

伊方発電所廃止措置計画変更認可申請書
審査資料

令和5年1月

四国電力株式会社

目 次

- 6-1 伊方発電所1号炉海水ポンプ廃止に伴う2号炉海水ポンプによる海水供給について<補足説明資料>
- 6-2 伊方発電所2号炉使用済燃料輸送容器への漏えい燃料の収納に係る影響評価について<補足説明資料>
- 6-3 伊方発電所2号炉使用済燃料輸送容器等の維持管理状況等について<補足説明資料>
- 8-1 伊方発電所1号及び2号炉廃止措置計画における使用済燃料搬出方針について<補足説明資料>
- 添 3-1 伊方発電所1号及び2号炉の放射性液体廃棄物の年間放出量等について<補足説明資料>
- 添 3-2 伊方発電所1号及び2号炉解体工事準備期間中における原子炉補助建家換気設備の運用について<補足説明資料>

伊方発電所 2号炉 審査資料	
資料番号	6-1 改7
提出年月日	令和5年1月25日

本資料のうち、枠囲みの内容は、
商業機密あるいは防護上の観点
から公開できません。

伊方発電所

1号炉海水ポンプ廃止に伴う2号炉
海水ポンプによる海水供給について

<補足説明資料>

令和5年1月
四国電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 廃止措置計画の現状記載について	1
3. 安全性等への影響について	2
(1) 1号炉海水ポンプの廃止による影響	2
(2) 2号炉海水ポンプによる1号炉への海水供給について	5
(別紙-1) 1号炉廃液蒸発装置の廃止について	9
(別紙-2) 1号炉強酸ドレンポンプ廃止に伴う強酸ドレンの処理方法の変更について	13
(別紙-3) 2号炉海水ポンプから1号炉への海水供給工事等に係る既許認可等への影響について	28

1. はじめに

伊方発電所 1号炉の海水ポンプ※は、令和元年の使用済燃料搬出完了により、性能維持期間を終了した。

本資料は、1号炉海水ポンプの廃止を踏まえ、2号炉の廃止措置計画認可申請書「六 性能維持施設」に記載した2号炉海水ポンプによる1号炉への海水供給に関する安全性等への影響について説明するものである。

※ 現在、「性能維持施設」でなく、「その他自ら定める設備」として維持管理している。

2. 廃止措置計画の現状記載について

1号炉海水ポンプ廃止後は、1号炉設備の一部に2号炉海水ポンプより海水の供給を行うため、2号炉海水ポンプの海水供給先に1号炉を含むことを反映している。

第 6.1 表 性能維持施設（抜粋）

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備※1		維持機能	性能	維持期間
		設備（建家）名称	維持台数			
その他主要施設	原子炉補機冷却海水設備	海水ポンプ※3	1台	既許認可どおり	性能維持施設へ海水を供給できる状態であること。	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。

※ 1：3号炉との共用施設は、維持管理の対象から除く。

※ 2：1号炉のみとの共用施設は、維持管理の対象に含む。

※ 3：海水供給先に1号炉を含む。

3. 安全性等への影響について

1号炉海水ポンプの廃止、2号炉海水ポンプによる1号炉への海水供給について、安全性等への影響がないことを確認する。

(1) 1号炉海水ポンプの廃止による影響

図1のとおり1号炉海水ポンプの供給先として、原子炉補機冷却水冷却器、非常用ディーゼル発電機、コントロールタワー空調用冷凍機などがあるが、非常用ディーゼル発電機は既に廃止済みである。

また、原子炉補機冷却水冷却器は、令和元年の使用済燃料搬出完了により、性能維持期間を終了している。

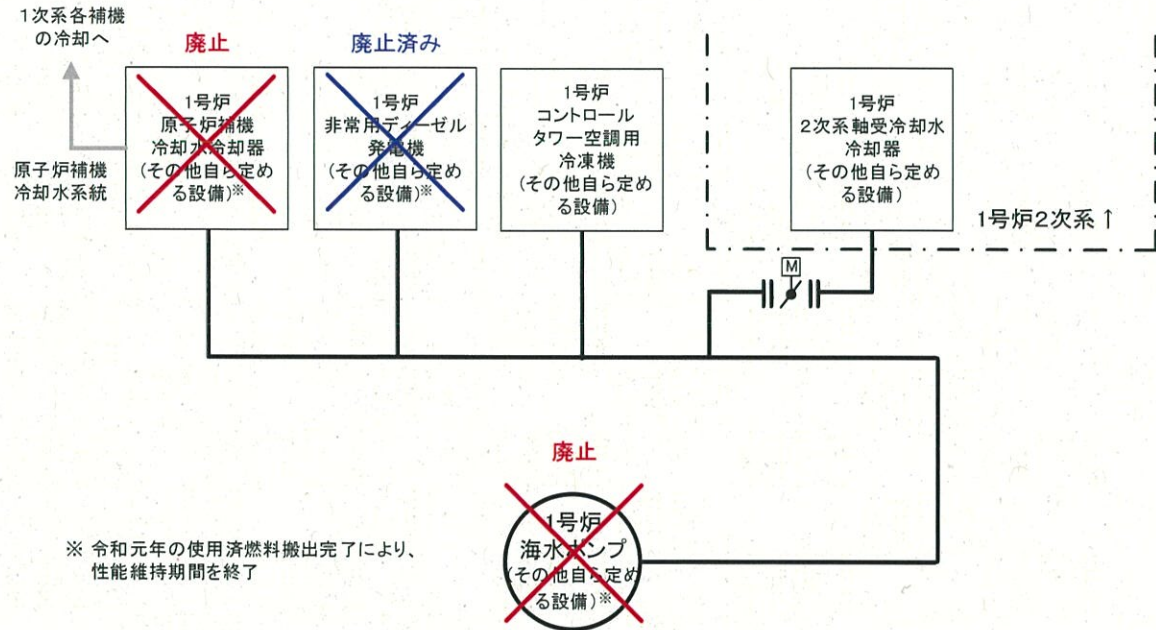


図1 1号炉海水供給概略系統図

1号炉海水ポンプの廃止による影響について、表1のとおり1号炉海水ポンプの供給先および関連設備への影響を検討した。

1号炉海水ポンプの供給先および関連設備への影響も踏まえ、各補機の維持要否を評価した結果、一部の設備の運用変更を行うことにより1号炉海水ポンプは廃止可能であるため、安全性への影響はない。

1号炉廃液蒸発装置の廃止に係る内容については別紙-1に示す。

1号炉強酸ドレンポンプ廃止に伴う強酸ドレンの処理方法の変更については別紙-2に示す。

2号炉海水ポンプによる1号炉コントロールタワー空調冷凍機への海水供給による影響については、次項(2)にて説明する。

表1 1号炉海水ポンプ廃止に伴う供給先および関連設備への影響評価

設備名称	区分	維持要否の検討結果	影響評価 ○：影響なし ×：影響あり
原子炉補機冷却水冷却器	その他自ら定める設備※1	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料搬出完了により、性能維持期間を終了している。 冷却水の供給先について、維持要否を評価した結果、廃止しても問題ないため廃止する。 	○
原子炉補機冷却水系統による主な冷却水供給先			
廃液蒸発装置	性能維持施設	<ul style="list-style-type: none"> 1, 2号炉共用施設（維持台数1基）のうち、2号炉の廃液蒸発装置1基を維持することにより廃液の発生量・処理量の観点で問題ないため、1号炉の廃液蒸発装置を廃止する。（廃棄物処理設備排水モニタについても同様）※2 なお、廃液蒸発装置の廃止等により、1号炉での補助蒸気が不要となり、維持期間を終了することから補助蒸気ドレンモニタも廃止する。 	○
強酸ドレンポンプ など	その他自ら定める設備	<ul style="list-style-type: none"> 強酸ドレン等を固化装置（1, 2号炉セメント固化装置）により固化処理しているが、強酸ドレンポンプの廃止により、強酸ドレンについては、容器を用いてドラム缶に廃液を投入し、固化処理する運用に変更する※3ため、廃止する。 	○ 運用変更
非常用ディーゼル発電機	その他自ら定める設備※1	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料搬出完了により、性能維持期間を終了している。 廃止済み 	○
2次系軸受冷却水冷却器	その他自ら定める設備	<ul style="list-style-type: none"> 1号炉海水ポンプの負荷流量維持のため通水しているが、海水ポンプ廃止以降に不要になれば廃止する。 	○
コントロールタワー空調用冷凍機	その他自ら定める設備	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室、安全補機開閉器室、放射線管理関係設備の空調の観点より必要である。 2号炉海水ポンプより海水供給を受けて維持する。 	○ 2号炉より海水供給

※1 令和元年の使用済燃料搬出完了により、性能維持期間を終了。

※2 1, 2号炉廃止措置計画（第10.2図）にて、放射性液体廃棄物について、2号炉で処理することを明確化。

※3 強酸ドレンポンプの廃止に伴う、強酸ドレンの固化処理に係る運用変更について、保安規定に反映済み。

前ページ表1のうち、1号炉海水ポンプの廃止に伴う、1号炉原子炉補機冷却水系統による冷却水供給先、および1号炉コントロールタワー空調用冷凍機による空調用冷却水供給先の取り扱いについて、以下のとおり補足する。

①原子炉補機冷却水系統による冷却水供給先

表2のとおり、廃止措置段階で必要な原子炉補機冷却水系統による冷却水の供給先について、維持要否を評価した結果、廃止しても問題ないため、1号炉原子炉補機冷却水冷却器を廃止する。

なお、1号炉原子炉補機冷却水冷却器は、令和元年の使用済燃料搬出完了により、性能維持期間を終了している。

表2 1号炉原子炉補機冷却水系統による冷却水供給先

原子炉補機冷却水供給先	維持要否の検討結果
性能維持施設	
廃液蒸発装置	<ul style="list-style-type: none"> 2号炉の廃液蒸発装置1基を維持することにより廃液の発生量・処理量の観点で問題ないため、1号炉の廃液蒸発装置を廃止する。
その他自ら定める設備	
強酸ドレンポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 強酸ドレンについては、容器を用いてドラム缶に廃液を投入し、固化処理する運用に変更するため、廃止する。
使用済燃料ピット冷却器 (使用済燃料ピット水浄化冷却設備※1)	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料搬出完了により、性能維持期間を終了しているため廃止する。 なお、使用済燃料ピットポンプは、新燃料保管の間、水質浄化時のみ運転する。
補助蒸気ドレンモニタ冷却器	<ul style="list-style-type: none"> 1号炉廃液蒸発装置の廃止等により、1号炉での補助蒸気が不要となるため廃止する。
制御用空気圧縮機	<ul style="list-style-type: none"> 2号炉制御用空気圧縮機より制御用空気を供給するため廃止する。
原子炉補機冷却水ポンプモータ	<ul style="list-style-type: none"> 1号炉原子炉補機冷却水系統を廃止するため、廃止する。
原子炉格納容器再循環ユニット	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内の結露対策のため再循環ファンを運転しているが、再循環ユニットへ冷却水を通水しない場合においても、温度上昇および結露は見られないため廃止する。

※1 令和元年の使用済燃料搬出完了により、性能維持期間を終了。

②コントロールタワー空調用冷凍機による空調用冷却水供給先

1号炉コントロールタワー空調用冷凍機(その他自ら定める設備)は、中央制御室、安全補機開閉器室、放射線管理関係設備(出入管理室、放射化学室、放射能測定室)の空調の観点より必要であることから、2号炉海水ポンプより海水供給を受けて維持することとしている。

計測機器類(性能維持施設)は、運転員が監視するよう維持管理するものであり、監視の一部は「中央制御室」にて行っていることから、運

転員による監視が必要な期間は「中央制御室」の解体は行わず、空調を維持する予定である。なお、放射線監視機能等を維持することが可能であれば空調の維持管理は必須ではない。

放射線管理を「放射線管理関係設備（出入管理室等）」にて行っていることから、管理区域を解除するまでの期間は「放射線管理関係設備（出入管理室等）」の解体は行わず、空調を維持する予定である。なお、放射線管理機能を維持することが可能であれば空調の維持管理は必須ではない。

(2) 2号炉海水ポンプによる1号炉への海水供給について

2号炉海水ポンプは、性能維持施設である原子炉補機冷却水冷却器や非常用ディーゼル発電機への海水供給に必要な設備であり、「性能維持施設へ海水を供給できる状態であること」が要求されている。

表3のとおり、2号炉海水ポンプの負荷に1号炉コントロールタワー空調冷凍機を追加した場合においても、2号炉海水ポンプの設計流量(2,500m³/h)以下であることから、海水ポンプの性能への影響はない。

また、図2のとおり、2号炉の2次系海水系統を介して1号炉コントロールタワー空調用冷凍機へ海水の供給を行うが、電動弁での隔離が可能であることから、2号炉の性能維持施設への影響はなく、安全性への影響はない。

配管追設箇所については、図3に示すとおり、2号炉2次系軸受冷却水冷却器付近の海水管から1号炉コントロールタワー空調冷凍機付近の海水管まで(約90m)を接続する海水供給配管を追設する計画である。系統図上での配管追設箇所を図4および図5に示す。

(本工事に係る既許認可等への影響については別紙-3に示す。)

表3 2号炉海水ポンプの負荷流量

冷却水供給先	負荷流量 (m ³ /h)
性能維持施設	
原子炉補機冷却水冷却器	1,425
非常用ディーゼル発電機	
その他自ら定める設備	
コントロールタワー空調冷凍機(2号炉)等	353.6
その他自ら定める設備(追加分)	
コントロールタワー空調冷凍機(1号炉)	440.0
合計	2,218.6 (<2,500)

