

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

< 補足説明資料 >

令和 2 年 2 月

東北電力株式会社

目 次

01-DP-008(改 3)	維持管理対象設備について
01-DP-018(改 2)	1 号炉使用済燃料プール水全喪失時の評価について
01-DP-027(改 0)	評価体系に対する SCALE コードの適用性について
01-DP-029(改 2)	取放水路流路縮小工について

女川原子力発電所 1 号炉審査資料	
資料番号	01-DP-008(改3)
提出年月日	令和 2 年 2 月 13 日

女川原子力発電所 1 号発電用原子炉

維持管理対象設備について

令和 2 年 2 月

東北電力株式会社

目次

1.	はじめに	1
2.	維持管理対象設備	1
3.	維持機能及び維持管理対象設備の抽出	1
4.	維持期間	13
5.	運転中との機能・性能比較	15
6.	保守管理	19

1. はじめに

本資料は、女川原子力発電所1号炉の廃止措置計画認可申請書「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」に記載した維持管理対象設備及び維持管理対象設備の機能を維持する期間の記載の考え方について説明する。

2. 維持管理対象設備

原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可（以下「設置許可」という。）を受けた発電用原子炉施設は、廃止措置計画に基づき廃止措置を行い、廃止措置の終了した結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて原子力規制委員会の確認を受けたとき、設置許可の効力を失うこととなる。

このため、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」により許可された、設置許可に記載する発電用原子炉施設を廃止措置計画認可申請書本文四において廃止措置対象施設としている。

廃止措置対象施設のうち廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設を維持管理対象設備とする。具体的な考え方は「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」（以下「審査基準」という。）に詳細に記載されているため、これに基づき維持管理対象設備を抽出する。

なお、2号又は3号炉との共用設備は、2号又は3号炉の運転に必要な設備であるため、2号又は3号炉で管理する。このため、2号又は3号炉との共用設備は維持管理対象設備の範囲に含めない。

3. 維持機能及び維持管理対象設備の抽出

廃止措置計画認可申請書「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性能を維持すべき期間に関する説明書」に記載した維持管理対象設備は、上記2項の記載のとおり審査基準に基づき、設置許可された施設のうち、プラント運転中から廃止措置においても引き続き機能を維持する施設を対象としている。具体的には審査基準に基づき、廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設を廃止措置対象施設から抽出している。

以下に審査基準で必要とされる機能及び維持管理対象設備の考え方を示す。

(1) 建家・構築物

審査基準では、建家・構築物の放射性物質の外部への漏えいを防止するための障壁としての機能の維持管理が必要とされている。廃止措置では、放射性物質が管理されない状態で外部へ漏えいすることを防ぐ必要があるため、放射性物質の外部への「放射性物質漏えい防止機能」を有する設備を維持管理対象とする。なお、事故時における非常用ガス処理系による気密性は除く。

また、審査基準では、建家・構築物の放射性遮蔽体としての機能の維持管理が必要とされている。廃止措置では、周辺公衆及び放射線業務従事者の受ける被ばくを低くするため、「放射線遮蔽機能」を有する設備を維持管理対象とする。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備
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。)	原子炉建家
放射性物質漏えい防止機能	放射性廃棄物処理建家 タービン建家 制御建家
放射線遮蔽機能	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 放射性廃棄物処理建家 タービン建家 制御建家

(2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

審査基準では、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の各々について所要の性能を維持管理することが必要とされている。

a. 核燃料物質取扱設備

核燃料物質取扱設備の所要の性能とは、設置許可申請書本文「5. ニ (イ) 核燃料物質取扱設備の構造」に示す機能を満足することである。この機能は、具体的には、「燃料取扱機能」、「臨界防止機能」及び「燃料落下防止機能」である。廃止措置では、新燃料及び使用済燃料を1号炉から搬出する際に安全に取り扱う必要があることから、これらの機能を有する設備を維持管理する。なお、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。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備
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。）	燃料交換機（1号炉原子炉建家内）
燃料取扱機能 臨界防止機能 燃料落下防止機能	原子炉建家クレーン（1号炉原子炉建家内）
燃料取扱機能	キャスク洗浄ピット（1号炉原子炉建家内）

b. 核燃料物質貯蔵設備

核燃料物質貯蔵設備の所要の性能とは、設置許可申請書本文「5.ニ（ロ）核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力」に示す機能を満足することである。この機能は、具体的には、「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」、「冷却浄化機能」及び「使用済燃料プール水補給機能」である。廃止措置では、新燃料及び使用済燃料を1号炉から搬出するまで貯蔵する必要があることから、これらの機能を有する設備を維持管理する。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備		
臨界防止機能	新燃料貯蔵庫（新燃料貯蔵ラックを含む。）		
放射線遮蔽機能 水位監視機能 漏えい監視機能	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。）	
冷却浄化機能		使用済燃料 プール冷却 浄化系	ろ過脱塩装置 ポンプ 熱交換器
使用済燃料プール 水補給機能			復水貯蔵タンク（補給水ラインを含む。）

(3) 放射性廃棄物の廃棄施設

審査基準では、放射性廃棄物の廃棄施設については、適切に維持管理することが必要とされている。

a. 気体廃棄物の廃棄設備

気体廃棄物の廃棄設備の機能は、気体状の放射性廃棄物进行处理する「放射性廃棄物処理機能」である。廃止措置では、放射性気体廃棄物进行处理することから、「放射性廃棄物処理機能」を有する設備を維持管理する。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備
放射性廃棄物処理機能	排気筒

b. 液体廃棄物の廃棄設備

液体廃棄物の廃棄設備の機能は、液体状の放射性廃棄物进行处理する「放射性廃棄物処理機能」である。廃止措置期間中に発生する放射性

液体廃棄物は、廃液の性状に応じた設備で処理し、放射性物質の濃度を低減して環境へ放出する。このため性状に応じた処理機能を有する設備を維持管理する。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備	
放射性廃棄物処理機能	機器ドレン処理系	廃液収集タンク 廃液サンプルタンク 廃液サージタンク 清水タンク クラッド除去装置 ろ過装置 脱塩装置
	床ドレン処理系	床ドレン収集タンク 床ドレンサンプルタンク 床ドレン調整タンク 蒸発濃縮装置 脱塩装置
	再生廃液処理系	廃液中和タンク 蒸発濃縮装置
	復水器冷却水排水路	

c. 固体廃棄物の廃棄設備

固体廃棄物の廃棄設備の機能は、固体状の放射性廃棄物を処理及び貯蔵する「放射性廃棄物処理機能」及び「放射性廃棄物貯蔵機能」である。廃止措置期間中も放射性固体廃棄物を処理及び貯蔵することが必要とされている。ただし、放射性廃棄物処理機能であるセメント固化式固化装置（1，2号炉共用）、プラスチック固化式固化装置（1，2号炉共用）及び固体廃棄物焼却設備（1，2，3号炉共用）につい

ては、機能を維持管理する必要があるが、これらの設備は2号又は2号及び3号炉との共用設備であり、2号又は3号炉にて維持管理することから、1号炉にて維持管理する設備から除き、放射性廃棄物貯蔵機能を有する設備を維持管理する。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備
放射性廃棄物貯蔵機能	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 クラッド受タンク 復水系逆洗受タンク

(4) 放射線管理施設

審査基準では、原子炉施設内外の放射線監視、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に係る設備について適切に維持管理することが必要とされている。

a. 原子炉施設内外の放射線監視

原子炉施設内外の放射線監視の機能は、原子炉施設内外における放射線を監視する「放射線監視機能」である。廃止措置では、原子炉施設内の放射線を管理するため、原子炉施設内の放射線を監視する機能を有する設備を維持管理する。

(a) エリア・モニタ

エリア・モニタについては、「原子力発電所放射線モニタリング指針（J E A G 4606-2003）」で示された観点のうち、パトロール、作業等で人が立ち入る代表的なエリア又は運転操作等により放射線レベルが変動する可能性のある場所のエリア・モニタを維持管理する。具

体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備
放射線監視機能	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）

(b) プロセス・モニタ

原子炉を運転しないため，主蒸気管放射線モニタ，空気抽出器排ガスモニタ等は不要となるが，管理区域で使用した補機冷却水の海水側への漏えいを監視することが必要なためプロセス・モニタを維持管理する。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備
放射線監視機能	プロセス・モニタ（残留熱除去系の熱交換器出口（海水側））

b. 環境への放射性物質の放出管理

環境への放射性物質の放出管理の機能は，環境（施設外）へ放出する放射性物質を確認する「放射線監視機能」及び「放出管理機能」である。廃止措置では，放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を環境へ放出する。このため，これらの機能を有する設備を維持管理する。ただし，排水モニタ（1，2号炉共用）及び排水のサンプリング・モニタ（1，2号炉共用）については，機能を維持管理する必要があるが，これらの設備は2号炉との共用設備であり，2号炉にて維持管理することから，1号炉にて維持管理する設備から除く。具体的な維持管理対象設備は以下のとおり。

維持機能	維持管理対象設備
放射線監視機能 放出管理機能	排気筒モニタ

c. 管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理

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機能は、放射線業務従事者個人の被ばく及び汚染の確認並びにエリア内の空気中の放射性物質濃度を確認する「放射線監視機能」及び「放射線管理機能」である。廃止措置では管理区域内で作業を行うため、これらの機能を有する設備を維持管理する必要があるが、これらの設備は全て2号炉との共用設備であり、2号炉にて維持管理することから、1号炉にて管理すべき維持管理対象設備はない。

(5) 解体中に必要なその他の施設

審査基準では、解体中に必要なその他の施設として、換気設備、非常用電源設備及びその他安全確保上必要な設備の維持管理が必要とされている。

各々の維持管理対象設備は以下のとおり。

a. 換気設備

審査基準では、核燃料の貯蔵管理及び放射性廃棄物の処理に伴い必要な場合、放射線業務従事者の被ばく低減化のため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に換気設備を維持管理することが必要とされている。

廃止措置では、核燃料の貯蔵管理及び搬出作業、施設内で発生する放射性廃棄物の処理、放射性粉じんの発生の可能性がある解体作業等において、空気浄化が必要となる可能性がある。このため「換気機能」

を有する換気設備を維持管理する。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備	
換気機能	原子炉建家常用換気系	給気ファン
		排気ファン
		フィルタ
	放射性廃棄物処理建家換気系	給気ファン
		排気ファン
		フィルタ
	タービン建家換気系	給気ファン
		排気ファン
		フィルタ
	制御建家換気系	給気ファン
		排気ファン
		フィルタ

b. 非常用電源設備

審査基準では、商用電源が喪失した際、解体中の原子炉施設の安全確保上必要な場合には、適切な容量の電源設備を確保し、維持管理することが必要とされている。

使用済燃料を使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している間は、使用済燃料の冷却が必要であり、安全確保上、商用電源を喪失した際においても冷却を行う必要がある。このため、商用電源を喪失した際に使用済燃料貯蔵設備の冷却のために必要な「電源供給機能」を有する設備を維持管理する。なお、ディーゼル発電機の自動起動及び自動給電機能は除く。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備
電源供給機能（自動起動及び自動給電機能は除く。）	ディーゼル発電機
電源供給機能	蓄電池

c. その他の安全確保上必要な設備

審査基準では、その他の安全確保上必要な設備（原子炉補助設備、照明設備等）の維持管理が必要とされている。

b. で記載したとおり、廃止措置の安全確保上、使用済燃料を冷却することが必要であるため、使用済燃料貯蔵設備の冷却に必要な「補機冷却機能」を有する設備を維持管理する。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備	
補機冷却機能	原子炉補機冷却系	熱交換器 冷却水ポンプ 海水ポンプ
	非常用補機冷却系	海水ポンプ

また、商用電源の電源喪失時においても作業者が1号炉内から安全に避難できるよう「照明機能」を有する設備を維持管理する。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備
照明機能	非常用照明設備

(6) 検査・校正

維持管理対象設備に対する検査・校正については、原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に管理の方法を定め、実施する。

(7) その他の安全対策

審査基準では、その他の安全対策の措置を講じることが必要とされている。その他の安全対策を以下に示す。

a. 管理区域の区分，立入制限及び保安のために必要な措置

管理区域は、放射線被ばく等の可能性の程度に応じてこれを適切に区分し、保安のための措置を講ずるとともに、放射線業務従事者の不必要な被ばくを防止するため、これらの区域に対する立入りを制限する措置を講じる。これら管理区域の区分，立入制限及び保安のために必要な措置については、原子炉運転中と同様に、保安規定に定め、実施する。

b. 原子炉施設からの放出の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

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「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」に定める値を超えないように管理する。また、放出される放射性物質について放出管理目標値を定めるとともに、放射性物質濃度の測定を行い、これを超えないように努める。

放射性廃棄物の放出に当たっては、異常がないことの確認に資するため、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。これら廃止措置対象設備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については、原子炉運転中と同様に、保安規定に定め、実施する。

c. 原子炉施設への第三者の不法な接近を防止する措置

原子炉施設への第三者の不法な接近を防止するため、境界に柵または標識を設ける等の方法によって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。

d. 火災防護

審査基準では、火災の防護設備を維持管理することを必要としている。

廃止措置では、火気作業や可燃物を取り扱うことから「消火機能」を有する設備を維持管理する。具体的な維持管理対象設備は次の表のとおり。

維持機能	維持管理対象設備
消火機能	消火栓 移動形消火器

また、審査基準では、可燃性物質が保管される場所にあつては、火災が生ずることのないよう適切な防護措置を講じることが必要とされている。このため、火災防護のための措置を定め、実施する。

4. 維持期間

廃止措置期間中に維持すべき機能の維持期間については、廃止措置期間全体を見通して以下の考え方にに基づき設定する。

(1) 建家・構築物

原子炉建家、放射性廃棄物処理建家、タービン建家及び制御建家の「放射性物質漏えい防止機能」は、それぞれの管理区域を解除するまで維持する。

原子炉容器の外側のしゃへい壁、ドライウェル外周の壁及び原子炉建家外壁の「放射線遮蔽機能」は、炉心支持構造物等の解体が完了するまで維持する。

また、放射性廃棄物処理建家、タービン建家及び制御建家の「放射線遮蔽機能」は、それぞれの管理区域を解除するまで維持する。

(2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

a. 核燃料物質取扱設備

新燃料及び使用済燃料を取り扱うために必要な「燃料取扱機能」、「臨界防止機能」及び「燃料落下防止機能」は、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維持する。

b. 核燃料物質貯蔵設備

新燃料の貯蔵に必要な新燃料貯蔵庫の「臨界防止機能」は、1号炉に貯蔵している新燃料の搬出が完了するまで維持する。

新燃料及び使用済燃料の貯蔵に必要な使用済燃料プールの「臨界防止機能」は、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維持する。

また、使用済燃料の貯蔵に必要な使用済燃料貯蔵設備の「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」は、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維持する。

(3) 放射性廃棄物の廃棄施設

a. 気体廃棄物の廃棄設備

放射性気体廃棄物の廃棄のために必要な「放射性廃棄物処理機能」は、放射性気体廃棄物の処理が完了するまで維持する。

b. 液体廃棄物の廃棄設備

放射性液体廃棄物の廃棄のために必要な「放射性廃棄物処理機能」は、それぞれの放射性液体廃棄物の処理が完了するまで維持する。

c. 固体廃棄物の廃棄設備

放射性固体廃棄物の廃棄のために必要な「放射性廃棄物貯蔵機能」は、それぞれの放射性固体廃棄物の処理が完了するまで維持する。

(4) 放射線管理施設

a. 原子炉施設内外の放射線監視

エリア・モニタ及びプロセス・モニタの「放射線監視機能」は、関連する設備の供用が終了するまで維持する。

b. 環境への放射性物質の放出管理

排気筒モニタの「放射線監視機能」及び「放出管理機能」は、放射性気体廃棄物の処理が完了するまで維持する。

(5) 解体中に必要なその他の施設

a. 換気設備

管理区域内の空気を浄化し、換気する「換気機能」は、各建家の管理区域を解除するまで維持する。

b. 非常用電源設備

商用電源喪失時に安全確保上必要な「電源供給機能」は、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維持する。

c. その他安全確保上必要な設備

使用済燃料貯蔵設備及びディーゼル発電機の冷却に必要な「補機冷却機能」は、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維持する。

また、商用電源喪失時に作業者の安全確保のために必要な「照明機能」は、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維持する。

(6) 火災防護

消火設備の「消火機能」は、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維持する。

5. 運転中との機能・性能比較

維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較を表-1に示す。プラント運転中と廃止措置期間中との主な相違点は以下のとおり。

なお、廃止措置期間中の維持管理対象設備については、表-1 に示した廃止措置中の機能に係る運転中と同様の性能を維持する。

(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については、新燃料及び使用済燃料を使用済燃料プールから搬出するため、運転中と同様に、核燃料物質を安全に取り扱う機能を維持するが、炉心から全燃料が取り出され、再装荷しないことから、炉心内及び炉心と燃料プールとの間での燃料取扱機能は維持しない。

核燃料物質貯蔵設備については、現在使用済燃料プールに貯蔵している新燃料及び使用済燃料を貯蔵する機能を維持する。しかし、廃止措置段階では燃料取替による新たな使用済燃料は発生しないこと及び貯蔵されている使用済燃料は十分冷えており、設備の故障時に時間的余裕があることから、使用済燃料プール冷却浄化系の冷却浄化機能維持に必要な台数は1系統（ろ過脱塩装置1台、ポンプ1台、熱交換器1基）となる。

(2) 放射性廃棄物の廃棄施設

液体廃棄物の廃棄施設については、運転中と同様に、放射性液体廃棄物を処理する機能を維持するが、廃止措置段階において、機器ドレン処理系は、機器故障時には放射性液体廃棄物の処理を制限する等、復旧するまでの時間的余裕があることから、廃液サンプルタンク、クラッド除去装置、ろ過装置、各2基のうち処理に必要な各1基を維持する。

床ドレン処理系については、機器故障時には放射性液体廃棄物の処理を制限する等、復旧するまでの時間的余裕があることから、床ドレン収集タンク、床ドレンサンプルタンク、各2基のうち処理に必要な各1基を維持する。

再生廃液処理系については、廃止措置段階では、機器故障時には放射性液体廃棄物の処理を制限する等、復旧するまでの時間的余裕があることから、廃液中和タンク2基のうち処理に必要な1基を維持する。

固体廃棄物の廃棄設備については、廃止措置段階では、運転中の廃棄物

を内包し、廃止措置中も管理を維持するため、復水浄化系沈降分離槽 6 基のうち処理に必要な 4 基を維持する。

(3) 放射線管理施設

排気筒モニタについては、運転中と同様に放射線監視機能及び放出管理機能を維持するが、多重性は必要ないことから、2 台のうち環境へ放出する放射性物質の監視に必要な 1 台を維持する。

(4) 原子炉格納施設

原子炉建家については、放射性物質の外部への漏えいを防止するための障壁としての機能は維持するが、廃止措置段階では原子炉の運転を行わないこと及び燃料落下事故時において非常用ガス処理系を用いなくても環境に与える影響は小さいと評価しているため、事故時における非常用ガス処理系を用いた原子炉建家の気密性に係る機能の維持はしない。

原子炉建家常用換気系については、原子炉建物の換気を行う機能を維持するが、原子炉建家常用換気系給気ファン 2 台のうち 1 台は運転中から予備であり、廃止措置段階では設備故障時に立ち入りを制限する等、復旧するまでの時間的余裕が十分あることから、予備機は不要であり、2 台のうち 1 台を維持する。原子炉建家換常用気系排気ファン 4 台のうち 2 台は運転中から予備であり、給気ファンと同様予備機は不要であり 2 台のうち 1 台を維持する。フィルタは、4 個のうち 1 個が運転中から予備であることから、3 個を維持する。

(5) 非常用電源設備

非常用電源設備のうちディーゼル発電機については、運転中と同様に電源供給機能を維持するが、廃止措置段階では原子炉が停止しており、外部電源喪失時に原子炉を安全に停止するための機器、工学的安全施設へ電源を供給する必要はなく、また、ディーゼル発電機から電力を供給する維持管理対象設備に多重性は必要ないため、2 台のうち廃止措置における電源供給に必要な 1 台を維持する。また、貯蔵されている使用済燃料は十

分冷却されており，使用済燃料プール冷却浄化系への電源供給についても時間的余裕が十分にあるため自動起動及び自動給電機能は維持しない。

蓄電池については，商用電源を喪失した際に必要な電源供給機能を維持するが，廃止措置段階ではプラントが停止しているため，原子炉隔離時冷却系等の非常用動力負荷等に電力を供給する必要はない。また，蓄電池から電源を供給する維持管理対象設備に多重性は必要ないため，2組のうち廃止措置における電源供給に必要な1組を維持する。

(6) 原子炉補助設備

原子炉補機冷却系（熱交換器，冷却水ポンプ，海水ポンプ）については，運転中と同様に冷却機能を維持するが，廃止措置期間中においては，事故時等に原子炉を安全に停止するための機器を冷却する必要はなく，また，海水又は冷却水を供給する維持管理対象設備に多重性は必要ないため，熱交換器4基のうち1基，冷却水ポンプ3台のうち1台，海水ポンプ3台のうち1台を維持する。

