

令 02 原機 (敦廢) 003

令和 2 年 4 月 24 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

高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設
廃止措置計画変更認可申請書の一部補正について

令和元年 7 月 22 日付け令 01 原機 (敦廢) 003 にて変更認可を申請 (令和元年 11 月 13 日付け令 01 原機 (敦廢) 005 にて一部補正) いたしました高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画変更認可申請書について、下記のとおり補正いたします。

記

高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設の廃止措置計画変更認可申請書を別添のとおり補正する。

以上

別 添

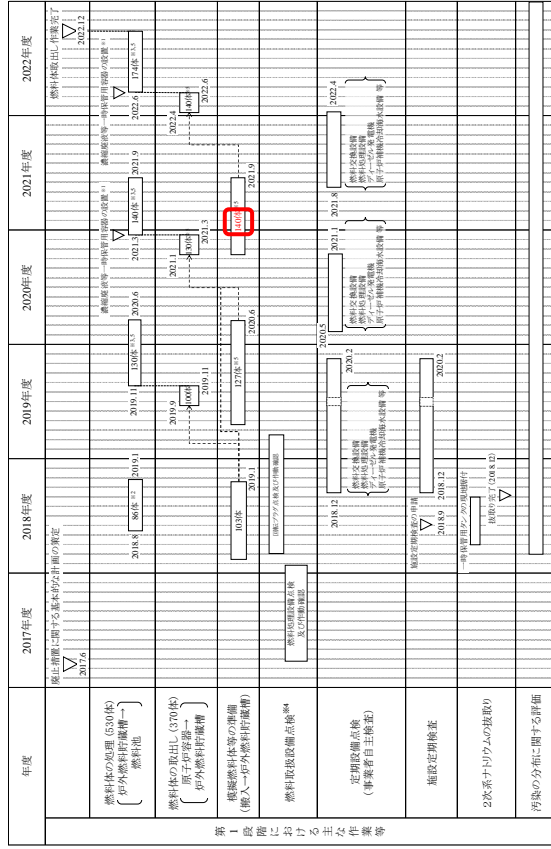
高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画変更認可申請書
補正前後比較表

高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設 廃止措置計画変更認可申請書 補正前後比較表

変更箇所	補正前	補正後	理由
<p>五 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法</p> <p>4. 第1段階に行う解体の方法</p>	<p>(2) 燃料体取出し作業</p> <p>燃料体取出し作業は、燃料体を炉心から取り出して炉外燃料貯蔵槽に移送する作業（以下「燃料体の取出し」という。）及び燃料体を炉外燃料貯蔵槽から取り出して燃料洗浄設備において付着したナトリウムを蒸気及び水によって洗浄し、燃料池の貯蔵ラックに貯蔵する作業（以下「燃料体の処理」という。）からなる。燃料体を取り出した後の炉心位置には、燃料体の取出しを安全かつ確実に行うために、燃料体の取出しに影響のない範囲において、燃料体の形状、重量等を模擬した模擬燃料体又は固定吸収体（以下「模擬燃料体等」という。）を一部（燃料体を取り出す370の炉心位置中246の炉心位置に）装荷する。</p> <p>なお、炉心から燃料体を取り出す前に、現在、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している燃料体を取り出し、洗浄して燃料池へ移送する。</p> <p>以上の作業を第11-2図の工程に従って行い、燃料体取出し作業を完了する。</p> <p style="text-align: center;">(略)</p>	<p>(2) 燃料体取出し作業</p> <p>燃料体取出し作業は、燃料体を炉心から取り出して炉外燃料貯蔵槽に移送する作業（以下「燃料体の取出し」という。）及び燃料体を炉外燃料貯蔵槽から取り出して燃料洗浄設備において付着したナトリウムを蒸気及び水によって洗浄し、燃料池の貯蔵ラックに貯蔵する作業（以下「燃料体の処理」という。）からなる。燃料体を取り出した後の炉心位置には、燃料体の取出しを安全かつ確実に行うために、燃料体の取出しに影響のない範囲において、燃料体の形状、重量等を模擬した模擬燃料体又は固定吸収体（以下「模擬燃料体等」という。）を装荷する。ただし、放射性廃棄物発生量の低減、作業プロセスの削減による工程遅延リスク低減の観点から、246体目の燃料体の取出し終了後、247体目以降においては、模擬燃料体等を装荷しない（以下「部分装荷」という。）。部分装荷では、炉心は模擬燃料体等を装荷する370箇所のうち、第12-1図のとおり格子状に246箇所に装荷した配置とする。</p> <p>なお、炉心から燃料体を取り出す前に、現在、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している燃料体を取り出し、洗浄して燃料池へ移送する。</p> <p>以上の作業を第11-2図の工程に従って行い、燃料体取出し作業を完了する。</p> <p style="text-align: center;">(変更なし)</p>	<p>廃棄物発生量の低減、作業プロセスの削減による工程遅延リスク低減の観点から、一部については模擬燃料体等を装荷しないよう変更する。このため、その方法について追加する。</p>

変更箇所
十一 廃止措置の工程

第11-2 図

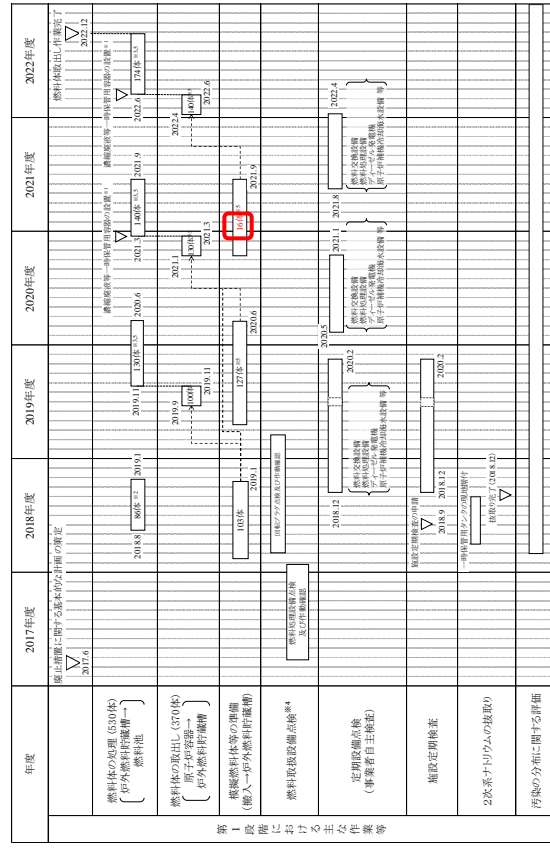


※1：2018年度及び2019年度の燃料体の取出し及び処理業務から、燃費の削減や発生廃棄物の削減、燃費の削減等及び設備場所(設備)の廃止を含むものを決定する。
 ※2：必要に応じて、本期間中に燃料取扱設備の手入れ等を実施する。
 ※3：2019年度以降使用していない設備上、炉心等から燃料体を取り出す前に、施設の現地在目的として実施する点検及び移動設備であり、定期設備点検とは異なる。
 ※4：燃料取扱設備によって稼働の確保が可能な場合がある。

第11-2 図 第1段階の工程

補正前

補正後



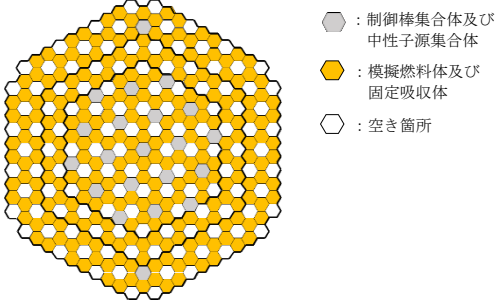
※1：2018年度及び2019年度の燃料体の取出し及び処理業務から、燃費の削減や発生廃棄物の削減、燃費の削減等及び設備場所(設備)の廃止を含むものを決定する。
 ※2：必要に応じて、本期間中に燃料取扱設備の手入れ等を実施する。
 ※3：2019年度以降使用していない設備上、炉心等から燃料体を取り出す前に、施設の現地在目的として実施する点検及び移動設備であり、定期設備点検とは異なる。
 ※4：燃料取扱設備によって稼働が可能な場合がある。

第11-2 図 第1段階の工程

理由

部分装荷によって
不必要となる模擬
燃料体等の準備体
数を変更する。

変更箇所	補正前	補正後	理由
<p>十二 燃料体を炉心等から取り出す方法及び時期並びに施設定期検査を受ける時期</p> <p>2. 燃料体を炉心等から取り出す方法及び時期</p>	<p>2. 燃料体を炉心等から取り出す方法及び時期</p> <p>炉心等に装荷又は貯蔵されている燃料体を第 11-2 図に示す工程に従い取り出す。</p> <p>炉心から取り出した燃料体については、炉外燃料貯蔵槽に一時的に貯蔵した後、燃料洗浄設備において付着したナトリウムを蒸気及び水によって洗浄し、燃料池の貯蔵ラックに貯蔵する。また、燃料体を取り出した後の炉心位置には、燃料体の取出しを安全かつ確実に行うために、燃料体の形状、重量等を模擬した模擬燃料体等を装荷する。</p> <p>なお、炉心から燃料体を取り出す前に、現在、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している燃料体を取り出し、ナトリウムを洗浄して燃料池へ移送する。</p> <p>炉心から炉外燃料貯蔵槽への燃料体の取出しについては 2019 年 10 月から 2022 年 6 月の期間で実施し、炉外燃料貯蔵槽から燃料池への燃料体の処理については 2018 年 8 月から 2022 年 12 月の期間で実施することで、第 1 段階において燃料体取出し作業を完了する計画である。この燃料体取出し作業に係る計画については、これまでの実績を踏まえた燃料体の取出し体数を設定するとともに、燃料取扱設備の健全性を確認するための点検時期を考慮して設定し、安全性の確保を前提に、可能な限り速やかに燃料体を取り出す工程とする。また、作業の習熟度等により、さらに作業を合理的に進めることができると判断した場合には、安全性の確保を前提に、さらなる工程の短縮を図りながら燃料体取出し作業を進める。</p> <p>(略)</p>	<p>2. 燃料体を炉心等から取り出す方法及び時期</p> <p>炉心等に装荷又は貯蔵されている燃料体を第 11-2 図に示す工程に従い取り出す。</p> <p>炉心から取り出した燃料体については、炉外燃料貯蔵槽に一時的に貯蔵した後、燃料洗浄設備において付着したナトリウムを蒸気及び水によって洗浄し、燃料池の貯蔵ラックに貯蔵する。また、燃料体を取り出した後の炉心位置には、燃料体の取出しを安全かつ確実に行うために、燃料体の形状、重量等を模擬した模擬燃料体等を装荷する。<u>ただし、放射性廃棄物発生量の低減、作業プロセスの削減による工程遅延リスク低減の観点から、246 体の燃料体の取出し終了後、247 体目以降においては、模擬燃料体等を装荷しない（以下「部分装荷」という。）。炉心は模擬燃料体等を装荷する 370 箇所のうち、第 12-1 図のとおり格子状となるよう 246 箇所に装荷した配置とする。</u></p> <p>なお、炉心から燃料体を取り出す前に、現在、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している燃料体を取り出し、ナトリウムを洗浄して燃料池へ移送する。</p> <p>炉心から炉外燃料貯蔵槽への燃料体の取出しについては 2019 年 10 月から 2022 年 6 月の期間で実施し、<u>部分装荷は 247 体目の燃料体の取出し開始時点である 2022 年 4 月から実施する。</u>炉外燃料貯蔵槽から燃料池への燃料体の処理については 2018 年 8 月から 2022 年 12 月の期間で実施することで、第 1 段階において燃料体取出し作業を完了する計画である。この燃料体取出し作業に係る計画については、これまでの実績を踏まえた燃料体の取出し体数を設定するとともに、燃料取扱設備の健全性を確認するための点検時期を考慮して設定し、安全性の確保を前提に、可能な限り速やかに燃料体を取り出す工程とする。また、作業の習熟度等により、さらに作業を合理的に進めることができると判断した場合には、安全性の確保を前提に、さらなる工程の短縮を図りながら燃料体取出し作業を進める。</p> <p>(変更なし)</p>	<p>部分装荷の方法を追加する。</p> <p>部分装荷の開始時期を追加する。</p>

変更箇所	補正前	補正後	理由
		 <p data-bbox="1160 710 1816 774">第 12-1 図 燃料体の取出し完了時の模擬燃料体及び固定吸収体の部分装荷状態</p>	<p data-bbox="1839 231 2040 351">部分装荷における模擬燃料体等の炉心配置に関する説明図を追加する。</p>

高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設 廃止措置計画変更認可申請書 補正前後比較表

変更箇所	補正前	補正後	理由
<p>添付書類 一 燃料体を炉心等から取り出す工程に関する説明書 1. 燃料体を炉心等から取り出す方法及び手順</p>	<p>1. 燃料体を炉心等から取り出す方法及び手順 燃料体を炉心から取り出して燃料池に移送する作業（燃料体取出し作業）は、炉心から燃料体を取り出して炉外燃料貯蔵槽に移送する作業（燃料体の取出し）と炉外燃料貯蔵槽から取り出して燃料洗浄設備でナトリウムを洗浄・除去した上で燃料池に移送する作業（燃料体の処理）からなる。以下、(1)～(3)に各作業の内容を示す。 <u>燃料体を炉心から取り出した後においては、燃料体のグリッパ位置（上部位置）が燃料交換装置で扱える範囲にあることを確実にするため、燃料体の形状及び重量を模擬した模擬燃料体等を治具として装荷する。ただし、模擬燃料体等は、燃料体を取り出した後の 370 の炉心位置中、246 の炉心位置に格子状となるよう装荷する（第 1 図参照）。模擬燃料体等を格子状に装荷した場合の、燃料体の取出しへの影響評価について別添 1 に示す。</u> (1) 模擬燃料体の搬入 所外から搬入した模擬燃料体は、受取検査後、新燃料貯蔵ラックに収納する。その後、燃料体の取出し前に必要な体数を、新燃料移送機、地下台車及び燃料出入設備を用いて炉外燃料貯蔵槽に移送する（第 2 図参照）。 (2) 燃料体の取出し 燃料体の取出しにおいては、燃料交換装置、炉内中継装置及び燃料出入設備を用い、炉心に装荷している燃料体を取り出し、燃料体を取り出した箇所へ模擬燃料体等を装荷する（第 2 図及び第 3 図参照）。</p>	<p>1. 燃料体を炉心等から取り出す方法及び手順 燃料体を炉心から取り出して燃料池に移送する作業（燃料体取出し作業）は、炉心から燃料体を取り出して炉外燃料貯蔵槽に移送する作業（燃料体の取出し）と炉外燃料貯蔵槽から取り出して燃料洗浄設備でナトリウムを洗浄・除去した上で燃料池に移送する作業（燃料体の処理）からなる。以下、(1)～(3)に各作業の内容を示す。 (1) 模擬燃料体等の搬入 所外から搬入した模擬燃料体等は、受取検査後、新燃料貯蔵ラックに収納する。その後、燃料体の取出し前に必要な体数を、新燃料移送機、地下台車及び燃料出入設備を用いて炉外燃料貯蔵槽に移送する（第 1 図参照）。 (2) 燃料体の取出し 燃料体の取出しにおいては、燃料交換装置、炉内中継装置及び燃料出入設備を用い、炉心に装荷している燃料体を取り出し、燃料体を取り出した後においては、<u>燃料体のグリッパ位置（上部位置）が燃料交換装置で扱える範囲にあることを確実にするため、燃料体の形状及び重量を模擬した模擬燃料体等を治具として装荷する（第 1 図及び第 2 図参照）。</u> <u>ただし、模擬燃料体等は、部分装荷とし、燃料体を取り出した後の 370 箇所のうち、246 箇所の炉心位置に格子状となるよう装荷する（第 3 図参照）。246 体目の燃料体の取出しが終了し、247 体目以降の燃料体の取出しにおいては、燃料体を取り出した位置へ模擬燃料体等を装荷しない。</u> 部分装荷では、247 体目の燃料体の取出し以降、<u>模擬燃料体等を装荷しない箇所（124 箇所）が発生し、燃料</u></p>	<p>部分装荷の作業内容等の説明について「(2) 燃料体の取出し」に移動する。 番号の繰上げ 上段の作業内容の説明を移動する。 番号の繰上げ 部分装荷における炉心形状の説明を追加する。 部分装荷における影響について添付</p>

変更箇所	補正前	補正後	理由
	<p>なお、燃料体を炉心から取り出す前に、訓練として、炉心及び炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している中性子しゃへい体を用いて、炉心からの取出し及び炉心への装荷を行う。</p>	<p><u>体頂部の移動可能空間が広がることから燃料体の取出しへの影響を確認した。部分装荷とした場合における燃料体の取出しへの影響がないとした評価については、添付書類四の評価内容への影響がないことの説明を含め、別添1及び別添1-1に示す。</u></p> <p>なお、燃料体を炉心から取り出す前に、訓練として、炉心及び炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している中性子しゃへい体を用いて、炉心からの取出し及び炉心への装荷を行う。</p>	<p>書類一に記載する理由を追加する。</p>
	<p>第1図 <u>模擬燃料体等の装荷位置</u> (図省略)</p>	<p>第1図 <u>模擬燃料体の移動経路</u> (図省略)</p>	<p>図の順番の繰上げ</p>
	<p>第2図 <u>模擬燃料体の移動経路</u> (図省略)</p>	<p>第2図 <u>燃料体の移動経路</u> (図省略)</p>	<p>図の順番の繰上げ</p>
	<p>第3図 <u>燃料体の移動経路</u> (図省略)</p>	<p>第3図 <u>模擬燃料体等の装荷位置</u> (図省略)</p>	<p>図の順番の繰下げ</p>
<p>添付書類 一 別添1</p>	<p><u>別添1. 模擬燃料体の部分装荷時の影響評価について</u></p>	<p><u>別添1. 模擬燃料体の部分装荷時の影響評価について</u> (別紙1)</p>	<p>部分装荷の影響評価について、全体概要を説明する内容に変更する。</p>
	<p>(なし)</p>	<p><u>別添1-1. 部分装荷時における影響評価 (詳細)</u> (別紙2)</p>	<p>別添1について、部分装荷時の影響評価の全体概要を記載することにしたため、詳細な内容については、別添1-1として追加する。</p>

高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設 廃止措置計画変更認可申請書 補正前後比較表

変更箇所	補正前	補正後	理由
添付書類 一 燃料体を炉心等から取り出す工程に関する説明書 別添 1 模擬燃料体の部分装荷時の影響評価について 1. はじめに	1. はじめに 廃止措置段階の燃料体取出し作業において、放射性廃棄物発生量の削減、作業プロセスの削減、将来の模擬燃料体取出し・洗浄期間の短縮を図ることを目的に、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、模擬燃料体等を装荷しない。本資料は一部箇所に模擬燃料体等を装荷しない状態における燃料体の取出しへの影響及び燃料体の地震時に対する <u>構造健全性</u> を説明する資料である。 2. 評価概要 もんじゅの燃料体は、炉心支持板の連結管に差し込まれ自立しており、6本の隣り合う燃料体によってパッド部を介してお互いを支え合う状態となる。もんじゅの燃料体等の装荷状態及び支持構造を第1図に示す。このとき、内側炉心部、外側炉心部及びブランケット燃料装荷部において、 <u>隣り合う燃料体6本のうち3本が装荷されていない状態（以下「部分装荷」という。）</u> において、 <u>燃料体の取出しに影響を与える燃料交換装置グリップ中心と炉心燃料頂部のずれが許容値を満足すること及び想定される地震による荷重に対して燃料体が健全性を有していることを確認する。</u>	1. はじめに 廃止措置段階の燃料体取出し作業において、放射性廃棄物発生量の削減、作業プロセスの削減、将来の模擬燃料体等の取出し・洗浄期間の短縮を図ることを目的に、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、模擬燃料体等を装荷しない。本資料は一部箇所に模擬燃料体等を装荷しない状態における原子炉施設の安全性及び燃料体の取出しへの影響を説明する資料である。 2. 評価概要 もんじゅの燃料体は、炉心支持板の連結管に差し込まれ自立しており、6本の隣り合う燃料体によってパッド部を介してお互いを支え合う状態となる。もんじゅの燃料体等の装荷状態及び支持構造を第1図に示す。このとき、内側炉心部、外側炉心部及びブランケット燃料装荷部において、 <u>一部箇所に模擬燃料体等を装荷しない場合、炉心からの燃料体の取出し作業に影響する要因を網羅的に抽出し、原子炉施設の安全性及び燃料を安全に取り扱う機能維持の観点から、影響の有無と影響の程度を確認する。評価の詳細については確認結果を別添1-1に補足する。</u> 2.1 影響評価の視点 <u>以下の視点から部分装荷による影響要因を網羅的に抽出し、それら要因について影響の有無と影響程度を確認する。</u> (1) <u>原子炉施設の安全性への影響</u> 廃止措置計画認可申請書 添付書類四の評価結果に対する部分装荷の影響を確認する。 (2) <u>燃料取扱い機能への影響</u> 部分装荷によって模擬燃料体等の未装荷箇所が空間となり、燃料体頂部の移動可能空間が広がる。これに対し、燃料取扱設備の燃料取扱い機能への影響及び燃料取扱設備の操作性への影響を確認する。 (3) <u>冷却機能への影響</u> 部分装荷によって模擬燃料体等の未装荷箇所が空間となり、炉心を流れる冷却材の流量配分が変わる。流量配分の変化に伴う冷却機能への影響及び循環流量の変化による設備への影響を確認する。	記載の適正化 部分装荷時の影響評価全体概要を記載することとし、記載内容を変更 本文五にて「部分装荷」を定義したため、本項での定義付けを削除 部分装荷時の影響評価全体概要を記載することとし、記載を追加

変更箇所	補正前	補正後	理由
		<p>(4) <u>ナトリウム内包機器等への影響</u> <u>ナトリウム漏えい事故防止の観点から、部分装荷がナトリウム漏えいやカバーガス漏えいに与える影響及びナトリウム漏えい対策設備への影響を確認する。</u></p> <p>(5) <u>放射性物質内包機器等への影響</u> <u>放射線防護の観点から、部分装荷において放射性物質拡散防止機能や遮蔽機能に与える影響を確認する。</u></p> <p>(6) <u>放射性廃棄物の処分への影響</u> <u>放射性廃棄物発生量低減の観点から、廃棄物処理・処分への影響を確認する。</u></p> <p>2.2 <u>評価すべき事項の整理</u> <u>上記視点から抽出した影響評価項目を整理し、第1表「部分装荷による影響評価一覧」に示す。その結果を踏まえ、部分装荷の影響を体系的、網羅的に検討すると、詳細確認が必要な項目は以下となる。</u></p> <p>(1) <u>安全評価上の確認事項</u> <u>「止める」については、部分装荷開始時点で、制御棒を全数引き抜いても臨界にならないことから、これ以上の評価は必要としない。</u> <u>「冷やす」については、既認可において燃料体が全数装荷された場合における冷却機能喪失時の燃料被ふく管の健全性を確認しているものの、炉心を流れる冷却材の流量配分変更のため、定量的な評価が必要となる。また、地震時に炉心体系が維持され、冷却材流路が確保されることの確認も必要である。</u> <u>「閉じ込める」については、既認可において原子炉容器や燃料交換装置の耐震安全性を確認しているものの、廃止措置を安全に進めるためには地震時の燃料体の構造健全性確認が必要となる。</u></p> <p>(2) <u>燃料取扱い機能維持上の確認事項</u> <u>燃料取扱い機能については、不透明な液体ナトリウム環境下で自動化運転にて燃料体を取り扱うため、炉心体系を維持し、燃料体の位置を一定範囲に保つことが重要である。よって燃料体頂部の変位、地震時の燃料体の構造健全性及び炉心体系が維持されているか確認が必要となる。</u> <u>以上より、炉心体系の維持は、「冷やす」、「閉じ込める」だけでなく、燃料取扱い機能にも影響する。地震時に</u></p>	<p>部分装荷時の影響評価全体概要を記載することとし、記載を追加</p>

変更箇所	補正前	補正後	理由
		<p><u>おける燃料体の構造健全性、炉心体系の維持、及び炉心の冷却材の流量配分変更の影響について詳細に確認する。</u></p> <p><u>2.3.評価の内容</u></p> <p><u>(1) 地震時の影響</u></p> <p><u>部分装荷による地震時の燃料体の挙動については、次期高速炉に向けて開発した炉心群振動を3次元で解析するコード REVIAN-3D⁽¹⁾ver8.0 を用いる。本解析コードはこれまでの許認可で使用実績がなく、評価結果の保守性に関し、一定程度の保守性を有していることは確認されているものの、定量的評価が確定していない。しかしながら、計算モデルと理論解との比較による検証が行われ、高速炉の炉心体系を想定した実規模の試験結果との比較により、定性的傾向が再現され、燃料体の水平方向の時刻歴変位、跳び上がり量の最大値、衝突荷重の最大値は一定の精度^{注1}で概ね評価出来、本解析コードの妥当性も確認されている。このため、今回の評価では本解析コードを適用する。</u></p> <p><u>地震時の影響を確認するため、水平方向の振動によって燃料体同士が衝突し、パッド部に発生する衝突荷重、エントランスノズル付け根部に発生する曲げ応力、鉛直方向の振動により発生する燃料体の跳び上がり量を評価する。本解析コードにて地震時の炉心の群振動挙動を評価した結果、評価基準値を下回り、燃料体の構造健全性が確保される。よって、部分装荷の状態においても炉心体系は維持される。</u></p> <p><u>地震時の燃料体の最大跳び上がり量は燃料交換装置や炉心上部機構と干渉せず、ラップ管のパッド外れも発生しない。燃料体が跳び上がった後も元の位置に収まり、炉心体系は維持され、燃料交換装置の燃料取扱い機能に影響を与えない。評価結果を第2表に示す。</u></p> <p><u>また、落下し、炉心支持板と着床時の衝突で鉛直方向の荷重が燃料体に発生するが、この圧縮荷重によって、ラップ管、燃料被ふく管共に座屈しない。</u></p> <p><u>以上より、部分装荷においても地震時に燃料体の健全性が確保され、炉心体系が維持されることを確認した。</u></p> <p><u>注1：跳び上がり量の最大値は±20～30%（単体及び37体群体系試験結果との比較結果）</u></p>	<p>部分装荷時の影響評価全体概要を記載することとし、記載を追加</p>

変更箇所	補正前	補正後	理由
		<p>(2) 炉心の冷却材の流量配分変更の影響</p> <p>部分装荷によって模擬燃料体等の未装荷箇所の流動抵抗が減少し、その部分の流量が増加し、燃料体に流れる冷却材流量が減少する。部分装荷時における炉心燃料の冷却性を確認するため、冷却材が流れない状況を想定し、燃料被ふく管肉厚中心温度を評価したが、その温度は 218℃であり、熱的制限値 (675℃) を下回ることから、燃料被ふく管が損傷することはない。また、部分装荷により、模擬燃料体等の未装荷部分の冷却材流量が増え、燃料体装荷部を流れる冷却材流量が減った場合の流量を概算し、燃料体装荷部を流れる温度上昇を評価すると 1℃未満である。</p> <p>一方、炉心部全体の流動抵抗が減少することで 1 次主冷却系の冷却材循環流量は増加する。しかし、1 次主冷却系全体の圧力損失が増加するため、循環流量は一定流量以上増えない。また、1 次主冷却系の循環ポンプの運転は定回転数運転であり、流量が増加するとポンプの揚程が低下することから、循環流量が増加してもポンプ (ボニーモータ) の負荷はほとんど増加せず、ポンプの継続運転が可能であり、冷却材の循環も維持される。</p> <p>また、模擬燃料体等を装荷しない領域の流量は増加するが、このような流量増加は全装荷時における燃料体の取出し時においても発生しており、燃料体の取出しへの影響はない。</p> <p>以上より、炉心の冷却材の流量配分変更に伴う、燃料体及び冷却材の温度上昇は小さく、冷却材の循環に係る設備、燃料体の取出しへの影響がないことを確認した。</p> <p>(3) 燃料体の取出しへの影響</p> <p>部分装荷の状態では、隣接模擬燃料体等との接触面が減少し、模擬燃料体等同士の隙間も増加することで、燃料体頂部変位が増加する。</p> <p>燃料交換設備への影響として、地震時における燃料体の跳び上がりによる干渉が想定される。確認した結果、最大跳び上がり量は第 2 表に示す通りであり、燃料交換設備に干渉しないことなどを確認した。また、燃料体の傾きを評価した結果、エントランスノズル部の嵌合部の隙間によって傾きが制限されており、燃料体周囲に空間が発生しても、燃料体頂部の変位は設計で許容する範囲内(グリッパ</p>	<p>部分装荷時の影響評価全体概要を記載することとし、記載を追加</p>

変更箇所	補正前	補正後	理由
		<p><u>中心と燃料体中心とのずれ許容値 20mm 以内)である。燃料取扱設備に故障等が発生した場合、故障時等の対応が必要になるが、その対応は、部分装荷、全装荷にかかわらず同じである。</u></p> <p><u>部分装荷では、操作手順及び操作プログラムの変更等が発生する。しかし、全装荷時にも同様の操作手順が含まれていること、作動試験を行うことでプログラム変更の誤りのリスクは回避でき、燃料体の取出し工程への影響はない。</u></p> <p><u>以上より、部分装荷による燃料交換設備への影響、燃料取扱設備の故障時への対応、操作手順及び操作プログラムの変更に伴う影響について、それぞれ影響がないことを確認した。</u></p> <p>(4) <u>その他の影響</u></p> <p>① <u>ナトリウム内包機器等への影響</u> <u>部分装荷は炉心構成の変更であり、ナトリウムやカバーガスの隔壁を形成する設備に変更はない。このため、部分装荷はナトリウムの保持機能及びカバーガスの正圧保持機能に影響を与えない。同様に、ナトリウム凍結防止設備及びナトリウム漏えい対策設備に変更はなく、ナトリウム凍結防止及びナトリウム漏えい対策への影響はない。</u></p> <p>② <u>放射性物質内包機器等への影響</u> <u>放射性物質を内包するナトリウムやカバーガスの境界を形成する機器や放射線遮蔽に係る設備に変更はない。このため、放射性物質の遮蔽機能、気密機能に影響を与えない。なお、燃料被ふく管ギャップ内の放射性ガスは十分減衰しており、燃料体全数の破損を想定しても、周辺公衆に対し著しい放射線被ばくリスクを与えないことを、既認可申請書で評価済みである。</u></p> <p>③ <u>放射性廃棄物の処分への影響</u> <u>模擬燃料体等が減ることにより燃料洗浄設備の負荷が減り、洗浄廃液や放射性廃棄物の発生量は減少する。</u></p> <p>④ <u>事故評価への影響</u> <u>事故評価への影響については、既認可の評価に包含される。自然災害に係る評価への影響の内、地震評価以外は、既認可の評価に包含される。</u></p> <p>⑤ <u>異常時対応への影響</u> <u>事故発生時の対応、自然災害発生時の対応、大規模損壊</u></p>	<p>部分装荷時の影響評価全体概要を記載することとし、記載を追加</p>