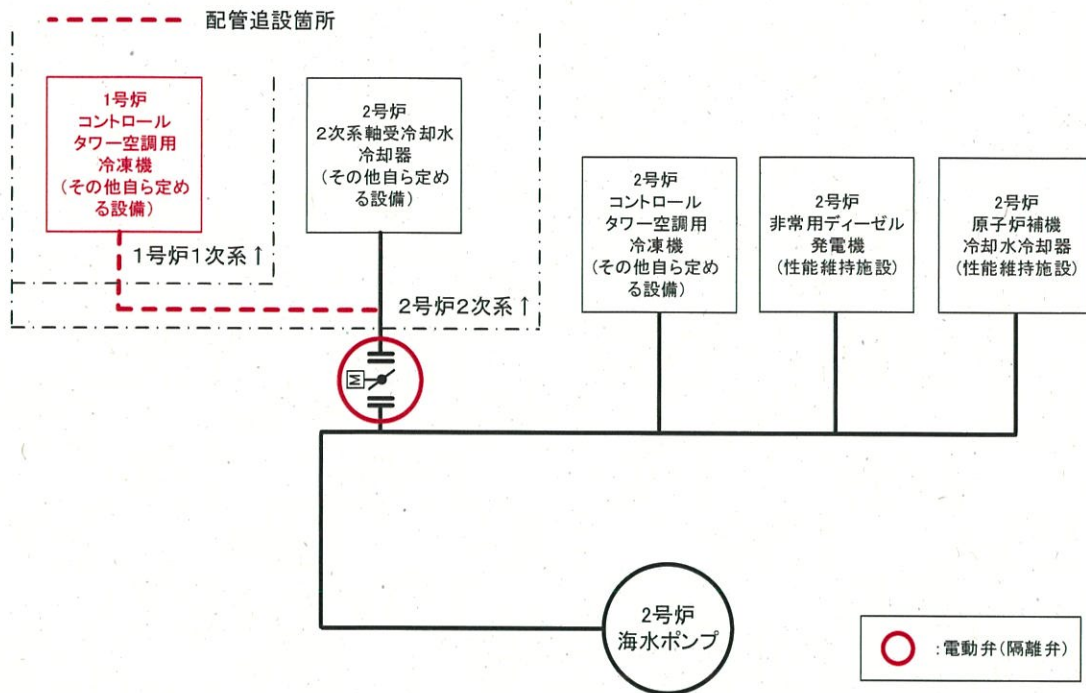


図2 海水供給概略系統図

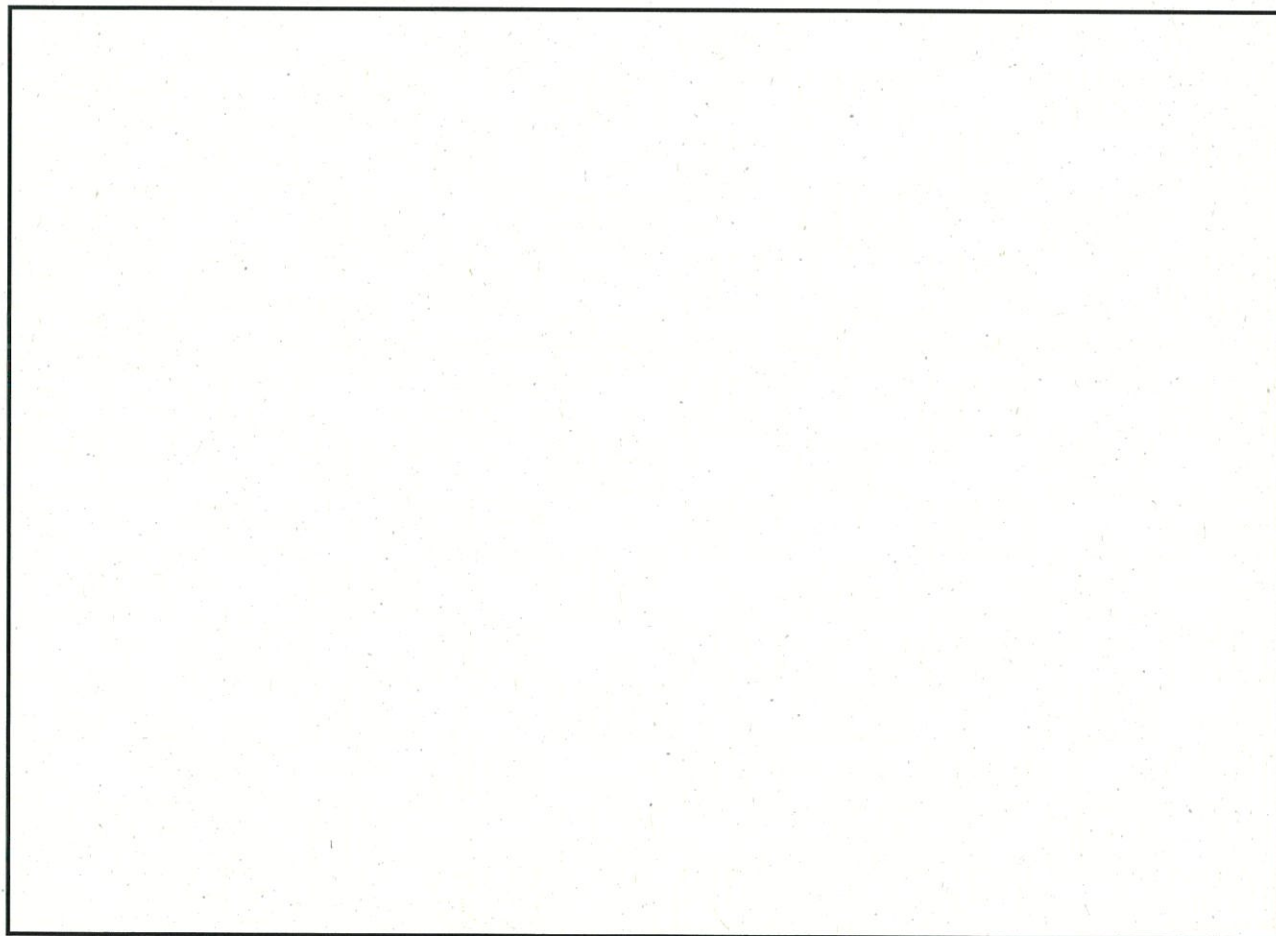


図3 配管追設箇所(案)概略図

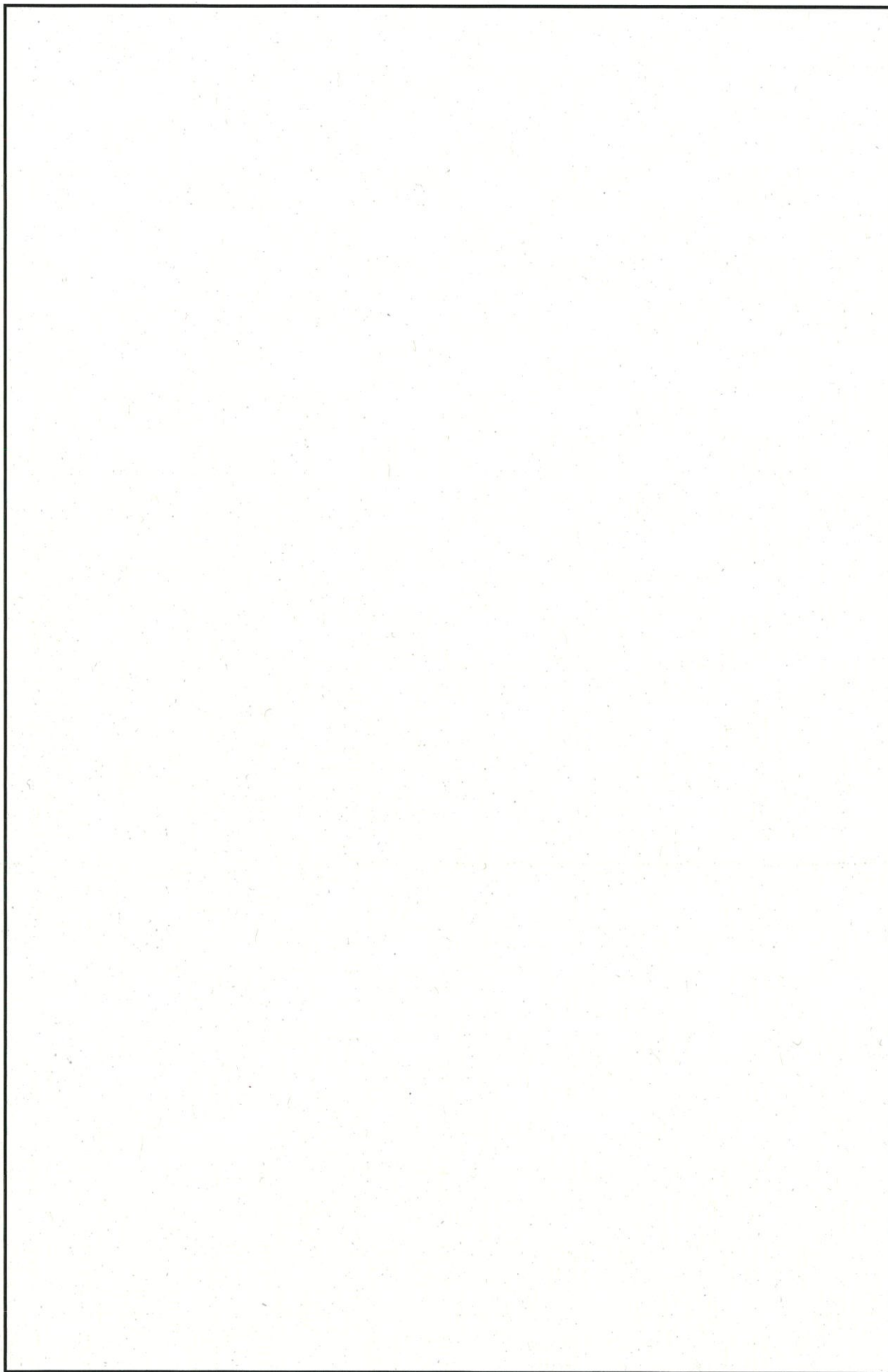


図4 1号炉海水設備系統図（工認 添付書類）

図5 2号炉海水設備系統図（工認 添付書類）

1号炉廃液蒸発装置の廃止について

1. はじめに

廃止措置計画書「六 性能維持施設」に記載している性能維持施設の台数は、「廃止措置期間に必要となる台数（点検、故障時等に備えた予備台数は含まない）」（以下「維持台数」という。）を記載している。なお、事業者が自主的に維持台数以上の台数を供用する場合、供用する台数全てについて定期事業者検査を実施することとしている。

本資料は、1号炉側と2号炉側にそれぞれ1基ずつ合計2基設置している、廃液蒸発装置の維持台数を1基としている考え方を示すとともに、2号炉廃液蒸発装置1基を維持するため、1号炉海水ポンプ廃止に伴い、1号炉側の廃液蒸発装置を廃止しても問題ないことを説明するものである。

2. 性能維持施設の維持台数について

廃液蒸発装置（1、2号炉共用）については、運転段階での廃液発生量を考慮して廃液処理量 1.7m³/h の設備を1号炉側と2号炉側にそれぞれ1基ずつ合計2基設置している。

廃止措置段階では、「放射性廃棄物処理機能」は維持管理するが、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十分あることから、1、2号炉共用である2基のうち、第6.1表に示すとおり、1、2号炉の廃止措置における放射性液体廃棄物の処理に必要な1基を維持管理することとしている。

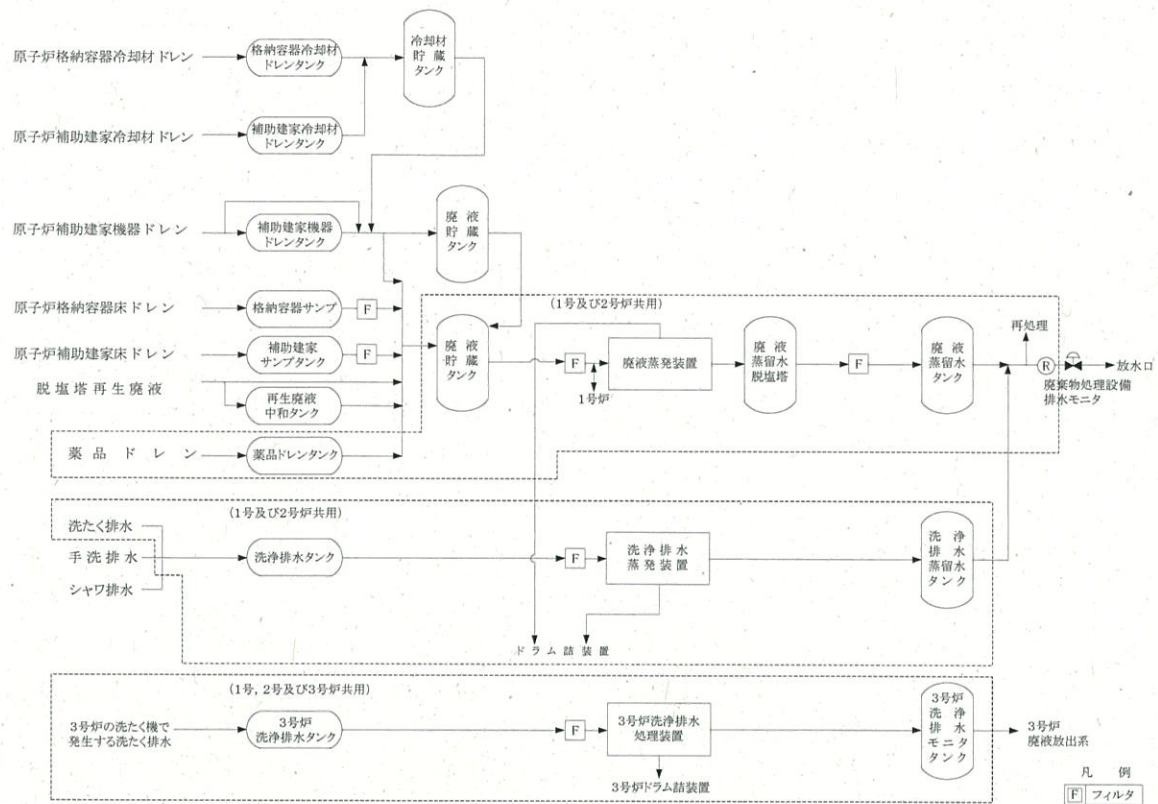
また、廃液蒸発装置のうち1号炉側または2号炉側のいずれか1基で処理した後の濃縮廃液は、第10.2図および第10.3図に示すとおり、1、2号炉共用で設置台数1基（維持台数も1基）であるドラム詰装置（アスファルト固化装置）を用いて固形化処理している。

第6.1表 性能維持施設（抜粋）

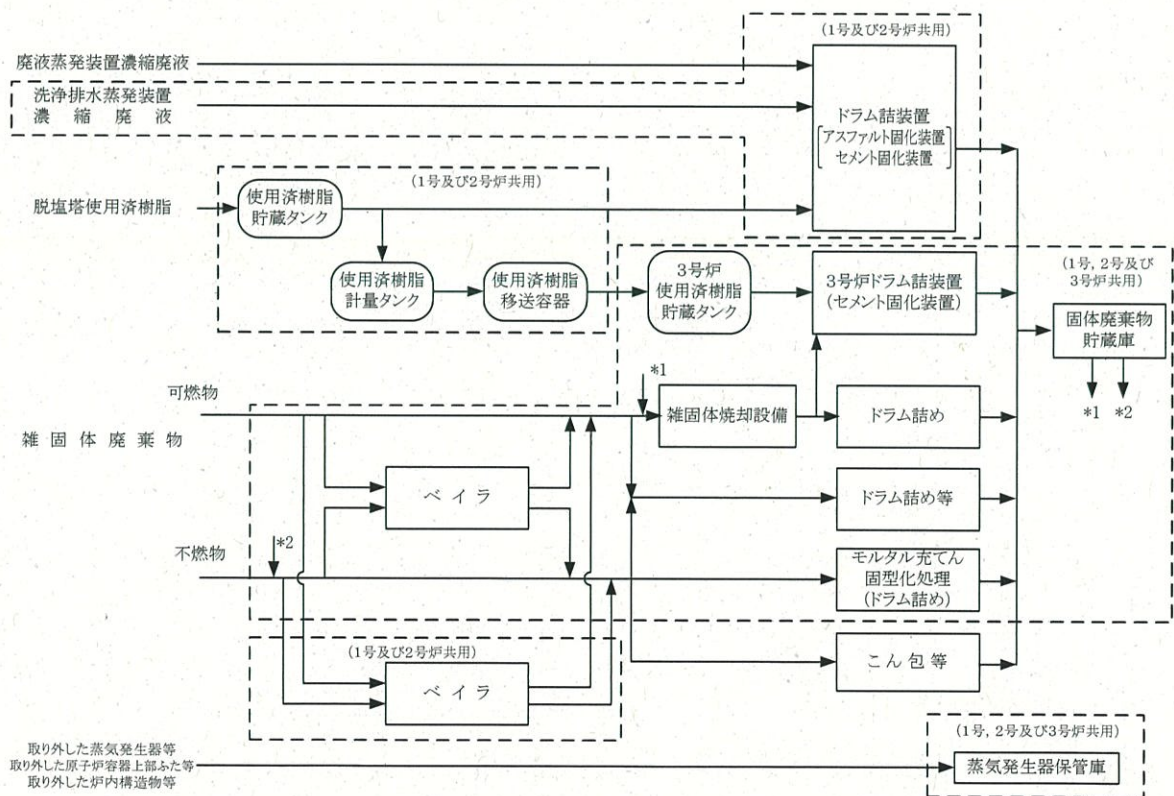
施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備 ^{※1}		維持機能	性能	維持期間
		設備（建家）名称	維持台数			
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備	廃液蒸発装置 ^{※2}	1基	既許認可どおり	放射性液体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。	放射性液体廃棄物の処理が完了するまで

※1：3号炉との共用施設は、維持管理の対象から除く。

※2：1号炉のみとの共用施設は、維持管理の対象に含む。



第 10.2 図 解体工事準備期間の放射性液体廃棄物の処理フロー（変更前）



第 10.3 図 解体工事準備期間の放射性固体廃棄物の処理フロー

3. 廃液蒸発装置の処理実績および今後の廃液の処理見込み

1、2号炉廃液蒸発装置の至近の処理実績を表1に示す。廃止措置作業開始以降の処理実績として、第1段階では、設備点検時の系統ブローなどの機器ドレン等を処理しており、1、2号炉の廃液蒸発装置合計で年間20日程度（200～300m³）の運転日数で処理している。（廃止措置作業開始時期：1号炉2017年9月、2号炉2021年1月）

第2段階以降については、管理区域内設備の解体に着手するが、解体に伴って発生する廃液は、設備点検時と同様の機器ドレン等による廃液であり、これまでの処理実績から大きく増加することはない。

点検や解体に伴って発生する廃液以外に、将来的に大量に発生する廃液として、使用済燃料ピットや燃料取替用水タンク等に貯蔵されている水の処理が想定され、廃止措置作業開始時点の貯蔵水量は1、2号炉合計で約6,000m³である。今後、1号炉廃液蒸発装置を廃止したとしても、2号炉廃液蒸発装置を使用して、これまでの処理実績をベースに年間30日程度（約400m³）の運転日数（機器の点検等も考慮したペース）で10数年程度かけて処理していく予定であり、40年という廃止措置工程に影響するものではない。

また、2号炉廃液蒸発装置は性能維持施設として保安規定に基づく施設管理を適切に実施しており、現状保全を継続することにより、今後も機器の健全性が維持できることから廃液処理に影響はない。

なお、第3段階に実施する原子炉領域の解体では水中解体を行う予定であるため原子炉キャビティに水張りを行うが、燃料取替用水タンクの水を使用するため、上記に示した使用済燃料ピットや燃料取替用水タンク等の水処理以外で大量に廃液が発生する作業はない。

表1 廃液蒸発装置の処理実績

西暦	1号炉 廃液蒸発装置			2号炉 廃液蒸発装置		
	運転日数 (日)	総処理量 (m ³)	備考	運転日数 (日)	総処理量 (m ³)	備考
2018	5	98.9	廃液処理	17	303.4	廃液処理
2019	16	278.3	廃液処理、 試運転、機能検査	19	343.7	廃液処理、 試運転、機能検査
2020	7	129.7	廃液処理	8	135.7	廃液処理
2021	7	98.5	廃液処理、 試運転、機能検査	8	128.6	廃液処理、 試運転、機能検査

※ 色塗り範囲は廃止措置作業開始以降を示す。

4. 1号炉廃液蒸発装置の廃止について

以上より、廃液蒸発装置（1、2号炉共用）の設置台数2基のうち、1号炉側または2号炉側のいずれか1基を予備機として運用していたが、機器故障等による不具合も発生しておらず、3. 項に記載のこれまでの処理実績や今後の廃液の処理見込みを考慮しても、2. 項に記載の廃液蒸発装置（1、2号炉共用）の元々の維持台数である1基を維持管理することで今後の廃液処理は可能と判断したことから、1号炉側の廃液蒸発装置を廃止する。

1号炉強酸ドレンポンプ廃止に伴う強酸ドレンの 処理方法の変更について

1. はじめに

本資料は、1号炉海水ポンプ廃止による1号炉強酸ドレンポンプの廃止に伴い、強酸ドレンの固化処理方法の運用変更による安全性等への影響について、整理したものである。

2. 強酸ドレンについて

1, 2号炉で発生する強酸ドレンは、放射化学室(1号炉及び2号炉共用)で化学分析^{*}に使用した薬品を含む廃液であり、この廃液を中和処理した後、放射化学室のシンクに流して強酸ドレンタンクに貯蔵している。発生量、中和処理方法等の具体的な内容は以下のとおり。

※ 化学分析とは、プラントで発生する廃液や汚染状況調査の一環として解体対象施設から採取した代表試料の放射能濃度を求めるための分析である。このうち、汚染状況調査とは、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能濃度を評価するための調査である。

(1) 発生量

強酸ドレンの発生量(中和処理後)は約300L/年である。ドラム缶へ1本当たりの注入量は約100Lであることから、年間の発生本数は約3本である。

(2) 中和処理方法

強酸廃液に濃水酸化ナトリウム溶液を攪拌しながら徐々に加えてpH7～9に調整する。

(3) 放射能濃度

分析対象試料によるが、廃止措置以降に発生した強酸ドレンより算定したところ、放射能濃度は高いもので4.1Bq/cm³程度であり、また1回に扱う量も少量であることから、作業員への被ばくのリスクは低い。

3. 強酸ドレンの固化処理方法

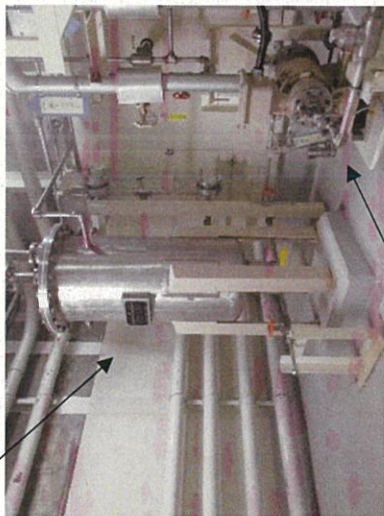
現状、強酸ドレンの固化処理は固化装置を用いた真空注入により行われている。今後、強酸ドレンタンクより人の手にて、運搬および固化処理を行う。変更前後の処理方法を表1に、運用の概要図を図1に、運搬経路を図2に示す。

なお、本作業において、強酸ドレンタンクより強酸ドレンの抜き取り等を実施するが、作業を行う各エリアは、表面汚染密度または空気中の放射性物質濃度が告示^{*}に定める管理区域に係る値を超える区域または超えるおそれのある区域に設定されていることから、保安規定添付に示す管理区域の区分変更は不要である。

※ 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

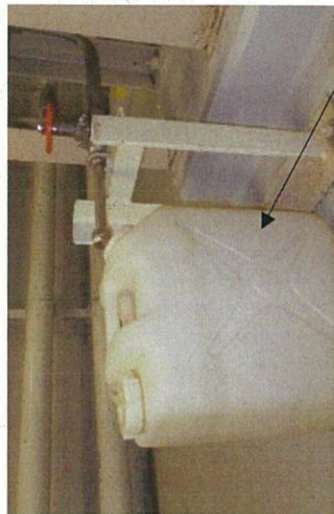
表1 強酸ドレインの処理方法（変更前後）

工程	変更前	変更後	備考
①強酸ドレインタンクに貯蔵	<p>・中和処理された廃液について、放射化学室（1号炉及び2号炉共用）のシンクに流して強酸ドレインタンクに貯蔵。</p> <p>【設備対応】</p>	<p>・同左</p>	<p>強酸ドレインの貯蔵方法に変更なし。</p>
②強酸ドレインの移送	<p>・強酸ドレインタンクから強酸ドレインポンプを使用してドラム詰室の固化装置まで移送。</p> <p>【設備対応】</p>	<p>・強酸ドレインタンクより強酸ドレインの抜き取りを行う。（耐薬品性の運搬用密閉容器で受ける）</p> <p>・人の手により耐薬品性の運搬用密閉容器をドラム詰室等まで運搬する。（運搬経路は図2参照）</p> <p>【運用対応】</p>	<p>技術基準規則39条と変更後の運搬経路上の対応との適合性は表3に示す。</p>

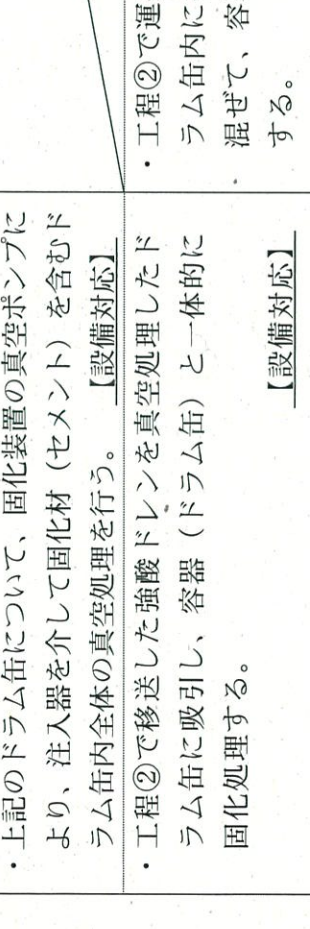
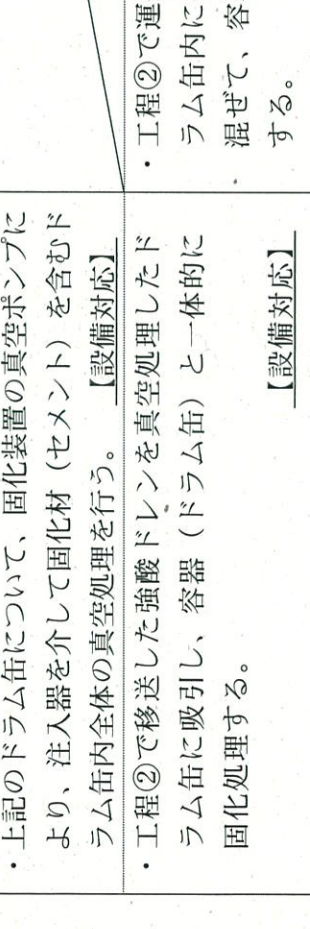


