

燃料体の部分装荷における影響評価について

令和元年 10月17日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

1. はじめに

本資料は、模擬燃料体を部分的に装荷すること（以下「部分装荷」という）に関し、燃料体の取出しへの影響について確認した結果を説明するものである。

具体的には、部分装荷とすることで炉心からの燃料体の取出しに影響する要因を洗い出し、その影響程度を確認した。また、燃料体の取出しに関する設計上の要求機能に対し、部分装荷とした場合の影響の有無について確認し、影響が有るものについてその影響程度を確認した。次に、廃止措置計画申請書 添付書類四 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書に関し、部分装荷とした場合の影響の有無（添付書類四の評価を見直す必要の有無）について確認し、影響が有るものについてその影響の程度を確認した。

2. もんじゅの炉心構造、プラント状態

もんじゅの炉心の構造について説明する。もんじゅの燃料体は、炉心支持板の連結管に差し込まれて自立しており、燃料体同士もパッド部で接触して支えあう構造となっている（図 1 炉心構造概略参照）。具体的には、燃料体全体は上部パッド部位置にて上部炉心支持枠により、外周側から水平方向の変位が拘束される。また、燃料体パッド部間の隙間は約 0.7 mm であり、接触すればお互いが支え合う形となる。燃料体は連結管に差し込まれているが、差し込まれる嵌合部におけるエントランスノズル外径と連結管内径との最小隙間が 0.2 mm と狭く、これによっても燃料体の倒れ込みが制約を受ける。

現況のプラント状態は、制御棒が原子炉に挿入されて引き抜けないように恒久的な措置を実施し、未臨界状態を維持している。崩壊熱については、運転を停止して長期間を経ており、十分に小さい（廃止措置計画申請書の評価では保守な想定として、崩壊熱が最大となる 2035 年時点での値である 30kW を使用）。

3. 部分装荷を実施した場合に、燃料体の取出しに影響を与えると考えられる要因とその影響

部分装荷を実施した場合に燃料体の取出しに影響を与えると考えられる要因を洗い出し、その影響程度を確認する。また、燃料体の取出しに関し、燃料交換装置、炉内中継装置、燃料出入機、及び関連する設備として原子炉容器、しゃへいプラグを対象に基本的設計要求事項を整理し、部分装荷とした場合の影響を確認する。

部分装荷を実施した場合に燃料体の取出しに影響を与えると考えられる要因を洗い出した結果を図 2「部分装荷を実施した場合の燃料体の取出しへの影響」に、その影響程度を別紙 1「想定される影響と評価」に示す。また、基本的設計要求事項を整理し、部分装荷とした場合の影響の有無及び影響の程度を確認した結果を別紙 2「燃料体の取出しにおける設計要求事項の整理と部分装荷による影響の評価」に示す。

i. 部分装荷により隙間が増えることによる影響

部分装荷においては、炉心へ模擬燃料体を部分的に装荷しない。この場合、炉心に模擬燃料体が装荷されていない空間（隙間）を生じ、燃料体の取出しや地震により空いた空間に燃料体が倒れ込み、炉心からの燃料体の取出しに影響を与える可能性がある。この可能性に対し、燃料交換装置グリッパ中心と炉心燃料頂部中心とのずれ許容値 20mm 以内を満足することを確認した。また、地震時に燃料体の変形し、構造健全性を維持できない場合、放射性物質の漏えいや臨界となる可能性がある。この可能性に対し、燃料体の構造健全性が確保されることから放射性物質の漏えいを防止でき、また、炉心の形状が維持されていること、制御棒が全挿入されており、かつ炉心の燃料体残数も 124 体以下となっていることから臨界とならない。

また、地震時の燃料体の跳び上がりに関し、40mm 以上跳び上がった場合、燃料交換装置ホールドダウンアームに接触するが、3次元群振動解析の結果、跳

び上がり量が 20mm を超えないことを確認した。

ii. 模擬燃料体未装荷箇所の流れが増えることの影響

炉心に燃料体又は模擬燃料体が装荷されていない空間を生じることで、未装荷箇所にナトリウムが流れやすくなり、炉心の流量分布が変わる。この結果、燃料交換装置廻りの流況が変わり、燃料交換装置の動きに影響を与える可能性が想定される。この可能性に対し、燃料交換時において、燃料体が炉心から引き抜かれるとその部分の流量が増え、取扱う燃料体下部のナトリウムの流速が速くなる。しかしながら、従前よりこの状態で燃料体を取り出し、また、燃料体を取り出した後に新燃料が確実に装荷されていることから、局所的に流況が変化した状況においても燃料交換装置の機能は確保されている。したがって、模擬燃料体未装荷箇所の流量が増えることによる燃料体の取り出しへの影響は十分小さい。

また、炉心の流量分布が変わることで、燃料体の冷却が不十分となる可能性がある。この可能性に対し、燃料体の発熱は最大 200W 程度であること、既認可において、1 次主冷却系による原子炉の除熱機能が喪失した場合において燃料体が健全であることを評価しており、特にナトリウムの伝熱は自然対流による熱伝達を考慮せず、原子炉内の伝熱経路を 1 次元（径方向）熱伝導とした保守的な計算モデルで評価している。このため、原子炉内流量分布が変わったとしても既認可における原子炉の除熱機能喪失事故時の評価結果に影響はなく、燃料体の健全性は確保できる。

iii. 燃料体の取り出しプロセスが変更されることによる影響

燃料体の取り出し作業のプロセスの内、部分装荷に伴い、一部模擬体の炉心装荷、模擬体の炉外燃料貯蔵槽（以下「EVST」という。）への装荷が省略される。このため、操作手順書や自動化運転のプログラムを変更する必要があり、作業期間、作業要員が必要となる。部分装荷の開始は 2022 年 4 月開始予定の炉心

からの燃料体の取出しからの実施を計画しており、作業期間は十分確保されていることから対応は可能である。

操作手順が変更となる場合、操作ミスを誘発する要因となるが、原則、自動化運転であることから、新たな操作が増えることはない。逆に操作手順が減るため、操作ミスを誘発する要因は減る方向となる。自動化運転のプログラム変更について、変更ミスが発生した場合、燃料体の取出しは中断され、燃料体の取出し工程が遅延する影響を受ける。これに対しては、プログラム変更の検証の作業期間を十分確保すること、燃料交換装置の作動試験を実施することによって変更ミスを防止する。

設備面では、炉心からの燃料体の取出しプロセスの内、模擬燃料体を炉心燃料と交換しないことから、模擬体を炉外燃料貯蔵槽から炉内中継装置へ移動せず、燃料移送ポット*のみを炉内中継装置へ移動する。この影響に対し、これまでも燃料交換の最初と最後には燃料移送ポットのみを移送しており、設計上、既に考慮済みのプロセスであり、新たなトラブル発生要因とはならない。

* 崩壊熱の高い燃料体を取扱えるよう、燃料体を液体ナトリウムに浸して移送するための容器

iv. 模擬燃料体の体数が減ることによる影響

その他、模擬燃料体の装荷体数が減ることによって、将来の模擬燃料体の洗浄工程が短くなり、廃棄物発生量も減少する。

4. 部分装荷状態が廃止措置計画申請書 添付書類四へ与える影響

廃止措置計画申請書 添付書類四 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書に関して、部分装荷とした場合の影響（添付書類四の評価を見直す必要の有無）について確認する。

別紙 3「部分装荷とした場合における既認可（廃止措置計画）の評価への影響」

にて、廃止措置計画申請書 添付書類四の各評価内容に対し、部分装荷とした場合の影響の有無及び影響の程度を確認した。地震については、部分装荷とした場合、炉心の燃料体（模擬体含む）124体（1体当たり約180kg、総量約22ton。炉心構成要素全体の重量の内、約15%程度）が減ることで、設備に加わる荷重は小さくなり、評価はより安全側となる。その他については、部分装荷とした場合においても、設備（ハード）に変更なく、必要な機能は維持されていること、または廃止措置段階のもんじゅにおいて安全評価上必要のない機能であること、もしくはこれまでの評価と同様、または安全側であり、廃止措置計画申請書 添付書類四の評価を見直す必要はないことを確認した。

5. まとめ

燃料体を部分装荷することによる燃料体の取出しに影響を与える要因とその影響を整理し、それぞれの影響程度について評価を行った。その結果、燃料体の部分装荷がプラントの安全性に影響を与えず、燃料体取出設備の機能に悪影響を与えるものでないことを確認した。

