

令 02 原機（敦廢）008

令和 3 年 3 月 31 日

原子力規制委員会 殿

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

高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画変更届出書

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 34 第 3 項において準用する同法第 12 条の 6 第 3 項及び第 5 項の規定に基づき、下記のとおり高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画に係る軽微な変更を届け出ます。

記

一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

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

二 工場又は事業所の名称及び所在地

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

三 変更に係る事項

平成 30 年 3 月 28 日付け原規規発第 1803282 号をもって認可を受けた後、別紙 1 のとおり変更認可を受け、別紙 2 のとおり変更を届け出た高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画に関し、次の事項の一部を別紙 3 のとおり変更する。

四 変更の理由

濃縮廃液等一時保管用容器の設置は、第1段階において不要となったため、必要とした箇所を削除する。また、2020年度までに変更認可を受けるとしたセメント固化装置の更新に係る詳細な計画は、ナトリウム機器洗浄作業に伴って発生する濃縮廃液量や廃液性状に課題があることから変更認可を受けるとした時期を見直し、その導入計画（工程）について第2段階に着手するまでに変更認可を受けるとしたことに変更する。

なお、セメント固化装置による固型化処理が開始されるまでの間、濃縮廃液を既設の廃液濃縮液タンクで貯蔵できることから、本変更については廃止措置の実施に伴う災害の防止上支障はないため、軽微な変更として届け出る。

五 変更日

令和3年3月16日

以 上

変更認可の経緯

認可年月日	認可番号	備考
令和元年12月13日	原規規発第1912135号	燃料缶詰装置、缶詰雰囲気調整装置の維持期間を見直し、性能維持施設維持期間終了後の事業者自主検査及び施設定期検査の扱いを明確化。
令和2年5月29日	原規規発第2005294号	放射性廃棄物発生量の低減、模擬燃料体の炉心への装荷プロセスの削減による工程遅延リスク低減の観点から、炉心に装荷している燃料体の取出し箇所の一部については模擬燃料体を装荷しないこととする。
令和3年3月29日	原規規発第2103295号	新検査制度への移行に伴い、施設定期検査に係る事項の削除、品質マネジメントに係る事項の追加等を変更。

変更届出の経緯

変更届出年月日	変更届出番号	備 考
平成 30 年 8 月 22 日	30 原機(敦廃)002	<p>燃料体の処理準備作業の進捗を踏まえ、2018 年度の燃料体の処理の開始時期を 7 月から 8 月に変更した。</p>
平成 30 年 12 月 27 日	30 原機(敦廃)003	<p>これまでの燃料体の処理作業の進捗を踏まえ、可能な限り速やかに燃料体を取り出すために、2018 年度に実施する「燃料体の処理」を 2019 年 1 月も継続して実施する工程に変更した。併せて「模擬燃料体等の準備」の終了時期及び「燃料取扱設備点検」の開始時期を 2018 年 12 月から 2019 年 1 月に変更した。また、「定期設備点検」の期間であっても、燃料体取出し作業に影響を与えない設備の点検を行っている期間は、燃料体の取出し作業を実施する工程に変更した。</p> <p>2018 年 12 月～2019 年 1 月の燃料体の処理期間中に実施する設備点検として、燃料体の処理に影響を与えない以下の作業を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 燃料体の処理に使用せず、かつ、燃料体の処理に影響する系統停止

変更届出年月日	変更届出番号	備 考
		<p>や隔離を伴わない設備の点検（1次系Bループ設備点検等）</p> <ul style="list-style-type: none"> • 複数号機又は複数系統を有する設備であり、通常は機能の停止がなく、万が一、点検時に運転中の設備が停止したとしても、他の系統により機能が停止しない、又は、機能が必要となるまでの期間に十分な余裕があることから、安全上の問題はなく、かつ、燃料体の処理に影響がない設備の点検（淡水、排水処理設備点検等） • ドリップパン交換やグリッパ洗浄などの燃料体の処理の停止期間中に短期間で終える点検（共通保修設備計装点検等） • その他点検のための準備作業（系統停止を伴わない、資材、足場の搬入等） <p>2019年7月以降の燃料体の取出し及び燃料体の処理期間についても、燃料体取出し作業に影響を与えない設備の点検を実施する。</p>
令和元年5月31日	令 01 原機(敦廃)001	2018年度の燃料体の処理実績を踏まえ、第11-2図に示す第1段階（燃料体

