/\text{s}$ )

$C_p$ : 定圧比熱 ( $\text{J}/(\text{kg} \cdot \text{K})$ )

$\beta$ : 体膨張係数 ( $1/\text{K}$ )

$g$ : 重力加速度 ( $\text{m}/\text{s}^2$ )

$T_e$ : 出口空気温度 (K)

$T_i$ : 入口空気温度 (K)

$T_a$ : 燃料集合体中間の空気温度 (K)

$h_a$ : 燃料集合体中間の空気熱伝達係数 ( $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$ )

$\nu$ : 動粘性係数 ( $\text{m}^2/\text{s}$ )

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,

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

燃料集合体表面に働く摩擦力 $F_\tau$ は, 管摩擦係数を $\lambda$ , 局所圧力損失を $\zeta$ として,

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

燃料集合体中心部の空気温度 $T_a$ 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,

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

管摩擦係数の $\lambda$ 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)  $Q$ によって, 出口空気温度 $T_e$ は表2のような結果になる。なお, 入口空気温度

$T_i$ は、a. で計算した建家内空気温度（室内温度） $T_{in-air}$ とする。

表2 燃料集合体の最大発熱量と出口空気温度

燃料集合体の最大発熱量 Q (W)	出口空気温度 $T_e$ (°C)
374	277

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、熱伝達係数 $h_a$ 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、

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

また、ピーキング係数の最大値をPFとして、

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

燃料被覆管の表面温度を $T_{co}$ とすると、図4のとおり、

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

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、

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

すなわち、燃料被覆管の表面は、空気温度よりも $q''/h_a$  (°C) 上昇することになる。

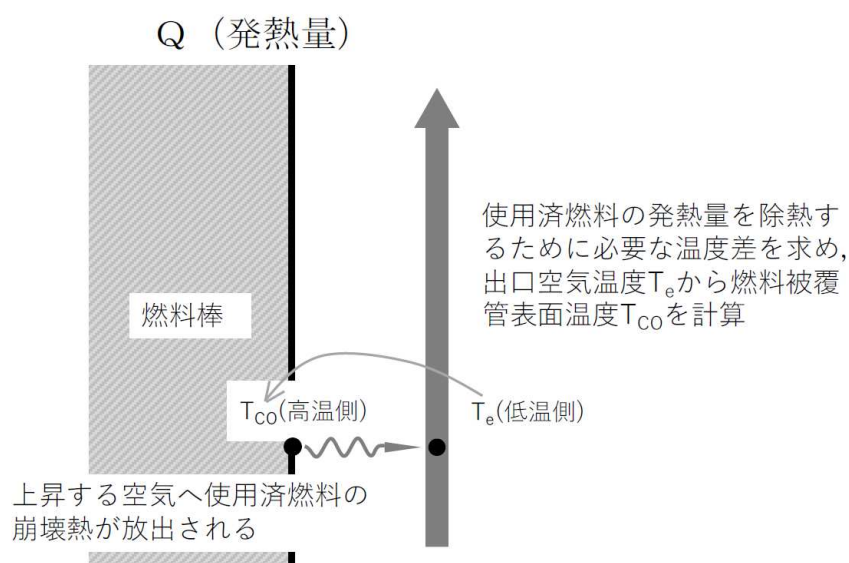


図 4 燃料被覆管温度の計算

図 4 のとおり、燃料集合体の入口空気温度 $T_i$ は、保守側に原子炉建家内温度 (室内温度)  $T_{in-air}$  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、表 3 のとおりとなり、 $287^{\circ}\text{C}$ となる。

なお、原子炉運転中の酸化及び使用済燃料プール水が全て喪失した後の空気中での酸化により生成した酸化皮膜内での温度上昇については、 $0.01^{\circ}\text{C}$ 程度であり評価上影響しない。また、燃料中心温度も  $287^{\circ}\text{C}$  (燃料被覆管表面温度よりも  $0.2^{\circ}\text{C}$  上昇する程度) であることから、燃料ペレットも溶融することはない。

表3 燃料被覆管表面最大温度上昇， 出口空気温度及び燃料被覆管表面温度  
(単位：℃)

燃料被覆管表面最大温度上昇 $q'' / h_a$	出口空気温度 $T_e$	燃料被覆管表面温度 $T_{co}$
10	277	287

#### 2.1.4 結論

使用済燃料プールの冷却水が全て喪失し，原子炉建家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号炉の使用済燃料は，原子炉停止以降，約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最高でも287℃以下に保たれる。