以上

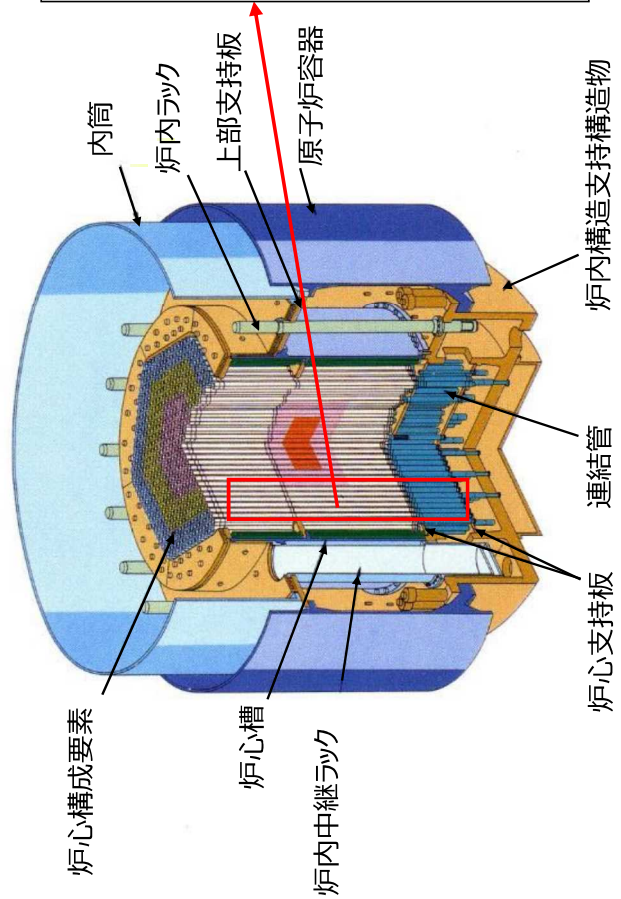
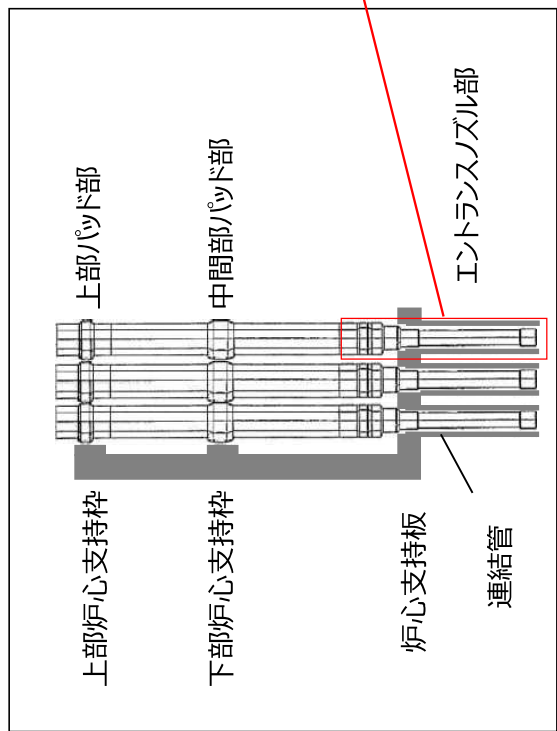
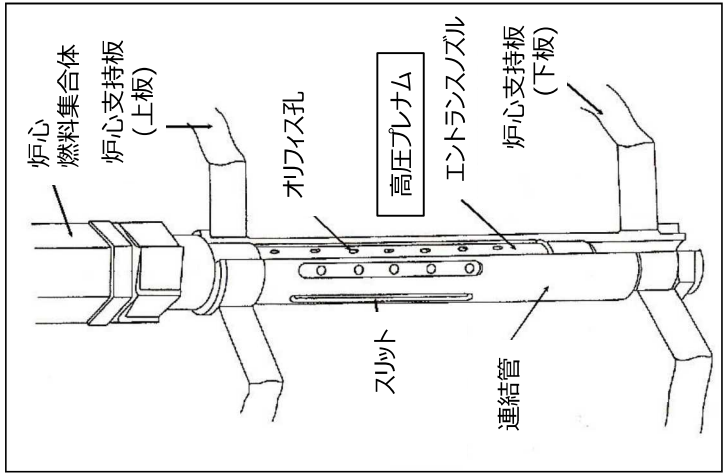


図1 もんじゅの炉心構造概略

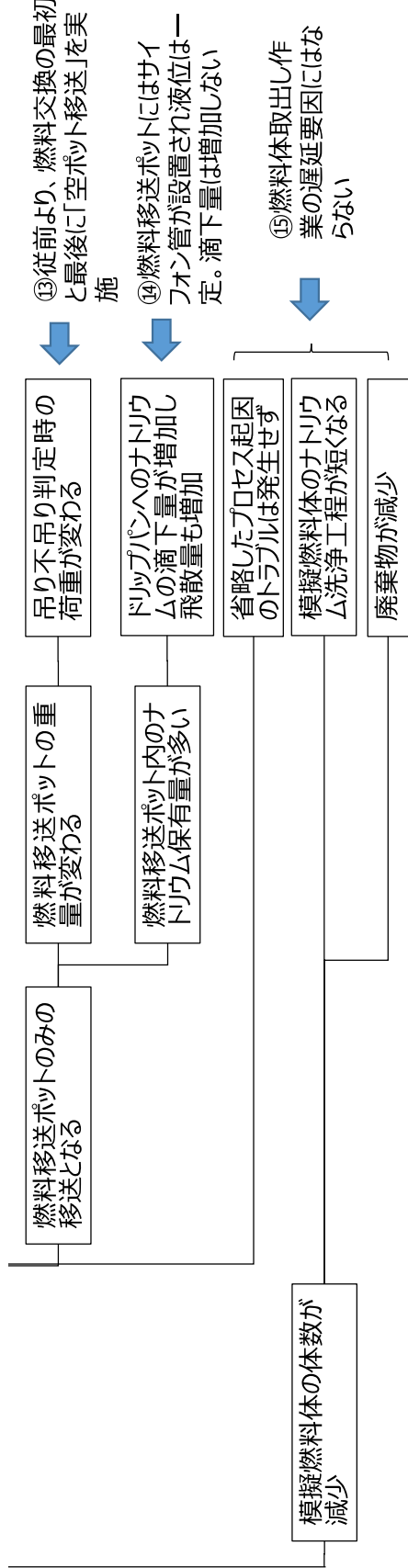
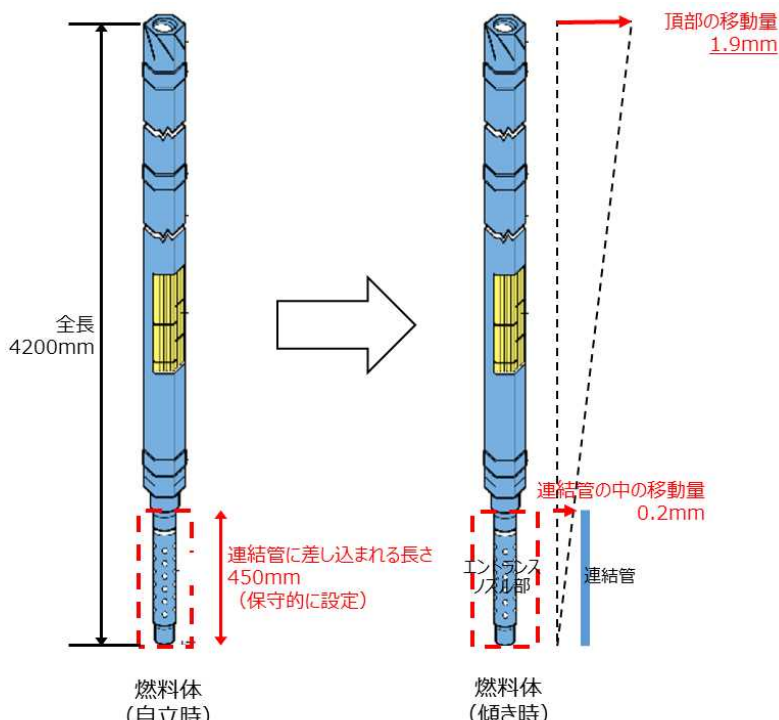