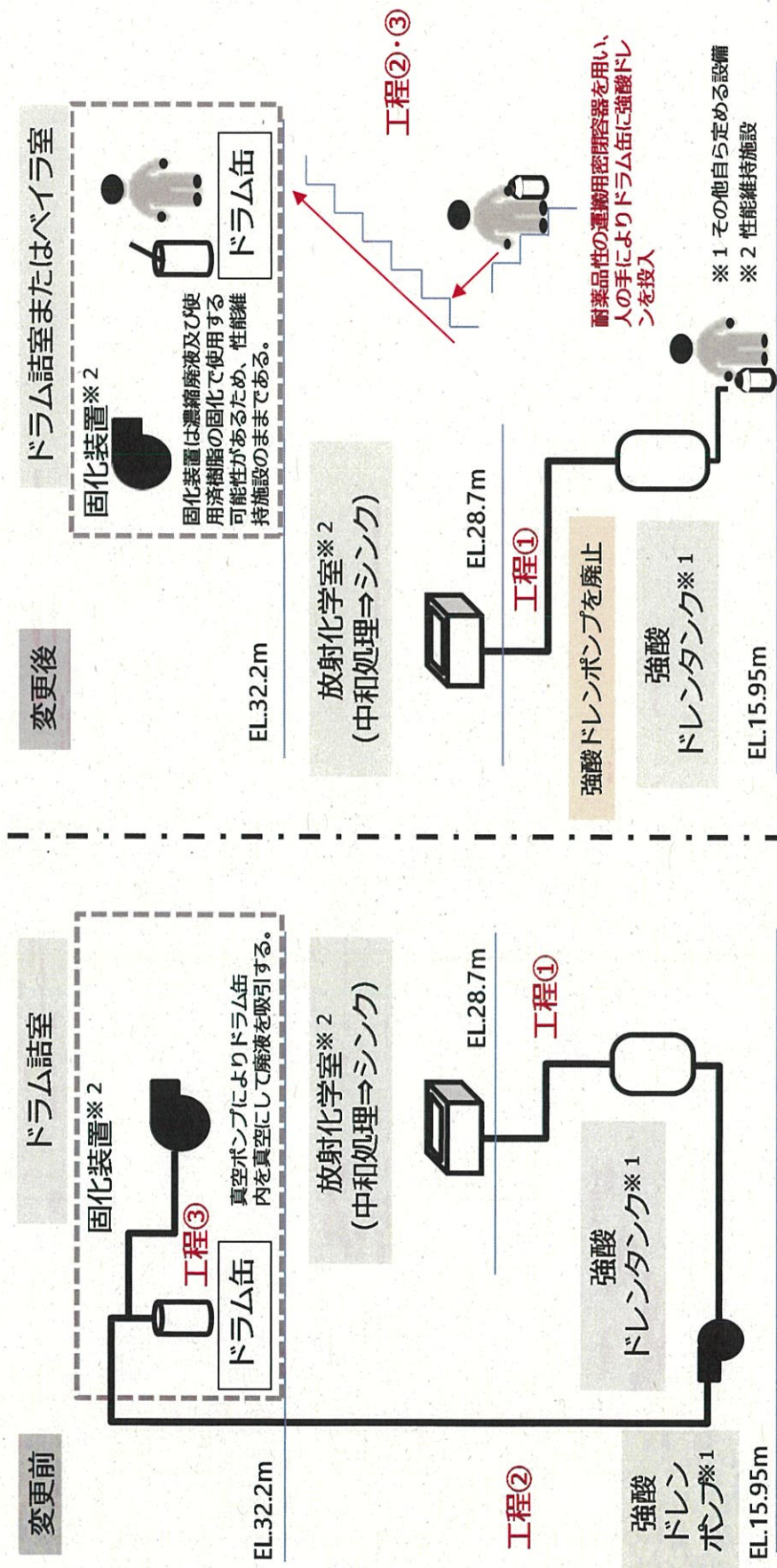
強酸ドレインタンク

強酸ドレインポンプ



運搬用密閉容器

工程	変更前	変更後	備考
③ 固化処理	<p>・人の手によりドラム缶の中に所定量の固化材（セメント）を投入する。【運用対応】</p> <p>・上記のドラム缶について、固化装置の真空ポンプにより、注入器を介して固化材（セメント）を含むドラム缶内全体の真空処理を行う。【設備対応】</p> <p>・工程②で移送した強酸ドレンを真空処理したドラム缶に吸引し、容器（ドラム缶）と一体的に固化処理する。</p> <p>【設備対応】</p>	<p>・同左</p> <p>・工程②で運搬した強酸ドレンを人の手によりドラム缶内に投入し、固化材（セメント）と練り混ぜて、容器（ドラム缶）と一体的に固化処理する。【運用対応】</p>	<p>実用炉規則 90 条と変更後の固化処理方法との適合性は表 2 に示す。</p>
(概念図)	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div data-bbox="391 477 702 985"> <p>ドラム缶内を真空にしておくことにより、強酸ドレンが固化材（セメント）の空隙に浸透する。</p>  </div> <div data-bbox="391 985 702 1910"> <p>かき混ぜ棒を用いて、所定量の強酸ドレンと固化材（セメント）を練り混ぜ、固化することを確認。容器（ドラム缶）の蓋を閉じる前に、外観確認により、一体的に固化していることを確認する。</p>  </div> </div>		



(注) 強酸ドレンポンプ（スラリーシール型キャンドポンプ）の軸受冷却には原子炉補機冷却水を使用（今回廃止）。真空ポンプ（油回転式真空ポンプ）は空冷式のポンプであり原子炉補機冷却水は使用していない。

図1 強酸ドレンの運搬および固化処理の概要図（変更前後）

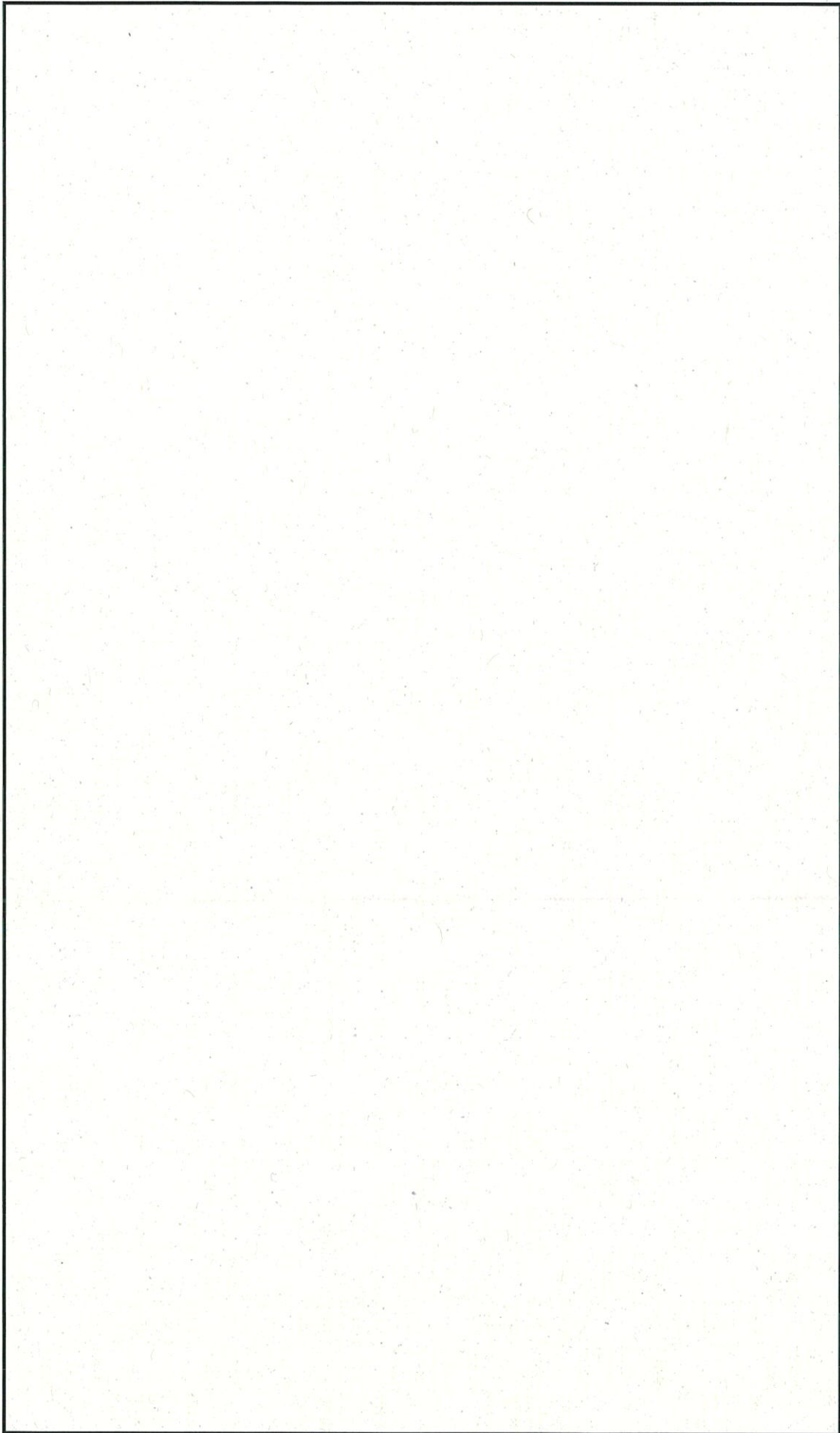


図2 強酸ドレインの運搬経路

4. 強酸ドレンの抜き取り作業等に係る安全性への影響確認

強酸ドレンの抜き取り作業等に係る安全性への影響を（１）～（３）のとおりに確認した。

（１）強酸ドレンタンクの抜き取り時

強酸ドレンタンクのドレン弁より強酸ドレンの抜き取りを行う。

- ・強酸ドレンは放射化学室で中和処理していることから、万一、強酸ドレンが飛散した場合においても、作業安全の観点より安全性に問題ない。
- ・強酸ドレンタンク廻りにはコンクリート製の堰を設置しており廃液の漏えいを防止することから放射線防護（放射性物質の漏えい拡大防止）の観点より安全性に問題ない。
- ・作業者はフェイスシールド等を着用し、廃液が飛散した場合の汚染防止策を講じることから放射線防護（放射線障害防止）の観点より安全性に問題ない。

（２）強酸ドレンタンクからドラム詰室等への運搬時

運搬容器にて、約５～１０Ｌに分けて運搬を行う。

- ・強酸ドレンの抜き取り後、ドラム詰室等に運搬するまで、密閉容器を用いて運搬することで階段等での転倒による廃液の漏えいを防止することから、放射線防護（放射性物質の漏えい拡大防止）の観点より安全性に問題ない。

（３）運搬容器からドラム缶へ投入、練り混ぜ時

- ・運搬容器から廃液をドラム缶へ投入し、作業者が固化材と混練する際、吸水シート等により廃液の漏えいを防止することから放射線防護（放射性物質の漏えい拡大防止）の観点より安全性に問題ない。
- ・作業者はフェイスシールド等を着用し、廃液が飛散した場合の汚染防止策を講じることから放射線防護（放射線障害防止）の観点より安全性に問題ない。

これまでも、強酸ドレンタンク点検時等において、当該タンク内底部の残水処理時に、作業要領書に基づき同様の作業を実施しており、安全性に問題ないことを確認している。

耐薬品性の運搬用密閉容器については、一般的に用いられる容器であり、作業要領書に基づく資機材として適切に運用管理する。

5. 技術基準規則等への適合性

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（実用炉規則）および実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（技術基準規則）等の要求と強酸ドレンの処理方法変更後の対応との適合性を表2、表3に示す。

表2より、強酸ドレンの固化処理方法を変更した場合においても、

- ・強酸ドレンを固化材（セメント）と練り混ぜて容器（ドラム缶）と一体的に固化処理する。
- ・作業計画および個人線量計による被ばく管理、フェイスシールド着用や吸水シートによる汚染拡大防止措置等を講じることで放射線障害を防止する。

ことから、放射線障害防止等の観点で実用炉規則第90条の要求事項に適合する。

表3より、強酸ドレンの運搬経路上の対応としては、

- ・密閉容器を用いて漏えい防止対策を図っている。
- ・万一漏えいした場合の漏えい水位はごく僅か（1mm未満^(注)）であり、床面の傾斜により目皿へ導かれる構造である。また、階段等で漏えいした場合には階段または下層階の床面に留まる構造である。
- ・強酸ドレンタンク室には堰が設置され漏えいの拡大を防止するとともに、原子炉補助建家・管理区域境界の出入口には施設外への漏えい防止を図るための堰が設置されている。

ことから、技術基準規則第39条の要求事項に適合する。なお、万一漏えいした場合には、ウエスによる拭き取り等の応急措置を講じることとしている。

以上より、強酸ドレンの固化処理方法の運用を変更した場合においても、液体廃棄物を取り扱う場合に「床及び壁面が漏えいし難い構造」であり、「万一漏えいした場合に適切に措置できる設計」とあるという既許認可（設置許可）の記載内容を満足している。

（注）漏えい量評価

漏えい量 ^{※1}	区画面積 ^{※2}	漏えい水位 (床面からの高さ)
20L	約 37.5m ²	1mm未満 (約 0.5mm)

※1 運搬容器の容量


※2 強酸ドレンタンク室、運搬経路の通路部、ドラム詰室のうち保守的に最も狭い区画である強酸ドレンタンク室の床面積で評価

表 2 強酸ドレンの処理方法変更に伴う確認結果（実用炉規則）

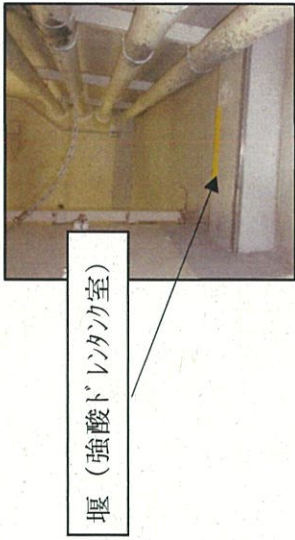

実用炉規則（抜粋）	処理方法変更後の対応との適合性	対応区分
<p>(工場又は事業所において行われる廃棄)</p> <p>第九十条 法第四十三条の三の二十二第一項の規定により、発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設を設置した工場又は事業所において行われる放射性廃棄物の廃棄に関し、次の各号に掲げる措置を講じ、廃棄前にこれらの措置の実施状況を確認しなければならぬ。</p> <p>(中略)</p> <p>六 液体状の放射性廃棄物は、次に掲げるいずれかの方法により廃棄すること。 イ 排水施設によって排出すること。 ロ 放射線障害防止の効果を持った廃液槽に保管廃棄すること。 ハ 容器に封入し、又は容器と一体的に固型化して放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄すること。</p> <p>二 放射線障害防止の効果を持った焼却設備において焼却すること。 ホ 放射線障害防止の効果を持った固型化設備で固型化すること。</p>	<p>処理方法変更後の対応との適合性</p> <p>六 次に掲げるハ、ホの方法により廃棄する。 イ (対象外) ロ (対象外) ハ 強酸ドレンをドラム缶内に投入し固化材（セメント）と練り混ぜて容器（ドラム缶）と一体的に固化処理する。固化処理後に固体廃棄物貯蔵庫で保管する運用に変更はない。 二 (対象外) ホ 遠隔操作が可能な放射線障害防止の効果を持った固化装置を用いていたが、変更後は作業前の作業計画の策定および作業中の個人線量計の装着による被ばく線量の管理を実施するとともに、固化処理時のフェイスマスク着用や吸水シートによる汚染拡大防止措置等を講じることで放射線障害を防止する。</p>	<p>運 用 運 用 運 用</p>
<p>フェイスシールド</p> <p>吸水シート</p> <p>保護衣等</p>		

実用炉規則（抜粋）	処理方法変更後の対応との適合性	対応区分
<p>(中略)</p> <p>十 第六号ハの方法により廃棄する場合において、放射性廃棄物を容器と一体的に固型化して行うときは、固型化した放射性廃棄物と一体化した容器が放射性廃棄物の飛散又は漏れを防止できるときは、放射性廃棄物を放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄するときは、次によること。</p> <p>十一 放射性廃棄物を容器に封入して保管廃棄する場合は、封入された放射性廃棄物の全部を吸収できる材料で当該容器を包むこと、封入された放射性廃棄物の全部を収容できる受皿を設けること等当該容器に亀裂又は破損が生じた場合の汚染の広がりの防止について必要な措置を講ずること。</p> <p>十二 当該保管廃棄された放射性廃棄物の崩壊熱等により著しい過熱が生じるおそれのある場合は、冷却について必要な措置を講ずること。</p> <p>十三 放射性廃棄物を封入し、又は固型化した放射性廃棄物と一体化した容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ、当該放射性廃棄物に関して第六十七条の規定に基づき記録された内容と照合できるときは、整理番号を示すこと。</p> <p>十四 当該保管廃棄施設には、その目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示すること。</p>	<p>十 容器（ドラム缶）に変更はない。</p> <p>十一 イ（対象外）強酸ドレンを液体状のまま容器（ドラム缶）に封入して保管廃棄するものではない。</p> <p>十二 ロ 運用に変更なし。なお、強酸ドレンの放射能濃度は十分低く著しい過熱のおそれはない。</p> <p>十三 ハ 同上（運用に変更なし）。</p> <p>十四 ニ 同上（運用に変更なし）。</p>	

表3 強酸ドレンの処理方法変更に伴う確認結果（技術基準規則等）

技術基準規則（抜粋）	技術基準規則の解釈（抜粋）	運搬経路上の対応との適合性	対応区分
<p>（廃棄物処理設備等） 第三十九条 工場等には、次に定めるところにより放射性廃棄物を処理する設備を施設しなければならない。</p> <p>（中略）</p> <p>五 流体状の放射性廃棄物及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物を工場等内における衝撃その他の負荷に耐え、取扱中における破損しないもののみ使用されただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p> <p>（中略）</p> <p>2 流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設（流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。以下この項において同じ。）は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 放射性廃棄物処理施設内部の床面及び壁面は、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。</p>	<p>（中略）</p> <p>4 第1項第5号で対象とする「流体状の放射性廃棄物」は、内包する流体の放射性物質の濃度が 37mBq/cm^3（流体が液体の場合にあつては、37kBq/cm^3）以上のもの（クラス3相当）をいう。</p> <p>（中略）</p> <p>7 第2項に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される建屋全部をいう。</p> <p>（中略）</p> <p>8 第2項第1号に規定する「漏えいし難い構造」とは、適切な高さまでの壁面、床面全部及び両者の接合部には耐水性を有する塗料が塗布されていること、並びに漏えい防止措置の必要な床面及び壁面の貫通部にはラバーブーツ又はモルタル等の充填が施されていること等、堰の機能を失わせないよう適切な耐漏えい措置が施された構造とすること。</p>	<p>（対象外）</p> <ul style="list-style-type: none"> 強酸ドレンの放射能濃度は 37kBq/cm^3 未満であり、第1項第5号で対象とする「流体状の放射性廃棄物」に該当しない。 また、強酸ドレンの運搬は管理区域内においてのみ行うため第1項第5号で対象とする「容器」に該当しない。 <p>第2項に規定する放射性廃棄物処理施設とは原子炉補助建家全部をいい、漏えいが拡大するおそれのある強酸ドレンの運搬経路における適合性を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 運搬時には密閉容器を用いて漏えい防止対策を図っている。 なお、運搬経路上の床面及び壁面は耐水性を有するエポキシ樹脂系の塗料を塗布している。 	<p>—</p> <p>運 用 設 備</p>
		 <p>塗装状況（床、壁及び階段）</p>	