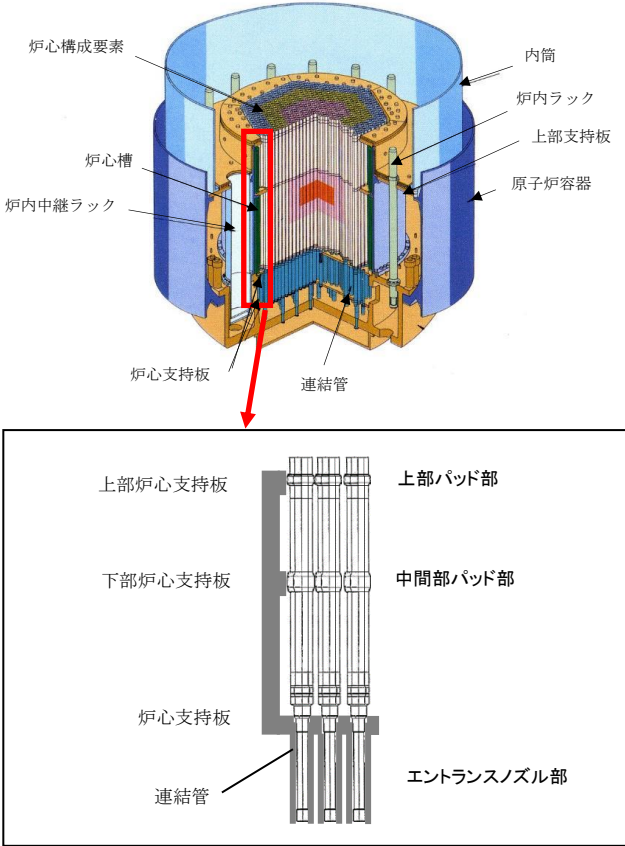
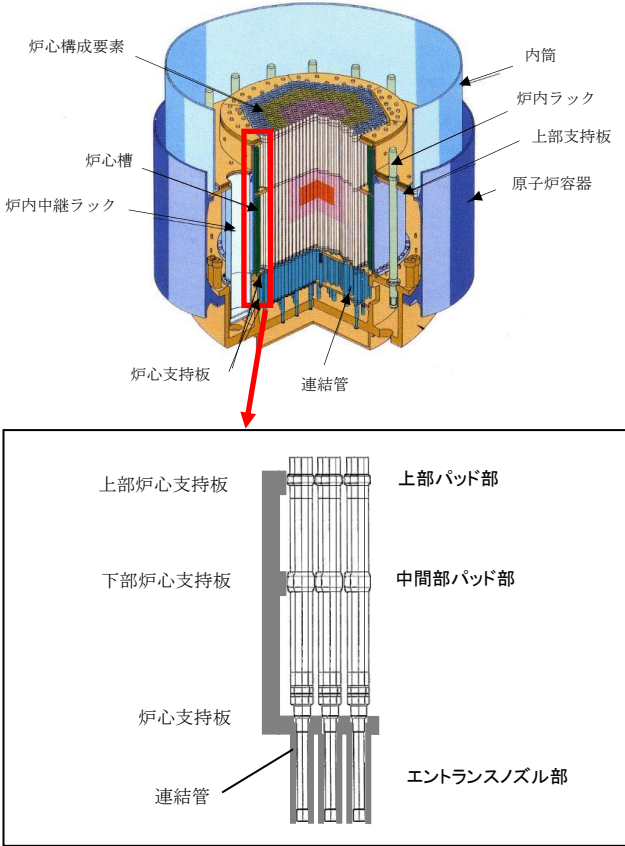
変更箇所	補正前	補正後	理由
	<p data-bbox="483 1281 1137 1337"><u>3. 燃料交換装置グリップ中心と炉心燃料頂部のずれについて</u></p> <p data-bbox="483 1342 1137 1398"><u>もんじゅの燃料体同士の最小隙間はパッド部であり、この隙間は第2図のdの0.7mmである。部分装荷状態では燃料体</u></p>	<p data-bbox="1193 228 1818 284"><u>発生時の対応は、部分装荷、全装荷にかかわらずその対応は同じである。</u></p> <p data-bbox="1160 317 1818 373"><u>3. 想定を超えて燃料体の取出しができない事態が発生した場合の対応</u></p> <p data-bbox="1193 378 1818 529"><u>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網羅的に抽出し、評価した。しかし、炉心群振動解析コード REVIAN-3Dによる解析結果は概ね妥当との評価にとどまること、さらに想定を超え燃料体の取出しができない事態の発生も考慮し、その対応を整理する。</u></p> <p data-bbox="1193 534 1818 686"><u>廃止措置段階においては、燃料体の放射能レベルも減衰しており、燃料体の崩壊熱は9.7kWと低いため、ナトリウムの液面を下げ、検査孔や予備孔を利用して内部の観察が可能である。内部観察によって炉内の状況を把握し、その情報を基に必要な回収装置を製作して燃料体を回収する。</u></p> <p data-bbox="1193 691 1818 810"><u>燃料体の回収については、設計当初から想定している燃料交換装置の故障時の対応方策や炉内中継装置の回収、常陽で蓄積されたナトリウム中からの機器回収知見を活用することで回収が可能と評価する。</u></p> <p data-bbox="1160 844 1279 868"><u>4. まとめ</u></p> <p data-bbox="1193 873 1818 992"><u>部分装荷とすることで炉心からの燃料体取出し作業に影響する要因を網羅的に抽出し、評価した結果、原子炉施設的安全性が確保され、燃料体の取出し作業に支障がないことを確認した。</u></p> <p data-bbox="1193 997 1818 1149"><u>また、炉心群振動解析コード REVIAN-3Dによる解析結果は概ね妥当との評価にとどまることを踏まえ、想定を超えて燃料体の取出しができない事態が発生した場合においてもこれまでの知見を活用することで燃料体を回収する見通しがあることを確認した。</u></p> <p data-bbox="1193 1153 1818 1278"><u>以上より、部分装荷は模擬燃料体等の取扱いに伴う不具合の発生可能性を低減し、放射性物質を内蔵する燃料体と化学的に活性なナトリウムが共存するリスクを早期低減するものと評価する。</u></p> <p data-bbox="1249 1345 1317 1369">(削る)</p>	<p data-bbox="1841 228 2040 347">部分装荷時の影響評価全体概要を記載することとし、記載を追加</p> <p data-bbox="1841 1289 2040 1409">部分装荷時の影響評価の全体概要を記載することにしたため、詳細な内</p>

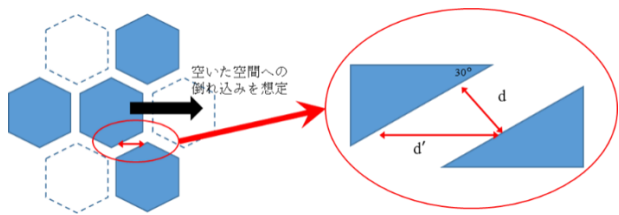
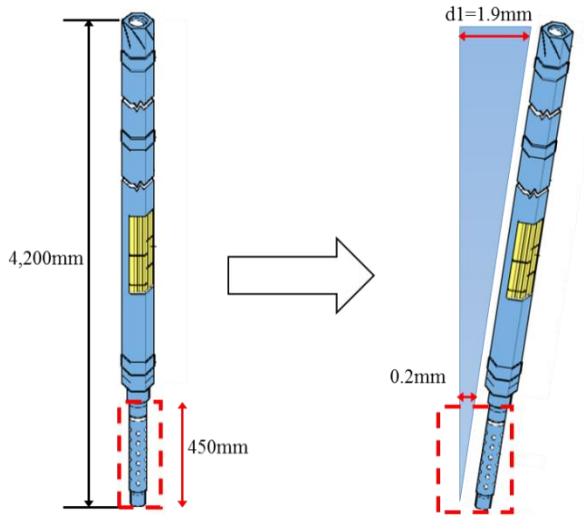
変更箇所	補正前	補正後	理由
	<p>が倒れ込む空間が生じ、燃料体頂部の移動量 d' は 1.4mm となる ($d'=2d=1.4\text{mm}$)。さらに、その隣の燃料体も押された場合、燃料体の移動量は $2d'=4d=2.8\text{mm}$ が加わり、合わせて 4.2mm となる。しかし、燃料体頂部の移動量は構造上の制約から、後述する第 3 図 d_1 値以上に移動することはない。</p> <p>もんじゅでは連結管の形状・寸法と燃料体のエントランスノズルの形状・寸法の組合せで誤装荷を防止している。連結管に差し込まれるエントランスノズル部の外径と連結管の内径との隙間は 0.2mm であり、この隙間によって燃料体が自立しているとした場合に算出される燃料体頂部の移動量は第 3 図に示す関係より $d_1=1.9\text{mm}$ となる。</p> <p>燃料体の傾きによる頂部の最大の位置ずれは、中心位置から $\pm 1.9\text{mm}$ のずれを考慮すると 3.8mm 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 以内を満足するため、燃料体の取出しに影響を与えないことを確認した。</p> <p>4. 燃料体の地震時に対する構造健全性について</p> <p>炉心の部分装荷時の振動挙動を評価するため、振動挙動解析モデルを用いて燃料体に作用する荷重を算出する。算出した荷重から燃料体に生じる応力が評価基準値を下回ることを確認する。</p> <p>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 S_s を用いる。</p> <p>4.1 評価対象及び評価部位の選定</p> <p>模擬燃料体を装荷しない箇所が最も多く、模擬燃料体変位が最大となる燃料体取出し完了時の配置を対象に評価を実施する。評価対象となる部分装荷状態を第 4 図に示す。ここでは、部分装荷状態において燃料体の取出しに影響を与えないことを確認するため、燃料体と模擬燃料体を同列に扱うこととし、以下、燃料体及び模擬燃料体は区別しない。</p> <p>燃料体は地震時の揺れにより、周囲構造物との衝突、水平</p>	(削る)	容については、別添 1-1 に移動する。

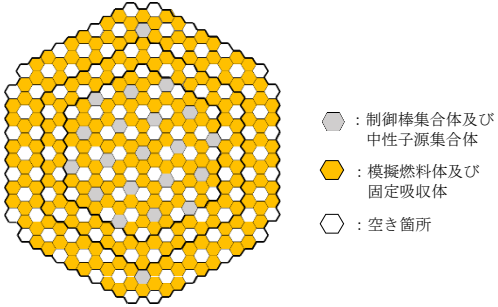
変更箇所	補正前	補正後	理由
	<p><u>変位応答が生じ、パッド部の圧縮、エントランスノズルの曲げなどの応力が発生することから、燃料体の評価部位として、パッド部及びエントランスノズル付け根部を評価部位に選定する。</u></p> <p><u>4.2 評価の方法</u></p> <p><u>解析については、部分装荷状態における地震時の炉心挙動を模擬するため、部分装荷状態をモデル化した3次元炉心群振動解析を行い、燃料体に作用する荷重(応力)を評価する。</u></p> <p><u>(1) 解析コード</u></p> <p><u>炉心群振動解析コード REVIAN-3D⁽¹⁾ ver8.0</u></p> <p><u>(2) 解析モデル</u></p> <p><u>解析モデルの概念図を第5図に示す。個々の燃料体は、質量及び剛性を考慮した多質点-はりモデルにより模擬し、かつ、燃料体同士の荷重伝達経路であり、地震により衝突荷重が発生するパッド部に衝突要素(衝突剛性、衝突減衰、ギャップ)を設定する。この際、部分装荷状態を考慮し、装荷しない箇所のモデルを除去し、振動挙動に影響する要素(集合体間ギャップ、質量等)及び、模擬燃料体を装荷しないことによる水平方向の流体抵抗をモデル化する。</u></p> <p><u>これらを部分装荷状態のとおり配置し、炉心支持板相当位置に地震力を入力することで、炉心全体の振動挙動を模擬する。</u></p> <p><u>(3) 解析条件</u></p> <p><u>解析モデル及び流体の温度は、炉停止時の温度として200℃とする。主な解析パラメータを第1表に示す。</u></p> <p><u>(4) 解析結果</u></p> <p><u>解析結果、パッド部の最大衝突荷重及びエントランスノズル付け根部の曲げ応力を第2表に示す。</u></p> <p><u>4.3 評価結果</u></p> <p><u>評価結果を第2表に示す。評価基準値は設計時における評価結果から限界荷重を算出した。第2表に示すとおり、炉心群振動解析による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ことを確認した。</u></p>	(削る)	<p>部分装荷時の影響評価の全体概要を記載することにしたため、詳細な内容については、別添1-1に移動する。</p>

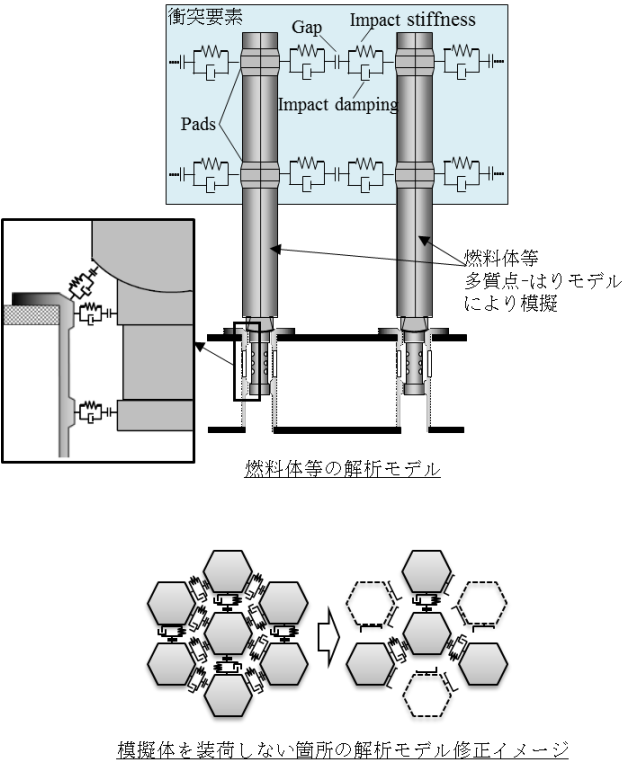
変更箇所	補正前	補正後	理由																																
	<p>5. 結論</p> <p><u>模擬燃料体の部分装荷においても、燃料体の取出しに影響を与えないこと及び燃料体の地震時に対する構造健全性が確保されることを確認した。</u></p> <p>6. 参考文献</p> <p>(1) IWASAKI, et al., Core Seismic Experiment and Analysis of Hexagonal Bundle Model for Fast Reactor, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2017-65354(2017.7)</p>	<p>(削る)</p> <p>5. 参考文献</p> <p>(1) IWASAKI, et al., Core Seismic Experiment and Analysis of Hexagonal Bundle Model for Fast Reactor, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2017-65354(2017.7)</p>	<p>部分装荷時の影響評価の全体概要を記載することにしたため、詳細な内容については、別添 1-1 に移動する。</p> <p>番号の繰り上げ</p>																																
	<p>第 1 表 <u>主な解析パラメータ</u></p> <table border="1" data-bbox="483 770 1135 1209"> <thead> <tr> <th data-bbox="483 770 752 807">部位</th> <th colspan="2" data-bbox="752 770 1135 807">解析パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="483 807 752 906" rowspan="3">上部パッド部</td> <td data-bbox="752 807 920 844">衝突剛性</td> <td data-bbox="920 807 1135 844">$6.86 \times 10^8 \text{ N/m}$</td> </tr> <tr> <td data-bbox="752 844 920 880">衝突減衰</td> <td data-bbox="920 844 1135 880">$3.70 \times 10^4 \text{ Ns/m}$</td> </tr> <tr> <td data-bbox="752 880 920 906">ギャップ</td> <td data-bbox="920 880 1135 906">0.7 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="483 906 752 1005" rowspan="3">中間パッド部</td> <td data-bbox="752 906 920 943">衝突剛性</td> <td data-bbox="920 906 1135 943">$1.02 \times 10^7 \text{ N/m}$</td> </tr> <tr> <td data-bbox="752 943 920 979">衝突減衰</td> <td data-bbox="920 943 1135 979">$7.60 \times 10^3 \text{ Ns/m}$</td> </tr> <tr> <td data-bbox="752 979 920 1005">ギャップ</td> <td data-bbox="920 979 1135 1005">1.0 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="483 1005 752 1070" rowspan="2">エントランスノズル上部</td> <td data-bbox="752 1005 920 1042">衝突剛性</td> <td data-bbox="920 1005 1135 1042">$6.01 \times 10^7 \text{ N/m}$</td> </tr> <tr> <td data-bbox="752 1042 920 1070">衝突減衰</td> <td data-bbox="920 1042 1135 1070">$7.70 \times 10^3 \text{ Ns/m}$</td> </tr> <tr> <td data-bbox="483 1070 752 1136" rowspan="2">エントランスノズル下部</td> <td data-bbox="752 1070 920 1107">衝突剛性</td> <td data-bbox="920 1070 1135 1107">$1.75 \times 10^8 \text{ N/m}$</td> </tr> <tr> <td data-bbox="752 1107 920 1136">衝突減衰</td> <td data-bbox="920 1107 1135 1136">$1.34 \times 10^4 \text{ Ns/m}$</td> </tr> <tr> <td data-bbox="483 1136 752 1209" rowspan="2">球面座</td> <td data-bbox="752 1136 920 1173">衝突剛性</td> <td data-bbox="920 1136 1135 1173">$2.22 \times 10^8 \text{ N/m}$</td> </tr> <tr> <td data-bbox="752 1173 920 1209">衝突減衰</td> <td data-bbox="920 1173 1135 1209">$1.01 \times 10^5 \text{ Ns/m}$</td> </tr> </tbody> </table>	部位	解析パラメータ		上部パッド部	衝突剛性	$6.86 \times 10^8 \text{ N/m}$	衝突減衰	$3.70 \times 10^4 \text{ Ns/m}$	ギャップ	0.7 mm	中間パッド部	衝突剛性	$1.02 \times 10^7 \text{ N/m}$	衝突減衰	$7.60 \times 10^3 \text{ Ns/m}$	ギャップ	1.0 mm	エントランスノズル上部	衝突剛性	$6.01 \times 10^7 \text{ N/m}$	衝突減衰	$7.70 \times 10^3 \text{ Ns/m}$	エントランスノズル下部	衝突剛性	$1.75 \times 10^8 \text{ N/m}$	衝突減衰	$1.34 \times 10^4 \text{ Ns/m}$	球面座	衝突剛性	$2.22 \times 10^8 \text{ N/m}$	衝突減衰	$1.01 \times 10^5 \text{ Ns/m}$	<p>第 1 表 <u>部分装荷による影響評価一覧</u></p> <p>(別紙 1-1)</p>	<p>部分装荷時の影響評価の全体概要を記載することにしたため、部分装荷による影響評価一覧を追加し、詳細な内容については、別添 1-1 に移動する。</p>
部位	解析パラメータ																																		
上部パッド部	衝突剛性	$6.86 \times 10^8 \text{ N/m}$																																	
	衝突減衰	$3.70 \times 10^4 \text{ Ns/m}$																																	
	ギャップ	0.7 mm																																	
中間パッド部	衝突剛性	$1.02 \times 10^7 \text{ N/m}$																																	
	衝突減衰	$7.60 \times 10^3 \text{ Ns/m}$																																	
	ギャップ	1.0 mm																																	
エントランスノズル上部	衝突剛性	$6.01 \times 10^7 \text{ N/m}$																																	
	衝突減衰	$7.70 \times 10^3 \text{ Ns/m}$																																	
エントランスノズル下部	衝突剛性	$1.75 \times 10^8 \text{ N/m}$																																	
	衝突減衰	$1.34 \times 10^4 \text{ Ns/m}$																																	
球面座	衝突剛性	$2.22 \times 10^8 \text{ N/m}$																																	
	衝突減衰	$1.01 \times 10^5 \text{ Ns/m}$																																	

変更箇所	補正前	補正後	理由																																												
	<p data-bbox="712 288 907 316" style="text-align: center;">第2表 評価結果</p> <table border="1" data-bbox="483 352 1135 727"> <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</td> <td>3.1</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="483 730 808 758">※ 裕度＝評価基準値／発生値</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	3.1	<p data-bbox="1256 288 1715 316" style="text-align: center;">第2表 炉心群振動解析に基づく評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1162 352 1814 655"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>発生値^{※1}</th> <th>評価基準値</th> <th>裕度^{※2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">上部パッド部 衝突荷重 [kN]</td> <td>112.8</td> <td rowspan="2">564</td> <td>5.0</td> </tr> <tr> <td>114.6</td> <td>4.9</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">中間パッド部 衝突荷重 [kN]</td> <td>5.3</td> <td rowspan="2">28</td> <td>5.2</td> </tr> <tr> <td>5.5</td> <td>5.1</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">エントランスノズル付け根部 曲げ応力 [MPa]</td> <td>141.1</td> <td rowspan="2">440</td> <td>3.1</td> </tr> <tr> <td>173.2</td> <td>2.5</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">跳び上がり量 [mm]</td> <td><20</td> <td rowspan="2">40^{※3}</td> <td>>2</td> </tr> <tr> <td><2</td> <td>>20</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1162 659 1814 750">※1：2種類の地震動で評価（上段：耐震バックチェックで策定した基準地震動 Ss-D、下段：近隣軽水炉の基準地震動を参考に策定した地震動）</p> <p data-bbox="1162 753 1514 780">※2：裕度＝評価基準値／発生値</p> <p data-bbox="1162 783 1814 877">※3：燃料体頂部から燃料交換装置のグリッパ案内筒底面までの距離（干渉回避）。45mmで燃料体のパッド部外れが発生</p>	部位	発生値 ^{※1}	評価基準値	裕度 ^{※2}	上部パッド部 衝突荷重 [kN]	112.8	564	5.0	114.6	4.9	中間パッド部 衝突荷重 [kN]	5.3	28	5.2	5.5	5.1	エントランスノズル付け根部 曲げ応力 [MPa]	141.1	440	3.1	173.2	2.5	跳び上がり量 [mm]	<20	40 ^{※3}	>2	<2	>20	<p data-bbox="1839 256 2040 443">近隣軽水炉の基準地震動を参考に策定した地震動、燃料体の跳び上がり量の評価結果を追加。</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	3.1																																												
部位	発生値 ^{※1}	評価基準値	裕度 ^{※2}																																												
上部パッド部 衝突荷重 [kN]	112.8	564	5.0																																												
	114.6		4.9																																												
中間パッド部 衝突荷重 [kN]	5.3	28	5.2																																												
	5.5		5.1																																												
エントランスノズル付け根部 曲げ応力 [MPa]	141.1	440	3.1																																												
	173.2		2.5																																												
跳び上がり量 [mm]	<20	40 ^{※3}	>2																																												
	<2		>20																																												

変更箇所	補正前	補正後	理由 (変更なし)
	 <p data-bbox="510 1225 1111 1252">第1図 「もんじゅ」燃料体等の装荷状態及び支持構造</p>	 <p data-bbox="1189 1225 1789 1252">第1図 「もんじゅ」燃料体等の装荷状態及び支持構造</p>	

変更箇所	補正前	補正後	理由
	 <p data-bbox="683 327 784 375">空いた空間への 倒れ込みを想定</p> <p data-bbox="481 518 1131 582">第2図 もんじゅの炉心構造の特徴を踏まえた燃料体頂部の 移動量</p>  <p data-bbox="548 1220 1064 1252">第3図 誤装荷防止機構から想定される移動量</p>	<p data-bbox="1176 287 1243 319">(削る)</p>	<p data-bbox="1836 231 2038 422">部分装荷時の影響 評価の全体概要を 記載することにし たため、詳細な内 容については、別 添1-1に移動する。</p>

変更箇所	補正前	補正後	理由
	 <p data-bbox="483 616 1137 671">第4図 燃料体の取出し完了時の模擬燃料体及び固定吸収体の部分装荷状態</p>	(削る)	<p data-bbox="1839 229 2042 416">部分装荷時の影響評価の全体概要を記載することにしたため、詳細な内容については、別添1-1に移動する。</p>

変更箇所	補正前	補正後	理由
	 <p>衝突要素</p> <p>Gap</p> <p>Impact stiffness</p> <p>Impact damping</p> <p>Pads</p> <p>燃料体等多質点-はりモデルにより模擬</p> <p>燃料体等の解析モデル</p> <p>模擬体を装荷しない箇所の解析モデル修正イメージ</p> <p>第5図 解析モデルの概念図</p>	<p>(削る)</p>	<p>部分装荷時の影響評価の全体概要を記載することにしたため、詳細な内容については、別添1-1に移動する。</p>

第 1 表 部分装荷による影響評価一覧

				【影響】			
模擬燃料体の部分装荷	安全性への影響	事故評価への影響	燃料取扱事故/Na 漏えい事故/Ar ガス漏えい事故/臨界事故/冷却系機能喪失事故	部分装荷状態が既評価へ与える影響	A		
				部分装荷時における事故対応への影響	A		
			地震	部分装荷状態が既評価へ与える影響	C		
				部分装荷時における地震時の燃料体の取出しへの影響	A		
		津波/竜巻/火山噴火/火災/内部溢水	部分装荷状態が既評価へ与える影響	A			
			部分装荷時における災害時の燃料体の取出しへの影響	A			
		大規模損壊対応への影響					A
		燃料取扱機能への影響	炉心体系が変わることの影響	未装荷箇所空間が増えることの影響	隣接燃料体からの拘束面が減る影響	D	
					燃料体周囲の隙間が増大する影響	D	
				流量が変化する影響	B		
	地震時に跳び上がることの影響			他機器と干渉する可能性	D		
				燃料体頂部変位が大きくなる可能性	D		
	燃料交換設備への影響			燃料交換装置への影響	部分装荷状態が装置に与える影響	D	
			設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響		B		
			炉内中継装置、回転プラグ、炉内構造物、炉心上部機構、原子炉容器、保修用機器、計測制御系への影響	部分装荷状態が装置に与える影響	B		
				設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響	B		
	燃料取扱設備の操作への影響		計測制御系への影響	部分装荷状態が装置に与える影響	D		
		操作手順への影響		D			
		自動制御ソフトへの影響	操作員への影響	D			
			操作手順プログラムの影響	D			
プログラム変更誤りのリスク	D						
冷却機能への影響	炉心燃料への影響	炉心流量変化による影響	未装荷領域に冷却材が多く流れ、燃料装荷領域の流量が減ることの影響	A			
			除熱機能喪失（電源喪失）による影響	A			
ナトリウム内包機器等への影響	空気との直接接点防止への影響	隔壁(バウダリ)への影響	A				
		カバーガスへの影響	A				
	ナトリウム凍結防止への影響	保温材/予熱設備への影響	B				
		入熱機能喪失（電源喪失）による影響	B				
	ナトリウム漏えい対策への影響	ナトリウム漏えい対策設備への影響	A				
		放射性物質浄化機能への影響	A				
放射性物質内包機器等への影響	放射性物質拡散防止への影響	ナトリウム漏えい対策設備への影響	A				
		放射性物質浄化機能への影響	A				
	放射線遮蔽への影響	炉心からの放射線遮蔽への影響	A				
		使用済燃料からの放射線遮蔽への影響	A				
放射性廃棄物の処分への影響	燃料処理貯蔵設備への影響	燃料処理設備(燃料洗浄設備等)への影響	部分装荷が設備に与える影響	B			
			設備故障が部分装荷時の燃料体の取出し作業に与える影響	B			
	放射性廃棄物処分への影響	E					

【凡例】
 A:原子炉施設の安全性の観点から影響ない
 B:燃料体の取出しの観点から影響ない
 C:原子炉施設の安全性の観点で確認が必要
 D:燃料体の取出しの観点で確認が必要
 E:廃棄物が低減される

別添 1-1 部分装荷時における影響評価（詳細）

目 次

1. 評価の目的	本-1
2. 部分装荷における評価事項の体系的整理	本-1
2.1 影響要因の網羅的抽出	本-1
2.2 評価すべき事項の整理	本-3
3. 炉心燃料体の群振動解析コードの適用性	本-6
3.1 解析コードの概要	本-6
3.2 解析コードの適用性	本-7
3.3 解析コードの適用限界と開発課題	本-9
3.4 まとめ	本-11
4. 模擬燃料体の部分装荷による影響評価	本-12
4.1 地震時の影響	本-12
4.1.1 炉心への影響	本-12
4.1.2 燃料体の跳び上がりによる燃料体への影響	本-17
4.1.3 燃料体の跳び上がりによる燃料取扱い機能への影響	本-19
4.2 部分装荷による冷却材流量配分変更の影響	本-20
4.2.1 冷却機能喪失時の燃料体への影響	本-21
4.2.2 炉心流量が変化することによる影響	本-24
4.2.3 冷却材循環流量増加の影響	本-28
4.3 燃料取出しへの影響	本-29
4.3.1 燃料体頂部変位への影響	本-29

4.3.2	操作性への影響	本-31
4.4	その他の影響	本-32
4.4.1	ナトリウム内包機器及びナトリウム漏えい対策への影響	本-32
4.4.2	放射性物質内包機器等への影響	本-32
4.4.3	放射性廃棄物の処理処分への影響	本-33
4.4.4	事故評価等への影響	本-33
4.4.5	異常時対応への影響	本-33
5.	燃料体の取出しができない事態への対応	本-33
6.	まとめ	本-35
7.	総合評価	本-37
8.	参考文献	本-38

表

第 2.2-1 表	部分装荷による影響評価一覧	・・・・・・・・・・・・・・・・	本-39
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	・・・・・・・・	本-40
第 4.1.1-1 表	炉心群振動解析に用いた主な解析パラメータ一覧	・・・・	本-41
第 4.1.1-2 表	炉心群振動解析に基づく評価結果一覧	・・・・・・・・	本-41
第 4.1.1-3 表	燃料体跳び上がり量解析結果と		
	耐震バックチェック評価との比較	・・・・	本-42
第 4.1.2-1 表	燃料体の炉心支持板着床時の		
	衝突荷重と座屈荷重との比較	・・・・	本-42
第 4.1.3-1 表	燃料体が跳び上がった場合の影響整理	・・・・・・・・	本-43
第 4.2.2-1 表	燃料交換時の流量配分（設計評価）	・・・・・・・・	本-43
第 4.3.1-1 表	燃料体の傾きによる燃料体ハンドリングヘッド		
	とグリッパのずれ評価	・・・・・・・・	本-43

図

第 1-1 図	もんじゅ燃料体等の装荷状態及び支持構造	本-44
第 3.1-1 図	炉心燃料体の群振動解析モデル	本-45
第 3.1-2 図	炉心群振動解析で考慮する荷重	本-46
第 3.2-1 図	段階を踏んだ炉心群振動解析コードの開発	本-47
第 3.2-2 図	水平加振による跳び上がり量の低減効果 : 単体試験	本-47
第 3.2-3 図	流路網流体力による衝突荷重の低減効果 : 37 体群体系試験	本-48
第 3.2-4 図	内部流れによる跳び上がり量の増加効果 : 37 体群体系試験	本-48
第 3.2-5 図	最外周付近で水平方向の衝突荷重が増大する 列配置の効果 : 32 体列体系試験	本-49
第 3.2-6 図	多数体系試験における水平変位評価 : 313 体多数体系試験	本-50
第 3.2-7 図	多数体系試験における跳び上がり量評価 : 313 体多数体系試験	本-51
第 4.1.1-1 図	群振動解析評価対象の炉心構成 (燃料体取出し完了時)	本-52
第 4.1.1-2 図	地震動から各応答解析を経て 3 次元炉心群振動解析に至るまでの流れ	本-52
第 4.1.1-3 図	炉心群振動評価に用いる地震動の応答スペクトル	本-53
第 4.1.1-4 図	評価に用いる地震動の時刻歴波形	本-54
第 4.1.1-5 図	炉心支持板の加速度応答時刻歴波形(1)	本-55

第 4.1.1-6 図	炉心支持板の加速度応答時刻歴波形(2)	本-56
第 4.1.1-7 図	建物の地震応答解析モデル	本-57
第 4.1.1-8 図	原子炉構造の水平方向地震応答解析モデル	本-58
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	本-59
第 4.1.1-10 図	模擬燃料体非装荷箇所モデル	本-60
第 4.1.2-1 図	燃料体の落下モデル	本-60
第 4.1.2-2 図	燃料体の構造概要と座屈評価モデル	本-61
第 4.1.3-1 図	原子炉容器廻り及び燃料体の概要	本-62
第 4.1.3-2 図	炉心構成要素の跳び上がり量評価結果	本-63
第 4.2.1-1 図	冷却機能喪失時の除熱評価条件の想定	本-64
第 4.2.1-2 図	原子炉容器からの放熱モデル	本-64
第 4.2.1-3 図	原子炉容器内部の熱伝導モデル	本-65
第 4.2.1-4 図	冷却機能喪失時の温度評価結果	本-66
第 4.2.2-1 図	もんじゅの炉心構成と流量配分	本-67
第 4.3.1-1 図	空間への倒れ込みを想定した燃料体頂部の移動量	本-68
第 4.3.1-2 図	燃料体の傾きによる燃料体頂部の移動量	本-68
第 4.3.1-3 図	グリッパと燃料体ハンドリングヘッドとの関係	本-69
第 5-1 図	燃料体取出しができない場合の対応	本-70
第 5-2 図	燃料体回収のためのアクセスルート確保	本-70
第 5-3 図	パンタグラフアームの収納不能事象対応	本-71
第 5-4 図	燃料体の収納不能事象対応	本-71
第 5-5 図	燃料交換装置本体の昇降不能事象対応	本-72
第 5-6 図	ホールダウンアームの動作不能事象対応	本-72

1. 評価の目的

廃止措置段階の燃料体取出し作業において、放射性廃棄物発生量の削減、作業プロセスの削減、将来の模擬燃料体取出し・洗浄期間の短縮を図ることを目的に、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、模擬燃料体等を装荷しない（以下「部分装荷」という。）。