図2 部分装荷を実施した場合の燃料体の取出しへの影響

想定される影響と評価

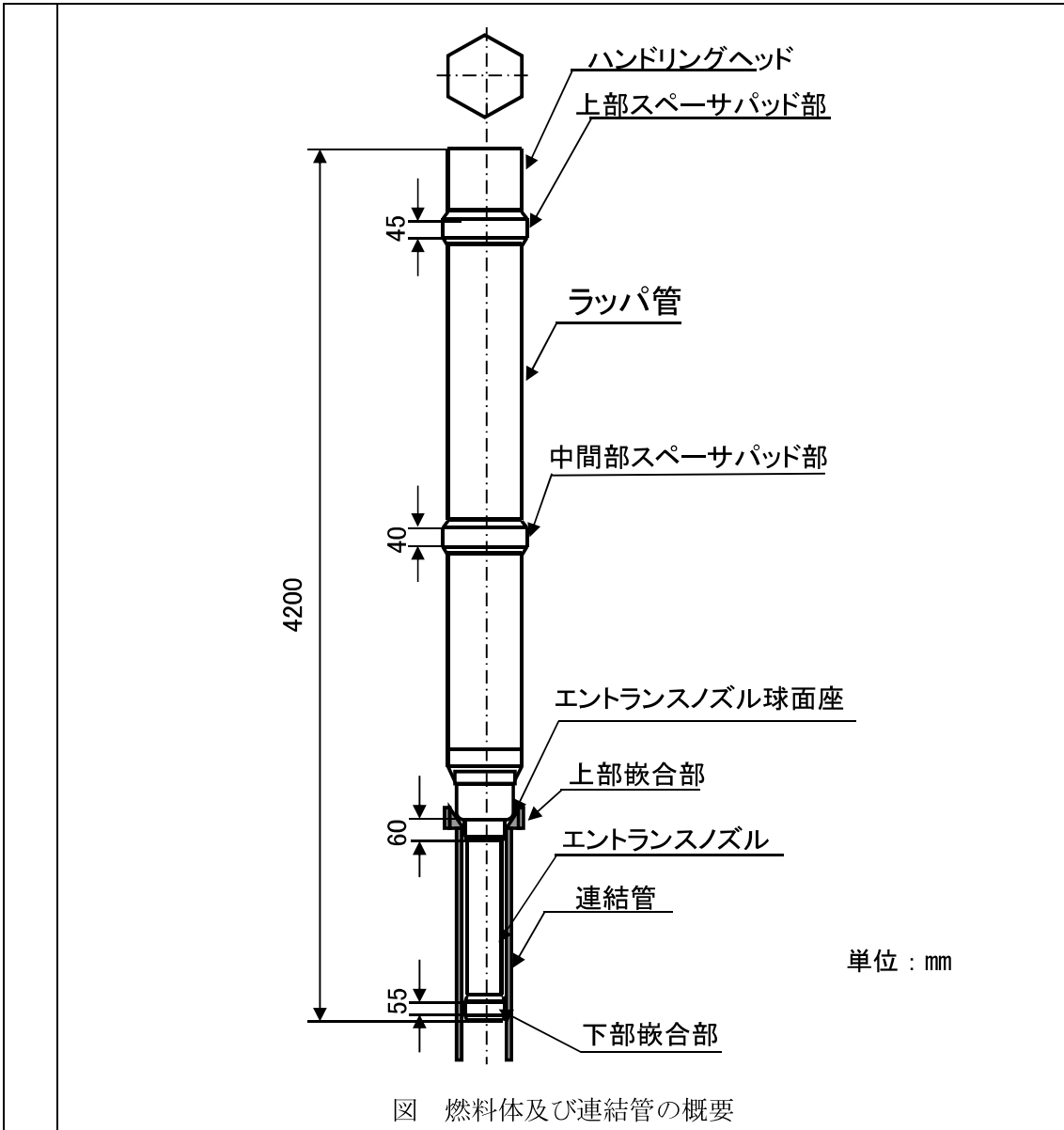
項目	【別 1-①】未装荷箇所空間（隙間）が発生することに対する評価 1
想定	① 燃料体、模擬燃料体の倒れ込み量が増大し、燃料体、模擬燃料体の頂部位置がずれることで燃料交換装置にて、燃料体が掴めない。
評価	<p>部分装荷とすることで空いた空間への燃料体の倒れ込み量は増加する。ただし、燃料体は連結管に差し込まれており、連結管によって倒れこみは制約される。連結管に差し込まれるエントランスノズル部の外径と連結管の内径との隙間は 0.2mm であり、この隙間による燃料体の傾きを算出すると、燃料体頂部の最大の位置ずれは 3.8mm（燃料体頂部中心位置から±1.9mm のずれ）となる。これに過去の炉心アドレス確認試験で計測された芯ずれ量の最大値 7.4mm を加えても 11.2mm にとどまり、これは全炉心の取扱いに支障が出ないための判定基準である燃料交換装置グリップ中心と炉心燃料頂部中心とのずれ許容値 20mm 以内を満足するため、燃料体の取出しに影響を与えない。</p> <p>（廃止措置計画変更申請（7 月 22 日申請）（添付書類一 別添 1. 模擬燃料体の部分装荷時の影響評価について）参照。）</p>  <p>図 燃料体頂部の移動量（イメージ）</p>

項目	【別 1-②】未装荷箇所空間（隙間）が発生することに対する評価 2																
想定	② 地震時の燃料体、模擬燃料体の振動挙動が変化し、地震時、燃料体が変形することで燃料交換装置にて、燃料体が掴めない																
評価	<p>部分装荷状態をモデル化した 3 次元炉心群振動解析を行い、燃料体に作用する荷重(応力)を評価。なお、燃料体は地震時の揺れにより、周囲構造物との衝突、水平変位応答が生じ、パッド部の圧縮、エントランスノズルの曲げなどの応力が発生することから、燃料体の評価部位として、パッド部及びエントランスノズル付け根部を評価部位に選定。評価に用いる地震動は、『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』等の改訂に伴う既設発電用原子炉施設の耐震安全性の評価等の実施について（原子力安全・保安院、平成 18 年 9 月 20 日）（以下、「耐震バックチェック」という）」において、「応答スペクトルに基づく地震動評価」により策定した基準地震動 Ss を用いた。</p> <p>評価した結果、パッド部衝突荷重及びエントランスノズル付け根部の曲げ応力はそれぞれ評価基準値を下回っており、部分装荷時の衝突荷重や水平変位による曲げに対する健全性は確保されている。また、エントランスノズル付け根部に発生する応力 141.1MPa は 200℃における設計降伏点を下回り、弾性範囲となるためエントランスノズル付け根部が変形することもない。</p> <p>（廃止措置計画変更申請（7 月 22 日申請）（添付書類一 別添 1. 模擬燃料体の部分装荷時の影響評価について）参照。）</p> <p style="text-align: center;">評価結果</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>発生値</th> <th>評価基準値</th> <th>裕度※</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>上部パッド部 [kN]</td> <td>112.8</td> <td>564</td> <td>5.0</td> </tr> <tr> <td>中間パッド部 [kN]</td> <td>5.3</td> <td>28</td> <td>5.2</td> </tr> <tr> <td>エントランスノズル 付け根部 [MPa]</td> <td>141.1</td> <td>440^{※2}</td> <td>3.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 裕度＝評価基準値／発生値 ※2 評価基準値＝Min[2.4Sm,2/3Su]×1.5、Sm：1/3 Sy Sm：設計応力強さ、Sy：設計降伏点（149MPa、200℃） Su：設計引張強さ（440MPa、200℃）</p>	部位	発生値	評価基準値	裕度※	上部パッド部 [kN]	112.8	564	5.0	中間パッド部 [kN]	5.3	28	5.2	エントランスノズル 付け根部 [MPa]	141.1	440 ^{※2}	3.1
部位	発生値	評価基準値	裕度※														
上部パッド部 [kN]	112.8	564	5.0														
中間パッド部 [kN]	5.3	28	5.2														
エントランスノズル 付け根部 [MPa]	141.1	440 ^{※2}	3.1														

項目	【別1-③】未装荷箇所空間（隙間）が発生することに対する評価3
想定	③ 地震時、燃料体が損傷し、放射性物質が漏えいする。
評価	構造健全性評価の結果、燃料体のラップ管の健全性が維持されていることから、燃料被覆管が破損することはない、放射性物質の漏えいはない。

項目	【別1-④】未装荷箇所空間（隙間）が発生することに対する評価4
想定	④ 地震時、燃料体同士が接近し、臨界となる。
評価	構造健全性評価の結果を踏まえ、炉心の形状が維持されていること、部分装荷となる時点において、炉心の燃料体残数も124体以下であることから臨界にならない。

項目	【別1-⑤】未装荷箇所空間（隙間）が発生することに対する評価5
想定	⑤ 地震時の燃料体、模擬燃料体の振動挙動が変化し、燃料体、模擬燃料体が跳び上がり、頂部位置がずれることで燃料交換装置にて、燃料体が掴めない。
評価	もんじゅの炉心に対する地震時の跳び上がり挙動については、過去に耐震バックチェックにおいて地震時の制御棒挿入性の観点から評価を実施している。もんじゅの燃料体及び連結管の概要図を図に示す。耐震バックチェックにおける評価基準値は、隣接燃料体とのパッド部での接触が外れない範囲である45mmとした。3次元炉心群振動解析による部分装荷における最大跳び上がり量は、中性子しゃへい体領域までを含む全炉心において20mmを超えない程度であるため、パッド部外れは発生しない。また、エントランスノズル付け根部に発生する応力も弾性範囲内であり、地震終息後の燃料体頂部の最大変位にほとんど影響を与えない。 （部分装荷における最大跳び上がり量の評価結果については（10月9日）資料2-2-2「部分装荷時における燃料体の跳び上がり挙動について（改正1）」参照。）



項目	【別1-⑥】未装荷箇所空間（隙間）が発生することに対する評価6
想定	⑥ 地震時の燃料体、模擬燃料体の振動挙動が変化し、燃料体、模擬燃料体が跳び上がり、炉心上部機構等に衝突して燃料体が損傷する。
評価	<p>炉心上部機構と燃料体頂部の差は70mm、また、燃料体をつかむため、燃料交換装置ホルドダウンアームを下降した際の燃料体頂部との差は40mm。これに対し、中性子遮へい体を含めた全炉心領域の跳び上がり量は20mmを超えない程度であり、燃料体等が他機器と衝突することは無い。このため、ホルドダウンアーム底面と燃料体頂部との衝突による損傷は発生しない。</p>