287℃以下では，ジルコニウム合金である燃料被覆管の酸化反応速度は小さく，燃料被覆管の酸化反応による表面温度への影響はほとんどない [3]。

「2.2 使用済燃料のクリープ歪評価について」に示すとおり，燃料被覆管表面温度を320℃とした場合における燃料被覆管の酸化減肉を考慮した燃料被覆管周方向応力は，であり，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，2.2 に示すとおり，この燃料被覆管表面温度では，原子炉運転中の酸化減肉及び使用済燃料プール水が全て喪失した後の空気中での酸化減肉を考慮しても，燃料被覆管のクリープ歪は1年後においても約0.1%であり，クリープ変形による破損は発生せず，燃料健全性に影響が生じる前に必要な措置を講じることができる。

以上のことから，使用済燃料プールの冷却水が全て喪失しても燃料被覆管

表面温度は 287°C以下に保たれ、酸化反応が促進されることはなく、燃料被覆管表面温度の上昇が燃料の健全性に影響を与えることはないと考える。

**【参考文献】**

- [1] 「原子炉の理論と解析」 JJ. ドウデルスタット, 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 4 版, 日本機械学会, 丸善株式会社
- [3] “Air Oxidation Kinetics for Zr-Based Alloys”, Argonne National Laboratory, NUREG/CR-6846 ANL-03/32
- [4] 「コンクリート標準示方書」 土木学会
- [5] 「最新建築環境工学」 田中俊六 他共著, 井上書院

表 4 燃料健全性評価における主要な入力パラメータの値と根拠

計算手順	主要な入力パラメータ	値	根 拠
① 原子炉建家からの放熱計算	使用済燃料の総発熱量 $Q_{\text{total}}$	165kW	ORIGEN2にて崩壊熱を計算(平成29年4月1日時点)
	天井面積 $A_{\text{roof}}$	<input type="text"/>	伝熱面積として天井面積を設定
	天井壁内表面熱伝達係数 $h_1$	$9\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$	建築分野で標準的に用いられる値を設定 [5]
	天井コンクリートの厚さ $t_{\text{con}}$	<input type="text"/>	建物図面より設定
	コンクリートの熱伝導率 $\lambda_{\text{con}}$	$2.6\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	コンクリートの一般的な物性値を設定 [4]
	天井壁外表面熱伝達係数 $h_2$	$23\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$	建築分野で標準的に用いられる値を設定 [5]
	外気温度 $T_{\text{out-air}}$	$60^\circ\text{C}$	相当外気温度として $60^\circ\text{C}$ と設定 (外気温度約 $40^\circ\text{C}$ + 太陽の輻射効果約 $20^\circ\text{C}$ )
② 自然対流熱伝達の計算	燃料集合体1体の発熱量 $Q$	$0.374\text{kW}$	ORIGEN2にて崩壊熱を計算(平成29年4月1日時点)
	流路面積 $A$	<input type="text"/>	チャンネルボックスに囲まれる面積 - (燃料棒 + ウォータチャンネル) に囲まれる面積
	流れの等価直径 $d_{\text{ef}}$	<input type="text"/>	$d_{\text{ef}} = 4 \times A / L_f$ ( $A$ と摩擦損失計算用濡れ縁長さ $L_f$ より算出)
	局所圧力損失係数 $\zeta$	<input type="text"/>	単相での燃料集合体局所圧損係数 (= $k$ (下部タイププレート) + $k$ (スペーサ) $\times 7 + k$ (上部タイププレート)) を基に計算 管路全体の局所圧損係数を設定
	熱の等価直径 $d_{\text{eh}}$	<input type="text"/>	$d_{\text{eh}} = 4 \times A / L_n$ ( $A$ と伝熱計算用濡れ縁長さ $L_n$ より算出)
③ 燃料被覆管表面温度計算	発熱長さ $L$	<input type="text"/>	燃料棒有効長を設定
	ピーキング係数 $PF$	2.6	最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比を設定