技術基準規則（抜粋）	技術基準規則の解釈（抜粋）	運搬経路上の対応との適合性	対応区分
<p>二 放射性廃棄物処理施設内部の床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により流れる放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造であり、かつ、流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を処理する設備の周辺部には、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するための堰が施設されていること。</p>	<p>9 第2項第2号に規定する「漏えいの拡大を防止するための堰とは、ポンプのシールがリークした時、機器の液体状の放射性廃棄物が広範囲に拡大することを防止するため、に設けるものをいい、排水溝、床面段差等堰と同様の効果を有するものを含む。</p>	<p>運搬経路上の対応との適合性</p> <ul style="list-style-type: none"> 万漏えいした場合の漏えい水位はごく僅かであり、強酸ドレンタンク室からドラム詰室等への運搬経路上の床面の傾斜により目皿に導かれる構造となっている。また、階段等で漏えいした場合には漏えい水位はごく僅かであり、階段または下層階の床面に留まる構造である。万漏えいした場合には、ウエスによる拭き取り等の応急措置を講じることとしている。 	<p>設備 運用</p>
		<p>下層階の状況（階段及び床）</p> 	

技術基準規則（抜粋）	技術基準規則の解釈（抜粋）	運搬経路上の対応との適合性	対応区分
<p>三 放射性廃棄物処理施設外に通じる出入口又はその周辺部には、流体状の放射性廃棄物が放射線外へ漏えいしていることを防止するための堰が施設内部の床面が隣接する発電用原子炉施設の床面又は地表より低い場合であって、放射性廃棄物処理施設外へ漏えいするおそれがない場合は、この限りでない。</p> <p>四 （省略）</p>	<p>技術基準規則の解釈（抜粋）</p> <p>10 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすることを防止するための堰とは、処理する設備に接続される配管の内径の1/2の大きさを、幅がその配管の肉厚の1/2の大きさを、開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体の放射線外へ漏えい量のうち最大の漏えい量をもつてしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺近傍に設けること。</p> <p>（中略）</p>	<p>運搬経路上の対応との適合性</p> <p>・ 強酸ドレンタンク廻りにはコンクリート製の堰が設置されている。</p>  <p>・ ドラム缶への投入時には吸水シート等を準備することにより漏えいの拡大を防止する運用とする。</p> <p>・ 運搬経路上の原子炉補助建家・管理区域境界である出入管理室の出入口には施設外への漏えい防止を図るための堰が設置されている。</p> 	<p>設備</p> <p>運用</p> <p>設備</p>

技術基準規則（抜粋）	技術基準規則の解釈（抜粋）	運搬経路上の対応との適合性	対応区分
<p>3 第一項第五号の流体状の放射性廃棄物を運搬するための容器は、前項第三号に準じて流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するよう施設しなければならぬ。ただし、管理区域内においてのみ使用されるもの及び漏えいするおそれがない構造のものは、この限りでない。</p>	<p>1 2 第3項における「漏えいの拡大を防止するよう施設しなければならぬ」とは、第2項第3号に準じて運搬容器の周辺に堰、受皿（トレイ）、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれのない構造」とは、胴の二重容器構造やフランジ部の二重〇リング構造とすることを含む。</p>	<p>(対象外)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 強酸ドレインの放射能濃度は $37\text{KBq}/\text{cm}^3$ 未満であり、第1項第5号で対象とする「流体状の放射性廃棄物」に該当しない。 ・ また、強酸ドレインの運搬は管理区域内においてのみ行うため第1項第5号で対象とする「容器」に該当しない。 	-

6. 廃止措置計画の記載について

強酸ドレンの処理方法は固化装置を用いた設備対応から、人力での運搬および固型化による運用対応に変更することから、廃止措置計画に反映する。また、実用炉規則および技術基準規則との適合性を確認した運用についても廃止措置計画に追記し明確化する。

なお、目皿や堰等の設備対応に係る事項については、既許認可どおりである原子炉補助建家（性能維持施設）の位置，構造及び設備に変更はないことから廃止措置計画に変更はない。

第 6.1 表 性能維持施設（修正案（修正箇所は赤字））

施設区分	設備等の区分	位置，構造及び設備 ^{※1}			維持機能	性能	維持期間
		設備（建家）名称	維持台数				
放射性廃棄物の廃棄施設	固体廃棄物の廃棄設備	ドラム詰装置（アスファルト固化装置，セメント固化装置） ^{※2}	各1基	既許認可どおり ^{※3}	放射性廃棄物処理機能	放射性固体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。	放射性固体廃棄物の処理が完了するまで

※1：3号炉との共用施設は，維持管理の対象から除く。

※2：1号炉のみとの共用施設は，維持管理の対象に含む。

※3：強酸ドレン等については，漏えい，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措置を講じたうえで，人力にて運搬しドラム缶に固化材と練り混ぜて一体的に固型化する。

2号炉海水ポンプから1号炉への海水供給工事等に係る 既許認可等への影響について

1. はじめに

本資料は、2号炉海水ポンプから1号炉へ海水供給する変更工事等(以下、「本工事」という。)による伊方発電所1号炉及び2号炉の廃止措置計画書(以下、「廃止措置計画」という。)への影響について、整理したものである。

2. 廃止措置計画への影響整理

1号炉で本工事に関連する「性能維持施設」はないため、1号炉の廃止措置計画への影響はない。

2号炉で本工事に関連する「性能維持施設」は海水ポンプおよび海水供給先のみである。

本工事では、2号炉海水ポンプ本体の変更はないため、廃止措置計画本文六の第6.1表に示す「位置、構造及び設備」、「維持機能」、「維持期間」の記載に影響はない。

「性能」への影響については、2号炉海水ポンプの海水供給先として、2号炉の「性能維持施設」および「その他自ら定める設備」に変更はないが、1号炉の「その他自ら定める設備」であるコントロールタワー空調用冷凍機が追加となる。本資料の本文3.(2)で示したとおり、2号炉海水ポンプの設計流量(約2,500m³/h)を十分下回っており、2号炉の「性能維持施設」へ海水を供給する「性能」への影響はない。

本工事に伴う影響の整理結果を表1に示す。

表1 廃止措置計画本文六における本工事に伴う影響について

記載項目	本文六の記載	本工事に伴う影響
位置、構造及び設備	既許認可どおり	海水ポンプについて、原子炉設置変更許可および工認に記載の位置、構造及び設備仕様から変更なし。
維持台数	1台	維持台数の変更なし。
維持機能	冷却機能	海水ポンプが冷却機能を担うことに変更なし。
性能	性能維持施設へ海水を供給できる状態であること。	海水ポンプについて、負荷流量に余裕があるため、性能維持施設へ海水を供給できる状態であることに変更なし。
維持期間	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	2号炉使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料を搬出するまで海水ポンプを維持することに変更なし。

3. 既許認可への影響整理

本工事による影響として、2号炉海水ポンプおよび追加で接続する海水系統配管の既許認可での取扱いについて整理する。

(1) 2号炉海水ポンプ

本工事により2号炉海水ポンプ本体の変更はなく、表2および表3に示す既許認可の記載内容に変更はない。

表2 2号炉海水ポンプの設備仕様（設置許可）

海水ポンプ	
型 式	たて置斜流型
台 数	4
容 量	約 2,500m ³ /h（1台当たり）
揚 程	約 39m
本体材料	ステンレス鋼

表3 2号炉海水ポンプの設備仕様（工認）

名 称		海 水 ポ ン プ	
ポ ン プ	種 類	—	たて置斜流型
	定格容量	m ³ /h/個	2,500
	定格揚程	m	39
	本体材料	—	SCS 13
	個 数	—	4（うち予備1）
原 動 機	種 類	—	3相誘導電動機
	出 力	kW	380
	個 数	—	4（うち予備1）

(2) 1号炉および2号炉海水系統配管

本工事により追設する海水供給配管については、以下に示すとおり、既許認可への影響はない。

- 2号炉2次系海水系統から1号炉コントロールタワー空調用冷凍機（その他自ら定める設備）へ海水供給する配管であり、「発電用原子炉施設の設計及び工事の計画に係る手続ガイド」で要求される工認記載範囲に該当せず、要目表の変更はない。

(3) 2号炉海水ポンプによる1号炉への海水供給

本工事により2号炉海水ポンプ（性能維持施設）の供給先に1号炉のコントロールタワー空調用冷凍機（その他自ら定める設備）が追加となるが、既許認可（設置許可、工認）においては、2号炉海水ポンプを使用して1号炉へ海水供給することになっていないため、2号炉海水ポンプを1号炉および2号炉の「共用」設備として維持管理する。

「共用」設備とすることにより2号炉海水ポンプ（性能維持施設）等の安全性を損なわないことを、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（設置許可基準規則）等の要求を参考にして表4のとおり確認した。

表4 海水供給先の追加による確認結果

共用する設備	安全性を損なわないことの説明
原子炉補機冷却海水設備 ・ 2号炉海水ポンプ	<ul style="list-style-type: none">・ 2号炉海水ポンプと2次系海水系統を介して1号炉の「その他自ら定める設備」を接続するものの、電動弁での隔離が可能であり、物理的に分離できることから、2号炉海水ポンプ等へ悪影響を及ぼすことはない。・ 2号炉海水ポンプの設計流量（約2,500m³/h）を十分下回ることから、2号炉の使用済燃料の搬出が完了するまで維持する必要のある「性能維持施設」へ海水を供給する「性能」への影響はなく安全性を損なうことはない。

4. 廃止措置計画の記載について

以上を踏まえ、本工事により2号炉海水ポンプの供給先に1号炉のコントロールタワー空調用冷凍機が追加となるが、1号炉のコントロールタワー空調用冷凍機は「その他自ら定める設備」であり、2号炉廃止措置計画に定める海水ポンプの「維持機能」および「性能」に影響しない範囲の変更であることから廃止措置計画への影響はない。

ただし、2号炉海水ポンプは1号炉および2号炉の「共用」設備として維持管理することから、廃止措置計画のなかに記載し明確化する。

また、2号炉海水ポンプの海水供給先に1号炉設備を追加した場合に、2号炉の性能維持施設へ海水を供給するために必要な負荷に対して、十分な容量を確保できることを追記し明確化する。

なお、2号炉海水ポンプはプラント運転段階から適切に保全を実施しており、廃止措置段階移行後についても、性能維持施設に選定し、保安規定に基づく施設管理（定期事業者検査による機能・性能検査など）を適切に実施している。

第 6.1 表 性能維持施設（修正案（修正箇所は赤字））

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備 ^{※1}		維持機能	性能	維持期間
		設備（建家）名称	維持台数			
その他主要施設	原子炉補機冷却海水設備	海水ポンプ ^{※2}	1台	既許認可どおり ^{※3} 冷却機能（自動起動機能を除く。）	性能維持施設へ海水を供給できる状態であること。	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

※1：3号炉との共用施設は、維持管理の対象から除く。

※2：1号炉のみとの共用施設は、維持管理の対象に含む。

※3：海水供給先に1号炉を含めても、2号炉の性能維持施設へ海水を供給するために必要な負荷に対して、十分な容量を確保可能。

伊方発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	6-2 改 5
提出年月日	令和 4 年 8 月 30 日

本資料のうち、枠囲みの内容は、
商業機密あるいは防護上の観点
から公開できません。

伊方発電所 2 号炉

使用済燃料輸送容器への漏えい燃料の

収納に係る影響評価について

<補足説明資料>

令和 4 年 8 月
四国電力株式会社

目 次

1.	はじめに	1
2.	伊方発電所 2 号炉に貯蔵している漏えい燃料について	1
3.	構内輸送に用いる使用済燃料輸送容器について	2
3. 1	使用済燃料輸送容器の概要	2
3. 2	漏えい燃料の収納条件	3
4.	漏えい燃料の構内輸送における技術基準適合性への影響について	5
4. 1	既認可における適合性評価	5
4. 2	漏えい燃料収納による既認可への影響	5
4. 3	臨界評価への影響	9
(1)	ペレット脱落に係る影響評価	9
(2)	脱落ペレット に係る影響評価	11
4. 4	遮蔽評価への影響	16
(1)	通常の燃料からの線量当量率評価	17
(2)	脱落ペレットからの線量当量率評価	18
(3)	遮蔽解析結果	19
5.	まとめ	19
(別 紙)	解析コードの概要について	20
(参考 1)	クランプが脱落した燃料について	25
(参考 2)	外運搬規則への影響について	28
(参考 3)	廃止措置計画の記載について	29

1. はじめに

本資料は、廃止措置計画認可申請書「六 性能維持施設」に追加した使用済燃料輸送容器を使用して漏えい燃料を構内輸送できるよう、漏えい燃料を収納する際の影響について評価し、既許認可の評価に包絡されること及び技術基準適合性への影響がないことを説明する。

2. 伊方発電所 2 号炉に貯蔵している漏えい燃料について

伊方発電所の 2 号炉の使用済燃料ピット内には、表 1 に示すとおり、漏えい燃料（燃料棒の被覆管に微小な貫通穴等が発生した燃料）を 3 体貯蔵している。D08 と I48 については、燃料棒調査（UT 調査）およびファイバースコープによる外観調査により、漏えい燃料棒が 1 本であることを特定している。一方、S03 については、UT 調査の結果、漏えい燃料棒と判定できる燃料棒は確認されず、ファイバースコープによる外観調査においても異常が認められなかったことから、貫通に至った箇所は極めて小さいことがわかっている。したがって、S03 の漏えい燃料棒は 1 本であるとして「4. 3 臨界評価への影響」および「4. 4 遮蔽評価への影響」の評価を行う。

表 1 伊方発電所 2 号炉に貯蔵している漏えい燃料

燃料番号	D08	I48	S03
照射終了日	昭和 59 年 6 月 8 日	平成 4 年 4 月 10 日	平成 18 年 10 月 11 日
初期濃縮度	約 3.3wt%	約 3.4wt%	約 4.1wt%
燃焼度	<input type="text"/> MWd/t	<input type="text"/> MWd/t	<input type="text"/> MWd/t
SHIPPING 検査時期	昭和 59 年 7 月 (第 2 回定検)	平成 4 年 5 月 (第 8 回定検)	平成 18 年 10 月 (第 19 回定検)
UT 調査の 結果 ^{注 1)}	漏えい燃料棒 1 本を 特定	漏えい燃料棒 1 本を 特定	判定不可 (貫通箇所 は極めて小さい)

注 1) UT 調査と併せてファイバースコープによる外観調査を実施

漏えい燃料については、通常の使用済燃料と同様に取り扱うことができ
 ※、既許認可設備である使用済燃料ピット内の使用済燃料ラックにおいて
 貯蔵が可能であるため、廃止措置計画のとおり、原子炉領域周辺設備解体
 撤去期間の開始までに、2号炉との共用設備である3号炉の使用済燃料ピ
 ットに搬出し、再処理事業者への譲渡しまでの期間、同設備にて貯蔵する
 計画である。

※ファイバースコープによる外観調査の結果、調査範囲内において貫通
 穴は確認できなかったことから、漏えい燃料3体の貫通穴は微小な貫
 通穴（ピンホール等）であると判断しており、通常の使用済燃料と同
 様に取り扱うことができる。

3. 構内輸送に用いる使用済燃料輸送容器について

3. 1 使用済燃料輸送容器の概要

漏えい燃料の2号炉から3号炉の構内輸送にあたっては、使用済燃料の
 構内輸送に用いる燃料取扱設備として、平成24年4月3日付け平成2

4・02・22原第5号（以下「既認可」という。）にて工事計画認可を受けている使用済燃料輸送容器（NFT-14P型）（以下「本容器」という。）を用いることとする。

なお、本容器は伊方発電所1，2号炉共用設備として工事計画の認可を受け、平成10年7月より使用済燃料運搬用容器として使用しており、保安規定に基づく施設管理を実施している。

また、本容器は使用済燃料を再処理工場へ輸送することも可能なよう設計・製造された容器であり、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（以下「外運搬規則」という。）第22条に定める承認（容器承認）を受けた容器（承認容器登録番号S16B139）である¹。

3. 2 漏えい燃料の収納条件

漏えい燃料を収納する際の収納条件については表2のとおりとする。

¹ 最新の容器承認の有効期間は平成28年10月11日から令和3年10月10日であるが、本容器の所有者は容器承認を再取得するための維持管理を継続して実施している。

表 2 燃料の収納条件

	漏えい燃料を収納する際の 収納条件		既認可
	(漏えい燃料)	(通常燃料)	
燃料タイプ (制限燃焼度)	14×14 配列型 (<input type="text"/> MWd/t)	14×14 配列型 (<input type="text"/> MWd/t)	14×14 配列型 (<input type="text"/> MWd/t)
平均燃焼度 (MWd/l 以下)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
冷却期間 (日以上)	<input type="text"/> 注 1)	<input type="text"/> 注 2)	<input type="text"/>
初期濃縮度 (w(%)以下)	4.2	4.2	4.9
収納体数 (体以下)	3 注 3)	14	14
発熱量 (kW 以下)	54	54	54
放射能強度 (PBq 以下)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注 1) 3 体の漏えい燃料の包絡条件とする。

注 2) 平均燃焼度 MWd/l の燃料に対する冷却期間 日は、平均燃焼度 MWd/l の燃料に対する冷却期間 日に相当。

注 3) 漏えい燃料の配置については、臨界評価を踏まえ、図 1 のとおりとする。

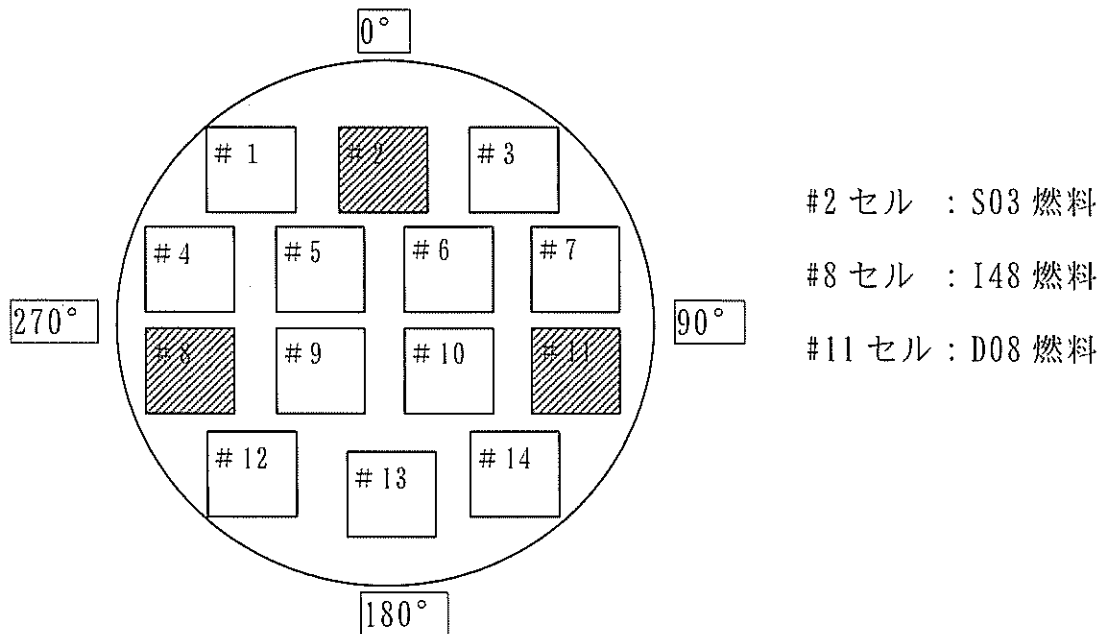


図1 漏えい燃料（3体）の配置

4. 漏えい燃料の構内輸送における技術基準適合性への影響について

4. 1 既認可における適合性評価

本容器は、外運搬規則第21条第2項に定める承認（核燃料輸送物設計承認²）においてBM型核分裂性輸送物に係る安全機能が確認されている。

このため、既認可における発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（以下「省令62号」という。）第26条に定める技術基準への適合性については、外運搬規則に定めるBM型核分裂性輸送物に係る技術基準への適合性評価を用いて説明している。