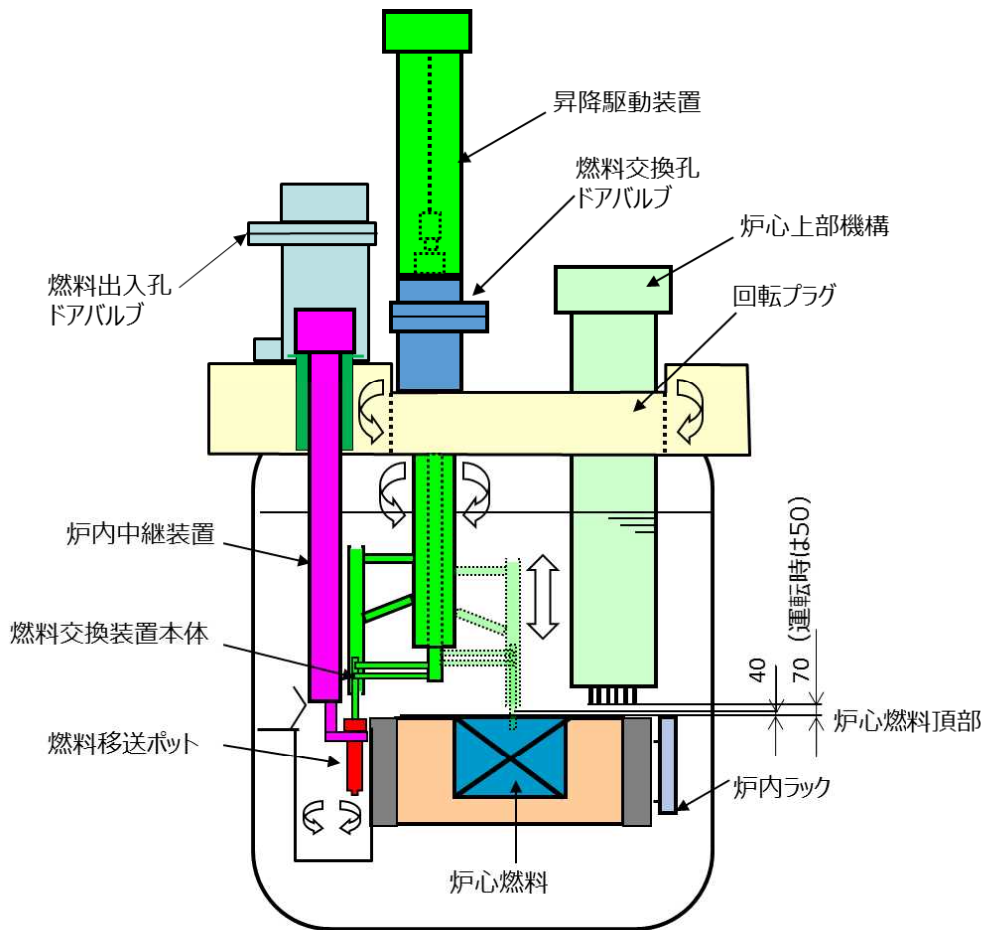


図 燃料体頂部との隙間

項目	【別 1-⑦】 未装荷箇所空間（隙間）が発生することに対する評価 7
想定	⑦ 未装荷箇所のナトリウム流量が増加し、ナトリウムの流体力が燃料体等に加わることで燃料交換装置の動きに影響する。
評価	燃料交換時において、燃料体が炉心から引き抜かれるとその部分の流量が増え、取扱う燃料体下部のナトリウムの流速は速くなる（1 体引抜き時、燃料体が抜けた部分の流速は約 2m/s）。しかしながら、従前よりこの状態で燃料体を取り出し、また、燃料体を取り出した後に新燃料が確実に装荷されていることから、局所的に流況が変化する状況においても燃料交換装置の機能は確保されている。また、燃料交換装置の挿入/引抜力は最大 1.5ton あり、ホールドダウンアームもその反力に耐える設計となっている。従って、模擬燃料体未装荷箇所の流量が増えることによる燃料取出しへの影響は十分小さい。

項目	【別 1-⑧】 未装荷箇所空間（隙間）が発生することに対する評価 8
想定	⑧ 未装荷箇所のナトリウム流量が増加し、燃料体のナトリウムの流量が減少し、燃料体の冷却が不十分となる。
評価	<p>既認可（廃止措置計画）において、1 次主冷却系による原子炉の除熱機能が喪失した場合において燃料体が健全であることを評価しており、特にナトリウムの熱伝達は自然対流を考慮せず、原子炉内の伝熱経路を 1 次元（径方向）熱伝導とした保守的な計算モデルで評価している。このため、原子炉内流量分布が変わったとしても既認可における原子炉の除熱機能喪失事故時の評価結果に影響はなく、燃料体の健全性は確保できる。</p> <p>なお、部分装荷時において、1 次主冷却系の循環機能が喪失した場合、燃料体の取出しは実施しない。また、部分装荷を開始した時点（炉心の燃料体は残り 124 体となる時点）において炉心の崩壊熱は当初の 30kW から 10kW 程度と 1/3 に低下しており、除熱機能が喪失した場合、燃料被覆管肉厚中心温度が 614℃ よりも確実に低下する。</p> <p>参考 燃料被覆管の制限温度 675℃</p>

項目	<p>【別 1-⑨】、【別 1-⑩】、【別 1-⑪】、【別 1-⑫】燃料体の取出しの作業プロセスが変更されることに対する評価 1 (模擬体の炉心装荷、模擬体の炉外燃料貯蔵槽への装荷が省略)</p>
想定	<p>⑨、⑩、⑪、⑫操作手順書やプログラムの変更が必要となり、そのための作業要員、作業期間が必要。また、操作ミスやプログラム変更ミスの発生可能性が高まる恐れがある。</p>
評価	<p>変更点は主に以下の 2 点である。</p> <p>① 模擬燃料体の炉外燃料貯蔵槽から炉内中継装置への移送について、燃料移送ポット（以下「空ポット」という。）のみの移送となる。</p> <p>② 炉心へ模擬燃料体を装荷しない。</p> <p>ただし、空ポットの移送は、燃料交換のはじめと最後及び炉外燃料貯蔵槽の列が変わるごとに必ず移送しており、通常の燃料交換手順に含まれる作業である。</p> <p>操作手順の変更に係る作業期間は 3 ヶ月程度と見込まれ、燃料体の部分装荷開始までには十分な期間が確保されている。</p> <p>操作ミスの発生可能性については、燃料交換作業は自動化運転を基本としており、自動化運転中において操作ミスする可能性は低い。自動化運転を除外した場合、個別に PB（押しボタン）、CS（コントロールスイッチ）を操作となる。この場合でも今年度から実施した炉心からの燃料体の取出しにて、操作員は手動による PB、CS 操作経験を積んでおり、経験が蓄積されている。</p> <p>プログラム変更の作業期間としては 6 ヶ月程度見込まれ、燃料体の部分装荷開始までには十分な期間が確保されている。</p> <p>プログラム変更ミスの発生可能性については、昨年度の燃取計算機不具合対応の経験を踏まえた対応・管理を実施する。具体的には、燃料体取出し前に実施する対策として一部のプログラム変更（ガス置換排気時間超過による連動運転渋滞対策等）について、工場でのプログラム作動試験及びもんじゅでの実作動試験で確認した後、実機運用を行っている。部分装荷のためのプログラム改造においても同様の対応を行い、プログラムのミス、間違いのないように対応する。</p>

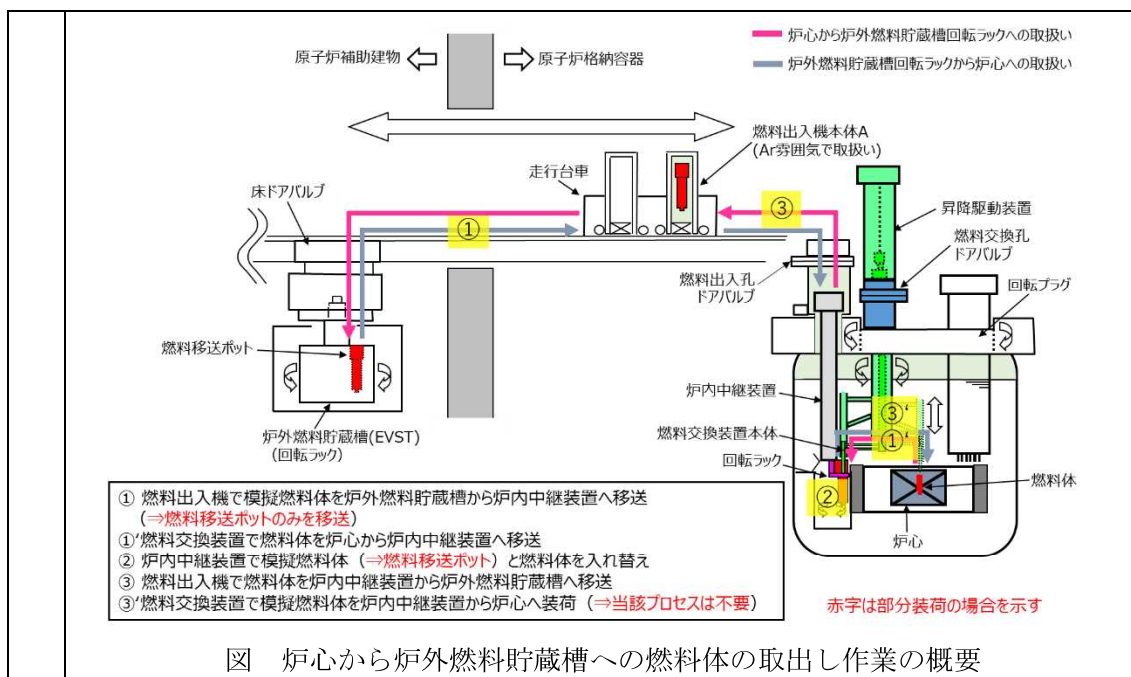


図 炉心から炉外燃料貯蔵槽への燃料体の取出し作業の概要

項目	【別1-⑬】燃料体の取出しの作業プロセスが変更されることに対する評価2 (模擬体の炉心装荷、模擬体の炉外燃料貯蔵槽への装荷が省略)
想定	⑬ 燃料移送ポットのための移送となり、重量が変わることから吊り不吊り判定時の荷重が変わる。
評価	燃料交換の最初と最後及び炉外燃料貯蔵槽の装荷する列が変わるごとに「空ポット移送」、「空ポット返還」の工程があり、燃料移送ポットの吊り不吊りは判定できている。