注：根拠欄の〔 〕は引用した参考文献の番号を記載

## 2.2 使用済燃料のクリープ歪評価について

1号炉の使用済燃料プールから冷却水が全て喪失し、燃料被覆管表面温度が上昇した状態におけるクリープ歪を以下のとおり評価し、燃料健全性が維持されることを確認した。

### 2.2.1 評価条件

評価条件を以下のとおり設定した。

○燃料被覆管表面温度：287°C

○燃料被覆管周方向応力  $\sigma$ ：

$$P = \frac{T_i}{T'_i} p \quad [1]$$

$$\sigma = \frac{P \times D}{2t} \quad [2]$$

P：評価に用いる燃料棒内圧 (MPa)

p：運転時の燃料棒内圧 (MPa) (；原子炉設置許可申請書記載値 (運転中末期) に保守性を持たせた値)

$T_i$ ：評価に用いる燃料被覆管表面温度 (K) (=593.15K<sup>\*1</sup>)

$T'_i$ ：寿命末期の燃料被覆管表面温度 (K)

D：燃料被覆管平均径 (mm) (燃料被覆管外径及び内径の平均) (=

) <sup>\*2</sup>

t：燃料被覆管肉厚 (ライナ厚さを除く) (mm) () <sup>\*2</sup>

\*1 評価式の適用温度の下限值を設定した。

\*2 原子炉運転中の酸化減肉量 (約 10%) を考慮した。

### 2.2.2 評価手法

BWRの未照射燃料被覆管クリープ式 [6], [7] を用いて、使用済燃料プ



ール水が全て喪失した後の空気中での燃料被覆管の1年後におけるクリープ歪を評価する。評価に当たっては、上記の原子炉運転中の酸化減肉のほか、使用済燃料プール水喪失以降の気中酸化による減肉の影響（1年後の酸化減肉量は約2%）も考慮する。

なお、以下の計算式に係る不確かさ\*3は、「2.2.1 評価条件」の評価条件（燃料棒内圧、燃料被覆管減肉等）に含まれる保守性に包含されている。

\*3：文献〔6〕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1.43倍することとされている。

クリープ歪（－）：

$$\varepsilon = \varepsilon_p^s(1 - \exp(-\beta(\dot{\varepsilon}_s \cdot t)^{0.61})) + \dot{\varepsilon}_s \cdot t \quad [3]$$

二次クリープ速度（1/h）：

$$\dot{\varepsilon}_s = 2.1 \times 10^9 \cdot \left(\frac{E}{T}\right) \cdot \exp\left(\frac{2880\sigma_\theta}{E}\right) \cdot \exp\left(-\frac{53600}{RT}\right) \quad [4]$$

飽和一次クリープ歪（－）：

$$\varepsilon_p^s = 5.0 \times 10^{-10} \cdot \exp(0.0428T) \cdot (\dot{\varepsilon}_s)^{0.00543T-2.603} \quad [5]$$

（ただし、 $\varepsilon_p^s \leq 0.06$ ）

$$\beta = 2.24 \times 10^{10} \cdot \exp(-0.0275T) \cdot \exp\left(-1200\left(\frac{\sigma_\theta}{E}\right)\right) \quad [6]$$

ここで、

t：時間（h）

E：ヤング率（kg/mm<sup>2</sup>）

$\sigma_{\theta}$  : 周方向応力 (kg/mm<sup>2</sup>)

R : 気体定数 (cal/(mol・K))

T : 絶対温度 (K)

### 2.2.3 評価結果

原子炉運転中の酸化減肉及び使用済燃料プール水が全て喪失した後の空气中での酸化減肉を考慮した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0.1%である。この結果は燃料被覆管の健全性を確認するためのクリープ歪の制限値1%〔6〕を十分下回っており、使用済燃料プール水が喪失してから1年後においてもクリープ変形による破断は発生せず、燃料健全性は維持される。

また、今回の評価において想定される温度、応力の範囲は、「2.2.2 評価手法」の評価式の適用範囲に含まれており、当該評価モデル式の適用は可能と判断した。

#### 【参考文献】

〔6〕「日本原子力学会標準 使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」2010年7月、社団法人 日本原子力学会

〔7〕「04-基炉報-0001 平成15年度 リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験（燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書）」

（平成16年6月 独立行政法人原子力安全基盤機構）

### 3. 使用済燃料プール水大規模漏えい時の未臨界性の評価について

1号炉の使用済燃料プールでは、ステンレス鋼製使用済燃料貯蔵ラックに燃料が貯蔵されている。

臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として1.30を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ラックセル間ピッチ（ラックセル内幅）、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している（表1、図1）。

