

原子力発第18165号
平成30年10月10日

愛媛県知事
中村時広殿

四国電力株式会社
取締役社長 佐伯勇人

伊方発電所2号機の廃止措置に関する事前協議について

拝啓 時下益々ご清祥のこととお慶び申し上げます。弊社事業につきましては、平素から格別なご高配を賜り厚く御礼申し上げます。

さて、弊社は、伊方発電所2号機の廃止措置計画を取りまとめ、本日、原子力規制委員会へ認可の申請を行います。

つきましては、「伊方原子力発電所周辺の安全確保及び環境保全に関する協定書」第9条に基づき、伊方発電所2号機の廃止措置に係る計画について、事前協議をさせていただきたく、何卒よろしくお願ひ申し上げます。

敬具

原子力規制委員会 殿

住 所 高松市丸の内2番5号
申請者名 四国電力株式会社
代表者氏名 取締役社長 佐伯 勇 人

伊方発電所2号炉の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、下記のとおり伊方発電所2号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

名 称 四国電力株式会社
住 所 高松市丸の内2番5号
代表者の氏名 取締役社長 佐伯 勇人

二 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 伊方発電所
所 在 地 愛媛県西宇和郡伊方町

三 発電用原子炉の名称

名 称 伊方発電所 2号原子炉

四 廃止措置対象施設及びその敷地

1. 廃止措置対象施設の範囲及びその敷地

(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2号炉の発電用原子炉及びその附属施設並びに平成30年5月25日付け原子力発第18065号をもって伊方発電所の発電用原子炉設置変更許可の申請をした使用済燃料乾式貯蔵施設のうち、使用済燃料乾式貯蔵容器（1号及び2号炉用）（以下「使用済燃料乾式貯蔵容器」という。）及び使用済燃料乾式貯蔵建屋である。

なお、1号炉との共用施設については、2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。3号炉との共用施設については、3号炉の発電用原子炉施設としての保守管理を実施し、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、3号炉との共用施設は、2号炉の廃止措置終了後も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

伊方発電所の敷地は、愛媛県西宇和郡伊方町の伊予灘に面した佐田岬半島の付け根に位置する。敷地の地形は、おおむね半円形状で標高200m前後の山に囲まれた起伏の多い丘陵地であり、敷地面積は約86万m²である。敷地内には原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた1号、2号及び3号炉の発電用原子炉並びにその附属施設が設置されており、3号炉は発電用原子炉として現在も使用中で

ある。

伊方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

2号炉は、濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却型（加圧水型）原子炉であり、熱出力は約1,650MW、電気出力は約566MWである。

(2) 廃止措置対象施設の運転履歴

2号炉は、昭和52年3月30日に原子炉設置変更許可を受け、昭和56年7月31日に初臨界に到達した。第23回定期検査を実施するため平成24年1月14日に原子炉を停止するまで、約30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25年3月7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

2号炉の使用済燃料は、2号炉原子炉補助建家内及び3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵中である。新燃料は、2号炉原子炉補助建家内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備に貯蔵中である。

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保管している。

c. 廃止措置対象施設の汚染状況

2号炉は、平成24年に原子炉を停止するまでの約30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周囲のコンクリート壁を含む領域（以下「原子炉領域」という。）には、原子炉からの中性子による放射化により、放射能レベルが比較的高い汚染がある。

これらの汚染された区域はすべて管理区域に設定し、管理している。

廃止措置対象施設の管理区域全体図を第4.2図、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（1／5）

許可年月日	許可番号	備考
昭和47年11月29日	47原第10921号	1号炉新設
昭和48年 5月26日	48原第5305号	1号原子炉施設の変更 〔海水淡水化装置の設置〕
昭和50年 4月25日	50原第2101号	1号原子炉施設の変更 〔安全保護回路の変更〕
昭和50年12月17日	50原第9167号	1号原子炉施設の変更 〔使用済燃料貯蔵ラックの増設〕
昭和51年12月 9日	51安(原規)第166号	1号原子炉施設の変更 〔初装荷炉心におけるバーナブルポイズンの使用に係る変更〕
昭和52年 3月30日	52安(原規)第100号	2号炉増設
昭和52年 8月15日	52安(原規)第182号	1号原子炉施設の変更 〔取替燃料濃縮度の変更〕 〔取替炉心におけるバーナブルポイズンの使用に係る変更〕
昭和53年 8月15日	53安(原規)第206号	1号原子炉施設の変更 〔B型燃料の使用に係る変更〕
昭和54年 7月21日	54資庁第1833号	1号及び2号原子炉施設の変更 〔1号炉の新燃料貯蔵設備の増設〕 〔2号炉の出力分布調整用制御棒クラスト駆動装置の変更〕
昭和54年 7月28日	54資庁第10264号	1号原子炉施設の変更 〔安全保護回路の変更〕
昭和54年11月24日	54資庁第11330号	2号原子炉施設の変更 〔新燃料貯蔵設備の増設〕 〔安全保護回路の変更〕
昭和56年 4月 3日	55資庁第13416号	1号及び2号原子炉施設の変更 〔発電所敷地の拡大〕 〔雑固体焼却設備の新設〕 〔固体廃棄物貯蔵庫の増設〕
昭和56年11月11日	56資庁第10698号	1号及び2号原子炉施設の変更 〔燃料取替体数及び取替燃料濃縮度の変更〕

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 / 5）

許可年月日	許可番号	備考
昭和58年10月27日	58資庁第11625号	1号及び2号原子炉施設の変更 〔新燃料貯蔵設備の増設〕 〔2号炉B型燃料の使用に係る変更〕
昭和61年 5月26日	59資庁第7577号	3号炉増設
平成元年11月28日	63資庁第13053号	3号原子炉施設の変更 〔蒸気発生器の水室鏡の変更〕 〔主蒸気安全弁の個数及び容量の変更〕 〔ほう酸注入タンクの削除〕 〔ドラム詰装置の変更〕
平成 3年 7月23日	2資庁第9590号	1号, 2号及び3号原子炉施設の変更 〔燃料集合体最高燃焼度の変更〕 〔取替燃料の一部にガドリニア入り燃料を使用〕 〔ペイラの1, 2, 3号炉共用化〕 〔使用済燃料の国内再処理委託先の変更〕
平成 8年 7月10日	7資庁第14393号	1号, 2号及び3号原子炉施設の変更 〔3号炉核燃料物質取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備の1, 2, 3号炉共用化〕 〔1号炉蒸気発生器の取替え〕 〔1, 2号炉出力分布調整用制御棒クラスタの撤去〕 〔1, 2号炉B型バーナブルポイズンの採用〕 〔1, 2号炉液体廃棄物の廃棄設備の一部共用化〕 〔1号炉蒸気発生器保管庫の設置〕 〔3号炉使用済樹脂貯蔵タンクの1, 2, 3号炉共用化〕

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（3／5）

許可年月日	許可番号	備考
平成11年 1月26日	平成10・05・07資 第6号	1号, 2号及び3号原子炉施設の変 更 〔3号炉使用済燃料貯蔵設備の貯蔵 能力の変更〕 〔1号炉出力分布調整用制御棒クラ スタ駆動装置の撤去〕 〔1号炉蒸気発生器保管庫の保管対 象物の変更〕
平成12年 5月30日	平成11・08・17資 第1号	1号及び2号原子炉施設の変更並び に1号, 2号及び3号使用済燃料の 処分の方法の変更 〔2号炉出力分布調整用制御棒クラ スタ駆動装置の撤去〕 〔2号炉蒸気発生器の取替え〕 〔1号炉蒸気発生器保管庫の1, 2 号炉共用化〕 〔使用済燃料の再処理委託先確認方 法の一部変更〕
平成15年 8月13日	平成14・04・03原 第27号	1号, 2号及び3号原子炉施設の変 更 〔燃料集合体最高燃焼度の変更〕 〔1, 2号炉制御棒クラスタの増設 及び炉内構造物取替え〕 〔蒸気発生器保管庫の保管対象物の 変更〕

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（4／5）

許可年月日	許可番号	備考
平成18年 3月28日	平成16・11・01原 第10号	1号, 2号及び3号原子炉施設の変 更 〔3号炉取替燃料の一部ウラン・プ ルトニウム混合酸化物燃料の装荷〕 〔1, 2号炉安全保護回路の信号の 変更〕 〔1, 2号炉蓄電池負荷の変更〕 〔1, 2, 3号炉放射性廃棄物廃棄 施設の一部の1, 2号炉共用化又 は1, 2, 3号炉共用化並びに 1, 2号炉放射性廃棄物廃棄施設 の一部の廃止〕
平成19年 4月16日	平成18・10・20原 第1号	1号, 2号及び3号原子炉施設の変 更 〔不燃性雑固体廃棄物の固形化処理 の採用〕
平成22年 5月19日	平成21・10・20原 第30号	1号, 2号及び3号原子炉施設の変 更 〔1, 2号炉蒸気発生器保管庫の 1, 2, 3号炉共用化並びに蒸気 発生器保管庫の保管対象物の変更〕
平成27年 7月15日	原規規発 第1507151号	3号原子炉施設の変更 〔核原料物質、核燃料物質及び原子 炉の規制に関する法律の改正に伴 う重大事故等対処に必要な施設及 び体制の整備等〕
平成28年11月 2日	原規規発 第16110238号	1号, 2号及び3号使用済燃料の処 分の方法の変更 〔原子力発電における使用済燃料の 再処理等の実施に関する法律の公 布に伴う変更〕

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（5 / 5）

許可年月日	許可番号	備 考
平成29年10月 4日	原規規発 第1710043号	3号原子炉施設の変更 〔核原料物質、核燃料物質及び原子 炉の規制に関する法律の改正に伴 う特定重大事故等対処施設の設置〕 〔非常用ガスタービン発電機の設置〕
平成30年 6月27日	原規規発 第1806272号	3号原子炉施設の変更 〔核原料物質、核燃料物質及び原子 炉の規制に関する法律の改正に伴 う所内常設直流電源設備（3系統 目）の設置〕

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
発電用原子炉施設の一般構造	その他の主要な構造	原子炉補助建家
原子炉本体	炉心	炉心支持構造物
	燃料体	燃料集合体
	原子炉容器	原子炉容器
	放射線遮蔽体	原子炉容器周囲のコンクリート壁 原子炉格納容器外周のコンクリート壁
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	燃料取替装置※
		燃料移送装置※
		除染装置※
	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※
使用済燃料乾式貯蔵施設※		
原子炉冷却系統施設	1次冷却設備	蒸気発生器
		1次冷却材ポンプ
		1次冷却材管
		加圧器
	2次冷却設備	主蒸気管
		蒸気タービン
		主蒸気ダンプ系
		主蒸気安全弁及び主蒸気逃し弁
	非常用冷却設備	高圧注入系
		低圧注入系
		蓄圧注入系
	その他の主要な事項	化学体積制御設備
		余熱除去設備
		原子炉補機冷却水設備

※：1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）

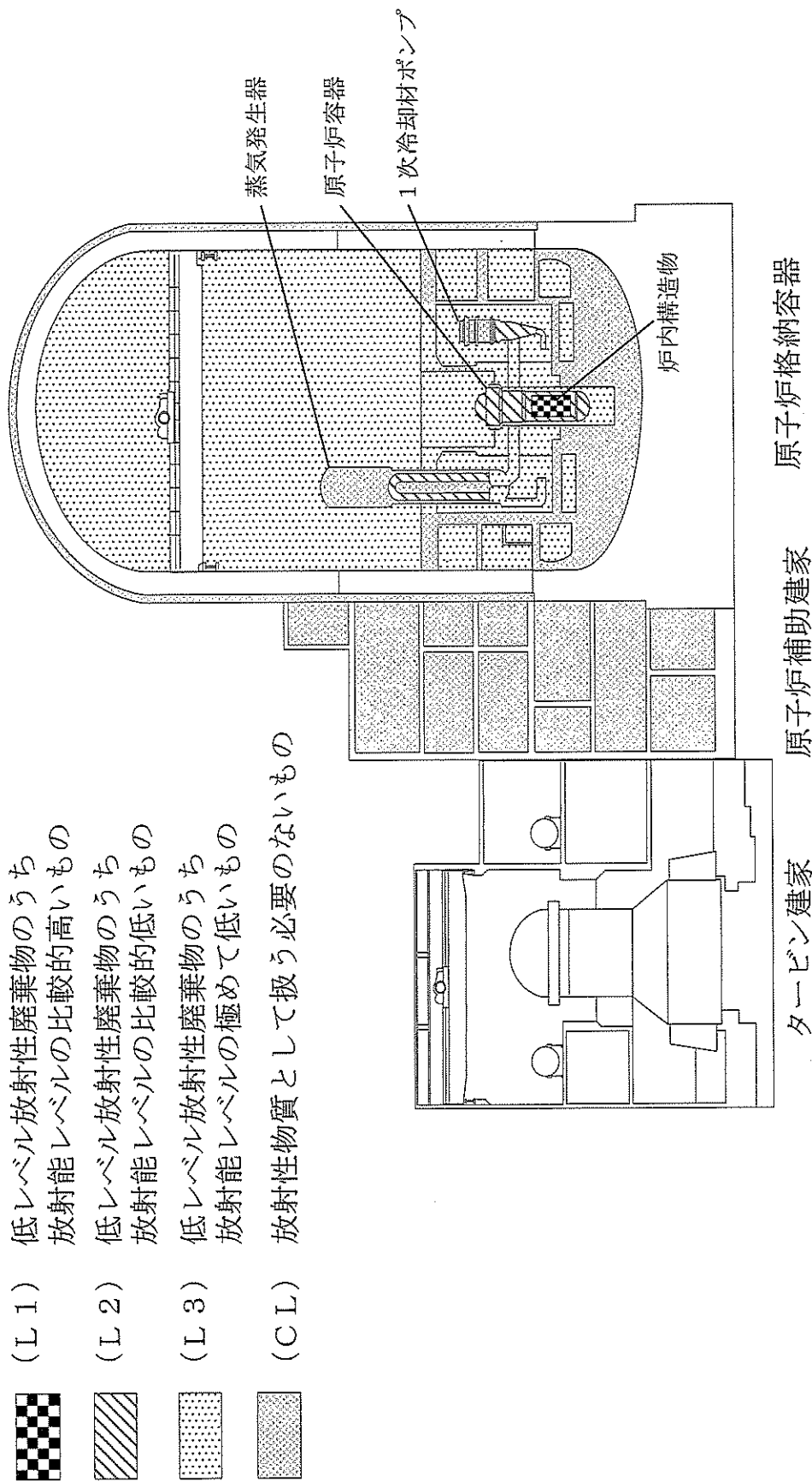
施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称
計測制御系 統施設	計装	核計装
		その他の主要な計装
	安全保護回路	原子炉停止回路
		その他の主要な安全保護回路
	制御設備	制御材
		制御材駆動設備
	その他の主要な事 項	1次冷却材温度制御設備
加圧器制御設備		
中央制御室※		
放射性廃棄物 の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄 設備	ガス圧縮装置※
		ガス減衰タンク※
		補助建家排気筒
	液体廃棄物の廃棄 設備	ほう酸回収系※
		廃液処理系※
		洗浄排水処理系※
		放水口※
	固体廃棄物の廃棄 設備	ドラム詰装置※
		ベイラ※
		雑固体焼却設備※
		使用済樹脂貯蔵タンク※
		固体廃棄物貯蔵庫※
		蒸気発生器保管庫※
放射線管理 施設	屋内管理用の主要 な設備	放射線監視設備※
		放射線管理設備※
	屋外管理用の主要 な設備	排気モニタ※
		排水モニタ※
		気象観測設備※
		敷地内外の固定モニタ※
		モニタリングカー※
		環境試料の分析装置及び放射能測定 装置※

※：1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
原子炉格納施設	構造	原子炉格納容器
	その他の主要な事項	原子炉格納容器空気再循環設備
		原子炉格納容器換気設備
		アニュラス空気再循環設備
		原子炉補助建家換気設備
		原子炉格納容器スプレイ設備
その他発電用原子炉の附属施設	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	海水淡水化装置※

※：1号又は3号炉との共用施設（一部共用を含む）。



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、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すべてである。

解体対象施設を第5.1表に、解体対象施設の配置図を第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、2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、区分管理、減容処理、放射性物質による汚染の除去等により、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遮蔽体としての機能を維持管理する。核燃料物質貯蔵設備は、燃料を貯蔵している間、臨界防止、冷却等の必要な機能を維持管理する。放射性廃棄物の廃棄施設は、対象とする放射性廃棄物の処理が完了するまでの間、処理及び貯蔵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に貯蔵している間において、使用済燃料貯蔵設備から冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、燃料被覆管温度の上昇による燃料の健全性に影響はなく、また臨界にならないと評価していることから、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、伊方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) 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、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1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1号炉の廃止措置に必要な機能に影響を与えないことを確認した上で、工事を実施する。
- (8) 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2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時間的減衰を図るため安全貯蔵を実施する。

解体工事準備期間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 / 2）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称
発電用原子炉施設の一般構造	その他の主要な構造	原子炉補助建家※ ¹
原子炉本体	炉心	炉心支持構造物
	燃料体	燃料集合体※ ²
	原子炉容器	原子炉容器
	放射線遮蔽体	原子炉容器周囲のコンクリート壁 原子炉格納容器外周のコンクリート壁※ ¹
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	燃料取替装置※ ³
		燃料移送装置※ ³
		除染装置※ ³
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵設備 使用済燃料貯蔵設備※ ³
原子炉冷却系統施設	1次冷却設備	蒸気発生器
		1次冷却材ポンプ
		1次冷却材管
		加圧器
	2次冷却設備	主蒸気管
		蒸気タービン
		主蒸気ダンプ系
		主蒸気安全弁及び主蒸気逃し弁
	非常用冷却設備	高圧注入系
		低圧注入系
		蓄圧注入系
	その他の主要な事項	化学体積制御設備
余熱除去設備		
原子炉補機冷却水設備		
計測制御系統施設	計装	核計装
		その他の主要な計装

※¹：放射性物質による汚染のないことが確認された地下建家，地下構造物及び建家基礎は本表から除く。

※²：燃料集合体は，再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※³：3号炉との共用施設は解体対象施設から除く。

※⁴：1号炉との共用施設は解体対象施設に含む。

第5.1表 解体対象施設（2 / 2）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称
計測制御系 統施設	安全保護回路	原子炉停止回路
		その他の主要な安全保護回路
	制御設備	制御材
		制御材駆動設備
	その他の主要な事 項	1次冷却材温度制御設備
		加圧器制御設備
中央制御室 ^{※4}		
放射性廃棄物 の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄 設備	ガス圧縮装置 ^{※4}
		ガス減衰タンク ^{※4}
		補助建家排気筒
	液体廃棄物の廃棄 設備	ほう酸回収系 ^{※4}
		廃液処理系 ^{※4}
		洗浄排水処理系 ^{※3※4}
		放水口 ^{※4}
	固体廃棄物の廃棄 設備	ドラム詰装置 ^{※3※4}
		ペイラ ^{※3※4}
		使用済樹脂貯蔵タンク ^{※3※4}
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 ^{※3※4}
		放射線管理設備 ^{※3※4}
	屋外管理用の主要 な設備	排気モニタ ^{※3}
		排水モニタ ^{※4}
原子炉格納 施設	構造	原子炉格納容器 ^{※1}
	その他の主要な事 項	原子炉格納容器空気再循環設備
		原子炉格納容器換気設備
		アニュラス空気再循環設備
		原子炉補助建家換気設備
原子炉格納容器スプレイ設備		
その他発電 用原子炉の 附属施設	非常用電源設備	受電系統 ^{※3※4}
		ディーゼル発電機
		蓄電池