項目	【別1-⑭】燃料体の取出しの作業プロセスが変更されることに対する評価3 (模擬体の炉心装荷、模擬体の炉外燃料貯蔵槽への装荷が省略)
想定	⑭ 燃料移送ポットのための移送となり、ポット内のナトリウム保有量が多く、ドリップパン側へのナトリウムの滴下量が増加する恐れがある。
評価	燃料移送ポットには、サイフォン管が設置されており、炉外燃料貯蔵槽及び原子炉からの吊り上げ時に作動するため燃料移送ポット内のナトリウム液位は模擬燃料体の有無に係らず一定レベルに調整され、滴下量は増加しない。

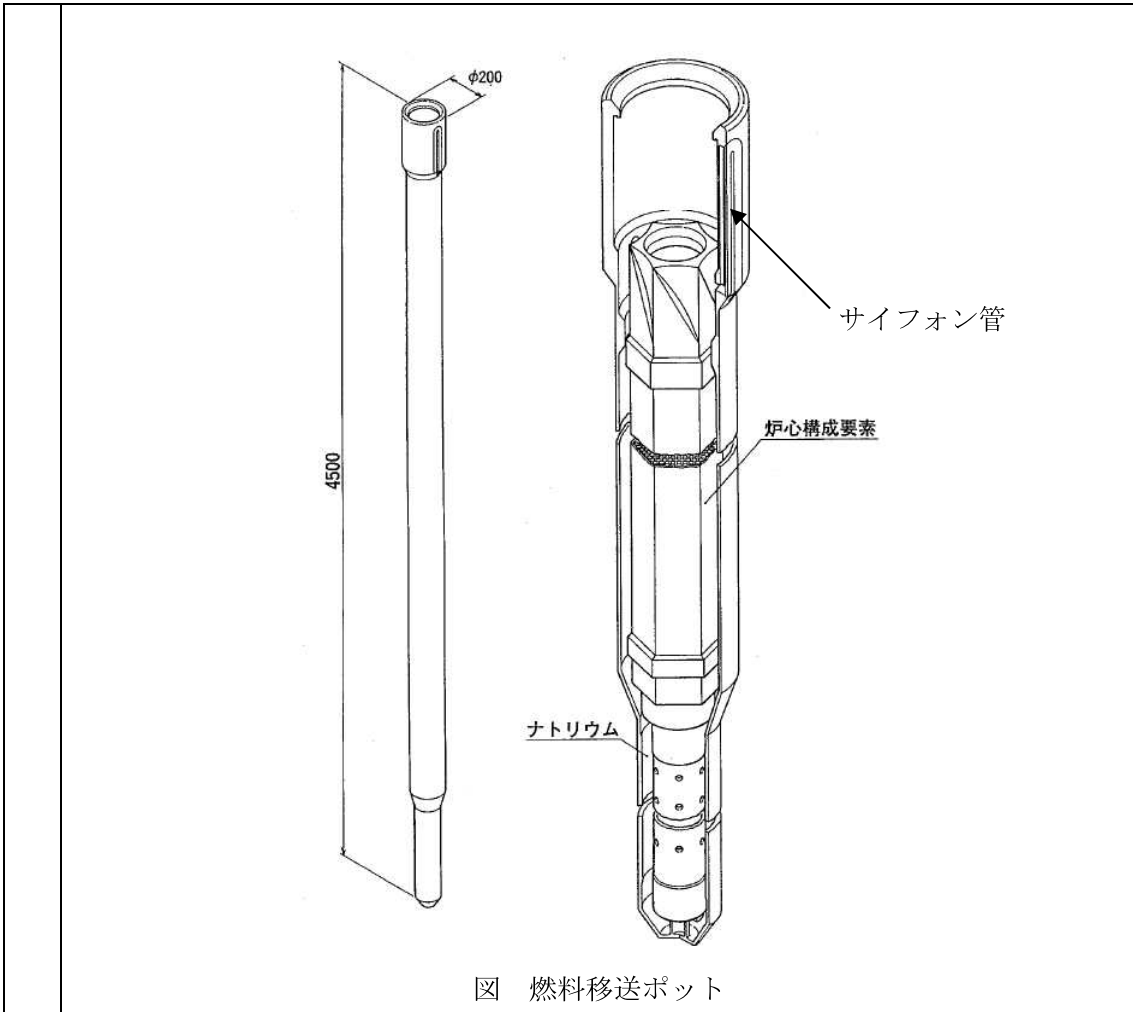


図 燃料移送ポット

別紙 2 燃料体の取出しにおける設計要求事項の整理と部分装荷による影響の評価

燃料体の取出しに関し、燃料交換装置、炉内中継装置、燃料出入機、及び関連する設備として原子炉容器、しゃへいプ
ラグを対象に基本的設計要求事項を整理し、それぞれの設計要求事項に対し部分装荷の状態になることによって影響を受
ける可能性について評価した。なお、燃料体の取出し中、設備に異常が発生すれば立ち止まり（燃料取出し作業を中断）、
異常原因を確認し復旧後、燃料体の取出しを再開する。設備の異常は燃料体の取出しに影響を与えるが、設備の異常のう
ち部分装荷が特有の起因事象とならないものは、影響の可能性は「無」とした。

No	設計要求事項	要求内容	影響の 可能性	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
1	炉心系の維持 (炉心保持機能)	(a) 炉心位置決め機能 ・ 炉心構成要素を所定の位置 (水平・鉛直方向) に設置 ・ 炉心構成要素の誤装荷防止 (b) 炉心保持機能 (径方向・鉛直方 向) ・ 荷重支持及び過大な変形防止	有 無	部分装荷では燃料体間の隙間が増えるので燃料体頂部位置の 変位が大きくなる可能性有り →燃料交換装置グリッパ中心と炉心燃料頂部中心とのずれは 燃料交換装置の位置決め機能の許容値 20mm 以内であり、問題 とならない 部分装荷では燃料体を引抜くだけであり、装荷はない 装荷される模擬燃料体の数が減る方向であり支持する荷重は 減る方向。炉内構造物の耐震性は耐震バックチェック時に確 認しており過大な変形はない

No	設計要求事項	要求内容	影響の可能性	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
		(b) バウンダリ構成機器の構造健全性 (c) バウンダリ構成シール部の気密性		
4	炉心の冷却機能	(a) 熱輸送経路の確保 ・ 流路の確保 ・ 適切な炉内流量配分 ・ 流動の確保 (b) 冷却材保持 ・ ナトリウム漏えい時のナトリウム液位確保	無 有 無 無	ナトリウムの流路及び流動は確保されるが、模擬燃料体が装着されない部分の流量が増える。この結果、炉心の流量配分が影響を受ける →燃料体の発熱は最大200W程度と低いことから、現状では、燃料体はナトリウム中に漬かっていれば冷却される状況。冷却機能の観点からは部分装荷の影響により燃料被覆管が過熱破損することはない 部分装荷は炉心の状況が変わるだけであり、バウンダリに影響を与えず、ナトリウム漏えいに繋がることはない
5	使用済み燃料の冷却機能	(a) 炉内における使用済み燃料体のナトリウム中移送 (b) 貯蔵燃料体の被覆管中心温度の制限	無 無	引抜いた燃料体の炉内におけるナトリウム中移送は部分装荷作業においても変更はない。 部分装荷を始める段階では、炉心に残る燃料体数は124体。 炉心全体の崩壊熱は10kW程度に低下。冷却系機能喪失時においても燃料被覆管中心温度は廃止措置計画認可申請書の評価値614°Cを超えない

No	設計要求事項	要求内容	影響の可能性	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
		(c) 燃料取扱設備の燃料冷却機能	無	部分装置は炉心の状況が変わるだけであり、燃料出入機の冷却系に影響を与えない。なお、現在は燃料体1体あたりの崩壊熱が最大でも200W程度と低いことから必ずしも冷却系の機能確保は必要ない
6	燃料交換機能	<p>(a) 炉心構成要素の炉内移送</p> <ul style="list-style-type: none"> 回転プラグ／燃料交換装置 (単回転プラグ／固定アーム 旋回方式) <p>(b) 燃料交換装置</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心湾曲を考慮した炉心構成要素の挿入／引抜き（それぞれ最大1.5トン） 炉心構成要素のハンドリングヘッドは燃料交換装置で取扱い可能な構造 炉心構成要素の炉心への装荷はセルフロリエンテーション方式 	無	<p>部分装置においても燃料体取出しに用いる装置はに変更はない</p> <p>部分装置においても燃料体取出しに用いる燃料交換装置の仕様に変更はない</p>