仮に使用済燃料プール水が沸騰や喪失した場合を想定し、使用済燃料プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある一方で、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の2つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、1号炉の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算した。

解析結果を図2に示す。

実効増倍率が最も厳しくなるのは90体ラックの低水密度状態（水密度 $0.33\text{g/cm}^3$ ）の $0.934^{*1}$ であり、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。

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システムを用いた。

解析フロー図を図3に示す。

※1：不確定性として標準偏差の3倍（ $3\sigma$ ）を考慮した値

なお、モンテカルロ法では、手法に特有な計算誤差が現れてくる。臨界安全ハンドブックでは、「モンテカルロ法により計算する場合には平均中性子増倍率に標準偏差の3倍（ $3\sigma$ ）を加える」としている。

表1 貯蔵ラックの寸法（SUS304製，90体貯蔵ラック）



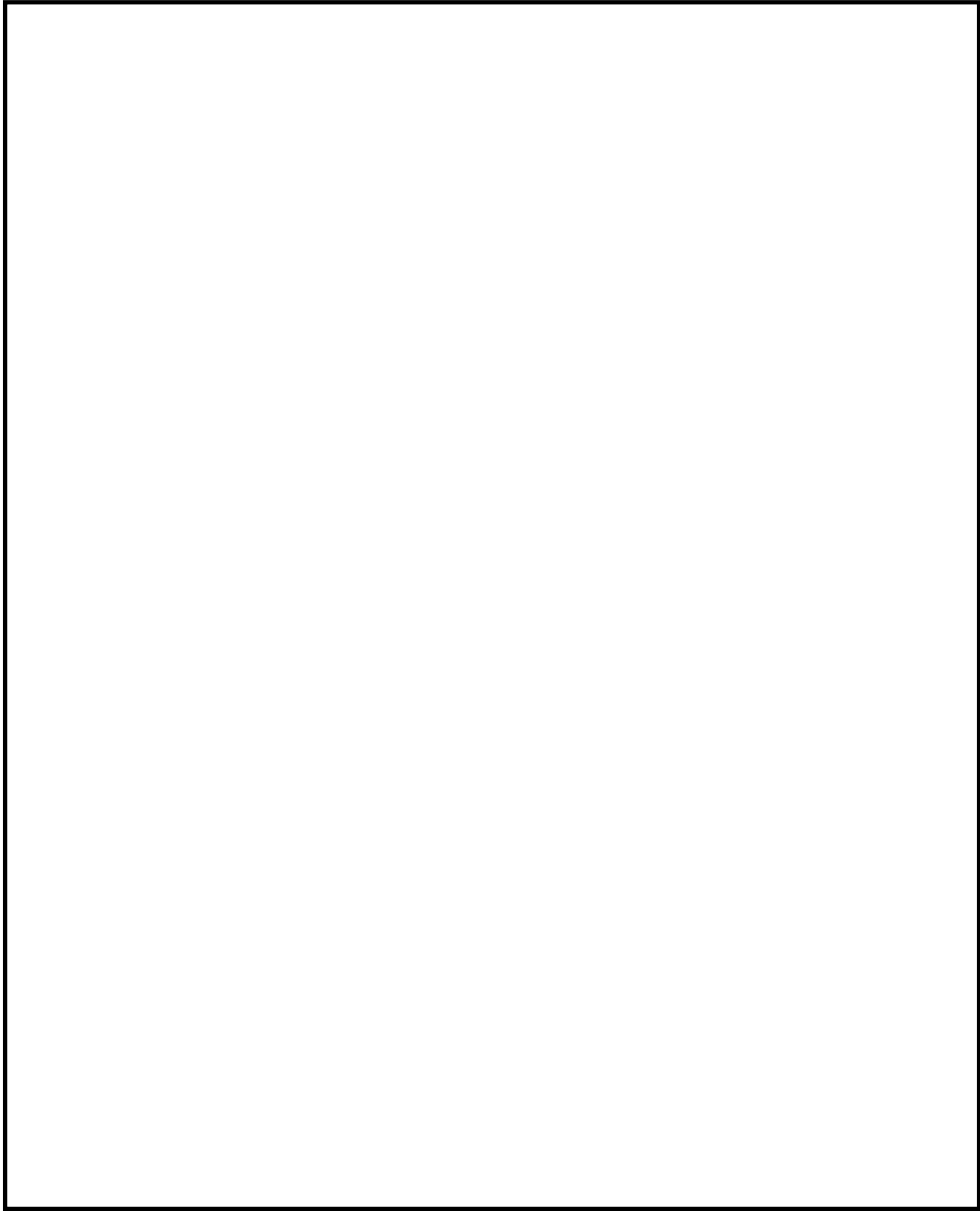