4. 2 漏えい燃料収納による既認可への影響

既認可は通常の燃料を収納することを前提としていることから、漏えい燃料を収納することによる、省令62号第26条への適合性に係る影響について表3に示す。

² 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示第四十一条第2項に基づく承認

表3 省令62号第26条への適合性に係る影響（1/3）

省令62号 第26条第1項	既認可における適合性	漏えい燃料を 収納することによる影響
<p>一 通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力を有するものであること。</p>	<p>燃料集合体は14体収納でき、使用済燃料輸送器本体はクレーンを使用して安全に取り換える構造である。</p>	<p>燃料集合体の収納体数及び使用済燃料輸送器に変更がないため、適合性への影響なし。</p>
<p>二 燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。</p>	<p>一般の試験条件及び特別の試験条件における構造解析の結果より、当該試験条件における燃料被覆管が健全であることを前提とした解析モデルを用い、無限個配列を想定した解析を行った結果、実効増倍率は0.95以下であり臨界に達するおそれはない。</p>	<p><u>特別の試験条件においては、燃料被覆管の健全性が担保できないことから、適合性への影響が考えられる。</u></p>

表3 省令62号第26条への適合性に係る影響（2/3）

省令62号 第26条第1項	既認可における適合性	漏えい燃料を 収納することによる影響
三 崩壊熱により燃料が溶融しないものであること。	一般の試験条件及び特別の試験条件における熱解析を行った結果、燃料集合体温度は各々184℃及び214℃であるので、溶融するおそれはない。	崩壊熱量は既認可評価から変更がないため、適合性への影響なし。
五 燃料を封入する容器は、取扱い中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。	本運搬用容器は、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等の生じるおそれはない。また、一般の試験条件及び特別の試験条件下（落下試験、熱的試験及び浸漬試験）におけるOリング位置でのふたとフランジとの相対口開き変形量の評価で、密封性能が損なわれることはない。	密封装置である容器本体に変更にないため、適合性への影響なし。

表3 省令62号第26条への適合性に係る影響(3/3)

省令62号 第26条第1項	既認可における適合性	漏えい燃料を 収納することによる影響
<p>六 前号の容器は、内部に燃料を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ別に告示する線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。</p>	<p>本運搬用容器は、最大放射能の収納物を収納しても、通常輸送時の容器表面の最大表面線量当量率は1,261.4μSv/h、容器表面から1mの距離における最大表面線量当量率は79.0μSv/hであり、基準値を超えることはない。 また、一般の試験条件下における容器表面の最大表面線量当量率は1,261.4μSv/hであり、容器表面における最大線量当量率の著しい増加はない。 特別の試験条件下における容器表面から1m離れた位置での最大線量当量率は2,422.1μSv/hであり、基準値^{注1)}を超えることはない。</p>	<p><u>特別の試験条件においては、燃料被覆管の健全性が担保できないことから、適合性への影響が考えられる。</u></p>

注1) 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示に規定される

基準値

4. 3 臨界評価への影響

特別の試験条件においては、燃料被覆管の健全性が担保できないことから、臨界評価への影響を確認する。

漏えい燃料を収納する際の燃料の収納条件（表 2）は、濃縮度 4.2wt% 以下の使用済燃料であるが、特別の試験条件での実効増倍率については、表 4 に示すとおり、濃縮度 4.2wt% の新燃料 14 体（うち通常の燃料 11 体、漏えい燃料 3 体）による評価を実施した。

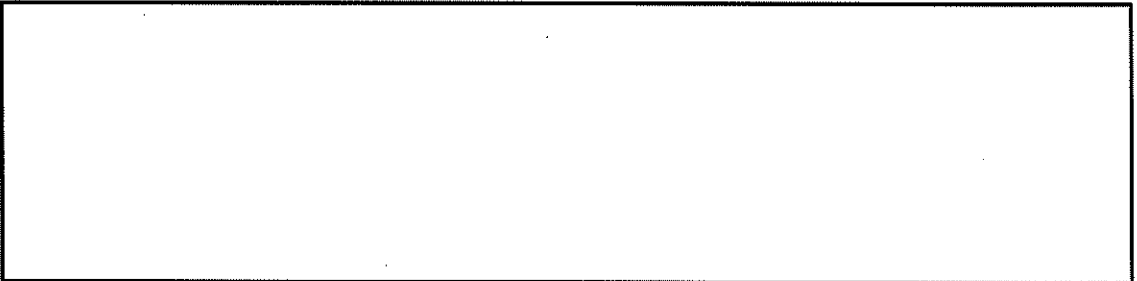
表 4 臨界解析条件の比較

		今回評価	既認可
燃料条件		通常の燃料 11 体 （濃縮度 4.2wt%、新燃料）、 漏えい燃料 3 体 （濃縮度 4.2wt%、新燃料、 燃料棒 1 本を <input type="text"/> ）、 燃料棒 3 本分のペレット <input type="text"/> （濃縮度 4.2wt%、新燃料）	通常の燃料 14 体 （濃縮度 4.9wt%、 新燃料）
解析 手法	解析コード	SCALE 6.2.1	SCALE 5.1
	システム		
	燃料棒モデル	<input type="text"/> モデル	<input type="text"/> モデル
	ヒストリー数	<input type="text"/>	<input type="text"/>

(1) ペレット脱落に係る影響評価

評価にあたって、漏えい燃料については、それぞれ燃料棒 1 本が破損し、ペレット脱落に伴い、影響を考慮する。

収納する漏えい燃料 3 体は、による影響を排除するため、それぞれ離れたセルとしたうえで、臨界の観点から実効増倍率が大きくなるよう漏えい燃料を配置する。ここで、漏えい燃料棒位置は、漏えい燃料棒を特定している燃料 2 体については、調査に基づく漏えい燃料棒位置とし、漏えい燃料棒を判定できなかった燃料 1 体については、



を実施し、実効増倍率が最大となる燃料棒位置を漏えい燃料棒位置とする。

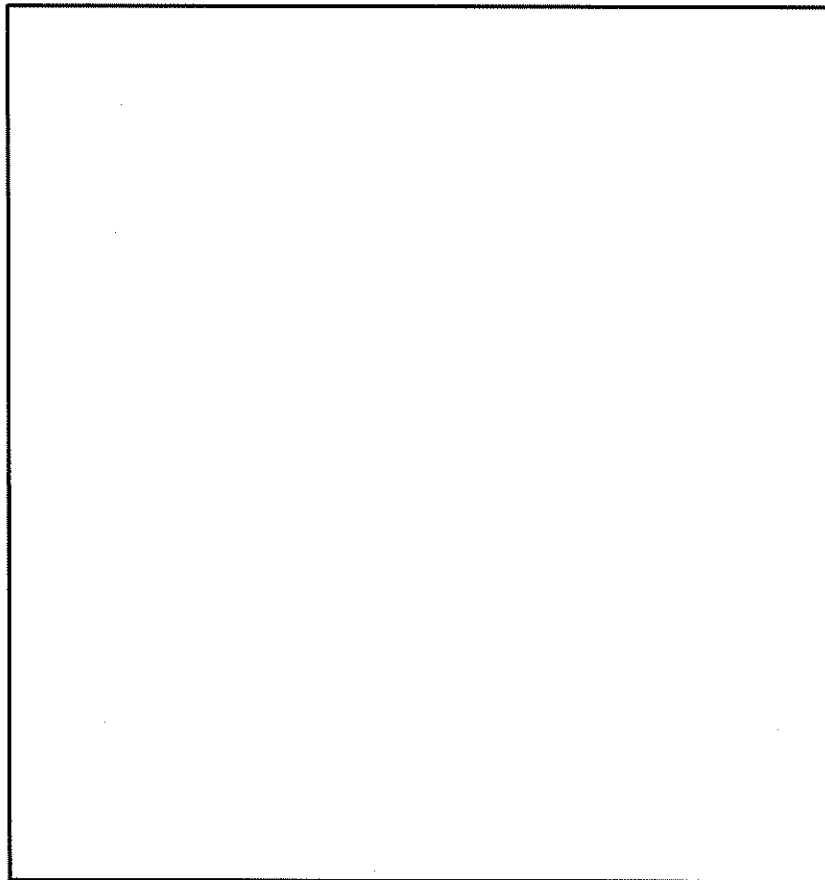


図 2 漏えい燃料棒位置検討ケース

(2) 脱落ペレット [] に係る影響評価

脱落した燃料棒 3 本分のペレットの [] を想定した影響も考慮し、評価を実施する。

[] 形態として、 []

[] が考えられる。

このうち、 []

[] 限界は生じない³。 []

[]

[] により実効増倍

率は低くなる。

一方、 []

[] 実効増倍率が大きくな

ることが考えられる。

このため、 [] について、実効増

倍率に影響を与える要因である、 []

[] を考慮し、図 3 に示す

以下の [] を設定する。

[]

[]

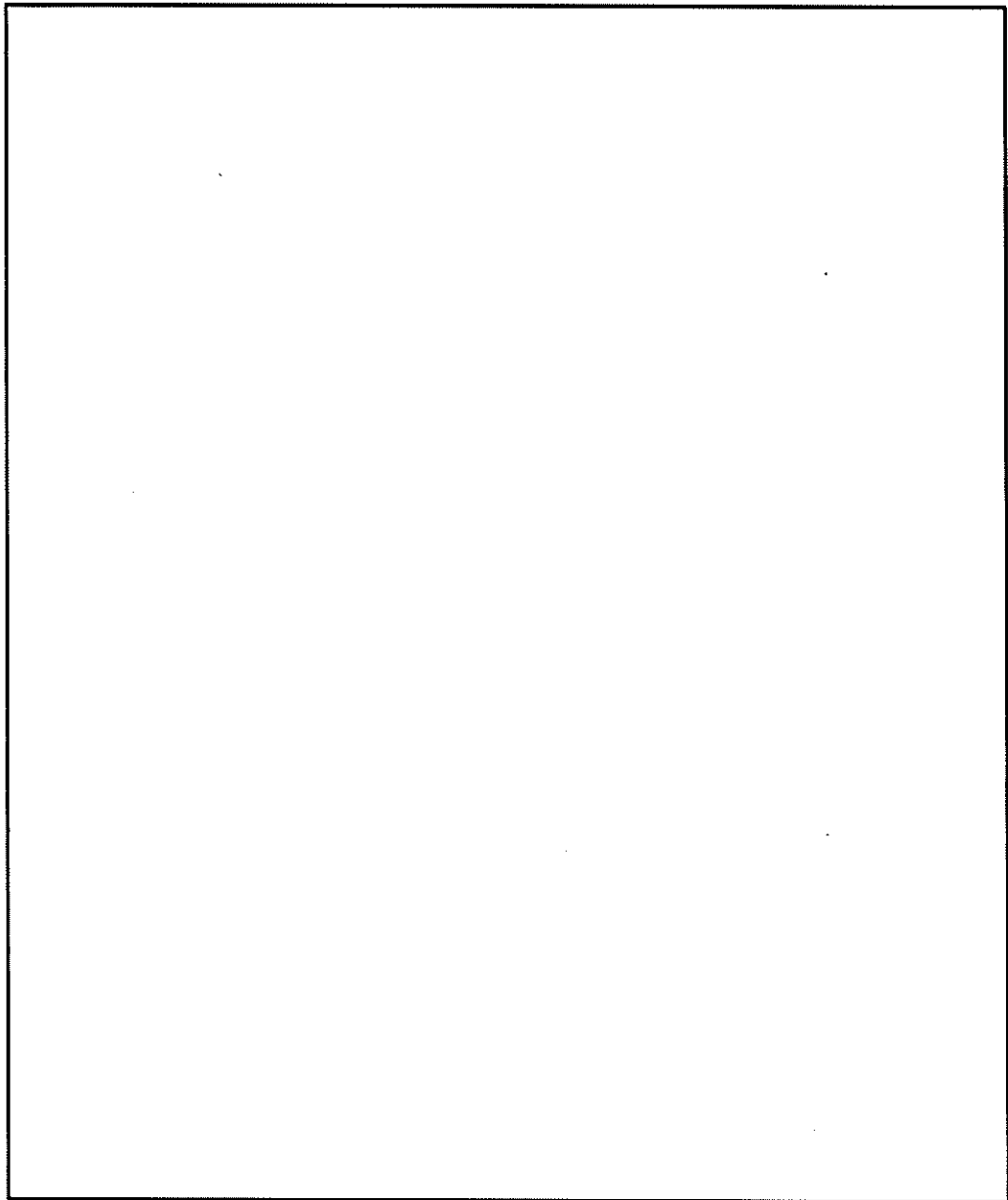


図3 脱落ペレットの [redacted]

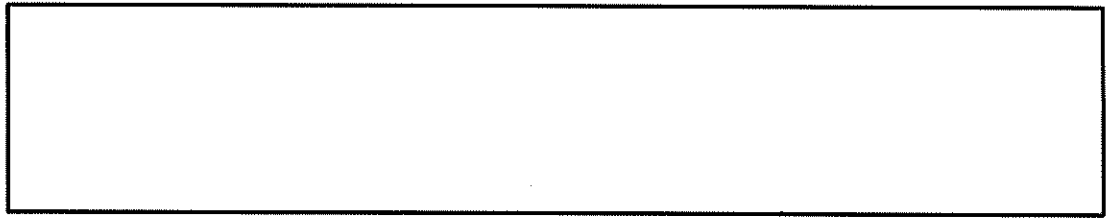
各モデルについては、 [redacted]

[redacted] の感度解析*を実

施し、 [redacted] 実効増倍率への影響を評価する。

また、 [redacted]

[redacted] リファレンスとして解析を実施した。



[redacted]を対象に後述の評価方法により評価した結果、[redacted]
[redacted]実効増倍率が最大となった。本容
器におけるバスケットの配置は、中心線を軸に左右対称であるため、[redacted]
[redacted]モデル A' (図 4)
について評価した結果、実効増倍率が [redacted]、最大となった
ことから、これを評価モデルとした。

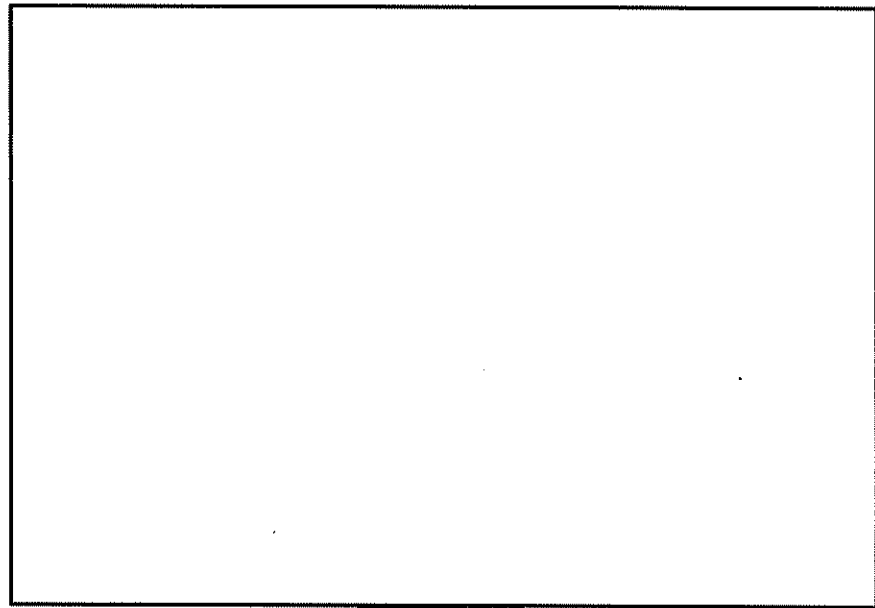


図 4 脱落ペレットの [redacted] (モデル A')

なお、[redacted]の感度解析の結果
を図 5 に示す。

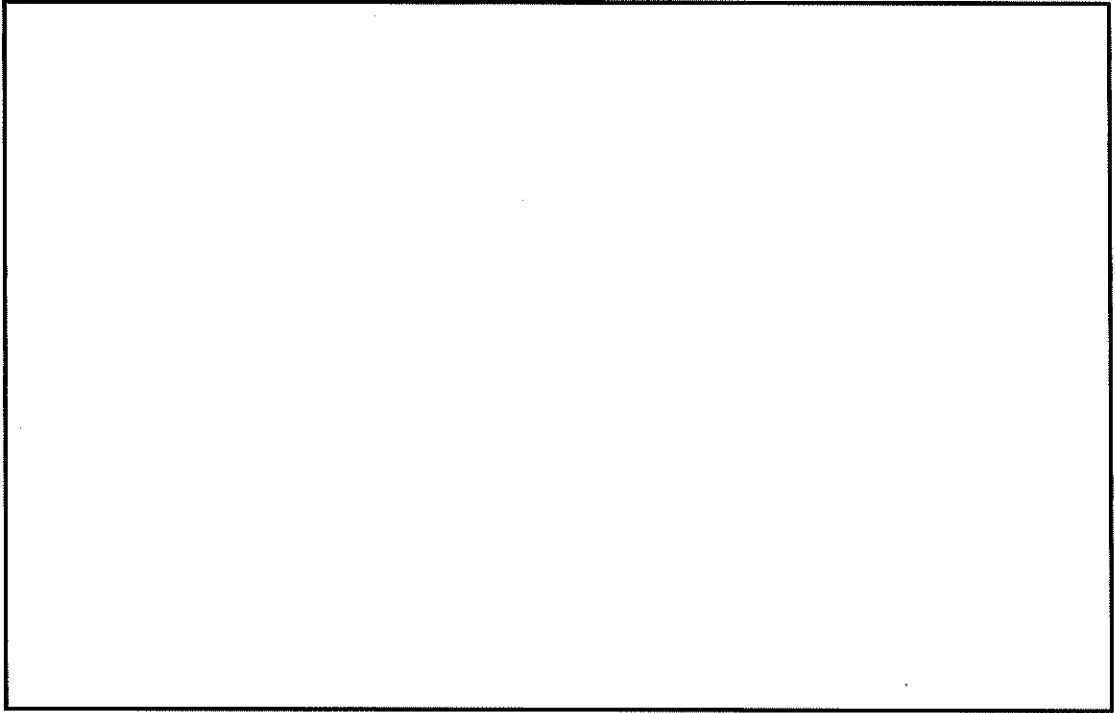
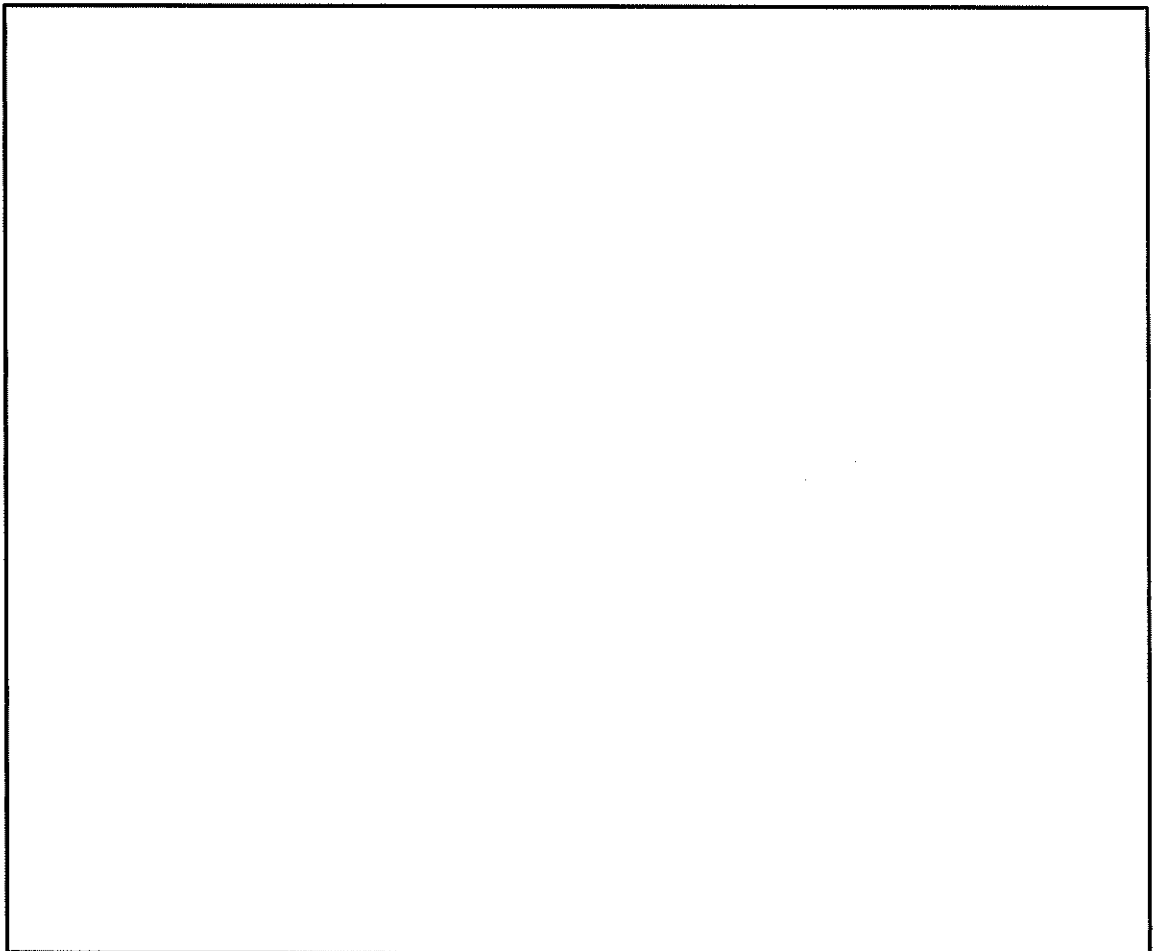