※1：放射性物質による汚染のないことが確認された地下建家，地下構造物及び建家基礎は本表から除く。

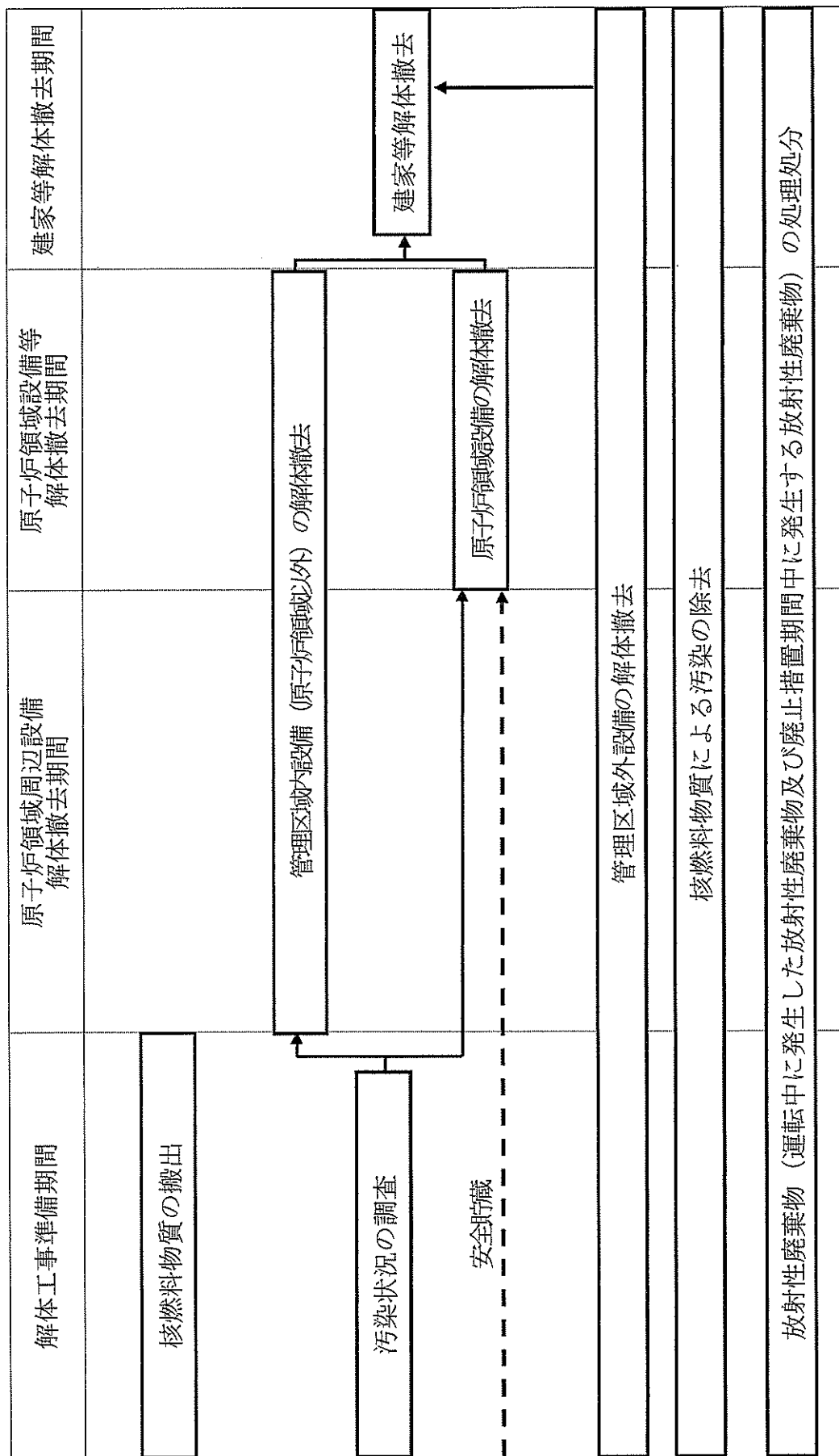
※2：燃料集合体は，再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※3：3号炉との共用施設は解体対象施設から除く。

※4：1号炉との共用施設は解体対象施設に含む。

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	原子炉格納容器内及び原子炉補助建家内	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"> ・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、解体対象施設から試料を採取する。 ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・試料採取時には汚染拡大防止対策を講じる。 ・試料採取及び測定場所の状況に応じて遠隔操作装置の導入及び防護具の着用等が被ばく低減対策を講じる。 	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・建家	対象施設が供用を終了していること。	<ul style="list-style-type: none"> ・管理区域外の設備を解体撤去する。 ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・必要に応じて局所排風機の設定、粉じん等の拡散防止措置を講じる。 ・火気使用作業前には、周辺に可燃物がないことを確認し、不燃シート等を用いて養生する。 	管理区域外の解体対象施設を全て撤去すること。(原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降)



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

2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

2号炉の使用済燃料は、譲渡しまでの期間、2号炉原子炉補助建家内若しくは3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備又は使用済燃料乾式貯蔵施設で貯蔵する。

2号炉原子炉補助建家内の使用済燃料貯蔵設備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に収納し、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備又は使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、使用済燃料乾式貯蔵施設に搬出し、貯蔵する。

また、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備にて貯蔵する使用済燃料は、必要に応じて使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、使用済燃料乾式貯蔵施設へ搬出し、貯蔵する。

3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料乾式貯蔵施設に貯蔵する使用済燃料は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臨界防止機能、燃料落下防止機能、除染機能、水位及び漏えいの監視機能、浄化・冷却機能及び給水機能（ほう素濃度を除く。）を有する設備を維持管理する。

2号炉原子炉補助建家内の新燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料は、譲渡しまでの期間、2号炉原子炉補助建家内の新燃料貯蔵設備に貯蔵する。また、2号炉原子炉補助建家内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵し

ている新燃料は、譲渡しまでの期間、2号炉原子炉補助建家内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する。

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。

2号炉原子炉補助建家内の使用済燃料貯蔵設備からすべての使用済燃料を搬出し終えた後は、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料乾式貯蔵施設は廃止措置対象施設としては取り扱わず、2号炉のすべての使用済燃料は廃止措置対象施設から搬出されたものとする。

3. 核燃料物質の譲渡し

2号炉原子炉補助建家内及び3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備並びに使用済燃料乾式貯蔵施設に貯蔵している使用済燃料は、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、廃止措置終了までに再処理事業者に譲り渡す。

2号炉原子炉補助建家内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料は、原子炉領域周辺設備解体撤去期間の開始までに加工事業者に譲り渡す。

2号炉原子炉補助建家内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料の表面には放射性物質が付着しているため、気中で燃料集合体の水

洗淨を行った後に、輸送容器に収納する。輸送容器に収納する際、燃料の表面汚染により、使用する輸送容器の基準を満足しない場合は、汚染の拡大防止措置を講じた上で、気中で燃料集合体 1 体ごとに燃料棒を引き抜き、燃料棒表面を除染し、燃料集合体形状への再組立てを行った後、輸送容器に収納する。なお、燃料集合体形状への再組立てを行った新燃料を一時的に貯蔵する場合は、2号炉原子炉補助建家内の新燃料貯蔵設備に貯蔵する。この燃料の取扱いにおいては、燃料棒を安全に取り扱うために専用の作業台を使用し、燃料棒の変形及び損傷を防止するとともに、取り扱う数量を燃料集合体 1 体ごと、かつ、その 1 体分の燃料棒に限定し、臨界を防止する。

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臨界防止機能、燃料落下防止機能及び除染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

(平成30年6月末現在)

存在場所	種類	数量
2号炉原子炉補助建家内の使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料	316体
	新燃料	28体
2号炉原子炉補助建家内の新燃料貯蔵設備	新燃料	74体
3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料	231体

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汚染の推定分布については、第 4.3 図に示すとおりであるが、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
原子炉容器及び炉内補修格納炉内	蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，1次冷却材管，加圧器，化学体積制御設備，余熱除去設備等	対象施設が供用を終了していること。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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の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ばくめ有効とされる範囲を選定する。 ・ 除染方法としては，研磨剤を使用するブラスト法，プ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。 	<p>安全確保対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 除染の実施に当たっては，施設外への放射性物質の漏えい及び拡散防止対策を行う。 ・ 外部被ばく低減のため，線量当量率を考慮し，放射線遮蔽，遠隔操作装置の導入，立入制限等を行う。 ・ 内部被ばく防止のため，汚染レベルを考慮し，マスク等の防護具を用いる。 ・ 除染の実施に当たっては，目標線量を設定し，実績線量と比較し改善策を検討する等して，被ばく低減に努める。 ・ 線量当量率が著しく変動するおそれがある場合は，作業中の線量当量率を監視する。 ・ 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。 ・ 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。 	<p>完了要件</p> <p>除染の目標を達成すること。</p>

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、ガス減衰タンクの排気、原子炉格納容器換気空気、原子炉格納容器減圧時の排気、原子炉補助建家等の換気空気等である。

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

1.1.2 廃止措置期間中に発生する放射性気体廃棄物の種類及び処理の方法

(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、主に換気系からの排気である。

この期間に発生する放射性気体廃棄物は、原子炉運転中に発生した放射性気体廃棄物と同様に廃棄物の種類、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時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、換気設備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、一部の長半減期核種を除き、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、「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。

前項で述べたように、放射性気体廃棄物の一部の長半減期核種を除き無視できる程度である。したがって、ガス減衰タンクから放射性気体廃棄物を放出する場合、ガス減衰タンクで必要な減衰期間は十分に経過しており、一部の高半減期核種についてもこれ以上の減衰はほとんど期待できないことから、ガス減衰タンクでの貯留による減衰を行わず放出する。

放射性気体廃棄物の処理及び管理に係る必要な措置を保安規定に

定めて管理する。

(2) 原子炉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) 1次冷却材抽出水
- (2) 原子炉格納容器冷却材ドレン及び原子炉補助建家冷却材ドレン
- (3) 原子炉補助建家機器ドレン
- (4) 原子炉格納容器床ドレン及び原子炉補助建家等床ドレン
- (5) 脱塩塔再生廃液
- (6) 薬品ドレン
- (7) 洗たく排水、手洗排水及びシャワ排水

この期間に発生した放射性液体廃棄物は、廃棄物の種類、性状等に応じて、蒸発装置、脱塩塔等で処理を行い、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時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号及び2号炉の運転終了に伴う復水器冷却水等の量の減少を考慮した放出管理目標値を設定することから、放射性液体廃棄物の年間放出量は、原子炉設置許可申請書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、放出前のタンク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。

原子炉格納容器冷却材ドレン及び原子炉補助建家冷却材ドレンについては、これらに含まれるほう酸を回収し再使用する必要がないことから、廃液処理系にて処理を行う。

放射性液体廃棄物の処理及び管理に係る必要な措置を保安規定に定めて管理する。

(2) 原子炉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、廃液蒸発装置及び洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液、雑固体廃棄物、脱塩塔使用済樹脂等がある。

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、固体廃棄物貯蔵庫若しくは蒸気発生器保管庫に保管するか又は使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。

放射性固体廃棄物の貯蔵・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

2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。

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、2号及び3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、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、廃液蒸発装置及び洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液等固化物が約600本（2000ドラム缶相当）、雑固体廃棄物が約3,200本（2000ドラム缶相当）、脱塩塔使用済樹脂が約10m³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処分するために、種類、性状等に応じて区分管理し、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とともに、放射性廃棄物貯蔵機能及び放射性廃棄物処理機能を有する設備を維持管理する。

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処理及び管理に係る必要な措置を保安規定に定めて管理する。

(2) 原子炉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（1，2，3号炉合算）

項目	放出管理目標値 (Bq/y)
希ガス	3.7×10^{14}
よう素 (I-131)	7.7×10^9

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
（1，2，3号炉合算）

項目	放出管理目標値 (Bq/y)
放射性液体廃棄物中の放射性物質 (トリチウムを除く)	3.8×10^{10}

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

(平成 30 年 6 月末現在)

貯蔵・保管場所	種類		数量
使用済樹脂貯蔵タンク	脱塩塔使用済樹脂		181 m ³ ※ ¹
使用済燃料貯蔵設備	使用済制御棒		59 体
	使用済バーナブルポイズン		81 体
	使用済プラグングデバイス		83 体
固体廃棄物貯蔵庫	ドラム缶	均質固化体	369 本
		雑固体	3,657 本
	その他		
蒸気発生器保管庫	蒸気発生器		2 基
	保管容器		341 m ³ ※ ³

※ 1 : 1 号及び 3 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。

※ 3 : 原子炉容器上部ふた, 炉内構造物等を含む。

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 ^{※1}		推定発生量 ^{※2}
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの (L 1)	約 90
	放射能レベルの比較的低いもの (L 2)	約 880
	放射能レベルの極めて低いもの (L 3)	約 2,000
放射性物質として扱う必要のないもの		約 37,400
合計 ^{※3}		約 40,400

※1：放射能レベル区分値は、次のとおり。

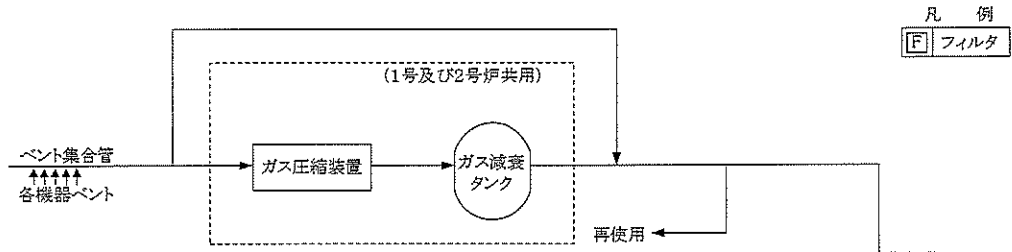
- ・ L 1 の区分値の上限は、「原子炉等規制法施行令」第 31 条に定める放射能濃度。
- ・ L 1 と L 2 の区分値は、国内で操業されているコンクリートピット埋設施設の埋設許可条件と同等の最大放射能濃度。
- ・ L 2 と L 3 の区分値は、「原子炉等規制法施行令」(昭和 32 年政令第 324 号。ただし、平成 19 年政令第 378 号の改正前のもの。)第 31 条第 1 項に定める「原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等で容器に固型化していないもの」に対する濃度上限値の 10 分の 1 の放射能濃度。
- ・ 放射性物質として扱う必要のないものの区分値は、「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、10 t 単位で切り上げた値である。
- ・ 放射性物質として扱う必要のないもの及び合計については、100 t 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 213,000 t 発生する（1,000 t 単位で切り上げた値）。

1. ガス減衰タンクからの排気

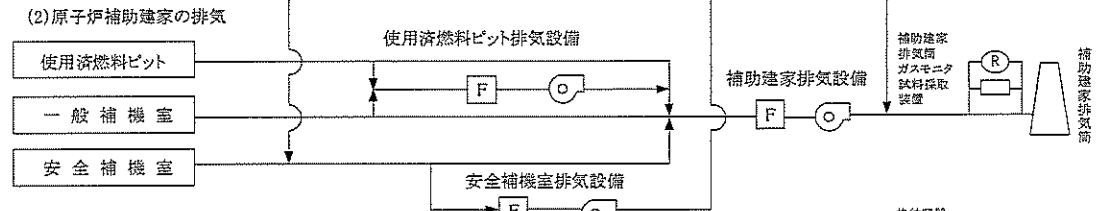


2. 排気設備からの排気

(1) 原子炉格納容器の排気



(2) 原子炉補助建家の排気

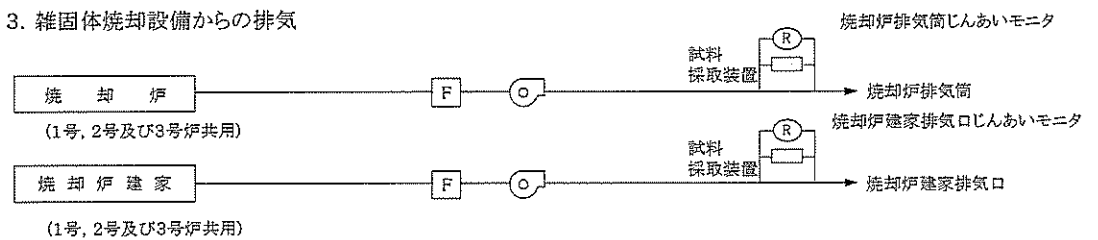


放射線管理室
中央制御室等
(1号及び2号炉共用)



(1号炉)

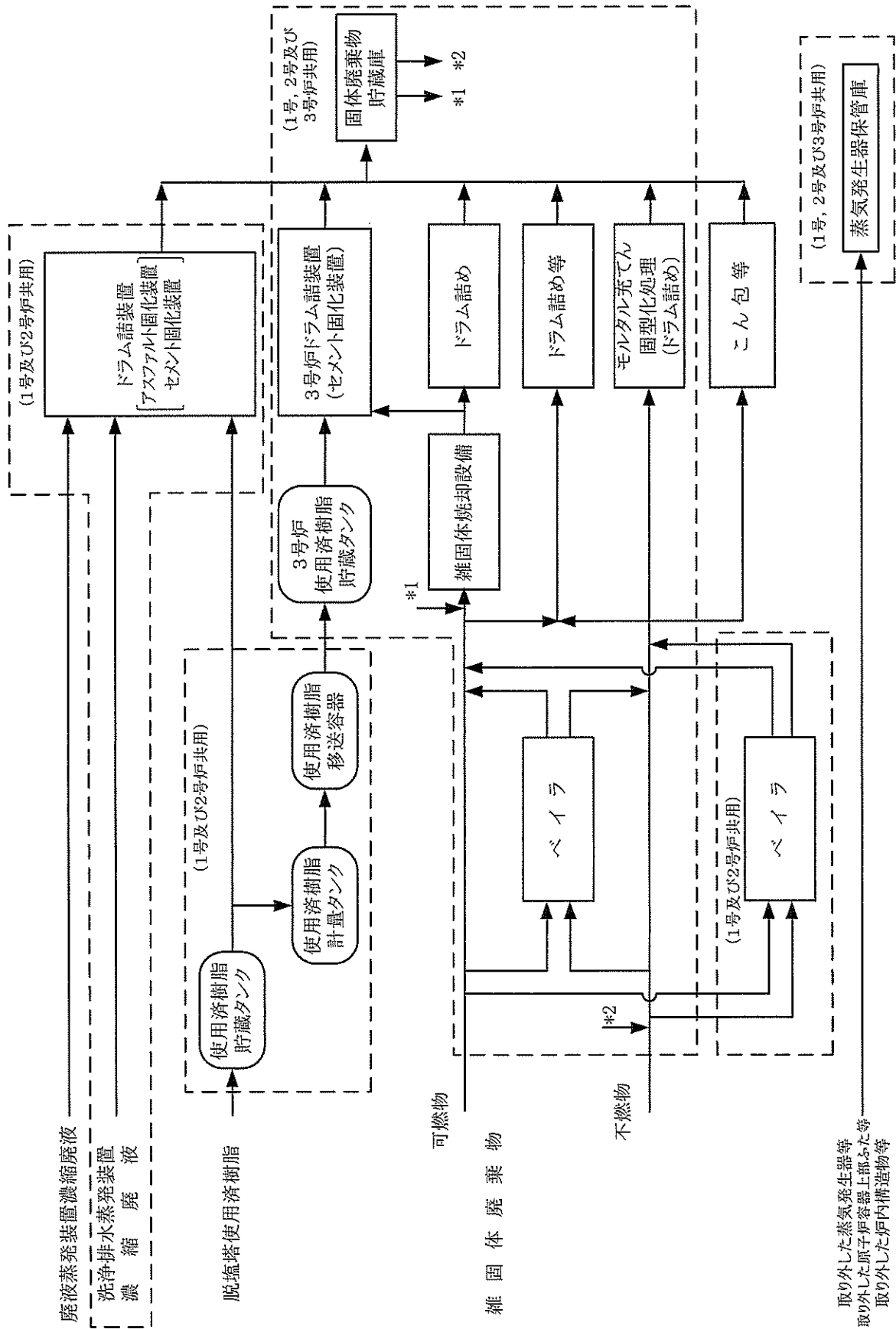
3. 雑固体焼却設備からの排気



(1号, 2号及び3号炉共用)

(1号, 2号及び3号炉共用)

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



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

2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、2058年度までに完了する予定である。廃止措置工程を第9.1図に示す。

第1段階 解体工事準備期間 [2019～2028年度]	第2段階 原子炉領域周辺設備 解体撤去期間 [2029～2043年度]	第3段階 原子炉領域設備等 解体撤去期間 [2044～2051年度]	第4段階 建家等 解体撤去期間 [2052～2058年度]
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	管理区域内設備(原子炉領域周辺)の解体撤去		
	安全貯蔵	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			

第9.1 図 廃止措置工程

添付書類目次

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

添付書類一

既に使用済燃料を発電用原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする資料

2号発電用原子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燃料装荷記録に記録している。

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り、平成25年3月7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燃料装荷記録を第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。

原子燃料課

作成 () 承認 ()

原子炉



伊方発電所 2 号機

2013 年 3 月 7 日

作成者

原子炉燃料装荷記録

M B A	JP-K
K M P	B

1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13

270°

A					2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5						
B													
C					2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5		
D					2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	
E													
F					2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6
G	180°												0°
H					2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.6	2013.3.7
I													
J					2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5
K													
L					2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5	2013.3.4	2013.3.4	
M													
					2013.3.5	2013.3.5	2013.3.5						

注) 上欄 燃料集合体番号を記入する

90°

下欄 原子炉内所定位置に装荷または取り出された年月日を記入する。

作成理由... 燃料取崩

在庫日 2013 年 3 月 7 日

「伊方発電所原子炉施設保安規程」第9条と第132条に基づき

備考

検印記録	
年月日	/
始	果

第 1.1.1 図 原子炉燃料装荷記録 (伊方発電所 2 号機)