図1 貯蔵ラックの計算体系  
(90体貯蔵ラック)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図2 実効増倍率の水密度依存性 (90体貯蔵ラック：水温100°C)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

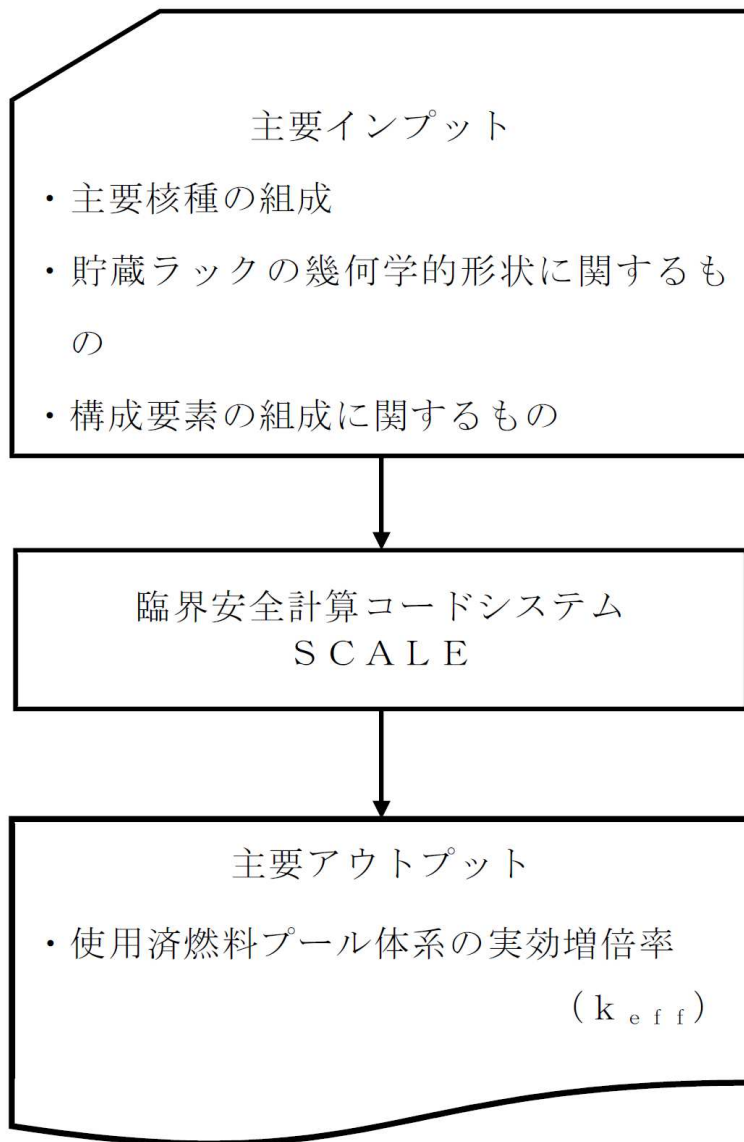


図3 解析フロー

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

##### 4.1 想定事象

1号炉の使用済燃料プールにおいて、冷却水が全て喪失した場合を想定する。ただし、使用済燃料プール壁面等の使用済燃料プール周囲の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。

##### 4.2 評価条件

###### (1) 線源の条件

使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した場合の使用済燃料の健全性は維持されるものとし、使用済燃料の線源強度をORIGEN2.2にて表1の条件にて算出した。線源となる貯蔵中の使用済燃料は、保守的に燃焼度及び冷却年数を設定している。

使用済燃料プールの冷却水は全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、実際のラック配置を包絡するラック形状とし、そこに燃料を全て保管していることを前提に評価する。