非常用補機冷却系海水ポンプについては，ディーゼル発電機運転時に，ディーゼル発電機1台あたり，1台の海水ポンプを運転，1台を予備とし，ディーゼル発電機を冷却している。ディーゼル発電機は，廃止措置段階では原子炉の運転を行わないこと及び貯蔵されている使用済燃料は十分冷えていることから，機能維持に必要な台数は1台となる。このため海水ポンプは，4台のうち1台を維持する。

貯蔵している使用済燃料は十分冷えており，使用済燃料プール等の冷却についても時間的余裕が十分あるため，原子炉補機冷却系冷却水ポンプ等及び非常用補機冷却系海水ポンプの自動起動は維持しない。

(7) 発電所補助設備

換気機能を有する換気設備について，運転中と同様に換気機能を維持する。放射性廃棄物処理建家換気系については，放射性廃棄物処理建家換気系給気ファン4台のうち2台は運転中から予備であり，廃止措置段階

では設備故障時に立ち入りを制限する等，復旧するまでの時間的余裕が十分あることから，予備機は不要であり，4台のうち2台を維持する。放射性廃棄物処理建家換気系排気ファン2台のうち1台は運転中から予備であり，給気ファンと同様予備機は不要であり2台のうち1台を維持する。フィルタは，6個のうち2個が運転中から予備であることから，4個を維持する。

タービン建家換気系については，タービン建家換気系給気ファン2台のうち1台は運転中から予備であり，廃止措置段階では設備故障時に立ち入りを制限する等，復旧するまでの時間的余裕が十分あることから，予備機は不要であり，2台のうち1台を維持する。タービン建家換気系排気ファン4台のうち2台は運転中から予備であり，給気ファンと同様予備機は不要であり4台のうち2台を維持する。フィルタは，4個のうち1個が運転中から予備であることから，3個を維持する。

制御建家換気系については，制御建家換気系給気ファン2台のうち1台は運転中から予備であり，廃止措置段階では設備故障時に立ち入りを制限する等，復旧するまでの時間的余裕が十分あることから，予備機は不要であり，2台のうち1台を維持する。制御建家換気系排気ファン2台のうち1台は運転中から予備であり，給気ファンと同様予備機は不要であり2台のうち1台を維持する。フィルタは，3個のうち1個が運転中から予備であることから，2個を維持する。

6. 保守管理

維持管理対象設備は，保安規定において維持管理対象設備の保守管理に係る具体的事項を定め，保安活動を実施する。

表-1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較 (1 / 11)

施設区分		維持管理対象設備				機能・性能				備考
		設備等の区分	設備(建家)名称	運転中		廃止措置中				
機能	設置台数			長期停止中の必要台数	機能	維持台数※1				
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 ドライウエル外周の壁 原子炉建家外壁	<放射線遮蔽機能> 周辺公衆及び放射線作業従事者の受け る被ばく線量を低減するための機能	1式	1式	<放射線遮蔽機能> 周辺公衆及び放射線作業従事者の受 ける被ばく線量を低減するための機 能	1式	●運転中との差異なし		
			<燃料取扱機能> <臨界防止機能> <燃料落下防止機能>	1式	1式	<燃料取扱機能> <臨界防止機能> <燃料落下防止機能>	1式			
			<燃料取扱機能> <臨界防止機能> <燃料落下防止機能> 炉心燃料の取替,新燃料受入,使用済燃 料の搬出作業等において,核燃料物質 を安全に取り扱う機能	1式	1式	<燃料取扱機能> <臨界防止機能> <燃料落下防止機能> 新燃料及び使用済燃料搬出作業にお いて,核燃料物質を安全に取り扱う機 能	1式			
核燃料 物質取 扱施設 貯蔵設 施	核燃料 物質取 扱設備	燃料交換機(1号炉原子炉建家 内) 原子炉建家クレーン(1号炉原 子炉建家内) キャスク洗浄ピット(1号炉原 子炉建家内)	<燃料取扱機能> <臨界防止機能> <燃料落下防止機能>	1台	1台	<燃料取扱機能> <臨界防止機能> <燃料落下防止機能>	1台	●取囲の縮小 炉心から全燃料が取り出され,再装荷しないこ とから,炉心内及び炉心と燃料プールとの間での 燃料取扱機能は維持しない。		
			<燃料取扱機能> 使用済燃料輸送容器の除染を行う機能	1台	1台	<燃料取扱機能> 使用済燃料輸送容器の除染を行う機 能	1台			
			<臨界防止機能> 新燃料を新燃料貯蔵ラックに貯蔵し, 適切な燃料間距離を保持することに より臨界を防止する機能	1式	1式	<臨界防止機能> 新燃料を新燃料貯蔵ラックに貯蔵し, 適切な燃料間距離を保持することに より臨界を防止する機能	1式			
核燃料 物質貯 蔵設備	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。)	<燃料取扱機能> 使用済燃料輸送容器の除染を行う機能	1式	1式	<燃料取扱機能> 使用済燃料輸送容器の除染を行う機 能	1式	●運転中との差異なし		
			<臨界防止機能> 新燃料を新燃料貯蔵ラックに貯蔵し, 適切な燃料間距離を保持することに より臨界を防止する機能	1式	1式	<臨界防止機能> 新燃料を新燃料貯蔵ラックに貯蔵し, 適切な燃料間距離を保持することに より臨界を防止する機能	1式			

※1:維持台数以上の台数を供用する場合,施設定期検査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。

表-1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較 (2 / 11)

維持管理対象設備		機能・性能					備考	
施設区分	設備等の区分	設備(建家)名称	運転中		廃止措置中			
			機能	設置台数	長期停止中の必要台数	機能	維持台数 ※1	
核燃料取扱施設及び貯蔵施設	核燃料貯蔵設備	使用済燃料プール(貯蔵ラック並びに燃料プール水位及び燃料プールの漏えいを監視する設備を含む。)	<p><臨界防止機能> 新燃料及び使用済燃料を使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵し、適切な燃料間距離を保持することにより臨界を防止する機能</p> <p><放射線遮蔽機能> 使用済燃料プールの水位を適切に保ち、使用済燃料からの放射線を遮蔽する機能</p> <p><水位監視機能> <漏えい監視機能> 使用済燃料プールの水位及び温度を適切に保ち、使用済燃料の健全性を確保する機能</p>	1式	1式	<p><臨界防止機能> 新燃料及び使用済燃料を使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵し、適切な燃料間距離を保持することにより臨界を防止する機能</p> <p><放射線遮蔽機能> 使用済燃料プールの水位を適切に保ち、使用済燃料からの放射線を遮蔽する機能</p> <p><水位監視機能> <漏えい監視機能> 使用済燃料プールの水位及び温度を適切に保ち、使用済燃料の健全性を確保する機能</p>	1式	<p>●運転中との差異なし</p>
			<p>ろ過脱塩装置</p> <p>ポンプ</p> <p>熱交換器</p>	2台	1台	<p><冷却浄化機能> 使用済燃料プールの水位及び温度を適切に保ち、使用済燃料の健全性を確保する機能</p>	1台	
		使用済燃料プール冷却浄化系	2台	1台	2基	<p><使用済燃料プール水補給機能> 原子炉冷却材、使用済燃料プール水を補給するための水源</p>	1基	

※1：維持台数以上の台数を供用する場合、施設定期検査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。

表 1-1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較 (3 / 11)

維持管理対象設備		機能・性能						
		運転中			廃止措置中			
		設備 (建家) 名称	機能	設置 台数	長期 停止 中の 必要 台数	機能	維持 台数 ※1	
放射 性 廃 棄 物 の 廃 棄 施 設	気 体 廃 棄 物 の 廃 棄 設 備	排気筒	<放射性廃棄物処理機能> 放射性気体廃棄物を処理する機能	1基	1基	<放射性廃棄物処理機能> 放射性気体廃棄物を処理する機能	1基	●運転中との差異なし 原子炉は停止しており、復水器から発生する放射 性気体廃棄物の処理機能は不要
		機器ドレ ン処理系	廃液収集タンク 廃液サンプル タンク 廃液サージタン ク 清水タンク ク ラッド除去装 置 ろ過装置 脱塩装置	1基 2基 1基 1基 2基 2基 1基	1基 2基 1基 1基 2基 2基 1基	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	1基 1基 1基 1基 1基 1基 1基	
	床ドレン 処理系	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	2基 2基 1基 1基 1基	2基 2基 1基 1基 1基	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	1基 1基 1基 1基 1基	●台数の低減 廃止措置段階では、機器故障時には放射性液体 廃棄物の処理を制限する等、復旧するまでの時間 的余裕があることから、床ドレン収集タンク、床 ドレンサンプルタンク各2基のうち処理に必要 な各1基を維持する。	
	床ドレン 収集 タンク	床ドレン収集 タンク	2基	2基	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	1基		
	床ドレン サン プ ル タン ク	床ドレンサン プ ル タン ク	2基	2基	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	1基		
	床ドレン 調 整 タ ン ク	床ドレン調 整 タ ン ク	1基	1基	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	1基		
	蒸 発 濃 縮 装 置	蒸 発 濃 縮 装 置	1基	1基	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	1基		
	脱 塩 装 置	脱 塩 装 置	1基	1基	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	1基		

※1：維持台数以上の台数を供用する場合、施設定期検査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。

表-1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較 (4 / 1 1)

維持管理対象設備		機能・性能						備考	
		運転中			廃止措置中				
施設区分	設備等の区分	設備(建家)名称	機能	設置台数	長期停止中の必要台数	機能	維持台数※1		
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備	再生廃液処理系	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	2基	2基	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	1基	●台数の低減 廃止措置段階では、機器故障時には放射性液体廃棄物の処理を制限する等、復旧するまでの時間的余裕があることから、廃液中和タンク2基のうち処理に必要な1基を維持する。	
		廃液中和タンク		1基	1基		1基		
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	復水器冷却水排水路	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	1式	1式	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	1式	●運転中との差異なし	
		濃縮廃液貯蔵タンク(床ドレン・再生廃液)		2基	2基		2基		2基
		使用済樹脂貯蔵タンク		2基	2基		2基		2基
		原子炉浄化系沈降分離槽		2基	2基		2基		2基
		復水浄化系沈降分離槽		6基	4基		4基		4基
		クラッド受タンク		1基	1基		1基		1基
		復水系逆洗受タンク		1基	1基		1基		1基
		濃縮廃液貯蔵タンク(床ドレン・再生廃液)		2基	2基		2基		2基
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備	再生廃液処理系	<放射性廃棄物処理機能> 放射性液体廃棄物を処理する機能	2基	2基	<放射性廃棄物貯蔵機能> 放射性固体廃棄物を貯蔵する機能	2基	●台数の低減 廃止措置段階では、運転中の廃棄物を内包し、廃止措置中も管理を維持するため、復水浄化系沈降分離槽6基のうち処理に必要な4基を維持する。	
		廃液中和タンク		1基	1基		1基		1基

※1：維持台数以上の台数を供用する場合、施設定期検査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。

表-1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較 (5 / 11)

施設区分	維持管理対象設備		機能・性能				備考
	設備等の区分	設備(建家)名称	運転中		廃止措置中		
			機能	設置台数	長期停止中の必要台数	機能	
放射線管理施設	屋内管理の主要な設備	エア・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)	<放射線監視機能> 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の空間線量率を監視する機能	13個	13個	<放射線監視機能> 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の空間線量率を監視する機能	●運転中との差異なし
		プロセス・モニタ(残留熱除去系の「熱交換器出口(海水側)」)	<放射線監視機能> 残留熱除去系の「熱交換器出口(海水側)」の海水中の線量率を監視する機能	2個	2個	<放射線監視機能> 残留熱除去系の「熱交換器出口(海水側)」の海水中の線量率を監視する機能	●運転中との差異なし
	屋外管理の主要な設備	排気筒モニタ	<放射線監視機能> <放出管理機能> 環境へ放出する放射性物質を監視及び管理放出する機能	2個	1個	<放射線監視機能> <放出管理機能> 環境へ放出する放射性物質を監視及び管理放出する機能	●台数の低減 多重性は必要ないことから, 2台のうち環境へ放出する放射性物質の監視に必要な1台を維持する。

※1: 維持台数以上の台数を供用する場合, 施設定期検査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。

表一1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較 (6 / 11)

維持管理対象設備		機能・性能							
施設区分	設備等の区分	設備(建家)名称	運転中		廃止措置中		備考		
			機能	設置台数	長期停止中の必要台数	機能		維持台数※1	
原子炉格納施設	その他 の主要な事項	原子炉建家	<放射性物質漏えい防止機能> <気密機能> 内部を負圧に保つことにより、格納容器より、放射性物質の漏えいがあってもこれが発電所周辺に直接飛散されることを防止する機能	1式	1式	<放射性物質漏えい防止機能> 外部へ放射性物質が漏えいすることを防止する機能	1式	●気密性に係る機能不要 放射性物質の外部への漏えいを防止するための障壁としての機能は維持するが、廃止措置段階では原子炉の運転を行わないこと及び燃料落下事故時において非常用ガス処理系を用いなくても環境に与える影響は小さいと評価しているため、事故時における非常用ガス処理系を用いた原子炉建家の気密性に係る機能の維持はしない。	
			<換気機能> 原子炉建物の換気を行う機能	2台	1台	<換気機能> 原子炉建物の換気を行う機能	1台		●台数の低減 原子炉建家常用換気系給気ファン2台のうち1台は運転中から予備であり、廃止措置段階では設備故障時に立ち入りを制限する等、復旧するまでの時間的余裕が十分あることから、予備機は不要であり、2台のうち1台を維持する。 原子炉建家換気系排気ファン4台のうち2台は運転中から予備であり、給気ファンと同様予備機は不要であり2台のうち1台を維持する。 フィルタは、4個のうち1個が運転中から予備であることから、3個を維持する。
			給気ファン 排気ファン フィルタ	4台 4個 4個	2台 2台 3個		2台 3個		

※1: 維持台数以上の台数を供用する場合、施設定期検査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。

表一1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較（7 / 11）

維持管理対象設備		機能・性能				備考	
施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称	運転中		廃止措置中		
			機能	設置台数	長期停止中の必要台数		機能
その他原子炉の付属施設	非常用電源設備	ディーゼル発電機	<p><電源供給機能></p> <p><即時電源供給機能></p> <p><多重性></p> <p>外部電源停電時に発電所を安全に停止するために必要な補機を運転するのに必要な電力を供給する機能</p>	2台	2台	<p><電源供給機能></p> <p>商用電源を喪失した際に使用済燃料貯蔵設備の冷却のために必要な電源供給機能</p>	<p>●台数の低減他</p> <p>ディーゼル発電機は、外部電源が喪失した場合に発電所を安全に停止するために必要な電源を供給し、更に工学的な安全施設作動のための電源を供給できるよう、1台当たり設備容量約5,625kVAである。</p> <p>廃止措置段階では原子炉が停止しており、外部電源喪失時に原子炉を安全に停止するための機器、工学的な安全施設へ電力を供給する必要がある、ディーゼル発電機負荷は約2,300kVAで十分余裕がある。</p> <p>供給先：原子炉補機冷却系冷却水ポンプ、海水ポンプ、使用済燃料プール冷却浄化系ポンプ等</p> <p>ディーゼル発電機から電力を供給する維持管理対象設備に多重性は必要ないため、2台のうち廃止措置における電源供給に必要な1台を維持する。</p> <p>また、貯蔵されている使用済燃料は十分冷却されており、使用済燃料プール冷却浄化系への電源供給についても時間的余裕（使用済燃料プール水温度が施設運用上の基準（65℃）に達するまでの期間として約13日（別紙一1参照））が十分にあるため自動起動及び自動給電機能は維持しない。</p>

※1：維持台数以上の台数を供用する場合、施設定期検査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。

表一1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較（8 / 11）

維持管理対象設備		機能・性能					備考
施設区分	設備等の区分	設備（建家）名称	運転中		廃止措置中		
			機能	設置台数	長期停止中の必要台数	機能	維持台数※1
その他原子炉の付属施設	非常用電源設備	蓄電池	<電源供給機能> 発電所の安全のため常に確実に確保する電源を必要とするものに対して電力を供給する機能	2組	2組	<電源供給機能> 商用電源を喪失した際に必要な電源供給機能	1組
建物及び構築物	建物及び構築物	放射性廃棄物処理建家	<放射性物質漏えい防止機能> <放射線遮蔽機能>	1式	1式	<放射性物質漏えい防止機能> <放射線遮蔽機能>	1式
		タービン建家	外部への放射性物質の漏えいを防止する機能	1式	1式	外部への放射線物質の漏えいを防止する機能	1式
		制御建家	周辺公衆及び放射線作業従事者の受ける被ばくを低減するための機能	1式	1式	周辺公衆及び放射線作業従事者の受ける被ばくを低減するための機能	1式

※1：維持台数以上の台数を供用する場合、施設定期検査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。

表-1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較 (9 / 11)

維持管理対象設備		機能・性能						備考
		運転中			廃止措置中			
施設区分	設備等の区分	設備(建家)名称	機能	設置台数	長期停止中の必要台数	機能	維持台数※1	
原子炉補助設備	原子炉補助設備	原子炉補助系	熱交換器	<補機冷却機能> 原子炉補機を冷却する機能	4基	1基	<補機冷却機能> 原子炉補機を冷却する機能	1基
			冷却水ポンプ		3台	1台		1台
		海水ポンプ		3台	1台		1台	
		非常用補機冷却系	<補機冷却機能> 原子炉補機を冷却する機能	4台	1台	<補機冷却機能> 原子炉補機を冷却する機能	1台	

●台数の低減他
通常運転時には、負荷に応じ冷却水ポンプ2台、海水ポンプ2台、熱交換器3基を常時運転、それぞれ1台を予備とし、燃料プール冷却浄化系熱交換器、原子炉建屋空調機用水冷却ラレー等を冷却している。

冷却水ポンプの容量は1台当たり960m³/hである。廃止措置段階では、維持管理対象設備で必要な負荷流量の合計は、約590m³/hであり、海水ポンプ1台で必要流量を確保できる。

冷却水を供給する維持管理対象設備に多重性は必要ないため、3台のうち1台を維持する。

貯蔵している使用済燃料は十分冷えており、使用済燃料プールの冷却についても時間的余裕(使用済燃料プール水温度が施設運用上の基準(65℃)に達するまでの期間として約13日(別紙-1参照))が十分あるため、冷却水ポンプ等の自動起動は維持しない。

●台数の低減他

ディーゼル発電機運転時に、ディーゼル発電機1台あたり、1台の海水ポンプを運転、1台を予備とし、ディーゼル発電機を冷却している。

海水ポンプの容量は390m³/hである。ディーゼル発電機は、廃止措置段階では原子炉の運転を行わないこと及び貯蔵されている使用済燃料は十分冷えていることから、機能維持に必要な台数は1台となる。このため海水ポンプは、4台のうち1台を維持する。貯蔵している使用済燃料は十分冷えており、使用済燃料プール等の冷却についても時間的余裕(使用済燃料プール水温度が施設運用上の基準(65℃)に達するまでの期間として約13日(別紙-1参照))が十分あるため、海水ポンプの自動起動は維持しない。

※1：維持台数以上の台数を供用する場合、施設定期検査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。

表 1-1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較 (10/11)

施設区分	設備等の区分	維持管理対象設備											
		機能・性能					機能・性能						
		運転中					廃止措置中						
設備(建家)名称	機能	設置台数	長期停止中の必要台数	機能	機能	設置台数	長期停止中の必要台数	機能	維持台数※1	備考			
発電所補助設備	発電所補助設備	放射性廃棄物処理建家換気系	換気系	<換気機能>	4台	2台	<換気機能>	2台	2台	2台	<p>●台数の低減 放射性廃棄物処理建家換気系給気ファン4台のうち2台は運転中から予備であり、廃止措置段階では設備故障時に立ち入りを制限することから、予備するまでの時間的余裕が十分あることから、予備機は不要であり、4台のうち2台を維持する。 放射性廃棄物処理建家換気系排気ファン2台のうち1台は運転中から予備であり、給気ファンと同様予備機は不要であり、2台のうち1台を維持する。 フィルタは、6個のうち2個が運転中から予備であることから、4個を維持する。</p>		
			給気ファン	<換気機能>	4台	2台	<換気機能>	2台	2台	1台			
			排気ファン	放射性廃棄物処理建家の換気を行う機能	2台	1台	放射性廃棄物処理建家の換気を行う機能	2台	1台	1台			
		フィルタ	<換気機能>	6個	4個	<換気機能>	6個	4個	4個	4個			
		タービン建家換気系	換気系	<換気機能>	2台	1台	<換気機能>	2台	1台	<換気機能>		1台	<p>●台数の低減 タービン建家換気系給気ファン2台のうち1台は運転中から予備であり、廃止措置段階では設備故障時に立ち入りを制限することから、予備機は不要であり、2台のうち1台を維持する。 タービン建家換気系排気ファン4台のうち2台は運転中から予備であり、給気ファンと同様予備機は不要であり、4台のうち2台を維持する。 フィルタは、4個のうち1個が運転中から予備であることから、3個を維持する。</p>
			給気ファン	<換気機能>	2台	1台	<換気機能>	2台	1台	<換気機能>		1台	
	排気ファン		タービン建家の換気を行う機能	4台	2台	タービン建家の換気を行う機能	4台	2台	2台	2台			
	フィルタ	<換気機能>	4個	3個	<換気機能>	4個	3個	3個	3個				
	制御建家換気系	換気系	<換気機能>	2台	1台	<換気機能>	2台	1台	<換気機能>	1台	<p>●台数の低減 制御建家換気系給気ファン2台のうち1台は運転中から予備であり、廃止措置段階では設備故障時に立ち入りを制限することから、予備機は不要であり、2台のうち1台を維持する。 制御建家換気系排気ファン2台のうち1台は運転中から予備であり、給気ファンと同様予備機は不要であり、2台のうち1台を維持する。 フィルタは、3個のうち1個が運転中から予備であることから、2個を維持する。</p>		
		給気ファン	<換気機能>	2台	1台	<換気機能>	2台	1台	<換気機能>	1台			
		排気ファン	制御建家の換気を行う機能	2台	1台	制御建家の換気を行う機能	2台	1台	1台	1台			
	フィルタ	<換気機能>	3個	2個	<換気機能>	3個	2個	2個	2個				