No	設計要求事項	要求内容	影響の可能性	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
		<p>(c) 燃料交換装置の位置決め機能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心構成要素頂部への位置決め ・ 燃料移送ポット頂部（炉内中継装置）への位置決め ・ 燃料交換装置グリッパと炉心構成要素頂部の相対許容偏心量± 20 mm <p>(d) 燃料交換装置と燃料出入設備間の炉心構成要素の受渡し</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉内中継装置 ・ 燃料移送ポットを用いた受渡し 	有	<p>設備側の位置決め性能は部分装荷でも変わらない。しかし燃料体間の隙間が増えることで燃料体頂部位置の変位が大きくなることがあれば、燃料体頂部のつかみ機能に影響が出る可能性有り</p> <p>→燃料交換装置の位置決め機能として、燃料交換装置グリッパ中心と炉心燃料頂部中心とのずれ許容値は20mm以内である。燃料体頂部位置の変位はその範囲内</p> <p>部分装荷においても、燃料交換装置と燃料出入設備間の燃料体受渡しに使用する装置は変更なし。しかし、部分装荷では、新しい模擬燃料体を炉心に装荷する必要がない。炉外燃料貯蔵槽からは空の燃料移送ポットが移送されるので、燃料交換のプロセスが若干変わる。このため自動制御のソフトの変更が必要</p> <p>→自動制御のソフトの変更作業期間は6ヶ月程度であり、作業期間は十分あることから対応可能</p>
7	燃料の機械的損傷の防止	<p>(a) 燃料体への過荷重印加の防止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料体着地速度の制限、燃料体引抜き荷重制限 	無	<p>部分装荷においても、設備、インタロックに変更はなく、燃料の機械的損傷防止機能は維持される。部分装荷を直接の起因事象として、これら要求機能に異常は発生しない</p>

No	設計要求事項	要求内容	影響の可能性	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
8	計測制御	<p>(b) 他機器又は構造物への衝突を防止するためのインタロック</p> <p>(c) 燃料体昇降未完状態における、水平移送、ドアバルブ閉、旋回、回転を防止するためのインタロック</p> <p>(d) 燃料体の落下防止（グリッパ解放を防止する機械的インタロック、電源喪失時の昇降駆動系滑動防止、グリッパ爪・ワイヤ・テープの多重化）</p> <p>(a) 燃取系主制御監視盤を中核とした集中監視制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 構成：燃取系主制御監視盤、燃料系計算システム、補助盤、計装盤、自動制御盤・自動化盤、現場操作盤 他 <p>(b) 燃料交換に合わせた自動及び半自動制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉外燃料貯蔵槽⇔原子炉容器間の炉心構成要素の移送 	<p>無</p> <p>有</p>	<p>部分装荷においても使用する制御システムは変更なし</p> <p>部分装荷では炉外燃料貯蔵槽からの模擬燃料体移送が無くなく、空の燃料移送ポットの移送となる。このため自動制御のソフト変更が必要となる</p>

No	設計要求事項	要求内容	影響の可能性	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
		<ul style="list-style-type: none"> 燃料出入機台炉内中継装置間の炉心構成要素の移送 燃料交換装置と回転プラグを連動させた炉内中継装置台炉心間の炉心構成要素の移送 (c) 制御システムによる事故防止 <ul style="list-style-type: none"> 炉心構成要素の誤装荷/誤引抜防止 原子炉容器内筒及び他機器との干渉防止 他 	無	燃料交換プロセス詳細は末尾を参照 →自動制御のソフトの変更作業期間は6ヶ月程度であり、作業期間は十分あることから確実な対応が可能 部分装荷においても、制御システムに変更はなく事故防止機能は維持される。このため、部分装荷を直接の起因事象として、これら要求機能に異常は発生しない
9	電源の確保	(a) 単一故障も想定した非常用電源からの電源供給 <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料の過熱防止のために必要な冷却系負荷（燃料出入機の冷却ブロー） (b) 非常用電源からの供給 <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料の熱過渡を緩和するために必要な燃料移送系の負荷（燃料出入機グリッパ駆動系モータ、燃料出入機走行モータ等） 	無	現在は燃料体1体あたりの崩壊熱が最大でも200W程度と低いことから冷却系の機能を喪失しても、使用済燃料被覆管中心温度は、制限温度675℃を超えることはない なお、燃料体取出し作業期間中、非常用ディーゼル発電機は2台待機状態。外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機から電源が供給される

No	設計要求事項	要求内容	影響の可能性	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
10	放射性物質の拡散 防止	(a) 使用済燃料を取扱う設備の気密性、出入機通路のコンファインメント形成（現在は性能維持施設外） (b) 炉上部カバークラスの燃料取扱機器への混入抑制	無	部分装置においても、使用済燃料を取扱う設備に変更はなく、気密性は維持される。部分装置を直接の起因事象として、要求機能に異常は発生しない 現在は燃料体が内蔵する放射性希ガス、放射性元素が十分に減衰しており、設備の気密機能及びコンファインメント形成に期待しなくとも、周辺公衆に著しい放射性被ばくリスクを与えない。このため、燃料出入通路の浄化系の機能維持は必要ない 部分装置においても、燃料取扱機器に変更はなく、本機能（アルゴンガスのブロー）は維持される。部分装置を直接の起因事象として、要求機能に異常は発生しない 現在は1次アルゴンガス中に含まれる放射性ガス濃度が十分低いため、1次アルゴンガス漏えい事故を想定しても、周辺公衆に著しい放射性被ばくリスクを与えない
11	放射線防護	(a) 炉心からの放射線遮へい 主にしゃへいプラグのしゃへい性能 (b) 燃料体からの放射線しゃへい 主に燃料取扱設備のしゃへい性能	無	部分装置においても、しゃへいプラグ、燃料取扱設備に変更はなく、しゃへい機能は維持される。部分装置を直接の起因事象として、要求機能に異常は発生しない

No	設計要求事項	要求内容	影響の可能性	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
		<ul style="list-style-type: none"> ナトリウム漏えい検出器の設置 コンクリートとの直接接触防止のための鋼製ライナの設置 雰囲気を窒素雰囲気維持 		<p>部分装荷であっても、ナトリウム漏えい対策設備が変わることとはない。また、燃料取扱設備とナトリウム漏えい対策設備はハード的に直接の関連がないため、燃料取扱設備がナトリウム漏えい対策設備に影響を与えることもない</p>
14	保守・点検性の確保	<ul style="list-style-type: none"> (a) 保守・点検が可能な構造 (b) 保守・点検が可能なスペースの確保 (c) 保守設備が必要な設備の配備 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉機器輸送ケージング プラグ取扱機 他 (d) 燃料交換装置万一のトラブル発生対応 <ul style="list-style-type: none"> グリッパ切離し不能：燃料切離装置を用いた炉心構成要素の切離し パンタグラフ折りたたみ不能：強制的な操作軸引上げまたは長円形ブラグごと引き抜 	無 無 無 無	<p>設計段階の要求であり、運用段階の部分装荷とは直接関係しない</p> <p>設計段階の要求であり、運用段階の部分装荷とは直接関係しない</p> <p>部分装荷においても、同じ設備を使用して燃料交換装置の据付、撤去を行うが、部分装荷作業とは直接関係しない</p> <p>燃料交換装置の万一のトラブルに対しては、部分装荷においても異常時の対応は変わらない。異常時の対応であって、部分装荷作業とは直接関係しない</p>

No	設計要求事項	要求内容	影響の可能性	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
		き ・ ホールドダウンアーム動作不能：仮設治具等で強制動作、ガイドスリーブ取り外し付着 Na 除去		

燃料交換プロセス詳細

燃料出入機から空の燃料移送ポットを炉内中継装置へ吊降ろし→炉内中継装置回転ラックを回転させ空の燃料移送ポットを燃料受渡し位置へ移動→燃料交換装置と回転ブラグの連動により炉心から使用済炉心構成要素を引抜き→炉内中継装置まで使用済炉心構成要素を移送し空の燃料移送ポットへ収納→炉内中継装置の回転ラックを回転し燃料交換装置は待機→燃料出入機は炉外燃料貯蔵槽から新炉心構成要素入り燃料移送ポットを吊上げ→新炉心構成要素入り燃料移送ポットを移送して炉内中継装置回転ラックに吊降ろし→回転ラックを回転させ使用済炉心構成要素入り燃料移送ポットを受渡し位置へ移動→燃料出入機は使用済炉心構成要素入り移送ポットを吊上げ炉外燃料貯蔵槽へ移送→炉内中継装置の回転ラックを回転させ新炉心構成要素を炉内受け渡し位置へ移動→燃料交換装置は新炉心構成要素入り燃料移送ポットから新炉心構成要素を吊上げ→燃料交換装置と回転ブラグの連動により新炉心構成要素を移送し炉心へ装着