###### (2) 計算モデル

計算モデルでは使用済燃料プールの形状、コンクリート厚さをモデル化した。

スカイシャイン線の評価に当たっては、実績のあるQAD-CGGP2Rコード及びG33-GP2Rコードを使用した。



スカイシャイン線の評価モデルを図1に示す。

(3) 評価地点

スカイシャイン線による実効線量の評価は、海側方位を除いた敷地境界上で、使用済燃料プールからの距離が最も短く、実効線量が最大となる地点について実施する。表2に評価地点の条件、図2に評価地点の概略図を示す。

4.3 使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果

使用済燃料プールの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した状態を想定して、スカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果、評価地点において約 $7.7\mu\text{Sv/h}$ 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プールに注水する等の措置を講じる時間を十分確保できることから、周辺公衆の放射線被ばくへの影響は小さい。

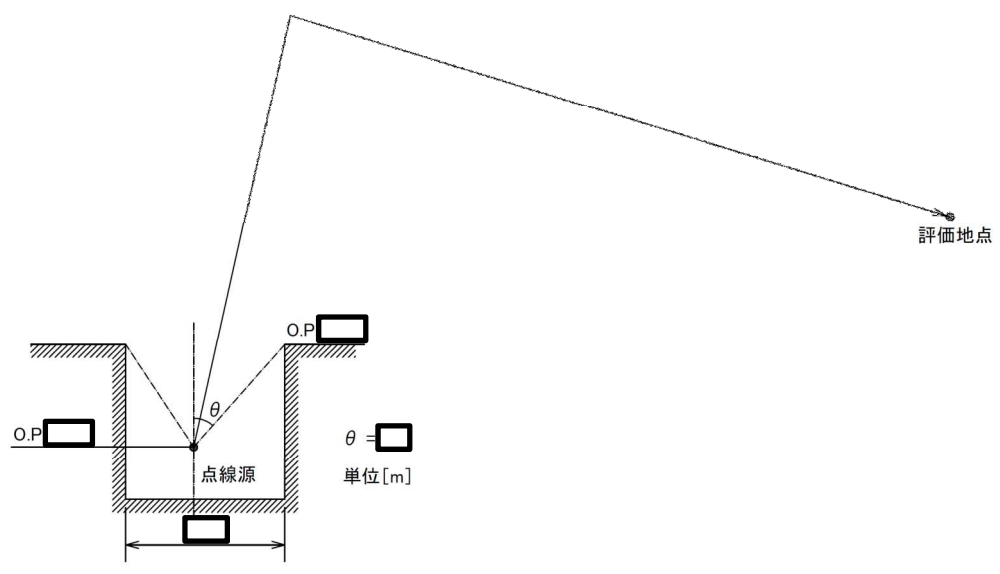
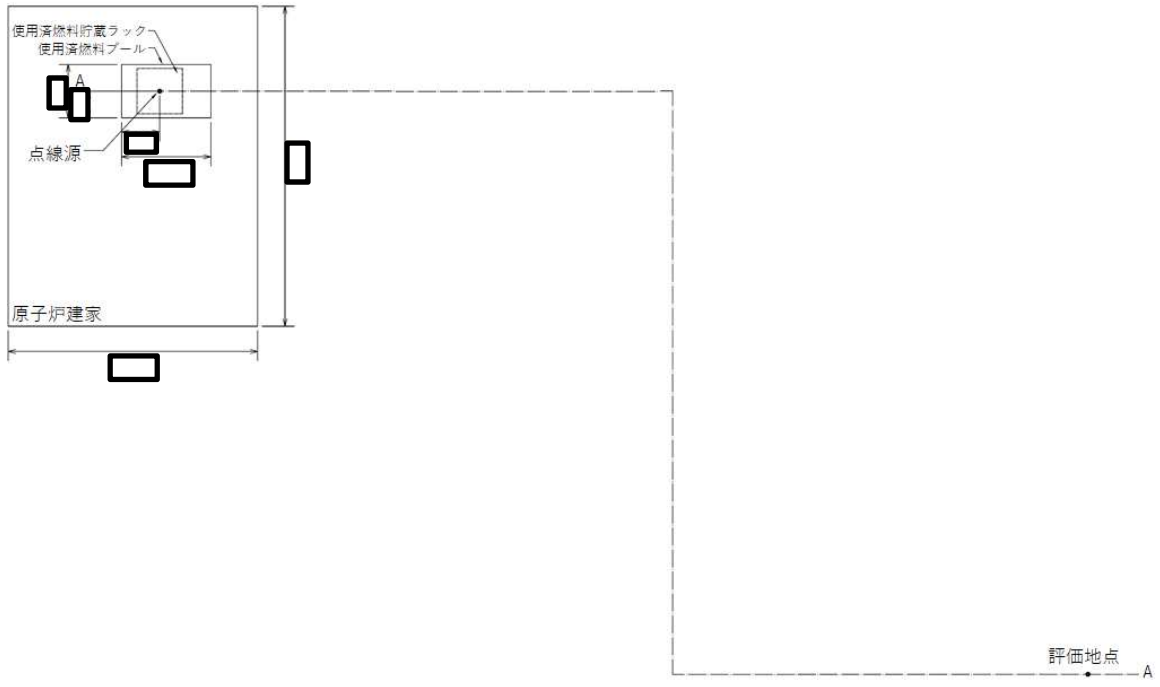
表1 線源強度の設定条件