※1：維持台数以上の台数を供用する場合、施設定期検査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。

表一 1 維持管理対象設備のプラント運転中と廃止措置期間中との機能・性能比較 (1 1 / 1 1)

維持管理対象設備		機能・性能				備考	
施設区分	設備等の区分	運転中		廃止措置中			
		設備(建家)名称	機能	設置台数	長期停止中の必要台数	機能	維持台数※1
発電所補助設備	発電所補助設備	消火装置 消火栓 移動形消火器	<消火機能> 各建家に対して消火する機能	1式	1式	<消火機能> 各建家に対して消火する機能	1式
				1式	1式		1式
附帯設備	照明設備	非常用照明設備	<照明機能> 商用電源消費失時における照明機能	1式		<照明機能> 商用電源消費失時における照明機能	1式

※1：維持台数以上の台数を供用する場合，施設定期検査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。

使用済燃料プール水温の施設運用上の基準（65℃）到達までの時間評価について

使用済燃料プール（以下、「SFP」という。）水温の施設運用上の基準（65℃）到達までの時間評価について、以下に示す。本評価により、初期水温を標準的な30℃とした場合、65℃までに上昇する期間は約13日と評価している。

【評価結果】

評価にあたっては、計画的な燃料プール冷却浄化系（以下、「FPC系」という。）の停止の際のSFP温度の実測値を用いる。なお、評価時点において、SFP内には廃止措置計画認可申請書に記載した821体の使用済燃料が保管されており、FPC系が全停している（全停期間：平成30年11月15日～11月23日の8日間）。

停止期間中の1時間当たりの温度上昇率[℃/h]を、24時間当たりの温度上昇から算出した。

実際には、SFP表面等からの放熱の影響により、水温の上昇に伴って温度上昇率は減少していく傾向にあるが、この評価に当たっては保守的に温度上昇率が最も高い最初の24時間の温度上昇率0.108℃/hを用いる。

また、実際のFPC停止直後におけるSFP温度は22.9℃であったが、過去の実績から標準的な水温である30℃を起点とする。

上記の条件で評価した結果、保安規定に定める施設運用上の基準である65℃に到達するまでの時間を算出すると、約13日（13.5日）となる。

表 使用済燃料プール水温の実測値に基づく温度上昇率評価

日時	SFP温度 [℃]	評価点	計算	温度上昇 [℃]	上昇率 [℃/h]	65℃ 到達時間* [h]	65℃ 到達日数* [日]
2018/11/15 17:00	22.9	①	—	—	—		
2018/11/16 17:00	25.5	②	②-①	2.6	0.108	323.1	13.5
2018/11/17 17:00	27.8	③	③-②	2.3	0.096	365.2	15.2
2018/11/18 17:00	30.0	④	④-③	2.2	0.092	381.8	15.9
2018/11/19 17:00	32.1	⑤	⑤-④	2.1	0.088	400.0	16.7
2018/11/20 17:00	33.9	⑥	⑥-⑤	1.8	0.075	466.7	19.4
2018/11/21 17:00	35.4	⑦	⑦-⑥	1.5	0.063	560.0	23.3
2018/11/22 17:00	36.9	⑧	⑧-⑦	1.5	0.063	560.0	23.3
2018/11/23 17:00	38.1	⑨	⑨-⑧	1.2	0.050	700.0	29.2

※ 使用済燃料プールの初期温度は30℃とした。

女川原子力発電所 1 号炉審査資料	
資料番号	01-DP-018(改2)
提出年月日	令和2年2月5日

女川原子力発電所 1 号発電用原子炉
1 号炉使用済燃料プール水全喪失時の
評価について

令和2年2月
東北電力株式会社

目 次

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評価…………… 1
2. 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…………… 5
3. 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…………… 10

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評価

1. 1 評価条件

使用済燃料プールの保有水が全喪失した場合であっても、崩壊熱量が小さいときには、露出した燃料が、空気の自然対流により冷却維持が可能と考えられる。

評価条件として、平成29年4月1日時点の崩壊熱を想定し、使用済燃料プール水が全て喪失していると仮定し、使用済燃料の発熱は、原子炉建家内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ものとする。

使用済燃料プール水が全て喪失し、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。次に、原子炉建家内空気が最も発熱量が大きい燃料の下部から流入した際の燃料出口での空気温度を崩壊熱より評価し、その空気温度とするために必要となる燃料被覆管温度を、熱伝達を考慮することにより評価を行う（図1）。

なお、本評価モデルでは、ヒートシンクは原子炉建家の天井のみとしており、建家からの放熱の観点からは保守的な設定としている。また、原子炉建家の換気は考慮せず、密閉状態を想定している。燃料への空気の流路は、チャンネルボックスの断面を実効的な流路と考え、チャンネルボックスと使用済燃料貯蔵ラック間の領域は無視する保守的な設定としている。評価条件を表1に示す。

燃料健全性評価に用いたパラメータ（内表面熱伝達率、コンクリートの熱伝導率、外面熱伝達率）の考え方について、別紙1に示す。また、相当外気温度における太陽の輻射熱の考慮について、別紙2に示す。

1. 2 評価結果

燃料被覆管温度評価結果を表2に示す。燃料は室内空気の自然対流により冷却され、1号炉での燃料被覆管温度は最高でも約287℃以下に保たれる。これらの燃料被覆管温度では、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^[1]。建家内空気温度評価の保守性について、別紙3に示す。

また、燃料被覆管温度を287℃とした条件において、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たクリープ歪の評価を行った。この結果、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、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%^[2]を十分下回っていることから、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。

以上のことから、使用済燃料プールの保有水が全て喪失しても、燃料被覆管温度は約287℃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。

表 1 評価条件

計算手順	入力パラメータ	値	根拠
原子炉建家からの放熱計算 (建家内空気温度計算)	使用済燃料の総発熱量	165kW	・ S F P に貯蔵されている使用済燃料 821 体の総発熱量 (平成 29 年 4 月 1 日時点) ・ O R I G E N 2 にて崩壊熱を計算
	天井面積		伝熱面積として建家の全天井面積を設定
	内表面熱伝達係数	$9W/(m^2 \cdot K)$	建築分野で標準的に用いられる値を設定[3]
	天井コンクリートの厚さ		建物図面より設定
	コンクリートの熱伝導率	$2.6W/(m \cdot K)$	コンクリートの一般的な物性値を設定[4]
	外表面熱伝達係数	$23W/(m^2 \cdot K)$	建築分野で標準的に用いられる値を設定[3]
	相当外気温度	60℃	太陽の輻射効果を考慮して設定[5]
自然対流熱伝達の計算 (燃料集合体出口空気温度計算)	燃料集合体 1 体の発熱量	0.374kW	・ S F P に貯蔵されている使用済燃料 821 体のうち燃料集合体 1 体の発熱量の最大値 (平成 29 年 4 月 1 日時点) ・ O R I G E N 2 にて崩壊熱を計算
	流路面積		ラックセル内のチャンネルボックス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		流路面積と摩擦損失計算用濡れぶち長さより算出
	局所圧力損失係数		燃料集合体内の局所圧力損失係数として、下部タイプレート、スパーサ (7 個) 及び上部タイプレートの局所圧力損失係数の合計値に余裕を見て、計算流路全体の係数として設定
燃料被覆管表面温度計算	熱の等価直径		流路面積と伝熱計算用濡れぶち長さより算出
	発熱長さ		燃料棒有効長を設定
	ピーキングファクタ	2.6	直近の運転サイクル中の最大値 (実績値) を設定

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表2 1号炉 燃料被覆管温度・クリープ歪

項目	1号炉	備考
燃料被覆管温度 (°C)	約 287	・平成 29 年 4 月 1 日時点 ^{※1} での評価
クリープ歪 (%) ^{※2}	約 0.1	・平成 29 年 4 月 1 日時点 ^{※1} での評価

※1 全燃料は使用済燃料プールに貯蔵された状態

※2 BWRの未照射燃料被覆管クリープ式^[6]を用いてクリープ歪を評価。当該クリープ式は、8×8燃料を試供材とした実験結果に基づき導出されたものだが、8×8燃料と9×9燃料は共に被覆管材質がジルカロイ-2であり、燃料被覆管肉厚が異なるものの、当該式は、被覆管周方向応力を変数とする関数であることから、同様に扱うことができる

(参考文献)

- [1] “Air Oxidation Kinetics for Zr-Based Alloys”, Argonne National Laboratory, NUREG/CR-6846 ANL-03/32
- [2] 「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
- [3] 「最新建築環境工学」田中俊六 他共著, 井上書院
- [4] 「コンクリート標準示方書」土木学会
- [5] 「空気調和・衛生工学便覧第13版 3 空気調和設備設計篇」空気調和・衛生工学会編
- [6] 「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

(1号炉)

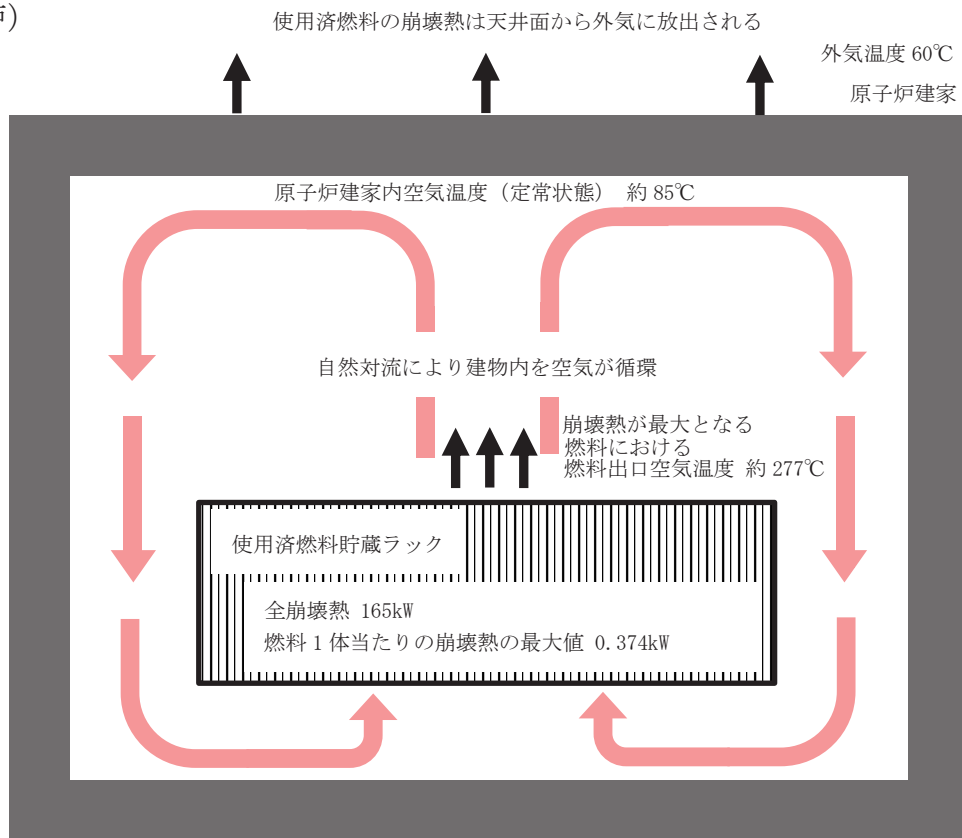


図1 評価モデル

2. 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

2. 1 評価の概要

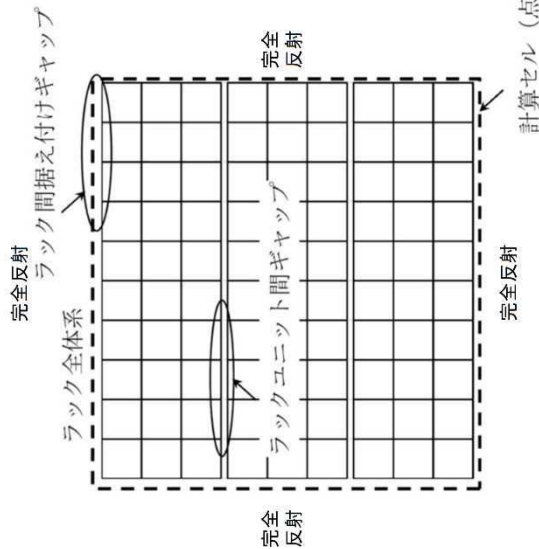
使用済燃料プール水が沸騰や喪失した場合を想定し、燃料仕様やラック仕様等をインプットとした SCALE コードで実効増倍率を評価し、臨界を防止できることを確認した。評価の概要及びパラメータの根拠を図 2 及び表 3 に示す。また、平成 30 年 12 月 21 日時点の使用済燃料貯蔵ラックの配置状況を図 3 に示す。

また、未臨界評価の計算体系の考え方について別紙 4 に示す。

2. 2 未臨界性評価の不確定性について

未臨界評価においては、使用済燃料貯蔵ラックの製造公差、使用済燃料貯蔵ラック内燃料偏心等の不確定性を考慮して保守的な評価を実施している。モンテカルロ計算による実効増倍率評価結果の統計誤差と使用済燃料貯蔵ラック内燃料偏心等の不確定性を考慮した実効増倍率を表 4-1 に示す。また、使用済燃料貯蔵ラックの製造公差、使用済燃料貯蔵ラック内燃料偏心等保守的に設定した条件の影響について、表 4-2 に示す。

【計算体系※1】



※1: 未臨界評価を保守的にするため、高さ方向を無限とした評価としている

【インプット】

- 燃料仕様**
 - ・ウラン燃料※2
 - ※2: 実設計燃料の全燃焼度期間の無限増倍率を包絡できる無限増倍率1.30を設定
- ラック仕様**
 - ・ステンレス鋼製, 角管型ラック
 - SFP内の水雰囲気**
 - ・SFP全体の水密度を一樣に0.0~1.0g/cm³まで変化させて評価
- 境界条件**
 - ・完全反射 (高さ方向は無限に相当)
- 燃料配置条件**
 - ・最も厳しい燃料偏心配置

【アウトプット】

- 実効増倍率**
 - ・評価結果は0.934 (統計誤差を考慮)であり, 大規模漏えい時であつても臨界を防止できることを確認

【評価結果】

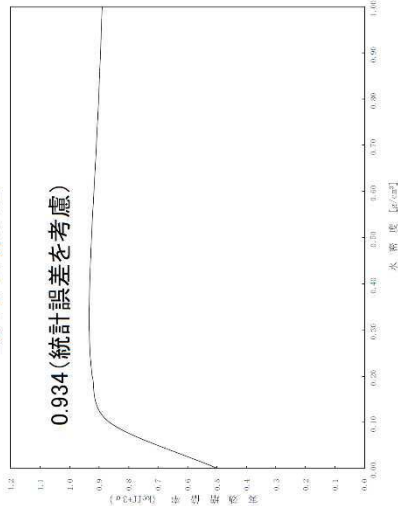
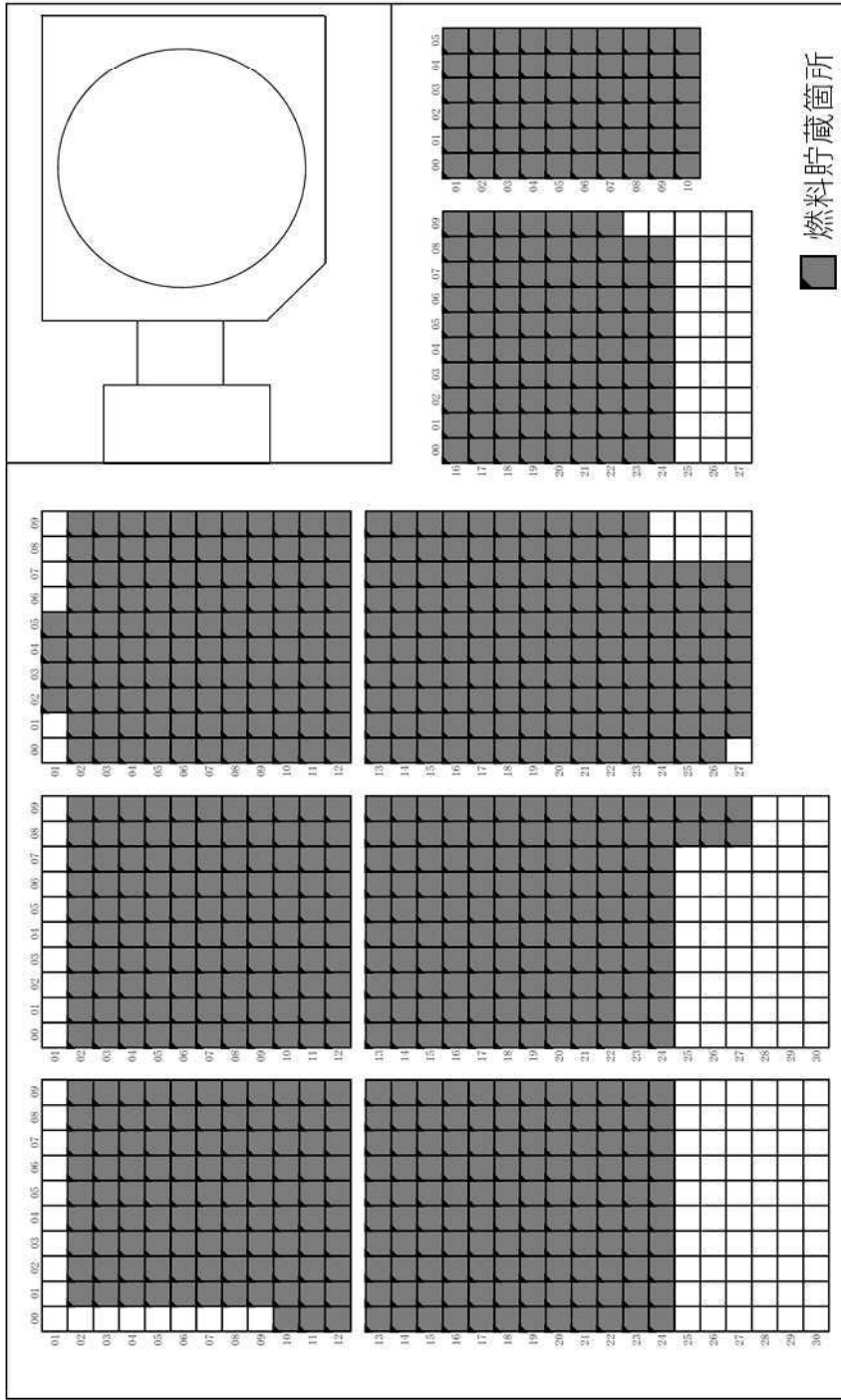
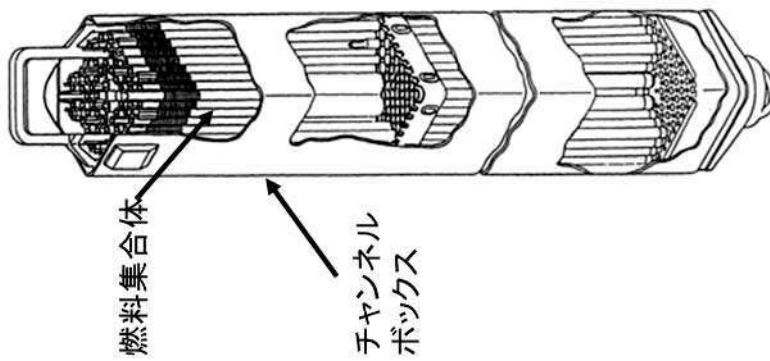


図2 評価概要

表3 パラメータの根拠

パラメータ		計算条件	設定根拠
燃料仕様	(燃料種類)	ウラン燃料	実設計燃料の全燃焼度期間の無限増倍率を包絡できる無限増倍率1.30を設定
	材料	ステンレス鋼	—
ラック仕様	厚さ		未臨界性評価上厳しくなるように、製造公差を考慮して下限値を設定
	内のり		未臨界性評価上厳しくなるように、製造公差を考慮して上限値を設定
	中心間距離		未臨界性評価上厳しくなるように、製造公差を考慮して下限値を設定
	ラック内燃料偏心	ラック中央に向かって偏心	未臨界性評価上厳しくなるような偏心配置を調査して設定
SFP内水分雰囲気密度		0.0~1.0g/cm ³	いかなる密度条件においても臨界を防止できることの確認として設定
境界条件	上面, 下部	完全反射	高さ方向は無限長, 側面はラック単位が無限に繰り返す配置に相当するため, 未臨界性評価上厳しくなる
	側面		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