注：下線部が、部分装荷を実施した場合に変更となる。

別紙 3 部分装荷とした場合における既認可（廃止措置計画申請書）の評価への影響

廃止措置計画申請書添付書類四 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書に関して、部分装荷とした場合の影響を確認した。

評価項目	既認可（廃止措置計画）における評価概要	影響の可能性*	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
地震	<p>耐震バックチェックにおいて、耐震安全上重要な原子炉建物・原子炉補助建物、ディーゼル建物、機器・配管系及び屋外重要土木構造物の安全性は、基準地震動 Ss に対して確保されることを確認</p> <p>廃止措置段階においても耐震安全上重要な原子炉冷却材バウンダリ、燃料取扱及び貯蔵設備の安全性は、軽水炉の基準地震動を参考に加速度応答が同等レベルとなるように策定した地震動に対しても確保されることを確認</p>	有	<p>部分装荷とした場合、炉心の燃料体（模擬体含む）124体（1体当たり約180kg、総量約22ton。炉心構成要素全体の重量の内、約15%程度）が減る。よって、発生する応力、荷重は小さくなり、より安全側（なお、燃料体の健全性については、「応答スペクトルに基づく地震動評価」により策定され、廃止措置計画にて用いている基準地震動に加え、軽水炉の基準地震動を参考に加速度応答が同等レベルとなるように策定した地震動にて評価し、燃料体の変形し、炉心からの燃料体の取出しができないといった事態に至らないことを確認した（廃止措置計画変更申請（7月22日申請）（添付書類一 別添 1. 模擬燃料体の部分装荷時の影響評価(について)、(10月9日)、資</p>

評価項目	既認可（廃止措置計画）における評価概要	影響の可能性*	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
			料 2-2-2「部分装荷時における燃料体の跳び上がり挙動について（改正1）」、資料 2-2-3「部分装荷時の地震時構造健全性評価について（軽水炉の基準地震動を参考に策定した地震動による評価結果）」参照
津波	津波水位は最大でも 8.8 m。このとき、取水口や原子炉補機冷却海水ポンプが水没し、ディーゼル発電機の海水冷却は不能となるが、もんじゅの現状のプラント状態に鑑み、原子炉停止系や崩壊熱除去系に係る動的機能の維持は不要であることから、原子炉施設の安全性は確保される。また、敷地高さ 21 m まで津波水位は到達しないことから、大量の海水が建物内に浸水することもない	無(a) 無(b)	敷地高さに変更なく、海水が建物内に浸水することもない 部分装荷とした場合においても原子炉停止系や崩壊熱除去系に係る動的機能の維持は不要であることから、原子炉施設の安全性は確保される
竜巻	もんじゅの現状のプラント状態に鑑み、原子炉停止系や崩壊熱除去系に係る動的機能の維持は不要である。燃料体を保有する原子炉建物及び原子炉補助建物はコンクリート造であり、風荷重に対して十分な耐力がある。一方、竜巻飛来物（竜巻条件は最大風速 100/s、コア半径 30m）に対しては、固縛等（EL60.5 m 以上の建物屋上にコンテナは置かない又は固縛する）の必要な対応を実施することにより両建物の健全性を維持する	無(a) 無(b)	原子炉建物及び原子炉補助建物に変更なく、必要な機能は維持されており、固縛等の必要な対応を実施することにより建物の健全性を維持できる 部分装荷とした場合においても原子炉停止系や崩壊熱除去系に係る動的機能の維持は不要である

評価項目	既認可（廃止措置計画）における評価概要	影響の可能性*	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
火山	原子炉建物及び原子炉補助建物ともに、火山灰と積雪の重ね合わせ(火山灰堆積厚さ 10cm、積雪堆積厚さ 200cm) を考慮した荷重は許容される短期荷重以内であり、構造健全性は確保される	無(a) 無(b)	部分装荷とした場合においても原子炉建物及び原子炉補助建物に変更なく、必要な機能は維持されており、建物の構造健全性は確保される
火災	もんじゅの現状のプラント状態に鑑み、原子炉停止系や崩壊熱除去系に係る動的機能の維持は不要であり、火災に起因する動的機器及び電源の機能喪失を想定しても燃料体の健全性が損なわれることはない 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針（昭和 55 年 11 月 6 日原子力安全委員会決定、平成 14 年 9 月 30 日一部改訂。）に基づく「火災発生防止」、「火災検知及び消火」及び「火災の影響の軽減」の方策を、もんじゅの現状のプラント状態に鑑み適切に組合せた設計を維持する	無(a) 無(b)	原子炉停止系や崩壊熱除去系に係る動的機能の維持は不要であり、火災に起因する動的機器及び電源の機能喪失を想定しても燃料体の健全性が損なわれることはない また、現状のプラント状態に合わせて、火災防護に必要な設備の性能を維持しており、火災に対する安全は確保されている
内部 溢水	崩壊熱除去に係るポンプや弁、換気空調設備のプロロフやフィルタ、非常用電源盤等の安全上重要な設備は、堰や気密扉等により外部からの水の侵入がなく、溢水源がない部屋に設置されていること、溢水源や水の侵入があったとしても水が滞留しない構造の部屋に設置されていること等、溢水により安全上重要な設備に影響を受けない設計 もんじゅの現状のプラント状態に鑑み、原子炉停止系や崩壊熱除去系に係る動的機能の維持は不要であり、溢水に起因する動的機器及び電源の機能喪失を想定しても燃料体の健全性が損なわれることはない	無(a) 無(b)	安全上重要な設備の変更はなく、溢水により安全上重要な設備が影響を受けないその他、原子炉補助建物についても変更はなく、溢水水位が管理区域、非管理区域のいずれにおいても禁水エリア境界高さ未満に留まる 原子炉停止系や崩壊熱除去系に係る動的機能の維持は不要であり、溢水に起因する

評価項目	既認可（廃止措置計画）における評価概要	影響の可能性*	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)									
燃料取扱事故	<p>溢水水位が管理区域、非管理区域のいずれにおいても禁水エリア境界高さ未満に留まることから、禁水エリアに影響を与えない</p> <p style="text-align: center;">表 各区域における溢水水位等</p> <table border="1" data-bbox="531 1032 730 1812"> <thead> <tr> <th></th> <th>管理区域</th> <th>非管理区域</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溢水量 (許容溢水量)</td> <td>1085 m³ (1200 m³)</td> <td>1001 m³ (1860 m³)</td> </tr> <tr> <td>溢水水位 (禁水エリア境界高さ)</td> <td>0.68 m (0.75 m)</td> <td>1.7 m (3.1 m)</td> </tr> </tbody> </table> <p>燃料池での燃料取扱作業中に、何らかの原因によって燃料体が破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定。下図に示すとおり、環境へ放出される放射性物質の放出量は少なく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない</p>		管理区域	非管理区域	溢水量 (許容溢水量)	1085 m ³ (1200 m ³)	1001 m ³ (1860 m ³)	溢水水位 (禁水エリア境界高さ)	0.68 m (0.75 m)	1.7 m (3.1 m)	無(c)	耐震安全上重要な原子炉冷却材バウンダリ、燃料取扱及び貯蔵設備の安全性は、軽水炉の基準地震動を参考に加速度応答が同等レベルとなるように策定した地震動に対しても確保される 部分装荷とした場合においても、燃料池における燃料取扱作業中の事故が評価上最も厳しい状況であることは変わらない。
	管理区域	非管理区域										
溢水量 (許容溢水量)	1085 m ³ (1200 m ³)	1001 m ³ (1860 m ³)										
溢水水位 (禁水エリア境界高さ)	0.68 m (0.75 m)	1.7 m (3.1 m)										

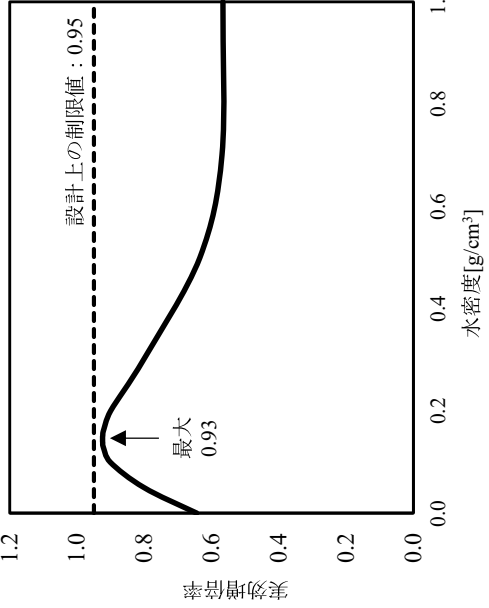
評価項目	既認可（廃止措置計画）における評価概要	影響の可能性*	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
1次冷却材漏えい事故	<p style="text-align: center;"> </p> <p style="text-align: center;"> 図 燃料取扱事故時の希ガス及びびよう素の大気放出過程 </p> <p>原子炉停止中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリの配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事象を想定。下図に示すとおり、環境へ放出される放射性物質の放出量は少なく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない</p>	無(c)	耐震安全上重要な原子炉冷却材バウンダリを構成する設備の安全性は、軽水炉の基準地震動を参考に加速度応答が同等レベルとなるように策定した地震動に対しても確保される