もんじゅの燃料体は、炉心支持板の連結管に差し込まれ自立しており、6体の隣り合う燃料体によってパッド部を介して互いに支え合い炉心体系を維持する。もんじゅ燃料体等の装荷状態及び支持構造を第 1-1 図に示す。部分装荷では、内側炉心部、外側炉心部及びブランケット燃料装荷部において、隣り合う模擬燃料体 6体のうち 3体が装荷されていない状態となる。部分装荷は当初設計では想定していない炉心体系となることから、安全性（止める、冷やす、閉じ込める）及び燃料を安全に取扱う機能に与える影響の観点から、影響の有無と影響の程度を確認する。

2. 部分装荷における評価事項の体系的整理

2.1 影響要因の網羅的抽出

部分装荷を設備的に見れば、炉心部に模擬燃料体が装荷されない空間部が生じ、当初の設計想定とは異なった炉心体系となり、また、模擬燃料体同士の相互支持面が 6面から 3面に減少する。この影響がどこに顕れてくるか網羅的に把握するため、以下の視点から影響を与える可能性がある項目を抽出・整理し、抽出された個々の項目に対し、部分装荷による影響の有無を定性的に評価する。また、必要な場合は定量的評価を加え、その程度を確認する。

(1)原子炉施設の安全性への影響

「高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画認可申請

書」（平成30年3月28日付け認可）（以下「既認可申請書」という。）の添付書類四に「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、影響に関する説明書」に記載された評価結果が、部分装荷とすることで影響を受けるか否かを確認する。

(2)燃料取扱い機能への影響

部分装荷によって模擬燃料体の未装荷箇所が空間となり、燃料体頂部の移動可能空間が広がる。これによって燃料取扱設備の燃料取扱い機能に影響を与えるか否か、燃料取扱設備の操作性に影響を与えるか否か、燃料体の取扱いに関係する設備に影響を与えるか否かを確認する。

(3)冷却機能への影響

部分装荷によって模擬燃料体の未装荷箇所が空間となり、炉心を流れる冷却材の流量配分が変わる。これによる冷却機能への影響及び循環流量が変化することによる設備への影響を確認する。

(4)ナトリウム内包機器等への影響

ナトリウム漏えい事故防止の観点から、部分装荷において、ナトリウム漏えいやカバーガス漏えいに与える影響の有無、また、ナトリウム漏えい対策設備への影響の有無を確認する。

(5)放射性物質内包機器等への影響

放射線防護の観点から、部分装荷において放射性物質の閉じ込め及び拡散防止機能や遮へい機能に与える影響の有無を確認する。

(6)廃棄物の処理・処分への影響

廃棄物発生量低減の観点から、廃棄物処理・処分への影響を確認する。

2.2 評価すべき事項の整理

前述の視点から抽出した影響評価項目を整理し、その概要を第 2.2-1 表に示す。部分装荷の影響を体系的、網羅的検討すると、詳細に確認すべき項目は以下のように整理される。

(1)安全評価上の確認事項

「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の観点から、詳細に評価すべき事項を整理すると、次のように整理される。

「止める」機能に関しては、2017年4月時点で、炉心部の燃料体12体を取り出せば、制御棒を全数引き抜いても臨界にならないと評価されている。部分装荷開始時点で炉心燃料体は198体中132体が炉心から取り出されており、制御棒を全数引き抜いても臨界に至ることはなく、「止める」機能に関してはこれ以上の評価は必要ない。

「冷やす」機能に関しては、既認可申請書添付書類四の中で、保守的な条件の下、冷却機能喪失時の燃料被ふく管の肉厚中心温度を評価し、定格運転時の熱的制限温度675℃を超えないことを確認している。部分装荷開始時点で炉心に残る燃料体数も減っており、炉心全体の崩壊熱は約1/3に低下している。冷却機能を喪失しても燃料被ふく管肉厚中心温度は下がる方向となる。一方、冷却材流量は、部分装荷となることから、模擬燃料体が装荷されない部分の冷却材流量が増え、燃料装荷部を流れる冷却材流量が減る。「冷やす」機能に関しては、部分装荷の影響を受けることから、定量的評価を実施し、冷却機能へ与える影響程度を確認する。また、燃料体が冷却される前提は、炉心体系が維持され、冷却材の流路が確保されることが前提となる。地震時において炉心体系が維持されることの確認も必要である。

「閉じ込める」機能に関しては、燃料体が保有する放射性ガス

の放射能濃度は十分減衰しており、かつ原子炉容器や燃料取交換装置や燃料出入設備の耐震安全性は既認可申請書で確認されている。また、部分装荷では、原子炉容器や燃料交換装置のバウンダリに変更を加えることもない。従って、炉心の燃料体が原子炉容器内で損傷しても、容器の閉じ込め機能は維持されており、周辺公衆に対する放射線被ばくのリスクは小さい。しかしながら、部分装荷状態では燃料体を支え合う周囲の燃料体の数が 6 体から 3 体に減り、燃料体頂部の移動可能空間も広がることから、全装荷状態とは耐震性の評価条件が異なってくる。廃止措置を安全に進めるためには、燃料体の健全性確保が重要であり、炉心体系の維持、放射性物質の閉じ込めの観点から、地震時における炉心の群振動挙動を評価し、燃料体の健全性を確認する。

(2)燃料取扱い機能維持上の確認事項

高速炉では燃料が不透明なナトリウム中にあり、視認のできない状況下で、計算機を利用した自動運転にて原子炉から燃料体等を取り出す。もんじゅの燃料交換装置は、「単回転プラグ/パンタグラフ型/固定アーム」方式を採用している。具体的には、回転プラグの回転と、その中心に対して偏心して据え付けた燃料交換装置本体から張り出したアームの旋回により、アームの先に設けた燃料体等をつかむためのグリッパを、炉内の任意の場所に位置決めする。

燃料体等の頂部位置は、機器据付時及び総合機能試験時において計測されており、その計測位置と、設備側の位置決め精度とを考慮し、燃料交換時における回転プラグの回転角度と燃料交換装置本体アームの旋回角度を、あらかじめ計算機ソフト上に登録している。

部分装荷では、燃料体頂部の移動可能空間が広がることから、

燃料体頂部と燃料交換装置グリッパとの偏心量が大きくなり、グリッパのつかみ動作に影響を与える可能性がある。部分装荷状態における燃料体頂部の移動量を評価し、燃料取扱い機能に影響を与えないことを確認する。

同様に、地震に対しても、炉心体系が維持され、地震後も燃料体頂部の過大な偏心がないことが重要である。地震時の燃料体の健全性は耐震性評価の中で確認する。また、地震時には燃料体が跳び上がる。その跳び上がり量を評価し、燃料体同士のパッド部外れ等が発生することがなく、燃料交換装置の燃料体へアクセス性に影響を与えないことを確認する。

部分装荷状態では、模擬燃料体未装荷箇所での冷却材流量が増えるだけでなく、炉心全体の流動抵抗も減少する。この結果、1次主冷却系の冷却材循環流量も増えるが、このような流量変化を評価し、流量変化が燃料取扱い機能及び関係する設備に影響を与えないことを確認する。

部分装荷では、燃料体を取り出した後に模擬燃料体を装荷しない。このため、模擬燃料体全装荷時の操作手順が変わり、また制御ソフトの変更も必要となる。この影響を定性的に評価し、燃料体の取出しに影響を与えないことを確認する。

(3)まとめ

炉心体系の維持は、「冷やす」機能、「閉じ込める」機能だけでなく、燃料取扱い機能確保にも影響する。すなわち、冷却材の流路確保は、燃料被ふく管の損傷を防止し、放射性物質の閉じ込め機能を維持する。また、燃料装荷位置の変動は燃料交換装置の燃料体へのアクセス性やグリッパの接続動作に影響を与える。

炉心体系の維持に対しては、炉心燃料体が振動する地震の影響が大きく、過去の耐震安全性評価においても燃料体の健全性を

確認し、炉心体系が維持されることを確認している。部分装荷では、模擬燃料体未装荷箇所が空間となり、地震時に燃料体頂部の移動可能空間が拡がり、全装荷状態と比較し燃料体の振動が大きくなることが予想される。このような状況を踏まえて、初めに地震時の炉心群振動挙動を評価し、燃料体の健全性を確認し、炉心体系が維持されることを確認する。

3. 炉心燃料体の群振動解析コードの適用性

部分装荷では、地震時の炉心群振動挙動を評価し、燃料体の放射性物質の閉じ込め機能や、設備の燃料取出し機能に影響を与えないことを確認しておくことが重要となる。部分装荷状態における地震時の炉心燃料体の振動挙動は、次期高速炉向けに開発された3次元炉心群振動解析コード REVIAN-3D^[1] ver8.0 を使用して評価する。この解析コードの概要と適用性について説明する。

3.1 解析コードの概要

高速炉の炉心は多数の燃料集合体等の炉心構成要素で構成されており、地震時には、炉心構成要素は地震動により他の炉心構成要素や炉心支持構造物と衝突しながら水平方向に変位し、炉心支持板の上下動によって上方に跳び上がり、落下する。また、炉心構成要素は流体中に密に設置されるため、流体を介して隣接する炉心構成要素の振動の影響を受ける。炉心群振動解析コード REVIAN-3D は、多数の炉心構成要素に衝突や流体力が作用する複雑な群振動挙動を3次元で評価するために作成された解析コードである。

解析コードでは、運動方程式をモーダル解析の手法を取り入れた時刻歴応答解析により、時々刻々の炉心構成要素の挙動を計算する。解析モデルは、各炉心構成要素を多質点系モデルとし、炉心

構成要素の運動は、XYZ3 方向の変位、及び重心点廻りの回転 2 方向 (XY) を考慮し、鉛直軸廻り (Z 軸廻り) の回転は考慮していない (回転しない)。また、炉心構成要素の振動による水平方向の弾性変形は 3 次モードまでを考慮する。燃料体はエントランスノズルが炉心支持板の連結管に差し込まれ 2 箇所の嵌合部で支持され自立している。このため、エントランスノズルの上部及び下部で支持された梁として固有振動モードを算定する。隣接燃料体との衝突の影響は、継続時間が数ミリ秒程度と短いことから、振動モードへの影響は考慮しない。また、隣接燃料体パッド部、エントランスノズル嵌合部の衝突は燃料体を多質点の梁モデルとして解析し、その結果を一般力と回転モーメントに置き換え、REVIAN-3D の運動方程式の外力として組み込む。解析で考慮する荷重は、①パッド間における衝突荷重及び摩擦力、②エントランスノズル-連結管における衝突荷重及び摩擦力、③球面座-連結管における衝突荷重、④炉心支持板の振動による加振力、⑤流路網による流体力、⑥流体排除質量による流体力、⑦炉心構成要素内部流れによる流体力、⑧浮力、⑨自重である。なお、燃料取出し中は定格運転時に比較して炉心構成要素内部を流れる流量は 1/10 以下と小さいことから、内部流れによる流体力はゼロとしている。炉心燃料体の群振動解析モデルを第 3.1-1 図に、炉心群振動解析で考慮する荷重を第 3.1-2 図に示す。

3.2 解析コードの適用性

REVIAN-3D の開発は、燃料体単体の試験結果と解析結果の比較から開発に着手し、段階的に燃料体数を増やして試験体系を拡大し、解析コードの開発を進めてきた。試験は 4 つの体系、①実寸単体、②37 体群体系、③18 体及び 32 体列体系、④127 体及び 313 体

多数体系、で試験を実施し、試験結果と解析結果とを比較することによってコードの妥当性を確認するとともに、適宜計算モデルに修正を加え、解析コードの信頼性を確保してきた。段階を踏んで開発を進めたコード開発全体の流れを第 3.2-1 図に、試験の変遷と取得したデータの概要を第 3.2-1 表に示す。なお、37 体群体系試験は、試験体の重量が約 185kg と、もんじゅの炉心燃料体の重量約 180kg と同等であり、もんじゅ相当の試験となっている。

計算（数理）モデル検証の観点では、①自由落下時の挙動を理論解と比較し、解析刻み時間を衝突固有値の 1000 倍程度とすることで、理論解に対し $\pm 1\%$ 程度の誤差で解析が可能となること、②自由落下時の跳び上がり挙動を理論解と比較し、自由落下後の衝突による跳び上がり高さ、滞空時間をほぼ 100%再現すること、③自由落下時の摩擦の効果（摩擦力の効果（摩擦力が大きい場合は燃料体が静止し、摩擦力が小さい場合は理論値通り滑ること））、④流体連成現象（流路網流体力）のモデルは、文献^[2]に示される 2 次元モデル解と同等の結果となること、等を確認している。また、⑤解析に組み込まれる数式の定数は、実験によって得られた値を使用している。

試験で確認された群振動挙動の特徴は、第 3.2-2 図～第 3.2-5 図に示すように、①水平加振により跳び上がり量が低減すること、②流路網の流体力により衝突荷重が低減すること、③内部流体により跳び上がりが増加すること、④最外周付近で水平方向の衝突荷重が増大する列配列の効果、等であり、解析コードによってこれらの特徴を概ね再現できている。燃料体の跳び上がりは、炉心支持板との衝突現象であり、解析により挙動を時刻歴で再現することは限界があるが、最大跳び上がり量に関しては一定の精度で評価することは可能である。もんじゅ相当の試験となる 37 体群体系試験

の場合、解析は 0～30% の評価精度であり、解析は最大跳び上がり量を概ね再現する。

燃料体数を 313 体に増やした多数体系の試験では、第 3.2-6 図に示すように、燃料体の水平方向変位は試験と解析で、時刻歴挙動及び振幅の最大値が概ね一致することを確認している。一方、燃料体の跳び上がり量は、第 3.2-7 図に示すように、水平方向の加振を加えることで、跳び上がり量が抑制されること、解析値は試験結果に比べ大き目に評価することを確認している。多数体系の試験では試験体の鉛直軸廻り（Z 軸廻り）の回転によって、隣接する燃料体と接触し、その摩擦力が作用して跳び上がり量を抑制する効果が表れているものと考察される。

上記に示したように、3 次元炉心群振動解析コード REVIAN-3D は段階的に開発を進めてきたコードであり、開発の各段階において計算モデルの検証を行い、解析コードの信頼性を確保している。また、試験結果と解析結果とを比較することで、解析コードの妥当性確認を行い、解析結果は試験結果を概ね再現できることから、部分装荷における炉心群振動評価に適用する。

3.3 解析コードの適用限界と開発課題

(1) 解析コードの適用限界

炉心群振動は、多数体の複数箇所による衝突・ガタなどの非線形性を多く含む現象のため、個々の集合体の時刻歴挙動を完全に再現することは限界がある。一方で、評価の対象となる水平方向の時刻歴変位挙動、跳び上がり量の最大値、衝突荷重の最大値については、ある一定の精度^{注1}で評価が可能であることを確認している。また、本解析の適用範囲は、燃料体の跳び上がりにおいて、燃料体のパッド部が外れない程度、もしくは、一部の炉心構

成要素がパッド外れを生じる跳び上がり量（～数十 mm）まで、水平方向の振動に対しては、炉心構成要素が弾性挙動を示す範囲までである。

注 1：跳び上がり量最大値は±20～30%程度の誤差、衝突荷重最大値は大き目に評価、水平方向最大変位量は外側が炉心支持枠で拘束されることからほぼ一致

(2)解析コードの開発課題

本解析コードの適用範囲において、水平変位、衝突荷重を算出する場合、炉心群振動解析手法に対し開発過程で把握した技術的な課題はほぼ解決済みである。しかしながら、本解析コードを許認可用に使用する場合、次の開発課題が残る。

解析パラメータには、衝突パラメータ（衝突剛性、減衰）、嵌合部ギャップ、流体力、摩擦係数、物性値など多くのパラメータがあるが、評価値^{注2}ごとにパラメータが保守的となる方向が異なる。試験結果と解析結果との比較によって、解析値は一定程度の保守性を有していることは確認されているものの、許認可用に解析コードを使用するためには、評価の目的に合わせて適切な保守性を確保するパラメータ設定が必要となる。これには、各パラメータがもつ影響度合い（感度）を確認するための感度解析を実施し、保守側（安全側）の解析結果が得られるよう、安全余裕などを考慮した適切なパラメータの組み合わせを示す必要がある。感度解析を実施し、評価目的に応じた保守性を確保するパラメータ設定を定量的に明らかにすることが課題である。

注 2：炉心群振動解析による評価値には、水平方向変位量、跳び上がり量、パッド部衝突荷重などがある。

また、燃料体数を 313 体とした多数体系の試験では、第 3.2-7 図に示したように、解析が燃料体の跳び上がり量を大き目に評価

する。この要因は、解析では燃料体の鉛直軸廻りの回転を考慮していないことから、隣接試験体との接触による摩擦力の作用が考慮されず、試験と解析の間で差が出たものと考察されている。多数体系の試験を、実規模スケールで実施することは振動台の制約上難しく、解析値が定量的にどの程度の保守性を有した評価となっているか試験で実証することは難しい。跳び上がり量を精度よく評価する要求が出た場合は、解析モデルに燃料体の回転の効果を組み込む、あるいは跳び上がり量評価に着目した試験を実施する対応が必要となる。

3.4 まとめ

炉心群振動解析コード REVIAN-3D は、次期高速炉に向け開発された 3 次元で炉心の群振動挙動を解析するコードである。開発過程でコードの検証と妥当性確認が行われ、炉心の群振動挙動を概ね再現できている。燃料体の跳び上がりに関しては、もんじゅ相当の 37 体群体系試験において、試験結果と解析値とを比較すると、最大跳び上がり量を 0～30% の精度で評価する。また、パッド部外れがない状況においては、水平方向の最大変位は試験結果とほぼ一致し、衝突荷重最大値は大き目に評価する。

解析コードによる評価値が、保守性をどの程度有するか定量的に明確になっていないものの、炉心の群振動挙動を概ね再現できていることから、評価値に不確かさが残ることを考慮した上で、REVIAN-3D を部分装荷における炉心群振動評価に適用する。

4. 模擬燃料体の部分装荷による影響評価

4.1 地震時の影響

地震の影響は、燃料体の健全性、燃料取扱い機能の両方に影響を与える。地震による影響評価は、まず、炉心の燃料体及び炉心体系維持に与える影響を評価し、炉心の安全性を確認する。その上で、燃料体の跳び上がりが燃料体に与える影響、燃料取扱い機能に与える影響を確認する。

4.1.1 炉心への影響

(1) 評価の目的

地震時の炉心の群振動挙動を評価し、地震発生時の炉心等への影響を確認する。具体的には、水平方向の振動によって燃料体同士が衝突し、パッド部に発生する衝突荷重、エントランスノズル付け根部に発生する曲げ応力、鉛直方向の振動により発生する燃料体の跳び上がり量を評価し、「冷やす」、「閉じ込める」に係る安全機能が確保されことを確認する。

(2) 評価の方法

3次元炉心群振動解析コード **REVIAN-3D ver8.0** をもんじゅ体系に適用して、部分装荷時の炉心の群振動挙動を評価する。評価対象は、模擬燃料体を装荷しない箇所が最も多く、模擬燃料体の変位が最大となる燃料体取出し完了時の配置とする。また、3.1項の解析コードの概要でも述べたが、燃料取出し中に炉心構成要素内部を流れる流量は定格運転時の1/10以下と小さいことから、内部を流れる流体力はゼロとしている。評価対象とする炉心構成を第4.1.1-1図に示す。また、地震動から炉心の群振動解析の入力となる炉心支持板の加速度時刻歴応答を算出するまでの流れを第4.1.1-2図に示す。

評価に用いる地震動は、耐震バックチェック時に策定した基準地震動 Ss-D（水平方向、鉛直方向）と近隣の軽水炉の基準地震動を参考に策定した地震動（水平方向、鉛直方向）の2組を用いる。評価に用いる地震動の応答スペクトルを第 4.1.1-3 図に、加速度時刻歴波形を第 4.1.1-4 図に示す。これらの地震動を、建物の地震応答解析モデルの基礎底面に入力し、建物の地震応答を求める。求めた建物床位置の地震応答を原子炉容器の解析モデルに入力し炉心支持板の地震応答を求め、炉心の群振動解析モデルの炉心支持板相当位置に入力する。炉心支持板の加速度応答時刻歴波形を第 4.1.1-5 図及び第 4.1.1-6 図に示す。

建物の水平方向の地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を基礎版底面の水平及び回転地盤ばねにより考慮した剛基礎を共有する並列多質点系の曲げせん断型モデルである。また、鉛直方向の地震応答解析モデルは、地盤を鉛直ばねで表し、耐震壁の軸剛性評価した軸ばねにより各質点を連結した並列多質点系モデルである。建物の地震応答解析モデルを第 4.1.1-7 図に示す。

原子炉構造には、機器が据え付けられる建物床面の震動が伝わる。第 4.1.1-2 図に示したように原子炉容器は、原子炉建物内部コンクリートの床面（ペDESTAL）に据え付けられ、地震時の水平方向の震動は下部支持構造によって拘束する設計である。ただし、熱膨張を考慮して鉛直方向の原子炉容器の移動は拘束しない。

原子炉構造の地震応答解析モデルを地震動の伝達経路と合わせ、第 4.1.1-8 図（水平方向）及び第 4.1.1-9 図（鉛直方向）に示す。水平方向の原子炉構造の地震応答解析モデルは、内部コンクリートと原子炉構造とを連成させた多質点はりモデルであり、ペDESTALの地震応答を含め原子炉構造の地震応答が評価される。

入力地震動は建物基礎版の水平方向の床応答を用いる。

鉛直方向の原子炉構造の地震応答解析モデルは、流体連成を考慮した2次元軸対象モデルであり、構造はシェルモデル要素、ナトリウムは流体要素でモデル化している。下部支持構造が鉛直方向の移動を拘束しない設計のため地震動の伝達経路はペDESTAL部からとなる。入力地震動は第4.1.1-7図に示す内部コンクリート EL.36.55m 位置⑤質点の鉛直方向の床応答を用いる。

炉心の群振動解析では、燃料体を質量と剛性を考慮した多質点系でモデル化し、衝突が発生するパッド部やエントランスノズル部には衝突要素（衝突剛性、衝突減衰、ギャップ）を設定している。これら解析モデルに用いる定数（解析パラメータ）は、もんじゅの燃料体に合わせたパラメータを採用し、ナトリウムの温度及び構造物の温度は200℃としている。解析に用いる主な解析パラメータを第4.1.1-1表に示す。また、第4.1.1-10図に示すように、部分装荷により模擬燃料体を装荷しない箇所の燃料体は除去してモデル化する。

(3) 評価の対象

安全機能への影響を考えた場合、燃料体が大きく変形せず、炉心体系が維持されることの確認が基本となる。すなわち、地震時においても、燃料体が損傷せず、冷却材の流路が確保され、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることである。また、炉心体系が維持されない場合は、燃料取扱い機能にも影響を与える。

炉心群振動解析では、燃料体の健全性を確認するため、設計時点の知見に鑑み、相対的に発生値が高くなった、パッド部の衝突荷重及びエントランスノズル付け根部の曲げ応力を評価対象とする。また、鉛直方向の地震動によって燃料体が跳び上がることから、燃料体の跳び上がり量を評価対象とし、炉心体系維持の観

点からパッド部外れが発生しないことを確認する。

(4) 評価結果

パッド部の最大衝突荷重、エントランスノズル付け根部最大曲げ応力、燃料体の最大跳び上がり量を第 4.1.1-2 表に示す。パッド部の衝突荷重、エントランスノズル付け根部曲げ応力は、いずれも評価基準値以下であり、水平方向の震動で燃料体が大きく変形することはない。燃料体の健全性及び燃料取扱機能は維持される。また、燃料体の最大跳び上がり量は 20mm 程度であり、燃料体のパッド部外れも発生せず、炉心体系は維持される。

なお、燃料体の跳び上がり量の評価基準値は、炉心体系の維持という観点では、燃料体のパッド外れが生じる 45mm となるが、他設備との干渉回避の条件が厳しいことから、燃料体頂部と燃料交換装置のグリッパ案内筒底面までの距離 40mm とした。詳細は 4.1.3 項で説明する。

(5) 燃料体跳び上がり量評価値の妥当性

3次元炉心群振動解析にて評価した部分装荷時の跳び上がり量について、類似試験結果との比較を行うことで、部分装荷の解析結果が概ね妥当であることを確認する。平成 21 年度の耐震バックチェックの際に実施したもんじゅ燃料集合体の模擬集合体を用いた単体の振動試験を比較対象に用いる。

この振動試験では、炉心構成要素の跳び上がり量を確認するため、もんじゅの炉心燃料集合体と連結管を実寸で模擬した試験体を用い、地震動は S2 地震動を係数倍した地震波を使用した。燃料体の跳び上がり量について、部分装荷の解析結果、耐震バックチェック時に模擬燃料集合体を用いて実施した試験結果、耐震バックチェック時の解析結果を比較し第 4.1.1-3 表に示す。

部分装荷の解析と耐震バックチェック時の振動試験では地震

波が異なるが、全て炉心支持板中央部の加速度応答を使用しているため卓越周波数は同等であり、最大加速度についても同等レベルである。よって、地震波による跳び上がり量へ与える影響は小さいとみられる。なお、37体群体系試験では、模擬地震波ではなく正弦波を振動台に入力し、燃料体の跳び上がり量について試験結果と解析値の比較を行っている。

耐震バックチェック時の振動試験結果と解析結果は、最大跳び上がり量が40mm前後となっているのに対し、部分装荷の解析結果は20mm未満と約半分程度となっている。

燃料体の跳び上がりは、炉心支持板と燃料体の衝突によって発生する。衝突後の燃料体は、周囲からの干渉の影響等を除けば、概ね等加速度運動となるため、衝突直後の速度を用いると、跳び上がり高さは簡易的に以下の式で計算できる。

$$h = \frac{V^2}{2g'} \quad (4.1.1-1)$$

h：跳び上がり高さ

V：衝突直後の速度

g'：見かけの重力加速度

廃止措置段階では、1次主循環ポンプは主モータが停止し、ポニーモータ運転である。このため炉心を流れる流量は定格運転時の1/10以下と大きく低下し、冷却材が燃料体内を流れることにより作用する上向き流体力も大きく低減する。この結果、燃料体に作用する見かけの重力加速度が、0.5G程度から0.9G程度と大きくなる。

前記(4.1.1-1)式より、跳び上がり量は見かけの重力加速度に概ね反比例する。耐震バックチェック時の見かけの重力加速度と部分装荷の解析における見かけの重力加速度の比は、 $0.5/0.9 =$

0.55 倍であり、この程度跳び上がり量が低下すると概算される。

0.55 倍は、跳び上がり量の比較対象との比率：0.42 倍（17/41）～ 0.45 倍（17/38）と概ね整合しており、解析結果は妥当な値を算定しているものと推察される。

なお、部分装荷の解析結果と振動試験結果との比率：0.42 倍は、耐震バックチェックから推定される値：0.55 倍より若干小さくなっている。この要因は、比較した振動試験との水平方向の拘束条件の違いが考えられる。振動試験では燃料体頂部の水平変位を 5mm に制限しているのに対し、部分装荷の解析は 20mm～40mm 程度の頂部水平変位が生じる条件で評価している。部分装荷の解析による頂部変位は、試験に比べてエントランスノズル部の干渉（水平加振による跳び上がり抑制効果を生じさせる主要因）が働きやすく、跳び上がりを抑制する方向に作用する。よって、見かけの重力加速度から推定される比率より小さくなることは物理的に整合性があり、部分装荷の解析結果は妥当と推察される。

4.1.2 燃料体の跳び上がりによる燃料体への影響

(1) 評価の目的

4.1.1 項に示した炉心の群振動解析によって、水平方向地震の揺れに対する燃料体の健全性が確認されている。一方、鉛直方向による震動により、燃料体が最大 20mm 程度跳び上がることが確認されている。この場合、燃料体が炉心支持板着床時に炉心支持板と衝突し、その反力として燃料体の鉛直方向には衝突荷重が発生する。この衝突荷重により燃料体のラッパ管及び燃料被ふく管への影響を評価し、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認する。

(2) 評価の方法

燃料体が跳び上がり、炉心支持板上に落下すると連結管の受面に衝突し、衝突荷重が発生する。この時発生する衝突荷重 P を、燃料体エントランスノズル部の球面座を定数 κ のバネと見做し、高さ h から質量 m の燃料体が落下すると考えて概算する。燃料体の落下モデルを第 4.1.2-1 図に示す。落下燃料体の位置エネルギーとバネ部に蓄えられる全ひずみエネルギーを等しいとすれば、ひずみ量を u 、重力加速度を g とし、以下の関係が成り立つ。

$$u = \frac{mg}{\kappa} \left(1 + \sqrt{1 + \frac{2\kappa h}{mg}} \right) \quad (4.1.2-1)$$

衝突の際に発生する荷重 P は、バネ定数 κ とひずみ量 u の積となることから、衝突荷重 $P = \text{質量 } m \times \text{加速度 } \alpha$ とすれば衝突時の加速度 αG は、

$$\alpha = \frac{P}{mg} = 1 + \sqrt{1 + \frac{2\kappa h}{mg}} \quad (4.1.2-2)$$

となる。エントランスノズル部の球面座部のバネ定数 κ を $1.5 \times 10^8 \text{N/m}$ 、燃料体の質量 m を 180.7kg 、落下高さを 20mm とし、加速度 α を求めると $59G$ となり、炉心支持板着床時に $60G$ の加速度が発生するとして評価する。

このため、燃料体が炉心支持板上へ落下すると、燃料体には鉛直方向の力が働くが、鉛直方向の圧縮荷重が働くことで評価上厳しくなる座屈に着目し影響評価を行う。評価はラップ管と被ふく管について実施する。燃料体の構造概要と座屈評価モデルを第 4.1.2-2 図に示す。燃料体の全長は 4.2m であるが、肉厚の薄いラップ管部の長さ l は 2.946m であり、この部分の座屈評価を実施する。燃料被ふく管は、ワイヤスペーサで束ねられ、その外側からラップ管部によって拘束されている。燃料集合体全体としては剛性が高く集合体全体が座屈することは考えにくい。ワイヤスペ

一サ間の 1 スパン間：0.307m で局所的な座屈を評価する。

座屈の評価は以下に示すオイラーの座屈荷重 P_{cr} との比較によって行う。

$$P_{cr} = n\pi^2 \frac{EI}{l^2} \quad (4.1.2-3)$$

ここで、 n ：座屈係数、 E ：縦弾性係数、 I ：断面 2 次モーメント、 l ：柱の長さである。ラップ管の座屈は両端拘束条件とすれば $n=4$ となる。

ラップ管には、ラップ管、ハンドリングヘッド、上部遮へい体の合計重量 W_r ：37.7kg が加わるものとする。また、燃料要素 1 本の重量は 0.62 kg であるが、そのうち燃料材料重量 0.35 kg は下部端栓上に荷重が加わることから、燃料被ふく管に加わらない。燃料被ふく管には重量 W_p ：0.27kg が加わるものとする。

(3) 評価結果

評価結果を第 4.1.2-1 表に示す。オイラーの座屈荷重 P_{cr} と比較して、ラップ管及び燃料被ふく管に加わる衝突荷重は十分小さく、いずれも座屈損傷することはない。燃料体は放射性物質を「閉じ込める」機能を維持する。

4.1.3 燃料体の跳び上がりによる燃料取扱い機能への影響

地震時の燃料体の跳び上がり量に関しては、4.1.1 項に示した通りであるが、本項では燃料取出しへの影響という観点から評価する。原子炉容器廻りの機器と燃料体頂部の関係を第 4.1.3-1 図に示す。図には、燃料体が跳び上がった際に影響を受ける順に $L_v1 \sim L_v5$ と番号を記した。

燃料体が跳び上がった際、最初に影響を受けるのは、燃料交換装置ホールダウンアームのグリッパ案内筒である。この底面と

燃料体頂部の隙間は 40mm であり、燃料体が 40mm を超えて跳び上がると、燃料体頂部がグリッパ案内筒下面に衝突する。次に影響を受けるのは、燃料体上部パッド部である。45mm を超えて跳び上がると、パッド部同士の外れが発生し、跳び上がった燃料体が落ちてこない可能性が発生する。実験ではパッド部外れが発生しても、燃料体が元の位置に戻ることを確認しており、起こりにくい現象ではある。しかし、燃料体頂部が飛び出た状態になると、燃料交換装置グリッパの燃料体へのアクセス性が阻害され、燃料取出しに影響を与える。