使用済燃料仕様	9×9燃料
使用済燃料燃焼条件	55GWd/t
使用済燃料冷却期間	約6年
使用済燃料貯蔵体数	1060体

表2 評価地点の条件

(単位：m)

敷地境界評価地点 O. P.	100
使用済燃料プールからの距離	660

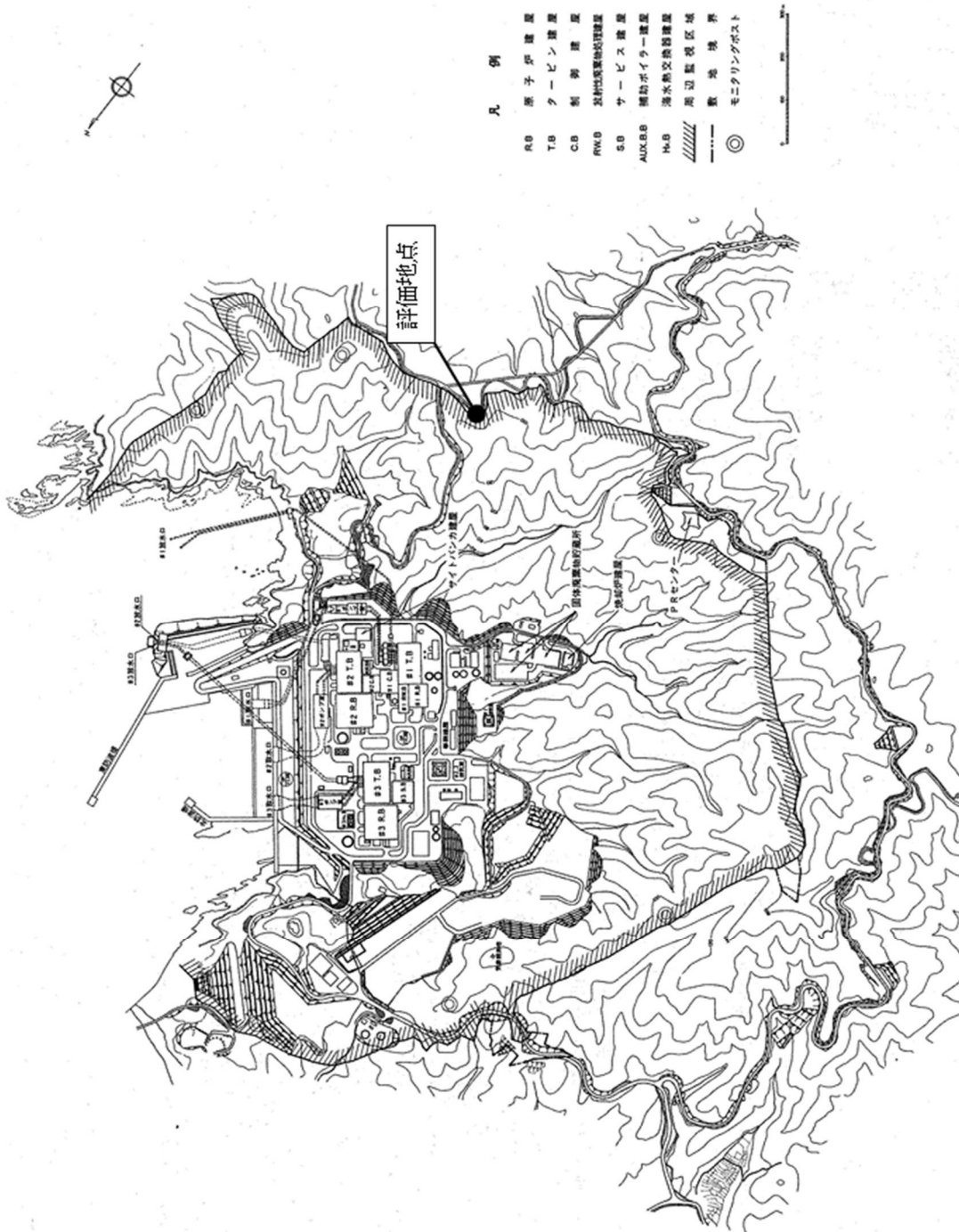


A-A 断面図

単位：m

図1 評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



## 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

1号炉の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（平成30年11月末現在）は、第7.1-1表に示すとおり、約419億円である。

## 2. 資金調達計画

廃止措置に要する費用は、全額自己資金により賄う。

なお、1号炉の原子力発電施設解体引当金制度による原子力発電施設解体引当金累積積立額（平成30年度末現在）は、約307億円である。

今後、原子力発電施設解体引当金制度による積立期間において、総見積額の全額を積み立てる計画である。

第7.1-1表 原子力発電施設の解体に要する総見積額

（平成30年11月末現在）

項目	見積額
施設解体費	約300億円
解体廃棄物処理処分費	約119億円
合計	約419億円

## 添付書類 八

廃止措置の実施体制に関する説明書

## 1. 廃止措置の実施体制

1号炉の廃止措置の実施体制については、「原子炉等規制法」第43条の3の24及び「実用炉規則」第92条第3項に基づき、保安規定において保安管理体制を定め、本店及び女川原子力発電所の組織において廃止措置の業務に係る各職位とその職務内容を記載し、それぞれの役割分担を明確にするとともに、保安管理上重要な事項を審議するための委員会の設置及び審議事項を規定する。また、廃止措置の実施に当たりその監督を行う者の選任に関する事項及びその職務を明確にし、その者に各職位の業務を総括的に監督させる。

こ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59年6月に女川原子力発電所1号炉の営業運転を開始して以来、計4基の原子力発電所の運転を35年余り行っており、発電用原子炉施設の運転及び保守について、多くの保守管理、放射線管理等の経験及び実績を有している。