图 5 感度解析結果



[]

[] いずれの場合においても、実効増倍率はモデル A' に包絡されると考えられる。

既認可においては、[]モデルを用いた評価を実施しているが、今回の評価においては、ペレットの脱落を詳細に模擬するため燃料棒を [] [] にモデル化し、解析コードシステム SCALE6.2.1 を使用した上で、計算ヒストリー数を [] とする等、燃料モデルと解析コードに関しては近年のキャスク評価⁴に用いられている手法を採用しているが、容器の寸法、燃料の容器内位置等、他の条件は既認可と同じとしている。

評価の結果、表 5 に示すとおり、漏えい燃料の配置及び本容器内で脱落したペレットの影響を考慮しても既認可における評価結果に包絡され、技術基準を満足する。

表 5 臨界解析結果の比較

	keff	σ	keff+3 σ
今回評価（モデル A'）	0.89521	0.00050	0.89671
既認可 ^{注 1)}	0.91959	0.00114	0.92301
基準	-	-	0.95 以下
(参考)			

注 1) 実効増倍率が最大のケースを示す。

⁴ MSF-32P 型 核燃料輸送物設計承認（原規規発第 2011303 号 令和 2 年 11 月 30 日付け承認）

4. 4 遮蔽評価への影響

特別の試験条件においては、燃料被覆管の健全性が担保できないことから、遮蔽評価への影響を確認する。

漏えい燃料を収納する際の燃料の収納条件（表 2）は、制限燃焼度を \square GWd/t としていることから、特別の試験条件下での輸送容器の表面から 1m の位置における線量当量率について、表 6 に示すとおり、燃焼度 \square GWd/t の通常の燃料 14 体による寄与と、燃焼度 \square GWd/t の漏えい燃料から脱落した燃料棒 3 本分のペレットによる寄与を足し合わせた評価を実施した。評価方法の模式図を図 6 に示す。なお、通常の燃料及び燃料棒 3 本分のペレットの冷却日数は燃料の収納条件（表 2）の最短日数として評価する。

表 6 遮蔽解析条件の比較

今回評価	既認可
通常の燃料 14 体 （平均燃焼度 \square GWd/t、 \square 日冷却） 及び、燃料棒 3 本分のペレット （平均燃焼度 \square GWd/t、 \square 日冷却）	通常の燃料 14 体 （平均燃焼度 \square GWd/t、 \square 日冷却）

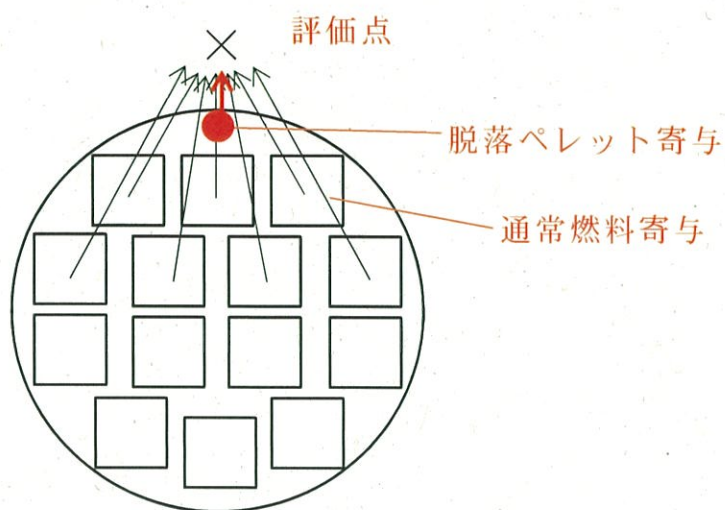
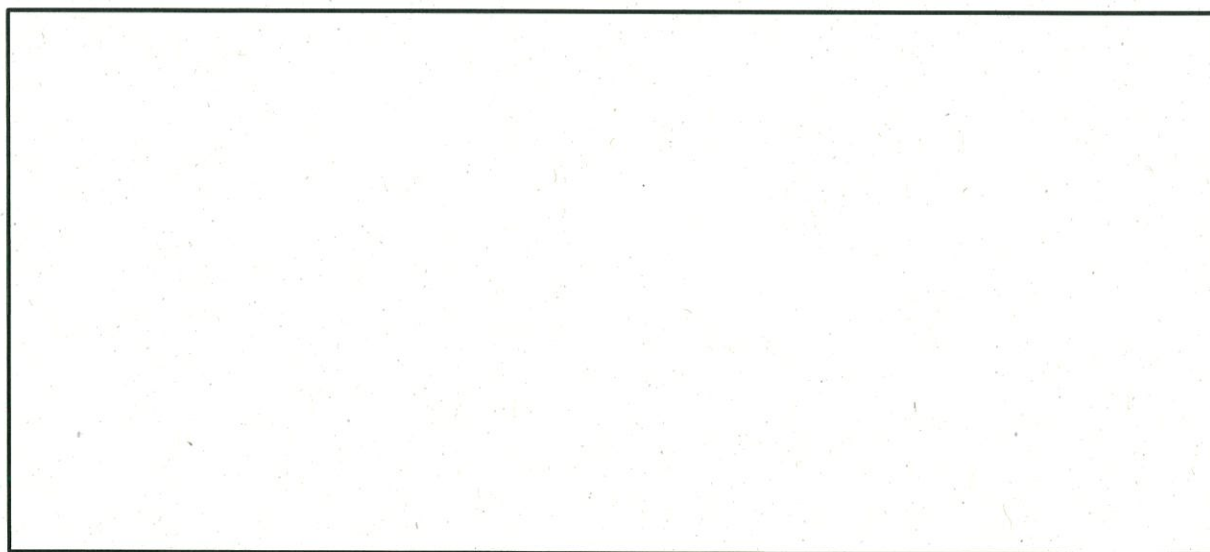


図 6 評価方法の模式図（径方向断面）

(1) 通常の燃料からの線量当量率評価

通常の燃料からの線量当量率評価については、既認可の特別の試験条件下の評価モデル（図 7）を基に、既認可において今回評価の解析条件と同一であるタイプ 1 燃料（14×14 配列型、48GWd/t）の線源強度及び解析コード（DOT-3.5）を用いて線量当量率を評価した。



・輸送容器の対称性を考慮し径方向の片側を図示している。

図 7 通常の燃料に対する評価モデル図（RZ モデル、軸方向断面）

特別の試験条件下の通常の燃料からの線量当量率の評価結果を表7に示す。

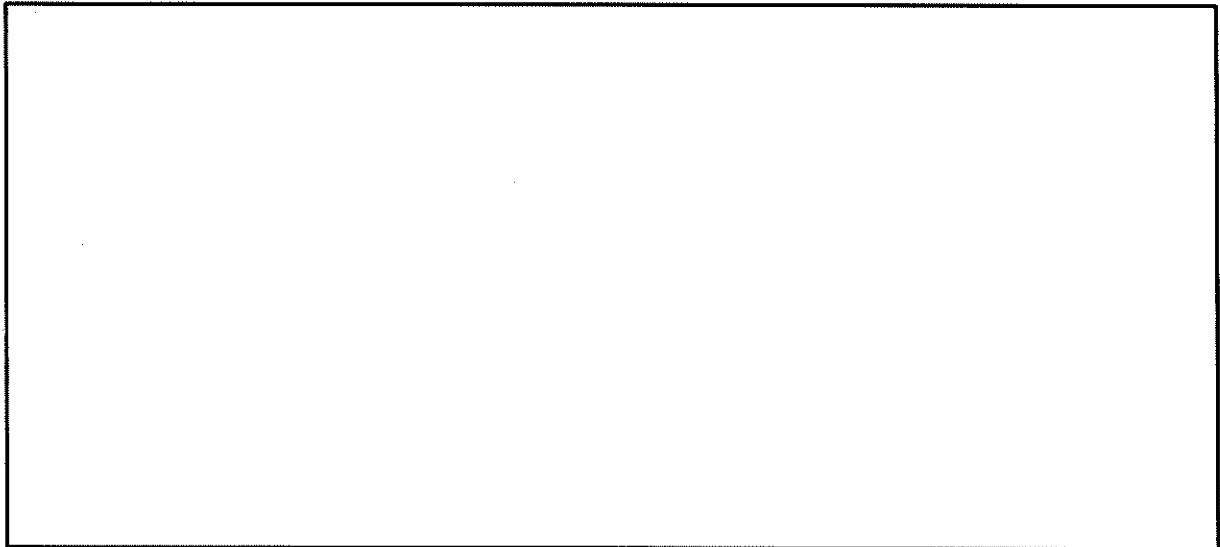
通常の燃料による輸送容器の表面から 1m の位置における線量当量率が最も高い位置は、既認可と同様、燃料有効部のうち容器内水が存在しない領域が多くかつ容器の構造上、遮へいが薄い輸送容器の底部径方向の評価点（図7の④）となる。

表7 特別の試験条件下の線量当量率(通常の燃料) ($\mu\text{Sv/h}$)

評価点	頭部		側部③	底部	
	軸方向①	径方向②		径方向④	軸方向⑤
表面から 1m の位置における線量当量率	373.5	730.1	1,244.3	2,198.4	1,664.9

(2) 脱落ペレットからの線量当量率評価

脱落ペレットの本容器内での可動範囲を考慮して、輸送容器の表面から 1m の位置における線量当量率が最大となるよう、通常の燃料による線量当量率が最も高い位置に近い本容器内の位置（図8）に脱落ペレットがあるものとして、同位置の脱落ペレットからの寄与を ANISN コードを用いて評価した。なお、脱落ペレットの線源強度は ORIGEN2 コードを用いて求めた。



・輸送容器の対称性を考慮し径方向の片側を図示している。

図 8 脱落ペレットの位置及び可動範囲の概要図

(3) 遮蔽解析結果

遮蔽解析結果を表 8 に示す。通常の燃料 14 体による寄与に加え、容器内で脱落したペレットの影響を考慮しても、既認可における評価結果に包絡され、技術基準を満足する。

表 8 遮蔽解析結果の比較 ($\mu\text{Sv/h}$)

	今回評価	既認可 ^{注1)}	基準
燃料集合体	2,198.4	2,422.1	—
脱落ペレット	49.5	—	
合計	2,247.9	2,422.1	10,000 以下

注 1) 線量当量率が最大のケースを示す。

5. まとめ

以上のとおり、漏えい燃料を本容器に収納した場合においても、既認可における評価結果に包絡されるとともに、技術基準適合性への影響はない。

(別紙) 解析コードの概要について

使用済燃料輸送容器に漏えい燃料を収納して輸送する際の影響評価に使用した以下の解析コードについて説明する。

(1) SCALE

(2) ORIGEN2

(3) DOT. 3. 5

(4) ANISN

(1) SCALE

コード名	SCALE
項目	
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	2016 年
使用したバージョン	6.2.1
コードの概要	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公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算の CSAS6 モジュールを用い、モンテカルロコードとして KENO-VI、断面積ライブラリは ENDF/B-VII ベースの 252 群ライブラリを使用している。
コードの検証及び妥当性確認	SCALE 6.2.1 は、モンテカルロコードによる使用済燃料乾式貯蔵容器の未臨界性評価に使用している。 【検証 (Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下の通りである。 ・コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認している。 ・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は以下の通りである。 ・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 (OECD/NEA)) に登録されている臨界実験から、使用済燃料乾式貯蔵容器仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した <input type="checkbox"/> ケースのベンチマーク解析を実施している。ベンチマーク解析結果は臨界実験を良く再現しており、妥当な結果が得られることを確認している。

(2) ORIGEN2

コード名	ORIGEN2
項目	
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980年
使用したバージョン	2.2-UPJ
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために米国オークリッジ国立研究所で開発され公開された燃焼計算コードであり、使用済燃料輸送キャスク、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p>
コードの検証及び妥当性確認	<p>ORIGEN2 は、線源強度解析に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードの計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・米国原子力学会 (ANS), 「ORIGEN2 : A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials」, Nuclear Technology vol. 62, (1983年9月) において、ANS 標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。 ・今回の使用目的は上記妥当性確認内容と合致しており、本計算機コードの使用は妥当である。

(3) DOT. 3. 5

コード名	DOT3. 5
項目	
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1976 年
使用したバージョン	DOT-3. 5
コードの概要	本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所にて開発された二次元輸送計算コードであり、臨界解析及び遮蔽解析などの分野で広く利用されている。解放は角度方向を有限個の代表格で表示する Sn 法である。
コードの検証及び妥当性確認	<p>DOT3. 5 は、ガンマ線及び中性子計算に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・DOT3. 5 コードは、放射線束分布解析を実施するコードであり、計算に必要な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら解析条件が与えられれば放射線束分布解析は可能であり、線量換算係数を乗じることで線量計算に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・日本原子力学会、「中性子遮蔽ハンドブック」,(1993 年 4 月)において、使用済燃料輸送キャスクの解析値と測定値を比較している。解析値が全て測定値を上回っており、DOT3. 5 コードを本評価に適用することは妥当である。 ・今回の使用目的は上記妥当性確認内容と合致しており、本計算機コードの使用は妥当である。

(4) ANISN

コード名	ANISN
項目	
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1967年
使用したバージョン	3.2
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所にて中性子線の遮蔽計算を目的として開発されたコードであり、1次元ボルツマン輸送計算式による中性子線及びガンマ線の放射線束分布の算出が可能である。</p>
コードの検証及び妥当性確認	<p>ANISN は、ガンマ線及び中性子計算に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ ANISN コードは、中性子線の放射線束分布解析を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら解析条件が与えられれば中性子線の放射線束分布解析は可能であり、線量換算係数を乗じることでANISN コードは中性子線量計算に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ OKTAVIAN 透過実験の実測値 (Yamamoto, J., et al.: "Numerical Tables and Graphs of Leakage Neutron Spectra from Slabs of Typical Shielding Materials with D-T Neutron Source," OKTAVIAN Report A-83-05, Osaka Univ. (1983)) において、実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・ 今回の使用目的は上記妥当性確認内容と合致しており、本計算機コードの使用は妥当である。

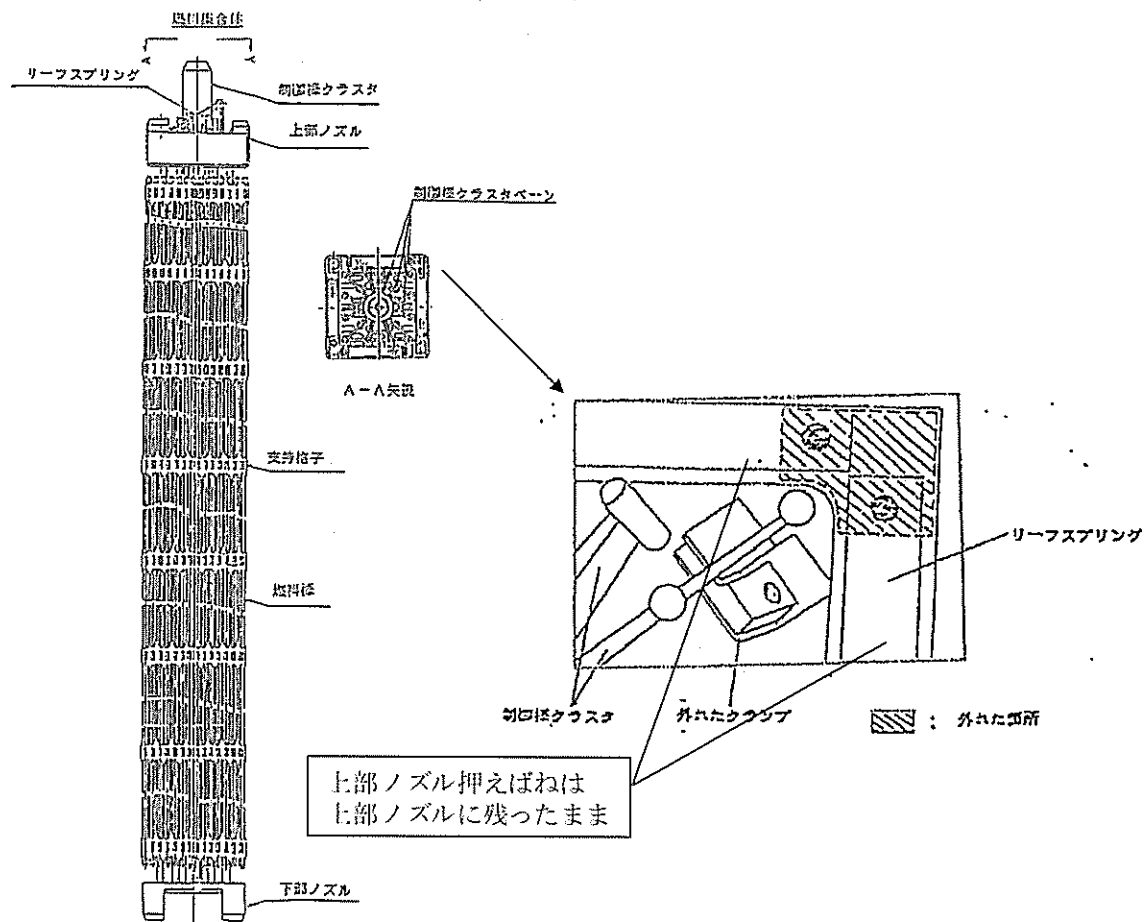
(参考1) クランプが脱落した燃料について

1. はじめに

伊方発電所の2号炉の使用済燃料ピット内には、漏えい燃料3体の他に、上部ノズルのクランプ*が脱落(参考図1参照)した燃料が保管されている。

(参考表1)

当該燃料については、他の通常の燃料と同様に取り扱うことができると考えており、今後、2号炉から3号炉に使用済燃料輸送容器を用いて構内輸送することとしている。ここでは当該燃料の構内輸送について影響の有無を確認した。



参考図1 D87燃料の状況(概要)

*クランプ：炉心内で燃料の浮き上がりを防止するためのリーフスプリング(押さえばね)を固定するための金具。なお脱落したクラ

ンプは既に回収している。

参考表 1 伊方発電所 2 号炉 クランプ脱落燃料

燃料番号	D87
照射終了日	昭和 62 年 1 月 19 日
初期濃縮度	約 3.3wt%
燃焼度	<input type="text"/> MWd/t
事象発生時期	昭和 62 年 1 月 (第 4 回定期検査の原子炉内の燃料集 合体上部点検時に脱落を確認)