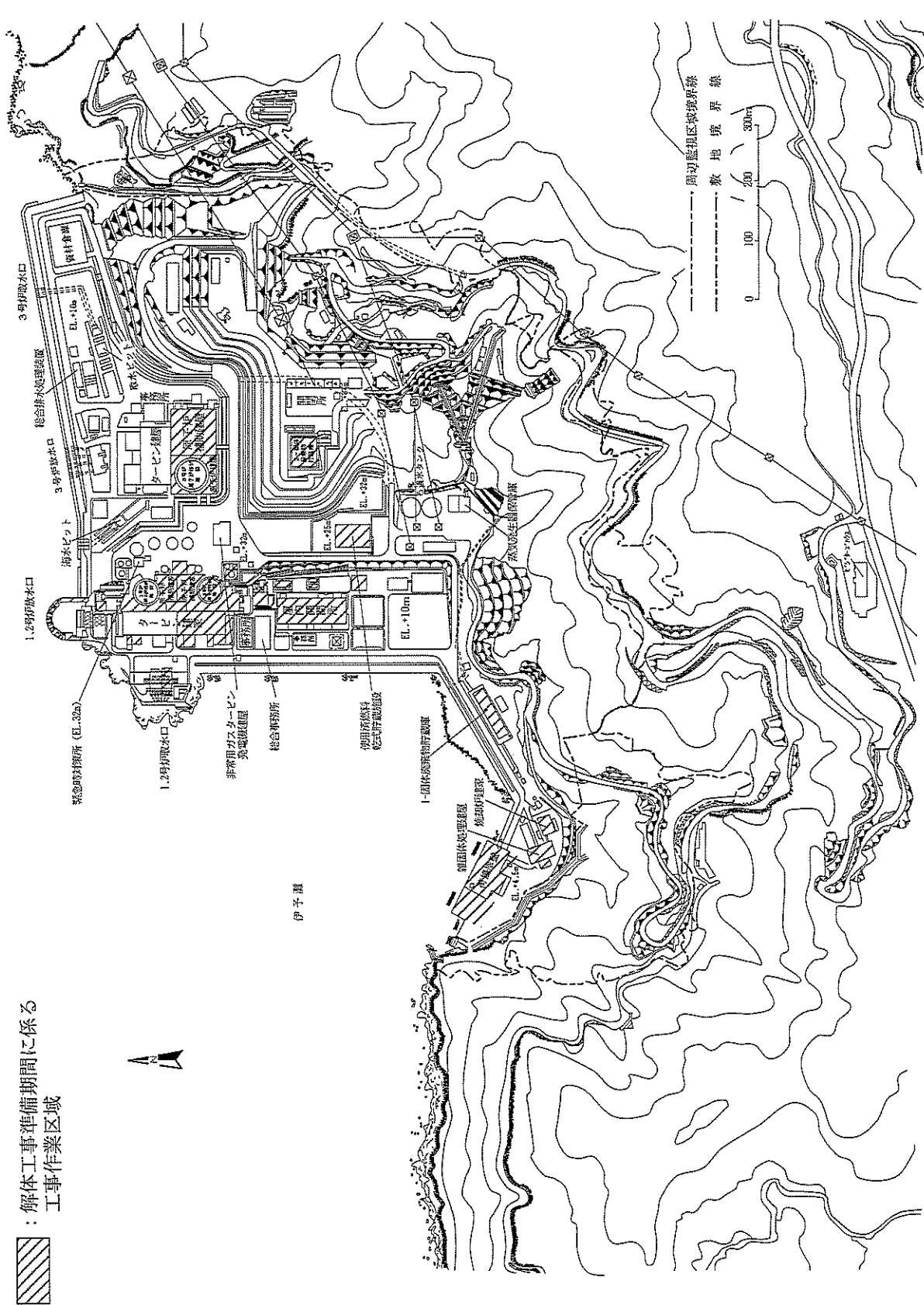
枠囲みの範囲は個人情報ですので
公開することはできません。


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（解体工事準備期間）に係る工事作業区域図を第2.1.1図に示す。

原子炉領域周辺設備解体撤去期間以降に係る工事作業区域図については、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に反映し変更の認可を受ける。




 : 解体工事準備期間に係る
 工事作業区域

第 2.1.1 図 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置（解体工事準備期間）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、放射線遮蔽体、換気設備、放射線管理施設及び放射性廃棄物の廃棄施設は、必要な期間、必要な機能を維持管理する。具体的な維持管理については、「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ち入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空气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、人の立ち入りを制限する。
- (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者（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、放射線遮蔽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、換気設備を必要な期間維持管理する。また、防護具の着用等の必要な措置を講じる。
- c. 管理区域は、外部放射線に係る線量に起因する管理区域と、空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度に起因する管理区域とに区分し、段階的な出入管理を行うことにより管理

区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易かつ確実に出来るようにする。

- (3) 管理区域内空間の外部放射線に係る線量当量率を把握するため、管理区域内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率をエリアモニタにより測定する。また、放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的にサーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。
- (4) 管理区域内の空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を把握するため、放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、サンプリングによる測定を定期的に行う。

1.4 保全区域内の管理

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

1.5 周辺監視区域内の管理

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

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、放射線遮蔽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、換気設備及び液体廃棄物の廃棄設備を必要な期間維持管理する。

表面の放射性物質の密度については、人及び物品の出入管理を十分に行う。

1.6 個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人管理は、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者には、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気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及びモニタリングステーションで測定する。

(2) 環境試料の放射能監視

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

環境試料の種類 : 空気中放射性粒子, 海水, 海底土, 海洋生物, 陸土, 陸上生物

頻 度 : 原則として四半期又は半期に1回

測定核種 : 核分裂生成物及び腐食生成物のうち, 主要な核種

(3) 異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、排気モニタ及び排水モニタにより常に監視

し、その指示に万一異常があれば適切な措置をとるものとする。

万一異常放出があった場合等は、モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定するほか、モニタリングカー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

2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総被ばく線量は、汚染の除去、汚染状況の調査、発電用原子炉施設の維持管理等を考慮して評価した結果から、約1.4人・Svと推定する。

(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以降については、汚染状況の調査結果、解体工法等についての検討結果を踏まえ、原子炉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 周辺公衆の平常時の被ばく評価

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

する。

2.2.1 解体工事準備期間

2.2.1.1 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。）、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）及び「原子炉設置許可申請書添付書類九」における放射性気体廃棄物による実効線量の評価方法を参考として評価する。

なお、評価においては、2001年1月から2001年12月の1年間における気象データを使用する。また、評価に使用する気象データは、近年の気象データによる異常年検定を行い、異常がないことを確認している。

(1) 放射性気体廃棄物の推定放出量

a. 放出量評価方法（1号及び2号炉）

解体工事準備期間に1号及び2号炉から発生する放射性気体廃棄物の主なものは、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す原子炉運転中の放射性気体廃棄物のうち、原子炉格納容器の換気及び原子炉補助建家の換気により放出される放射性希ガス（以下「希ガス」という。）である。希ガスについては、「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

いた核種は、半減期が短く、原子炉の運転を終了していること及び原子炉の運転を停止してから長時間が経過していることから、放出量は無視できる。また、放射性よう素（以下「よう素」という。）についても、半減期が短く、放出量は無視できる。

以上のことから、解体工事準備期間に1号及び2号炉から放出される放射性気体廃棄物については、原子炉運転中に生成され1次冷却材中に含まれていた希ガス（Kr-85）が原子炉停止以降に減衰し、解体工事準備期間に年間を通じて排気筒から放出されるものとして評価する。減衰期間は、原子炉停止からの期間を考慮し1号炉は5年、2号炉は6年とする。

(a) 計算式

解体工事準備期間に1号及び2号炉から放出される放射性気体廃棄物の量は次式を用いて計算する。

$$Q = A_w \cdot W_m \quad \dots\dots\dots (3-1)$$

Q : 排気筒から放出される希ガス（Kr-85）の量
(Bq/y)

A_w : 1次冷却材中の希ガス（Kr-85）濃度（1号炉は5年、2号炉は6年減衰後）
(Bq/g)

W_m : 1次冷却材保有量（原子炉運転中）
(g)

(b) 計算条件

(3-1)式の計算に用いたパラメータを第3.2.1表に示す。

b. 放出量評価方法（3号炉）

3号炉から放出される放射性気体廃棄物（希ガス及びよう素）の量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す値とする。

c. 放出量評価結果

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を
第3.2.2表に示す。

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年間放出量

(単位：Bq/y)

核種		原子炉		
		1号炉	2号炉	3号炉※
希ガス	Kr-85m	~0	~0	1.6×10^{12}
	Kr-85	4.3×10^{12}	4.0×10^{12}	1.5×10^{14}
	Kr-87	~0	~0	9.6×10^{11}
	Kr-88	~0	~0	2.8×10^{12}
	Xe-131m	~0	~0	7.8×10^{12}
	Xe-133m	~0	~0	2.4×10^{12}
	Xe-133	~0	~0	2.0×10^{14}
	Xe-135m	~0	~0	9.1×10^{10}
	Xe-135	~0	~0	3.3×10^{12}
	Xe-138	~0	~0	4.9×10^{11}
	放出量合計	4.3×10^{12}	4.0×10^{12}	3.7×10^{14}
γ 線実効エネルギー (MeV/dis)	2.2×10^{-3}	2.2×10^{-3}	4.8×10^{-2}	
よう素	I-131	~0	~0	7.7×10^9
	I-133	~0	~0	1.0×10^{10}

※：3号炉から放出される放射性気体廃棄物（希ガス及びよう素）の年間放出量は「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す値。

d. 解体工事準備期間における放出管理目標値

第3.2.2表に示す年間放出量から、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（1，2，3号炉合算）を第3.2.3表のとおり設定し、これを超えないように努める。

第3.2.3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（1，2，3号炉合算）

項目	放出管理目標値 (Bq/y)
希ガス	3.7×10^{14}
よう素 (I-131)	7.7×10^9

(2) 放射性気体廃棄物による実効線量

a. 実効線量評価の概要

放射性気体廃棄物による実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、3号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側9方位の敷地境界外について行い、希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

b. 実効線量評価方法（1号及び2号炉）

解体工事準備期間に1号及び2号炉から放出される放射性気体廃棄物による実効線量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」における原子炉補助建家の換気により放出される希ガスと同様に、第3.2.2表に示す希ガス（Kr-85）が年間を通じて連続的に排気筒から放出されるものとして評価する。

(a) 計算に用いる基本式

γ 線による空気カーマ率を求める基本式は次式のとおりである。

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

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

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

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

$E \gamma$: γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_a : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1})

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

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

μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (m^{-1})

$B(\mu \cdot r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

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

$\alpha_B, \beta_B, \gamma_B$ は γ 線のエネルギー別に与えられる。

$\chi(x, y, z)$: 放射性雲中の点 (x, y, z) における

放射性物質の濃度 (Bq/m³)

- Q : 放出率 (Bq/s)
- U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)
- λ : 放射性物質の物理的崩壊定数 (s⁻¹)
- h : 放出源の有効高さ (m)
- σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)
- σ_z : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

(b) 実効線量の計算式

解体工事準備期間の希ガスの γ 線による実効線量は方位別に次式を用いて計算する。

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

H_γ : 希ガスの γ 線による方位別年間実効線量 (μSv/y)

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

連続的に放出される希ガスの γ 線による実効線量は、次式を用いて計算する。

$$H_{\gamma \text{ cont}} = \sum_{S=A}^F (H_{\gamma \text{ cont } S} + H'_{\gamma \text{ cont } S} + H''_{\gamma \text{ cont } S}) \dots\dots\dots (3-5)$$

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

$$H'_{\gamma \text{ cont } S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma \text{ cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \overline{D}'_{\gamma S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S'_{LS} \dots\dots\dots (3-7)$$

$$H'' \gamma_{conts} = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{cont} \cdot E_{\gamma cont} \cdot \overline{D'' \gamma_s}}{3,600 \times 0.5} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S''_{Ls} \dots\dots\dots (3-8)$$

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

$H' \gamma_{conts}$, $H'' \gamma_{conts}$: それぞれ，風が着目方位に隣接する方位へ向かっており，大気安定度がSであるときの着目地点における希ガスの γ 線による年間実効線量 ($\mu Sv/y$)

S : 6つの大気安定度型 (A, B, C, D, E, F) を示す添字

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

f_h : 家屋による遮蔽係数

f_o : 居住係数

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

$\overline{D' \gamma_s}$, $\overline{D'' \gamma_s}$: それぞれ，放出率 $1 Bq/s$ ， γ 線エネルギー $0.5 MeV/dis$ ，風速 $1 m/s$ で着目方位に隣接する方位へ放出した場合，大気安定度がSであるときの着目方位の当該距離における

γ 線による空気カーマ率の方位内
平均値 $(\mu\text{Gy/h})$

$\bar{D}_{\gamma s}$, $\bar{D}'_{\gamma s}$ 及び $\bar{D}''_{\gamma s}$ は

(3-2)式を基本式として求める。

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

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

N_t : 総観測回数 (y^{-1})

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

L: 16方位(計算方位)を示す添字

(c) 計算条件

(3-2)式～(3-8)式の計算に用いたパラメータを第
3.2.4表～第3.2.6表に示す。

c. 実効線量評価方法(3号炉)

3号炉から放出される放射性気体廃棄物中の希ガスの γ 線に
よる実効線量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す
値とする。

また、放射性気体廃棄物中のよう素による実効線量については、
「2.2.1.3 よう素の放出による被ばく」に示す。

d. 実効線量評価結果

解体工事準備期間における希ガスの γ 線により、陸側9方位の敷地境界外について、実効線量の計算を行った結果を第3.2.9表に、評価地点を第3.2.1図に示す。これによれば、陸側9方位の敷地境界外で希ガスの γ 線による実効線量が最大となるのは、3号炉心から南東方向約500mの地点であり、その実効線量は年間約 $1.1\mu\text{Sv}$ である。

第3.2.9表 解体工事準備期間の敷地境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量

(単位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

評価地点の方位	3号炉心から敷地境界までの距離 (m)	実効線量			
		1号炉	2号炉	3号炉*	合計
E N E	520	2.2×10^{-4}	1.1×10^{-4}	3.6×10^{-1}	3.6×10^{-1}
E	520	2.2×10^{-4}	2.1×10^{-4}	6.2×10^{-1}	6.3×10^{-1}
E S E	510	2.8×10^{-4}	2.9×10^{-4}	8.0×10^{-1}	8.0×10^{-1}
S E	500	3.5×10^{-4}	3.0×10^{-4}	1.0	1.1
S S E	580	3.2×10^{-4}	3.2×10^{-4}	6.1×10^{-1}	6.1×10^{-1}
S	680	2.5×10^{-4}	2.8×10^{-4}	4.7×10^{-1}	4.8×10^{-1}
S S W	790	3.2×10^{-4}	3.8×10^{-4}	5.8×10^{-1}	5.9×10^{-1}
S W	950	2.6×10^{-4}	3.0×10^{-4}	9.8×10^{-1}	9.8×10^{-1}
W S W	890	8.2×10^{-4}	4.0×10^{-4}	5.2×10^{-1}	5.3×10^{-1}

※：3号炉から放出される放射性気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量は「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す値。

2.2.1.2 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」、「一般公衆線量評価」及び「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実効線量の評価方法を参考として評価する。

(1) 放射性液体廃棄物の推定放出量

解体工事準備期間に1号及び2号炉から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」に示す原子炉運転中と同様な廃棄物である。

放出管理目標値は、1号及び2号炉の運転終了に伴う復水器冷却水等の量の減少を考慮し、実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度を原子炉運転中と同等に維持するよう、以下のとおり変更する。

a. 海水中における放射性物質の濃度

1号、2号及び3号炉の運転中においては、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を1号、2号及び3号炉の合計（トリチウムを除く）で $1.1 \times 10^{11} \text{Bq/y}$ に設定して放出管理していた。

「原子炉設置許可申請書 添付書類九」では、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に用いる海水中における放射性物質の濃度は、1、2号炉及び3号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度のいずれか大きい方としている。

b. 解体工事準備期間における放出管理目標値

原子炉運転中の実効線量の計算に用いる海水中における放射

放射性物質の濃度は、原子炉運転中の復水器冷却水等の量を基に計算している。

今後、1号及び2号炉の復水器冷却水等の量を減少させるが、実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度を原子炉運転中と同等に維持するよう、1号及び2号炉の年間放出量を減少させる。

解体工事準備期間における放射性液体廃棄物の年間放出量を第3.2.10表に示す。

以上を踏まえ、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（1，2，3号炉合算）を第3.2.11表のとおり設定し、これを超えないように努める。

第3.2.10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※
Cr-51	1.71×10^7	1.71×10^7	7.40×10^8
Mn-54	2.57×10^7	2.57×10^7	1.11×10^9
Fe-59	1.71×10^7	1.71×10^7	7.40×10^8
Co-58	8.57×10^7	8.57×10^7	3.70×10^9
Co-60	1.28×10^8	1.28×10^8	5.55×10^9
Sr-89	1.71×10^7	1.71×10^7	7.40×10^8
Sr-90	8.57×10^6	8.57×10^6	3.70×10^8
I-131	1.28×10^8	1.28×10^8	5.55×10^9
Cs-134	1.71×10^8	1.71×10^8	7.40×10^9
Cs-137	2.57×10^8	2.57×10^8	1.11×10^{10}
放出量合計 (H-3を除く)	8.5×10^8	8.5×10^8	3.7×10^{10}
H-3	8.5×10^{11}	8.5×10^{11}	5.55×10^{13}
年間の復水器冷却水等の量 (m^3/y)	2.19×10^7	2.19×10^7	1.63×10^9

※：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」に示す値。

第3.2.11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
（1，2，3号炉合算）

項目	放出管理目標値 (Bq/y)
放射性液体廃棄物中の放射性物質 (トリチウムを除く)	3.8×10^{10}

(2) 放射性液体廃棄物による実効線量

a. 実効線量評価の概要

放射性液体廃棄物による実効線量の計算は，発電用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。

ただし，放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算については，「2.2.1.3 よう素の放出による被ばく」に示す。

海水中の放射性物質の濃度は，1，2号炉及び3号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度のいずれか大きい方とする。

また，前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

b. 実効線量評価方法

解体工事準備期間における放射性液体廃棄物による実効線量は，「原子炉設置許可申請書 添付書類九」と同様に1，2号炉及び3号炉の放水口における海水中の放射性物質の濃度を用いて，「線量目標値に対する評価指針」に基づき評価する。

(a) 実効線量の計算式

放射性液体廃棄物による実効線量は次式を用いて計算する。

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

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

H_w : 海産物を摂取した場合の実効線量 (μSv/y)

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

K_{wi} : 核種 i の実効線量係数 (μSv/Bq)

A_{wi} : 核種 i の海産物摂取による摂取率 (Bq/d)

C_{wi} : 海水中の核種 i の濃度 (Bq/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_{Tk} : 海産物 k の摂取量 (g/d)

f_{mk} : 海産物 k の市場希釈係数

f_{ik} : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比

$$f_{ik} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{rTi}} \cdot t_k\right) \quad (\text{魚類, 無せきつい動物に対して})$$

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

(海藻類に対して)

T_{rTi} : 核種 i の物理的半減期 (d)

t_k : 海産物 k (海藻類を除く) の採取から摂取までの期間 (d)

(b) 計算条件

(3-9) 式の計算に用いたパラメータを第3.2.12表に示す。

c. 実効線量評価結果

放射性液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価結果

は、海水中における放射性物質の濃度を原子炉運転中と同等に維持するため、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に記載の値と同等となり、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、年間約 $2.8\mu\text{Sv}$ である。

2.2.1.3 よう素の放出による被ばく

(1) 放射性気体廃棄物中のよう素による実効線量

「2.2.1.1(1) 放射性気体廃棄物の推定放出量」で述べたように、放射性気体廃棄物中のよう素について、解体工事準備期間における1号及び2号炉からの放出量は無視できる。

3号炉から放出される放射性気体廃棄物中のよう素による実効線量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」における評価結果を用いる。

放射性気体廃棄物中のよう素による実効線量を第3.2.16表に、評価地点を第3.2.1図に示す。

これによると、放射性気体廃棄物中のよう素の吸入摂取及び葉菜摂取による実効線量が最大となるのは幼児の場合であり、年間約 $0.44\mu\text{Sv}$ となる。

第3.2.16表 解体工事準備期間における放射性気体廃棄物中のよう素による実効線量（1，2，3号炉合算）

（単位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$ ）

摂取経路	核種	成人	幼児	乳児
吸入摂取	I-131	4.4×10^{-2}	7.9×10^{-2}	4.9×10^{-2}
	I-133	1.2×10^{-2}	2.5×10^{-2}	1.8×10^{-2}
葉菜摂取	I-131	1.4×10^{-1}	3.2×10^{-1}	2.4×10^{-1}
	I-133	6.0×10^{-3}	1.6×10^{-2}	1.5×10^{-2}
合計		2.0×10^{-1}	4.4×10^{-1}	3.2×10^{-1}