使用済燃料プール内の状況

燃料集合体及びチャンネルボックス

図3 使用済燃料及び使用済燃料貯蔵ラックの概要

表 4 - 1 統計誤差

実効増倍率		
実効増倍率	$\pm \sigma^{※1}$	実効増倍率 + 3 σ
0.934	0.00019	0.934

※1 統計誤差

表 4 - 2 ラック製造公差等の実効増倍率評価に与える不確定性

臨界計算上の不確定性評価項目	不確定性
厚さ	
内のり	
中心間距離	
ラック内燃料偏心	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 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

3. 1 評価の概要

1号炉原子炉建家内の使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した場合を想定して、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率を評価した。

3. 2 前提条件

評価の前提条件は以下のとおりとする。

- ・1号炉原子炉建家内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。
- ・使用済燃料プール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。
- ・評価は燃料集合体から放出される γ 線を線源として実施する。

3. 3 評価条件

評価条件は以下のとおりとする。

- ・使用済燃料集合体の健全性は維持される。
- ・線源となる貯蔵中の使用済燃料は、燃焼度及び冷却年数を保守的に設定し、燃料は全数保管していることとする。
- ・使用済燃料プール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。
- ・放射線が散乱するオペレーションフロア上部の範囲については原子炉建家の遮蔽効果は考慮しない。
- ・評価モデルは、実際の使用済燃料貯蔵ラック配置を包絡する形状を想定し、その中央の使用済燃料有効部上端高さ位置に点線源を配置するモデルとする。
- ・評価は、海側方位を除いた敷地境界上で、1号炉原子炉建家内の使用済燃料プールからの距離が最も短く、実効線量率が最大となる地点について実施する。
- ・線源強度の設定条件を表5、評価地点の条件を表6に示す。
- ・評価モデルを図5に示す。

3. 4 評価結果^{※1※2}

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率は約7.7 μ Sv/hとなり、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^{※3}ことから、周辺公衆の放射線被ばくへの影響は小さい。

- ※1：中性子線による線量率は、使用済燃料近傍において γ 線による線量率に比べ4桁以上小さいため評価結果には影響しない。
- ※2：燃料集合体の上部構造物は、線源としての効果もあるが、燃料有効部からの放射線を遮蔽する効果の方が大きく、敷地境界上の評価地点における線量率が1割程度小さくなるため考慮していない。
- ※3：敷地境界上における被ばく線量が事故時の線量目標である5 mSvに達するまで約27日間の期間がある。

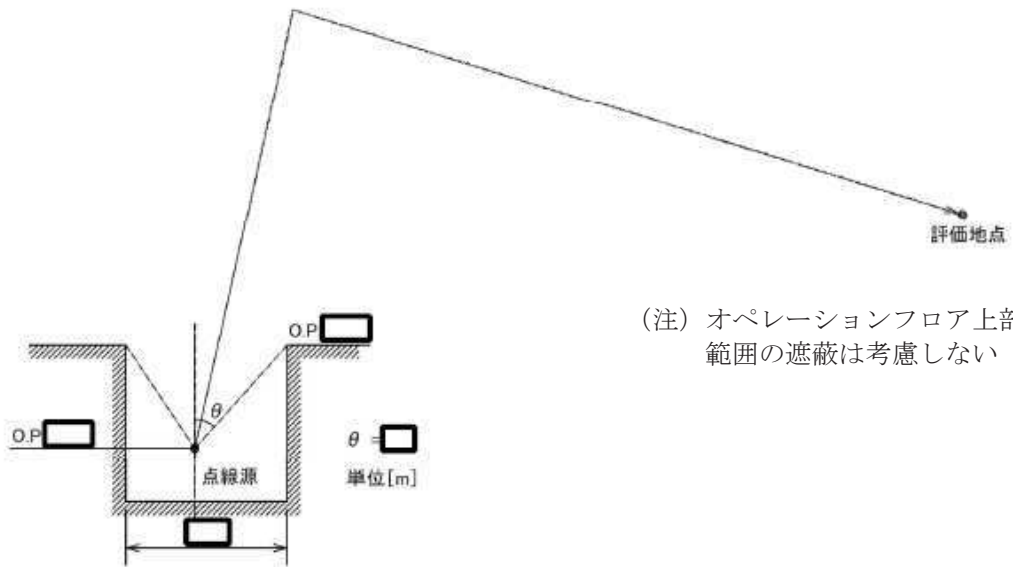
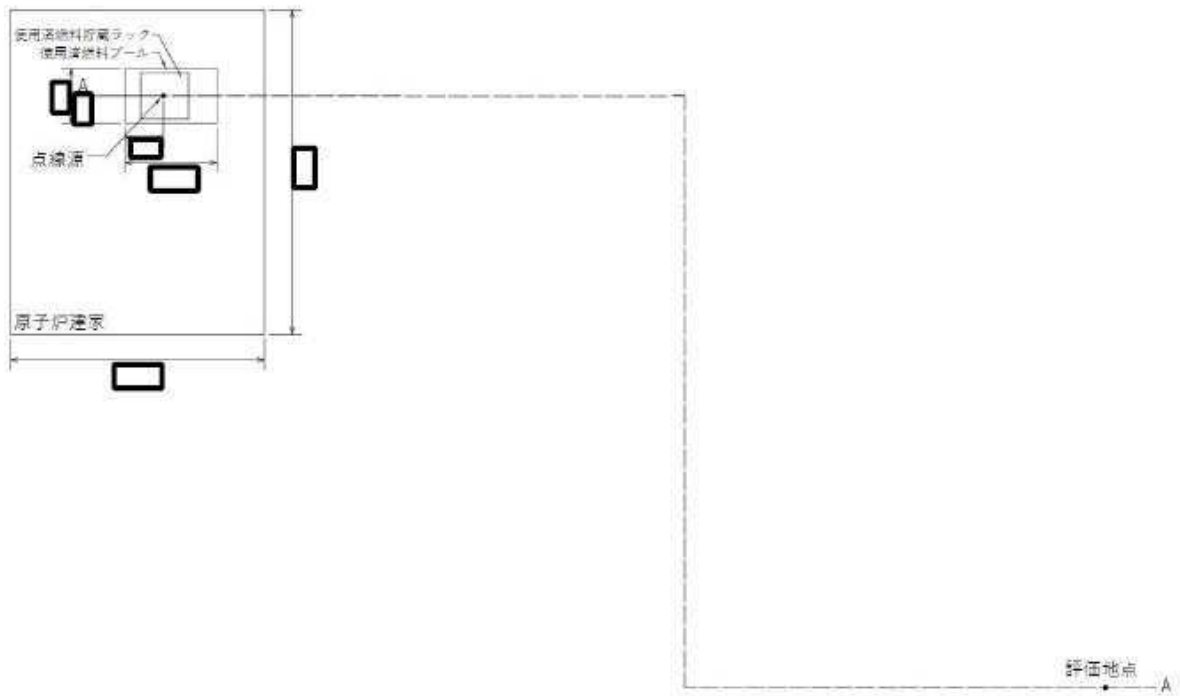
表5 線源強度の設定条件

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6 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



(注) オペレーションフロア上部の範囲の遮蔽は考慮しない

A-A 断面図

単位：m

図5 評価モデル^{※4}

※4：線源の位置は、使用済燃料貯蔵ラック中央に点線源として想定する。
点線源の高さは、保守的に使用済燃料有効部上端高さに配置する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 5 直接線の考慮が不要であることの理由について

使用済燃料の上端は、使用済燃料プールの設置されている原子炉建家のオペレーションフロアから約7m下にあり、使用済燃料プール壁面等の周囲構造物は健全で遮蔽する効果は維持されることから、直接線の影響は無視できるとしている。

なお、添付書類六追補で評価している周辺公衆に対するスカイシャイン線による線量評価と同地点の直接線の実効線量を、使用済燃料プール壁面等の周囲構造物による遮蔽を考慮して評価を行った。

a. 直接線による実効線量の評価条件

- ・線源強度および評価地点の条件は、スカイシャイン線評価と同様に、表5および表6の条件にて算出した。
- ・使用済燃料プール壁面等の周囲構造物による遮蔽を考慮し、評価地点における直接線による実効線量を評価した。
- ・使用済燃料プール壁面等の周囲構造物による遮蔽は、工認に記載のコンクリート厚さとして、使用済燃料プール壁面のコンクリート厚さは2.1m、原子炉建家外壁は0.6mとした。
- ・直接線の評価に当たっては、実績のあるQAD-CGGP2Rコードを使用した。

b. 評価結果

直接線による実効線量は約 $1.5 \times 10^{-10} \mu\text{Sv/h}$ となり、スカイシャイン線による実効線量の約 $7.7 \mu\text{Sv/h}$ と比べ十分に小さいことから、直接線の考慮は不要である。

燃料健全性評価に用いたパラメータの考え方について

1. はじめに

廃止段階の試験研究炉・実用発電用原子炉の使用済燃料プールに保管している使用済燃料の健全性評価については、使用済燃料プールの水が喪失した場合の建家内空気温度を評価し、その温度が1年間継続した場合に、熱によるクリープ歪によって損傷が発生しないことを評価することで、燃料の健全性に影響がないことを確認している。

評価を実施するにあたって、外気温度や建家の放熱面積等のプラント毎に設定する数値を現実的に起こりえない厳しい条件を設定している。これら厳しく設定したプラント固有のパラメータと、各種の文献から引用した値を組み合わせることで評価を実施することにより、建家内の空気温度を保守的に評価している。以下に建家内の空気温度の評価方法及びその保守性について示し、その後、コンクリートの熱伝導率、内表面熱伝達率及び外表面熱伝達率の考え方を示す。

2. 建家内の空気温度の評価方法

建家内空気温度(T_{in-air})は、①使用済燃料の総発熱量(Q_{total})、②天井面積(A_{roof})、③内表面／外表面熱伝達率(h_1/h_2)、④コンクリート熱伝導率(λ_{con})、⑤相当外気温度($T_{out-air}$)など様々なパラメータを組み合わせることで評価している。

$$\begin{aligned} \text{(評価式)} \quad T_{in-air} &= q'' (1/h_1 + t_{con}/\lambda_{con} + 1/h_2) + T_{out-air} \quad (^\circ\text{C}) \\ q'' &= Q_{total}/A_{roof} \end{aligned}$$

評価においては、保守的に実施するため、以下のパラメータを厳しく想定している。

- ・相当外気温度：文献データ^[1]を基に一般化された「実効温度差」を室温（設計室温の40℃を採用）に加算し、これを相当外気温度としている。この相当外気温度が1年間昼夜問わず継続すると仮定^{※1}

※1 実際は季節・昼夜による気温変動が想定されるが、保守的にこれらの効果を見逃している。外気温が高くなるほど燃料被覆管温度は高くなる。

- ・天井面積：使用済燃料プールが設置されている建家から外気の放熱を、使用済燃料プール直上の天井面からだけに限定^{※2}

※2 実際は建家の壁面や底面からの放熱が想定されるが、保守的にこれらの効果を見逃している。放熱面積が限定されるほど建家内からの放熱量が減少するため、燃料被覆管温度が高くなる。

3. コンクリートの熱伝導率の考え方

コンクリートの熱伝導率は、コンクリートの一般的な物性値である $2.6\text{W}/(\text{m}\cdot\text{k})$ を使用している。以下に現実的な評価条件におけるコンクリートの温度の評価を示し、同物性値を使用することの妥当性を示す。

3. 1 建家天井内面温度(T_1)の算出方法

<算出式>

$$T_1 = T_{\text{in-air}} - q''_{\text{roof}} / h_1$$

ここで、建家内空気温度($T_{\text{in-air}}$)は、下記のように①使用済燃料の総発熱量(Q_{total})、②天井/側壁伝熱面積($A_{\text{roof}}/A_{\text{wall}}$)、③内表面/外表面熱伝達率(h_1/h_2)、④コンクリート熱伝導率(λ_{con})、⑤相当外気温度($T_{\text{out-air}}$)、⑥天井/側壁厚さ($t_{\text{roof}}/t_{\text{wall}}$)などのパラメータを組み合わせて評価。

<算出式>

$$T_{\text{in-air}} = Q_{\text{total}} / (K_{\text{roof}} \times A_{\text{roof}} + K_{\text{wall}} \times A_{\text{wall}}) + T_{\text{out-air}} (\text{°C})$$

$$K_{\text{roof}} = 1 / (1/h_1 + t_{\text{roof}} / \lambda_{\text{con}} + 1/h_2)$$

$$K_{\text{wall}} = 1 / (1/h_1 + t_{\text{wall}} / \lambda_{\text{con}} + 1/h_2)$$

K_{roof} と K_{wall} は、天井と側壁における建家内面から外面の熱通過率を示す。

$$q''_{\text{roof}} = K_{\text{roof}} (T_{\text{in-air}} - T_{\text{out-air}})$$

3. 2 現実的なパラメータの設定及びコンクリート温度の評価結果

入力パラメータのうち、伝熱面積については、外気に接する側壁を考慮すると となる。

相当外気温度^{※3}については、過去10年のデータにおいて、1日平均値のうち最も高い値である 38°C を想定する。

※3 太陽の輻射熱を考慮した温度。燃料健全性の評価は1年間におけるクリープ歪量を評価するため、1日平均値のうち最も高い値を想定することは保守的な想定となる

以上より、建家天井(コンクリート)の温度を評価すると 45°C となる。従って、本評価においてコンクリート熱伝導率 ($2.6\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$) を設定することは妥当と考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. 内表面熱伝達率及び外表面熱伝達率の考え方

内表面熱伝達率及び外表面熱伝達率は、文献^[2]に基づき、一般的に用いられている値を使用している。外表面熱伝達率の対流熱伝達率については、風速の設定が必要となるが、本評価においては風速 3 m/s を想定している。以下に内表面熱伝達率及び外表面熱伝達率の考え方、風速設定の妥当性について示す。

4. 1 内表面熱伝達率及び外表面熱伝達率の設定の考え方

本評価において内表面熱伝達率及び外表面熱伝達率は、建築環境工学の文献に基づき、一般的に用いられている以下の値を設定している。

- ・内表面熱伝達率 $9 \text{ W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K}) = 4.6$ (放射熱伝達率) + 4.4 (対流熱伝達率 [無風])
- ・外表面熱伝達率 $23 \text{ W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K}) = 5.1$ (放射熱伝達率)
+ 17.9 (対流熱伝達率 [風速 3 m/s])

4. 2 外表面熱伝達率における対流熱伝達率設定のための風速の考え方

外表面熱伝達率の対流熱伝達率については、屋外であることから風速 3 m/s の強制対流条件とした伝熱工学の式 (ユルゲスの式) を用いて算出している。風速 3 m/s を前提として算出した値を用いることについては以下の点から妥当である。

- ・女川原子力発電所の風速データのうち、過去 10 年間での最小年平均風速は図 1 に示すとおり、地上高 10m で約 1.7 m/s である。女川 1 号炉原子炉建家天井面は地上高約 47m であり、文献^[3]に基づき計算すると年平均風速は約 3 m/s と想定され同等である
- ・風速が変化したとしても建家温度が変動するまでには時間遅れが発生し、この間に風速も変化するため、短時間の風速の変化の影響は限定的である
- ・仮に風速が 2 m/s もしくは 1 m/s になったとしても、建家温度に与える影響は 2℃ もしくは 6℃ 上昇する程度であり、表 1 に示すとおり申請書に記載の建家内空気温度評価が有する保守性に包絡される

2015年風速データ（採取場所：地上高10m）

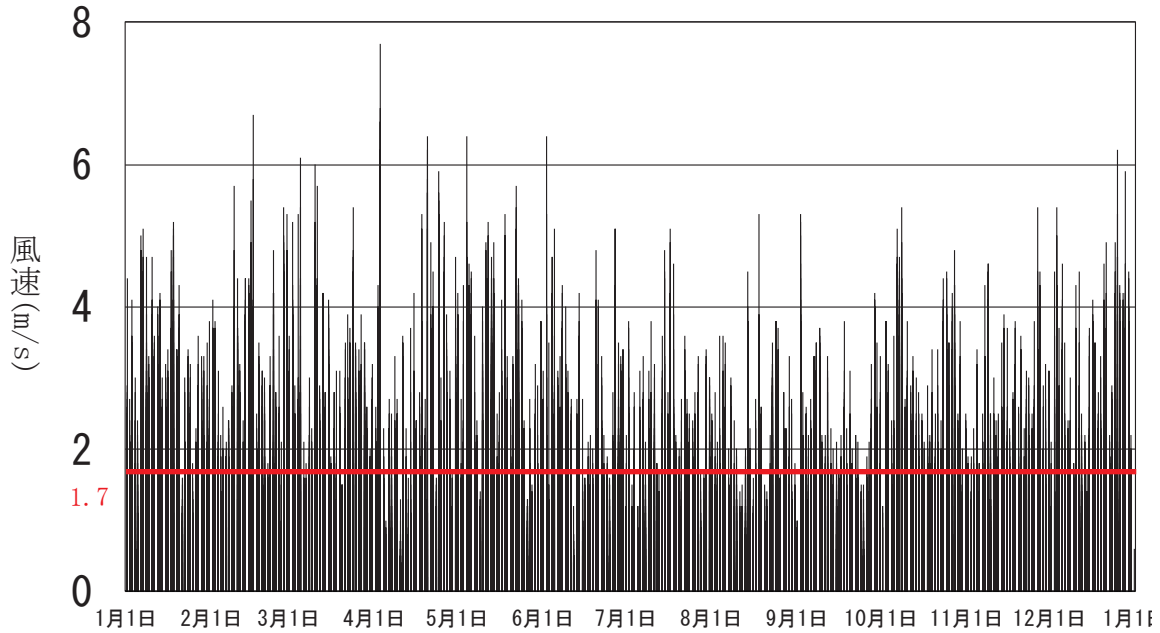


図1 2015年風速データ（採取場所：地上高10m）

表1 パラメータの変動に対する建家内空気温度の感度

	パラメータ	ケース別検討用評価			申請書評価
		①相当外気温度、伝熱面積をより現実に近い条件に見直した評価	②ケース①の条件から風速を2m/sに変更した評価	③ケース①の条件から風速を1m/sに変更した評価	
原子炉建家からの放熱計算 (建家内空気温度計算)	総発熱量 Q_{total}	165 kW(821体)	165 kW(821体)	165 kW(821体)	165 kW(821体)
	天井面積 A_{roof}	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	内表面熱伝達率 h_1	9 W/(m ² ·K)	9 W/(m ² ·K)	9 W/(m ² ·K)	9 W/(m ² ·K)
	天井コンクリート厚さ t_{con}	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	壁面面積	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
	コンクリート熱伝導率 λ_{con}	2.6 W/(m·K)	2.6 W/(m·K)	2.6 W/(m·K)	2.6 W/(m·K)
	外表面熱伝達率 h_2	23 W/(m ² ·K) (風速3m/sを前提)	18.7 W/(m ² ·K) (風速2m/s)	14.7 W/(m ² ·K) (風速1m/s)	23 W/(m ² ·K) (風速3m/sを前提)
	相当外気温度 $T_{out-air}$	38 °C (10年間の1日平均値のうち最も高い値・風速3m/sを前提)	40 °C (10年間の1日平均値のうち最も高い値・風速2m/s)	43 °C (10年間の1日平均値のうち最も高い値・風速1m/s)	60 °C (設計室温に実効温度差の文献値を加え保守的に丸めた値)
建家天井温度評価結果(天井内面)	—	約 45 °C	約 47 °C	約 51 °C	約 72 °C
建家内空気温度評価結果	—	約 52 °C	約 54 °C	約 58 °C	約 85 °C

+2 °C

+6 °C

27 °C以上の差

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考文献)

- [1] 「空気調和・衛生工学便覧第 13 版 3 空気調和設備設計篇」, 空気調和・衛生工学会編
- [2] 「最新建築環境工学」 田中俊六 他共著 井上書院
- [3] 「ビル風の基礎知識」 風工学研究所 鹿島出版会

相当外気温度における太陽の輻射熱の考慮について

相当外気温度は、文献データ^[1]を基に日射の影響を考慮して一般化された「実効温度差」を用い、これを建家室温に加算した値を設定している。このため、日射量の影響は考慮しているが、そのデータは使用していない。以下に相当外気温度の評価方法について示す。

<算出式>

$$\begin{aligned} \text{相当外気温度} &= \text{実効温度差} + \text{建家室温} \\ \text{実効温度差 (11℃)}^{*1} &= \text{文献記載の実効温度差 (25℃}^{*2}) \\ &\quad + \{ \text{想定室温 (26℃)} - \text{建家室温} \} \\ \text{建家室温 (40℃)} &= \text{空調設計室温} \end{aligned}$$

以上より、相当外気温度は以下のように評価される。

$$\begin{aligned} \text{相当外気温度} &= 11℃ + 40℃ \\ &= 51℃ \end{aligned}$$

本評価における相当外気温度は、51℃を切上げ、保守的に60℃としている。

※1 文献データが想定する室内温度と本評価の建家内温度の差異を考慮し補正

※2 実効温度差の決定には女川原子力発電所より気温の高い東京の夏季冷房用データを使用し、当該データのうち建家天井に相当するタイプⅢ・水平方位についての実効温度差の最大値(25℃)を採用している。なお、水平方位の実効温度差はその他の方位より保守的である

(参考文献)