燃料体が跳び上がった場合の影響を整理し、第 4.1.3-1 表に示す。地震時の燃料体の跳び上がり量評価は、燃料体だけでなく、燃料体以外の炉心構成要素についても実施している。その評価結果を第 4.1.3-2 図に示す。重量の重い中性子しゃへい体の跳び上がり量が、燃料体に比べ大きい傾向を示すが、燃料体の跳び上がり量が大きくなる基準地震動 Ss-D の場合でも、最大跳び上がり量は 20mm を超えない。

燃料体の最大跳び上がり量評価結果は、他の炉心構成要素も含め最大 20mm 程度であり、燃料交換装置を含めて他機器との干渉はない。また、燃料体同士のパッド部外れも発生しないことから、地震による燃料体の跳び上がりは燃料取扱い機能に影響を与えない。

4.2 部分装荷による冷却材流量配分変更の影響

部分装荷では、模擬燃料体の未装荷箇所が空間となり、炉心を通る冷却材の流量配分が変更となる。流量配分の変化に伴う冷却機能への影響を確認する。また、炉心部の流動抵抗が減ることから、冷却材の循環流量が増加する。冷却材循環流量増加による設備

への影響を確認する。

4.2.1 冷却機能喪失時の燃料体への影響

(1) 評価の目的

既認可申請書 添付書類四の中で、保守的な条件の下、冷却機能喪失時の燃料被ふく管の肉厚中心温度を評価し、定格運転時の熱的制限温度 675℃を超えないことを確認している。部分装荷開始時点で炉心に残る燃料体数は 1/3 に減っており、炉心全体の崩壊熱は約 1/3 に低下している。冷却機能を喪失しても燃料被ふく管肉厚中心温度は下がる方向となるが、その定量値は確認できていない。冷却機能が喪失する事象を想定し、燃料被ふく管肉厚中心温度の上昇がどの程度となるかを評価し、燃料体の健全性を確認する。

(2) 評価の方法

冷却機能が喪失する事象として、既認可申請書 添付書類四と同様に、1次主冷却系の除熱機能喪失に加え、原子炉容器室及び1次主冷却系室の窒素雰囲気調節装置の停止も想定する。原子炉の崩壊熱の伝熱経路は、燃料被ふく管肉厚中心温度が厳しくなるよう原子炉容器内から主冷却系窒素雰囲気調節装置室まで水平方向のみを考慮し、除熱源は確実に外気が導入できる部屋とする（第 4.2.1-1 図）。原子炉が保有する崩壊熱は、部分装荷開始時点を想定し 9.7kW、主冷却系窒素雰囲気室の雰囲気温度は外気の導入が可能なことを考慮し、40℃とする。

評価は1次元の熱伝導及び熱伝達により、径方向（水平方向）の熱平衡状態を計算し、燃料被ふく管肉厚中心温度を求める。具体的には、第 4.2.1-2 図に示すように、①1次主冷却系室からの放熱、②原子炉容器室からの放熱、③原子炉容器からの放熱、④

原子炉容器内部の熱伝導を考え、順に計算することによって燃料被ふく管肉厚中心温度を求める。温度依存性を考慮する物性値は、計算に使用する温度を 100 °C 単位として、評価結果が保守側となる値を選定する。

原子炉容器内において、ナトリウムの伝熱は自然対流を考慮せず、熱伝導で計算する。また、原子炉容器のナトリウム液位は、放熱面積が小さいほど除熱量が減ることから、1 次主冷却系からのナトリウム漏えいも考慮し、原子炉容器出口配管ノズル上端位置とする。

1 次主冷却系室から主冷却系室素雰囲気調節装置室への放熱、原子炉容器室から 1 次主冷却系室への放熱、即ち伝熱量 Q_n は、両室の雰囲気温度を T_n 、 T_{n+1} とし、壁の単位面積当たりの熱通過率を k_n 、壁面の面積を S_n とすれば以下の関係があり、この式より T_{15} から順次 T_{14} 、 T_{13} を求める。

$$T_n = T_{n+1} + Q_n / (S_n k_n) \quad (4.2.1-1)$$

伝熱量 Q_n を 9.7 kW、主冷却系室素雰囲気調節装置室 T_{15} を 40°C とし、1 次主冷却系室の雰囲気温度 T_{14} を求める。同様にして、原子炉容器室の雰囲気温度 T_{13} を求める。なお、壁の熱通過率 k_n は、構造材の熱伝導率 λ_n と厚さ d_n 、内面及び外面の熱伝達率 α_n から算定する。

原子炉容器内表面の温度 T_{12} は、原子炉容器室の雰囲気温度を T_{13} 、 Q_n を 9.7 kW として以下の関係がある。この式より温度 T_{12} を求める。

$$T_n = T_{n+1} + Q_n / K_n \quad (4.2.1-2)$$

ここで K_n は、原子炉容器から原子炉容器室雰囲気への放散熱係数であり、原子炉容器室雰囲気調節装置の運転実績から算定する。ただし、除熱量を評価した時の原子炉容器液面位置の違い、原子

炉及び原子炉容器廻り機器の放熱割合を考慮する。

原子炉容器内の熱伝導は、中心に評価用の仮想的な燃料ピンを置き、燃料被ふく管肉厚中心温度 T_4 を評価する。燃料ピンの周囲は、発熱量の違い、炉心構成要素の違い等を考慮し、原子炉容器内表面までの間を円筒状に区分する。第 4.2.1-3 図に原子炉容器内の熱伝導モデルを示す。領域 11：中間胴冷却領域から領域 9：炉心槽冷却材領域までは、発熱のない円筒の熱伝導として以下の関係があり、この式から各領域の温度 T_n を求める。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{2\pi L_n} \frac{\ln \frac{r_{n+1}}{r_n}}{\lambda_n} \quad (4.2.1-3)$$

また、領域 8：中性子しゃへい体領域から領域 5：内側炉心領域までは、発熱のある円筒の熱伝導として以下の関係があり、この式から各領域の温度 T_n を求める。ただし、伝熱量 Q_n は発熱領域では変化する。また、領域の高さ L_n は、燃料の発熱長 0.93m であり、一定値となる。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{2\pi L_n} \frac{\ln \frac{r_{n+1}}{r_n}}{\lambda_n} - \frac{W_n}{2\lambda_n} \left(r_n^2 \ln \frac{r_{n+1}}{r_n} + \frac{r_n^2 - r_{n+1}^2}{2} \right) \quad (4.2.1-4)$$

n : 領域番号

T_n : 領域 n の温度

Q_n : 領域 n の伝熱量

r_n : 領域 n の内径

L_n : 領域 n の高さ

λ_n : 領域 n の熱伝導率

W_n : 領域 n の単位体積当たりの発熱量

ここで炉心燃料体、ブランケット燃料体の熱伝導率 λ_n は、1 集合体当たりの平均熱伝導率を算定し、その値を用いる。また、部

分装荷では燃料体が装荷されない領域には熱伝導率が大きいナトリウムが満たされる。しかし、今回の評価ではこの効果までは考慮しない。

領域 4：被ふく管外側領域及び領域 3：被ふく管内側領域の熱伝導は、(4.2.3-3)式と同じ関係にあり、同式により燃料被ふく管肉厚中心温度 T_4 、燃料被ふく管内面温度 T_3 を求める。

領域 2：燃料ペレットと被ふく管の間のギャップ領域は、円筒空間の熱伝達である。 h_n を領域 n の熱伝達率とすれば以下の関係があり、この式より燃料ペレット表面温度 T_2 を求める。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{2\pi r_{n+1} L_n h_n} \quad (4.2.1-5)$$

領域 1：燃料ペレット領域は発熱のある中実円柱の熱伝導であり、以下の関係があり、この式より燃料ペレット中心温度 T_1 を求める。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{W_n}{4\lambda_n} r_{n+1}^2 \quad (4.2.1-6)$$

(3) 評価結果

評価結果を第 4.2.1-4 図に示す。冷却機能が喪失した場合、燃料被ふく管肉厚中心温度は 218℃である。燃料取出し期間中の冷却材温度約 200℃と比較してもわずかな温度上昇にとどまる。燃料被ふく管肉厚中心温度の上昇が燃料体の健全性に影響を与えることはない。

4.2.2 炉心流量が変化することによる影響

(1) 評価の目的

模擬燃料体が部分的に装荷されないことにより、その部分の冷却材流量が増え、その結果燃料体に流れる冷却材流量が減少する。

炉心部における冷却材の流量配分が変わることから、この流量配分の変化が冷却機能へ与える影響程度を確認する。

(2) 炉心の流量配分

炉内の燃料集合体は、炉心に装荷される場所に応じて発熱量に差がある。このため、燃料集合体の定格出力運転時の被ふく管最高温度がほぼ均一となるように、各燃料集合体に流れる冷却材流量を調整（流量配分）している。具体的には、炉心を第 4.2.2-1 図に示すように、11 の領域に分割し流量配分を行い、燃料被ふく管肉厚中心最高温度を 675°C以下となるよう設計されている。

(3) 燃料交換時の流量配分

燃料交換時の炉心流量配分の概要を第 4.2.2-1 表に示す。この表において右側が、第 4.2.2-1 図に示す内側炉心の流量領域 1 から 1 体燃料体を引き抜いた時の流量配分である。燃料体の未装荷部分の流動抵抗が小さくなり、この部分に冷却材が多く流れ、取出し無しの時に比較すると、燃料体に流れる流量が若干変化する。燃料体を取り出した部分の流量は 20.9kg/s であり、燃料装荷部の最大流量 1.73kg/s と比較すると、未装荷部分に約 12 倍の冷却材が流れる。

(4) 評価の前提

前項において、保守的な条件設定の下、冷却機能喪失時の燃料被ふく管肉厚中心温度は 218°Cと評価されている。このため、ここでは概算にて炉心流量が変化することの影響を確認する。

炉心領域に、燃料体の未装荷部分が増えると炉心部の流動抵抗が減少し、炉心を流れる冷却材流量が増える。しかしながら、冷却材は 1 次主冷却系統も循環するため、冷却材の循環流量が増えると 1 次主冷却系側の圧力損失が増加する。従って、炉心部の空間に比例して循環流量が増加するわけではない。最初に、冷却

材の流量がどの程度まで増えるか概算し、この流量を前提に評価する。

炉心部を流れる冷却材は、大きく分けると、高圧プレナムから炉心燃料領域を通る流れと、低圧プレナムからブランケット燃料領域部及び中性子遮蔽体領域を通る流れの2つのパスがある。それぞれの流量比は概略5:1であり、部分装荷状態でもこの比率は大きく変わらないものとして評価する。

燃料体未装荷部分の圧力損失は流速 v の2乗、即ち流量 Q_v の2乗に比例するものとし、燃料体の圧力損失係数はレイノズル数 Re 依存性があり、流速 v の m 乗、即ち流量 Q_v の m 乗に比例するものとして評価する。

炉心燃料を流れる冷却材流量及び燃料体未装荷部の流量は領域によって差がある。しかし、炉心領域の燃料体に流れる流量の差は、第4.2.2-1表に示すように数割程度である。このため、平均的な流量で燃料体装荷部と未装荷部の流量比を概算する。また、炉心に流動抵抗の小さい燃料の未装荷箇所が増えると、冷却材は燃料体内よりも未装荷部に流れる。燃料体装荷部と未装荷部の比率は、未装荷箇所が最大となる1/3の炉心燃料66体が引抜かれた状態とする。

(5) 評価

燃料取出し期間中、1次主冷却系のポンプはポニーモータ運転で冷却材を循環する。ポンプは3台を運転するが、1ループ当たりの冷却材循環流量は約600 m³/hである。炉心部の圧力損失が低下すると、冷却材流量は増加する。ポニーモータは定回転数運転のため、流量が増加するとポンプの吐出圧(揚程)が低下する。系統設計の数値を用いて概算すると、880 m³/hを超えると炉心の圧力損失を考慮しなくとも、1次主冷却系統の圧損だけのポンプ

の揚程を超える。1次主冷却系1ループ当たり880 m³/hの冷却材が流れるとして、炉心流量を2640 m³/h(=23.9×10⁵kg/s)とする。このうち5/6、すなわち19.9×10⁵kg/hの冷却材が炉心燃料領域に流れるとする。

燃料体未装荷部を流れる冷却材流量を Q_N 、圧力損失係数を K として、燃料体未装荷部圧力損失 ΔP (単位: kg/cm²)を考える。設計図書から圧力損失係数 K_N を推定すると、 $K_N=1.37\times 10^{-4}$ となり、燃料体未装荷部の圧力損失 ΔP は

$$\Delta P = K_N \cdot Q_N^2 = 1.37 \times 10^{-4} \cdot Q_N^2 \quad (4.2.2-1)$$

で表される。一方、燃料体装荷部の平均流量 Q_F を設計図書から算定すると、1.53kg/sとなる。平均的な圧力損失係数 K_F を考え、炉容器内の圧力損失(流量 Q_V の m 乗にほぼ比例し、低流量域では m は1.63)と同様に燃料体装荷部の圧力損失 ΔP を考える。流量 Q_F の1.63乗に比例するとすれば、 $K_F=3.00\times 10^{-2}$ となり、燃料体装荷部の圧力損失 ΔP は

$$\Delta P = K_F \cdot Q_F^{1.63} = 3.00 \times 10^{-2} \cdot Q_F^{1.63} \quad (4.2.2-2)$$

で表される。

燃料体未装荷部を66箇所、燃料体装荷部を132箇所とすれば、炉心燃料領域を流れる単位時間当たりの総流量 $Q_T(=5.52\times 10^2$ kg/s)と Q_N と Q_F との関係は

$$\begin{aligned} Q_T &= 66 \cdot Q_N + 132 \cdot Q_F \\ 5.52 \times 10^2 &= 66 \cdot Q_N + 132 \cdot Q_F \end{aligned} \quad (4.2.2-3)$$

となる。一方、 Q_N と Q_F の関係は、炉心部の圧力損失 ΔP が等しいことから

$$\begin{aligned} K_N \cdot Q_N^2 &= K_F \cdot Q_F^{1.63} \\ 1.37 \times 10^{-4} Q_N^2 &= 3.00 \times 10^{-2} Q_F^{1.63} \end{aligned} \quad (4.2.2-4)$$

となる。(4.2.2-3)式、(4.2.2-4)式から Q_N 、 Q_F を求めると以下と

なる。

$$Q_N = 7.5 \text{ kg/s} \quad Q_F = 0.44 \text{ kg/s}$$

燃料体装荷部を流れる冷却材の平均的流量 Q_F は 0.44kg/s となる。

200℃のナトリウムの定圧比熱 C_p は 1.34 kJ/kg である。部分装荷状態が進み、燃料体装荷部に流れる流量が 0.44 kg/s に低下したとする。使用済燃料体 1 体当たりの発熱量は最大 205W (= 205J/s) なので、その熱がナトリウムに入熱される。従って、使用済燃料体頂部から流れ出すナトリウムの温度は 0.35℃上昇する。

$$205 \div (1.34 \times 10^3 \times 0.44) = 0.35$$

概算なので、流量に 2 倍の誤差を見込んでも温度上昇は 1℃未満であり、ほとんど冷却材温度は上昇しない。未装荷部と装荷部を流れる温度差 ΔT がこの程度であれば、構造物への熱的影響もない。

4.2.3 冷却材循環流量増加の影響

部分装荷では炉心の流動抵抗が減ることで炉心流量が増える。この結果、冷却材の流量が増え、1次主冷却系主循環ポンプのモータ負荷が増えポンプの運転に支障が出ることが懸念される。しかし、主循環ポンプはポニーモータ運転であり、定回転数運転である。ポンプの運転特性は、流量が増加するとポンプの揚程が低下し、モータの負荷はほとんど増加しない。また、4.2.2 項で述べたように、循環流量が増えるとする 1次主冷却系側の系統圧損が大きくなり、流量増加の上限は系統側の圧力損失で制限される。

従って、部分装荷において、炉心の流動抵抗が減り、冷却材流量が増えても循環ポンプはトリップすることなく継続運転が可能で

ある。また冷却材流量の上限も 1 次主冷却系側の圧力損失で制限される。燃料取出し作業中に、炉心の流動抵抗の変化によって 1 次主冷却系の循環運転の継続が不能となることはない。

部分装荷では燃料体が装荷されない空間が発生し、燃料体未装荷部分の流量が増える。4.2.2 項で説明したように、炉心燃料体 1 体が取出された場合、その部分には約 12 倍の冷却材が流れる。燃料体未装荷部分の流量増加は、全装荷時状態においても発生しており、流量増加が燃料交換装置に与える影響は全装荷時と変わらない。燃料交換はこのような流量変化がある中で、支障なく燃料交換が行われていることを考えれば、部分装荷による流量変化は燃料取出しに支障を与えない。なお、燃料冷却の要求からは主循環ポンプ 3 台の運転は必要なく、炉心流量を減らす場合は、ポンプ運転台数を減らすことで対応は可能である。

4.3 燃料取出しへの影響

4.3.1 燃料体頂部変位への影響

4.1 項に示すとおり、地震時においても炉心体系は維持され燃料体に大きな変形は生じない。しかしながら、もんじゅの燃料体は、炉心支持板の連結管に差し込まれ自立しており、6 体の隣り合う燃料体によってパッド部を介して互いに支え合い炉心体系を維持する。部分装荷では、模擬燃料体未装荷箇所が空間となり、模擬燃料体同士の相互支持面が 6 面から 3 面に減少し、燃料体頂部の移動可範囲が広がる。通常燃料体取出し時においても燃料取扱い機能に影響を与える可能性があり、この影響について評価する。

もんじゅの燃料体同士の最小隙間はパッド部であり、この隙間は燃料体が規則正しく配置された場合、第 4.3.1-1 図の d の 0.7mm である。部分装荷状態では燃料体が倒れ込む空間が生じ、その場合

燃料体頂部の移動量 d' は 1.4mm となり ($d'=2d=1.4\text{mm}$)、燃料体が 1.4mm 移動し隣接燃料体に接触する。次にその燃料体頂部が押され 1.4mm 移動し、さらにその隣の燃料体が押された場合の最大移動量を考えると、燃料体の移動量は $2d'=4d=2.8\text{mm}$ が加わり合わせて 4.2mm となる。このように、燃料体頂部の移動が連鎖的に増えていくと、燃料体頂部の総片寄りが発生する。しかし、燃料体頂部の移動量は構造上の制約から、後述する第 4.3.1-2 図 $d1$ 値以上に移動することはない。

もんじゅでは連結管の形状・寸法と燃料体のエントランスノズルの形状・寸法の組合せで誤装荷を防止している。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（嵌合部）は 0.2mm であり、この隙間によって燃料体が自立しているとした場合に算出される燃料体頂部の移動量は第 4.3.1-2 図に示す関係より $d1=1.9\text{mm}$ となる。

燃料体の傾きによる頂部の最大の位置ずれは、中心位置から $\pm 1.9\text{mm}$ のずれを考慮すると 3.8mm（中立位置から 1.9mm 片寄っていた頂部が逆方向に 1.9mm 片寄った場合）となる。これに過去の炉心アドレス確認試験^{注 1}で計測された芯ずれ量（ナトリウム中における基準アドレスからのずれ量）の最大値 7.4mm を加えても 11.2mm にとどまり、この値は燃料交換装置の全炉心の取扱い（グリッパのつかみ動作）に支障が出ないための判定基準であるグリッパ中心と燃料体頂部中心とのずれ許容値 20mm 以内^{注 2}を満足するため、燃料体の取出しに影響を与えない（第 4.3.1-1 表、第 4.3.1-3 図参照）。

注 1：アドレスとは原子炉内における各炉心構成要素の位置のこと。

炉心中心を原点として、この位置を定める。燃料交換装置のグリッパは、回転プラグの回転と燃料交換装置アームの旋回によって

炉心構成要素頂部にアクセスすることから、実際のアドレス設定では回転プラグの回転角度と燃料交換装置アームの旋回角度にてアドレスを定めている。アドレス設定では、機器の製作精度、据付精度の誤差を含むことから、まず大気中試験の計測データを基に常温時のアドレスを設定する。次に、ナトリウムを充填すると熱変位が加わることから、温度を補正してナトリウム中における基準アドレスを設定する。ナトリウム中試験においてアドレスと実際の炉心構成要素位置とのずれを確認し、ずれが大きければアドレスを修正する。このナトリウム中試験の結果、ナトリウム中における基準アドレスと実際の炉心構成要素位置との最大ずれは 7.4mm であることが報告されている。なお、ずれの中には回転プラグの回転停止誤差、燃料交換装置アームの旋回停止誤差、回転プラグの回転中心のずれ、アドレス計測誤差等があり、これらの不確定誤差（最大 5.5mm 程度）を許容している。

注 2：燃料交換装置(FHM)の設計では、第 4.3.1-3 図に示すように、グリッパ先端部をテーパ形状にし、パンタグラフアームに偏心追従機構を設けており、燃料交換装置グリッパ中心と燃料体頂部中心のずれは 20mm まで許容している。

4.3.2 操作性への影響

部分装荷では、燃料を取出した後に模擬燃料体を装荷しないことから、通常の燃料交換時の操作手順とは異なる。このため、燃料取出しの操作手順や操作プログラムの変更が必要となる。

部分装荷時は炉外燃料貯蔵槽（EVST）から炉内中継装置への移送が空の燃料移送ポットのみとなる。なお、この操作は全装荷時にも、燃料交換の最初と最後、及び EVST の列が変わる毎に実施される操作である。

一般的に操作手順が変更になると、操作員が操作ミスを起こすリスクが高まる。しかし、燃料交換作業は自動化運転が基本で、操作員が操作ミスを起こす可能性は低い。自動化運転を除外した場合、手動操作となるが、部分装荷開始時期までに操作経験が蓄積されていることから、操作員が操作ミスを起こすほどの影響はないと評価する。

制御ソフトのプログラム変更に関しては、部分装荷開始までには期間があり、プログラム変更に必要な期間は十分確保されている。余裕をもってプログラム変更対応が可能と評価する。

プログラム変更に際し、エラー発生の可能性は否定できない。プログラム変更では、工場試験、もんじゅにおける実作動試験を実施し、エラーがないことを確認。その後実機運用に入ることによって、プログラム変更誤りの発生を防止する。

4.4 その他の影響

4.4.1 ナトリウム内包機器及びナトリウム漏えい対策への影響

部分装荷は炉心構成の変更であり、ナトリウムやカバーガスの隔壁を形成する設備に変更はない。このため、部分装荷はナトリウム及びカバーガスの内包機能に影響を与えない。同様に、ナトリウム機器の予熱設備や保温構造、ナトリウム漏えい対策設備に変更はなく、ナトリウム凍結防止機能及びナトリウム漏えい時の化学的影響緩和機能に影響はない。

4.4.2 放射性物質内包機器等への影響

部分装荷は炉心構成の変更であり、放射性物質を内包するナトリウムやカバーガスの境界を形成する機器及び放射線遮蔽に係る設備に影響を与えない。なお、燃料被ふく管ギャップ内の放射性ガ

スは十分減衰しており、燃料体全数の破損を想定しても、周辺公衆に対し著しい放射線被ばくりスクを与えないことを、既認可申請書にて評価済みである。

4.4.3 放射性廃棄物の処理処分への影響

模擬燃料体が減ることにより燃料洗浄設備の負荷が減り、洗浄廃液や放射性廃棄物の発生量は減少する。

4.4.4 事故評価等への影響

部分装荷では、炉心部以外に設備に変更を加えることがないことから、炉心部以外の評価が変わることはない。また、炉心部に関しては、地震時の燃料体の健全性及び冷却機能喪失時の燃料被ふく管の健全性が確認されており、新たな事故事象が加わることはない。このため、既認可申請書添付書類四に示した、事故の種類、程度、影響等の評価は影響を受けない。

4.4.5 異常時対応への影響

部分装荷では、炉心部以外に設備に変更はなく、燃料取扱事故を除く事故や災害への対応は変わらない。また、部分装荷によって新たな事故事象が加わることはなく、燃料体取出し作業中の事故に対しては、作業を中断、安全を確認した後、状況に応じた対応を行う。この基本的対応の流れは部分装荷、全装荷にかかわらず変わらない。

5. 燃料体の取出しができない事態への対応

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網羅的に抽出し、評価を実施した。しかしながら、地震時の炉

心群振動挙動に対する解析コード REVIAN-3D による評価結果の保守性が定量的に明確になっていないこと、更に想定を超え炉心燃料体の取出しができない事態の発生も想定し、その対応について整理・検討する。

燃料交換装置の故障に関しては、設計当初より故障を想定されており、対応方策が検討されている。復旧に時間がかかる燃料交換装置の動作不能事象として、①パンタグラフアームの収納不能事象、②燃料体の切り離し不能事象、③燃料交換装置本体の昇降不能事象、④ホールドダウンアームの動作不能事象を想定し、燃料交換装置はこれら故障時への対応が可能な設計となっている。

廃止措置段階のもんじゅにおいては、燃料体が保有する崩壊熱は減衰しており部分装荷開始時点における炉心の崩壊熱は 9.7kW と小さい。燃料体がナトリウム中に浸漬されていれば、冷却系の循環運転を行わなくても、燃料体の冷却は可能な状態であり、燃料被ふく管の肉厚中心温度の上昇は 218°Cにとどまる。このため、原子炉容器内の液面を下げて、炉内の状況を確認することが可能な状況である。また、放射能レベルが減衰した炉心であり、ナトリウムの遮蔽効果を期待しなくてもしゃへいプラグの遮蔽機能のみで炉上部の作業は可能な状況にある。

設計で想定した故障範囲を超えて燃料体の取出しが不能となるような事態が発生した場合は、炉内の状況を確認し、必要となる回収装置を設計・製作してから燃料体を回収する。炉内観察の方法及び燃料体回収までの流れを第 5-1 図に示す。また、第 5-2 図に示すように長円形プラグとホールドダウンアームを一体で引抜けば、しゃへいプラグ上に比較的大きな開口が確保され、燃料体回収に必要な炉内へのアクセス経路は確実に確保される。ナトリウム中からの機器の回収に関しては、もんじゅにおいては炉内中継装置

の回収、常陽においては MARICO-2（材料試験片を照射する実験装置）の経験を有し、知見が蓄積されている。

燃料体取出しができない事態が発生しても、燃料交換装置動作不能時の補修・復旧方法（第 5-3 図～第 5-6 図参照）や、もんじゅや常陽で蓄積されたナトリウム中から機器を回収した知見等を活用すれば、燃料体の回収見通しはあるものと評価する。

6. まとめ

もんじゅの炉心構造は、燃料体が炉心支持板の連結管に差し込まれ自立し、6 体の隣り合う燃料体がパッド部を介してお互いを支え合う構造である。部分装荷では、模擬燃料体の未装荷部分に空間が発生し、隣接する燃料体の数も 6 体から 3 体に減る。当初設計では考慮されていない炉心体系となることから、このような部分装荷状態が、原子炉施設の安全性及び燃料体の取出しに係る設備の機能に影響を与えるか否かの観点から影響要因を抽出し、必要となる評価を実施した。その結果を整理すると以下のようになる。

- (1) 「止める」機能に関しては、部分装荷開始時点で炉心の燃料体は 198 体中 132 体が取出されており、制御棒を全数引き抜いても臨界になることはない。
- (2) 地震時における炉心体系の維持は「冷やす」、「閉じ込める」機能だけでなく、燃料取扱機能にも影響することから、重要な機能である。地震時の炉心群振動挙動を、解析コード REVIAN-3D を用いて評価した結果、燃料体が大きく変形することはない、燃料体等の最大跳び上がり量は 20mm 程度であり、燃料体同士のパッド部外れが発生する 45mm を下回る。地震時においても炉心体系が維持される。
- (3) 炉心群振動解析によって地震時の燃料体同士の衝突荷重を評

価すると、パッド部に発生する衝突荷重は評価基準の 1/3 程度であり、水平方向の震動で燃料体が損傷することはない。また、地震時に燃料体は跳び上がり、炉心支持板着床時に衝突荷重を受ける。その衝突時の加速度 60 G から発生する荷重を評価し、オイラーの座屈荷重と比較すると、衝突荷重はオイラーの座屈荷重に比較し 1 桁以上小さく、燃料体は座屈損傷しない。燃料体は地震時においても、放射性物質の閉じ込め機能を維持する。

- (4) 地震時の燃料体等の最大跳び上がり量 20 mm 程度は、燃料体頂部に最も近接する燃料交換装置ホールドダウンアームのグリッパ案内筒底面までの距離 40 mm よりも小さい。燃料体等が跳び上がっても、周囲の機器との干渉はなく、燃料取扱いに係る設備に影響を与えない。また、燃料体上部パッド部外れは発生しないことから、地震後に燃料体頂部が通常位置から跳び出た状態になるリスクも排除され、燃料交換装置の燃料体頂部へのアクセス性に影響を与えない。
- (5) 「冷やす」機能に関しては、地震時にも炉心体系が維持され、冷却材の流路が確保される。冷却機能喪失に対しては、水平方向の熱伝導のみを考慮する保守的な評価を行い、燃料被ふく管の肉厚中心温度の上昇が 218℃にとどまる。部分装荷によって模擬燃料体未装荷箇所に冷却材が多く流れ、燃料体を流れる冷却材流量は減少するが、設計値を基に概略評価した結果、燃料体を流れるナトリウムの温度上昇は 1℃未満である。燃料被ふく管が過熱によって損傷することはない。
- (6) 部分装荷によって炉心部の流動抵抗が減り、冷却材流量が増える。1 次主冷却系の主循環ポンプはポニーモータ運転であり、モータ負荷はほとんど増加せず、ポンプの継続運転は可

能である。また、1次主冷却系の最大流量は1次主冷却系側の系統圧損で制限されることから、冷却材流量は一定流量以上増えることはない。部分装荷では、模擬燃料体未装荷箇所を流れる冷却材流量が増える。この現象は、全装荷状態において燃料体を取出す際にも発生しており燃料体の取出しに支障を与えない。

- (7) 模擬燃料体の未装荷箇所が空間となり、燃料体頂部の移動可能空間が広がる。しかし、燃料体の傾きはエントランスノズル部の嵌合部の隙間によって ± 1.9 mmに制約されている。燃料体の炉心アドレス位置からの現状の最大ずれ 7.4 mmを考慮しても、燃料交換装置のグリップ中心と燃料体頂部中心のずれは許容値 20 mm以内を満足する。模擬燃料体未装荷箇所の空間は燃料体の取出し機能に影響を与えない。
- (8) 解析コード REVIAN-3D を用いた地震時の炉心群振動挙動解析結果が概ね妥当との評価にとどまることを踏まえて、燃料体の取出しができない事態も想定し、燃料体の回収方法を検討した。その結果、燃料交換装置動作不能時の補修・復旧方法、過去のナトリウム中からの機器を回収した知見等を活用すれば、炉内から燃料体を回収する見通しがあることを確認した。

7. 総合評価

模擬燃料体の部分装荷は、原子炉施設の安全性に影響を与えず、燃料体の取出しに係る設備及びその機能に影響を与えない。一方、模擬燃料体の取扱いがなくなることで、模擬燃料体の取扱いに伴う不具合の発生可能性を低減する。また、解析コードによる評価に含まれる不確実性も考慮して、燃料体の取出しができない事態発