(2) 放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量

a. 実効線量評価の概要

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

海水中のよう素の濃度は，「2.2.1.2(2) 放射性液体廃棄物による実効線量」と同様な方法で計算する。

b. 実効線量評価方法

解体工事準備期間における放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量は，「原子炉設置許可申請書 添付書類九」と同様に1，2号炉及び3号炉の放水口における海水中の放射性物質の濃度を用いて，「線量目標値に対する評価指針」に基づき評価する。

(a) 実効線量の計算式

放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量は，海藻類を摂

取する場合としない場合とに分けて、それぞれ以下の式を用いて計算する。

i. 海藻類を摂取する場合

$$H_{wth} = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_{wthi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad \dots\dots\dots (3-10)$$

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

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

H_{wth} : 海産物を摂取した場合の実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
 K_3 : 実効線量への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \mu\text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}} \right)$

A_{wthi} : 核種 i の海産物摂取による摂取率 (Bq/d)

A_s : 安定よう素の海産物摂取による摂取率 (g/d)

q_s : 甲状腺中の安定よう素量 (g)

$(SEE)_i$: 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

W_k : 海産物 k の摂取量 (g/d)

C_{ws} : 海水中の安定よう素の濃度 (g/cm^3)

ii. 海藻類を摂取しない場合

$$H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \quad \dots\dots\dots (3-11)$$

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

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

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

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

(b) 計算条件

(3-10) 式及び (3-11) 式の計算に用いたパラメータを第3.2.17表に示す。

c. 実効線量評価結果

放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量の評価結果は、海水中における放射性物質の濃度を原子炉運転中と同等に維持するため、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に記載の値と同等となり、1号、2号及び3号炉による放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量は、第3.2.18表のとおりである。

これによると、実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取する場合の乳児であり、その実効線量は年間約 $0.40\mu\text{Sv}$ となる。

第3.2.18表 解体工事準備期間における放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量（1，2，3号炉合算）

(単位： $\mu\text{Sv/y}$)

	成人	幼児	乳児
海藻類を摂取する場合	1.1×10^{-1}	3.2×10^{-1}	4.0×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	1.1×10^{-1}	2.5×10^{-1}	1.8×10^{-1}

(3) 放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量

a. 実効線量評価の概要

実効線量の計算は、空気中及び海水中によう素が存在するときの被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が吸入摂取、葉菜摂取及び海産物摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。「2.2.1.1(1) 放射性気体廃棄物の推定放出量」で述べたように、放射性気体廃棄物中のよう素について、解体工事準備期間における1号及び2号炉からの放出量は無視できる。

3号炉から放出される放射性気体廃棄物中に含まれるよう素の年平均地上空気中濃度は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」における評価結果を用いる。放射性液体廃棄物中に含まれるよう素の海水中の濃度は、「2.2.1.3(2) 放射性液体廃棄物中のよう素による実効線量」の場合と同様な方法で計算する。

b. 実効線量評価方法

解体工事準備期間における放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」と同様に、「線量目標値に対する評価指針」に基づき評価する。

(a) 実効線量の計算式

放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、海藻類を摂取する場合としない場合とに分けて、それぞれ以下の式を用いて計算する。

i. 海藻類を摂取する場合

$$H_T = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_i}{A_s} \cdot q_{s,i} \cdot (SEE)_i \cdot f_{s,i} \dots\dots\dots (3-12)$$

$$A_i = 0.90 A_{I_i} + A_{V_i} + A_{W_{th i}}$$

H_T : 吸入摂取, 葉菜摂取及び海産物摂取による実効線量 ($\mu Sv/y$)

A_i : 核種 i の吸入摂取, 葉菜摂取及び海産物摂取による摂取率 (Bq/d)

A_{I_i} : 3号炉から放出される放射性気体廃棄物中のよう素における, 核種 i の吸入摂取による摂取率 (Bq/d)

A_{V_i} : 3号炉から放出される放射性気体廃棄物中のよう素における, 核種 i の葉菜摂取による摂取率 (Bq/d)

ii. 海藻類を摂取しない場合

$$H_{TF} = 365 \sum_i \{ K_{I_i} \cdot A_{I_i} + K_{T_i} (A_{V_i} + A_{F_i}) \} \dots\dots\dots (3-13)$$

H_{TF} : 吸入摂取, 葉菜摂取及び海産物 (海藻類を除く) 摂取による実効線量 ($\mu Sv/y$)

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

(b) 計算条件

(3-13) 式の計算に用いたパラメータを第3.2.19表に示す。

c. 実効線量評価結果

放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量を計算した結果を第3.2.20表に示す。

これによると, 実効線量が最大となるのは, 海藻類を摂取しない場合の幼児であり, その実効線量は年間約 $0.69 \mu Sv$ である。

第3.2.20表 解体工事準備期間における放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量

(1, 2, 3号炉合算)

(単位: $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

	成人	幼児	乳児
海藻類を摂取する場合	1.2×10^{-1}	3.5×10^{-1}	4.4×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	3.0×10^{-1}	6.9×10^{-1}	5.0×10^{-1}

2.2.1.4 直接線及びスカイシャイン線による線量

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

したがって、解体工事準備期間における発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマは、年間 $50 \mu\text{Gy}$ を下回る原子炉運転中の状態から、原子炉運転を前提とした1号及び2号炉の原子炉格納容器からの空気カーマを差し引いた値となる。

以上のことから、発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマは、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50 \mu\text{Gy}$ を下回る。

2.2.1.5 線量評価結果

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 γ 線からの外部被ばくによる実効線量，放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く）の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は，それぞれ年間約 $1.1\ \mu\text{Sv}$ ，年間約 $2.8\ \mu\text{Sv}$ 及び年間約 $0.69\ \mu\text{Sv}$ となり，合計は年間約 $4.6\ \mu\text{Sv}$ 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の年間 $50\ \mu\text{Sv}$ 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の評価については，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。

第 3.2.1 表 (3-1) 式の計算に用いたパラメータ

記号	単位	パラメータ	数値
A_w	Bq/g	1 次冷却材中の希ガス ($Kr-85$) 濃度 (1 号炉は 5 年, 2 号炉は 6 年減衰後)	(1 号炉) 3.49×10^4 (2 号炉) 3.27×10^4
W_m	g	1 次冷却材保有量 (原子炉運転中)	(1, 2 号各炉) 1.25×10^8

第 3.2.4 表 (3-2) 式の計算に用いたパラメータ

記号	単位	パラメータ	数値
K_i	$\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$	空気カーマ率への換算係数	4.46×10^{-4}
μ_a	m^{-1}	空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数	3.84×10^{-3}
μ	m^{-1}	空気に対する γ 線の線減衰係数	1.05×10^{-2}
α_B	—		1.000
β_B	—		0.4492
γ_B	—		0.0038

第 3.2.5 表 (3-3) 式の計算に用いたパラメータ

記号	単位	パラメータ	数値
h	m	放出源の有効高さ	第 3.2.7 表に示す

第 3.2.6 表 (3-6) 式～(3-8) 式の計算に用いたパラメータ

記号	単位	パラメータ	数値
K_2	$\mu\text{Sv}/\mu\text{Gy}$	空気カーマから実効線量への換算係数	0.8
f_h	—	家屋による遮蔽係数	1
f_o	—	居住係数	1
Q_{cont}	Bq/y	原子炉補助建家の換気中の希ガスの年間放出量	(1号炉) 4.3×10^{12} (2号炉) 4.0×10^{12}
$E_{\gamma\text{cont}}$	MeV/dis	原子炉補助建家の換気中の希ガスの γ 線実効エネルギー	(1号炉) 2.2×10^{-3} (2号炉) 2.2×10^{-3}
N_t	y^{-1}	総観測回数	8,760
S_{LS}	s/m	風が着目方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の総和	第3.2.8表に示す
S'_{LS}	s/m	風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の総和	
S''_{LS}			

第 3.2.7 表 敷地境界外における線量計算に用いた放出源の有効高さ

	計算地点 の方位	放出源の有効高さ (m)		
		1号炉	2号炉	3号炉
陸 側 評 価 地 点	E N E	—※	4 5	5 0
	E	4 5	4 0	4 0
	E S E	4 5	4 0	4 0
	S E	4 0	4 5	3 0
	S S E	4 0	3 5	5 0
	S	4 5	4 0	4 5
	S S W	4 5	4 0	5 0
	S W	4 5	5 0	7 0
	W S W	—※	4 5	6 5

※：「—」は海側方位で該当なし。

第 3.2.8 表 線量計算に用いた気象条件

計算地点の 方位 L	方位 L へ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 S_{Ls} (s/m)					
	A	B	C	D	E	F*
N	3.86	18.41	22.84	92.19	5.34	25.09
NNE	3.89	23.60	6.16	71.30	4.69	39.78
NE	6.15	14.74	1.11	54.23	3.15	43.69
ENE	1.88	5.55	0.74	28.47	2.09	33.72
E	12.68	40.85	5.32	72.64	3.63	48.16
ESE	36.40	31.51	5.66	108.23	3.81	48.94
SE	24.48	57.94	11.30	127.69	3.47	48.87
SSE	19.87	34.37	6.60	114.50	5.06	39.82
S	16.73	34.01	8.36	87.71	4.87	32.78
SSW	15.45	38.44	17.09	131.05	1.67	38.51
SW	35.11	151.93	57.94	398.77	14.15	175.66
WSW	6.84	39.70	5.00	148.00	3.58	103.24
W	0.54	9.05	0.97	54.53	0.30	29.45
WNW	2.05	7.62	2.07	70.80	5.55	38.60
NW	2.61	13.29	5.84	134.15	14.40	54.32
NNW	2.63	13.09	11.34	109.22	8.34	29.14

※：大気安定度 F は G を含む。

第 3.2.12 表 (3-9) 式の計算に用いたパラメータ

記号	単位	パラメータ	数値
K_{wi}	$\mu\text{Sv/Bq}$	核種 i の実効線量係数	第3.2.13表に示す
C_{wi}	Bq/cm^3	海水中の核種 i の濃度	第3.2.14表に示す
$(CF)_{ik}$	$\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$	核種 i の海産物 k に対する濃縮係数	第3.2.15表に示す
W_{Tk}	g/d	海産物 k の摂取量 魚類 無せきつい動物 海藻類 (生3箇月, 生相当量の乾物9箇月)	200 20 40
f_{mk}	—	海産物 k の市場希釈係数	1
t_k	d	海産物 k (海藻類を除く) の採取から摂取までの期間	0
T_{rTi}	d	核種 i の物理的半減期	ICRP Publication72 による

第 3.2.13 表 放射性液体廃棄物中に含まれる核種 i の実効線量係数

核種	実効線量係数 K_{wi} ($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)
H-3	1.8×10^{-5}
Cr-51	3.8×10^{-5}
Mn-54	7.1×10^{-4}
Fe-59	1.8×10^{-3}
Co-58	7.4×10^{-4}
Co-60	3.4×10^{-3}
Sr-89	2.6×10^{-3}
Sr-90	2.8×10^{-2}
Cs-134	1.9×10^{-2}
Cs-137	1.3×10^{-2}

第 3.2.14 表 放射性液体廃棄物の放水口濃度

核種	核種構成 (%)	放水口濃度 C_{wi} (Bq/cm ³)	
		1, 2号炉放水口	3号炉放水口
Cr-51	2	7.82×10^{-7}	4.54×10^{-7}
Mn-54	3	1.17×10^{-6}	6.81×10^{-7}
Fe-59	2	7.82×10^{-7}	4.54×10^{-7}
Co-58	10	3.91×10^{-6}	2.27×10^{-6}
Co-60	15	5.87×10^{-6}	3.40×10^{-6}
Sr-89	2	7.82×10^{-7}	4.54×10^{-7}
Sr-90	1	3.91×10^{-7}	2.27×10^{-7}
I-131	15	5.87×10^{-6}	3.40×10^{-6}
Cs-134	20	7.82×10^{-6}	4.54×10^{-6}
Cs-137	30	1.17×10^{-5}	6.81×10^{-6}
H-3	—	3.91×10^{-2}	3.40×10^{-2}

第 3.2.15 表 濃縮係数

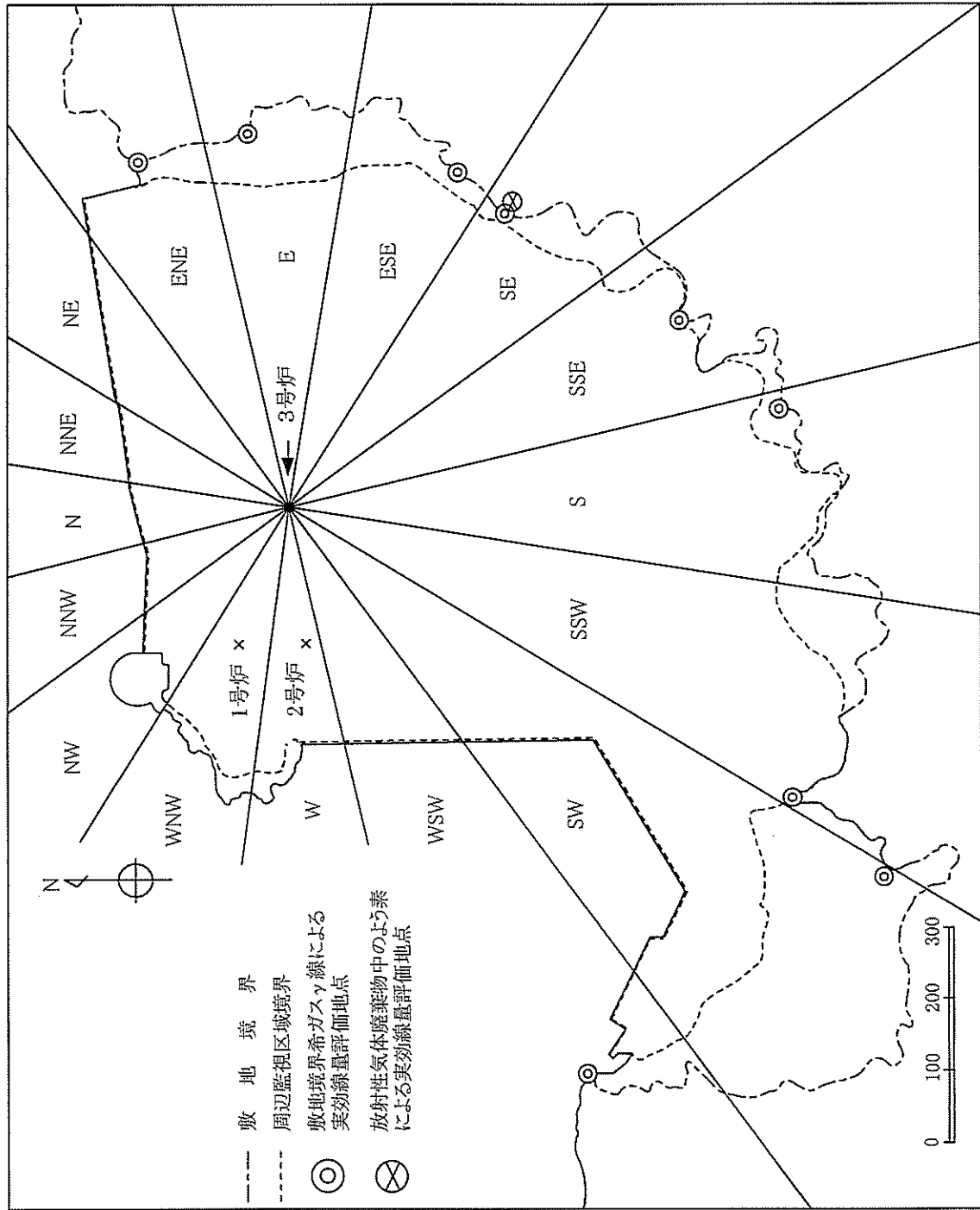
核種	濃縮係数 $(CF)_{ik}$ $\left(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}\right)$		
	魚類	無せきつい動物	海藻類
C r - 5 1	4×10^2	2×10^3	2×10^3
M n - 5 4	6×10^2	10^4	2×10^4
F e - 5 9	3×10^3	2×10^4	5×10^4
C o - 5 8	10^2	10^3	10^3
C o - 6 0	10^2	10^3	10^3
S r - 8 9	1	6	10
S r - 9 0	1	6	10
I - 1 3 1	10	50	4×10^3
C s - 1 3 4	30	20	20
C s - 1 3 7	30	20	20
H - 3	1	1	1

第 3.2.17 表 (3-10) 式及び (3-11) 式の計算に用いたパラメータ

記号	単位	パラメータ	数値
K_3	$\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \mu \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}}$	実効線量への換算係数	2.52×10^2
$(SEE)_i$	$\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}}$	核種 i の甲状腺に対する比実効エネルギー： 成人 幼児 乳児	I-131 0.010 I-133 0.022 I-131 0.058 I-133 0.12 I-131 0.15 I-133 0.33
q_s	g	甲状腺中の安定よう素量： 成人 幼児 乳児	1.2×10^{-2} 成人の値の 1/5.8 成人の値の 1/16
f_{si}	—	核種 i の甲状腺中比放射能の減衰係数： 成人 幼児 乳児	I-131 0.1 I-133 0.01 I-131 0.3 I-133 0.04 I-131 0.4 I-133 0.07
W_k	g/d	海産物 k の摂取量 魚類 無せきつい動物 海藻類 (生 3 箇月, 生相当量の乾物 9 箇月)	成人 200 乳児 100 成人 40 乳児 20 成人 10 乳児 4 成人 40 乳児 20 成人 8 乳児 8
C_{ws}	g/cm ³	海水中の安定よう素の濃度	5×10^{-8}
K_{Ti}	$\mu \text{Sv}/\text{Bq}$	核種 i の経口摂取による実効線量係数： 成人 幼児 乳児	I-131 1.6×10^{-2} I-133 3.1×10^{-3} I-131 7.5×10^{-2} I-133 1.7×10^{-2} I-131 1.4×10^{-1} I-133 3.8×10^{-2}

第 3.2.19 表 (3-13) 式の計算に用いたパラメータ

記号	単位	パラメータ	数値	
K_{Ii}	$\mu\text{Sv/Bq}$	核種 i の吸入摂取による実効 線量係数 :	成人	I-131 1.5×10^{-2}
				I-133 2.9×10^{-3}
			幼児	I-131 6.9×10^{-2}
				I-133 1.6×10^{-2}
			乳児	I-131 1.3×10^{-1}
				I-133 3.5×10^{-2}



第3.2.1 図 評価地点

添付書類四

廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書

2号炉の廃止措置中に想定される過失、機械又は装置の故障、地震、火災その他の災害があった場合に放射性物質の放出を伴う事故とその影響を選定し、敷地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、2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、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「気象指針」を参考とし、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

2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、「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。また、汚染された設備の解体撤去を行わず、「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」に記載のとおり、必要な設備について機能を継続して維持管理することから、原子炉運転中の定期検査時と同等の状態が継続する。

したがって、解体工事準備期間の廃止措置工事に係る過失、機械又は装置の故障により想定する事故、また、原子炉運転中と同様に想定される地震、火災等により想定する事故は、運転中の定期検査時の想定と同様であることから、「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から、「燃料集合体の落下」及び「放射性気体廃棄物処理施設の破損」を選定する。

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性能を維持すべき期間に関する説明書」に示すとおり、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能や冷却水が喪失し、使用済燃料ピットから冷却水が大量に漏えいする事象における影響を確認している。

1.2 燃料集合体の落下

(1) 事故の想定

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

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

(2) 評価対象核種

燃料集合体の落下における評価対象核種は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」に示す希ガス及びよう素のうち、希ガスとする。よう素については、2号炉は原子炉の運転を終了していること及び原子炉の運転を停止してから長時間が経過していることから、使用済燃料ピット水中及び原子炉補助建家内への放出量は無視できる。

(3) 放出量評価方法

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

- a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃

燃料棒の10%の燃料棒の被覆管が破損するものとする。

- b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の希ガスの量は、原子炉が全出力運転（定格出力の102%）された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間40,000時間）のものとする。
- c. 燃料取扱作業は、原子炉停止から6年後において開始され、この時点で落下事故が生じるものとし、この間の減衰を考慮する。
- d. 破損した燃料棒の燃料ギャップ内の希ガスの全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。
- e. 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が原子炉補助建家内に放出されるものとする。
- f. 原子炉補助建家内に放出された希ガスは、直接大気中に放出されるものとする。
- g. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、第4.1.1表に示すとおり、「気象指針」に基づいて計算された相対線量（D/Q）を用いる。

(4) 線量評価方法

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

$$E_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \quad \dots\dots\dots (4-1)$$

E_{γ} : 外部 γ 線による実効線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (= 1 Sv/Gy)

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

D/Q : γ 線エネルギー0.5MeVにおける相対線量 (Gy/Bq)