変更届出年月日	変更届出番号	備 考
		<p>取出し期間) の工程表を変更した。具体的な変更内容は以下のとおり。</p> <p>(1) 2018 年度の燃料体の処理で発生した設備不具合への対策実施、燃料体の取出しに向けた準備作業の慎重な実施により、2019 年度の燃料体の取出し開始時期を2019年7月から10月に変更した。</p> <p>(2) 今後の燃料体の処理における設備不具合の発生リスクを低減するため、燃料体の処理前及び処理期間中に設備点検を実施する期間を設けた。</p> <p>(3) 2019 年度以降の燃料体の処理については燃料体連続処理を行うことで1日あたりの処理体数を増加し、処理作業に要する日数を短縮した。</p> <p>(4) 燃料体の取出し及び燃料体の処理期間に、設備不具合等が発生した際に対応するための工程予備期間を設けた。</p> <p>(5) 2018 年度に発生した燃料処理設備等の不具合対策等の点検(燃料体の取出しに</p>

変更届出年月日	変更届出番号	備 考
		<p>影響しない範囲) を 2019 年 10 月から開始する燃料体の取出し後の 2020 年 2 月まで継続し、事業者自主検査を実施するため、2018 年 12 月からの定期設備点検 (事業者自主検査) 及び施設定期検査の終了時期を 2019 年 7 月から 2020 年 2 月に変更した。</p> <p>(6) 上記(1)から(5)の考え方に従い、2022 年度までの各作業工程並びに燃料体の取出し及び処理体数を変更した。</p> <p>(7) 濃縮廃液等一時保管用容器の設置計画について、平成 30 年度における濃縮廃液の発生実績から、2020 年度以降に設置する計画とした。</p> <p>(8) 昨年度に缶詰処理できなかった 14 体分の燃料体は、今後缶詰缶に収納しないこととし、缶詰缶に収納して燃料池に貯蔵する燃料体数を 100 体から 86 体に変更した。</p> <p>その他、本文中の記述の一部適正化とともに、</p>

変更届出年月日	変更届出番号	備 考
		<p>上記(8)の缶詰缶に収納する燃料体数の変更等に伴い、添付書類一及び添付書類四の記述を一部変更した。</p>
令和元年12月16日	令 01 原機（敦廃） 007	<p>第 11-2 図に示す第 1 段階（燃料体取出し期間）の工程表について、2019 年度の燃料体の取出し作業の進捗に合わせて見直した。</p>
令和 2 年 6 月 9 日	令 02 原機（敦廃） 004	<p>第 1 段階の工程表に、2020 年 6 月までの燃料体の処理実績を反映。また、2022 年 4 月からの燃料体の取出しのみ部分装荷を適用するよう燃料体の取出し体数及び燃料体の処理体数を変更。</p>

高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画変更届出書
前後比較表

高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画変更届出書 前後比較表

変更箇所	届出前	届出後	理由
<p>十 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄</p> <p>3. 放射性固体廃棄物の管理</p> <p>3.1 放射性固体廃棄物の処理</p>	<p>(1) 第1段階</p> <p>第1段階においては、廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液、使用済樹脂、使用済活性炭、雑固体廃棄物、使用済排気用フィルタ及び使用済制御棒集合体等が発生する。</p> <p>これらのうち、廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液及び使用済樹脂を固型化するためのプラスチック固化装置については、今後使用せず、セメント固化装置に更新する。<u>プラスチック固化装置の更新範囲や新たに設置するセメント固化装置の性能等、固化装置の更新に係る詳細な計画については、2020年度までに廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。</u></p> <p>したがって、第1段階において発生する廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液及び使用済樹脂については、廃液濃縮液タンク、粒状廃樹脂タンク又は粉末廃樹脂タンクに貯蔵し、新たに設置するセメント固化装置による処理を開始した後、固型化処理する。</p> <p>なお、第1段階において発生する廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液及び使用済樹脂の発生量が、<u>廃液濃縮液タンク、粒状廃樹脂タンク又は粉末廃樹脂タンクの貯蔵容量を超える場合には、セメント固化装置による固型化処理が開始されるまでの期間、一時的に専用容器に保管し、管理する。専用容器はJIS規格に適合するドラム缶とし、材質は既設タンクと同様にステンレス製とする。また、一時保管場所は、固体廃棄物処理設備が設置されるメンテナンス・廃棄物処理建物内とし、堰による漏えいの拡大防止措置及び漏えい検出器による漏えい監視を行う。</u></p> <p>使用済活性炭、雑固体廃棄物及び使用済排気用フィルタは、ドラム缶等の容器に封入又は梱包する。また、圧縮可能な雑固体廃棄物はペイラにて圧縮処理し、ドラム詰にする。ドラム缶等の容器に封入又は梱包した固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。</p> <p>炉心で照射された使用済制御棒集合体等は燃料池又は固体廃棄物貯蔵プールに保管する。</p> <p>放射性固体廃棄物の保管量は、固体廃棄物貯蔵庫等の保管容量を超えないように管理する。放射性固体廃棄物の管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に</p>	<p>(1) 第1段階</p> <p>第1段階においては、廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液、使用済樹脂、使用済活性炭、雑固体廃棄物、使用済排気用フィルタ及び使用済制御棒集合体等が発生する。</p> <p>これらのうち、廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液及び使用済樹脂を固型化するためのプラスチック固化装置については、今後使用せず、セメント固化装置に更新する。</p> <p>(削る)</p> <p>したがって、第1段階において発生する廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液及び使用済樹脂については、<u>廃液濃縮液タンク、粒状廃樹脂タンク又は粉末廃樹脂タンクに貯蔵し、新たに設置するセメント固化装置による処理を開始した後、固型化処理する。</u></p> <p>(削る)</p> <p>使用済活性炭、雑固体廃棄物及び使用済排気用フィルタは、ドラム缶等の容器に封入又は梱包する。また、圧縮可能な雑固体廃棄物はペイラにて圧縮処理し、ドラム詰にする。ドラム缶等の容器に封入又は梱包した固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。</p> <p>炉心で照射された使用済制御棒集合体等は燃料池又は固体廃棄物貯蔵プールに保管する。</p> <p>放射性固体廃棄物の保管量は、固体廃棄物貯蔵庫等の保管容量を超えないように管理する。放射性固体廃棄物の管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に</p>	<p>(2)第2段階以降の項に記載のため削る</p> <p>第1段階における廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液の発生量が少なく、濃縮廃液等一時保管用容器の設置は不要のため削る</p>