- [1] 「空気調和・衛生工学便覧第13版 3 空気調和設備設計篇」, 空気調和・衛生工学会編

建家内空気温度評価の保守性について

1. 建家内空気温度評価の保守性の概要

図 1 に建家内空気温度評価の保守性について示す。

建家内空気温度については、申請値を 85℃としている。これに対して、伝熱面積及び相当外気温度の 1 日平均の最大値を想定した場合、52℃となる。さらに、仮に風速を 3m/s から 1m/s に低下させた場合、58℃、床・ラック下部を考慮した中心部の温度上昇を加味したとしても、63℃となり、申請値 85℃に対して 22℃程度の差がある。

また、更なる保守性として、建家換気の考慮、伝熱面積への床面等の追加などがある。

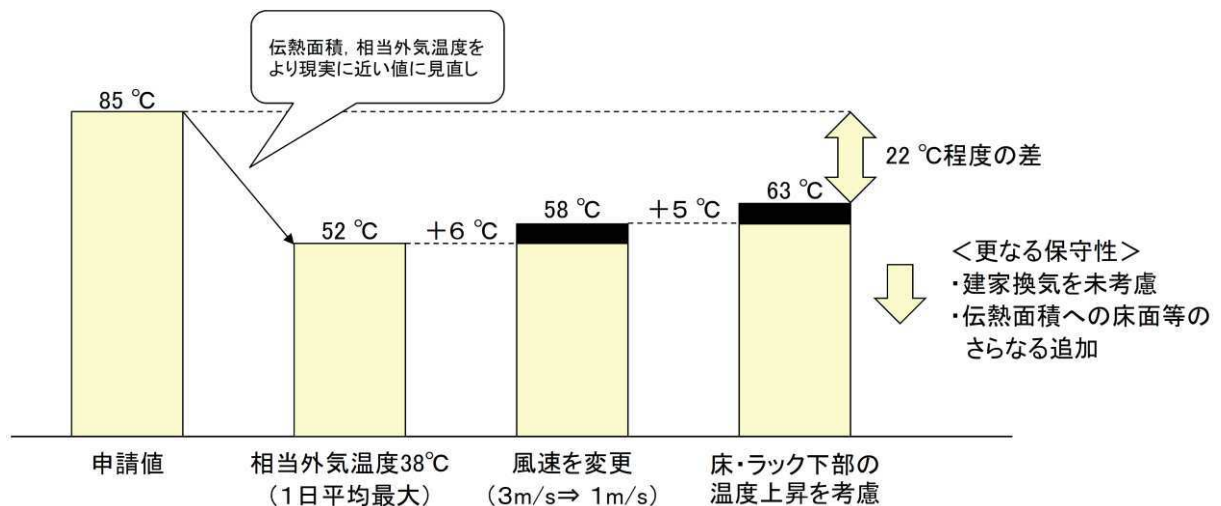


図 1 建家内空気温度評価の保守性について

2. 床・ラック下部を考慮したSFP中心部の温度上昇の想定について

SFP最外周から流入した空気がSFP中央部に達するまでに、床・ラック下部から加熱される場合の温度上昇を概算した。評価の概要を図2に示す。

2. 1 評価の前提

- ・床面及びラック構造物は、燃料集合体からの放射及び熱伝導により加熱されることから、空気への対流熱伝達における伝熱面と想定する
- ・床・ラック下部の熱流束は保守的に燃料発熱部と同じと仮定する（放射・熱伝導を介して熱が伝わる段階で温度差がついているため、現実には燃料棒表面の熱流束を超えることはなく、床からの除熱も考慮していないため十分保守的）
- ・床・ラック下部の表面積は伝熱面全体の2%以下であることから、発熱量の2%が空気に伝熱すると想定する

評価に使用する数値を以下に示す。

- ・平均的な燃料集合体の発熱量
：201W（総発熱量165kW÷821体=0.201kW）
- ・燃料集合体1体当たりの燃料発熱部の燃料棒の伝熱面積
： m²
- ・燃料集合体1体当たりに占める床・ラック下部の伝熱面積
： m²
- ・燃料集合体1体当たりの総伝熱面積に占める床・ラック下部の伝熱面積割合
： ÷ (+) = 2%
- ・床面付近を通過する空気が燃料集合体1体から受け取る熱量
：201W×2%=4W
- ・燃料集合体内を上昇する空気の質量流量は平均的な発熱量の燃料集合体に対する浮力と抵抗の釣り合いから算出（申請書温度条件）
： $\dot{m}=2.3 \times 10^{-3} \text{kg/s}$ (0.25m/s)
- ・空気の比熱（申請書温度条件^[1]）
： $C_p=1010 \text{J/kg} \cdot \text{K}$

2. 2 温度上昇の計算方法

SFP内に平均的な崩壊熱の燃料が一様に保管されていると仮定し、保管燃料が10×15ラックの全てに保管されているモデルを対象として最外周から流入する空気が中心部の燃料入口に達するまでの温度上昇を以下の手順で評価（表1及び図3参照）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(1) 最外周から i 列目の質量流量 m_i は、燃料集合体 1 体当たりの空気の質量流量を $\dot{m}=2.3 \times 10^{-3} \text{kg/s}$ とし以下のとおり算出

$$\dot{m}_i = \dot{m}(10-2i)(15-2i)$$

(2) 最外周から i 列目を通過する際に、床およびラック下部から受け取る熱量 \dot{Q}_i は燃料集合体 1 体あたり $\dot{Q}=4 \text{W}$ とし以下のとおり算出

$$\dot{Q}_i = \dot{Q}\{2 \times (10-2i) + 2 \times (15-2i) - 4\}$$

(3) この時の温度上昇は、空気の比熱を $C_p=1010 \text{J/kg} \cdot \text{K}$ とし算出

$$\Delta T_i = \dot{Q}_i / \dot{m}_i C_p$$

(4) 上記の温度上昇分を $i=0 \sim 4$ まで足し合わせることで中心部の燃料入口温度を求める

$$\Delta T = \sum_{i=0}^4 \Delta T_i$$

2. 3 結論

中心部の燃料集合体に到達する空気の温度上昇は保守的な申請書条件で評価しても約 5°C となり、この程度の温度上昇は申請書評価の保守性に十分に包絡される。

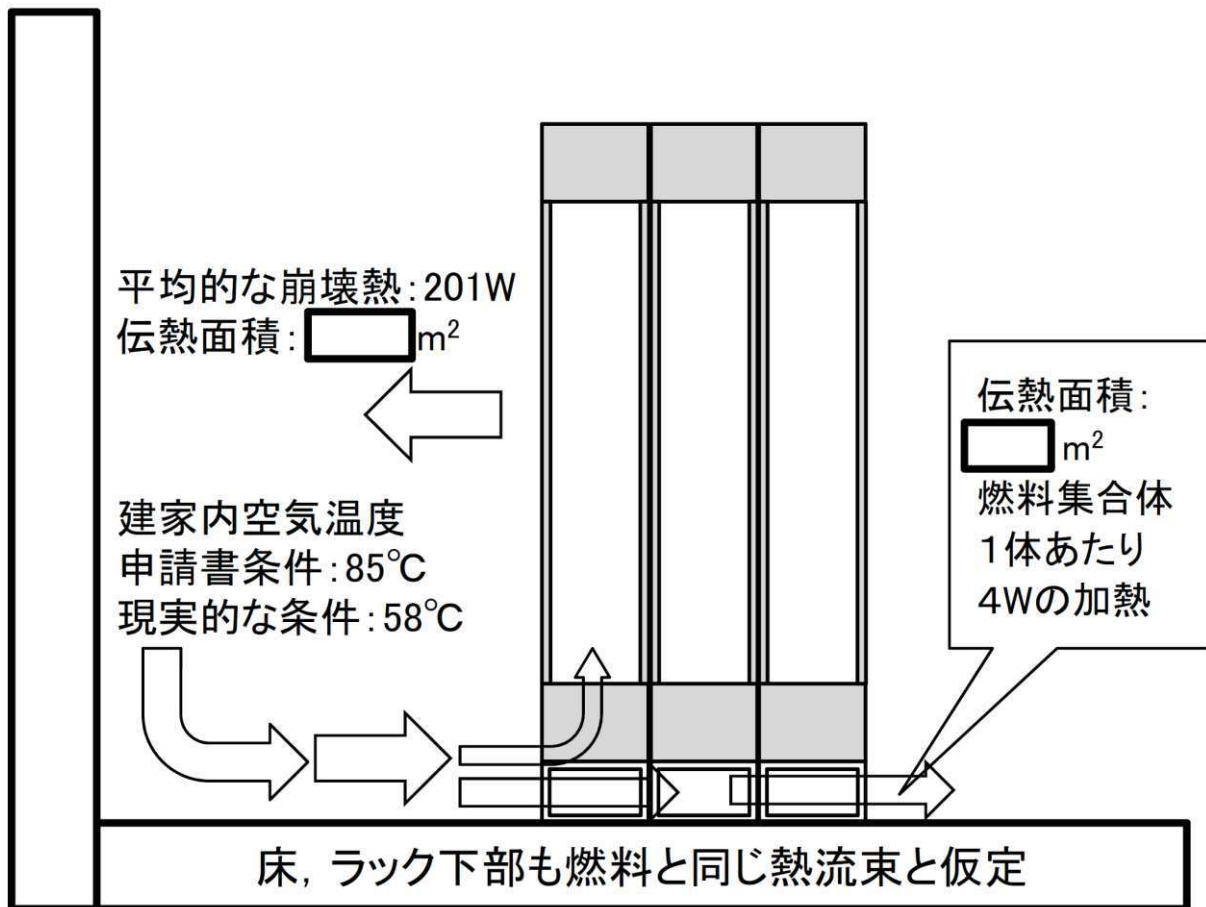


図2 燃料集合体 1 体当たりの加熱イメージ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表1 温度上昇計算結果

	質量流量の計算に使う燃料集集体数	質量流量(kg/s)	伝熱量計算に使う燃料集集体数	空気への伝熱量(W)	温度上昇(°C)
最外周(i=0)	$10 \times 15 = 150$	$2.3 \times 10^{-3} \times 150 = 0.35$	46	$4 \times 46 = 184$	$184 / 1010 / 0.35 = 0.52$
1周内側(i=1)	$8 \times 13 = 104$	$2.3 \times 10^{-3} \times 104 = 0.24$	38	$4 \times 38 = 152$	$152 / 1010 / 0.24 = 0.63$
2周内側(i=2)	$6 \times 11 = 66$	$2.3 \times 10^{-3} \times 66 = 0.15$	30	$4 \times 30 = 120$	$120 / 1010 / 0.15 = 0.79$
3周内側(i=3)	$4 \times 9 = 36$	$2.3 \times 10^{-3} \times 36 = 0.08$	22	$4 \times 22 = 88$	$88 / 1010 / 0.08 = 1.09$
最内周(i=4)	$2 \times 7 = 14$	$2.3 \times 10^{-3} \times 14 = 0.03$	14	$4 \times 14 = 56$	$56 / 1010 / 0.03 = 1.85$
合計			150		4.88

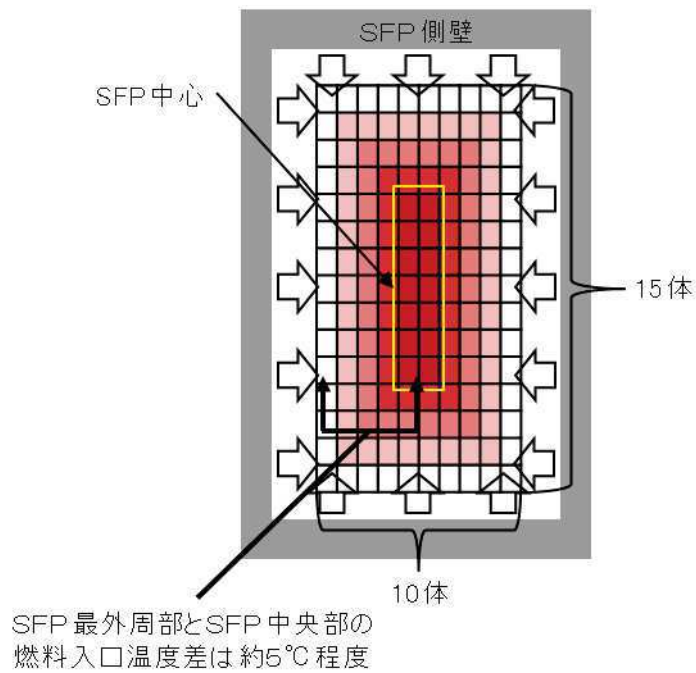


図3 SFP内の温度上昇イメージ

(参考文献)

[1] 「伝熱工学資料」, 改定第5版

未臨界評価の計算体系の考え方について

本評価においては、計算体系を無限体系としている。計算体系を有限体系とした場合、中性子の漏れを考慮することになるが、無限体系は中性子の漏れが無い条件での評価を行うこととなり、保守的な評価結果となる。

本評価の計算モデルは、図1に示す使用済燃料貯蔵ラックを設定し、周囲での境界条件を完全反射（高さ方向は無限に相当）と設定することで中性子の漏れが無い保守的な条件としており、燃料集合体、使用済燃料貯蔵ラックの幾何学形状及び配置を模擬したラック全体系とし、プール全体をモデル化することよりも、保守的な計算モデルとなっている。

また、プール内には複数のラックが設置されているが、端部のラックに着目すると、ラックの外側に広い水領域が存在する。中性子の最適減速の観点から、この水領域の影響を考慮するため、仮想的に水密度を 1g/cm^3 より大きく設定し、中性子の減速の影響を大きくした場合について評価を実施した。評価の結果、図2に示す通り、実効増倍率は単調に減少することから最適減速条件から離れるため、本計算体系での評価は妥当である。

なお、本計算モデルにおいては、使用済燃料貯蔵ラックと隣の使用済燃料貯蔵ラックの中間が計算モデルの境界となるように設定することで、実設計の使用済燃料貯蔵ラック間距離を反映している。

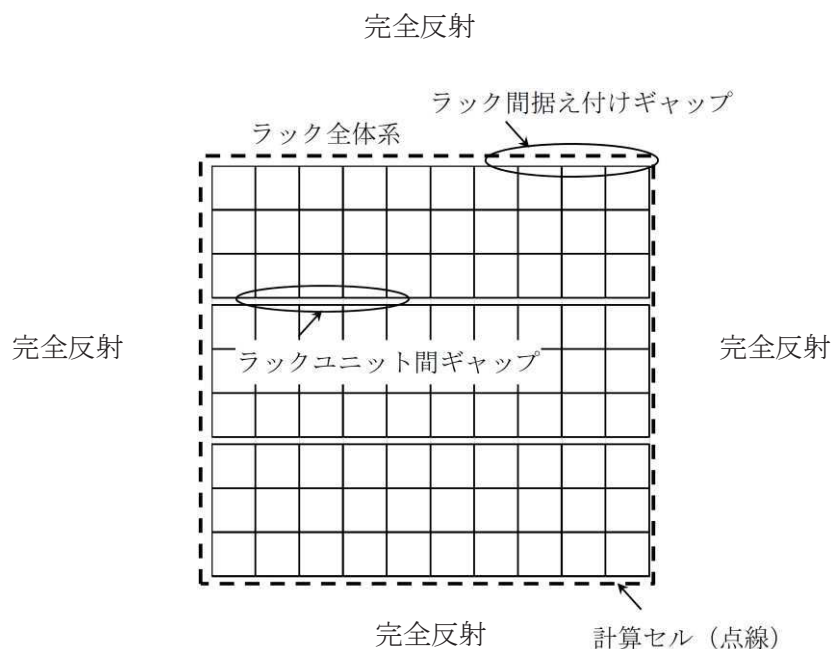


図1 計算体系

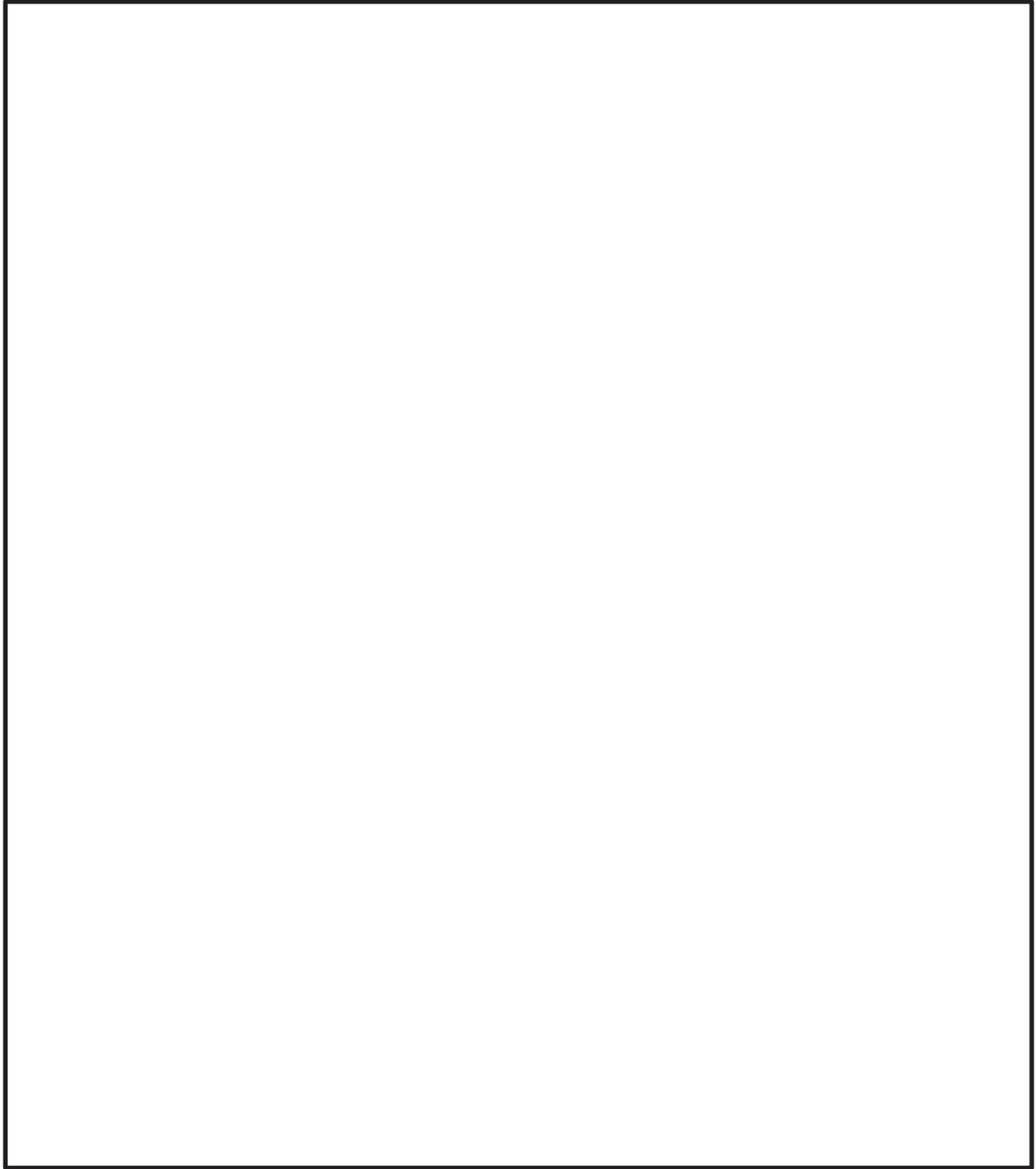


図2 中性子の減速の影響を大きくした場合の影響

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所 1 号炉審査資料	
資料番号	01-DP-027(改1)
提出年月日	令和2年2月13日

女川原子力発電所 1 号発電用原子炉
評価体系に対するSCALEコードの適用性
について

令和2年2月
東北電力株式会社

目 次

1. はじめに..... 1
2. 計算コードの不確定性及び評価体系への SCALE コードの適用性..... 1

1. はじめに

本資料は、「使用済燃料プール水大規模漏えい時の未臨界性評価について」に示す解析において使用したSCALEコードの適用性を説明するものである。

2. 計算コードの不確定性及び評価体系へのSCALEコードの適用性

SCALEコードは使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価に広く使用されており、国内において使用済燃料プール水大規模漏えい時の未臨界性評価に係る多数の許認可実績を有するコードである。

計算コードの不確定性を求めるために、OECD/NEAによりまとめられた臨界実験ベンチマーク集（「INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS」September 2012 Edition(OECD/NEA)）に登録されている臨界実験から選定した103ケースのベンチマーク解析（以下、「ベンチマーク解析」という。）をSCALEコード開発元のORNLが実施している。このベンチマーク解析の中から、国内BWRの燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲を含有する範囲を整理し、臨界実験を選定した。選定した結果を表1に示す。

103ケースの臨界実験に対し、横軸にEALF (Energy corresponding to the Average neutron Lethargy causing Fission: 核分裂に寄与する中性子平均エネルギー。)をプロットしたものを図1に示す。103ケースの臨界実験のC/Eは1近傍であり精度よく一致している。

申請評価のEALF範囲は約 $10^{-1} \sim 10^5$ (eV) である (図2)。これは図1に赤枠で示す範囲に相当する。選定したベンチマークは申請評価のEALF範囲を包含していることから、SCALEコードで申請評価を行うことは妥当である。