(5) 気象条件

線量評価においては、2001年1月から2001年12月の1年間における気象データを使用する。また、評価に使用する気象データは、近年の気象データによる異常年検定を行い、異常がないことを確認している。

(6) 評価結果

燃料集合体の落下によって、大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量を評価した結果を第4.1.2表に示す。また、燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程を第4.1.1図に示す。

1.3 放射性気体廃棄物処理施設の破損

(1) 事故の想定

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

具体的には、放射性気体廃棄物が最も多く貯蔵されているガス減衰タンク1基が破損し、希ガスが原子炉補助建家内に放出される事象として考える。

(2) 評価対象核種

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

(3) 放出量評価方法

放射性気体廃棄物処理施設の破損により大気中に放出される希ガ

スの量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」を参考に、以下の条件により算定する。

- a. 原子炉は運転終了時まで定格出力の102%で運転していたものとする。
- b. 原子炉運転中における1次冷却材中の希ガス濃度は燃料被覆管欠陥率を1%として評価する。
- c. 原子炉運転終了時における1次冷却材中の希ガス全量がガス減衰タンク1基に移行し、6年間経過した後、事故が生じると仮定する。なお、その間の崩壊を考慮する。
- d. 原子炉補助建家内に放出される希ガスの全量が大気中に放出されるものとする。
- e. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、第4.1.1表に示すとおり、「気象指針」に基づいて計算された相対線量(D/Q)を用いる。

(4) 線量評価方法

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

(5) 気象条件

「1.2(5) 気象条件」に同じである。

(6) 評価結果

放射性気体廃棄物処理施設の破損によって、大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量を評価した結果を

第4.1.3表に示す。また、放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程を第4.1.2図に示す。

2. 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のまとめ

解体工事準備期間の事故として「燃料集合体の落下」及び「放射性気体廃棄物処理施設の破損」を想定した場合、環境へ放出される放射性物質の放出量は少なく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3. 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の事故時における周辺公衆の受ける線量評価については、原子炉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4.1.1表 線量評価に用いる相対線量 (D/Q)

	実効放出 継続時間	放出高さ	D/Q (Gy/Bq)	着目方位
燃料集合体 の落下	1 時間	地上放出	9.6×10^{-19}	SSW
放射性気体 廃棄物処理 施設の破損				

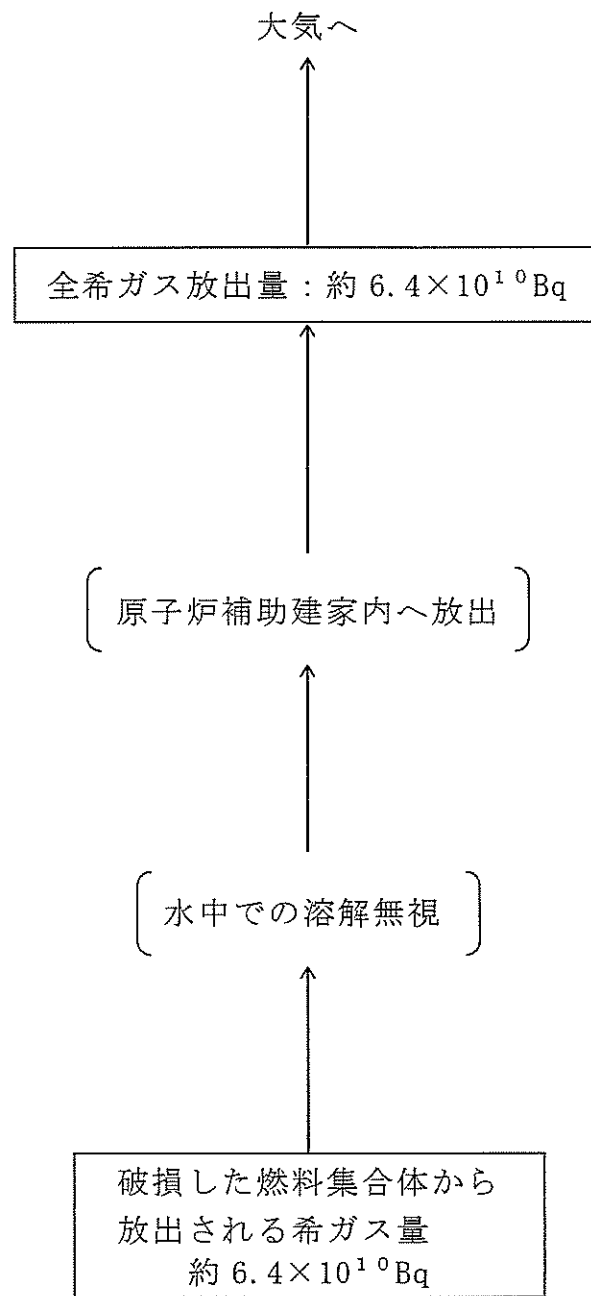
第4.1.2表 燃料集合体の落下によって大気中に放出される希ガスの量及び
敷地境界外における最大の実効線量

評価項目		評価結果
放出量	希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 6.4×10^{10} Bq
実効線量		約 6.2×10^{-5} mSv

第4.1.3表 放射性気体廃棄物処理施設の破損によって大気中に放出される
希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量

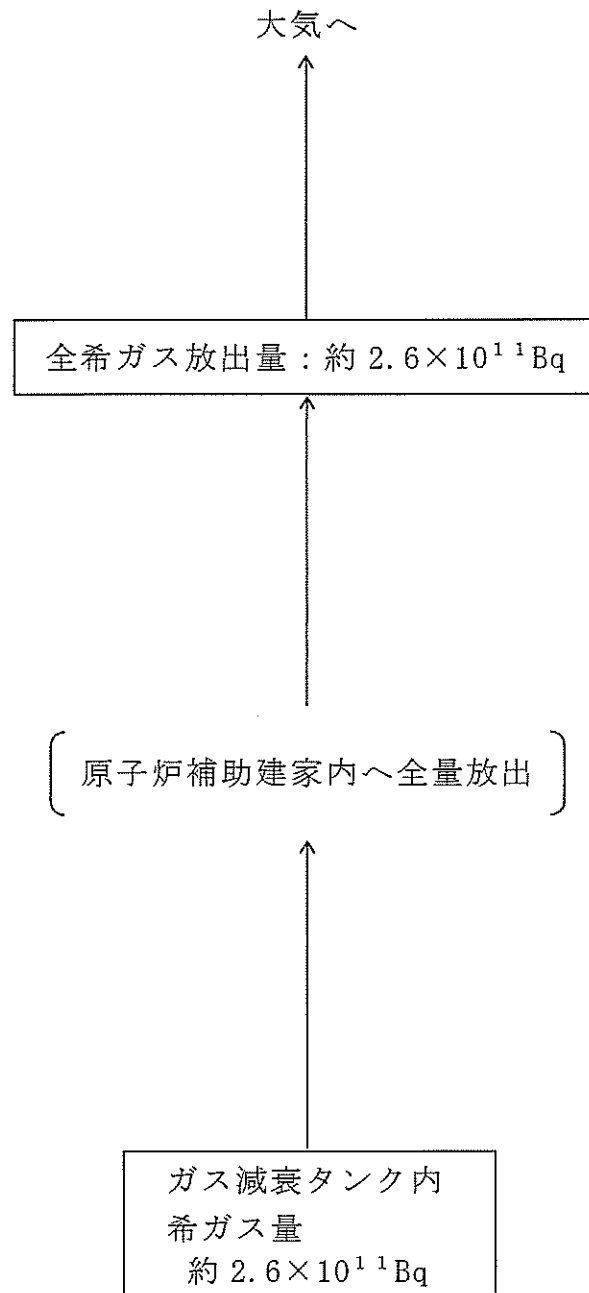
評価項目		評価結果
放出量	希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 2.6×10^{11} Bq
実効線量		約 2.5×10^{-4} mSv

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



第 4.1.1 図 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程

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



第 4.1.2 図 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程

添付書類五

核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書

1. 汚染の分布の評価

解体対象施設の汚染分布は、加圧水型原子炉施設のモデルプラントにおける評価結果を基に推定している。今後、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、加圧水型原子炉施設のモデルプラントにおける評価結果を基に、主要な設備の放射能レベルを推定し、放射能レベル区分別の放射性廃棄物発生量を評価している。評価の前提条件を以下に示す。

- ・ 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、伊方発電所に貯蔵・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1次冷却材中の腐食生成物が炉心部で放射化され、機器及び配管の内面に付着し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γ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、1次冷却材中の放射能濃度と表面密度から1次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 ^{※1}		推定発生量 ^{※2}
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの (L 1)	約 90
	放射能レベルの比較的低いもの (L 2)	約 880
	放射能レベルの極めて低いもの (L 3)	約 2,000
放射性物質として扱う必要のないもの		約 37,400
合計 ^{※3}		約 40,400

※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、10 t 単位で切り上げた値である。
- ・ 放射性物質として扱う必要のないもの及び合計については、100 t 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 213,000 t 発生する（1,000 t 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

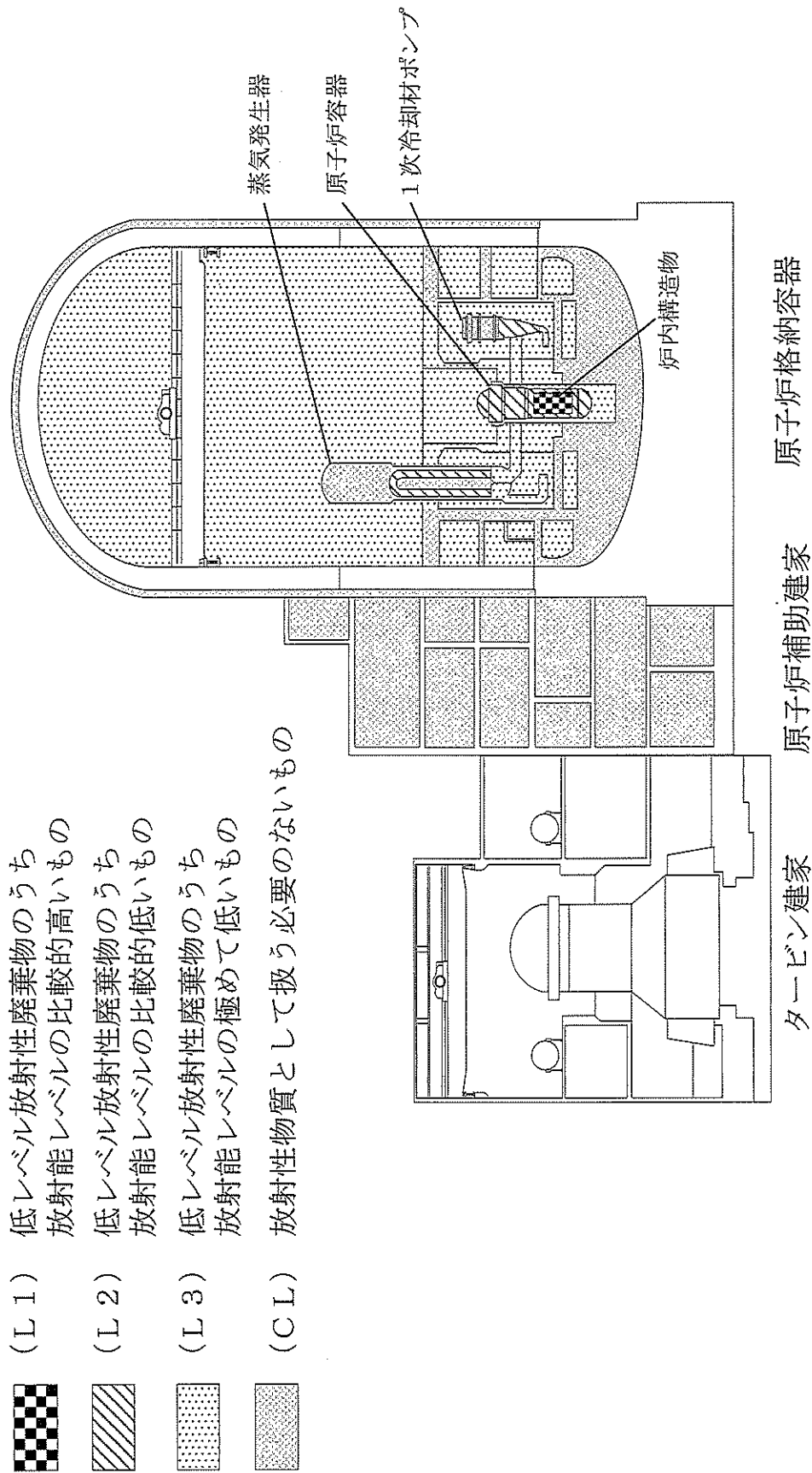
(平成 30 年 6 月末現在)

貯蔵・保管場所	種類		数量
使用済樹脂貯蔵タンク	脱塩塔使用済樹脂		181 m ³ * ¹
使用済燃料貯蔵設備	使用済制御棒		59 体
	使用済バーナブルポイズン		81 体
	使用済プラグングデバイス		83 体
固体廃棄物貯蔵庫	ドラム缶	均質固化体	369 本
		雑固体	3,657 本
	その他		
蒸気発生器保管庫	蒸気発生器		2 基
	保管容器		341 m ³ * ³

※ 1 : 1 号及び 3 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。

※ 3 : 原子炉容器上部ふた, 炉内構造物等を含む。



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、要求される機能及び維持すべき期間を第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遮蔽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2号炉使用済燃料貯蔵設備から搬出されるまでの期間は、臨界防止機能、燃料落下防止機能及び浄化・冷却機能等の機能及び性能を維持

管理する。また、新燃料が2号炉燃料貯蔵設備から搬出されるまでの期間は、臨界防止機能及び燃料落下防止機能等の機能及び性能を維持管理する。

なお、使用済燃料を2号炉使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している間において、使用済燃料貯蔵設備から冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、燃料被覆管温度の上昇による燃料の健全性に影響はなく、また、臨界にならないと評価できることから、周辺公衆への影響は小さい。したがって、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するための重大事故対策設備は不要である。使用済燃料貯蔵設備から冷却水が大量に漏えいする事象における燃料の評価については「追補 「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、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、放出管理及び放射線監視の機能及び性能を維持管理する。
- e. 換気設備については、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、空気の浄化が必要な場合並びに解体撤去に伴い放射性粉じんが発生する可能性のある区域で発電用原子炉施設外への放出の防止及び他区域への移行の防止のために必要な場合は、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水設備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。
- 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. 消火設備については，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 / 5）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称 ^{※1}	維持台数 ^{※2}	維持機能	維持期間
発電用原子炉施設一般構造	その他の主要な構造	原子炉補助建家	1 式	放射線遮蔽機能 放射性物質漏えい防止機能	線源となる設備の解体が完了するまで 管理区域を解除するまで
		原子炉容器周囲のコングリート壁 原子炉格納容器外周のコングリート壁	1 式 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
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	放射線遮蔽体 核燃料物質取扱設備	使用済燃料ピットクレーン	1 台		2号炉使用済燃料貯蔵設備内の新燃料及び使用済燃料の搬出が完了するまで
		補助建家クレーン	1 台	臨界防止機能 燃料落下防止機能	2号炉燃料貯蔵設備内の新燃料及び使用済燃料の搬出が完了するまで
		新燃料エレベータ	1 台		2号炉使用済燃料貯蔵設備内の新燃料の搬出が完了するまで
		除染装置	1 台	除染機能	2号炉使用済燃料貯蔵設備内の新燃料及び使用済燃料の搬出が完了するまで

※1：3号炉との共用施設は，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，供用する台数すべてについて施設定期検査を受検する。

※3：1号炉との共用施設は，維持管理の対象に含む。

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 / 5）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称 ^{※1}	維持台数 ^{※2}	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	新燃料ラック	1 式	臨界防止機能	2号炉新燃料貯蔵設備内の新燃料の搬出が完了するまで	
		使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料ピット	1 個	臨界防止機能	2号炉使用済燃料貯蔵設備内の新燃料及び使用済燃料の搬出が完了するまで
			使用済燃料ラック	1 式		
			使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピット水の漏えいを監視する設備	1 式	水位及び漏えいの監視機能	2号炉使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の搬出が完了するまで
使用済燃料ピット水浄化冷却設備	1 系統	浄化・冷却機能				
原子炉冷却システム施設	その他の主要な事項	燃料取替用水タンク	1 基	給水機能 (ほう素濃度を除く。)	2号炉使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の搬出が完了するまで	
		原子炉補機冷却水冷却器	1 基	冷却機能 (自動起動機能を除く。)		
		原子炉補機冷却水ポンプ	1 台			
		原子炉補機冷却水サージタンク	1 基			

※ 1 : 3号炉との共用施設は，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，供用する台数すべてについて施設定期検査を受検する。

※ 3 : 1号炉との共用施設は，維持管理の対象に含む。

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 / 5）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称 ^{※1}	維持台数 ^{※2}	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	補助建家排気筒	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	
		格納容器冷却材ドレンタンク	1 基			
	液体廃棄物の廃棄設備	補助建家冷却材ドレンタンク	1 基			
		冷却材貯蔵タンク	1 基			
		補助建家機器ドレンタンク	2 基			
		補助建家サンプタンク	1 基			
		格納容器サンプ	1 基			
		廃液貯蔵タンク ^{※3}	3 基			
		廃液蒸発装置 ^{※3}	1 基		放射性廃棄物処理機能	放射性液体廃棄物の処理が完了するまで
		廃液蒸留水脱塩塔 ^{※3}	2 基			
		廃液蒸留水タンク ^{※3}	2 基			
		薬品ドレンタンク ^{※3}	1 基			
		洗浄排水タンク ^{※3}	2 基			
		洗浄排水蒸発装置 ^{※3}	1 基			
		洗浄排水蒸留水タンク ^{※3}	2 基			
		放水口 ^{※3}	1 式			
		固体廃棄物の廃棄設備	使用済樹脂貯蔵タンク ^{※3}	1 6 基		放射性廃棄物貯蔵機能
ドラム詰装置（アスファルト固化装置，セメント固化装置） ^{※3}	各 1 基			放射性廃棄物処理機能		
ペイラ ^{※3}	1 基					

※1：3号炉との共用施設は，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，供用する台数すべてについて施設定期検査を受検する。

※3：1号炉との共用施設は，維持管理の対象に含む。

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 / 5）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称 ^{※1}	維持台数 ^{※2}	維持機能	維持期間	
放射線管理施設	屋内管理用の 主要な設備	エリア・モニタ（ドラム詰装置制御室，使用済燃料ピット付近）	各 1 台	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（補助蒸気ドレンモニタ）	1 台			
	屋外管理用の 主要な設備	放射線管理関係設備 ^{※3}	1 式	放射線管理機能	管理区域を解除するまで	
		排気モニタ（補助建家排気筒ガスモニタ，格納容器排気筒ガスモニタ）	各 1 台	放出管理機能	放射性気体廃棄物の処理が完了するまで	
原子炉格納施設	構造	排水モニタ（廃棄物処理設備排水モニタ） ^{※3}	1 台		放射性物質漏えい防止機能 （事故時の気密性及び格納容器隔離弁等による放射性物質漏えい防止機能を除く。）	放射性液体廃棄物の処理が完了するまで
		原子炉格納容器	1 基	管理区域を解除するまで		
	その他の主要な事項	原子炉格納容器給気ユニット	1 基	換気機能		
		原子炉格納容器給気ファン	2 台			
		原子炉格納容器排気フィルタ・ユニット	1 基			
		原子炉格納容器排気ファン	2 台			
原子炉格納容器排気筒	1 基					

※1：3号炉との共用施設は，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，供用する台数すべてについて施設定期検査を受検する。

※3：1号炉との共用施設は，維持管理の対象に含む。

第 6.2.2.1 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 / 5）

施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称 ^{※1}	維持台数 ^{※2}	維持機能		
				維持機能	維持期間	
原子炉格納施設	その他の主要な事項	補助建家給気ユニット	1基	換気機能	管理区域を解除するまで	
		補助建家給気ファン	2台			
		補助建家排気フィルタユニット	2基			
		補助建家排気ファン	2台			
その他発電用原子炉附属施設	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10秒以内の電圧確立機能並びに自動給電機能を除く。)	2号炉使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の搬出が完了するまで	
		蓄電池	1組	電源供給機能		
その他主要施設	原子炉補機冷却海水設備	海水ポンプ	1台	冷却機能 (自動起動機能を除く。)	2号炉使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の搬出が完了するまで	
		放射線管理室給気ユニット ^{※3}	1基	換気機能 (放射線管理室のよう素除去機能を除く。)	管理区域を解除するまで	
	放射線管理室給気ファン ^{※3}	1台				
	放射線管理室排気フィルタユニット ^{※3}	1基				
	放射線管理室排気ファン ^{※3}	1台				
	換気設備		原子炉格納容器排気筒 ^{※3}	1基	換気機能	管理区域を解除するまで
			消火栓	1式	消火機能	各建家を解体する前まで
			非常照明	1式	照明機能	