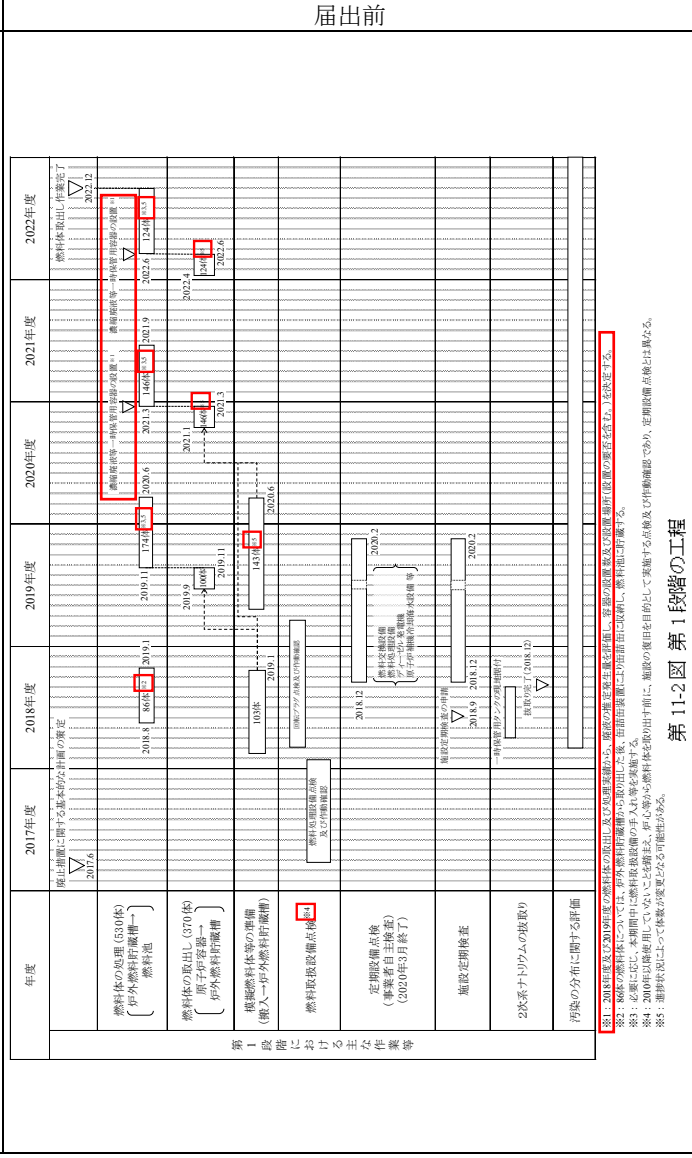
変更箇所	届出前	届出後	理由																				
	<p>定めて実施する。 第1段階における放射性固体廃棄物の処理系統説明図を第10-3図に示す。</p>	<p>定めて実施する。 第1段階における放射性固体廃棄物の処理系統説明図を第10-3図に示す。</p>																					
<p>十 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄 3. 放射性固体廃棄物の管理 3.1 放射性固体廃棄物の処理</p>	<p>(2) 第2段階以降 第2段階において発生する放射性固体廃棄物の処理及び管理については、第1段階における汚染の分布に関する評価結果を踏まえ、第2段階に着手するまでに、<u>また、第3段階以降については、第1段階及び第2段階における汚染の分布に関する評価結果を踏まえ、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに、それぞれ処理方法及び管理方法について定め、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。</u></p>	<p>(2) 第2段階以降 第2段階において発生する放射性固体廃棄物の処理及び管理については、第1段階における汚染の分布に関する評価結果を踏まえ、第2段階に着手するまでに<u>処理方法及び管理方法について定め、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。また、プラスチック固化装置の更新範囲や新たに設置するセメント固化装置の性能等、固化装置の更新に係る詳細な計画については、必要な時期までに廃止措置計画に反映して変更認可を受けることとし、その導入計画について、第2段階に着手するまでに廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。</u> 第3段階以降については、第1段階及び第2段階における汚染の分布に関する評価結果を踏まえ、原子炉周辺設備の解体撤去に着手するまでに、それぞれ処理方法及び管理方法について定め、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。</p>	<p>ナトリウム機器の洗浄作業（解体含む）に伴って発生する廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液の発生量や選択する安定化処理方法による廃液性状への影響等の新たな課題が明らかとなったため、第2段階以降の廃止措置工程を踏まえてセメント固化装置への更新に係る計画を策定することとし、廃止措置計画への反映時期を追記</p>																				
<p>十 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄 3. 放射性固体廃棄物の管理 3.2 放射性固体廃棄物の廃棄 第10-2表</p>	<p>第10-2表 第1段階において発生する放射性固体廃棄物の推定発生量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>放射性固体廃棄物の種類</th> <th>推定発生量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液</td> <td>約 21m³</td> </tr> <tr> <td>使用済樹脂</td> <td>約 15 m³</td> </tr> <tr> <td>雑固体廃棄物^{※1}</td> <td>可燃物：約 2,100 体^{※2} 不燃物：約 2,200 体^{※2}</td> </tr> <tr> <td>使用済制御棒集合体</td> <td>19 体</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：使用済活性炭及び使用済排気用フィルタを含む。 