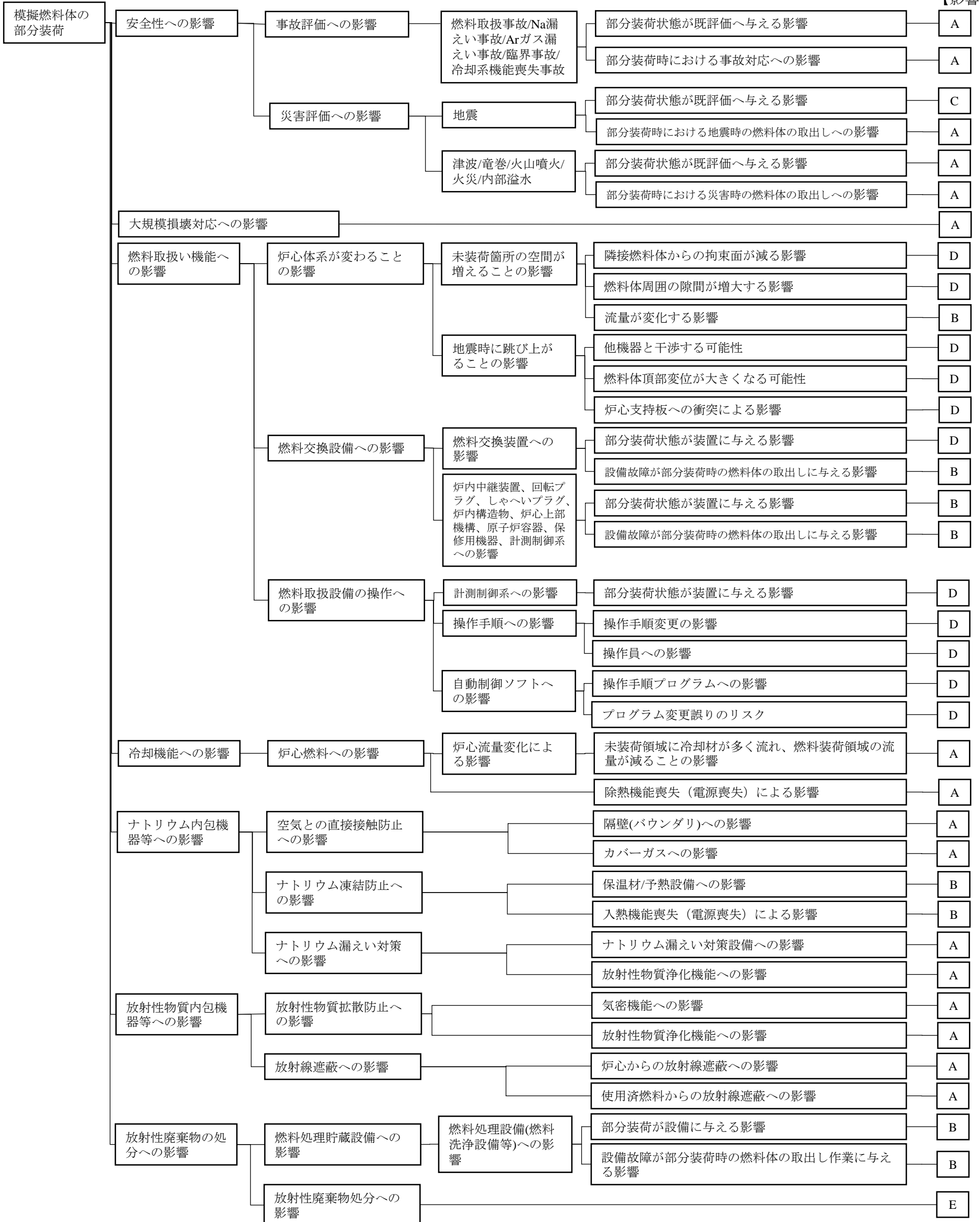
生時の対応を検討し、燃料体回収方法の見通しがあることも確認した。部分装荷は、廃止措置第一段階である燃料体取出し期間約5年のうち、最後に炉心から燃料体を取り出す期間の2箇月程度である。この間に、部分装荷に対し影響の大きいSクラスの地震に遭遇する確率は相対的に小さい。総合的評価として、燃料取出し工程遅延の可能性を低減する模擬燃料体の部分装荷は、放射性物質を内蔵する燃料体と化学的に活性なナトリウムが共存するリスクの早期低減に寄与するものと評価する。

8. 参考文献

- [1] A.IWASAKI, et al., Core Seismic Experiment and Analysis of Hexagonal Bundle Model for Fast Reactor, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2017-65354(2017.7)
- [2] 藤田勝久, 流体中の棒群の振動特性と地震応答解析, 日本機械学会論文集C編, Vol.47, No.415, 1981, pp251-262

第2.2-1表 部分装荷による影響評価一覧

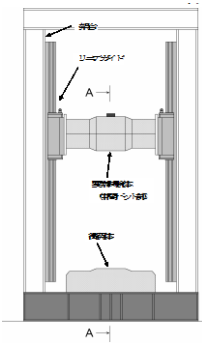
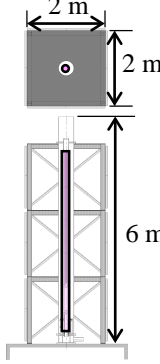
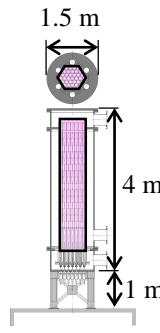
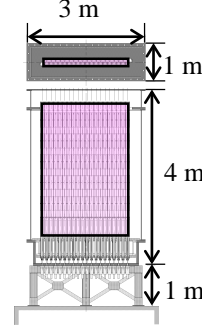
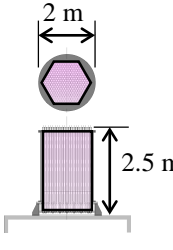
【影響】注1



【凡例】注1
 A:原子炉施設の安全性の観点から影響ない
 B:燃料体の取出しの観点から影響ない
 C:原子炉施設の安全性の観点で確認が必要
 D:燃料体の取出しの観点で確認が必要
 E:廃棄物が低減される

注1：本表では、部分装荷による影響の全体像を把握するため、
 ①安全性の観点（安全評価への影響、安全機能を有する設備への影響等）
 ②燃料体取出しの観点（燃料取扱機能への影響、燃料取出しに係る設備への影響等）
 と単純化して影響を整理した。

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

第4.1.1-1表 炉心群振動解析に用いた主な解析パラメータ一覧

部 位	解析パラメータ	
上部パッド部	衝突剛性	6.86×10^8 N/m
	衝突減衰	3.70×10^4 N s/m
	ギャップ	0.7 mm
中間パッド部	衝突剛性	1.02×10^7 N/m
	衝突減衰	7.60×10^3 N s/m
	ギャップ	1.0 mm
エントランスノズル上部	衝突剛性	6.01×10^7 N/m
	衝突減衰	7.70×10^3 N s/m
エントランスノズル下部	衝突剛性	1.75×10^8 N/m
	衝突減衰	1.34×10^4 N s/m
球面座	衝突剛性	2.22×10^8 N/m
	衝突減衰	1.01×10^5 N s/m
燃料体等重量	模擬炉心燃料	1.83×10^2 kg
	模擬グラケット燃料	1.86×10^2 kg
	中性子しゃへい体	2.63×10^2 kg

第4.1.1-2表 炉心群振動解析に基づく評価結果一覧

評価項目	発生値※1	評価基準値	裕 度※2
上部パッド部 衝突荷重 [kN]	112.8	564	5.0
	114.6		4.9
中間パッド部 衝突荷重 [kN]	5.3	28	5.2
	5.5		5.1
エントランスノズル付け根部 曲げ応力 [MPa]	141.1	440	3.1
	173.2		2.5
跳び上がり量 [mm]	<20	40※3	>2
	<2		>20

※1：2種類の地震動で評価（上段：耐震バックチェックで策定した基準地震動 Ss-D、下段：近隣軽水炉の基準地震動を参考に策定した地震動）

※2：裕度＝評価基準値／発生値

※3：燃料体頂部から燃料交換装置のグリッパ案内筒底面までの距離（干渉回避）。45mmで燃料体のパッド部外れが発生

第4.1.1-3表 燃料体跳び上がり量解析結果と耐震バックチェック評価との比較

	部分装荷 解析結果	耐震バックチェック	
		単体震動試験	解析結果
跳び上がり量	17 mm ^{※1}	41 mm	38 mm
加振波	Ss-D	S2×係数倍	Ss-D
最大加速度	31 m/s ²	35 m/s ²	35m/s ²
見かけの重力 加速度	8.7 m/s ² (0.89G)	4.7 m/s ² (0.48G)	4.7 m/s ² (0.48G)



※1：燃料体の最大跳び上がり量は20mmを超えないとしているが、解析による燃料体跳び上がり量の最大値は17mm

第4.1.2-1表 燃料体の炉心支持板着床時の衝突荷重と座屈荷重との比較

	衝突荷重評価		オイラーの座屈荷重 ^{※2}	
	衝突荷重Lc	重量と加速度	座屈荷重Pcr	数値
ラッパ管	2.22×10^4 N	37.7 kg × 60 G	1.50×10^6 N	n : 4 E : 1.83×10^5 N/mm ² I : 1.80×10^6 mm ⁴ ℓ : 2.964 m
燃料被ふく管	1.59×10^2 N	0.30 kg × 60 G	3.12×10^3 N	n : 4 E : 1.83×10^5 N/mm ² I : 40.7 mm ⁴ ℓ : 0.307 m

※2： $P_{cr} = n\pi^2 \frac{EI}{\ell^2}$ にて計算

第4.1.3-1表 燃料体が跳び上がった場合の影響整理

区分	跳び上がり量	影 響
L _v 1	40 mm 超 ^{※1}	燃料体の取出し中：ホールドダウンアームのグリッパ案内筒下端面に燃料体頂部が衝突
L _v 2	45 mm 超	燃料体の上部パッド部同士の外れが発生
L _v 3	 mm 超	燃料体の取出し期間外：燃料体頂部が、炉心上部機構下端面に衝突
L _v 4	60 mm 超	燃料体エントランスノズルと連結管の嵌合部の外れが発生
L _v 5	 mm 超	燃料体の取出し時：燃料体頂部が、炉心上部機構下端面に衝突

※1：燃料体の跳び上がり量は20mm未満であり、燃料交換装置との干渉はない

第4.2.2-1表 燃料交換時の流量配分（設計評価）

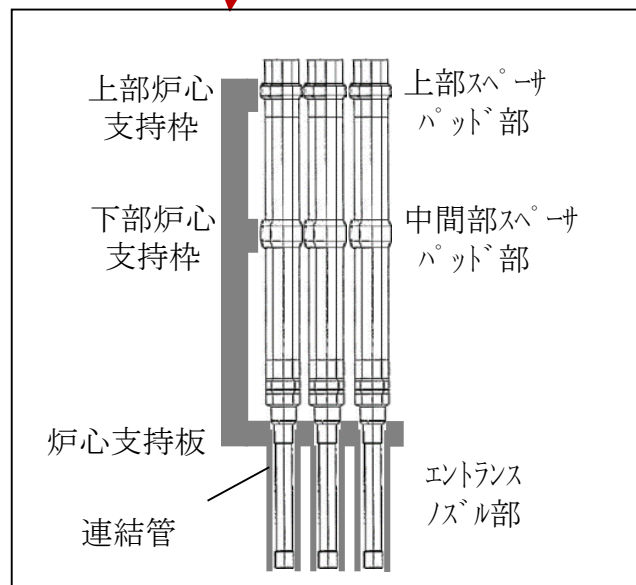
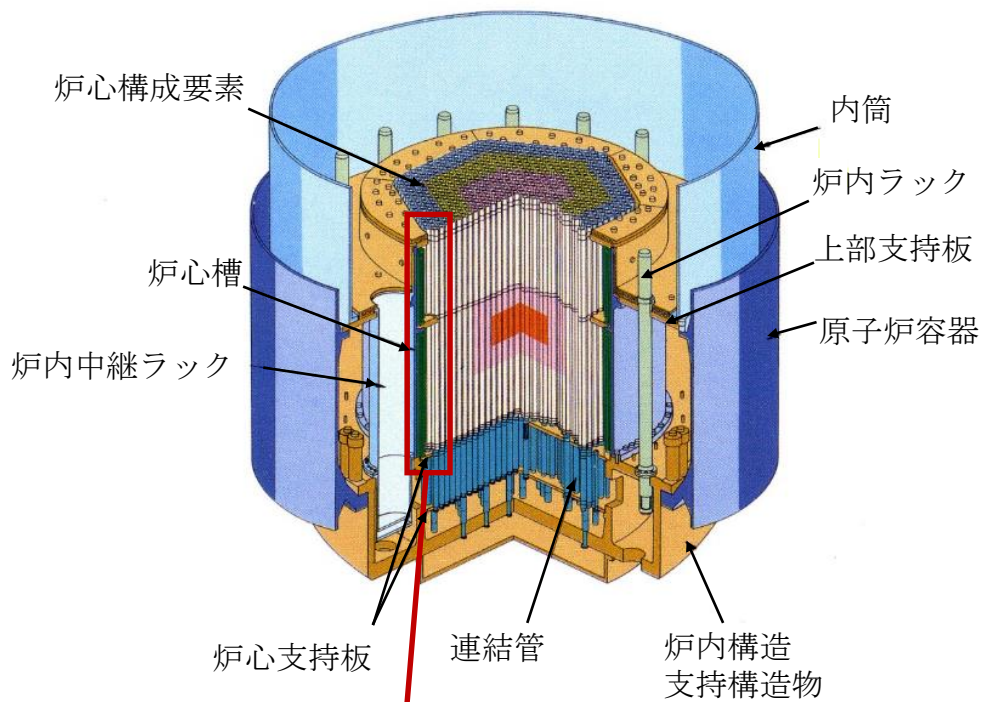
領域区分	数量	1体当たりの流量 [kg/s]	
		引抜き無し	1体引抜き
内側炉心領域	108	1.56～1.87	1.45～1.73 (20.9 ^{※2})
外側炉心領域	90	1.43～1.74	1.33～1.62
ブランケット領域	172	0.114～0.450	0.121～0.483
中性子遮へい体領域	316	0.018～0.023	0.019～0.024

※2：引抜き部流量

第4.3.1-1表 燃料体の傾きによる燃料体ハンドリングヘッドとグリッパのずれ評価

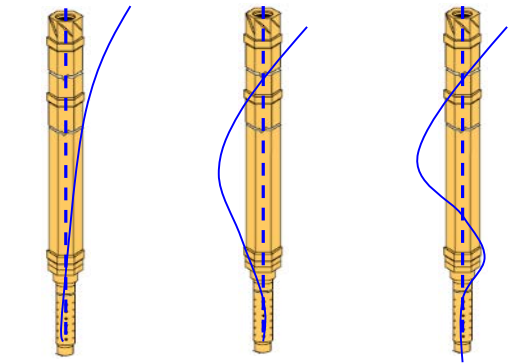
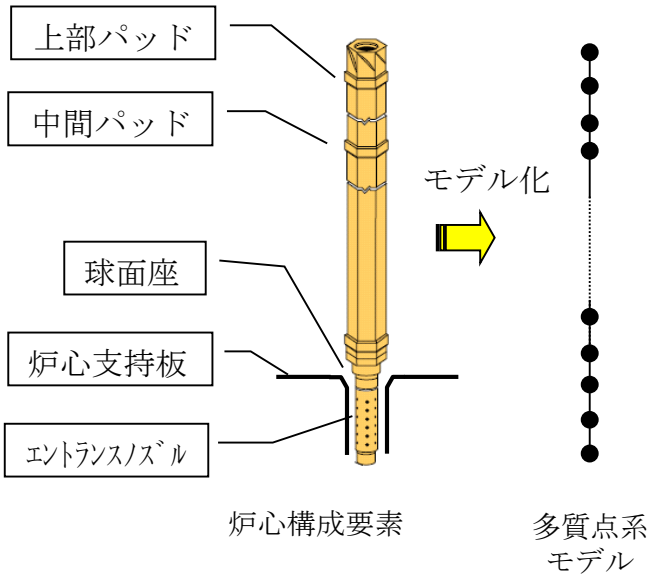
	炉心アドレスからの最大のずれ	傾きによる最大のずれ	想定するずれ合計の最大	許容値
部分装荷なし	7.4 mm ^{※3}	1.4 mm程度	8.8 mm	< 20 mm
部分装荷		3.8 mm	11.2 mm	

※3：過去の総合機能試験で計測された最大のずれ



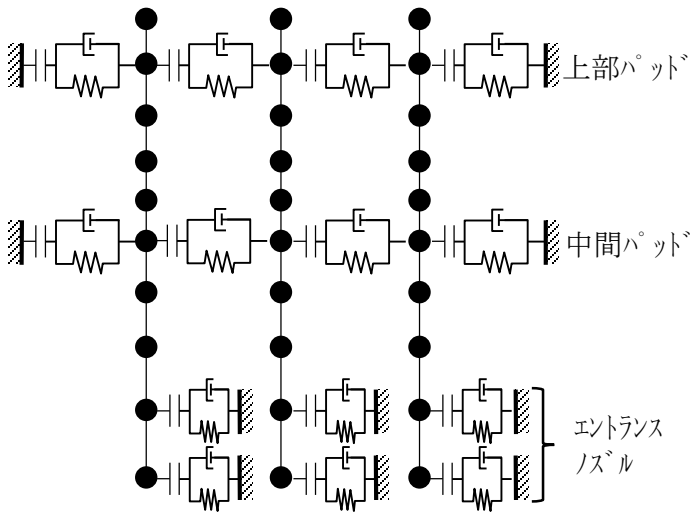
第1-1図 もんじゅ燃料体等の装荷状態及び支持構造

1. 炉心構成要素のモデル

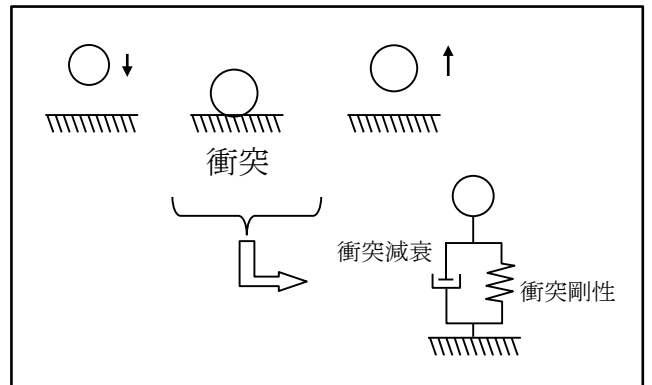


1次～3次モードまでの弾性変形を考慮

2. パッド部等の衝突モデル

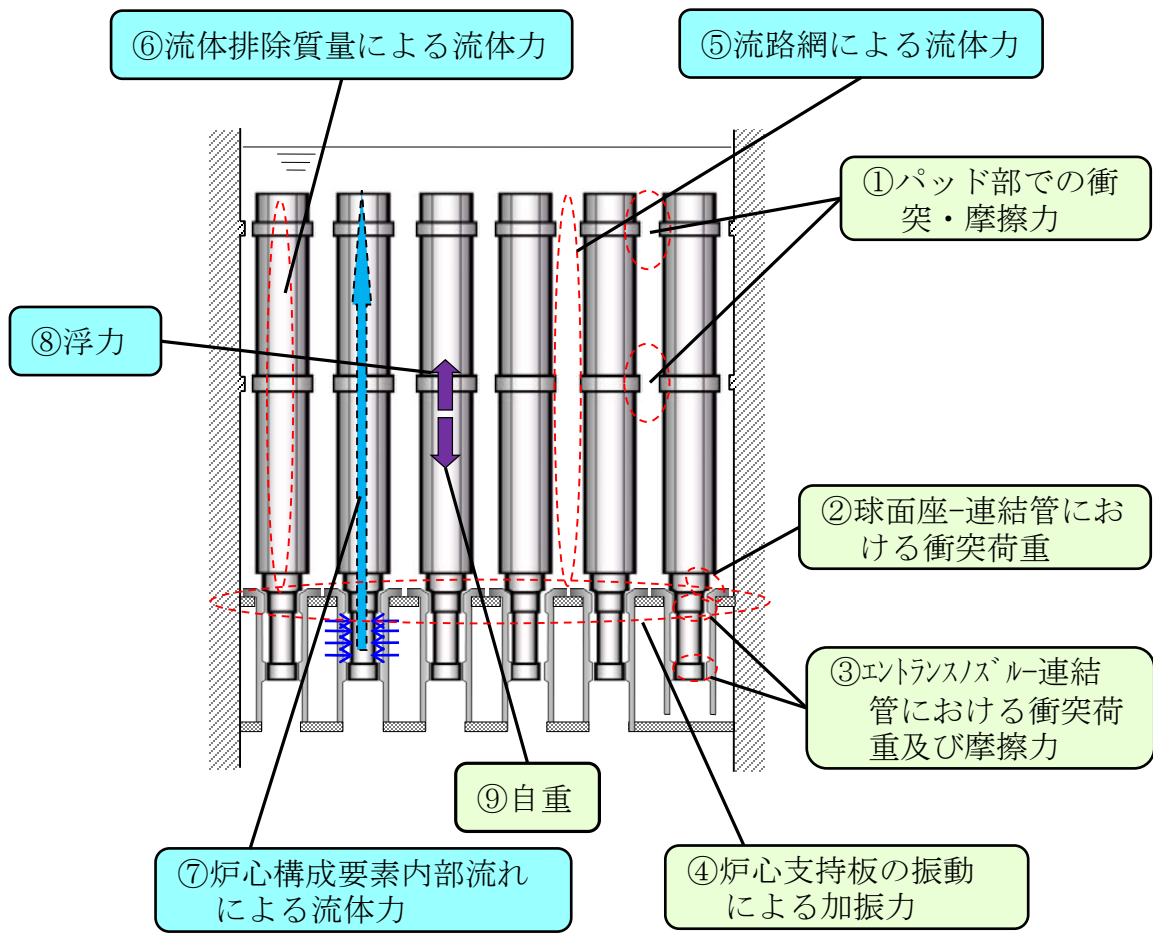


3. 炉心支持板上への衝突モデル (球面座と連結管受面間の衝突)



反発係数に合わせて衝突剛性、衝突減衰を設定。

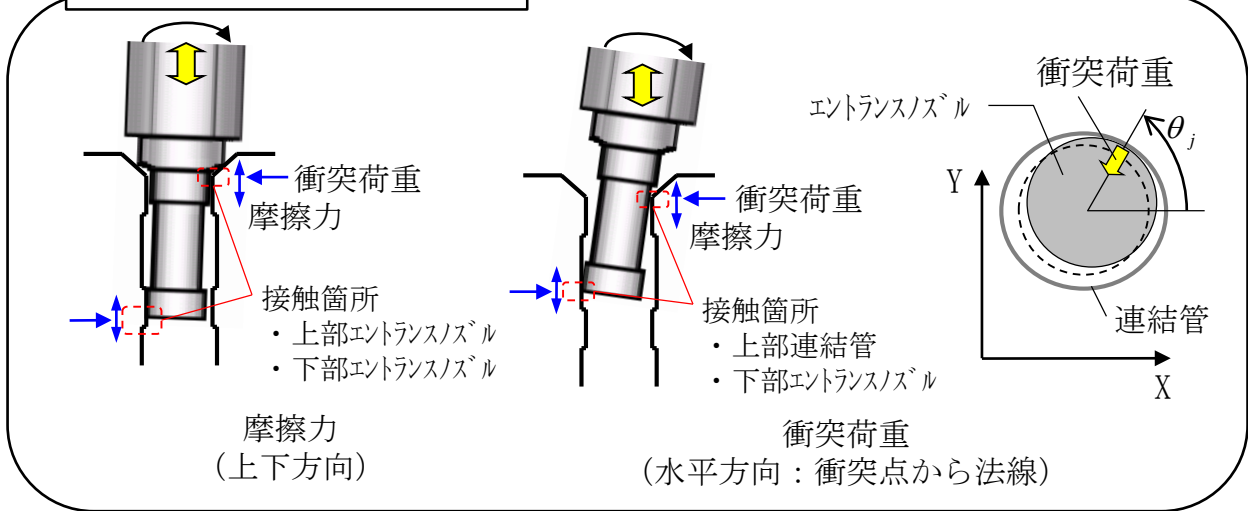
第3.1-1図 炉心燃料体の群振動解析モデル



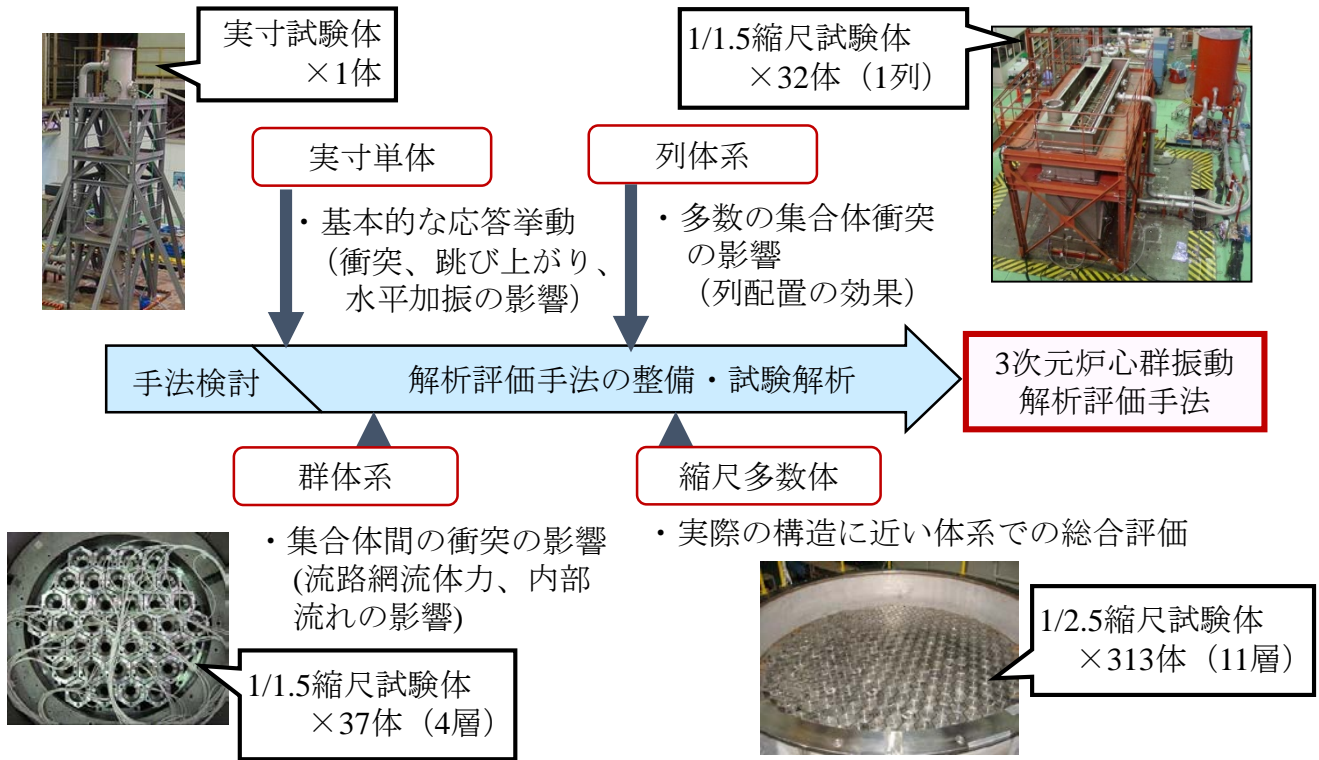
考慮する各種荷重

- ①パッド間における衝突荷重及び摩擦力
- ②球面座-連結管における衝突荷重
- ③エントランスノズル-連結管における衝突荷重及び摩擦力
- ④炉心支持板の振動による加振力
- ⑤流路網による流体力
- ⑥流体排除質量による流体力
- ⑦炉心構成要素内部流れによる流体力
- ⑧浮力
- ⑨自重

エントランスノズル部で考慮する荷重

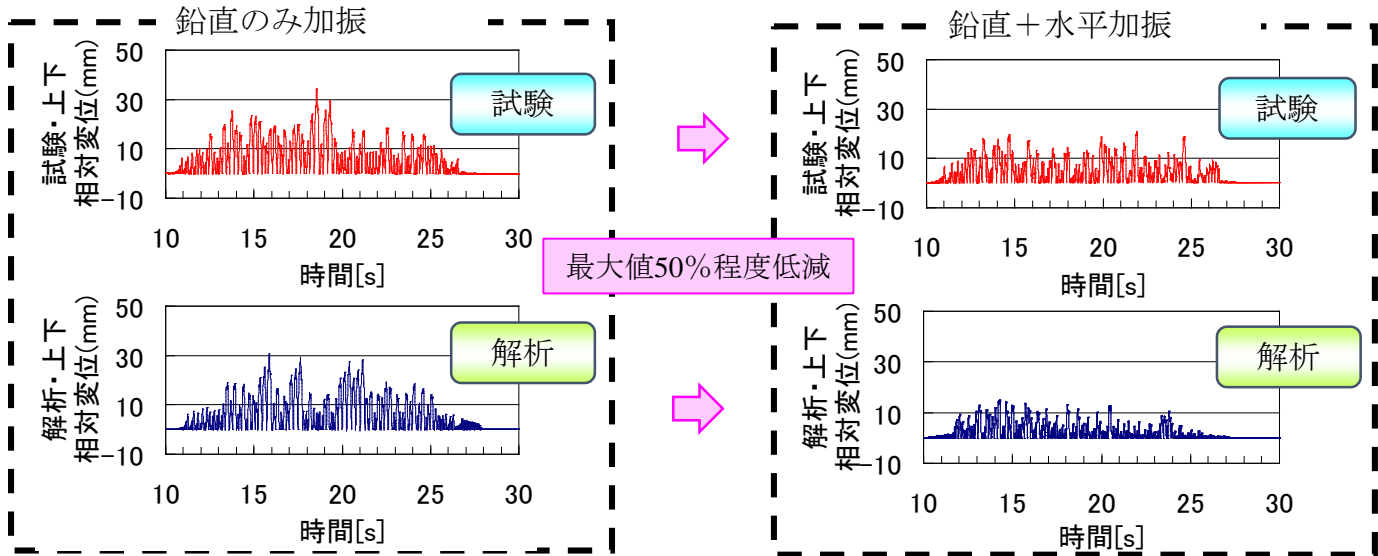


第3.1-2図 炉心群振動解析で考慮する荷重



第3.2-1図 段階を踏んだ炉心群振動解析コードの開発

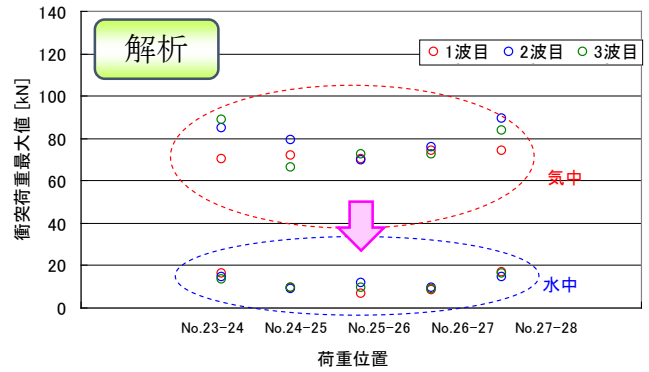
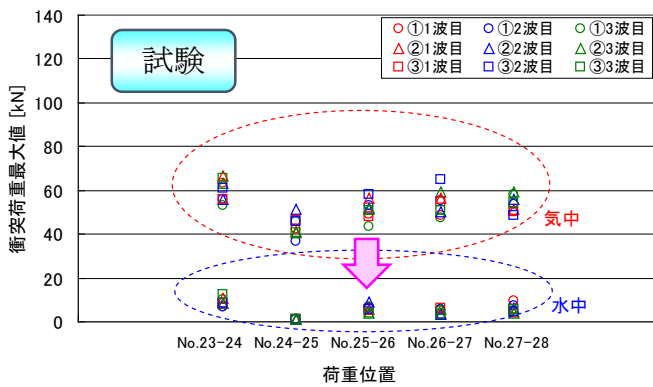
単体 正弦波加振試験



- 水平加振の重畳により、跳び上がり量最大値は50%程度低減。解析でも同様に50%程度低減しており、水平加振の効果を解析でも概ね再現（時刻歴による確認）
- 本試験の場合、最大跳び上がり量は、20%程度小さく評価

第3.2-2図 水平加振による跳び上がり量の低減効果：単体試験

37体群体系 正弦波加振試験



最大値分布 85%程度低減

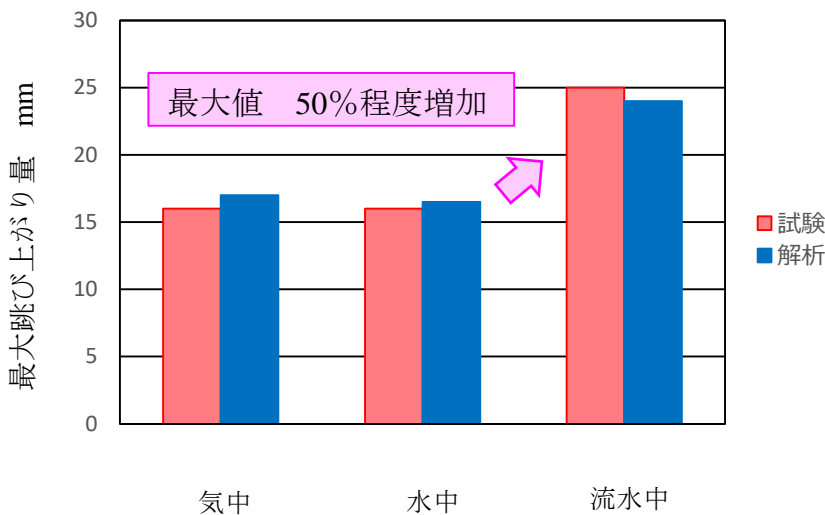
最大値分布 85%程度低減

- 流路網流体力により、空气中に比べ水中での衝突荷重の最大値は85%程度低減。解析でも同様に85%程度低減しており、流路網流体力の効果を解析で概ね再現（最大値分布による確認）
- 本試験の場合、衝突荷重を30%程度大き目に評価