廃止措置の実施に当たる組織は、これらの経験を有する者で構成し、これまでの発電用原子炉施設の運転・保守における経験を活かすとともに、国内外における廃止措置の調査も踏まえ、廃止措置期間において適切な解体撤去、設備の維持管理、放射線管理等を安全に実施する。

## 3. 技術者の確保

令和元年7月1日現在における本店（原子力部、土木建築部（原子力関係））及び女川原子力発電所の技術者（業務出向者は除く。）は762名であり、このうち、原子炉主任技術者の有資格者は26名、核燃料取扱主任者の有資格者は6名、第一種放射線取扱主任者の有資格者は68名である。

今後も、廃止措置を行うために必要な教育及び訓練により技術者を確保するとともに、各種資格取得の奨励により、必要な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、当社原子力発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練、機器配置、プラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社原子力発電所の訓練施設のほか、国内の原子力関係機関（株式会社BWR運転訓練センター、一般社団法人原子力安全推進協会、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、日本原子力発電株式会社等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努める。

廃止措置に係る業務に従事する技術者に対しては、廃止措置を行うために必要となる専門知識、技術及び技能を維持、向上させるため、保安規定に基づき、教育及び訓練の実施計画を立て、それに従って教育及び訓練を実施する。



## 添付書類 九

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計画については、「原子炉等規制法」第 43 条の 3 の 22 第 1 項、「実用炉規則」第 69 条，第 70 条，第 71 条及び第 92 条第 3 項に基づき，保安規定において，社長をトップマネジメントとする品質保証計画を定め，保安規定及び原子力品質保証規程並びにそれらに基づく下部規程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，廃止措置の安全の重要性に応じた管理を実施する。

「添付書類六 廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」に示す廃止措置期間中に機能を維持すべき設備の保守管理等の廃止措置に係る業務は，品質保証計画の下で実施する。