なお、プラスチック固化装置をセメント固化装置に変更する際の廃棄物は含まない。 ※2：ドラム缶換算</p>	放射性固体廃棄物の種類	推定発生量	廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液	約 21m ³	使用済樹脂	約 15 m ³	雑固体廃棄物 ^{※1}	可燃物：約 2,100 体 ^{※2} 不燃物：約 2,200 体 ^{※2}	使用済制御棒集合体	19 体	<p>第10-2表 第1段階において発生する放射性固体廃棄物の推定発生量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>放射性固体廃棄物の種類</th> <th>推定発生量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液</td> <td>約 5 m³</td> </tr> <tr> <td>使用済樹脂</td> <td>約 15 m³</td> </tr> <tr> <td>雑固体廃棄物^{※1}</td> <td>可燃物：約 2,100 体^{※2} 不燃物：約 2,200 体^{※2}</td> </tr> <tr> <td>使用済制御棒集合体</td> <td>19 体</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：使用済活性炭及び使用済排気用フィルタを含む。 なお、プラスチック固化装置をセメント固化装置に変更する際の廃棄物は含まない。 ※2：ドラム缶換算</p>	放射性固体廃棄物の種類	推定発生量	廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液	約 5 m ³	使用済樹脂	約 15 m ³	雑固体廃棄物 ^{※1}	可燃物：約 2,100 体 ^{※2} 不燃物：約 2,200 体 ^{※2}	使用済制御棒集合体	19 体	<p>廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液の推定発生量について、作業実績を踏まえ、再評価した結果を反映</p>
放射性固体廃棄物の種類	推定発生量																						
廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液	約 21m ³																						
使用済樹脂	約 15 m ³																						
雑固体廃棄物 ^{※1}	可燃物：約 2,100 体 ^{※2} 不燃物：約 2,200 体 ^{※2}																						
使用済制御棒集合体	19 体																						
放射性固体廃棄物の種類	推定発生量																						
廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液	約 5 m ³																						
使用済樹脂	約 15 m ³																						
雑固体廃棄物 ^{※1}	可燃物：約 2,100 体 ^{※2} 不燃物：約 2,200 体 ^{※2}																						
使用済制御棒集合体	19 体																						