また、今回の申請評価では、1000万ヒストリ（各世代の中性子発生数10000個×1000世代）のモンテカルロ計算を行っており、統計誤差は0.0003以下であるため、ヒストリ数は十分である。なお、ORNLが実施したベンチマーク解析の統計誤差が 0.0001 以下となっていることから、本評価におけるヒストリ数は十分であると判断できる。

ベンチマーク解析の結果得られた実効増倍率及び標準偏差並びに各実験の実効増倍率測定値及び実験誤差を用いて、ラック体系の未臨界性評価に用いるSCALE Ver. 6.1システムの平均誤差 ($1-k_c$) 及び不確かさ (Δk_c) を導出した結果を表2に示す。表に示すとおり、SCALE Ver. 6.1システムの平均誤差は-0.0006、不確かさは0.0041となった。

BWRでは、推定臨界下限増倍率^{※1}として0.95を採用しており、これには上記計算コードの不確定性が含まれる。したがって、計算結果として得られた実効増倍率を推定臨界下限増倍率 (0.95) と比較する際に、計算コードの不確かさを足しこむ必要は無い。

※1 臨界安全ハンドブック第2版, JAERI1340, 日本原子力研究所, 1999年3月

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表1 選定したパラメータ範囲（製造公差を含まない）

項目	単位	未臨界評価で用いたBWR燃料のパラメータ		選定した臨界実験のパラメータ範囲	
		MIN	MAX	MIN	MAX
燃料	ウラン燃料 ²³⁵ U濃縮度	wt%			
	燃料材径	mm	9.6		
	燃料要素径	mm	11.2		
	被覆材材質	—	ジルカロイ-2		
	燃料要素ピッチ	mm			
	燃料体内の減速材 体積/燃料体積	—			
	燃料要素 配列条件	—	正方配列		
	体系条件	—	燃料体配列体系		
減速材	減速材	—	無/軽水		
	減速材密度	g/cm ³	0	10.0	
	減速材中の ほう素濃度	ppm	0		
ラックセル	ラックセル材質	—	SUS		
	B-SUS製ラックセル のほう素添加量	wt%	—		
反射体	反射体材質	—	軽水		

注記 *1：モデルバンドルのバンドル平均濃縮度

*2：チャンネル・ボックス内での減速材と燃料ペレットの体積比

*3：燃料棒格子での減速材と燃料ペレットの体積比

臨界実験のパラメータ範囲の対象は、軽水炉燃料に該当するものとして、低濃縮ウラン燃料（LEU）、かつ熱中性子が支配的となる実験体系（THERM）とし、燃料棒と水などが混在する実験体系（COMP）とする。OECD/NEAの実験の条件を記す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

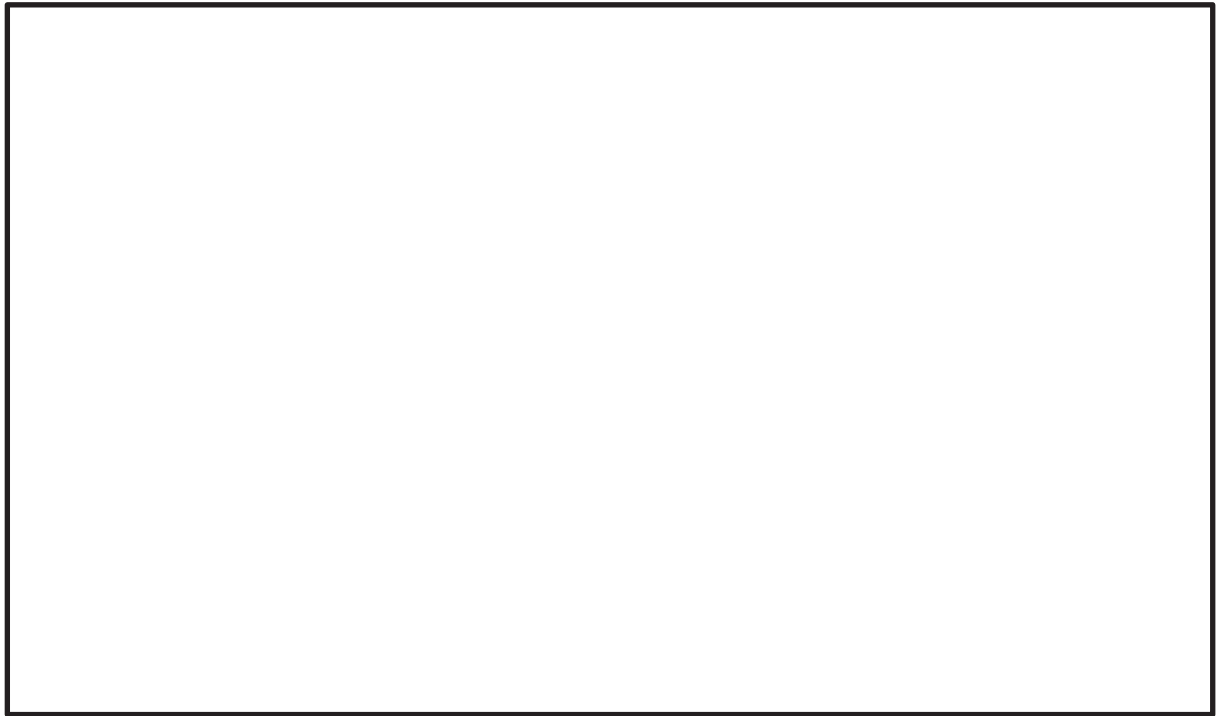


図1 選定したベンチマーク実験の EALF と C/E の関係

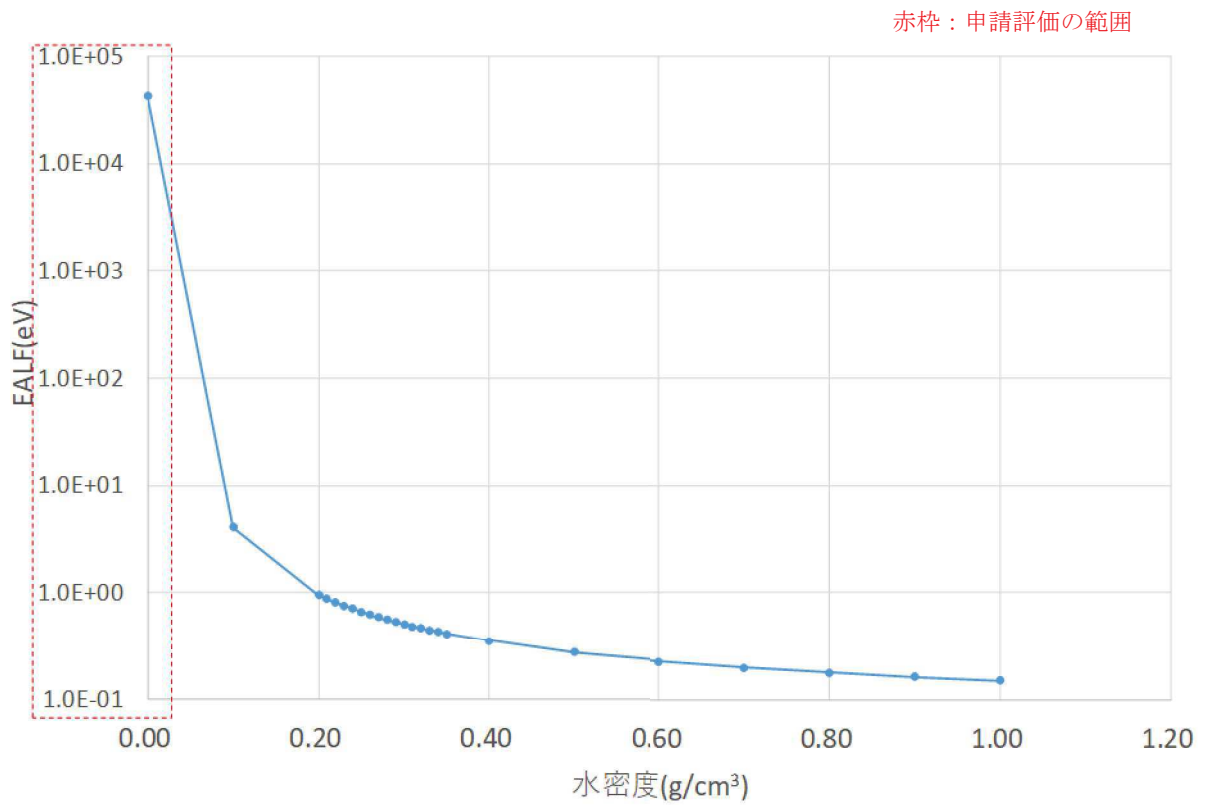


図2 申請評価における EALF の範囲

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表2 SCALE Ver. 6.1 システムの平均誤差及び不確かさ

条件	計算コード	SCALE 6.1 システム (KENO-V.a)
	断面積ライブラリ	ENDF/B-VII 連続エネルギー
	ベンチマーク解析ケース数	103
ベンチマーク解析による評価結果	平均誤差 (Δk)	-0.0006
	平均誤差の標準偏差	0.0021
	信頼係数(*1)	
	平均誤差の不確かさ (ϵ_c)	0.0041

(*1) ベンチマーク解析ケース数に対する 95%信頼度-95%確率での信頼係数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所 1 号炉審査資料	
資料番号	01-DP-029(改 2)
提出年月日	令和 2 年 2 月 13 日

女川原子力発電所 1 号発電用原子炉

取放水路流路縮小工について

令和 2 年 2 月
東北電力株式会社

1号炉取放水路流路縮小工について

1. はじめに

1号炉取放水路に設置する取放水路流路縮小工（以下「流路縮小工」という。）は、1号炉海水ポンプ室及び1号炉放水立坑から津波が溢水し2号炉が損傷することを防止するために必要な設備であり、2号炉の設置変更許可申請において、津波防護施設として整理している。流路縮小工の設置位置を図1に示す。

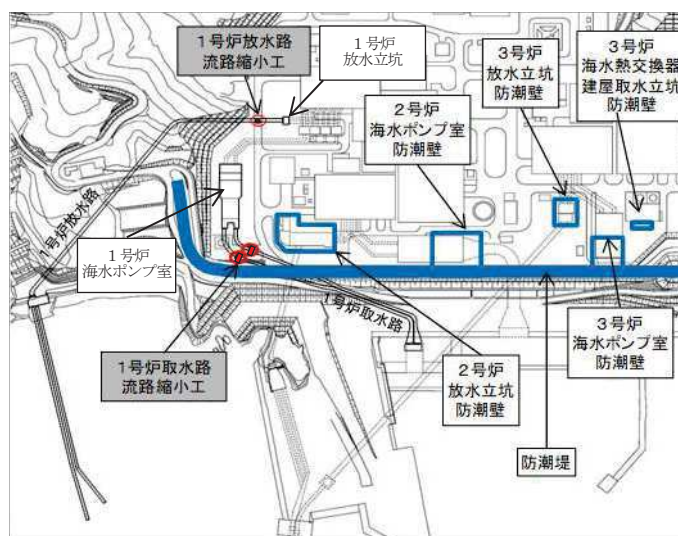


図1 流路縮小工設置位置

2. 流路縮小工の構造について

(1) 流路縮小工の構造概要

流路縮小工は、1号炉取水路及び1号炉放水路内に設置する構造物であり、それぞれの流路をコンクリートにより縮小するものである。

1号炉取水路流路縮小工の構造概要図を図2、1号炉放水路流路縮小工の構造概要図を図3に示す。

a. 取水路の流路縮小工

- (a) 取水路の流路縮小工は、取水路の海水ポンプ室側直線部に設置する。
- (b) 取水路の流路縮小工は、取水路からの敷地への津波の流入を防止するために設置し、1号炉の補機冷却海水ポンプに必要な海水を取水するため、貫通部（ $\phi 1.0\text{m} \times 2$ 条）を設ける。

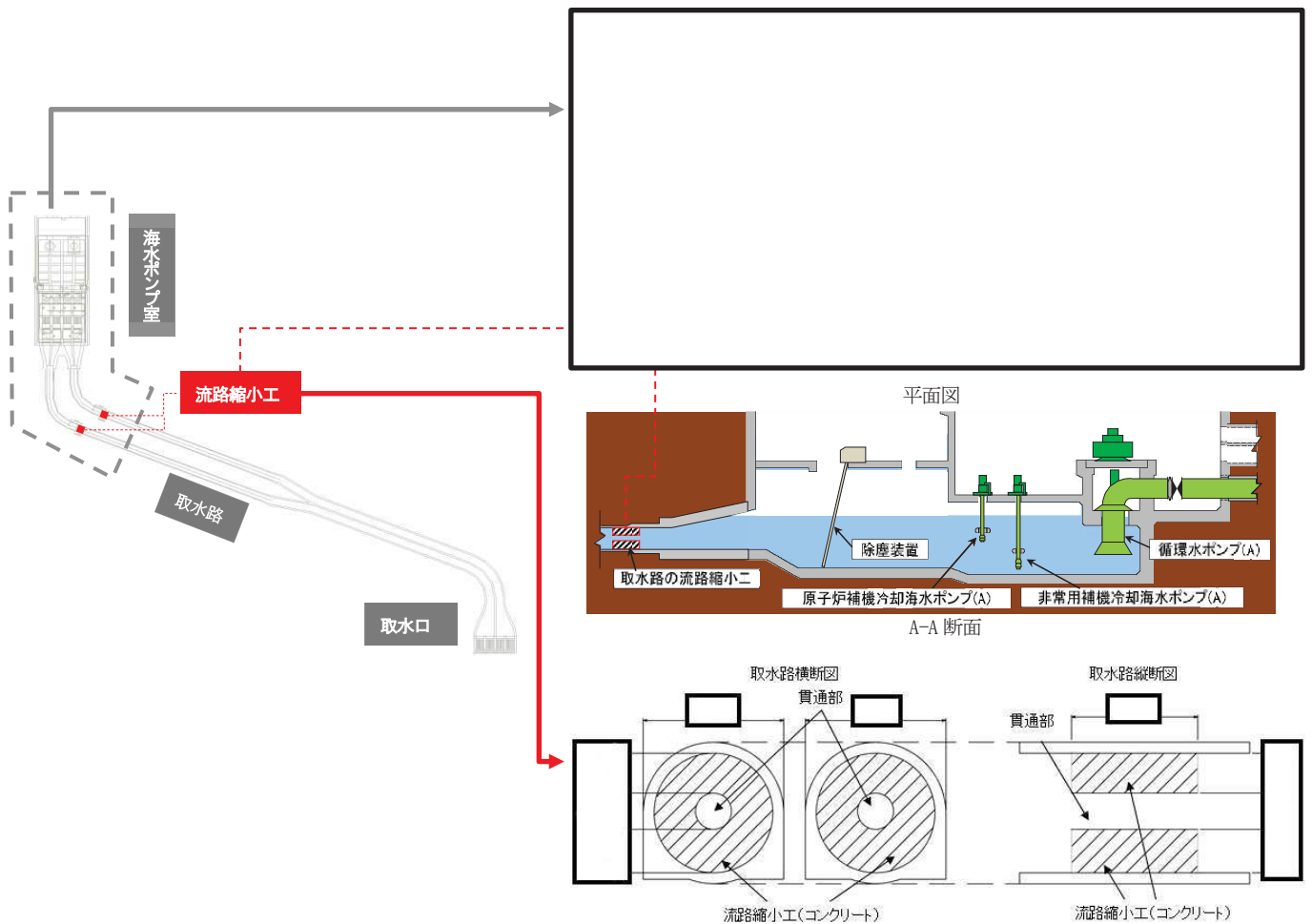


図2 取水路流路縮小工の構造概要

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. 放水路の流路縮小工

- (a) 放水路の流路縮小工は、放水路の放水立坑側に設置する。
- (b) 放水路の流路縮小工は、放水路からの敷地への津波の流入を防止するために設置し、1号炉の補機冷却海水ポンプからの放水を流下するため、貫通部（φ0.5m×1条）を設ける。

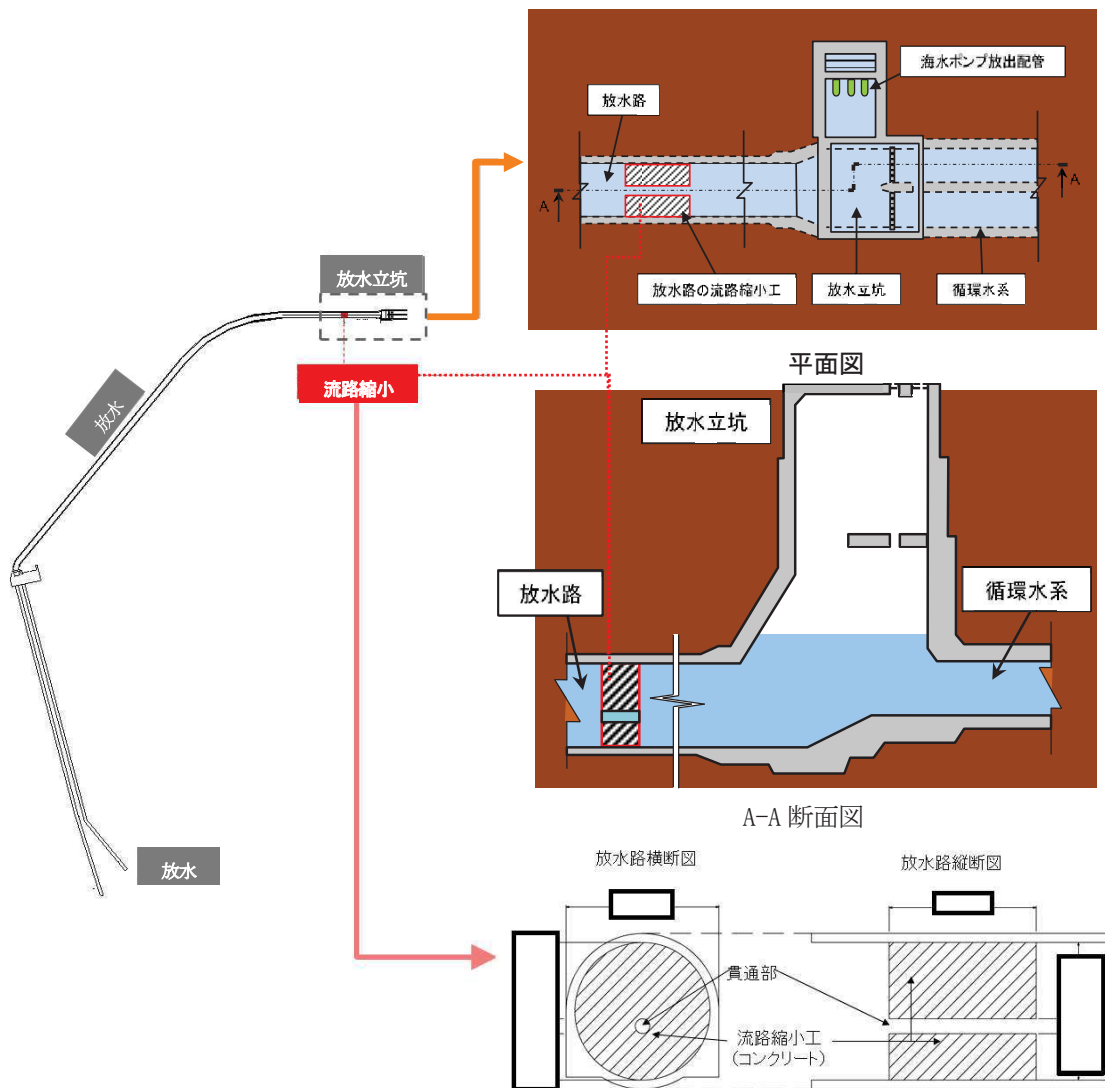


図3 放水路流路縮小工の構造概要

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 許容限界

津波防護機能に対する機能保持限界として、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰り返し作用を想定し、津波防護機能を保持する設計とする。詳細については、2号炉工事計画認可申請において説明する。

3. 流路縮小工設置による1号炉取水機能・放水機能への影響について

(1) 廃止措置段階で必要となる海水系について

廃止措置段階（解体工事準備期間中）において、使用済燃料プールの冷却機能の維持が必要である。また、使用済燃料プールは、外部電源喪失時（以下「非常時」という。）にも冷却機能が維持できるよう、非常用ディーゼル発電機による電源供給機能の維持管理が必要である。上記、機能の補機冷却のために海水系ポンプの維持管理が必要である。

流路縮小工の設置により取水機能及び放水機能への影響評価が必要となる維持管理対象設備である海水系ポンプは、以下の通り。

なお、維持台数以上の台数を供用する場合の流路縮小工設置による1号炉取水機能・放水機能への影響について、参考資料－1に示す。

表1 廃止措置段階（解体工事準備期間中）で必要となる海水系ポンプ

	ポンプ名称	維持台数	流量 (m ³ /h)	用途
通常時	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)	1	960	使用済燃料プールの冷却
非常時	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)	1	960	
	非常用補機冷却海水ポンプ(A)	1	390	非常用ディーゼル発電機(A)の補機冷却

(2) 1号炉取水機能への影響について

a. 通常時の取水性評価

取水路への流路縮小工設置により増加する損失水頭は無視できるレベル（約0.0034m）であり、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)の取水可能最低水位から十分余裕があることから、通常時における取水機能への影響はない（表2，図4参照）。