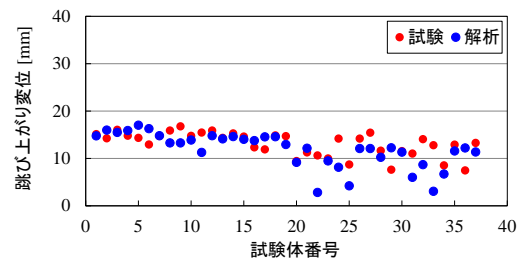
第3.2-3図 流路網流体力による衝突荷重の低減効果：37体群体系試験

37体群体系 正弦波加振試験

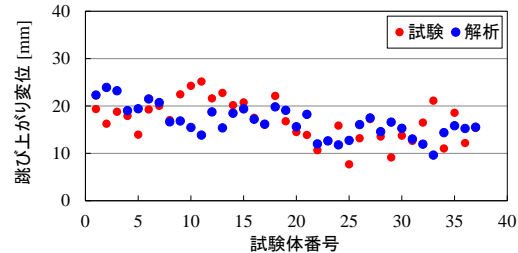
水平+鉛直加振



水中試験での最大跳び上がり量の分布



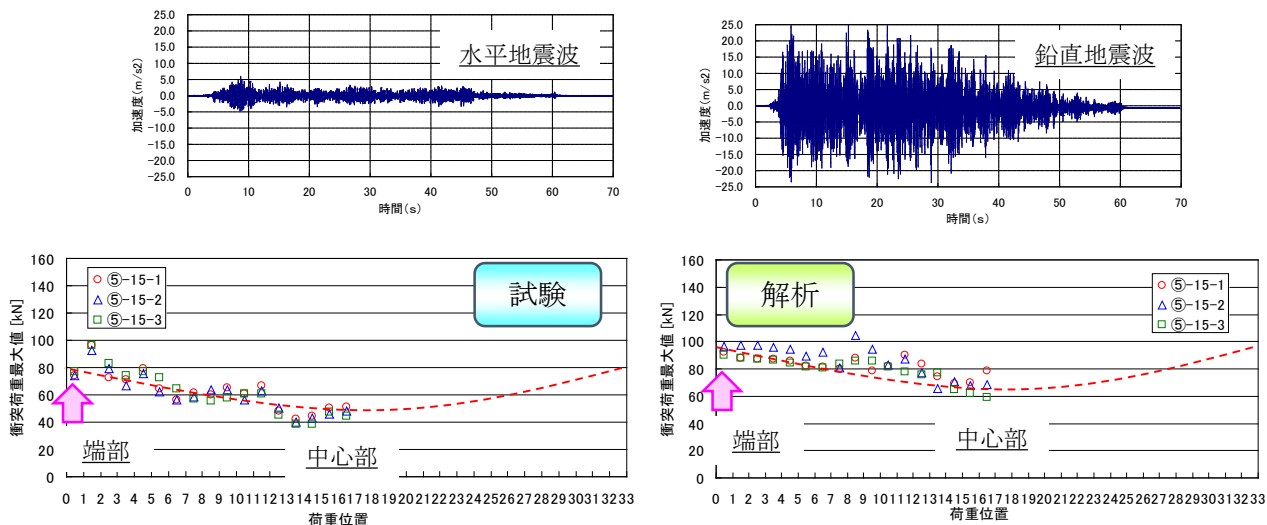
流水中試験での最大跳び上がり量の分布



- 内部流水による流体力により、水中に比べ流水中での跳び上がり量の最大値は50%程度増加。解析でも同様に50%程度増加しており、概ね再現（最大値による確認）
- 本試験の場合、最大跳び上がり量を±10%程度の範囲で評価

第3.2-4図 内部流れによる跳び上がり量の増加効果：37体群体系試験

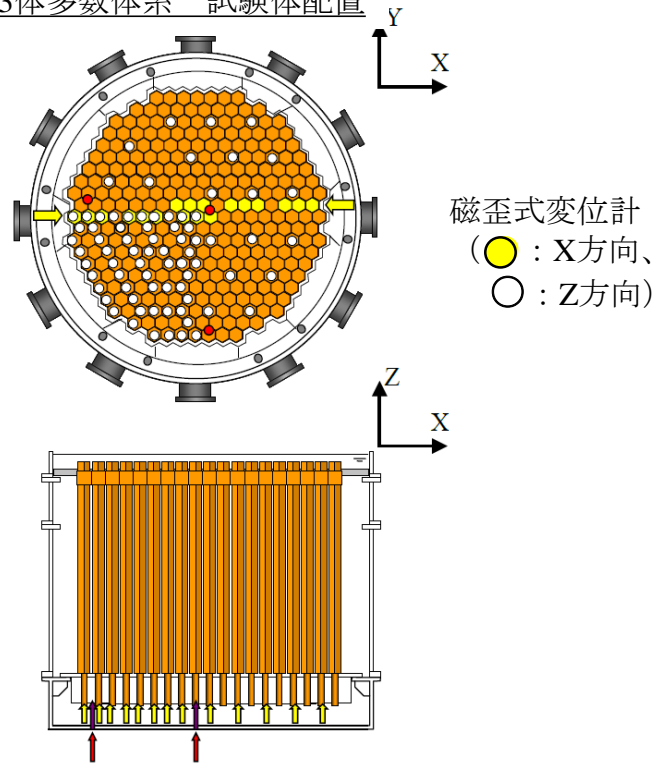
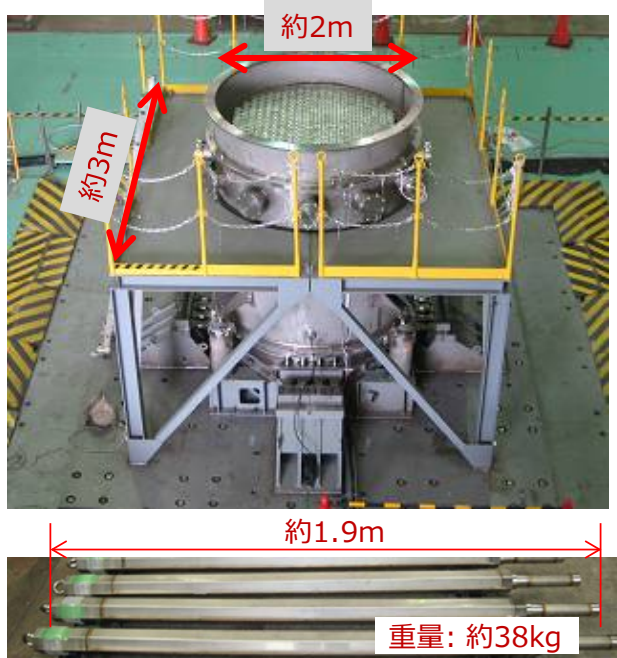
32体列体系 模擬地震波加振試験



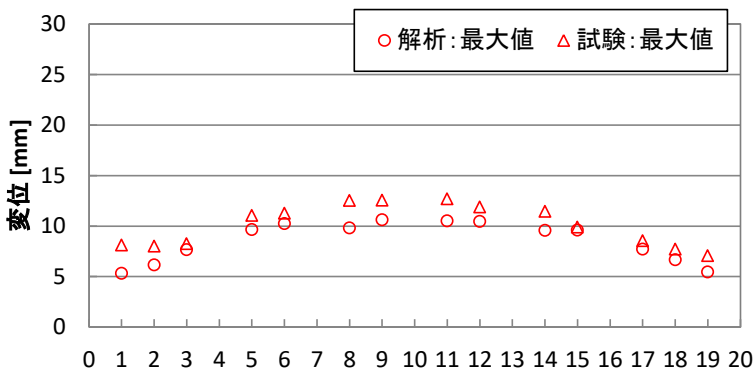
最大値の分布 端部は中央に比べ40%程度増加

- 端部においては、中心部に比べ衝突荷重の最大値は40%程度増加。解析でも同様に40%程度増加しており、概ね再現（最大値による確認）
- 本試験の場合、衝突荷重を15%程度大き目に評価

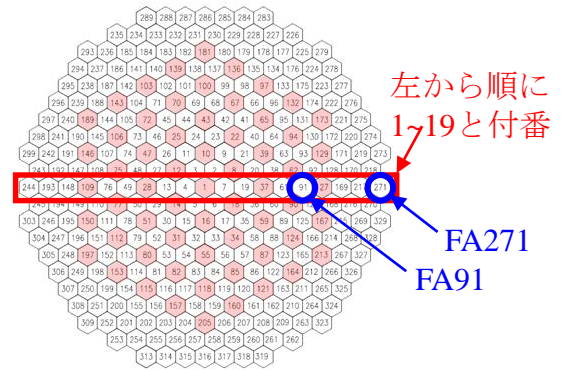
第3.2-5図 最外周付近で水平方向の衝突荷重が増大する列配置の効果：32体列体系試験



水平方向最大振幅の比較 水中・模擬地震波加振試験

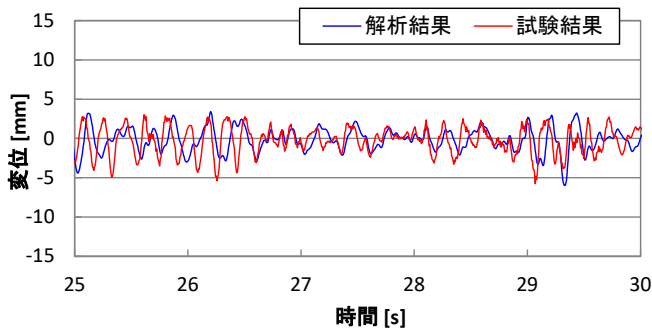


X方向水平変位 両振幅最大値

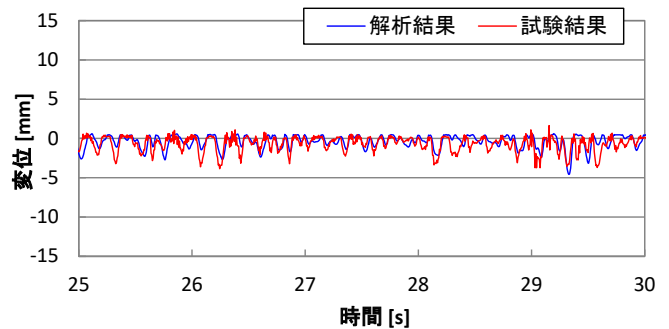


部分装荷状態 (ハッチ部試験体無)

水平方向変位挙動の比較 水中・模擬地震波加振試験



時刻歴応答比較 (FA91)



時刻歴応答比較 (FA271)

振幅最大値及び時刻歴応答波形は試験と解析において概ね一致

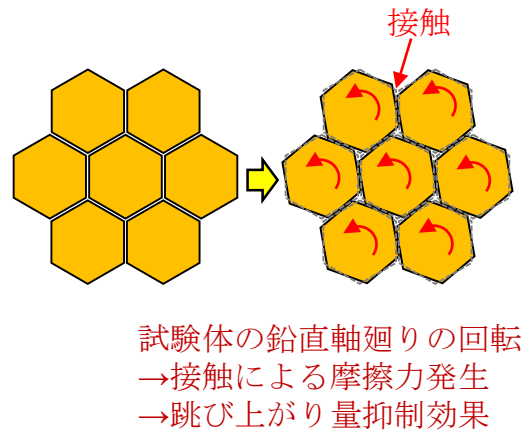
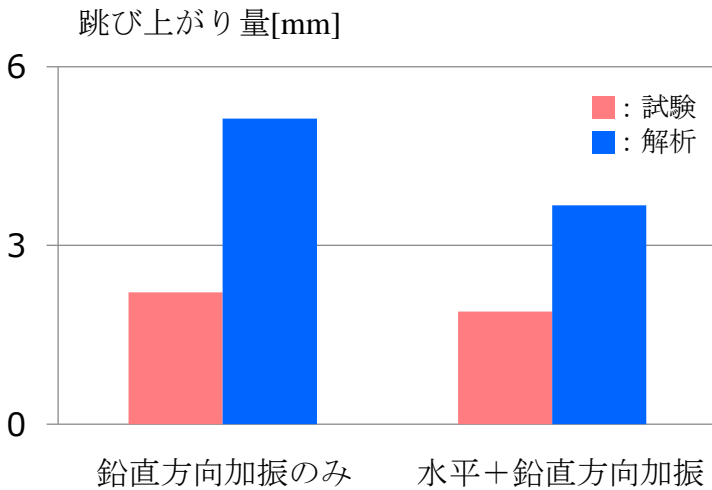
313体多数体系 跳び上がり量評価

跳び上がり量： ・ 上下方向のみ加振時 : 大
 ・ 水平+上下方向加振時 : 小

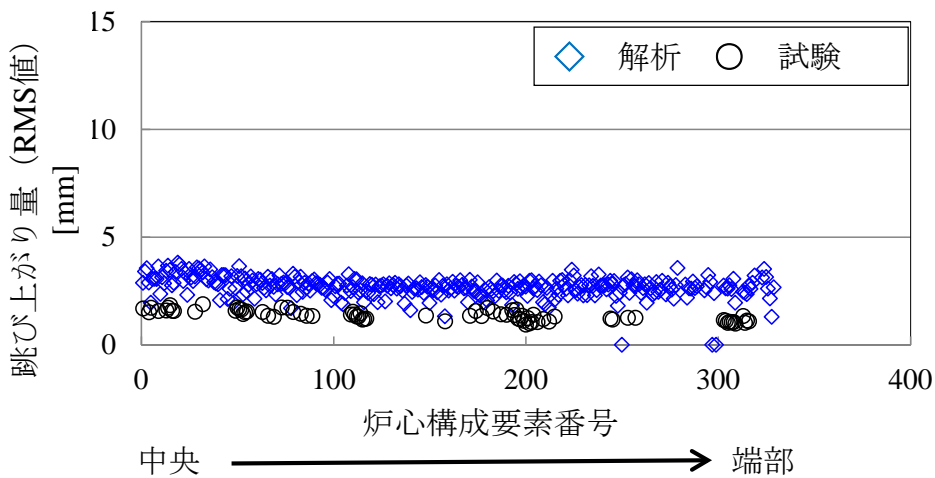
多数体系試験とその解析結果を比較すると、解析値は跳び上がり量を保守的に評価。

313体多数体系では、試験体の鉛直軸廻り（Z軸廻り）の回転により隣接する試験体と接触しその摩擦力が作用し、跳び上がり量を抑制する効果が現れていると推測。解析においては、鉛直軸廻りの回転を考慮していないため、隣接試験体との接触による摩擦力の作用は考慮されず、試験と解析で差が出た要因と考察。

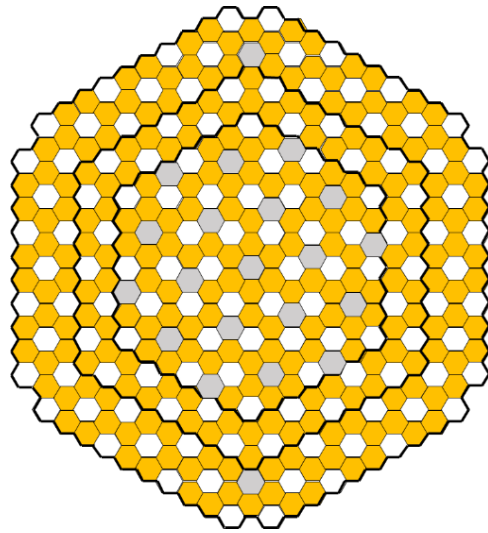
跳び上がり量最大値比較 水中・模擬地震波加振試験



跳び上がり量RMS値比較 水中・模擬地震波加振試験 (水平+鉛直方向加振)

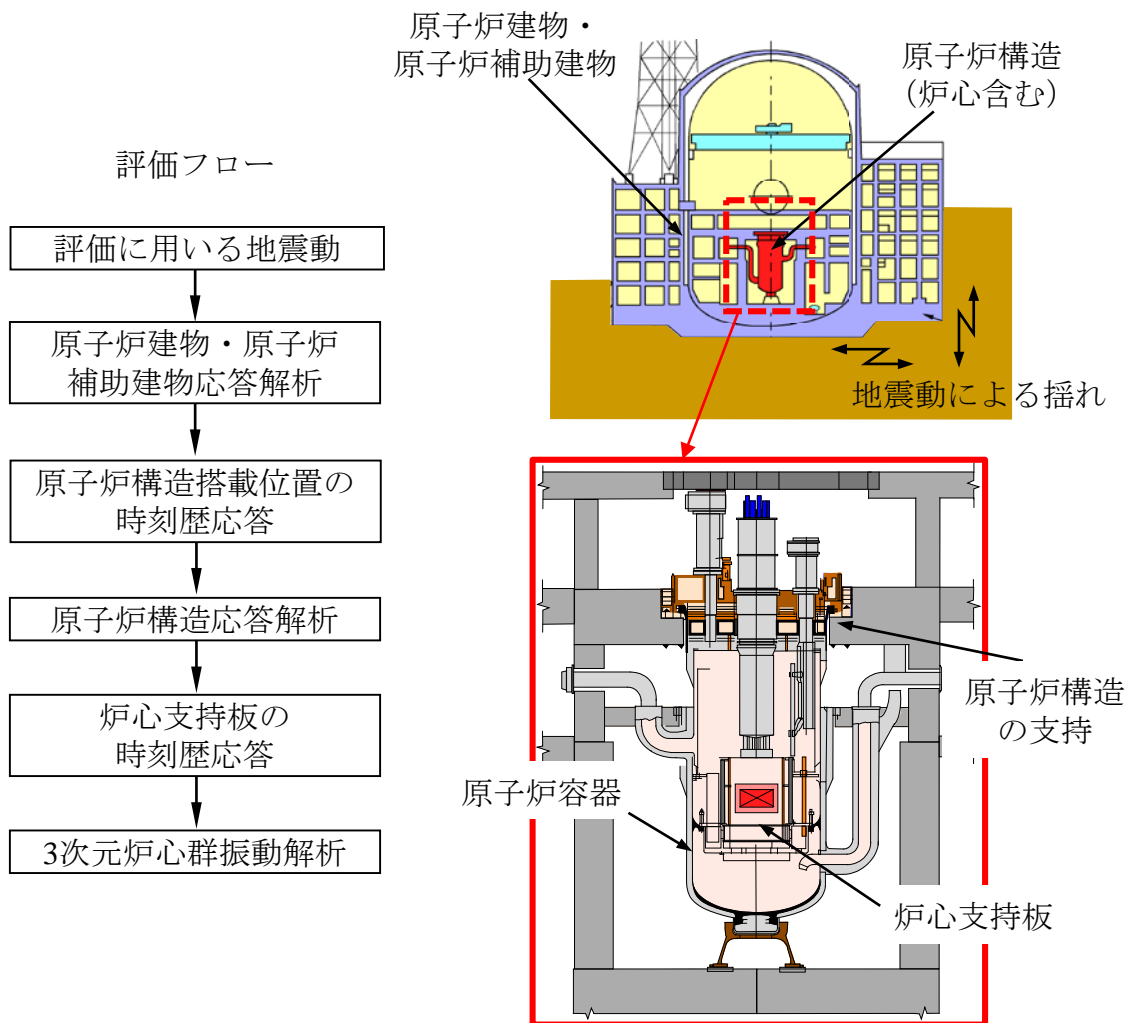


第3.2-7図 多数体系試験における跳び上がり量評価：313体多数体系試験

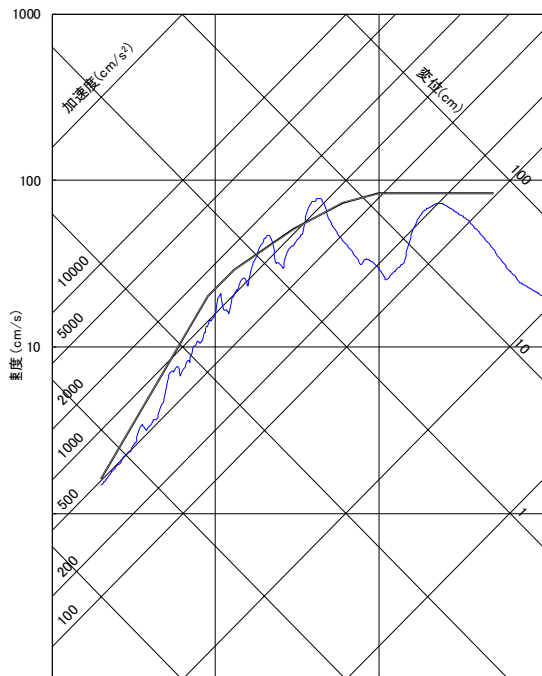
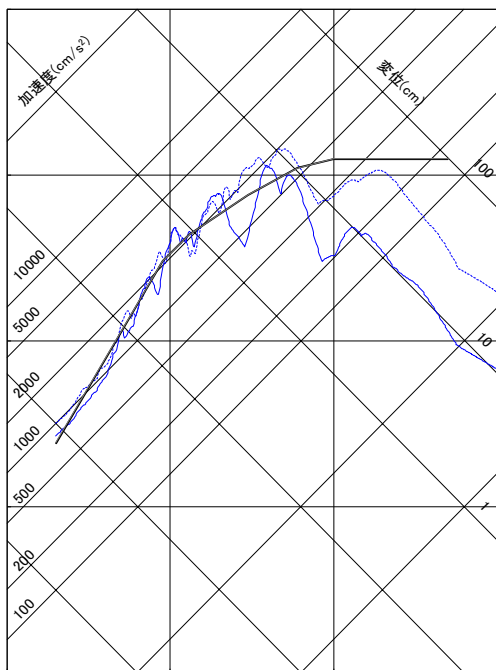


- : 制御棒集合体及び中性子源集合体
- : 模擬燃料体及び固定吸収体
- : 空き箇所 (124体分)

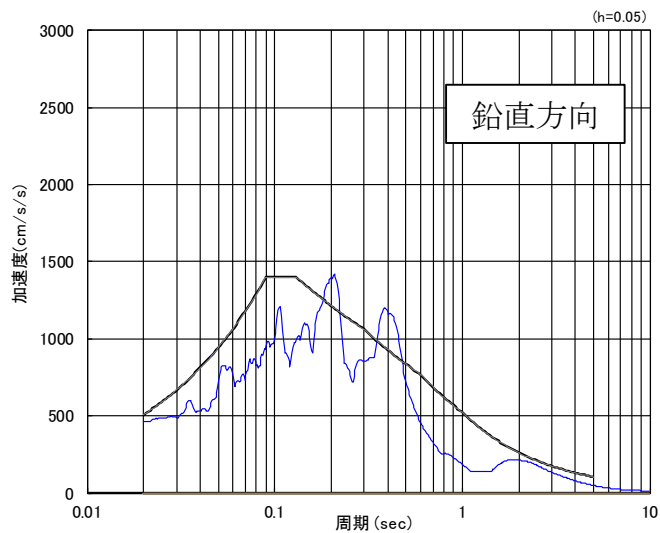
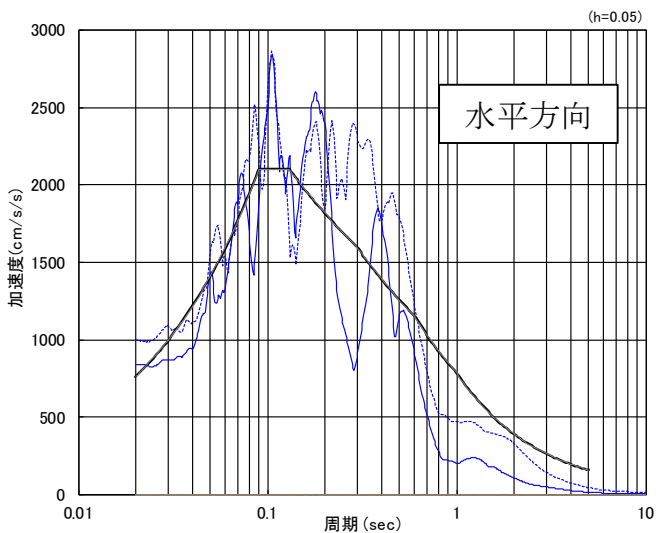
第4.1.1-1図 群振動解析評価対象の炉心構成 (燃料体取出し完了時)



第4.1.1-2図 地震動から各応答解析を経て3次元炉心群振動解析に至るまでの流れ



(1) 速度応答スペクトル



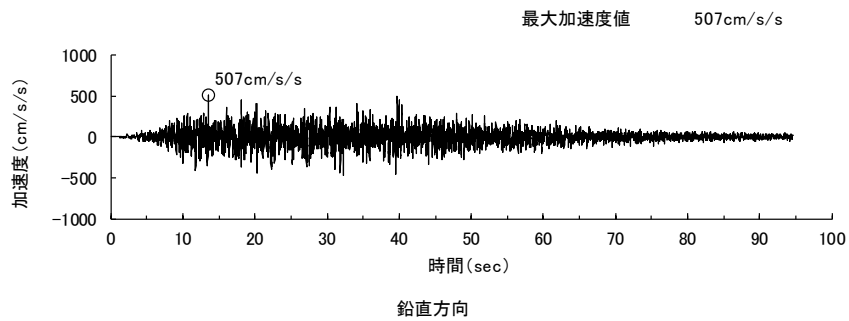
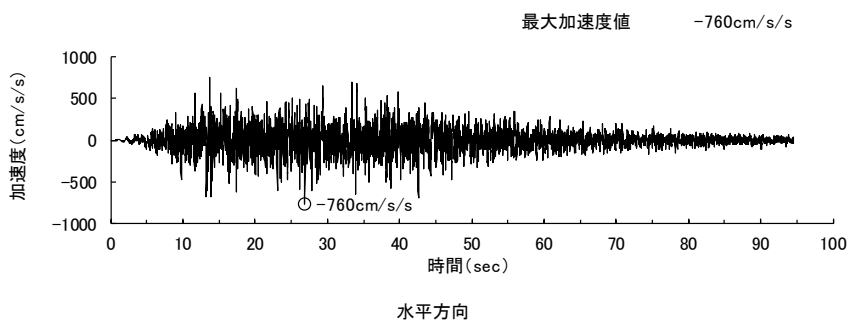
(2) 加速度応答スペクトル

凡例 (Gal)

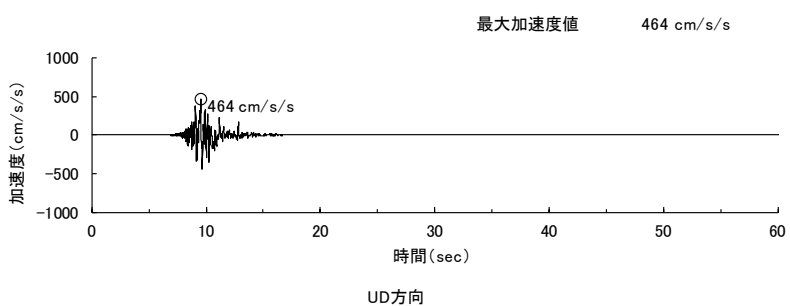
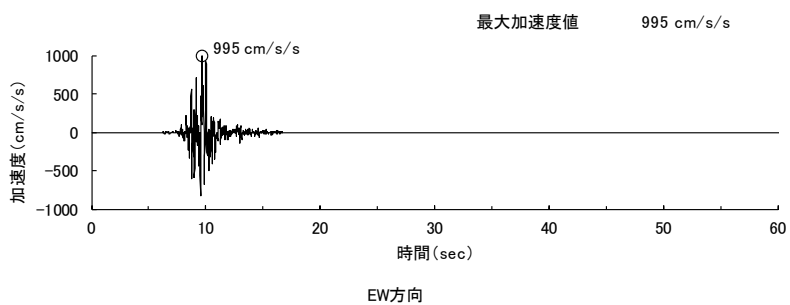
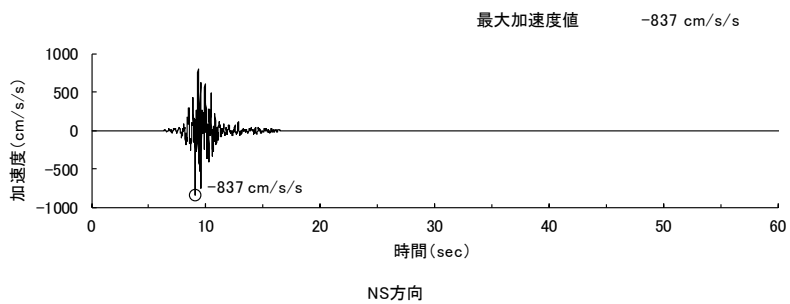
- : もんじゅ基準地震動Ss-D (水平760、鉛直507)
- : 軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動 (NS837、EW995、UD464)