変更箇所	届出前	届出後	理由
<p>十 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄</p> <p>3. 放射性固体廃棄物の管理</p> <p>3.1 放射性固体廃棄物の処理</p> <p>第 10-3 図</p>	<p>※プラスチック固化装置をセメント固化装置に変更するまでの期間は蒸発濃縮廃液、使用済樹脂を貯留（タンク容量を超える場合は、セメント固化装置による固化処理までの期間、専用容器に一時保管）</p>	<p>※プラスチック固化装置をセメント固化装置に変更するまでの期間は蒸発濃縮廃液、使用済樹脂を貯留</p>	<p>第 1 段階における廃液蒸発濃縮装置濃縮廃液の発生量が少なく、濃縮廃液等一時保管用容器の設置は不要のため削る</p>

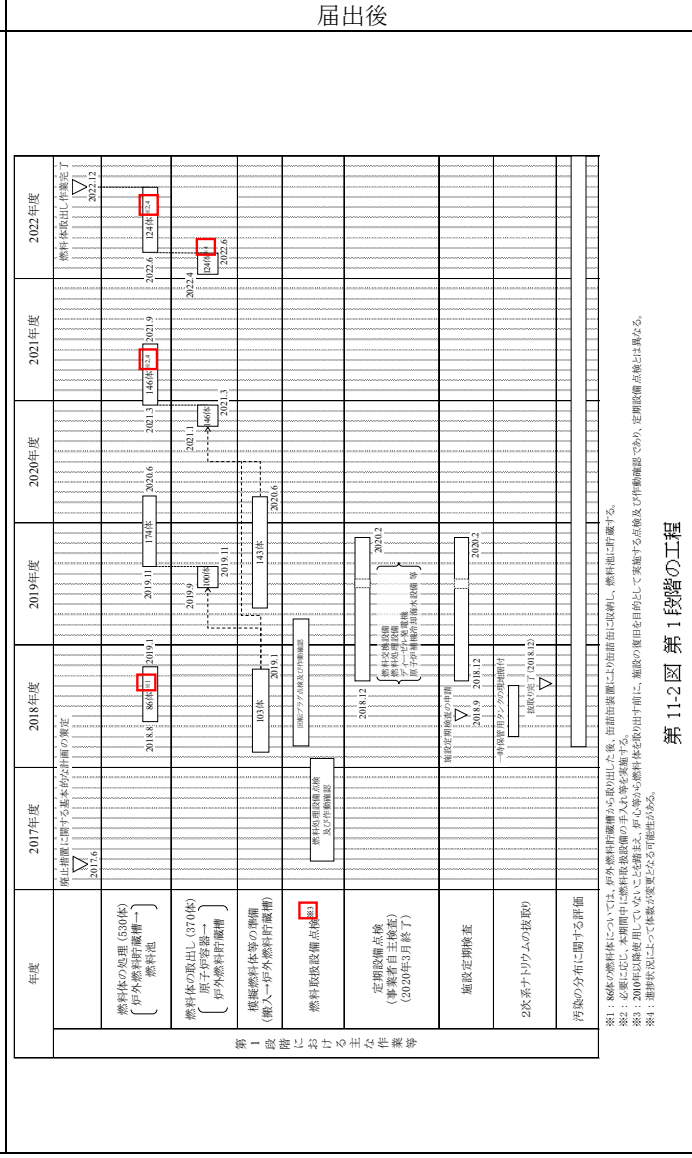
第 10-3 図 第 1 段階における放射性固体廃棄物の処理系等説明図

第 10-3 図 第 1 段階における放射性固体廃棄物の処理系等説明図

変更箇所
 十一 廃止措置の工程
 1. 廃止措置の工程
 第 11-2 図



第 11-2 図 第 1 段階の工程



第 11-2 図 第 1 段階の工程

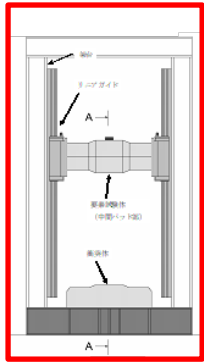
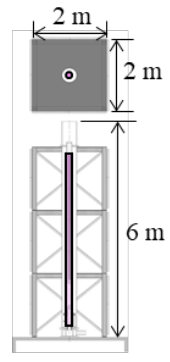
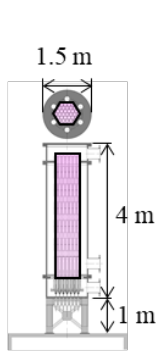
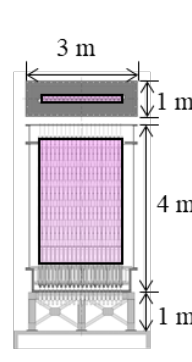
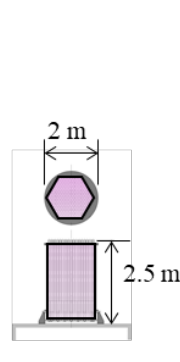
理由
 第 1 段階における
 廃液蒸発濃縮装置
 濃縮廃液の発生量
 が少なく濃縮廃液
 等一時保管容器の
 設置は不要のため
 削る
 以下注釈番号繰上
 げ
 2020 年度燃料体
 取出し作業終了に
 伴い注釈を削る