※1：3号炉との共用施設は，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，供用する台数すべてについて施設定期検査を受検する。

※3：1号炉との共用施設は，維持管理の対象に含む。

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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

目 次

- I. 使用済燃料貯蔵設備から冷却水が大量に漏えいする事象における燃料の評価について…………… 6-追- 1
- II. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について…………… 6-追- 3
- III. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価について…………… 6-追-18
- IV. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の放射線被ばくへの影響について …… 6-追-33

I. 使用済燃料貯蔵設備から冷却水が大量に漏えいする事象における燃料の評価について

1. はじめに

「発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準（平成 25 年 11 月 27 日 原管廃発第 13112716 号 原子力規制委員会決定）」の「Ⅲ. 2. (1) 解体対象となる施設及びその解体の方法」において、「使用済燃料貯蔵施設に使用済燃料が存在する間は、使用済燃料貯蔵施設から冷却水が大量に漏えいする事象等を考慮し、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するための必要な設備等の重大事故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」が要求されている。

2. 使用済燃料の健全性評価について

2号炉の使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料ピット（以下「使用済燃料ピット」という。）には、最終サイクル^{*}で取り出した使用済燃料を含む2号炉の使用済燃料 316 体を貯蔵している。

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

評価の結果、2号炉の使用済燃料の燃料被覆管表面温度は、最高でも290℃以下である。この燃料被覆管表面温度においては、原子炉運転中の酸化減肉及び使用済燃料ピット水がすべて喪失した後の空気中での酸化減肉を考慮したとしても、燃料被覆管のクリープ歪は使用済燃料ピット水が喪失してから1年後においても約0.1%であり、クリープ変形

による破断は発生せず、使用済燃料の健全性は保たれる。

※：原子炉停止日 平成 24 年 1 月 14 日

3. 未臨界性の評価について

2号炉の使用済燃料ピットには、351体（新燃料28体及び予備新燃料領域7体含む）の燃料が貯蔵されているものとして、使用済燃料ピット水がすべて喪失した場合における未臨界性の評価を行った。未臨界性評価は、使用済燃料ピットの水密度についていかなる条件においても臨界を防止できることを確認するため、使用済燃料ピット全体の水密度 $0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$ の条件で実効増倍率の評価を行った。

評価の結果、不確定性を考慮した実効増倍率は最大で0.937となり、臨界を防止できることを確認した。

4. 重大事故対策設備の必要性について

使用済燃料を使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している間において、使用済燃料貯蔵設備から冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、燃料被覆管表面温度の上昇による燃料の健全性に影響はなく、また、臨界を防止できると評価できることから、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するための重大事故対策設備は不要である。

II. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

1. はじめに

本資料は、使用済燃料を使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している間において、使用済燃料貯蔵設備から冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、燃料被覆管表面温度の上昇が燃料の健全性に影響を与えることはないことを説明するものである。

2. 2号炉貯蔵中の使用済燃料

2号炉の使用済燃料ピットには、2号炉の使用済燃料を316体貯蔵している。

これらの使用済燃料の最高燃焼度制限は55,000MWd/t以下、原子炉停止日は平成24年1月14日、評価時点は平成30年8月31日である。

これら使用済燃料の総発熱量は、208kWであり、貯蔵中の使用済燃料1体当たりの最大発熱量及び平均発熱量(平成30年8月31日時点)は、以下に示すとおりである。

- ・ 最大発熱量 1.03kW (平均発熱量 約 0.66kW)

3. 燃料被覆管表面温度の計算

使用済燃料ピット水がすべて喪失した場合における燃料被覆管の表面温度について、評価を実施した。

主な計算条件及び計算結果を以下に示す。

(1) 主な計算条件

- 使用済燃料ピット水はすべて喪失したと仮定する。

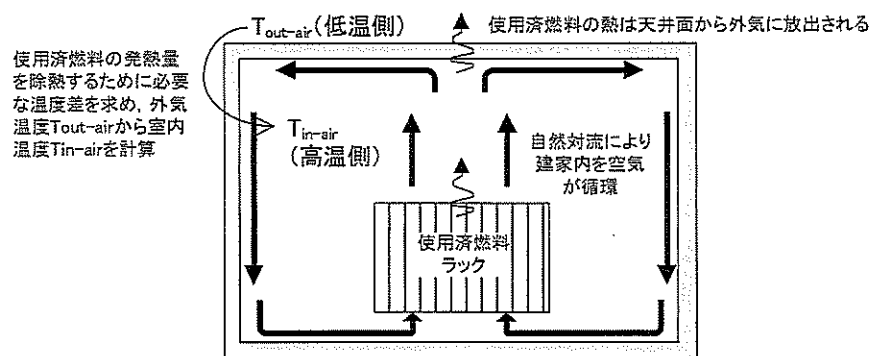
- 原子炉補助建家は健全だが換気は考慮しない（密閉状態）。
- 使用済燃料からの発熱は，原子炉補助建家内空気及び原子炉補助建家の天井を通して外気に放熱されることにより除熱される。
- 計算に用いた主要な入力パラメータは，第4表のとおりである。

(2) 計算結果

使用済燃料の健全性評価の手順としては，①原子炉補助建家からの放熱計算，②自然対流熱伝達の計算，③燃料被覆管表面温度計算の順序で，使用済燃料からの発熱量より燃料被覆管表面温度を求める。

① 原子炉補助建家からの放熱計算

使用済燃料ピット水がすべて喪失し，使用済燃料の発熱による原子炉補助建家内の空気温度が定常状態となる場合において，外気温度を境界条件として原子炉補助建家内空気温度を求める。原子炉補助建家からの放熱モデルを第1図に示す。



第1図 原子炉補助建家からの放熱モデル

定常状態にある場合の原子炉補助建家天井の壁を通して伝わる熱流束 q''_{roof} は,

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

Q_{total} : 使用済燃料の総発熱量 (W)

A_{roof} : 天井面積 (m^2)

このとき、ニュートンの冷却法則により表される熱伝達式は以下のようになる。

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

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

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

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

$T_{\text{out-air}}$: 外気温度 ($^{\circ}\text{C}$) ※1

※1 : 太陽の輻射熱を考慮し、保守的に夏場の日中における天井の壁の外面温度が継続するものとして、同温度を相当外気温度とする。

h_1 : 内表面熱伝達率 ($\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$)

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

t_{con} : 天井のコンクリート厚さ (m)

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

[2] 式及び [3] 式より,

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

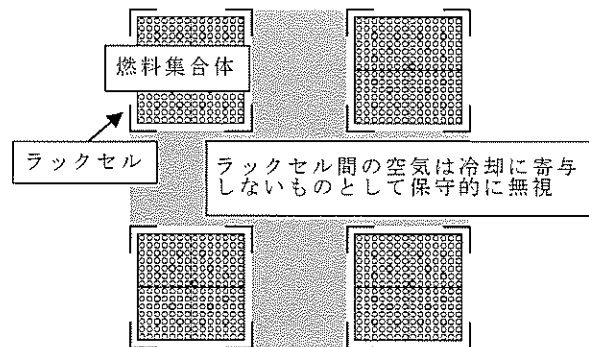
よって、室内温度として、外気温度を境界条件とした原子炉補助建家内空気温度を求めると、第1表のとおりとなる。

第1表 外気温度を境界条件とした原子炉補助建家内空気温度

室内温度 T_{in-air} (°C)
134

② 自然対流熱伝達の計算

燃料集合体は、第2図に示すとおり、間隔の格子ピッチが確保された状態で貯蔵されているが、ここでは保守的にラックセル間の領域は無視し、ラックセルの正方形断面内の流路を実効的な流路と考え、自然対流による空気の流速と燃料被覆管表面の熱伝達率を求める。

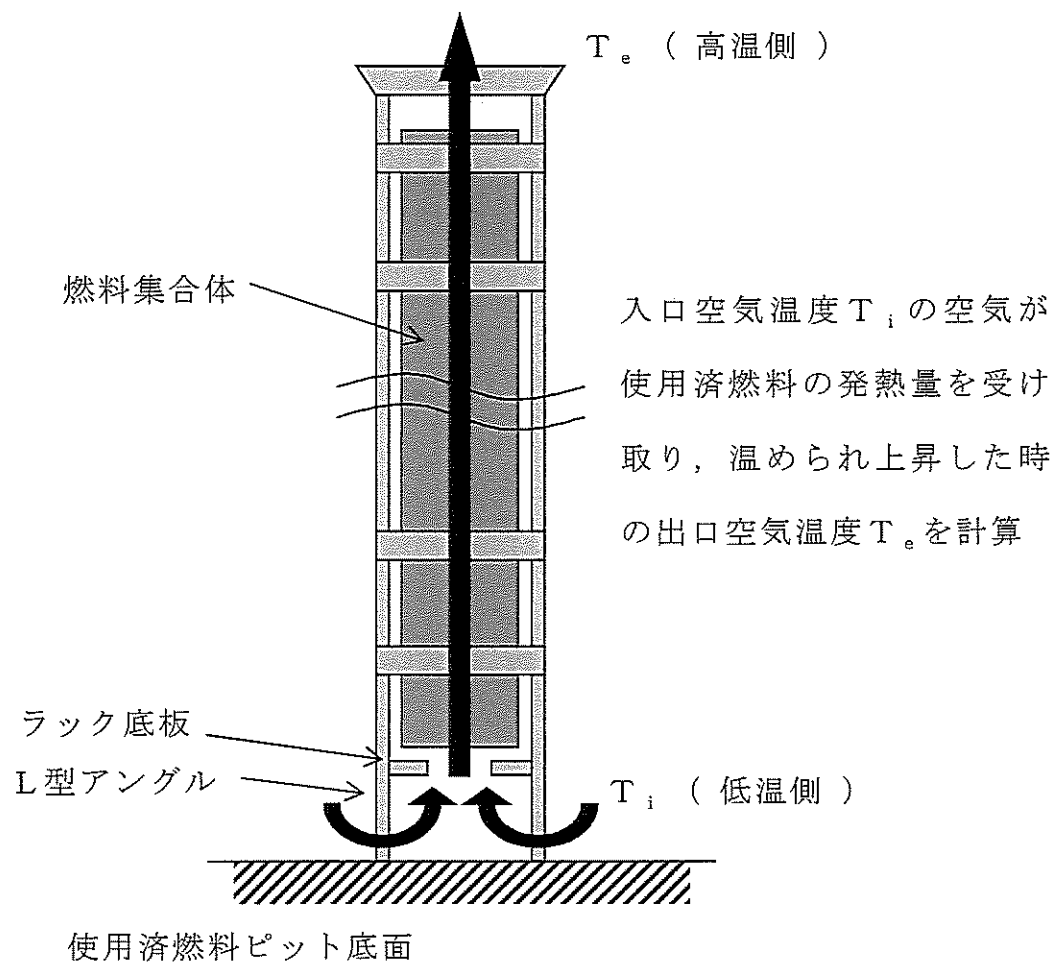


第2図 使用済燃料ピット内での燃料集合体配置

ラック下部の底板は、使用済燃料ピット底面から少なくとも約
上方に4本のL型アングルで支えられた構造で設置されている。ラック底板には孔が設けられており、使用済燃料ピット底面の空気はラックに貯蔵された各燃料集合体に供給される。本手法では、第3図のとおり、空気の横流れ現象を保守的に無視し、燃料集合体の冷却は

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

空気流量を一定として、すべてが燃料集合体下部から流入する前提としている（一点近似）。



第3図 燃料集合体内温度上昇の計算

Q : 燃料集合体 1 体の発熱量 (kW) . . . 燃料集合体の最大発熱量

A : 流路面積 (m^2)

L_f : 摩擦損失計算用濡れぶち長さ (m)

L_h : 伝熱計算用濡れぶち長さ (m)

L : 発熱長さ (m)

d_{ef} : 流れの等価直径 ($= 4 A / L_f$) (m)

d_{eh} : 熱の等価直径 ($= 4 A / L_h$) (m)

ρ : 空気の密度 (kg/m^3)

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

u : 空気流速 (m/s)

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

β : 体膨張係数 ($1/\text{K}$)

g : 重力加速度 (m/s^2)

T_e : 出口空気温度 ($^{\circ}\text{C}$)

T_i : 入口空気温度 ($^{\circ}\text{C}$)

T_a : 燃料集合体中間の空気温度 ($^{\circ}\text{C}$)

h_a : 燃料集合体中間の被覆管表面熱伝達率 ($\text{W}/(\text{m}^2\cdot\text{K})$)

ν : 動粘性係数 (m^2/s)

流れている空気への伝熱より,

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

空気に働く浮力を F_B とすると,

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

燃料集合体表面に働く摩擦力 F_f は、管摩擦係数を λ 、局所圧力損失を τ として

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

燃料集合体中間の空気温度は、入口と出口の平均で与えられるため、

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

〔6〕式と〔7〕式はつりあっている状態で流れるため、次式が得られる。

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

上式に〔5〕式を代入して整理すると、

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

管摩擦係数 λ は、層流域 ($Re < 2,300$) なら次式で与えられる。

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

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

上記の条件で収束計算を行うと、燃料集合体の発熱量(最大発熱量) Q によって、出口空気温度 T_e は第2表のような結果になる。なお、入口空気温度 T_i は、①で計算した原子炉補助建家内空気温度(室内温度 T_{in-air}) とする。

第2表 燃料集合体の最大発熱量と出口空気温度

燃料集合体の最大発熱量 Q (kW)	出口空気温度 T _e (°C)
1.03	272

③ 燃料被覆管表面温度計算

管内層流における気体単相の Nu 数(熱流束一定)を,

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

として, 熱伝達率 h_a は,

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

のように求められる。

燃料集合体1体の発熱量 Q (W) から,

$$q'' = \frac{Q}{L_h L} \quad [15]$$

また, 2号炉における直近の運転サイクル中のピーキングファクタ
最大値を PF として,

$$q'' = q'' \times PF \quad [16]$$

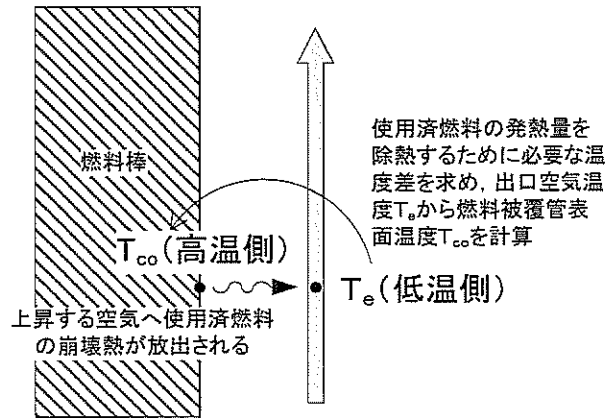
燃料被覆管の表面温度を T_{co} とすると,

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

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

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

すなわち、第4図のとおり、燃料被覆管の表面温度 T_{co} は、出口空気温度 T_e よりも q''/h_a (°C) 上昇することになる。



第4図 燃料被覆管表面温度の計算

燃料集合体の入口空気温度 T_i が保守側に原子炉補助建家天井の温度 T_{in-air} に等しいとして計算した出口空気温度 T_e と燃料集合体の最大発熱量 Q の計算結果から、燃料被覆管表面温度 T_{co} は、第3表のとおり、最高でも284°Cとなる。

なお、原子炉運転中の酸化及び使用済燃料ピット水がすべて喪失した後の空気中での酸化により被覆管表面に生成した酸化皮膜内での温度上昇は0.01°C程度であり、評価上影響しない。また、燃料中心温度は、燃料被覆管表面温度よりも1°C上昇する程度である。

第3表 燃料被覆管表面温度上昇、出口空気温度及び燃料被覆管

表面温度

燃料被覆管表面温度上昇 q''/h_a (°C)	出口空気温度 T_e (°C)	燃料被覆管表面温度 T_{co} (°C)
11	272	284

4. 燃料被覆管クリープ歪の評価

使用済燃料ピット水がすべて喪失し燃料被覆管温度が上昇した状態における燃料被覆管のクリープ歪について、評価を実施した。

評価条件、評価手法及び評価結果を以下に示す。

(1) 評価条件

評価条件を以下のとおり設定する。

- 燃料被覆管温度：284℃
- 燃料被覆管周方向応力 σ ：150MPa

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

p ：燃料棒内圧 (=16.4MPa：保守的に高燃焼度ステップ2ウラン燃料の原子炉設置許可申請書上の炉心における内圧評価値と同等と設定。) ※2

D ：被覆管平均径 ($=\frac{D_o + D_i}{2} = 10.03\text{mm}$)

D_o ：被覆管外径 (=10.58mm) ※3

D_i ：被覆管内径 (=9.48mm)

t ：被覆管肉厚 (=0.55mm) ※3

※2：燃料棒より発生する崩壊熱の差により、燃料棒内のガス温度は運転中の炉心にある時よりも使用済燃料ピット水喪失時のほうが低いと考えられ、燃料棒内圧についても炉心における燃料棒内圧よりも低下していると考えられるが、保守的に炉心における燃料棒内圧の評価値とした。

※3：運転中の炉心における酸化及び使用済燃料ピット水が喪失

した空気中での酸化（1年後の酸化量を考慮）による11%の被覆管減肉量を考慮。

なお、上記の燃料被覆管周方向応力（150MPa）は、未照射の燃料被覆管の降伏応力（約300MPa^{※4}）を十分に下回っている。

※4：保守的に未照射の燃料被覆管の降伏応力とした。

(2) 評価手法

文献[3][4]で示される以下の加圧水型原子炉の使用済燃料被覆管クリープ式を用いて、1年後におけるクリープ歪を評価する。

なお、燃料被覆管温度284℃は以下の式を構成するために用いたデータの範囲外^{※5}であるが、クリープ歪は、温度と圧力が高いほど進展する事象であり、相対的に低温条件である2号炉の燃料被覆管のクリープ歪は進みにくいことから、当該評価モデル式を適用することに健全性上の問題はなく、当該評価モデル式の適用は可能と判断した。

※5：文献[3]において、加圧水型原子炉の使用済燃料被覆管クリープ式は温度の範囲330～600℃のデータに基づき定式化されている。

また、(1)の評価条件（燃料棒内圧、燃料被覆管減肉等）に含まれる保守性により、以下の計算式に係る不確かさ^{※6}は評価結果に包含される。

※6：文献[4]においては、以下の評価式の不確かさを考慮して、評価式から得られる値を1.55倍することとされている。

全クリープ歪(一)： $\epsilon = \epsilon_p^s + \dot{\epsilon} \cdot t$ ただし、 $\dot{\epsilon} = \dot{\epsilon}_L + \dot{\epsilon}_H$

低応力 2 次クリープ速度 (1 / h) :

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

高応力 2 次クリープ速度 (1 / h) :

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

飽和 1 次クリープ歪 (-) :

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

ここで, t : 時間 (h)

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

σ : 燃料被覆管の周方向応力 (MPa)

R : 気体定数 (J / (mol · K)) : $R = 8.3144$ (J / (mol · K))

T : 燃料被覆管の絶対温度 (K)

(3) 評価結果

原子炉運転中の酸化減肉及び使用済燃料ピット水がすべて喪失した後の空気中での酸化減肉を考慮したとしても、上記評価条件でのクリープ歪は 1 年後においても約 0.1% であり、クリープ歪の制限値である 1% [4] を下回っており、使用済燃料ピット水が喪失してから 1 年後においてもクリープ変形による破断は発生しない。

5. 結論

使用済燃料ピット水がすべて喪失し、原子炉補助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。

2号炉の使用済燃料は、原子炉停止以降、6年以上冷却されており、自然対流による冷却によって、燃料被覆管表面温度は最高でも290℃以下に保たれる。

なお、2号炉の燃料被覆管はジルコニウム合金を使用しているが、290℃以下においては、ジルコニウム合金の酸化反応速度は小さく、燃料被覆管の酸化反応による表面温度への影響はほとんどない[5]。

上記の燃料被覆管表面温度(290℃以下)における燃料被覆管の酸化減肉を考慮した周方向応力は、未照射の燃料被覆管の降伏応力を十分下回っている。また、上記の燃料被覆管表面温度(290℃以下)においては、酸化減肉を考慮した燃料被覆管のクリープ歪は1年後においても約0.1%であり、クリープ変形による破断は発生せず、燃料健全性に影響を与えるまでに十分な時間があり、その間に必要な措置を講じることができる。

以上のことから、使用済燃料ピット水がすべて喪失しても、燃料被覆管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られる。