※水平方向の図において、実線がNS方向、点線がEW方向のスペクトルを示す

第4.1.1-3図 炉心群振動評価に用いる地震動の応答スペクトル



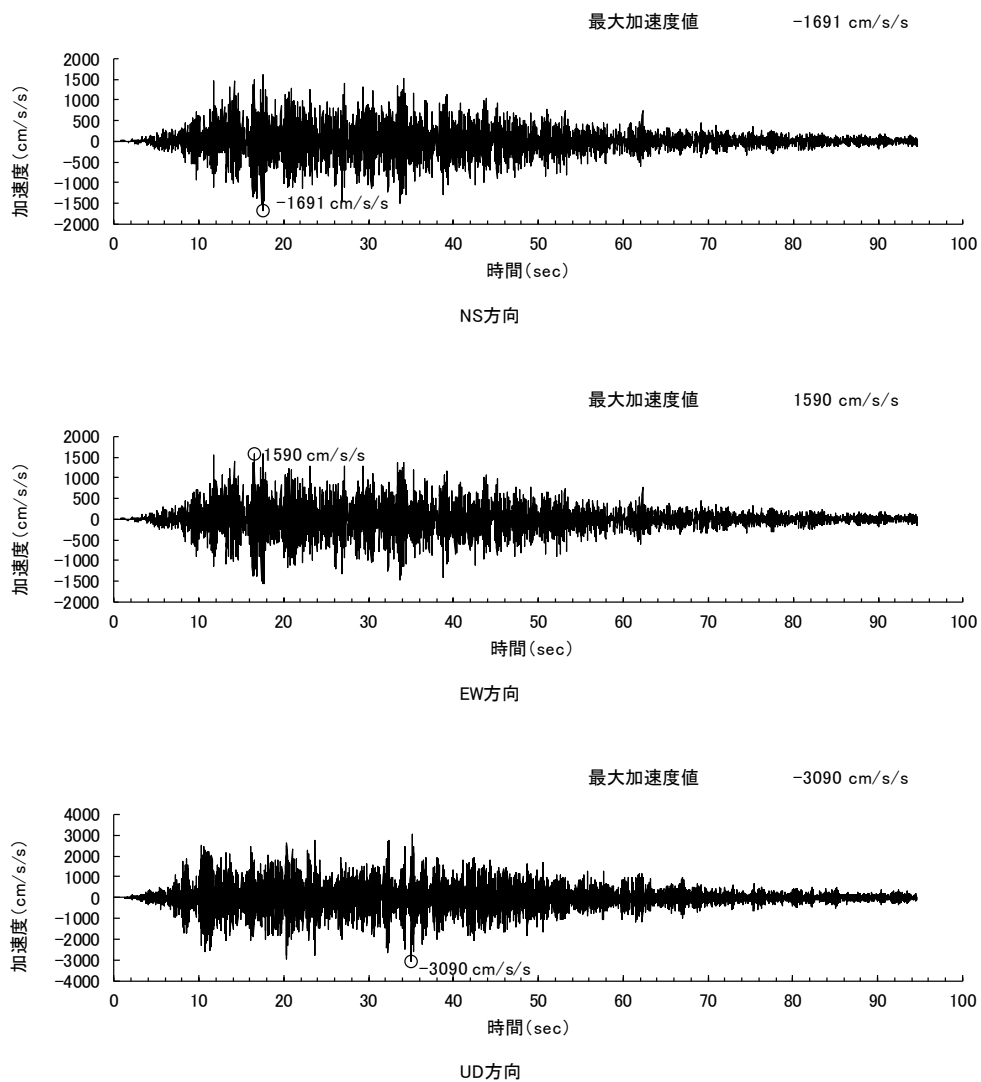
(1) 耐震バックチェック時に策定した基準地震動Ss-D



(2) 軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動

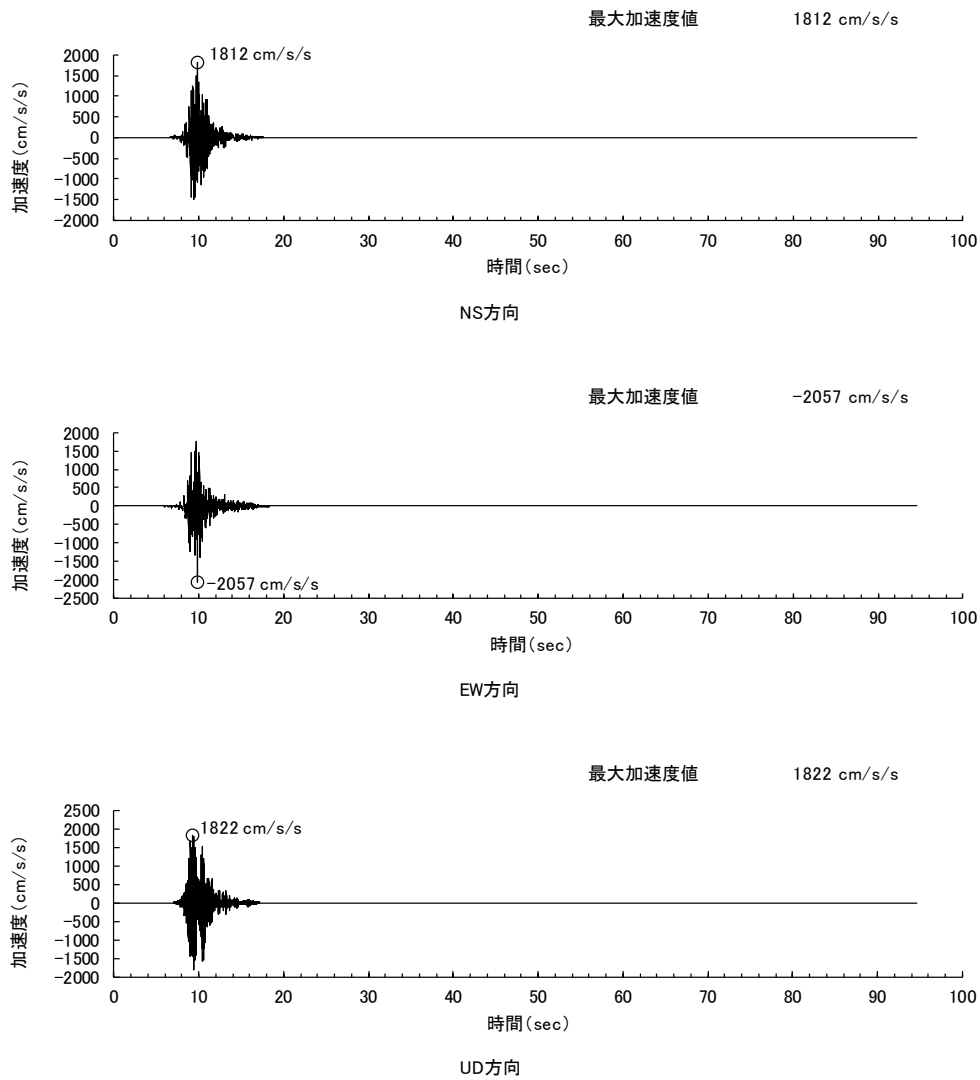
第4.1.1-4図 評価に用いる地震動の時刻歴波形

(1) 耐震バックチェック時に策定した基準地震動Ss-Dに対する応答



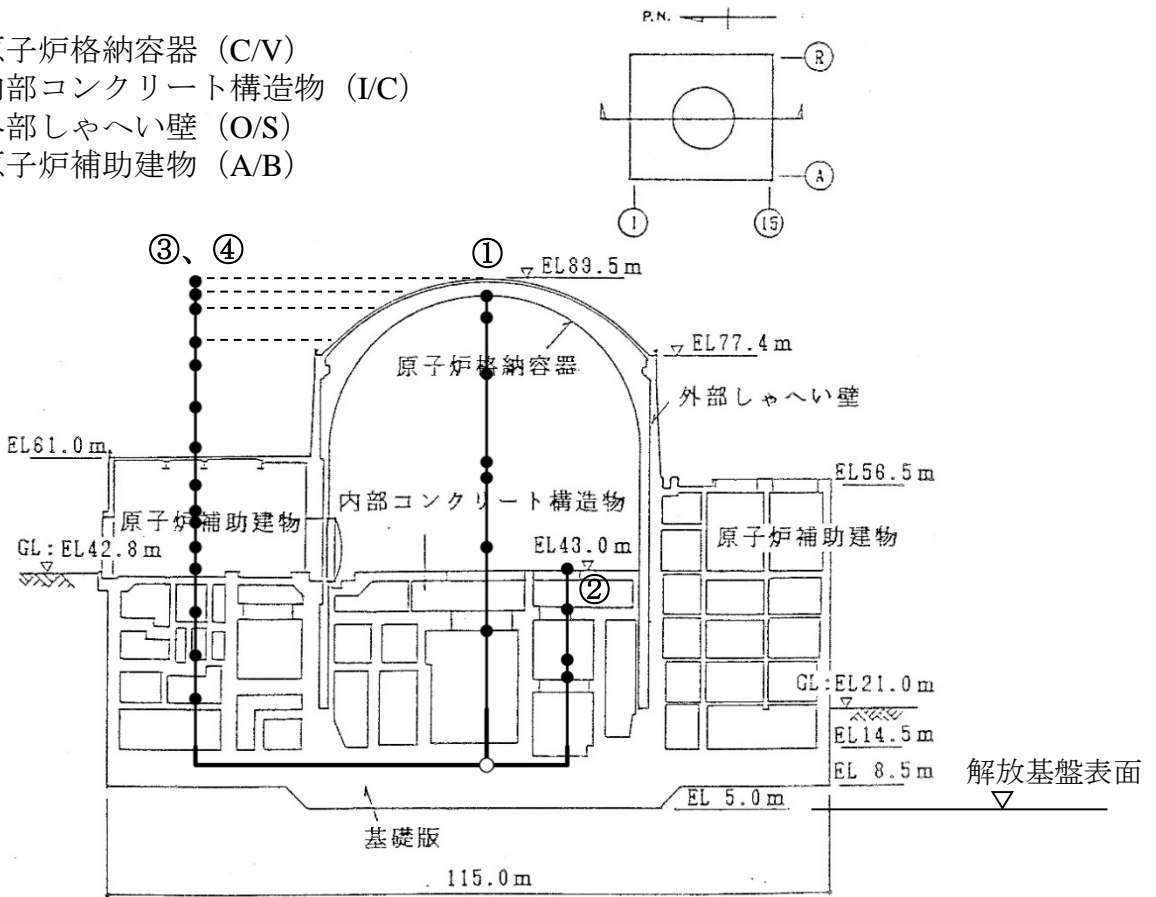
第4.1.1-5図 炉心支持板の加速度応答時刻歴波形(1)

(2) 軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動に対する応答

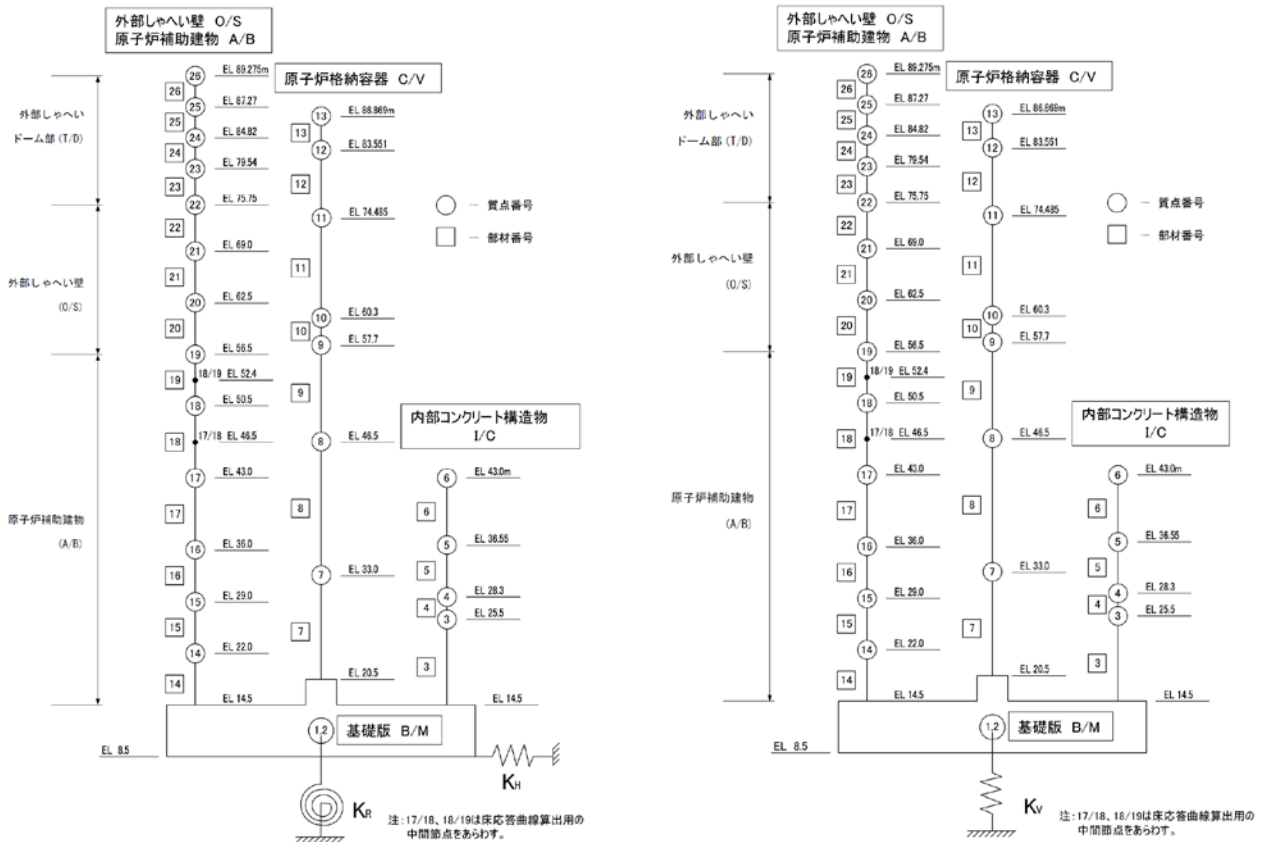


第4.1.1-6図 炉心支持板の加速度応答時刻歴波形(2)

- ① 原子炉格納容器 (C/V)
- ② 内部コンクリート構造物 (I/C)
- ③ 外部しゃへい壁 (O/S)
- ④ 原子炉補助建物 (A/B)