変更箇所	届出前	届出後	理由
<p>添付資料 一 燃料体を炉心等から取り出す工程に関する説明書</p> <p>別添 1-1. 部分装荷時における影響評価 (詳細)</p> <p>第 3.2-1 表 3 次元炉心群振動解析コード開発試験体系の変遷と取得データの概要</p>	<p><u>第 3.2-1 表 3 次元炉心群振動解析コード開発試験体系の変遷と取得データの概要</u></p> <p>(別紙 4)</p>	<p><u>第 3.2-1 表 3 次元炉心群振動解析コード開発試験体系の変遷と取得データの概要</u></p> <p>(別紙 4)</p>	<p>記載の適正化 (文字を識別しやすく修正)</p>
<p>添付資料 一 燃料体を炉心等から取り出す工程に関する説明書</p> <p>別添 1-1. 部分装荷時における影響評価 (詳細)</p> <p>第 4.1.1-9 図 原子炉構造の鉛直方向地震応答解析モデル</p>	<p><u>第 4.1.1-9 図 原子炉構造の鉛直方向地震応答解析モデル</u></p> <p>(別紙 4)</p>	<p><u>第 4.1.1-9 図 原子炉構造の鉛直方向地震応答解析モデル</u></p> <p>(別紙 4)</p>	<p>記載の適正化 (原子炉構造地震応答解析モデルの一部の図記載が印刷により未記載となったことから記載)</p>

高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画変更届出書 前後比較表

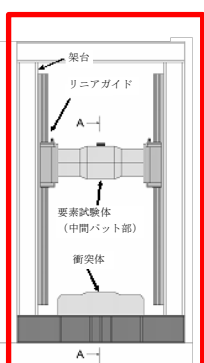
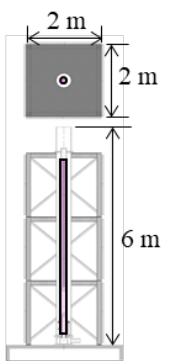
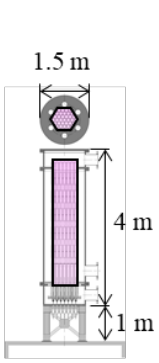
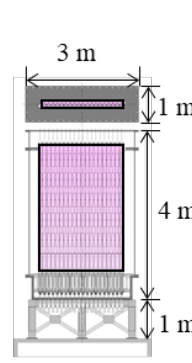
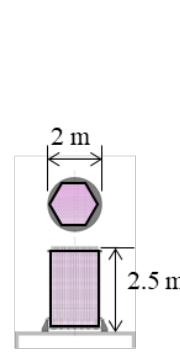
第 3.2-1 表 3 次元炉心群振動解析コード開発試験体系の変遷と取得データの概要

届出前

1. 要素試験 各試験体の 衝突部位モデル	2. 実寸単体試験 縮尺 1/1 1 体	3. 群体系試験 縮尺 1/1.5 最大 37 体	4. 列体系試験 縮尺 1/1.5 最大 32 体	5. 多数体系試験 縮尺 1/2.5 最大 313 体
				
<p>各縮尺試験体について、以下の衝突部位の解析パラメータを取得</p> <ul style="list-style-type: none"> 上部パッド (ハンドリングヘッド) 中間パッド エントランスノズル 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中にて実施 衝突解析モデルの妥当性について、水平加振による跳び上がり量の低減効果を概ね再現できることを確認 (参考6) 試験容器と衝突⇒炉心構成要素同士の衝突データを取得できるように群体系試験が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中にて実施 流路網流体力モデルの妥当性について水中における水平方向の衝突荷重の低減効果及び内部流水により跳び上がり量が増加する効果を概ね再現できることを確認 大きな水平変位時のデータを取得するため、列体系試験が必要 縮尺比を大きくし (試験装置の模擬性を犠牲にした) 多数体試験で炉心構成要素の変位挙動の確認が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中にて実施 炉心構成要素の周辺の流体の状況が異なるため、特別な流体力解析モデルを採用 実機状況に近い大きな水平変位時において、最外周付近で衝突荷重が増大する列配置の効果を概ね再現できることを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中にて実施 衝突部の1mm以下の隙間を忠実に縮小することは困難 上部パッドのみ設置するが、衝突荷重は計測しない 流量配分機構は未設置 (流水中のデータは取得しない) 水平変位、跳び上がり量を計測し、群振動挙動 (衝突の影響、流体の影響) を概ね再現できることを確認