第4表 燃料健全性評価における主要な入力パラメータの値と根拠

計算手順	入力パラメータ	値	根拠	
① 原子炉補助建家からの放熱計算	使用済燃料の総発熱量 Q_{total}	208kW	日本原子力学会推奨値及び ORIGEN2 にて崩壊熱を計算 [6]	
	天井面積 A_{roof}	<input type="text"/>	伝熱面積として建家の全天井面積を設定	
	内表面熱伝達率 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 [7]	
	天井のコンクリート厚さ t_{con}	<input type="text"/>	建家図面より設定	
	コンクリートの熱伝導率 λ_{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 [8]	
	外表面熱伝達率 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 [7]	
	外気温度 $T_{out-air}$	70°C	太陽の輻射効果を考慮して設定 [7]	
	② 自然対流熱伝達の計算	燃料集合体1体の発熱量 Q	1.03kW	日本原子力学会推奨値及び ORIGEN2 にて崩壊熱を計算 [6]
		流路面積 A	0.032 m^2	ラックセルの正方形断面内の流路を実効的な流路と設定
		流れの等価直径 d_{ef}	$d_{ef} = 4 \times A / L_f$ $= 0.019 \text{ m}$	A と摩擦損失計算用濡れぶち長さ L_f より算出
局所圧力損失 ζ		<input type="text"/>	混合羽根付支持格子の圧損係数に基づき設定	
③ 燃料被覆管表面温度計算	熱の等価直径 d_{eh}	$d_{eh} = 4 \times A / L_h$ $= 0.021 \text{ m}$	A と伝熱計算用濡れぶち長さ L_h より算出	
	発熱長さ L	3.642m	燃料棒有効長を設定	
	ピーキングファクタ PF	1.89	直近の運転サイクル中の最大値(実績値)を設定	

6. 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5版, 日本機械学会, 丸善株式会社
- [3] 「04-基炉報-0001 平成15年度 リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験 (燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書)」(平成16年6月 独立行政法人原子力安全基盤機構)
- [4] 「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2010」(平成22年7月 一般社団法人日本原子力学会)
- [5] “Air Oxidation Kinetics for Zr-Based Alloys”, Argonne National Laboratory, NUREG/CR-6846 ANL-03/32
- [6] 「PWRの安全解析用崩壊熱について MHI-NES-1010 改4」
(平成25年 三菱重工業株式会社)
- [7] 「最新建築環境工学」田中俊六 他共著, 井上書院
- [8] 「コンクリート標準示方書」土木学会

Ⅲ. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価について

1. はじめに

本資料は、燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）を使用済燃料ピットに貯蔵している間において、使用済燃料ピットから冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、使用済燃料ピットにおける燃料体等の臨界を防止できることを説明するものである。

2. 評価の基本方針

使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価は、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、いかなる水密度条件においても臨界を防止できることを確認するため、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g}/\text{cm}^3$ まで変化させた条件で実施する。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成されたモンテカルロ法に基づく3次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているSCALEシステムを用い、燃料の燃焼計算には、2次元輸送計算コードであり、日本国内の加圧水型原子炉の炉心管理に広く使用されているPHOENIX-Pを用いる。解析フロー図を第1図に示す。

3. 計算方法

(1) 計算体系

計算体系は、垂直方向、水平方向ともに有限の体系とする。貯蔵する燃料体等は、各燃料の濃縮度及び燃焼度に応じて設定した領域で貯

蔵可能な最も反応度の高い燃料体等を当該領域のすべてのラックへ貯蔵することを想定する。また、垂直方向では、上下部の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低水密度状態においても、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である 300mm の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000mm のコンクリートとして評価する。水平方向では、ピット側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、垂直方向上部と同様に 300mm の水反射を仮定する。未臨界性評価の計算体系を第 2 図、第 3 図及び第 4 図に示す。

(2) 計算条件

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

- (a) 燃料の初期濃縮度は、最高燃焼度 48GWd/t の燃料（以下「48GWd/t ウラン燃料」という。）は、約 4.10wt% に濃縮度公差を見込み とし、最高燃焼度 55GWd/t の燃料（以下「55GWd/t ウラン燃料」という。）は、約 4.80wt% に濃縮度公差を見込み とする。
- (b) 燃料有効長は、公称値 3,642mm から延長し、3,660mm とする。
- (c) 使用済燃料ラックの厚さは、中性子吸収効果を少なくするため下限値の とする。
- (d) 使用済燃料ピット内の水は純水とし、残存しているほう素は考慮しない。

以下の計算条件は公称値を使用し、製作公差を未臨界性評価上厳し

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

くなる側に不確定性として考慮する（以下「製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件」という。）。なお，製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件には，ラック内での燃料体等が偏る効果を含む。

- (e) ラックの中心間距離
- (f) ラックの内径
- (g) ラック内での燃料体等が偏る効果（ラック内燃料偏心）
- (h) 燃料材の直径及び密度
- (i) 燃料被覆材の内径及び外径
- (j) 燃料要素の中心間隔（燃料体外寸）

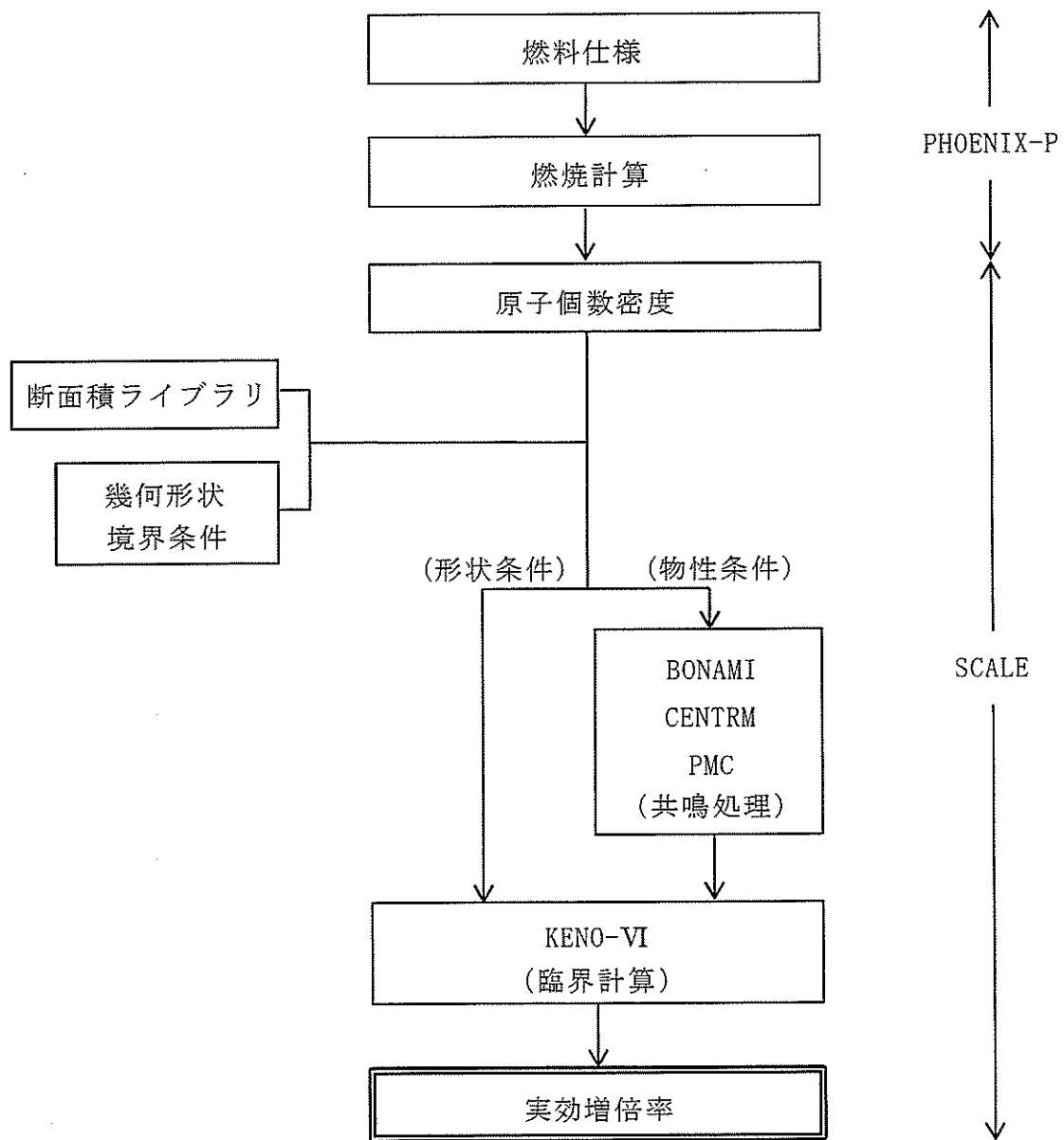
本計算における基本計算条件を第1表に，不確定性評価の考え方及び評価結果については添付資料1に示す。

4. 2号炉の燃料

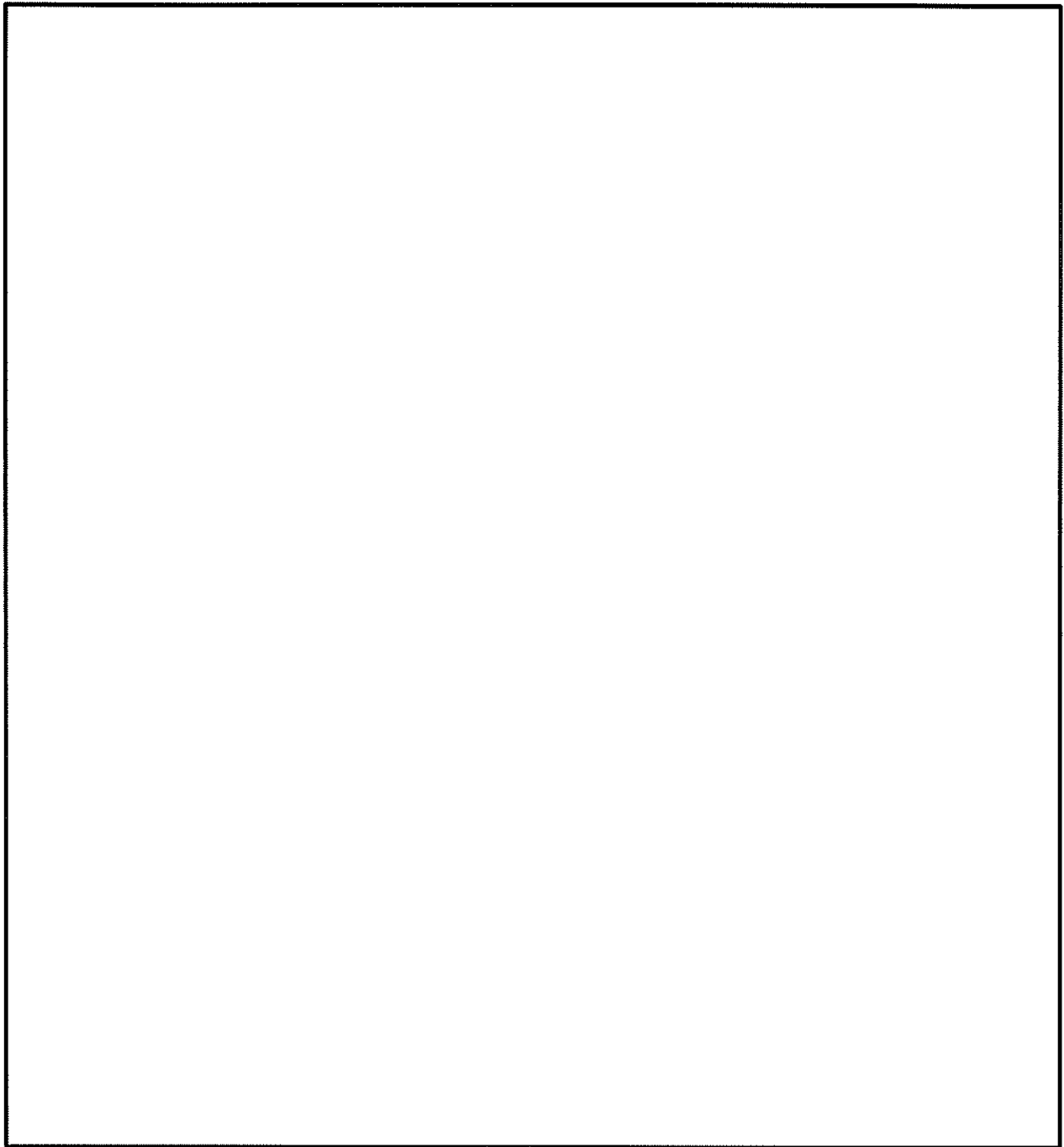
2号炉の使用済燃料ピット内に，燃料体等を351体（新燃料28体及び予備新燃料領域7体を含む）貯蔵しているものとして，未臨界性評価を行う。

5. 計算結果

使用済燃料ピットの未臨界性評価結果を第2表に示す。第5図のとおり，純水冠水状態から水密度の減少に伴い低水密度領域で実効増倍率に極大値が生じる。実効増倍率が最も厳しくなる低水密度状態（水密度 $0.10\text{g}/\text{cm}^3$ ）で 0.9232 となり，これに不確定性 0.0137 を考慮しても 0.937 となり，臨界を防止できる。

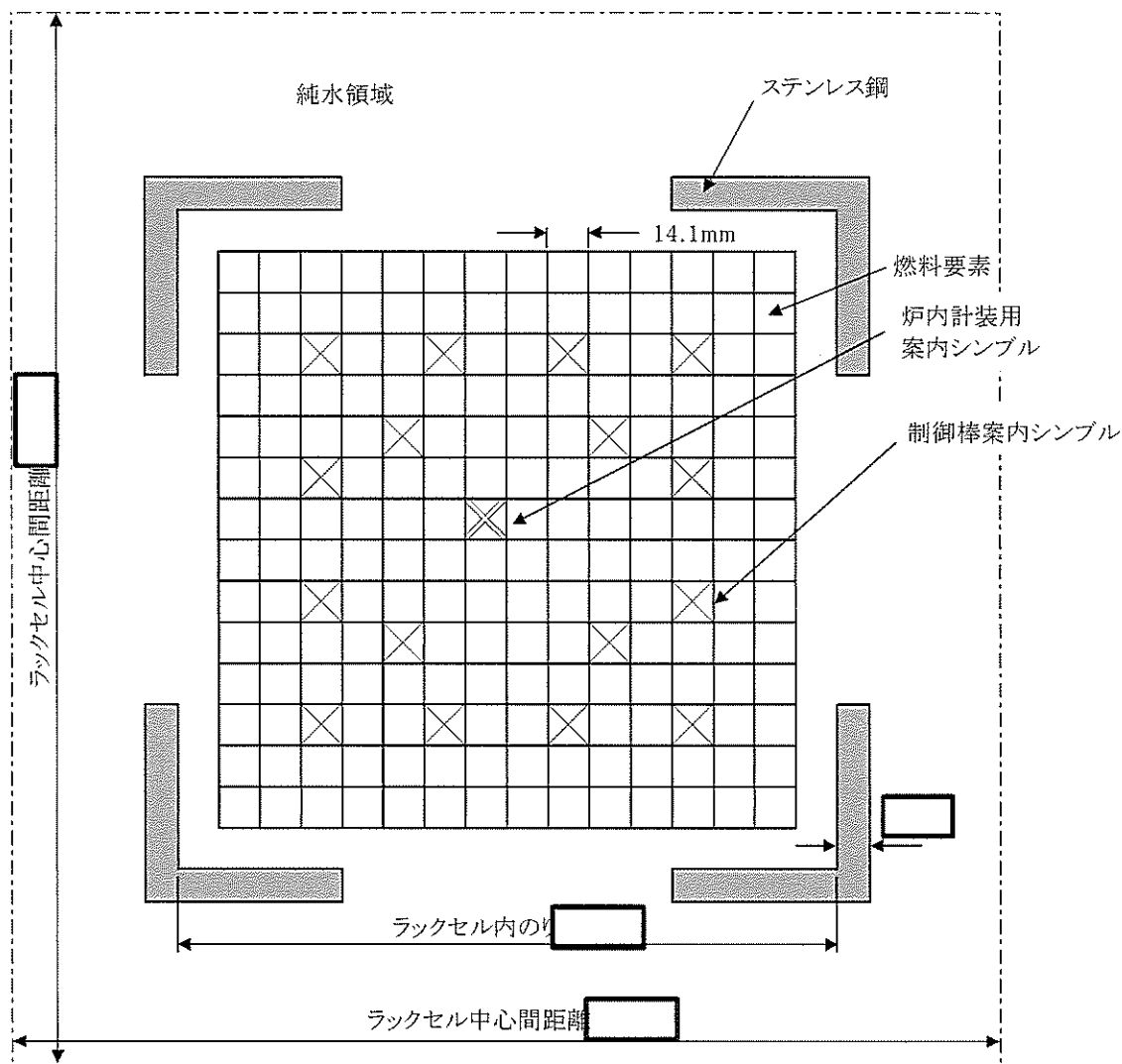


第1図 解析フロー



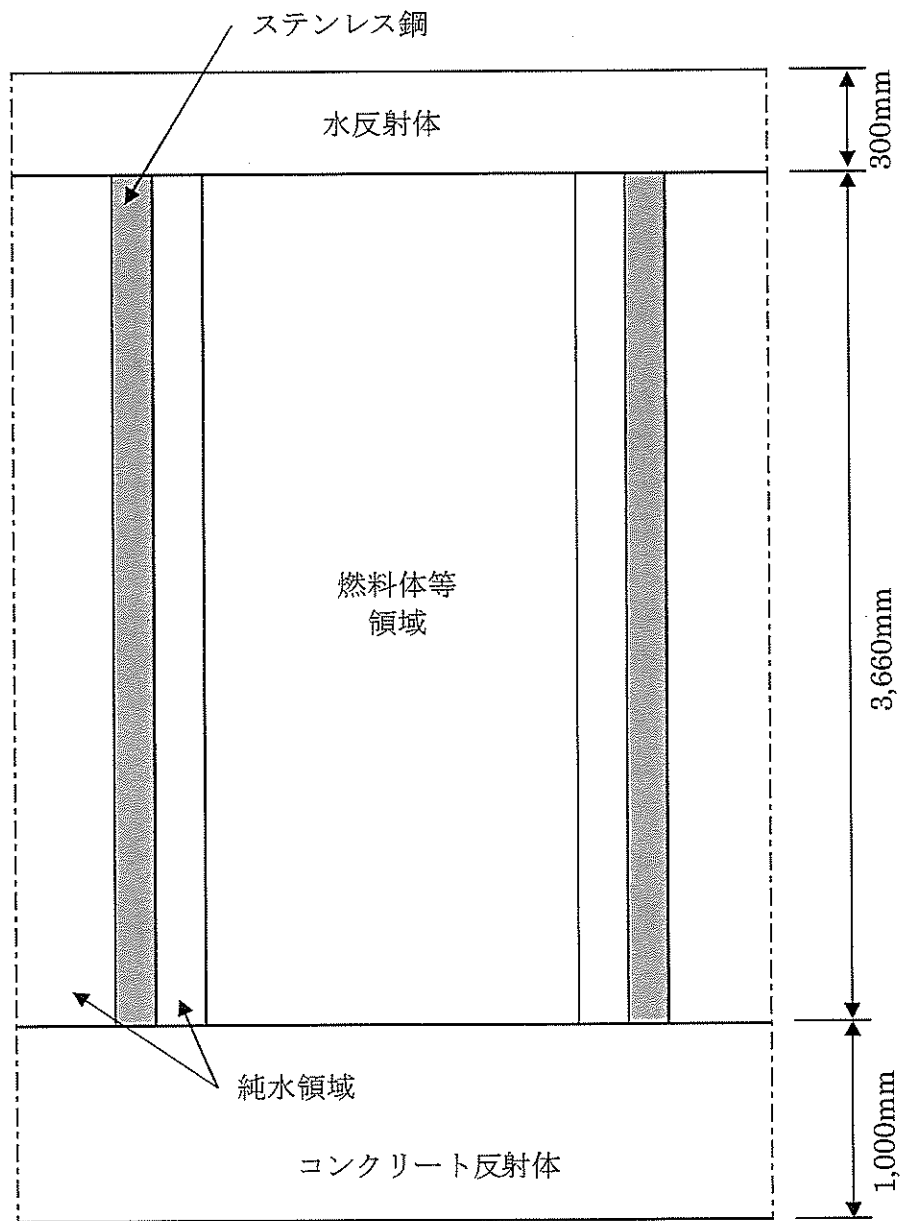
第2図 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価の計算体系
(水平方向)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。



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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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

第1表 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価の計算条件

	計算条件	備考
(燃料体)	14×14型ウラン燃料 (48GWd/tウラン燃料, 55GWd/tウラン燃料)	—
²³⁵ U濃縮度	48GWd/tウラン燃料: []	約4.10wt%に濃縮度公差を見込んだ値
	55GWd/tウラン燃料: []	約4.80wt%に濃縮度公差を見込んだ値
燃料材密度	48GWd/tウラン燃料: 理論密度の95%	※1
	55GWd/tウラン燃料: 理論密度の97%	
燃料材直径	9.29mm	※1
燃料被覆材	内径	9.48mm
	外径	10.72mm
燃料要素中心間隔	14.1mm	※1
燃料有効長	3,660mm	公称値3,642mmを延長
(ラック)	—	—
ラックタイプ	アングル型	—
ラックの中心間距離	[]×[]	※1
材 料	ステンレス鋼	—
厚 さ	[]	※2
内のり	[]×[]	※1
(使用済燃料ピット内の水分条件)	純水	残存しているほう素は考慮しない
水密度	0.0~1.0g/cm ³	—