なお、津波を想定した場合、引き波時に原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能最低水位以下まで潮位が下がる可能性があるが、使用済燃料プールの水温が施設運用上の基準に到達するまでの期間は約13日と十分な余裕があり、津波が収束した後に、安全を確認してから運転させることにより、施設運用上の基準に到達することなく取水機能を回復できることを確認している。

表2 流路縮小工設置による通常時取水機能への影響

流路縮小工	流量 (m ³ /s)	水路断面積 (m ²)	流速 (m/s)	取水口 水位(m)	海水ポンプ室 水位 ^{※5} (m) (カッコ内は端数 処理前の値)	ポンプ取水可能 最低水位 (m)
設置前	0.27 ^{※1}	7.54 (φ3.1 ^{※2})	0.04 ^{※3}	O.P. -0.14 ^{※4}	O.P. -0.15 (-0.1402)	O.P. -2.43 (原子炉補機冷却 海水ポンプ(A))
設置後		0.78 (φ1.0)	0.35 ^{※3}		O.P. -0.15 (-0.1436)	

※1 原子炉補機冷却海水ポンプ(A)運転時の流量 (960 m³/h×1台)

※2 貝付着代10cmを考慮

※3 取水路については、「建設省河川砂防基準(案)同解説 設計編【I】」で定める一般的な設計流速(常時2~5m/s程度)であることから、通水性に問題はない

※4 朔望平均干潮位

※5 取水路の流路縮小工における局所損失(急拡, 急縮)及び摩擦損失を考慮

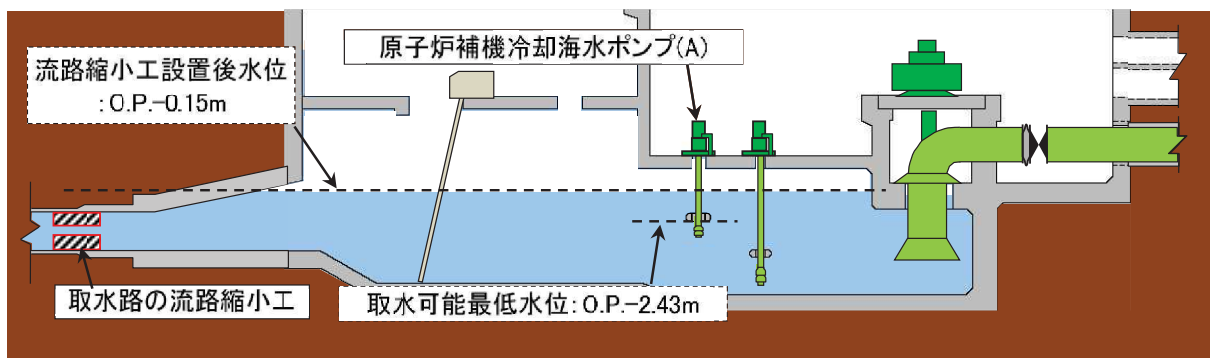


図4 海水ポンプ室内の流路縮小工設置後水位, 海水ポンプ取水可能最低水位(通常時)

b. 非常時の取水性評価

取水路への流路縮小工設置により増加する損失水頭は約 0.0063m であり、海水ポンプ室水位は僅かに低下するものの、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)及び非常用補機冷却海水ポンプ(A)の取水可能最低水位から十分余裕があることから、非常時における取水機能への影響はない(表3, 図5参照)。

表3 流路縮小工設置による非常時取水機能への影響

流路縮小工	流量 (m ³ /s)	水路断面積 (m ²)	流速 (m/s)	取水口 水位(m)	海水ポンプ室水 位 ^{※5} (m) (カッコ内は端数処 理前の値)	ポンプ取水可能 最低水位(m)
設置前	0.38 ^{※1}	7.54 (φ3.1 ^{※2})	0.05 ^{※3}	O.P. -0.14 ^{※4}	0.P. -0.15 (-0.1404)	0.P. -7.2 (非常用補機冷却 海水ポンプ(A))
設置後		0.78 (φ1.0)	0.49 ^{※3}		0.P. -0.15 (-0.1467)	0.P. -2.43 (原子炉補機冷却 海水ポンプ(A))

※1 非常用補機冷却海水ポンプ(A)運転時の流量(390 m³/h×1台) + 原子炉補機冷却海水ポンプ(A)運転時の流量(960 m³/h×1台)

※2 貝付着代10cmを考慮

※3 取水路については、「建設省河川砂防基準(案)同解説 設計編【I】」で定める一般的な設計流速(常時2~5m/s程度)であることから、通水性に問題はない

※4 朔望平均干潮位

※5 取水路の流路縮小工における局所損失(急拡, 急縮)及び摩擦損失を考慮

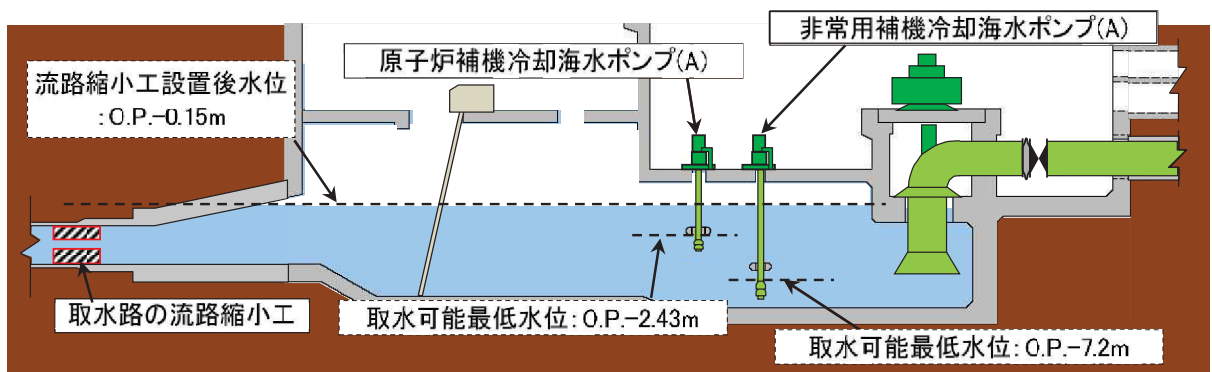


図5 海水ポンプ室内の流路縮小工設置後水位, 海水ポンプ取水可能最低水位(非常時)

c. 海水中に含まれる砂による取水機能への影響

流路縮小工貫通部は、海水の流れにより砂が堆積しないため、海水中に含まれる砂で閉塞することはない。

また、流路縮小工を通過した砂について、海水ポンプ室底面は O.P. -9.5m であり、原子炉補機冷却海水ポンプの下端は O.P. -4.0m、非常用補機冷却海水ポンプの下端は O.P. -7.85m であることから、海水ポンプ室底面から 1.65～5.5m 高い位置に海水ポンプが設置されていること、更に、流路縮小工設置により、海水ポンプ室内への砂の流入量は減少する方向になることから、海水ポンプ室内における砂堆積による影響はない（図6参照）。

なお、津波による浮遊砂に対する海水ポンプ運転への影響について、海水ポンプ軸受には異物逃がし溝があり、浮遊砂の影響を考慮した設計上の配慮がなされているため、運転に影響がないことを確認している（参考資料-2）。

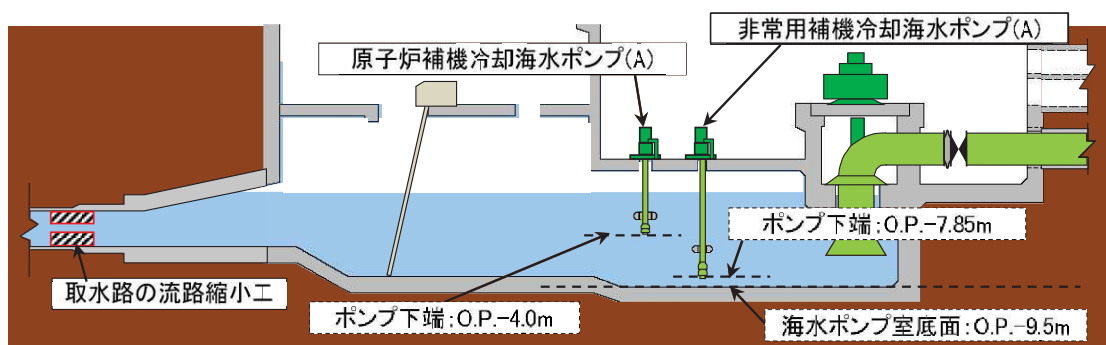


図6 海水ポンプ室底面高さとは海水ポンプ下端高さ

(3) 1号炉放水機能への影響について

a. 通常時の放水性評価

放水路への流路縮小工設置による流路抵抗の増加により、通常時における放水立坑水位が約 0.17m上昇し、O.P.+1.61mとなるものの、海水ポンプの放水高さ O.P.+4.6mより低いことから、通常時における放水機能への影響はない（表4参照）。

表4 流路縮小工設置による通常時放水機能への影響

流路縮小工	流量 (m ³ /s)	水路断面積 (m ²)	流速 (m/s)	放水口 水位(m)	放水立坑水位 ※5 (m)	海水ポンプ 放水高さ(m)
設置前	0.27※1	15.2 (φ4.4※2)	0.02※3	O.P.+1.43※4	O.P.+1.44	O.P.+4.6※6
設置後		0.20 (φ0.5)	1.35※3		O.P.+1.61	

- ※1 原子炉補機冷却海水ポンプ(A)運転時の流量(960 m³/h×1台)
- ※2 貝付着代10cmを考慮
- ※3 放水路については、「建設省河川砂防基準(案)同解説 設計編【I】」で定める一般的な設計流速(常時2~5m/s程度)であることから、通水性に問題はない
- ※4 朔望平均満潮位
- ※5 放水路の流路縮小工における局所損失(急拡, 急縮)及び摩擦損失を考慮
- ※6 図7「放水立坑内の水位及び海水ポンプ放出配管位置(通常時)」参照

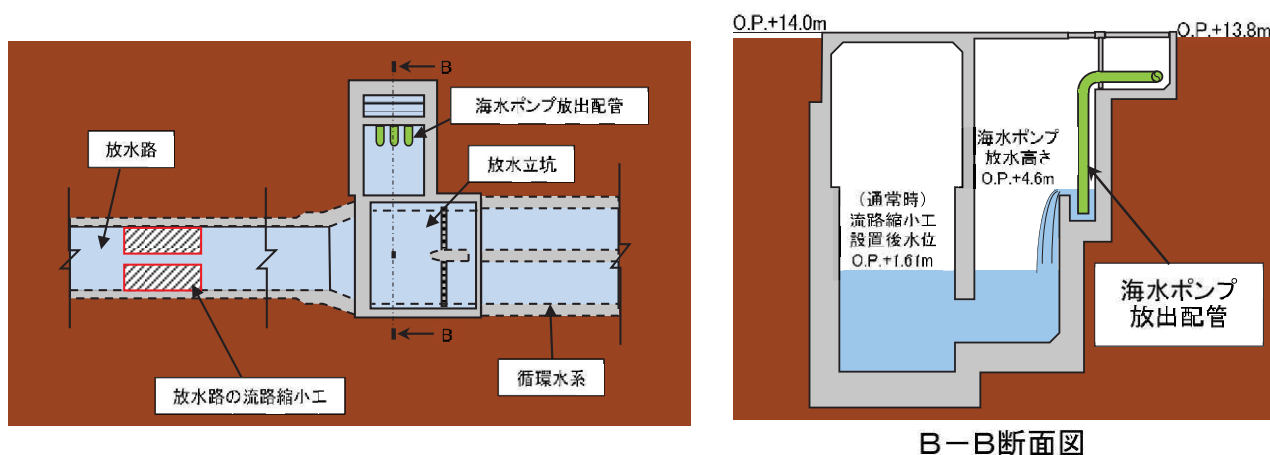


図7 放水立坑内の水位及び海水ポンプ放出配管位置(通常時)

b. 非常時の放水性評価

放水路への流路縮小工設置による流路抵抗の増加により、非常時における放水立坑水位が約 0.33m 上昇し、O.P.+1.77m となるものの、海水ポンプの放水高さ O.P.+4.6m より低いことから、非常時における放水機能への影響はない（表 5 参照）。

表 5 流路縮小工設置による非常時放水機能への影響

流路縮小工	流量 (m ³ /s)	水路断面積 (m ²)	流速 (m/s)	放水口 水位 (m)	放水立坑水位 ※ ⁵ (m)	海水ポンプ 放水高さ (m)
設置前	0.38※ ¹	15.2 (φ4.4※ ²)	0.03※ ³	O.P.+1.43※ ⁴	O.P.+1.44	O.P.+4.6※ ⁶
設置後		0.20 (φ0.5)	1.90※ ³		O.P.+1.77	

- ※1 非常用補機冷却海水ポンプ(A)運転時の流量 (390 m³/h×1台) + 原子炉補機冷却海水ポンプ(A)運転時の流量 (960 m³/h×1台)
- ※2 貝付着代 10cm を考慮
- ※3 放水路については、「建設省河川砂防基準(案)同解説 設計編【I】」で定める一般的な設計流速(常時 2~5m/s 程度)であることから、通水性に問題はない。
- ※4 朔望平均満潮位
- ※5 放水路の流路縮小工における局所損失(急拡, 急縮)及び摩擦損失を考慮。
- ※6 図 8 「放水立坑内の水位及び海水ポンプ放出配管位置(非常時)」参照

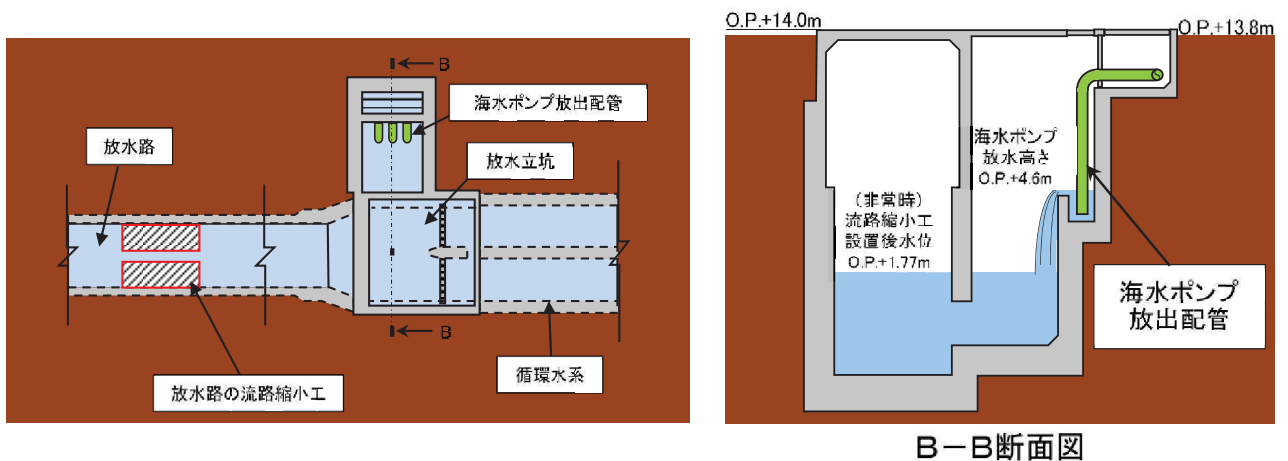


図 8 放水立坑内の水位及び海水ポンプ放出配管位置(非常時)

4. 流路縮小工の閉塞の可能性について

(1) 海生生物の付着による影響

「火力原子力発電所土木構造物の設計-増補改訂版- (電力土木技術協会)」によると、暗渠水路における貝等の付着代は0~200mmに対し、1号炉取水路の至近3回の定期点検時における調査結果では、貝等の付着厚さは平均で5~20mm、最大で90mmとなっている。

取水路に設置する流路縮小工の貫通部は $\phi 1,000\text{mm}$ であり、断面縮小に伴い当該区間の流速が増大することにより、流路縮小工設置前より当該区間には海生生物が付着しにくくなる。仮に設置前と同等程度付着したとしても、貫通部は貝付着厚さに比べて十分大きいことから、付着による閉塞の可能性はない。

放水路についても取水炉以上に流速が増大し、同様の理由により閉塞の可能性はない。

なお、流路縮小工設置後においても定期的な点検と清掃を行う。

以上より、海生生物による流路縮小工の閉塞の可能性はない。

(2) 漂流物による影響

1号炉取水口には、呑み口(6m \times 4m)から約3m奥(取水路側)に固定式バースクリーン(鋼製、目開き:200mm、高さ方向の鋼材間隔:約500mm)が設置されている(図9、写真1参照)。そのため、同スクリーンの開口面積よりも小さい漂流物が取水路へ流入する可能性があるが、取水路の流路縮小工の貫通部は $\phi 1,000\text{mm}$ であるため、固定式バースクリーンを通過した小さい漂流物により取水路の流路縮小工が閉塞する可能性はない。

以上より、取水路の流路縮小工が漂流物によって閉塞する可能性はない。

なお、津波時の漂流物を想定しても、取水路の流路縮小工が閉塞する可能性はないことを確認している(参考資料-2参照)。また東北地方太平洋沖地震に伴う津波によって、発電所港湾内にはがれき等の漂流物が到達していたが、各号炉の取水性への影響はなく、その後に作業船等により撤去している。この実績を踏まえ、津波襲来後には必要に応じて漂流物を撤去する方針としていることから、補機冷却海水ポンプの取水は可能である。



図9 1号炉取水口概要図



外形寸法：

バースクリーン：

FB125mm×12mm

ピッチ 200mm

写真1 1号炉取水口固定式バースクリーン

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

5. 流路縮小工の保守管理について

流路縮小工については、津波防護施設としての機能及び1号炉取水機能・放水機能を維持していくため、保安規定及び社内規定で定める保全計画に基づき、適切に管理していく。具体的には、取水路については定期的な抜水による点検・清掃等を実施する。また放水路については定期的な抜水による点検・清掃等、またはダイバー、水中カメラ等を用いた点検・清掃等を実施することにより、流路縮小工部の変状の有無等を確認し、変状等が確認された場合には、詳細な調査等を行うこととする。

6. まとめ

流路縮小工を設置することによる影響について、以下のとおり確認した。

(1) 1号炉取水機能への影響

流路縮小工設置後も廃止措置段階に必要な海水系ポンプの組み合わせにおいても、取水機能が確保されることを確認した。

(2) 1号炉放水機能への影響

流路縮小工設置後も廃止措置段階に必要な海水系ポンプの組み合わせにおいても、放水機能が確保されることを確認した。

(3) 流路縮小工部の閉塞の可能性

海生生物の付着及び漂流物によって、流路縮小工が閉塞する可能性はないことを確認した。

(4) 保守管理について

流路縮小工については、津波防護施設としての機能及び1号炉取水機能・放水機能を維持していくため、保安規定及び社内規定で定める保全計画に基づき、適切に管理していく。

維持台数以上の台数を供用する場合の流路縮小工設置による
1号炉取水機能・放水機能への影響について

1. 廃止措置段階で維持台数以上の台数を供用する海水系について
廃止措置段階で維持台数以上の台数を供用する海水系として検討している、自主管理する海水系ポンプは、以下の通り（表1参照）。

表1 廃止措置段階で維持台数以上の台数を供用する海水系ポンプ（検討中）

	ポンプ名称	維持台数	流量 (m ³ /h)	用途
通常時	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)	1	960	使用済燃料プールの冷却
非常時	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)	1	960	
	非常用補機冷却海水ポンプ(B)	1	450*	非常用ディーゼル発電機(B)の補機冷却

※女川1号炉は非常補機補機冷却海水ポンプを4台設置している。

(A系((A), (C)) : 390m³/h, B系((B), (D)) : 450m³/h)

2. 1号炉取水・放水機能への影響について

廃止措置段階において、原子炉補機冷却海水ポンプは通常時、非常時ともに1台運転であり、自主で管理する原子炉補機冷却海水ポンプ(B)運転時の取水・放水機能への影響は、原子炉補機冷却海水ポンプの流量は(A)～(C)で同じであるため、同様の評価となり、流路縮小工設置による取水・放水機能へ影響はない。

非常時に運転する非常用補機冷却海水ポンプは、維持管理するポンプと自主で管理するポンプの流量が異なるため、以下の通り、流路縮小工設置による取水・放水機能への影響を確認した。

- (1) 非常時の1号炉取水機能への影響について

取水炉への流路縮小工設置により増加する損失水頭は約0.0069mであり、海水ポンプ室水位は僅かに低下するものの、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)及び非常用補機冷却海水ポンプ(B)の取水可能最低水位から十分余裕があることから、非常時における自主で管理するポンプ運転時の取水機能への影響はない(図1, 表2参照)。

表2 流路縮小工設置による非常時取水機能への影響

流路縮小工	流量 (m ³ /s)	水路断面積 (m ²)	流速 (m/s)	取水口 水位(m)	海水ポンプ室 水位 ^{※5} (m)	ポンプ取水可能 最低水位 (m)
設置前	0.40 ^{※1}	7.54 (φ3.1 ^{※2})	0.05 ^{※3}	0.P. -0.14 ^{※4}	0.P. -0.15 (-0.1404)	0.P. -7.2 (非常用補機冷却 海水ポンプ(B))
設置後		0.78 (φ1.0)	0.51 ^{※3}		0.P. -0.15 (-0.1473)	0.P. -2.43 (原子炉補機冷却 海水ポンプ(B))