評価項目	既認可（廃止措置計画）における評価概要	影響の可能性*	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
	<p>放射化ナトリウムの大気放出量：約1.8×10^7Bq</p> <p>格納容器床下雰囲気中の放射化ナトリウム放射能：約1.8×10^7Bq</p> <p>冷却材中濃度約7.2Bq/g × 燃焼ナトリウム量2.5ton</p> <p>冷却材中の放射化ナトリウム：約7.2Bq/g</p> <p>格納容器床上雰囲気へ全量が移行 (プレートアウト等による減衰を考慮しない) (格納容器床下の気密性を期待しない)</p> <p>格納容器床から直接環境へ全量が放出 (プレートアウト等による減衰を考慮しない) (格納容器の気密性を期待しない) (アニュラスフィルタによる除去を期待しない)</p> <p>Na-22の濃度 平成26年4月の実測データに基づく平成29年4月1日時点の濃度</p> <p>図 1 次冷却材漏えい事故時の放射化ナトリウムの大気放出過程</p>		<p>冷却材中に内蔵されている放射化ナトリウムは減衰するため、既認可の評価結果が最も厳しい評価である。</p>

評価項目	既認可（廃止措置計画）における評価概要	影響の可能性*	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)								
重大事故	<p>燃料池中の全燃料体が破損し、希ガス及びより素が瞬時全量放出される状況並びに放射化した1次冷却材が瞬時全量放出される状況を評価</p> <p>燃料池中の全燃料体中の希ガス及びより素が瞬時全量放出されたとした場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="624 974 823 1870"> <tr> <td>より素の放出量 (I-131 等価換算)</td> <td>約 2.2×10^9 Bq <small>注 1,3</small></td> </tr> <tr> <td>希ガスの放出量 (0.5 MeV 換算)</td> <td>約 3.0×10^{11} Bq <small>注 2,3</small></td> </tr> <tr> <td>より素の吸入摂取による小児の実効線量</td> <td>約 2.3×10^{-3} mSv</td> </tr> <tr> <td>希ガスのガンマ線による実効線量</td> <td>約 2.0×10^{-4} mSv</td> </tr> </table> <p><small>注 1：I-129 の実効線量換算係数を 2.0×10^{-7} Sv/Bq として換算 注 2：Kr-85 のガンマ線実効放出エネルギーを 0.0022 MeV として換算 注 3：燃料池に貯蔵される全燃料体に含まれる放射能</small></p>	より素の放出量 (I-131 等価換算)	約 2.2×10^9 Bq <small>注 1,3</small>	希ガスの放出量 (0.5 MeV 換算)	約 3.0×10^{11} Bq <small>注 2,3</small>	より素の吸入摂取による小児の実効線量	約 2.3×10^{-3} mSv	希ガスのガンマ線による実効線量	約 2.0×10^{-4} mSv	無(c)	<p>部分装荷の実施の有無に関係なく、燃料池中の全燃料体が破損し、希ガス及びより素が瞬時全量放出される状況並びに放射化した1次冷却材が瞬時全量放出される想定としており、評価結果はほぼ変わらず保守的な評価となっている</p>
より素の放出量 (I-131 等価換算)	約 2.2×10^9 Bq <small>注 1,3</small>										
希ガスの放出量 (0.5 MeV 換算)	約 3.0×10^{11} Bq <small>注 2,3</small>										
より素の吸入摂取による小児の実効線量	約 2.3×10^{-3} mSv										
希ガスのガンマ線による実効線量	約 2.0×10^{-4} mSv										

評価項目	既認可（廃止措置計画）における評価概要	影響の可能性*	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)								
	<p>放射化した1次冷却材が瞬時全量放出されたとした場合の大気中に放出される放射化ナトリウムの量及び敷地境界外における最大の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="443 974 691 1870"> <tr> <td data-bbox="443 1272 491 1870">放射化ナトリウムの放出量</td> <td data-bbox="443 974 491 1272">約 5.5×10^9 Bq ^{注1}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="491 1272 539 1870">放射化ナトリウムの放出量 (0.5 MeV 換算)</td> <td data-bbox="491 974 539 1272">約 1.4×10^{10} Bq ^{注2}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="539 1272 643 1870">放射化ナトリウムの吸入摂取による小児の実効線量</td> <td data-bbox="539 974 643 1272">約 2.7×10^{-4} mSv</td> </tr> <tr> <td data-bbox="643 1272 691 1870">放射化ナトリウムのガンマ線による実効線量</td> <td data-bbox="643 974 691 1272">約 9.5×10^{-6} mSv</td> </tr> </table> <p>注1：1次冷却材に含まれる全放射能 注2：Na-22のガンマ線実効放出エネルギーを1.275 MeVとして換算</p> <p>原子炉容器、炉外燃料貯蔵槽、燃料池及び燃料取扱設備の各々において除熱機能が喪失する事故を想定する。なお、原子炉容器、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池については、液位が低下する事象についても包絡する保守的な条件で評価することとし、長期に亘り燃料体を貯蔵する燃料池については、容器貯蔵ではないことに鑑み、燃料池水の大規模漏えいを考慮する。評価の結果、いずれも燃料被ふく管肉厚中心最高温度は、熱的制限値（675℃）を下回ることを確認</p>	放射化ナトリウムの放出量	約 5.5×10^9 Bq ^{注1}	放射化ナトリウムの放出量 (0.5 MeV 換算)	約 1.4×10^{10} Bq ^{注2}	放射化ナトリウムの吸入摂取による小児の実効線量	約 2.7×10^{-4} mSv	放射化ナトリウムのガンマ線による実効線量	約 9.5×10^{-6} mSv		
放射化ナトリウムの放出量	約 5.5×10^9 Bq ^{注1}										
放射化ナトリウムの放出量 (0.5 MeV 換算)	約 1.4×10^{10} Bq ^{注2}										
放射化ナトリウムの吸入摂取による小児の実効線量	約 2.7×10^{-4} mSv										
放射化ナトリウムのガンマ線による実効線量	約 9.5×10^{-6} mSv										

評価項目	既認可（廃止措置計画）における評価概要	影響の可能性*	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)								
	<p>除熱機能が喪失した場合の燃料被ふく管肉厚中心最高温度</p> <table border="1" data-bbox="387 1093 587 1715"> <tr> <td>原子炉容器</td> <td>約 614°C</td> </tr> <tr> <td>炉外燃料貯蔵槽</td> <td>約 404°C</td> </tr> <tr> <td>燃料池</td> <td>約 186°C</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱設備</td> <td>約 376°C</td> </tr> </table> <p>燃料池については、燃料池水の大規模漏えいを考慮するに当たって、未臨界性及びスライシヤン線による周辺公衆の放射線被ばくへの影響も評価。実効増倍率が最も厳しくなるのは、燃料体を缶詰缶に収納しない場合の低水密度状態（水密度 0.14 g/cm³）の 0.93^{*1} であり設計上の制限値 0.95 を下回り、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。</p> <p>※1： 不確定性として標準偏差の 3 倍（3σ）を考慮した値。臨界安全ハンドブックの指針「モンテカルロ法により計算する場合には平均中性子増倍率に標準偏差の 3 倍（3σ）を加える」に基づく。</p> <p>また、敷地境界上の評価地点におけるスライシヤン線による実効線量を評価した結果、評価地点 1 において約 1.8 μSv/h、評価地点 2 において約 2.0 × 10⁻² μSv/h</p>	原子炉容器	約 614°C	炉外燃料貯蔵槽	約 404°C	燃料池	約 186°C	燃料取扱設備	約 376°C		<p>燃料池は部分装荷を実施した場合においても設備に変更はなく、評価結果は変わらない</p>
原子炉容器	約 614°C										
炉外燃料貯蔵槽	約 404°C										
燃料池	約 186°C										
燃料取扱設備	約 376°C										

評価項目	既認可（廃止措置計画）における評価概要	影響の可能性*	影響評価 (影響無の場合は理由、影響有の場合は影響程度を記載)
	 <p data-bbox="869 996 917 1870">図 実効増倍率の水密度依存性（缶詰缶に収納しない燃料体）</p>		
大規模損壊	<p data-bbox="1364 974 1412 1870">大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって以下の大規模損壊が発生した場合における体制を整備すること</p> <ul data-bbox="1364 974 1412 1870" style="list-style-type: none"> ● 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること ● 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び使用済燃料の損傷を緩和するための対策に関すること ● 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること 	無	大規模損壊発生時の影響緩和措置であり、部分装荷の実施の有無によって措置が変わることは無い

*影響の区分を以下に示す。

有 : 影響する可能性があるため確認が必要

無(a) : 部分装荷とした場合においても、設備（ハード）に変更なく、必要な機能は維持されており、添付書類四の評価を見直す必要はない

無(b) : 添付書類四の評価の中で、廃止措置段階のもんじゅにおいて安全評価上必要のない機能とされており、添付書類四の評価を見直す必要はない

無(c) : 部分装荷とした場合、既認可（廃止措置計画）における評価と同様か、または安全側であり、添付書類四の評価を見直す必要はない