届出後

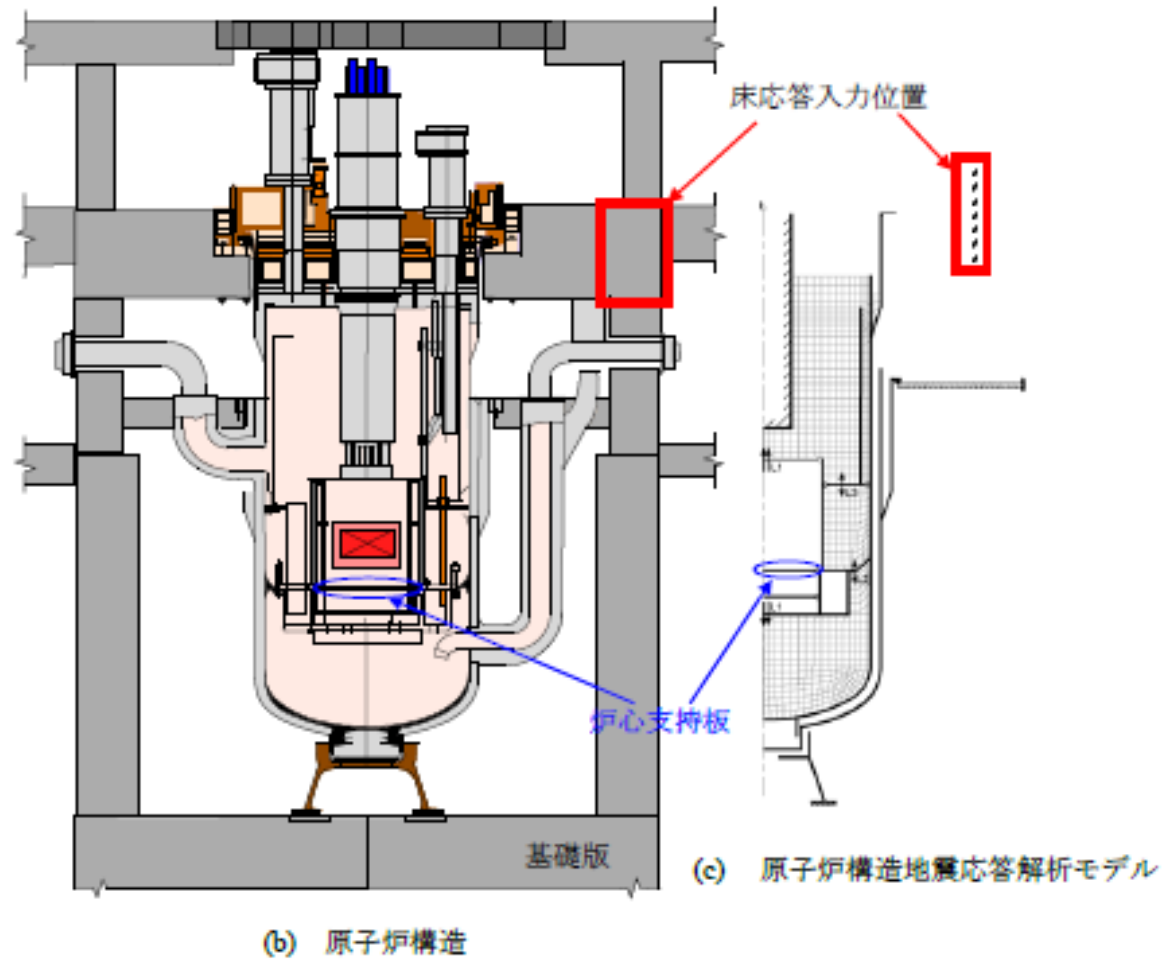
第 3.2-1 表 3 次元炉心群振動解析コード開発試験体系の変遷と取得データの概要

1. 要素試験 各試験体の 衝突部位モデル	2. 実寸単体試験 縮尺 1/1 1 体	3. 群体系試験 縮尺 1/1.5 最大 37 体	4. 列体系試験 縮尺 1/1.5 最大 32 体	5. 多数体系試験 縮尺 1/2.5 最大 313 体
				
<p>各縮尺試験体について、以下の衝突部位の解析パラメータを取得</p> <ul style="list-style-type: none"> 上部パッド (ハンドリングヘッド) 中間パッド エントランスノズル 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中にて実施 衝突解析モデルの妥当性について、水平加振による跳び上がり量の低減効果を概ね再現できることを確認 (参考6) 試験容器と衝突⇒炉心構成要素同士の衝突データを取得できるように群体系試験が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中にて実施 流路網流体力モデルの妥当性について水中における水平方向の衝突荷重の低減効果及び内部流水により跳び上がり量が増加する効果を概ね再現できることを確認 大きな水平変位時のデータを取得するため、列体系試験が必要 縮尺比を大きくし (試験装置の模擬性を犠牲にした) 多数体試験で炉心構成要素の変位挙動の確認が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中にて実施 炉心構成要素の周辺の流体の状況が異なるため、特別な流体力解析モデルを採用 実機状況に近い大きな水平変位時において、最外周付近で衝突荷重が増大する列配置の効果を概ね再現できることを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中にて実施 衝突部の1mm以下の隙間を忠実に縮小することは困難 上部パッドのみ設置するが、衝突荷重は計測しない 流量配分機構は未設置 (流水中のデータは取得しない) 水平変位、跳び上がり量を計測し、群振動挙動 (衝突の影響、流体の影響) を概ね再現できることを確認