2. クランプが脱落した燃料被覆管の健全性

当該燃料は炉心に装荷し運転していた際に、クランプが脱落したものであり、脱落后は上部ノズルの外枠内に収まっており、燃料被覆管に接触していないこと及び、取出し後の燃料外観検査において、有意な傷や損傷は確認されていないことから、燃料被覆管の健全性に影響はない。

なお、リーフスプリングは、クランプ脱落后も上部ノズルに結合されているため、通常の燃料と同様に取り扱いすることができる。

3. 構内輸送時の影響

(1) クランプが脱落した燃料の取扱いに関する事項

① キャスクへの燃料装荷/取出時

使用済燃料取扱工具等の取扱工具を使用する際は、掴み不良等の不具合が生じないように取扱工具の着底確認、ラッチ確認、吊上げ重量や目視確認（投込カメラ含む）等、通常の燃料の取扱い時と同じく、確実に取扱いできていることを慎重に確認しながら作業を行うことで、問題なく取り扱う

ことができる。

②構内輸送時

当該燃料のリーフスプリングは、現在も上部ノズルに結合されており、構造上、輸送中でも外れることはない。

(2) 使用済燃料輸送容器の既認可に関する事項

既認可の各評価に対する当該クランプの影響を整理した結果、影響がないことを確認した。

- ・強度評価：燃料集合体における評価対象は燃料被覆管であり、当該クランプは評価対象外であること、また評価対象である燃料被覆管の形状等に係る部材ではないことから影響なし。
- ・未臨界評価：当該クランプは、核分裂性物質ではなく、モデル化対象外であることから影響なし。
- ・遮へい評価：当該クランプは、上部ノズルの一部として均質化しており、クランプの形状はモデル化対象外であることから影響なし。
- ・除熱評価：当該クランプは、発熱しない部材であり、モデル化対象外であることから影響なし。

4. まとめ

以上のとおり、上部ノズルのクランプが脱落した燃料は通常の燃料と同様に取り扱うことができるため、構内輸送することによる安全上への影響はなく、また、使用済燃料輸送容器の既認可への影響もない。

(参考2) 外運搬規則への影響について

漏えい燃料の構内輸送にあたり核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（以下「外運搬規則」という。）への適合性の確認は不要であるが、使用済燃料輸送容器（NFT-14P 型）を用いて使用済燃料を再処理工場へ輸送する場合を想定し、外運搬規則への影響について整理する。

今回構内輸送する漏えい燃料は、長期間伊方発電所2号炉の使用済燃料ピットにおいて、適切に保管されていたことから、通常輸送時に漏えい燃料棒から放射性物質が放出される可能性は極めて低いと考えられる。

仮に放出されるとしても放射性物質はガスおよび水溶性の核種が放出されるため、これらの放射性物質は構内輸送完了後の輸送容器の蓋開放時や輸送容器内水の水抜き時に排出される。そのため、漏えい燃料輸送に起因する外運搬規則への影響は無い。

(参考3) 廃止措置計画の記載について

廃止措置計画「六 性能維持施設」に追加した使用済燃料輸送容器に漏えい燃料を収納して輸送する際の影響が、既許認可の評価に包絡されることを確認しており、使用済燃料輸送容器が漏えい燃料を輸送可能であることを明確化する。

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備 ^{※1}		維持機能	性能	維持期間	
		設備(建家)名称	維持台数				
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	使用済燃料輸送容器 ^{※2}	1基	下記以外は既許認可どおり 漏えい燃料を輸送可能とする ^{※3}	臨界防止機能 除熱機能 密封機能 放射線遮蔽機能	使用済燃料の運搬及び放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。	1号及び2号炉使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の構内運搬に係る使用が完了するまで

※1：3号炉との共用施設は、維持管理の対象から除く。

※2：1号炉のみとの共用施設は、維持管理の対象に含む。

※3：漏えい燃料を収納する際の燃料の収納条件を追加し、漏えい燃料の収納により既許認可への影響が考えられる臨界防止機能及び放射線遮蔽機能に係る評価において、漏えい燃料の影響を保守的に考慮しても既許認可評価結果に包絡されることを確認。

伊方発電所 2号炉 審査資料	
資料番号	6-3 改2
提出年月日	令和5年1月25日

伊方発電所 2号炉

使用済燃料輸送容器等の維持管理状況等

について

< 補足説明資料 >

令和5年1月
四国電力株式会社

1. はじめに

使用済燃料輸送容器、使用済樹脂計量タンク、使用済樹脂移送容器及び原子炉補助建家（補助遮蔽（使用済樹脂計量タンク室））について、今後の廃止措置作業の中で使用する可能性があることから、本文六に記載している性能維持施設に追加し、維持管理を行う。

本資料では、上記設備の廃止措置段階以降の維持管理状況、使用実績及び今後の使用予定等について説明する。

2. 維持管理等の状況について

使用済燃料輸送容器、使用済樹脂計量タンク、使用済樹脂移送容器及び原子炉補助建家（補助遮蔽（使用済樹脂計量タンク室））は、それぞれ原子炉設置許可等を受けた設備である。

これらの設備について、廃止措置段階移行後は、その他自ら定める設備に選定し、保安規定に基づく施設管理を実施している。

(1) 使用済燃料輸送容器

使用済燃料輸送容器は1号及び2号炉共用として工事計画認可を受けている。維持管理については、保安規定に基づく社内文書に頻度（年に1回以上）及び検査内容等を定め、定期的に検査等を実施している。なお、至近では2022年5月に外観確認を実施している。

(2) 使用済樹脂計量タンク及び使用済樹脂移送容器

使用済計量タンク及び使用済樹脂移送容器は1号及び2号炉共用として原子炉設置許可等を受けている。維持管理については、設備の重要度等を考慮して事後保全としている。なお、使用済樹脂の移送に用いる際には外観確認により設備に異常のないことを確認している。

(3) 原子炉補助建家（補助遮蔽（使用済樹脂計量タンク室））

原子炉補助建家（補助遮蔽（使用済樹脂計量タンク室））は、1号炉原子炉補助建家内にあり、1号炉として原子炉設置許可等を受けている。維持管理については、設備の重要度等を考慮して定期的（年に1回）に外観確認を実施することとしており、至近では2022年8月に実施している。

3. 廃止措置段階における使用実績及び今後の使用予定について

廃止措置段階における使用実績及び今後の使用予定について説明する。

(1) 使用済燃料輸送容器

本輸送容器は1号炉及び2号炉から3号炉へ使用済燃料を構内輸送する際に用いる。

廃止措置段階以降の使用実績について、1号炉においては使用済燃料の搬出が令和元年9月5日に完了するまで、計17回構内輸送を実施している。2号炉については廃止措置段階における使用済燃料の構内輸送の実績はなく、使用済燃料乾式貯蔵施設竣工（令和7年度2月予定）以降に順次輸送する計画としている。

(2) 使用済樹脂計量タンク及び使用済樹脂移送容器

本計量タンク及び移送容器は、1号炉及び2号炉原子炉補助建家内の使用済樹脂貯蔵タンク(1,2号共用)に貯蔵している脱塩塔使用済樹脂を、3号炉原子炉補助建家内の使用済樹脂貯蔵タンク(1~3号炉)に移送する際に用いる。

廃止措置段階以降の使用済樹脂の3号炉への移送実績は、これまで計7回(至近の使用実績は令和3年1月)である。今後について、具体的な当該設備の使用予定はないが、廃止措置作業の状況により3号炉へ使用済樹脂を移送する際には当該設備を用いる。

(3) 原子炉補助建家(補助遮蔽(使用済樹脂計量タンク室))

本補助遮蔽は、使用済樹脂計量タンクなど廃棄物処理設備からの放射線に対して作業員を保護するために用いる。

4. 使用済燃料輸送容器、使用済樹脂計量タンク、使用済樹脂移送容器及び原子炉補助建家(補助遮蔽(使用済樹脂計量タンク室))の性能維持施設への追加経緯について

使用済燃料輸送容器、使用済樹脂計量タンク、使用済樹脂移送容器及び原子炉補助建家(補助遮蔽(使用済樹脂計量タンク室))について、今回性能維持施設に追加する経緯を説明する。

(1) 使用済燃料輸送容器

他電力の廃止措置計画の審査過程において、使用済燃料輸送容器を性能維持施設として維持管理を明確化するように求められ、今後も使用済燃料輸送容器を用いることから、性能維持施設に追加する。

(2) 使用済樹脂計量タンク及び使用済樹脂移送容器

使用済燃料輸送容器と同様な設備がないか確認し、使用済樹脂計量タンク及び使用済樹脂移送容器が該当したことから、性能維持施設として維持管理を明確化するよう、使用済燃料輸送容器と併せて性能維持施設に追加する。

なお、使用済樹脂計量タンク及び使用済樹脂移送容器は、法令改正(令和2年4月1日)後の廃止措置計画認可(令和2年10月7日)以降において使用実績があるが、プラント運転段階から適切に保全を実施しており、廃止措置段階移行後についても、その他自ら定める設備に選定し、保安規定に基づく施設管理を適切に実施しており、使用済樹脂の移送に用いる際には外観確認により設備に異常のないことを確認していることから維持管理状況に問題はないと考える。

(3) 原子炉補助建家(補助遮蔽(使用済樹脂計量タンク室))

使用済樹脂計量タンク及び使用済樹脂移送容器を性能維持施設に追加することと併せて性能維持施設に追加する。

5. その他

使用済燃料輸送容器、使用済樹脂計量タンク、使用済樹脂移送容器及び原子炉補助建家(補助遮蔽(使用済樹脂計量タンク室))の廃止措置計画 本文四 第4.2表 廃止措置対象施設及び本文五 第5.1表 解体対象施設への追加に係る基本的な考え方は、以下の通りである。

廃止措置計画の本文四 第4.2表 廃止措置対象施設及び本文五 第5.1表 解体対象施設の設備(建家)名称欄には、設置許可本文記載の設備を記載することとしている。

使用済燃料輸送容器は、設置許可本文記載の設備であるので、廃止措置対象施設、解体対象施設の設備(建家)名称欄に追加している。

一方、使用済樹脂計量タンク、使用済樹脂移送容器及び原子炉補助建家(補助遮蔽(使用済樹脂計量タンク室))は、設置許可本文でなく添付書類八記載の設備であるので、廃止措置対象施設、解体対象施設の設備(建家)名称欄に追加していないが、廃止措置対象施設、解体対象施設として含まれる。(使用済樹脂計量タンク、使用済樹脂移送容器は第4.2表、第5.1表の「施設区分：放射性廃棄物の廃棄施設、設備等の区分：固体廃棄物の廃棄設備」、原子炉補助建家(補助遮蔽(使用済樹脂計量タンク室))は、「施設区分：発電用原子炉施設の一般構造、設備等の区分：その他の主要な構造」に含まれる)。

伊方発電所 2号炉 審査資料	
資料番号	8-1 改0
提出年月日	令和4年 5月 26日

伊方発電所 1号及び2号炉
廃止措置計画における
使用済燃料搬出方針について
＜補足説明資料＞

令和4年5月
四国電力株式会社

使用済燃料搬出方針について（1 / 3）

<搬出方針(優先順位)>

○1号炉及び2号炉を含め、伊方発電所の全ての使用済燃料は再処理工場へ搬出することを基本方針としている。

○使用済燃料は再処理事業者に譲り渡すまでの間、リスクの低減(使用済燃料乾式貯蔵施設の活用、輸送回数の最小化)を考慮し、以下のとおり3号炉使用済燃料貯蔵設備及び現在設置工事中の使用済燃料乾式貯蔵施設(2025年2月竣工予定)に搬出する。

- ① 1号炉の使用済燃料貯蔵設備(使用済燃料ピット)に貯蔵している使用済燃料は、全数3号炉の使用済燃料ピットに搬出する。(2019年9月完了)
- ② 2号炉の使用済燃料ピットに貯蔵している使用済燃料のうち、十分に冷却が進んだ収納対象燃料^{※1}は使用済燃料乾式貯蔵施設に、それ以外の燃料は3号炉の使用済燃料ピットに搬出する^{※2}。
(搬出時期:使用済燃料乾式貯蔵施設運用開始後、第1段階終了まで)
- ③ 3号炉の使用済燃料ピットに貯蔵する1号炉、2号炉及び3号炉の使用済燃料のうち、十分に冷却が進んだ収納対象燃料^{※2}は、再処理工場への搬出状況等を踏まえながら、計画的に使用済燃料乾式貯蔵施設に搬出する。

○廃止措置終了までには、全ての1号炉及び2号炉の使用済燃料を再処理事業者に譲り渡す。

※1:STEP1ウラン燃料(濃縮度:約4.1wt%、集合体最高燃焼度:48GWd/t)以下かつ冷却年数15年以上の燃料のことをいう。

※2:乾式貯蔵容器(乾式キャスク)への収納の組み合わせ等を考慮し、十分に冷却が進んだ収納対象燃料であっても3号炉の使用済燃料貯蔵設備に搬出する場合がある。

使用済燃料搬出方針について（2／3）

＜貯蔵量推移のイメージ＞

伊方発電所の使用済燃料貯蔵量推移のイメージについて、下記条件を想定して算出した結果を次頁に示す。

- 3号炉の運転に伴い年間40体の使用済燃料が発生する。（2021年度までは運転実績を反映）
- 1号炉は、使用済燃料の搬出実績を反映する。（2019年9月完了）
- 2号炉は、廃止措置計画認可後、第1段階終了（2029年度）までに使用済燃料ピット内の使用済燃料を搬出する。
- 再処理工場への搬出として、2022年度の竣工以降、使用済燃料取得計画※1の4%相当を搬出可能と仮定し、本格稼働開始後は年間68体の搬出を想定する。
- 2025年2月の乾式貯蔵施設竣工後、十分に冷却が進んだ収納対象燃料については、乾式キャスクに収納し、搬出する。なお、本ケースは仮に毎年3基程度乾式貯蔵する場合として貯蔵量推移を示すが、実運用としてはメーカーの製造能力および発電所内の工事物量等を勘案し、計画的に使用済燃料乾式貯蔵施設に搬出する。

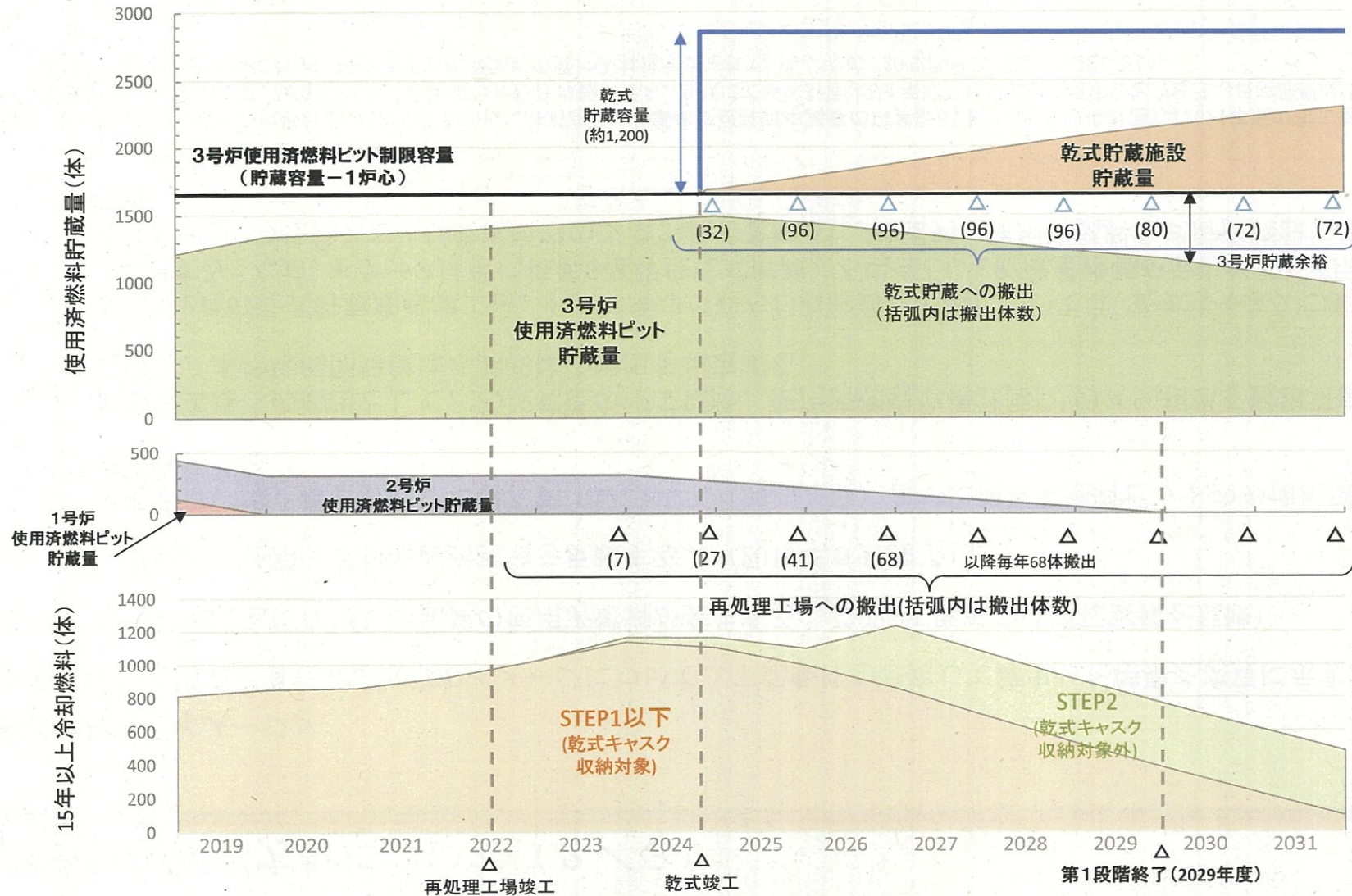
※1：公表されている最新の取得計画（2020年7月29日に許可を受けた事業変更許可申請書の事業計画書における取得計画）は2021年度の竣工を前提としたものであるため、現在の竣工予定時期との整合の観点から、当社にて当該計画より1年順延した工程を想定した。ただし、日本原燃㈱が公表している輸送計画において2022年度使用済燃料の受け入れは予定されていないため、2022年度は搬出を想定しない。

使用済燃料搬出方針について (3 / 3)

<貯蔵量推移のイメージ>

[2021年度末時点での貯蔵量]

1号炉使用済燃料ピット:0体、2号炉使用済燃料ピット:316体、3号炉使用済燃料ピット:1,383体



伊方発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	添 3-1 改 1
提出年月日	令和 5 年 1 月 25 日

伊方発電所 1 号及び 2 号炉の
放射性液体廃棄物の年間放出量等について

< 補足説明資料 >

令和 5 年 1 月
四国電力株式会社

1. はじめに

本資料は、1号炉海水ポンプの廃止を踏まえた伊方発電所1号及び2号炉の放射性液体廃棄物の年間放出量等について説明する。

2. 放射性液体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値

1) 変更前

1号及び2号炉の年間放出量は、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よう、廃止に伴う復水器冷却水等の量の減少を考慮した年間放出量を設定している。

解体工事準備期間（変更前）における放射性液体廃棄物の年間放出量を表1に、復水器冷却水等の量の設定根拠を表2に示す。

また、「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」に基づき、放射性液体廃棄物の年間放出量 3.8×10^{10} Bq/y を、放射性液体廃棄物の放出管理目標値として定めている。

2) 変更後

表2に示すとおり、1号及び2号炉の復水器冷却水等の量は海水ポンプ1台の常時運転を考慮して設定しているが、1号炉海水ポンプ廃止に伴い、1号炉の復水器冷却水等の量は無くなる。

変更後は、1号炉から発生する放射性液体廃棄物は1号炉から放出せず、全て2号炉から放出するが、2号炉の復水器冷却水等の量は変更しないことより、海水中における放射性物質の濃度を変更前と同等に維持するよう、1号炉の放出量 (8.5×10^8 Bq/y) を差し引いた年間放出量 3.7×10^{10} Bq/y を放出管理目標値として設定する。（表3参照）