※1：製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

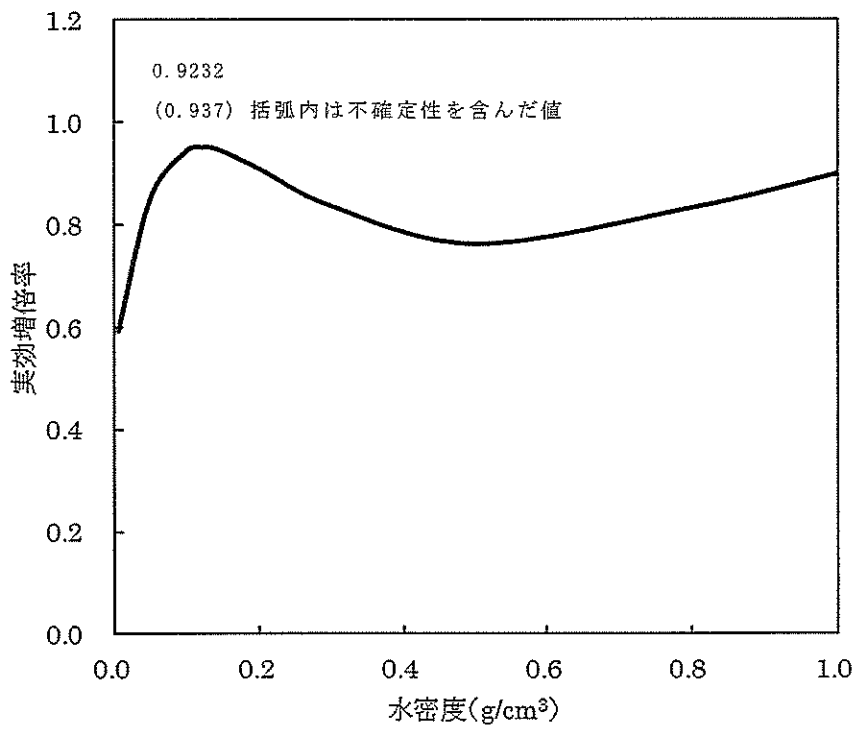
※2：中性子吸収効果を少なくするため下限値を使用

第2表 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価結果

	評価結果 ^{※3}
実効増倍率	0.9232 (0.937)

※3：不確定性を含まない。()内は不確定性を含む値。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第5図 実効増倍率と水密度の関係

大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価の考え方及び評価結果

2号炉の使用済燃料ピットで、大規模漏えい時の未臨界性評価において考慮すべき不確定性として考えられるのは、以下のとおりである。

- ① 大規模漏えいを想定した解析モデルに係る不確定性
- ② 臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）
- ③ 製作公差に基づく不確定性（ラック内での燃料体等が偏る効果を含む。）

上記のうち、「①大規模漏えいを想定した解析モデルに係る不確定性」として考えうる項目は、使用済燃料ピット内の水分雰囲気、ほう素濃度条件及び使用済燃料ピットの構造物条件が挙げられる。

使用済燃料ピット内の水分雰囲気については、蒸気条件の想定として、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g}/\text{cm}^3$ まで変化させ、使用済燃料ピット内の水は純水として評価し、残存しているほう素は考慮しない。また、上下部及び側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低水密度状態においても、十分な中性子反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である 300mm の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000mm のコンクリートとして評価する。側面も上部と同様に 300mm の水反射と仮定する。以上より、①に係る不確定性については、使用済燃料ピットで大規模漏えいを想定した際に現実的に生じうる状態を十分に包絡できる設定としている。

一方で、「②臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）」につ

いては、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した臨界実験に対して、ベンチマーク解析を実施し、臨界計算に考慮すべき平均誤差及び標準偏差を適切に評価し、不確定性として考慮する。

また、「③製作公差に基づく不確定性（ラック内での燃料体等が偏る効果を含む。）」については、燃料製作公差、ラック製作公差及びラック内での燃料体等の偏りについて考慮する。

上記より、2号炉の使用済燃料ピットで大規模漏えい時に考慮すべき不確定性は②、③に係る不確定性であり、これら进行评估した結果、不確定性の合計は第1表に示すとおり0.0137となる。

第1表 2号炉大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価結果
(水密度 0.10 g/cm³)

臨界計算上の不確定性評価項目			不確定性		
計算コードの不確定性	平均誤差		δk	0.0013 ^{*1}	
	95%信頼度×95%確率		ϵ_c	0.0104 ^{*2}	
			不確定性	入力値 ^{*3}	
製作公差に基づく不確定性	計算体系を第1図に示す。 ^{*4}	ラックの内のり公差	ϵ_w	0.0020	<input type="text"/>
		燃料製作公差	ϵ_r	0.0038	—
		燃料材直径	ϵ_d	(0.0016)	<input type="text"/>
		燃料材密度	ϵ_l	(0.0020)	<input type="text"/>
		被覆材内径	ϵ_{cr}	(0.0017)	<input type="text"/>
		被覆材外径	ϵ_{cd}	(0.0016)	<input type="text"/>
		燃料体外寸	ϵ_a	(0.0016)	<input type="text"/>
	計算体系を第2図に示す。	ラックの中心間距離公差	ϵ_p	0.0029 ^{*5}	<input type="text"/>
		ラック内燃料偏心	ϵ_f	0.0041 ^{*6}	—
統計誤差			σ	0.0004	
不確定性合計 ^{*7}			ϵ	0.0137	

※1：国際的に臨界実験データを評価収集している OECD/NEA による INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS に登録されている MOX 燃料(燃焼燃料を含む体系の評価においては、ウラン燃料又は燃焼燃料と同様にプルトニウムを含む MOX 燃料に対する不確定性のうち、評価結果が厳しくな

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

る MOX 燃料に対する不確定性を使用する。)に係る臨界実験を対象に SCALE システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の平均誤差。

※ 2 : 上記の臨界実験を対象に SCALE システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の不確かさ (95%信頼度×95%確率での信頼係数を考慮)。

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

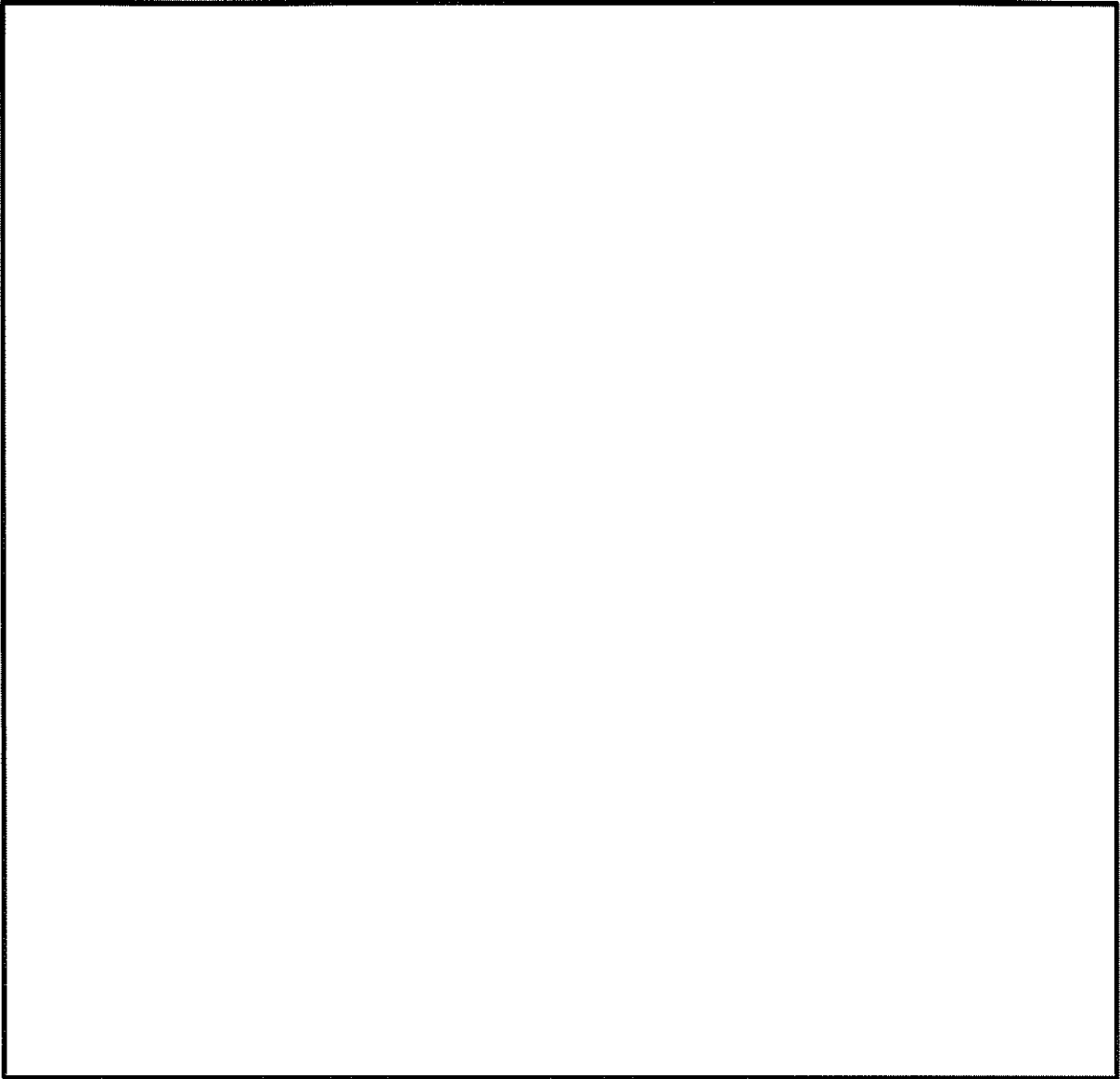
※ 4 :

※ 5 : 未臨界性評価にはラック間隔が を使用する。

※ 6 :

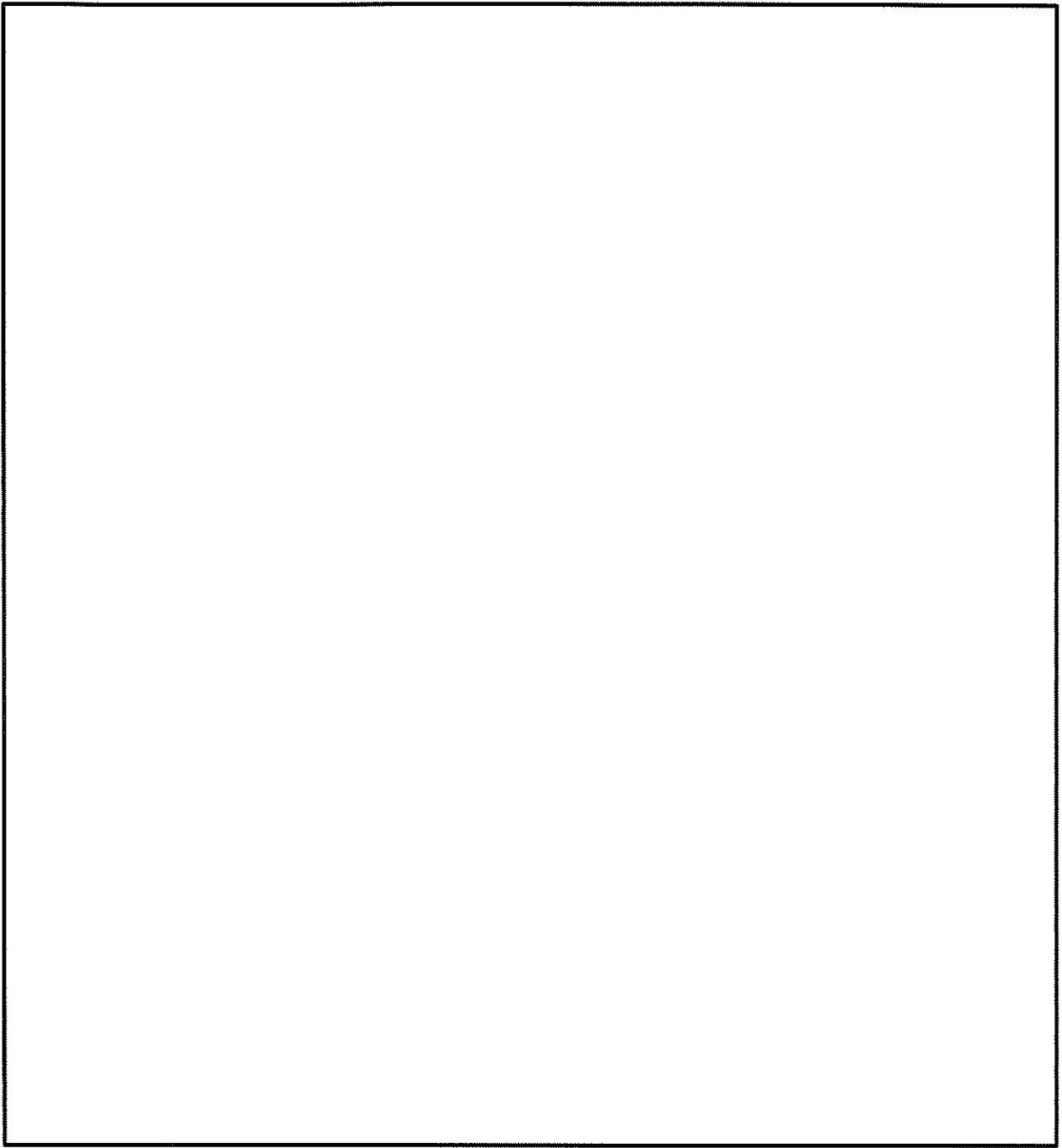
※ 7 :

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。



第1図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系（燃料体等部拡大）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。



第2図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

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

1. 想定事象

伊方発電所2号炉の使用済燃料ピットにおいて、冷却水が全て喪失した場合を想定する。ただし、使用済燃料ピットのある原子炉補助建家及び使用済燃料ピット壁面等の周囲構造物は健全であり、使用済燃料からの放射線を遮蔽する効果は維持されるとして、露出された使用済燃料からのスカイシャイン線による敷地境界上の評価地点における実効線量を評価する。

なお、使用済燃料からの直接線による実効線量については、使用済燃料ピット壁面及び地中の土砂により十分に遮蔽されていることから、無視することができる。

2. 評価条件

2.1 線源の条件

使用済燃料ピット冷却水が全喪失した場合の燃料集合体の健全性は維持されるものとし、使用済燃料集合体の線源強度をORIGEN2コードにて第1表の条件にて算出した。線源となる貯蔵中の使用済燃料は、燃焼履歴及び冷却年数を考慮する。

2.2 計算モデル

上部開口部以外における直接線の影響は無視できることから、鉛直上方向に放出されるガンマ線のスカイシャインによる影響について評価した。

スカイシャイン線の評価に当たっては、実績のあるSCATTERINGコードを使用した。

スカイシャイン計算モデルを第1図に示す。

使用済燃料ピット冷却水は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、放射線が散乱するオペレーションフロア（以下「O/F」という。）上部の範囲については原子炉補助建家等の遮蔽効果は考慮せず、放射線の散乱角が大きくなるよう、使用済燃料ピットの幅は対角線長さの寸法を用いるとともに、使用済燃料ピット中央の燃料集合体上端高さに点線源を配置した保守的なモデルとした。

2.3 評価地点

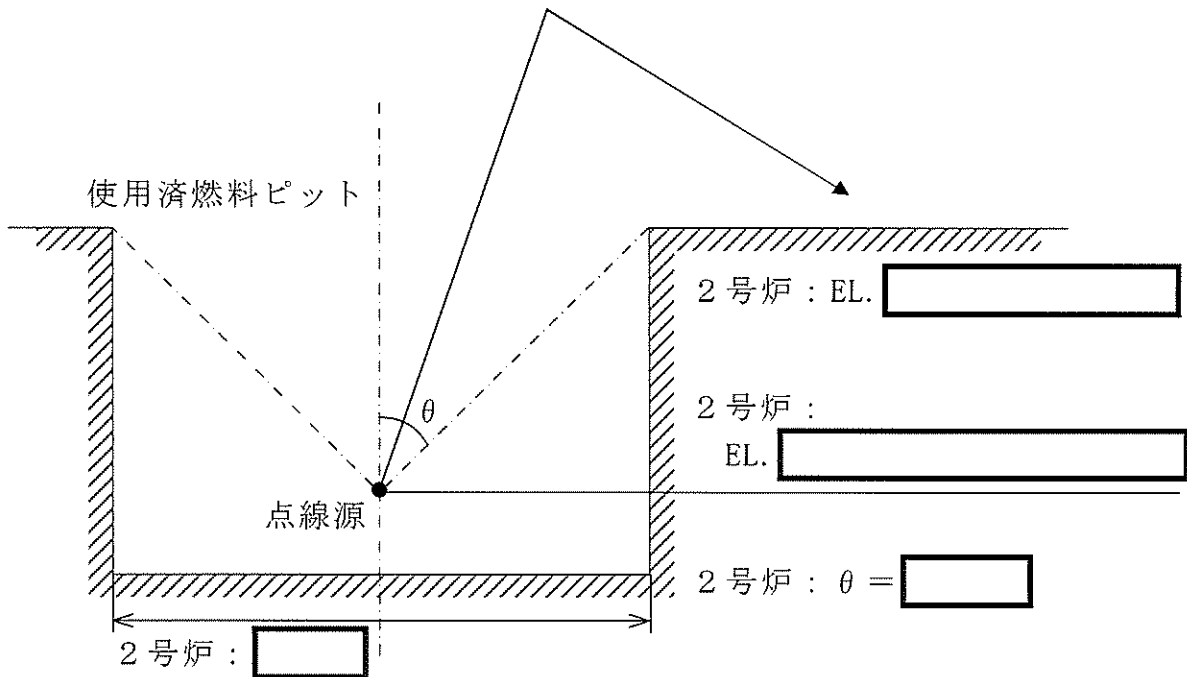
スカイシャイン線による実効線量の評価は、海側方位を除いた敷地境界上で、2号炉使用済燃料ピットからの距離がもっとも短く、実効線量が最大となる地点について実施する。第2表に評価地点の評価条件、第2図に評価地点の概略図を示す。

3. 使用済燃料ピットからのスカイシャイン線による実効線量評価結果

2号炉使用済燃料ピットの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料ピット冷却水が全て喪失した状態を想定して、敷地境界上の評価地点におけるスカイシャイン線による実効線量を評価した結果、 $3.9 \mu\text{Sv/h}$ であり、保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料ピットに注水する等の措置を講じる時間を十分確保できることから、周辺公衆の放射線被ばくへの影響は小さい。

第1表 線源強度の設定条件

条件	2号炉
燃料仕様	14×14型燃料
燃焼条件	~55GWd/t
冷却条件	5年冷却以上
貯蔵体数	316体



* : 0/F 上部の範囲の遮蔽は考慮しない。

第1図 評価モデル

第2表 評価地点の評価条件

評価点	評価点 EL.	距離
敷地境界評価地点	2号炉使用済燃料ピットから 170m	640m

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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

2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4月末現在）は第7.1.1表に示すとおり、約396億円である。

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、2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29年度末現在）は、約343億円である。

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4月末現在）

項目	見積額
施設解体費	約293億円
解体廃棄物処理処分費	約103億円
合計	約396億円

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

2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、本店及び伊方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査事項を規定する。また、廃止措置における保安の監督を行う者の任命に関する事項及びその職務を明確にし、その者に各職位の業務を総括的に監督させる。

こ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52年9月に伊方発電所1号炉の営業運転を開始して以来、計3基の原子力発電所の運転を41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及び保守における経験を活かすとともに、国内外における廃止措置の調査も踏まえ、廃止措置期間において適切な解体撤去、設備の維持管理、放射線管理等を安全に実施する。

3. 技術者の確保

平成30年9月1日現在における当社原子力関係の技術者は406名であり、このうち、原子炉主任技術者の有資格者は22名、核燃料取扱主任者の有

資格者は8名、第一種放射線取扱主任者の有資格者は77名である。

今後、廃止措置を適切に実施し、安全の確保を図るために必要な技術者及び有資格者を確保していく。

4. 技術者に対する教育・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社総合研修所、原子力保安研修所及び伊方発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練並びに機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社原子力保安研修所のほか、国内の原子力関係機関(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、株式会社原子力発電訓練センター等)において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努める。

廃止措置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、原子力発電所品質保証規程及び原子力発電所品質保証基準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。