理由

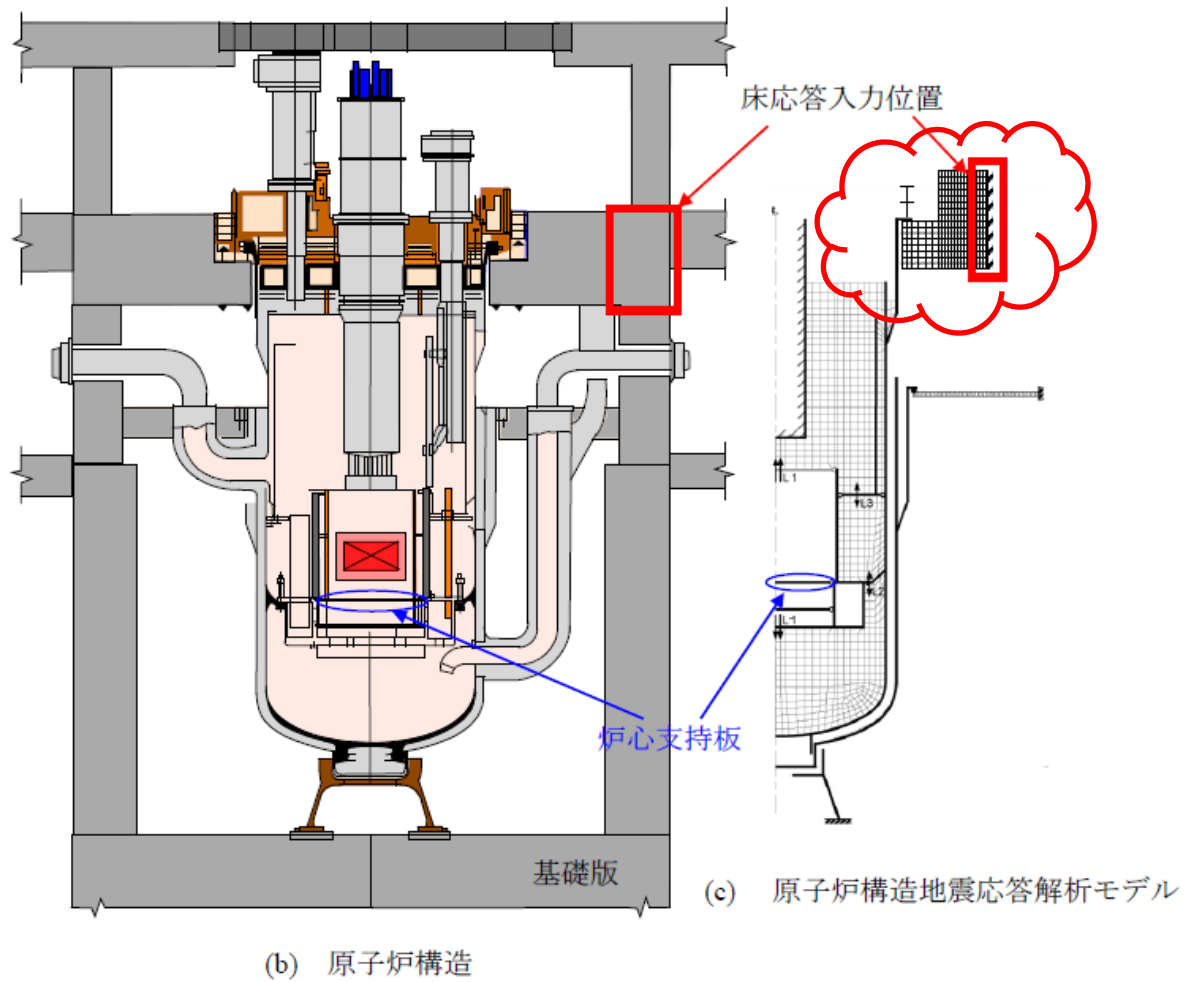
記載の適正化
(文字を識別しやすく修正)

届出前



第4.1.1-9図 原子炉構造の鉛直方向地震応答解析モデル

届出後



第4.1.1-9図 原子炉構造の鉛直方向地震応答解析モデル

理由

記載の適正化
(原子炉構造地震応答解析モデルの一部の図記載が印刷により未記載となったことから記載)