なお、2号炉の放射性液体廃棄物処理設備は1, 2号炉共用施設であり、1号炉の放射性液体廃棄物を2号炉から放出することは問題ない。

3. 年間放出量減少に伴う影響

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を行い、トリチウムを除く核種が検出されないことを確認して放出を行っている。

また、廃液処理で除去することができない核種であるトリチウムの過去5年間（2016～2020年度）の1, 2号炉合計放出実績は 4.0×10^{10} ～ 1.8×10^{11} Bq/y であり、設定している年間放出量 1.7×10^{12} Bq/y の1/10程度である。

これらの状況を踏まえ、今回の変更にて1号炉から放出していた放射性液体廃棄物を2号炉からの放出に加えることになるが、2号炉の年間放出量を変更しなくても影響は無いと考えられる。

表 1 放射性液体廃棄物の年間放出量

(Bq/y)

核種	1号炉		2号炉	3号炉 ^{※2}
	変更前	変更後 ^{※1}		
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

※1：1号炉から発生する放射性液体廃棄物は2号炉から放出する。

※2：3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。

表2 1号及び2号炉の復水器冷却水等の量の設定根拠

		解体工事準備期間
計算条件	循環水ポンプ（復水器冷却水）の 運転台数および容量	0台 (約 64,000m ³ /h/台)
	海水ポンプ（原子炉補機冷却海水）の 運転台数および容量	1台 (約 2,500m ³ /h/台)
	循環水ポンプ及び海水ポンプの 稼働率	100%
計算結果	復水器冷却水流量 〔台数×容量×稼働率=①〕	0m ³ /h
	原子炉補機冷却海水流量 〔台数×容量×稼働率=②〕	約 2,500m ³ /h
	復水器冷却水等の量 〔①+②〕	約 2,500m ³ /h
	復水器冷却水等の量 〔(①+②) ×24h×365日〕	2.19×10 ⁷ m ³ /年

表3 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)

(Bq/y)

項目	放出管理目標値	
	変更前	変更後
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 $\left(\begin{array}{l} \text{1号炉: } 8.5 \times 10^8 \\ \text{2号炉: } 8.5 \times 10^8 \\ \text{3号炉: } 3.7 \times 10^{10} \end{array} \right)$	3.7×10 ¹⁰ $\left(\begin{array}{l} \text{1号炉: } - \\ \text{2号炉: } 8.5 \times 10^8 \\ \text{3号炉: } 3.7 \times 10^{10} \end{array} \right)$

4. 1号炉から発生する放射性液体廃棄物の処理について

1号炉海水ポンプ廃止に伴い、1号炉側の廃液蒸発装置および廃棄物処理設備排水モニタ等を廃止する。(補足説明資料(資料番号6-1)を参照)

図1の放射性液体廃棄物処理系統図(変更後)に示すとおり、1号炉から発生する放射性液体廃棄物は1号炉廃液貯蔵タンクから2号炉廃液貯蔵タンクに移送した後、2号炉廃液蒸発装置を用いて処理することとなるため、1号炉側から放出することはなく、全て2号炉側から放出することとなる。

また、廃液放出ライン1, 2号連絡弁の施錠管理等による物理的な隔離措置により、2号炉側から1号炉側を経由して放出されることはない。

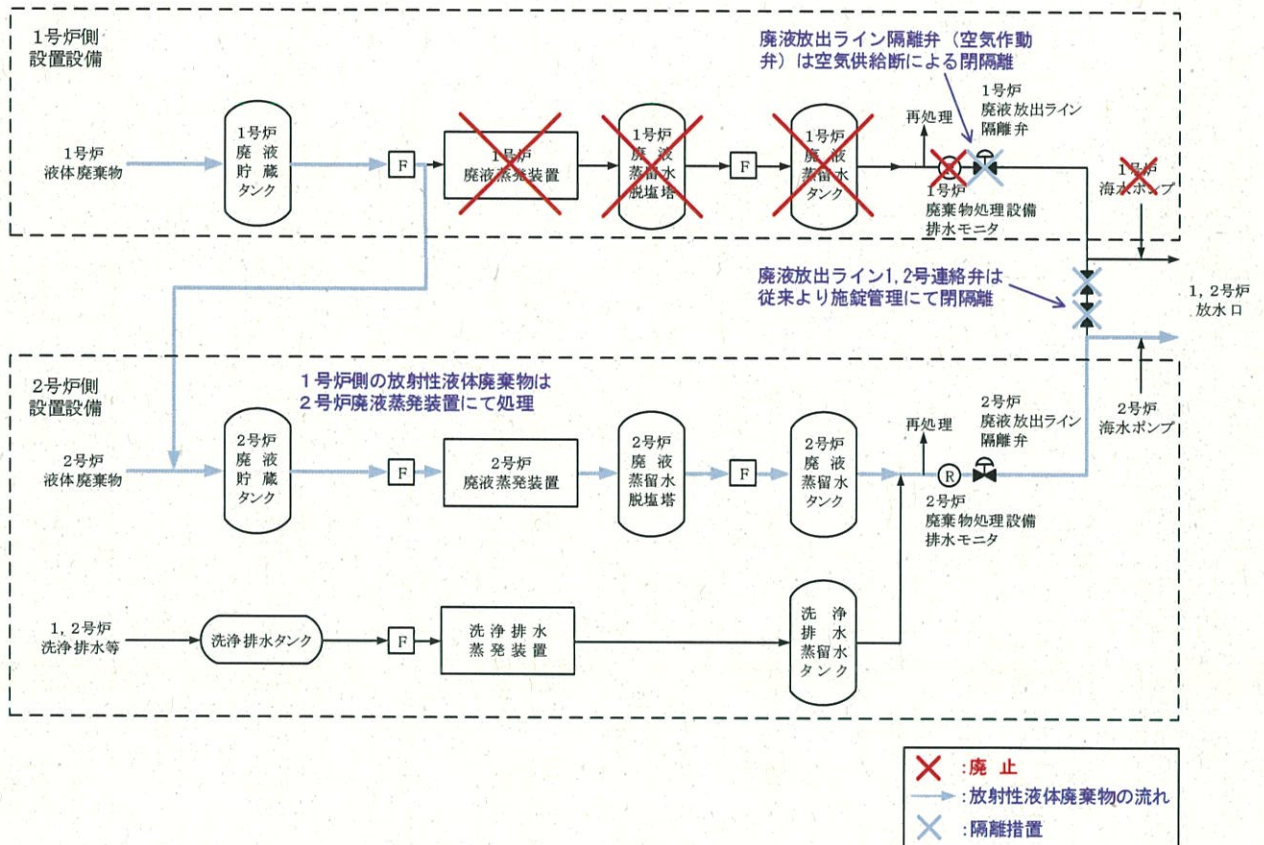


図1 放射性液体廃棄物処理系統図(変更後)

伊方発電所 2号炉 審査資料	
資料番号	添 3-2 改 4
提出年月日	令和 4 年 8 月 30 日

伊方発電所 1号及び 2号炉
解体工事準備期間中における
原子炉補助建家換気設備の運用について
＜補足説明資料＞

令和 4 年 8 月
四国電力株式会社

1. はじめに

伊方発電所における原子炉補助建家の換気については、周辺公衆の平常時の被ばく評価（敷地境界外における希ガスの γ 線による実効線量評価）条件を踏まえ、連続換気とし、点検時等を除き、補助建家給気ファン及び補助建家排気ファン（以下「補助建家給排気ファン」という。）を原則、2台運転としている。

このうち、伊方発電所1号及び2号炉については、運転終了に伴い、放射性希ガスの新たな発生は想定されず、ガス減衰タンクに貯留した放射性希ガスの処理も完了していることから、周辺公衆の平常時被ばく評価条件を見直したうえで、原子炉補助建家の換気方法についても見直しを行う。

本資料は、解体工事準備期間における補助建家給排気ファンの運用について説明するものである。

2. 敷地境界外における希ガスの γ 線による実効線量評価

伊方発電所1号及び2号炉における敷地境界外における希ガスの γ 線による実効線量評価については、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」を参考とし、原子炉補助建家の換気により放射性希ガスが年間を通じて連続的に放出されるものとして評価している。

また、従来評価では、「原子炉設置許可申請書 添付書類六」に示すとおり、縮尺1/1,500の建屋及び敷地周辺の地形模型を用い、排気筒高さに排気筒からの吹上げ高さ（換気設備の運転状態に依存）を加えた高さからガスを排出し、風下地点の評価地点における地上濃度を求め、その値が排気筒高さを変えて行う平地実験による地表濃度の値に相当する排気筒高さを放出源の有効高さとしているが、補助建家給排気ファンの運転台数を2台から1台とした場合、吹上げ高さが低くなることから放出源の有効高さは低くなる。

今回の評価では、補助建家給排気ファンの運転台数（1台または2台）によらず、実効線量評価が保守的となるよう、大気拡散の計算において使用する放出源の有効高さを0m（地上放出）としている。

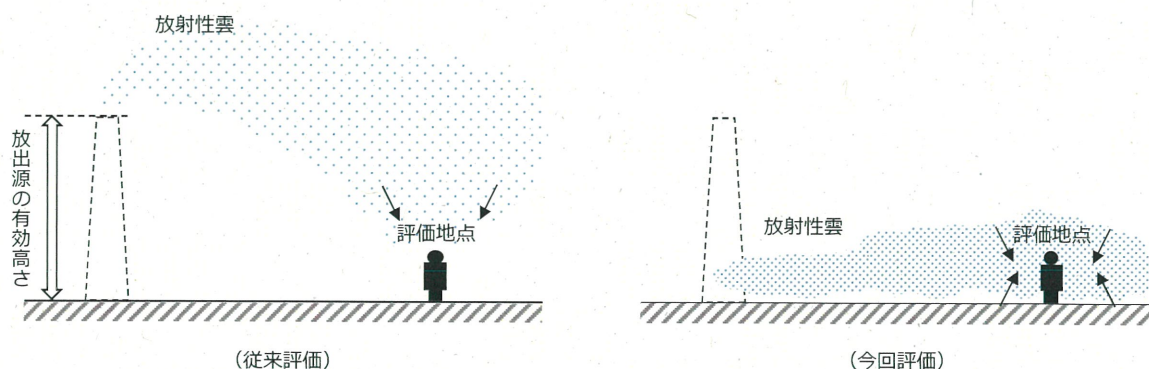


図1 放出源の有効高さ見直しによる実効線量評価イメージ

3. 補助建家給排気ファンの運用について

(1) 補助建家給排気ファンの維持台数について

廃止措置計画書「六 性能維持施設」第 6.1 表に示す性能維持施設は、原子炉設置許可等を受けて設計・製作されたものであり、これを引き続き供用するため、その性能維持施設の仕様等として、設置時の仕様及び廃止措置時に必要な台数を「位置、構造及び設備」欄に示している。

性能維持施設の設置時の仕様として「既許認可どおり」を記載し、廃止措置時に必要な台数として、「廃止措置期間に必要となる台数（点検、故障時等に備えた予備台数は含んでいない）」（以下「維持台数」という。）を記載している。

性能維持施設である補助建家給排気ファンの設置時の仕様（工認記載抜粋）は、以下のとおりであり、廃止後も引き続き供用中であり、種類や定格容量に変更はない。また、個数は設置台数であり、運転台数に係る記載でない。

表 1 1号炉補助建家給排気ファンの仕様※

名称	種類	容量 ($\text{m}^3/\text{min}/\text{台}$)	個数
補助建家給気ファン	遠心翼形 Vベルト 駆動型	1,300	2
補助建家排気ファン	遠心翼形 Vベルト 駆動型	1,500	3 (うち1台予備)

表 2 2号炉補助建家給排気ファンの仕様※

名称	種類	定格容量 ($\text{m}^3/\text{min}/\text{個}$)	個数
補助建家給気ファン	遠心式	1,625	2
補助建家排気ファン	遠心式	1,750	3

※補助建家給排気ファンは、建家内を負圧に維持するため排気量が給気量の約 10% 増となる設計としており、給排気ファン 1 台運転時および 2 台運転時いずれにおいても負圧の維持可能。

一方、性能維持施設である補助建家給排気ファンの維持台数は、廃止措置期間中に必要となる台数として、運転中より予備機である補助建家排気ファン 1 台を除いた 2 台としており、常時運転が必要な台数ではない。

(2) 解体工事準備期間中における補助建家給排気ファンの運用について

「2. 敷地境界外における希ガスの γ 線による実効線量評価」のとおり、原子炉補助建家は連続換気かつ地上放出で評価していることから、廃止措置作業の状況に応じて、補助建家給排気ファンを 1 台または 2 台運転とすることができる。

また、廃止措置計画書「六 性能維持施設」のとおり、原子炉補助建家の換気性能が求められる状況は以下のとおり。

- ・使用済燃料の貯蔵管理、放射性廃棄物の処理、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。
- ・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。

このうち、空気の浄化が必要な場合については、放射性粉じんが発生する可能性がある作業が該当する。なお、「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」については、解体工事準備期間に発生しない。

以上のとおり、解体工事準備期間中については、放射線業務従事者等の放射性物質での汚染による被ばく防護の観点から、放射性粉じんが発生する可能性がある作業時に補助建家給排気ファンを2台運転とし、その他の場合は、3.(1)のとおり、補助建家給排気ファンを1台運転としても、原子炉補助建家内を負圧に維持可能であり問題ないとする。

(運転台数変更に係る原子炉補助建家の負圧に関する影響については別紙—1に示す。)

表3 解体工事準備期間中における補助建家給排気ファンの運用の考え方

作業状況	運転台数
放射性粉じんが発生する可能性がある作業 (核燃料物質等で汚染された機器等の点検を行う作業のうち、点検作業により放射性粉じんが発生する場合またはそのおそれがある場合)	2台
上記以外の場合	1台

なお、定期事業者検査において、性能維持施設である補助建家給排気ファンの換気性能（放射線障害を防止するために必要な換気ができる状態であること）が維持されていることを機能・性能検査で確認するとともに、性能維持施設である原子炉補助建家の管理区域境界の壁、床、天井の性能（外部に放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること）が維持されていることを外観検査で確認している。

補助建家給排気ファンの運転台数変更に係る 原子炉補助建家の負圧に関する影響について

1. はじめに

本資料は、補助建家給排気ファンの運転台数変更に伴い、原子炉補助建家の負圧への影響について、整理したものである。

2. 原子炉補助建家の負圧への影響確認

補助建家給排気系は、補助建家給気ファン、補助建家排気ファン、フィルタ、ダクト、補助建家排気筒等から構成される。原子炉補助建家内の補機室及び使用済燃料ピットに補助建家給気ファンで外気を供給し、補機室及び使用済燃料ピットからの排気を集合して、放射能をモニタしながら、補助建家排気ファンにより補助建家排気筒へ排出する(図1参照)。

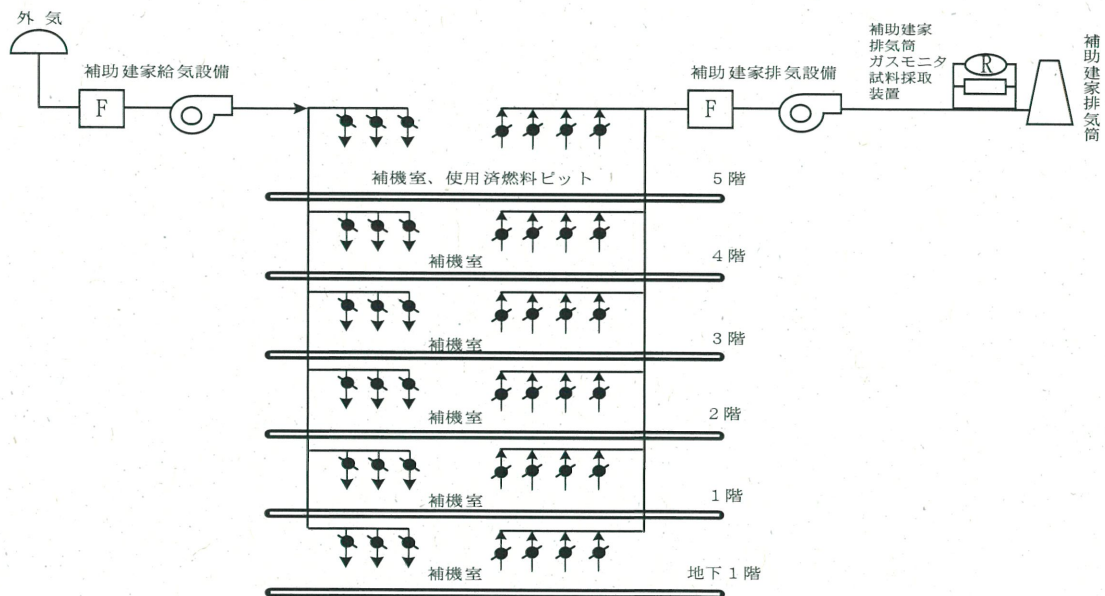


図1 補助建家給排気系概略図

原子炉補助建家の管理区域は補助建家給排気ファンによって換気され、給気風量よりも排気風量を多く流すことで負圧維持を行う設計である。

補助建家給排気系における設計思想として、管理区域に対して、図2のとおり、給気量より排気量が大きく、給排気量がバランス(インリーク量と給気量の和が排気量に等しい)し、非管理区域と管理区域間の差圧が生じている状態を想定している。

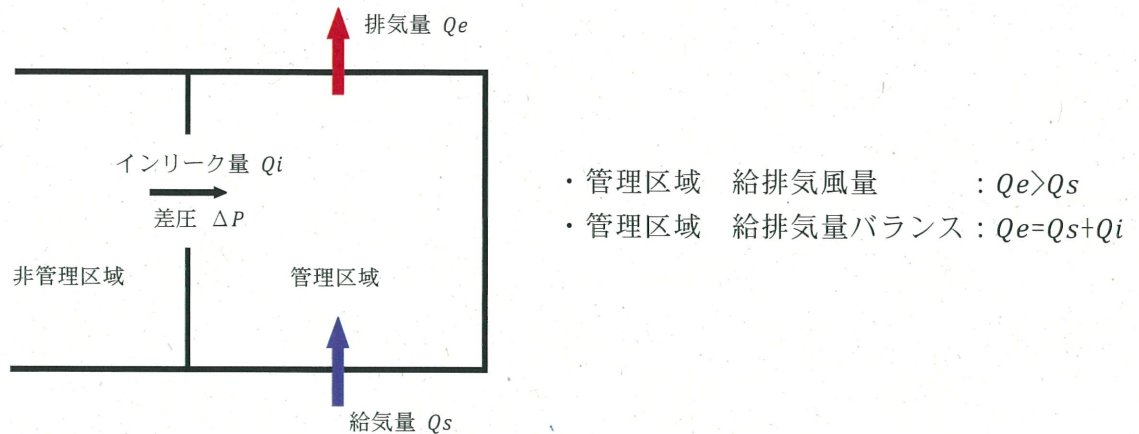


図2 管理区域の給排気系概略イメージ図

このとき、管理区域の負圧度は、管理区域と非管理区域との差圧 (ΔP) となり、下式で示すことが出来る。

$$\Delta P = \zeta \cdot 1/2 \cdot \rho \cdot v^2 \quad (\text{空気調和・衛生工学便覧 第14版 1基礎編より})$$

ζ : 局部抵抗係数

ρ : 空気密度

v : インリークの風速 (v は Q_i と比例関係)

補助建家給排気ファンは、排気量 Q_e が給気量 Q_s の約10%増となる設計 ($Q_e > Q_s$) としていることから、インリーク量 $Q_i > 0$ となり、管理区域内の負圧は維持される。(非管理区域から管理区域へインリークが生じる)

なお、インリークの風速 v は、インリーク量 Q_i と比例関係となることから、補助建家給排気ファンの運転台数が2台から1台に切り替えられた場合、給排気風量が半分となる想定をし、負圧度は2台運転時の1/4程度に浅くなるものの管理区域内の負圧は維持される。(非管理区域から管理区域へインリークが生じる)

また、図-1に示すとおり、各エリアにはダクトに接続している給排気口を設けていることから、各エリアの給排気は行われる。