- ※1 非常用補機冷却海水ポンプ(B)運転時の流量 (450 m³/h×1台) + 原子炉補機冷却海水ポンプ(B)運転時の流量 (960 m³/h×1台)
- ※2 貝付着代10cmを考慮
- ※3 取水路については、「建設省河川砂防基準(案)同解説 設計編【I】」で定める一般的な設計流速(常時2~5m/s程度)であることから、通水性に問題はない
- ※4 朔望平均干潮位
- ※5 取水路の流路縮小工における局所損失(急拡, 急縮)及び摩擦損失を考慮

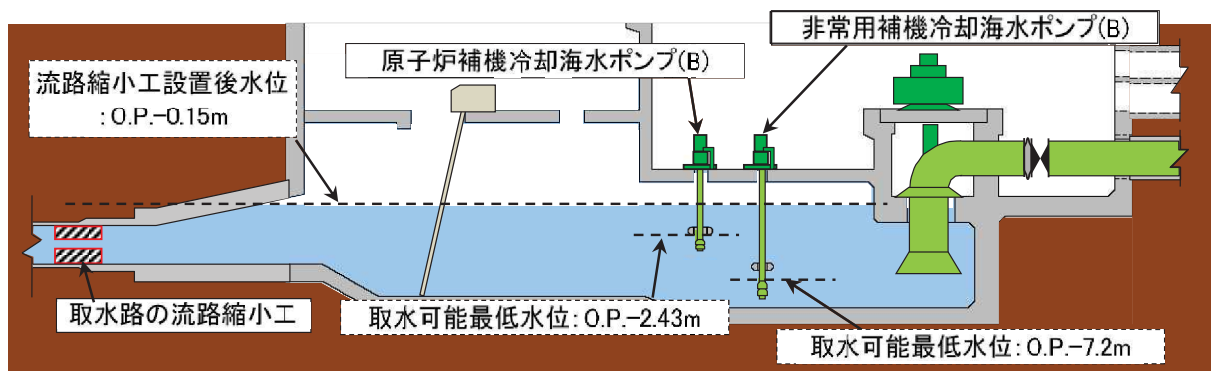


図1 海水ポンプ室内の流路縮小工設置後水位, 海水ポンプ取水可能最低水位

(2) 非常時の1号炉放水機能への影響について

放水路への流路縮小工設置による流路抵抗の増加により、非常時における放水立坑水位が約0.37m上昇し、O.P.+1.81mとなるものの、海水ポンプの放水高さO.P.+4.6mより低いことから、非常時における自主で管理するポンプ運転時の放水機能への影響はない(表3参照)。

表3 流路縮小工設置による非常時放水機能への影響

流路縮小工	流量 (m ³ /s)	水路断面積 (m ²)	流速 (m/s)	放水口 水位(m)	放水立坑水位 ※5 (m)	海水ポンプ 放水高さ(m)
設置前	0.40※1	15.2 (φ4.4※2)	0.03※3	O.P.+1.43※4	O.P.+1.44	O.P.+4.6※6
設置後		0.20 (φ0.5)	2.00※3		O.P.+1.81	

- ※1 非常用補機冷却海水ポンプ(B)運転時の流量(450 m³/h×1台) + 原子炉補機冷却海水ポンプ(B)運転時の流量(960 m³/h×1台)
- ※2 貝付着代10cmを考慮
- ※3 放水路については、「建設省河川砂防基準(案)同解説 設計編【I】」で定める一般的な設計流速(常時2~5m/s程度)であることから、通水性に問題はない。
- ※4 朔望平均満潮位
- ※5 放水路の流路縮小工における局所損失(急拡, 急縮)及び摩擦損失を考慮。
- ※6 図2「放水立坑内の水位及び海水ポンプ放出配管位置(非常時)」参照

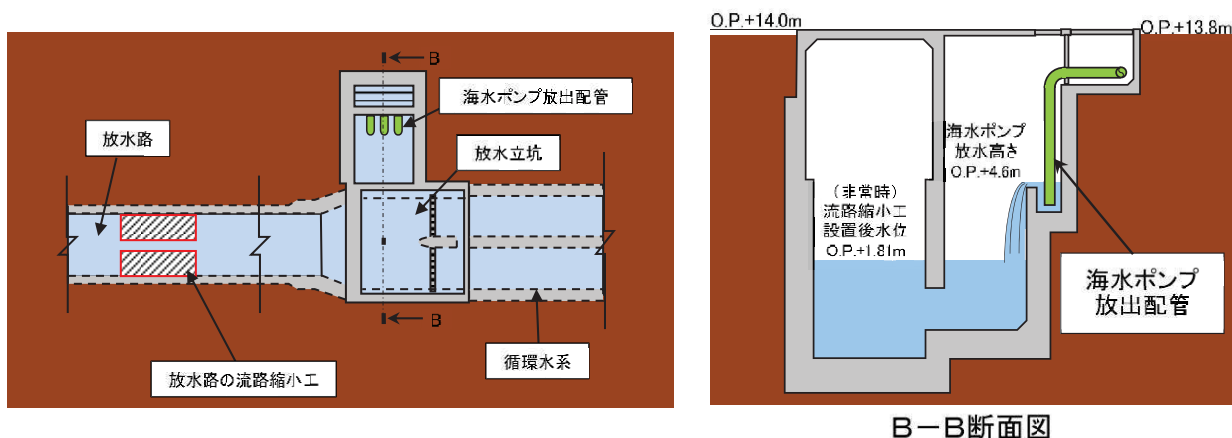


図2 放水立坑内の水位及び海水ポンプ放出配管位置

津波時の取水性評価

1. 漂流物による閉塞の可能性評価

基準津波に伴って生じた漂流物が1号炉取水口に到達して、1号炉取水口及び取水路の流路縮小工を閉塞させる可能性について評価した。

1号炉取水口前面(図1参照)に到達する可能性がある施設・設備としては、発電所敷地内からは、車両、カーテンウォールPC板、キュービクル類、角落し、3号炉放水口モニタリング架台及びがれき(壁材等)を考慮し、発電所敷地外からは、車両、コンテナ・ユニットハウス、小型船舶、油槽所のタンク及びがれき(壁材、木片、廃プラスチック類等)を考慮しているが、1号炉取水口の取水面積との比較や形状、水面を浮遊すること等から、いずれも1号炉取水口を閉塞することはないと評価している。

1号炉取水口は、考慮すべき漂流物のうち投影面積が最大となる施設・設備は車両(約15.2m×約3m)であるのに対して、1号炉取水口の取水面積(6m×4m、4口)はこの車両の投影面積よりも十分に大きいことから、1号炉取水口を閉塞することはない(図2参照)。

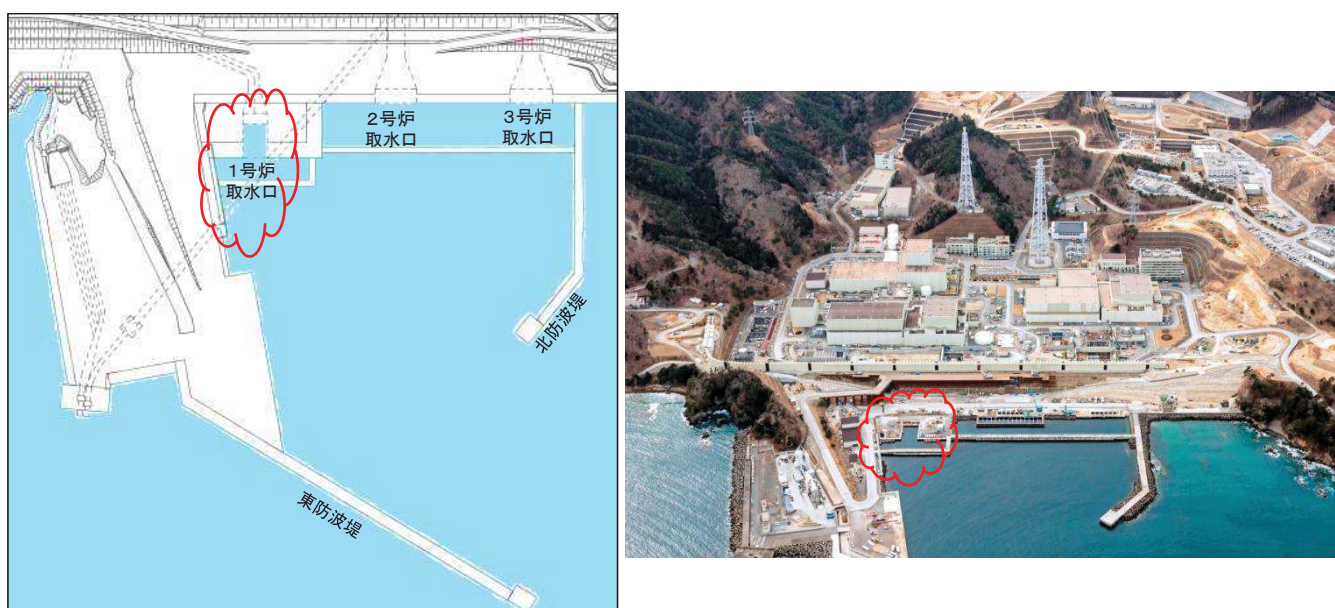


図1 1号炉取水口位置



図2 1号炉取水口概要図

1号炉取水口には、呑み口（6m×4m）から約3m奥（取水路側）に固定式バースクリーン（鋼製、目開き：200mm、高さ方向の鋼材間隔：約500mm）が設置されている（写真1）。そのため、同スクリーンの開口面積よりも小さい漂流物が取水路へ流入する可能性があるが、取水路の流路縮小工の貫通部はφ1,000mmであるため、固定式バースクリーンを通過した小さい漂流物により取水路の流路縮小工が閉塞する可能性はない。

また、固定式バースクリーンは溶接接合した構造となっており、仮に変形するようなことがあっても、個々の鋼材が分離し漂流物化することや大きな開口が生じることは考えにくい。

以上より、取水路の流路縮小工が漂流物によって閉塞する可能性はない。

なお、東北地方太平洋沖地震に伴う津波によって、発電所港湾内にはがれき等の漂流物が到達していたが、各号炉の取水性への影響はなく、その後に作業船等により撤去している。この実績を踏まえ、津波襲来後には必要に応じて漂流物を撤去する方針としていることから、補機冷却海水ポンプの取水は可能である。



外形寸法：

バースクリーン：

FB125mm×12mm

ピッチ 200mm

写真1 1号炉取水口固定式バースクリーン

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2. 浮遊砂に対する海水ポンプ運転への影響

津波による浮遊砂については、スクリーン等で除去することが困難なため、海水ポンプそのものが運転時の砂の混入に対して軸固着することなく機能保持できる設計であることを、以下のとおり確認した。

発電所周辺の砂の平均粒径は約 0.2mm で、数ミリ以上の粒子はごく僅かであり、粒径数ミリの砂は浮遊し難いものであることを踏まえると、大きな粒径の砂は殆ど混入しないと考えられる。

海水ポンプで取水した浮遊砂を含む多くの海水は揚水管内を通過するが、一部の海水はポンプ軸受の潤滑水として軸受摺動面に流入する構造である（図 3 参照）。

軸受摺動面隙間に対し、これより粒径の小さい砂が混入した場合は海水とともに摺動面を通過するか、または主軸の回転によって異物逃がし溝に導かれ連続排出される。

大きな粒径の砂が摺動面に混入したとしても回転軸の微小なずれから発生する主軸の振れ回りにより、摺動面を伝って異物逃がし溝に導かれ排出される。

以上より軸受摺動面や異物逃がし溝が閉塞することはなく、ポンプ軸固着への影響はない。

【摺動面隙間（許容最大）】

- ・原子炉補機冷却海水ポンプ：中間軸受：0.77mm，下部軸受：0.76mm
- ・非常用補機冷却海水ポンプ：中間軸受：0.60mm，下部軸受：0.70mm

【異物逃がし溝】

- ・原子炉補機冷却海水ポンプ：中間軸受：3.0mm，下部軸受：3.0mm
- ・非常用補機冷却海水ポンプ：中間軸受：3.0mm，下部軸受：4.0mm

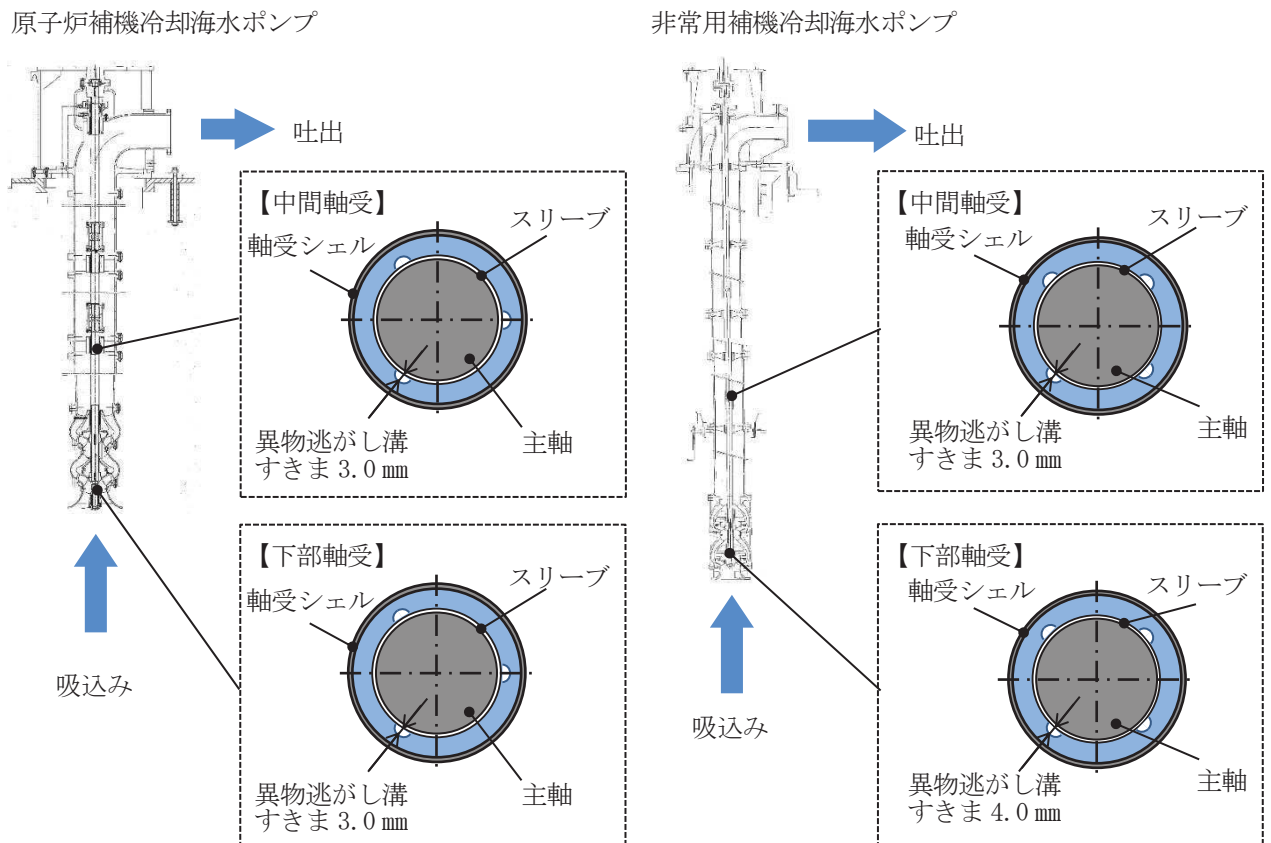


図3 海水ポンプ軸受部構造図（イメージ）

3. 浮遊砂に対する取水性確保

海水系統に混入した微小な浮遊砂は、原子炉補機冷却海水系についてはストレーナを通過し熱交換器を経て放水路へ排出されるが、その間の最小流路幅（熱交換器の伝熱管内径）は 16.57mm である。非常用補機冷却海水系については、ストレーナを通過し非常用ディーゼル発電設備空気冷却器，潤滑油冷却器，清水冷却器を経て放水路へ排出されるが、その間の最小流路幅（空気冷却器の伝熱管内径）は 9.8mm（楕円管の短径）である。発電所周辺の砂の平均粒径約 0.2mm に対して十分に大きく，閉塞の可能性はないため，海水ポンプの取水機能は維持できる（図 4，図 5，表 1，表 2 参照）。

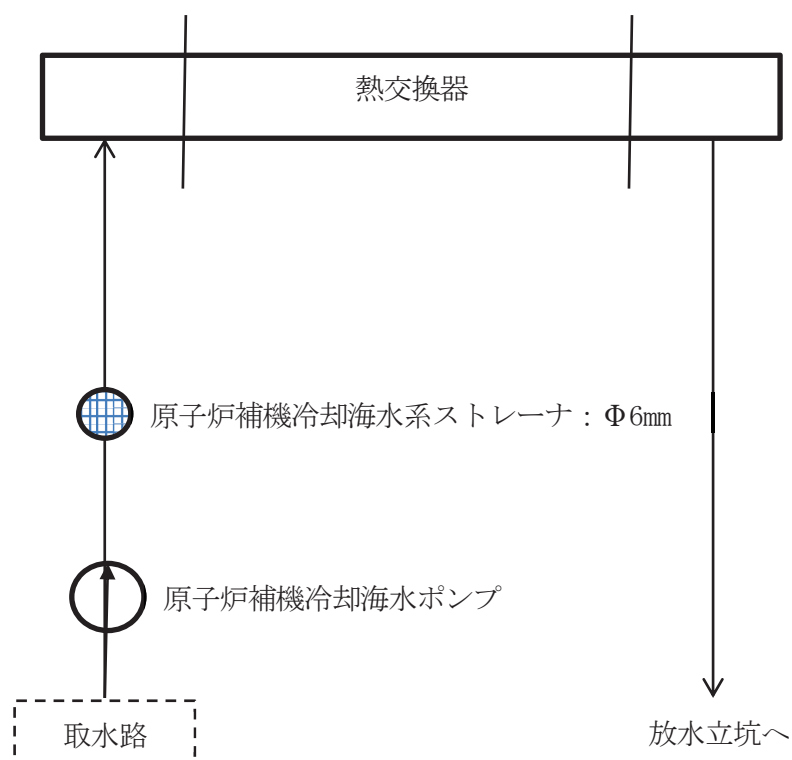


図 4 原子炉補機冷却海水系統概略図

表 1 原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱管内径

機器名称	伝熱管内径 (mm)
原子炉補機冷却系熱交換器	16.57

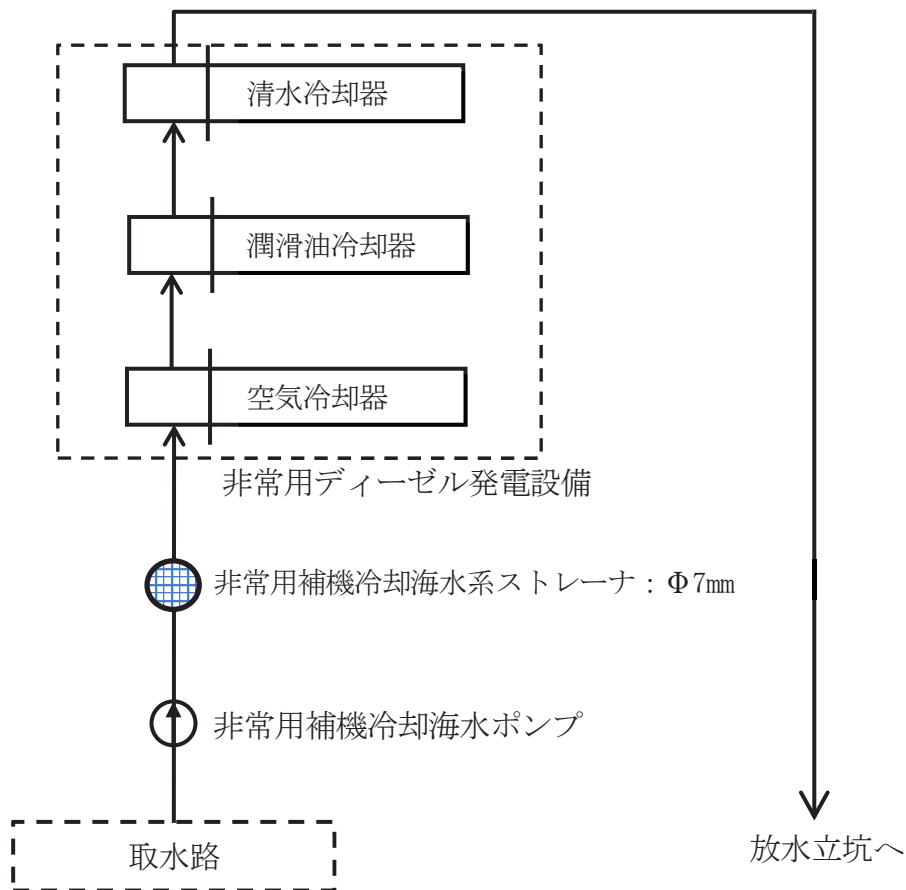


図5 非常用補機冷却海水系統概略図

表2 非常用ディーゼル発電設備冷却器の伝熱管内径

機器名称	伝熱管内径 (mm)
空気冷却器	9.8×25.6 (楕円管)
潤滑油冷却器	13.6
清水冷却器	13.6