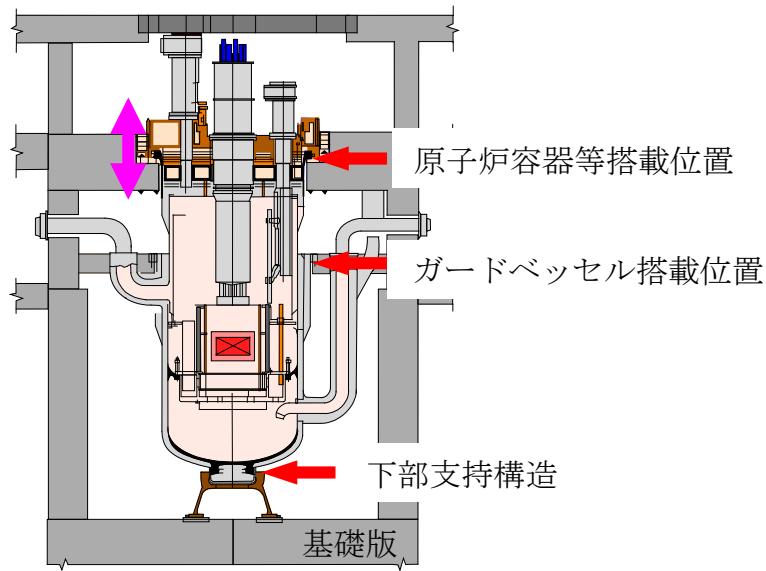
(1) 原子炉建物・原子炉補助建物と応答解析モデルの質点との関係



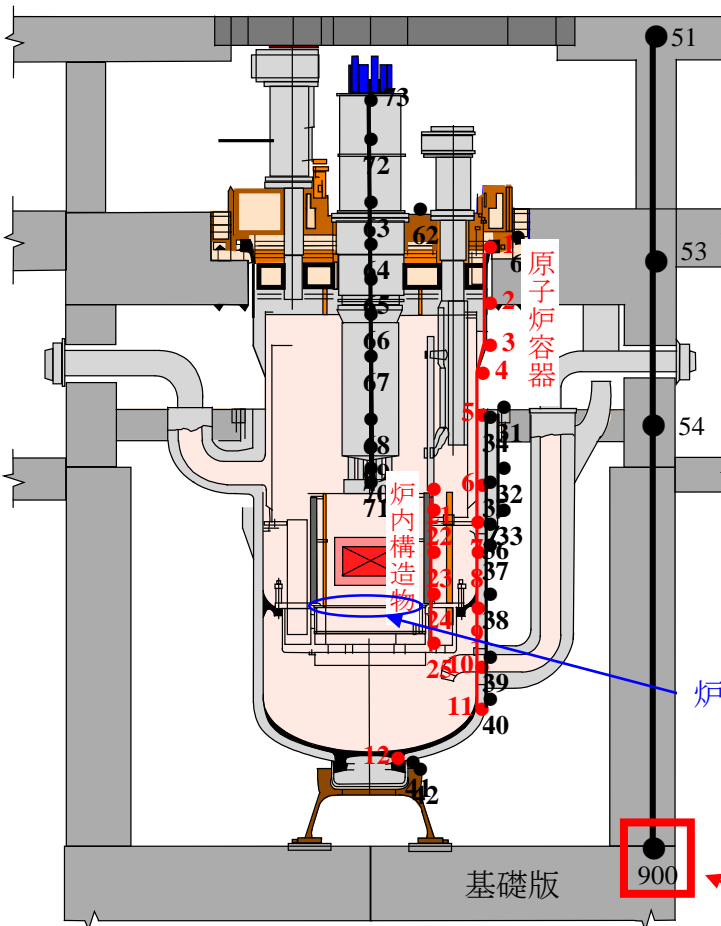
(2) 水平方向の応答解析モデル

(3) 鉛直方向の応答解析モデル

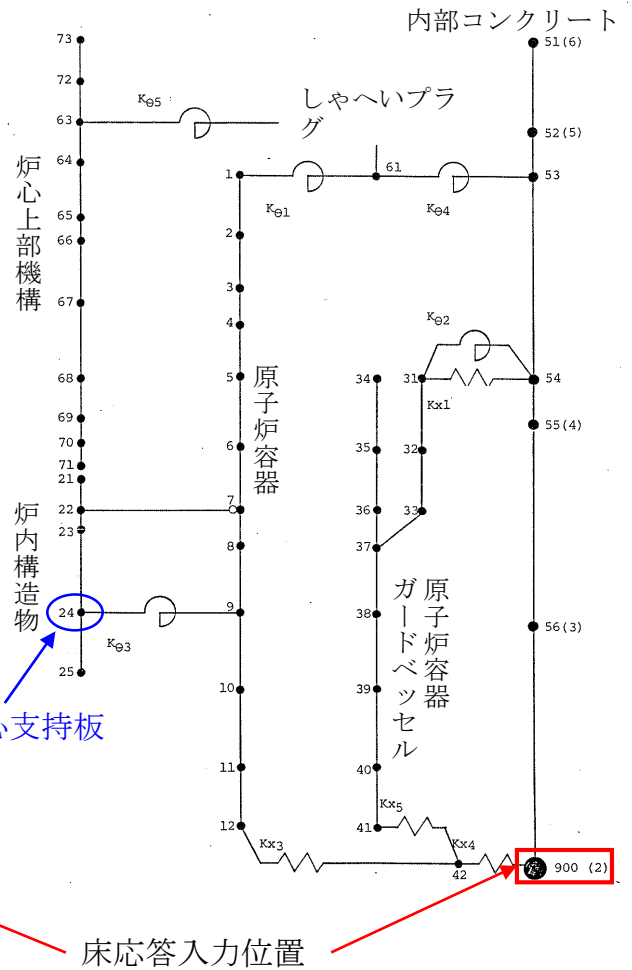
第4.1.1-7図 建物の地震応答解析モデル



(a) 原子炉構造への地震動伝達経路

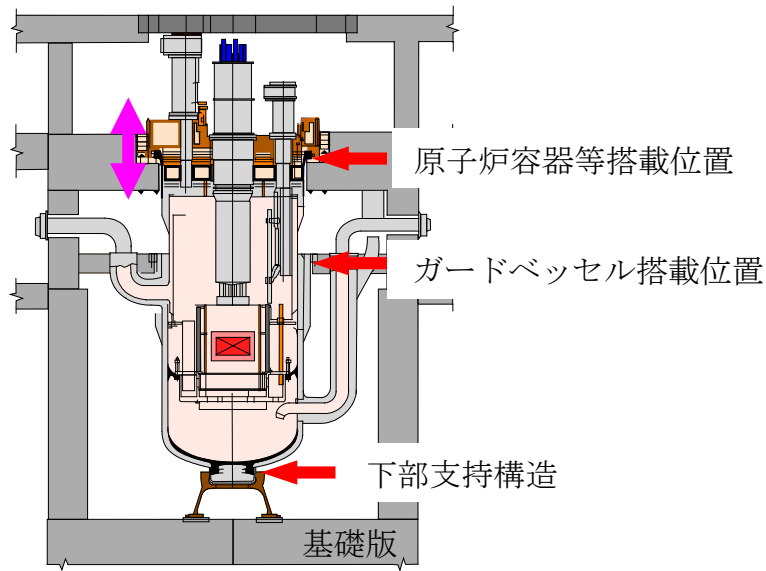


(b) 原子炉構造と解析モデル質点の対応

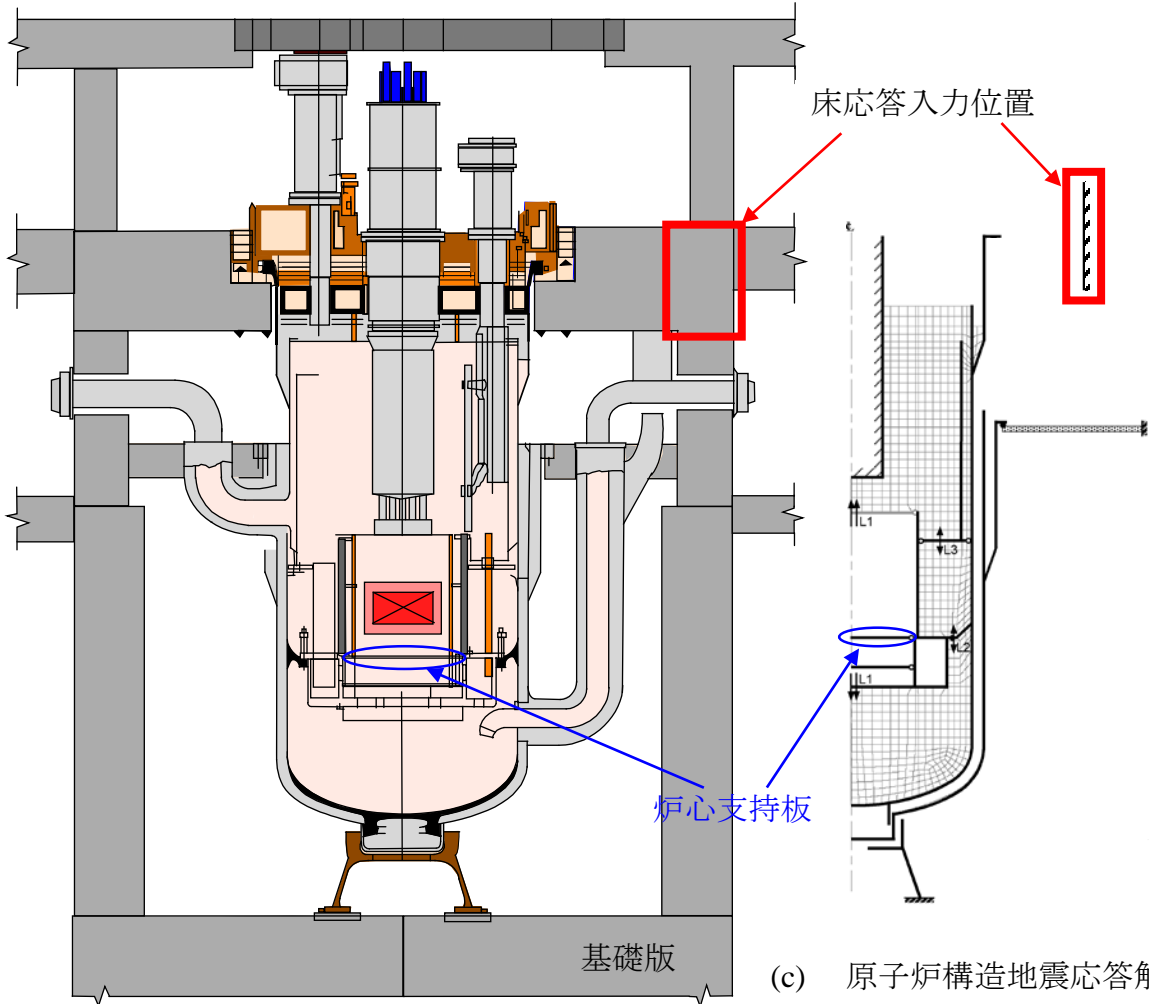


(c) 原子炉構造地震応答解析モデル

第4.1.1-8図 原子炉構造の水平方向地震応答解析モデル



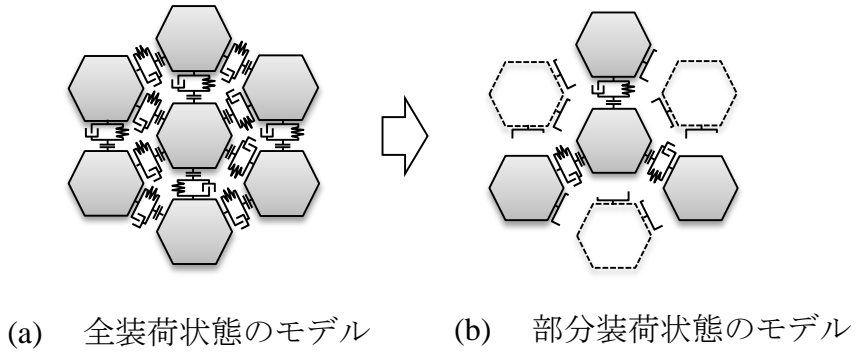
(a) 原子炉構造への地震動伝達経路



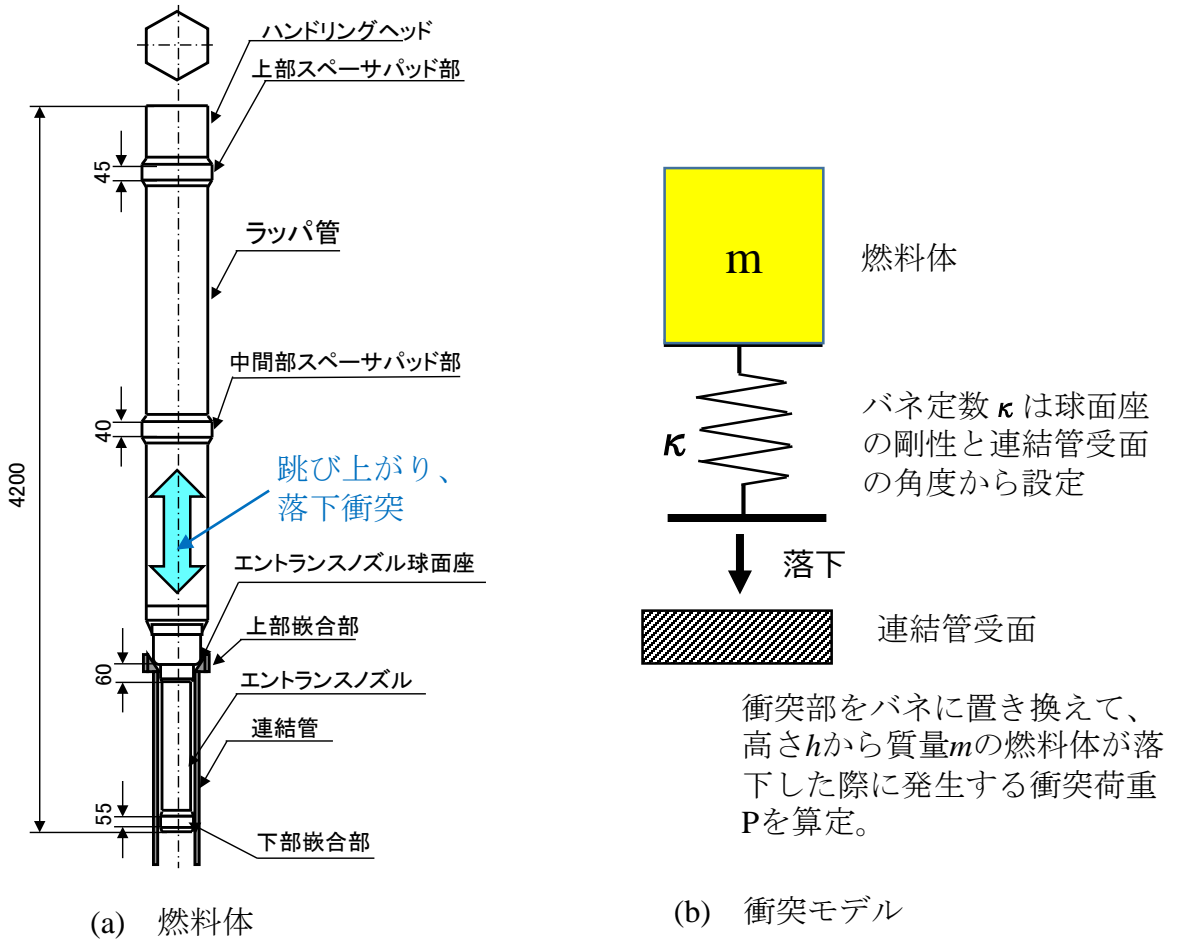
(b) 原子炉構造

(c) 原子炉構造地震応答解析モデル

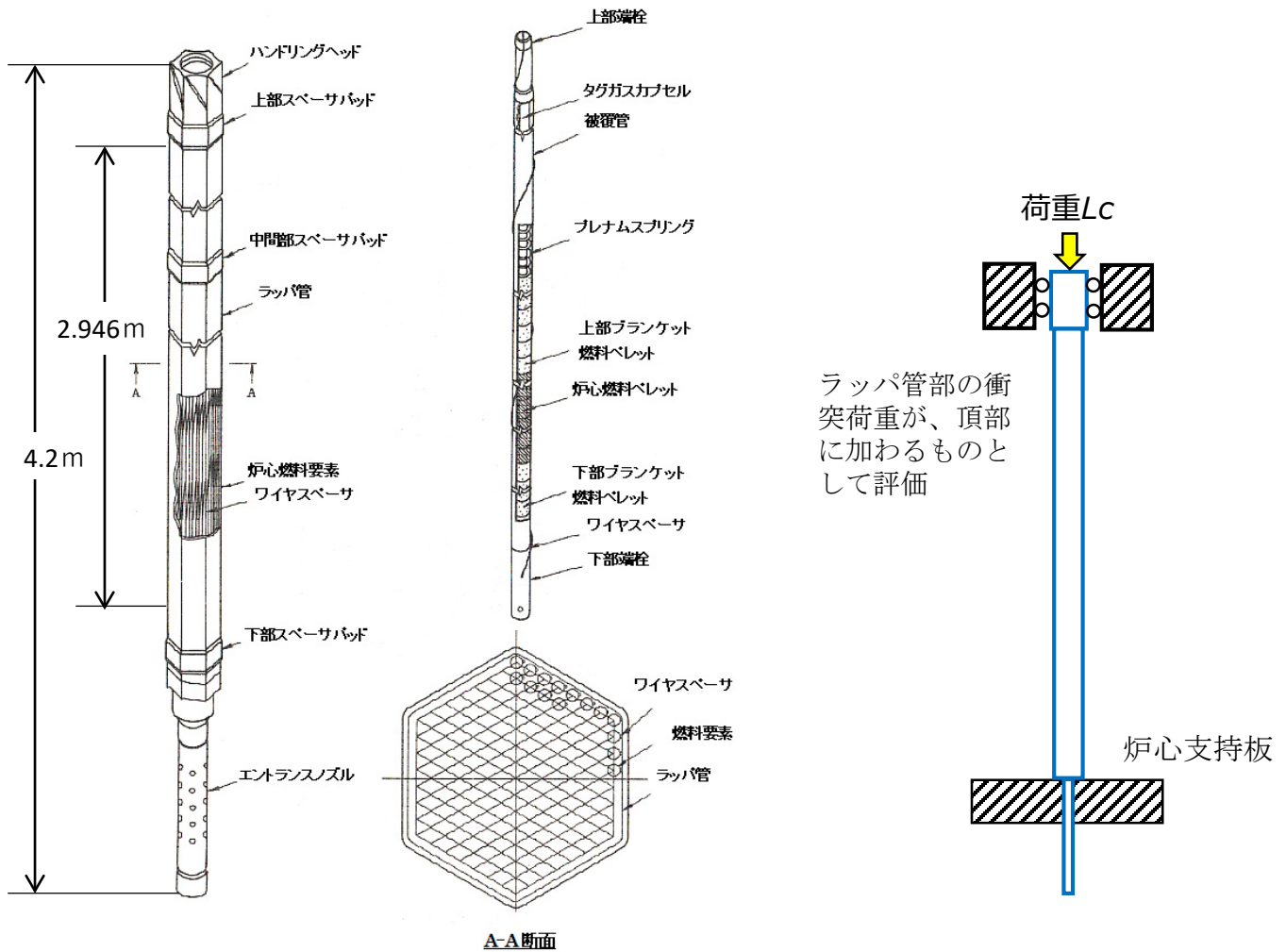
第4.1.1-9図 原子炉構造の鉛直方向地震応答解析モデル



第4.1.1-10図 模擬燃料体非装荷箇所モデル

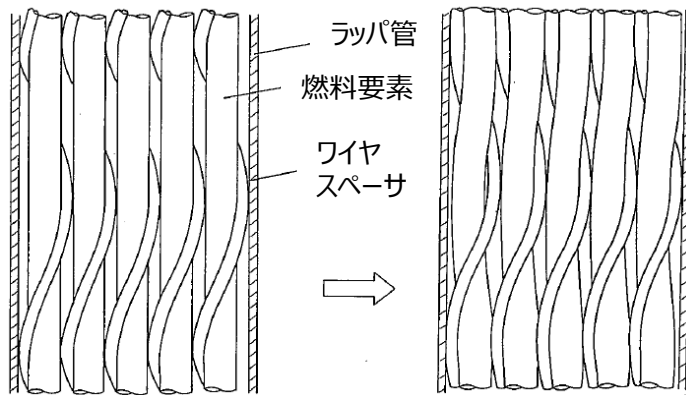


第4.1.2-1図 燃料体の落下モデル



(a) 燃料体の構造

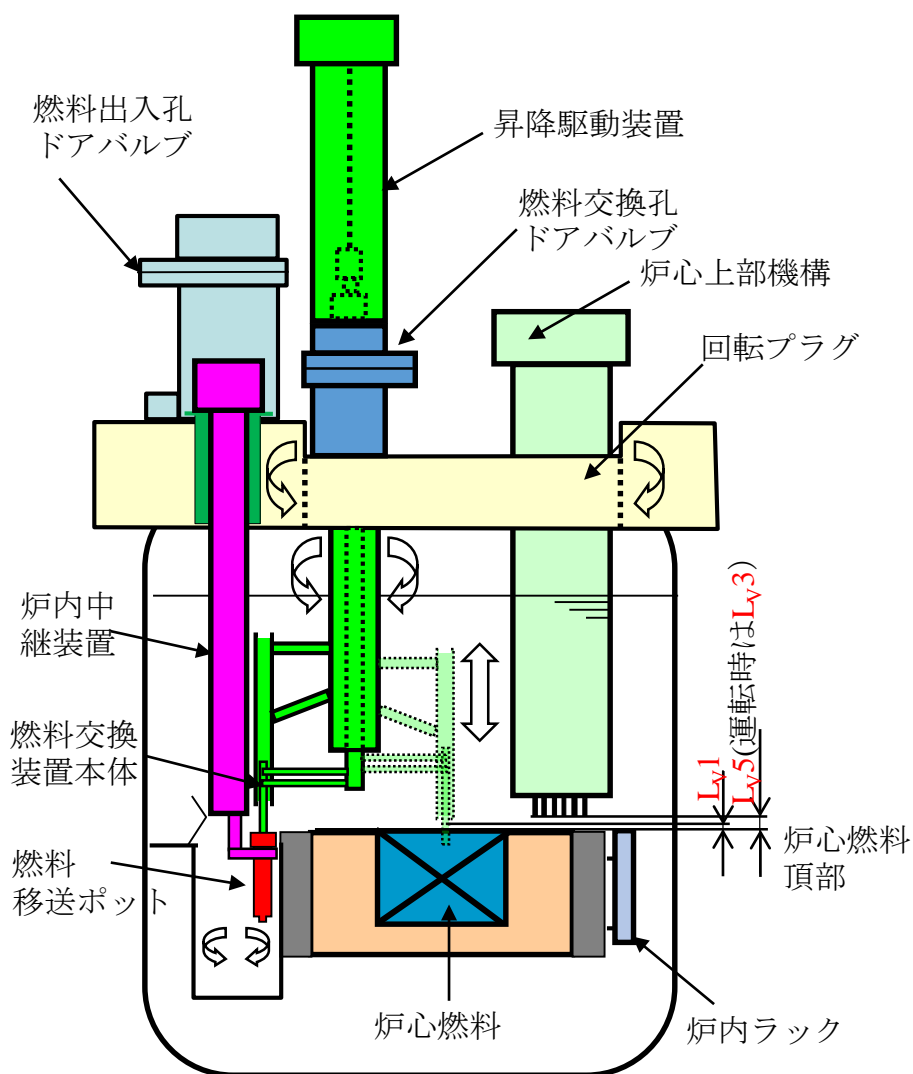
(b) ラッパ管の座屈評価



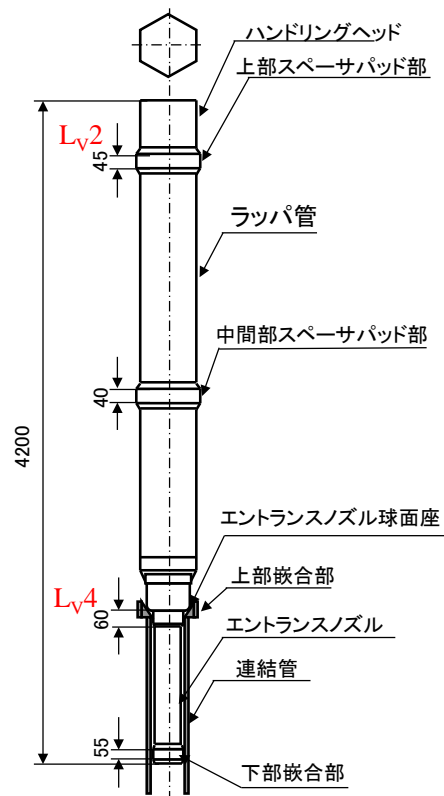
(c) 燃料被覆管の座屈評価

燃料被覆管がたわみやすい、ワイヤスペーサの1スパン間で評価を実施。

第4.1.2-2図 燃料体の構造概要と座屈評価モデル



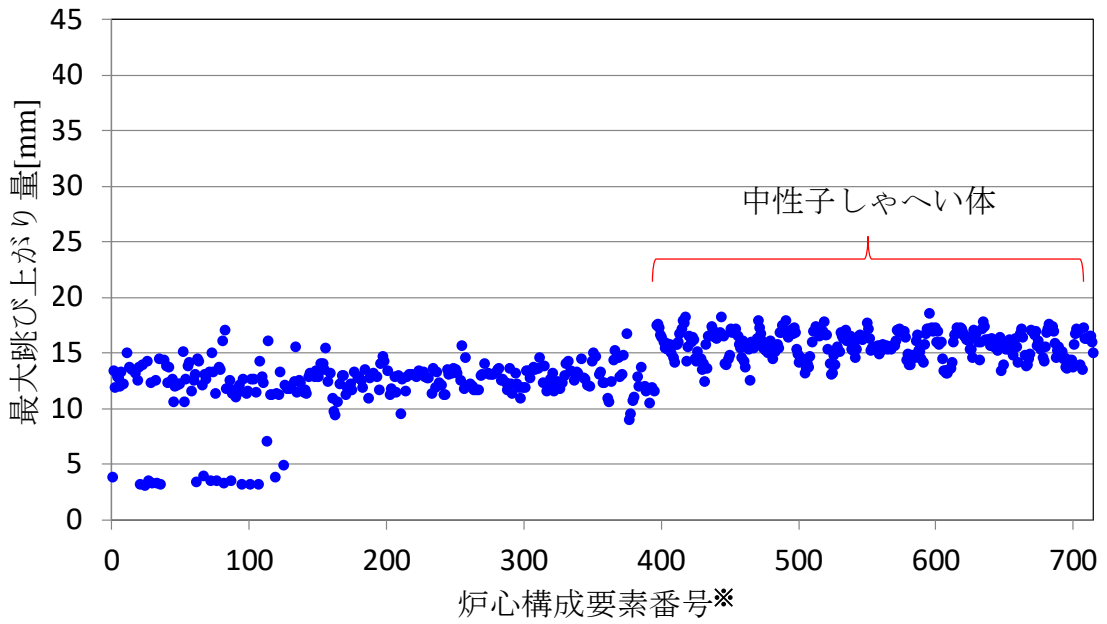
(a) 原子炉容器廻りの概要



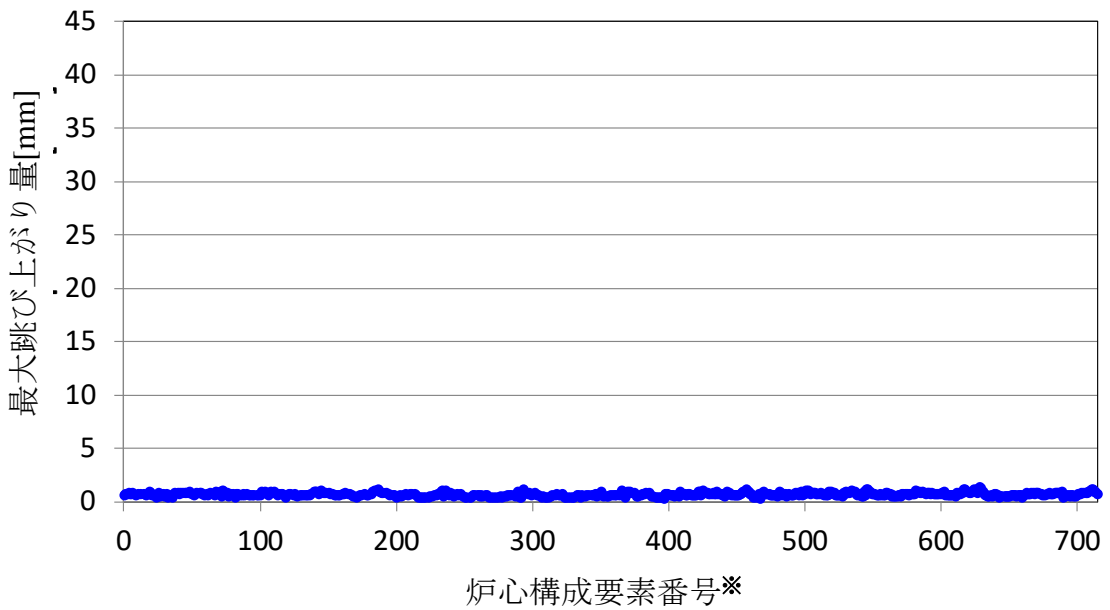
(b) 燃料体及び連結管の概要

第4.1.3-1図 原子炉容器廻り及び燃料体の概要

※：炉心中心の要素を1とし内側から順番に付与した番号



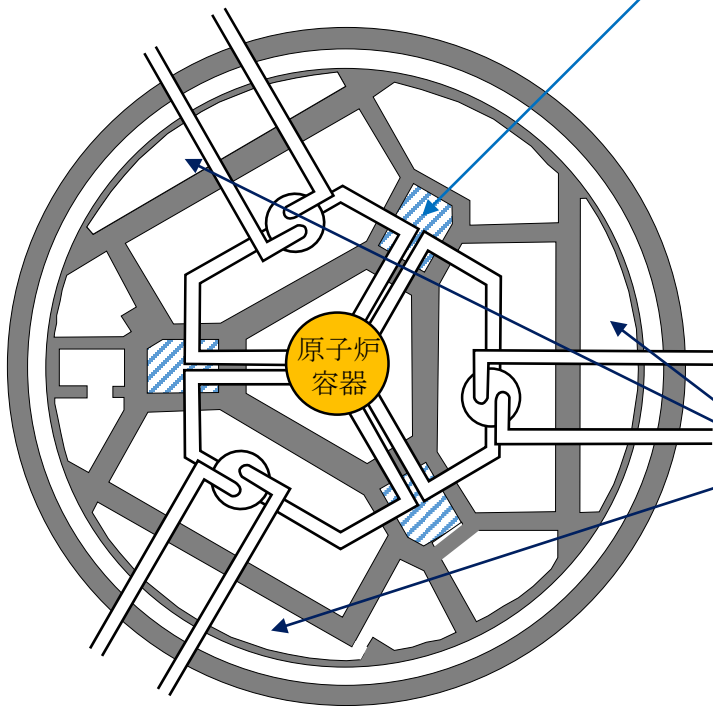
(a) 基準地震動Ss-Dに基づく評価



(b) 軽水炉を参考に先定した地震動に基づく評価

第4.1.3-2図 炉心構成要素の跳び上がり量評価結果

斜線部の1次主冷却系配管室
(3室) への放熱は考慮しない



想定

- 3系統の冷却機能喪失（主冷却系での除熱、放熱無）
- 原子炉容器室及び1次主冷却系室の窒素雰囲気調節装置が停止

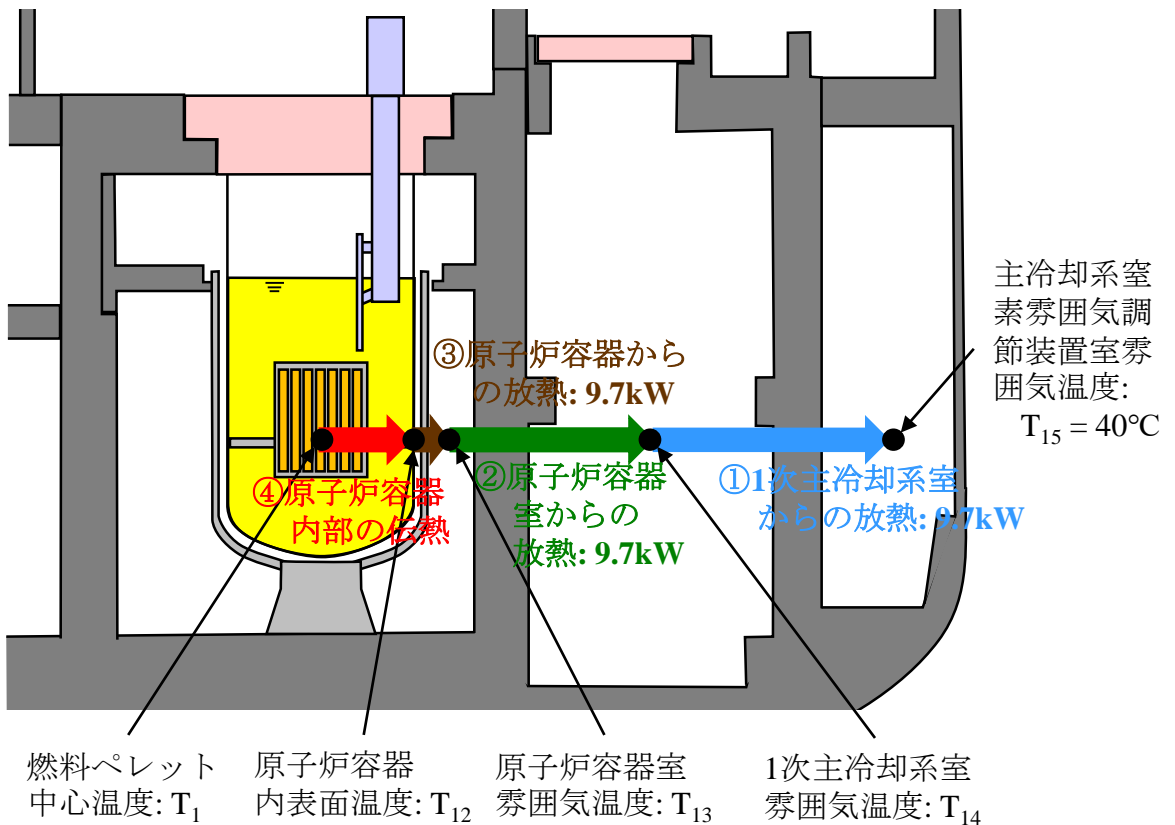


外気導入が可能な部屋
による除熱

注：建屋図はEL21.5M～EL25..5Mをベースに記載。但し、1次主冷却系室はEL28.3Mで記載

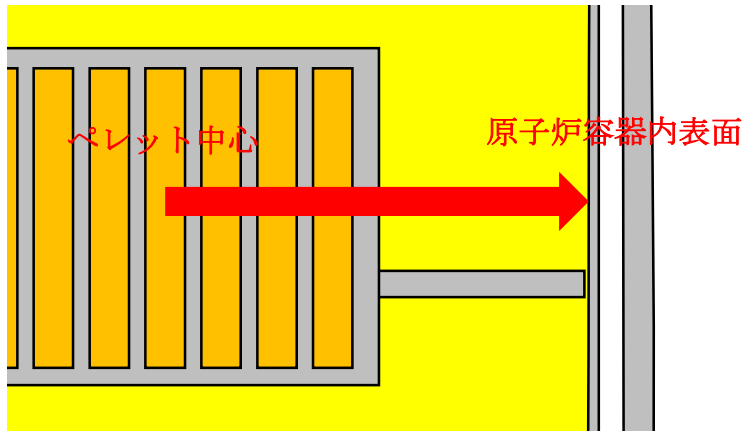
第 4.2.1-1 図 冷却機能喪失時の除熱評価条件の想定

保守的な評価を行うため、上下の放熱は無視

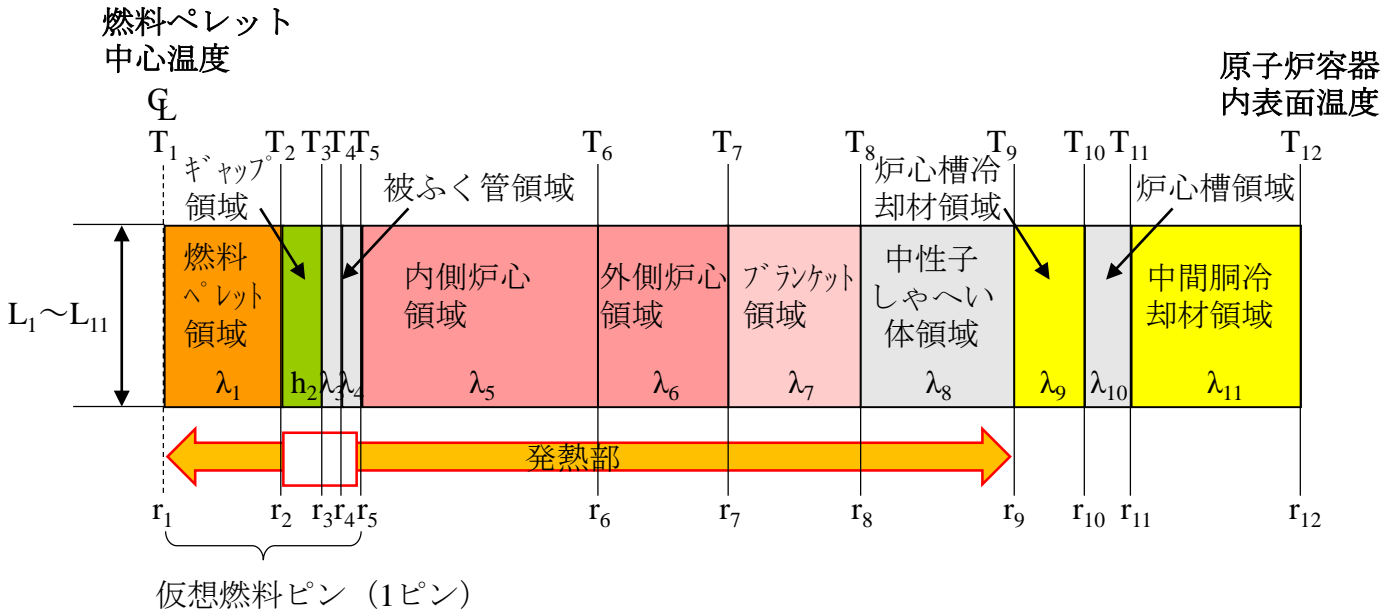


第 4.2.1-2 図 原子炉容器からの放熱モデル

保守的な評価を行うため、上下の放熱は無視

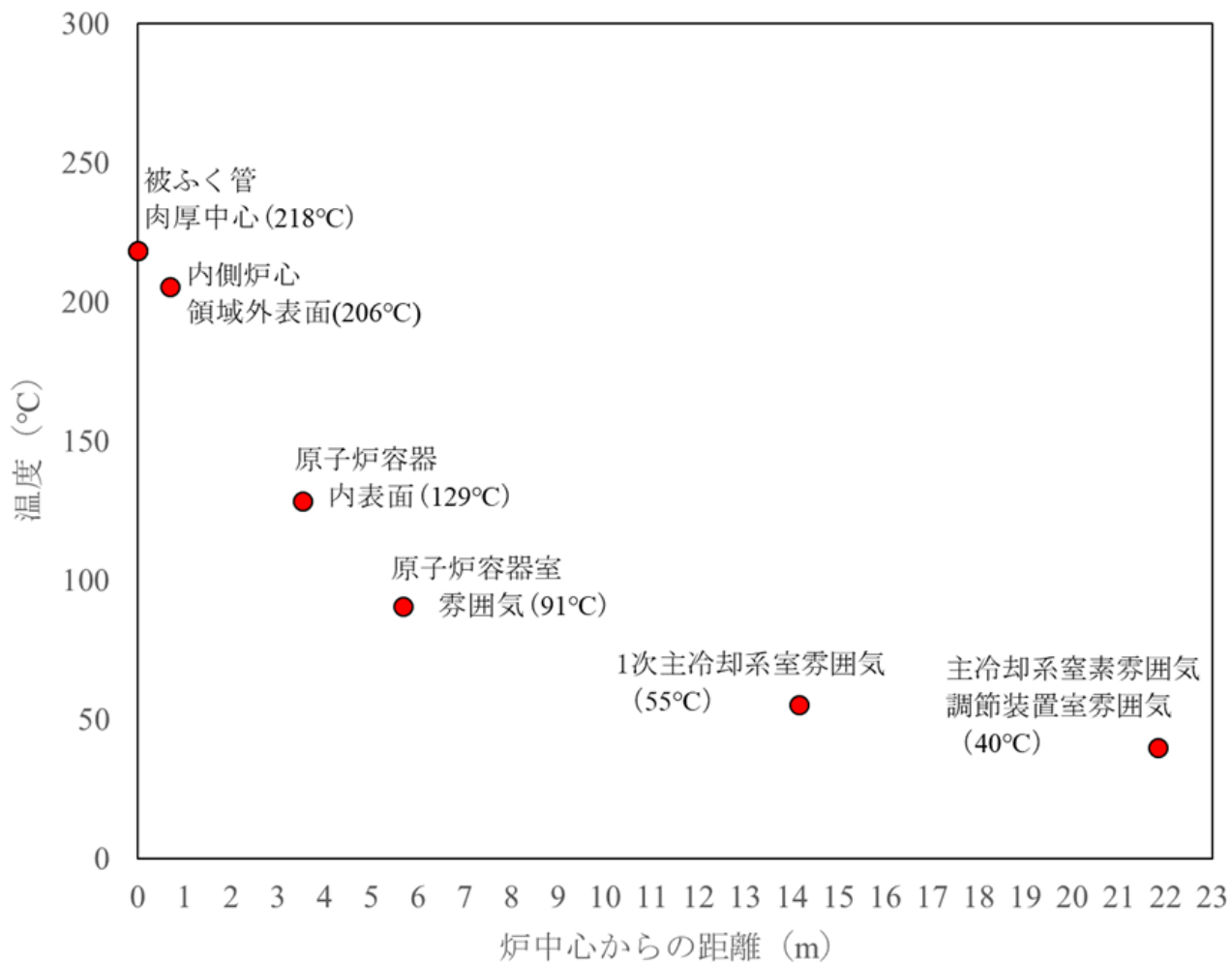


(i) モデル範囲

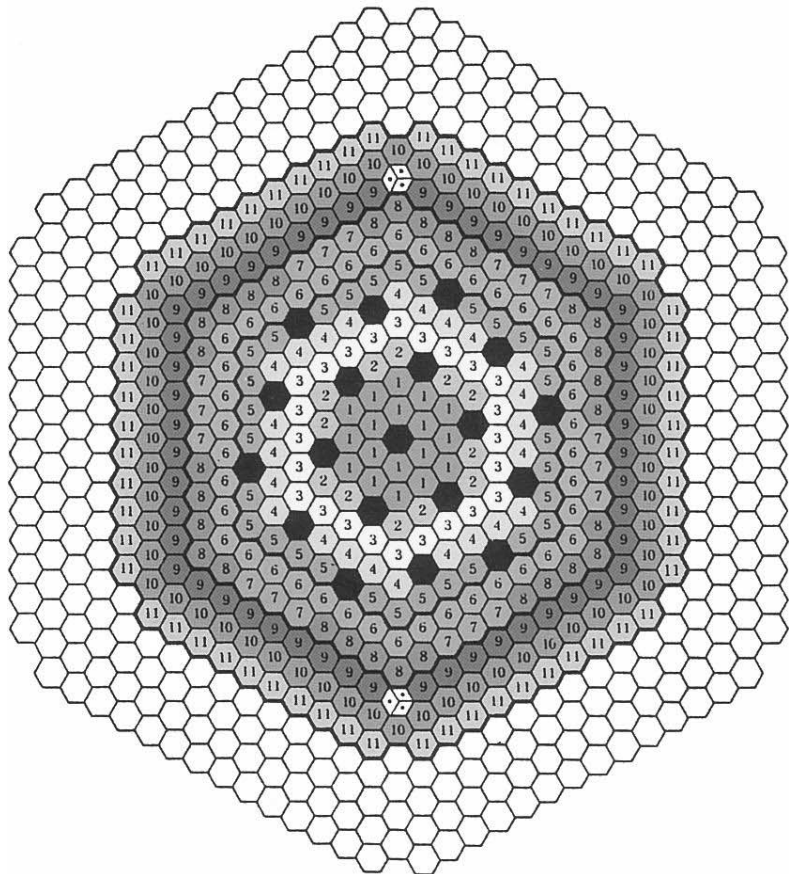


(ii) 領域区分

第 4.2.1-3図 原子炉容器内部の熱伝導モデル



第 4.2.1-4 図 冷却機能喪失時の温度評価結果



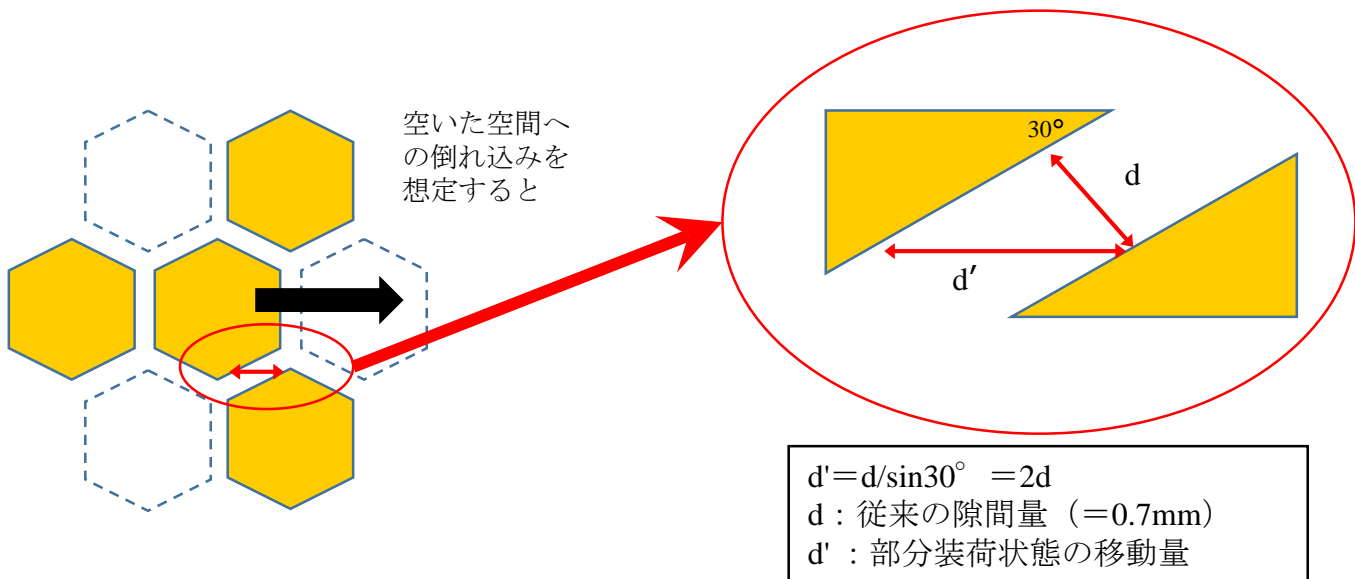
記号	領域	
①	流量領域 1	内側炉心
②	流量領域 2	
③	流量領域 3	
④	流量領域 4	
⑤	流量領域 5	
⑥	流量領域 6	外側炉心
⑦	流量領域 7	
⑧	流量領域 8	
⑨	流量領域 9	ブランケット
⑩	流量領域 10	
⑪	流量領域 11	
●	制御棒集合体	
⊛	中性子源集合体	
○	中性子しゃへい体等	

(a) もんじゅの炉心の流量配分領域図

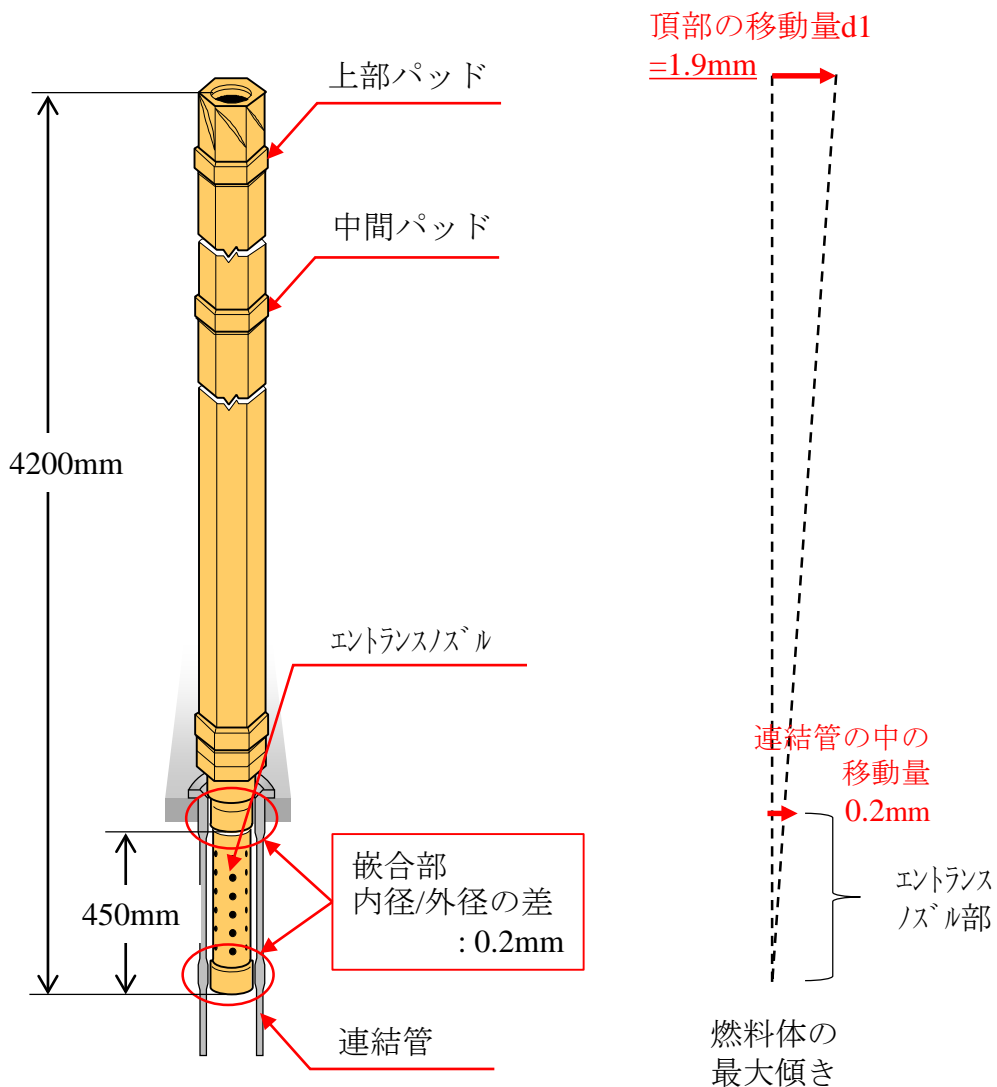
炉心構成要素		数量
	内側炉心	108
	外側炉心	90
ブランケット燃料集合体		172
制御棒集合体	微調整棒	3
	粗調整棒	10
	後備炉停止棒	6
中性子源集合体		2
中性子しゃへい体		316
サーベイランス集合体		8

(b) もんじゅの炉心構成要素の種類

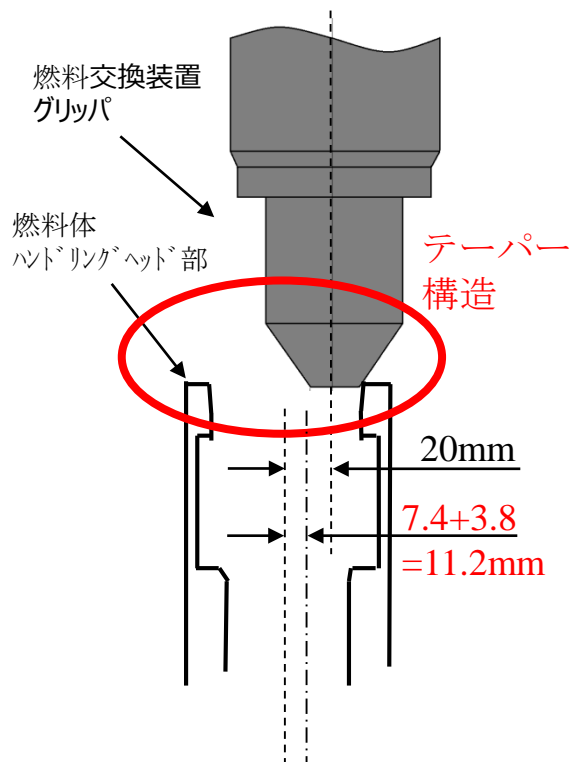
第4.2.2-1図 もんじゅの炉心構成と流量配分



第4.3.1-1図 空間への倒れ込みを想定した燃料体頂部の移動量

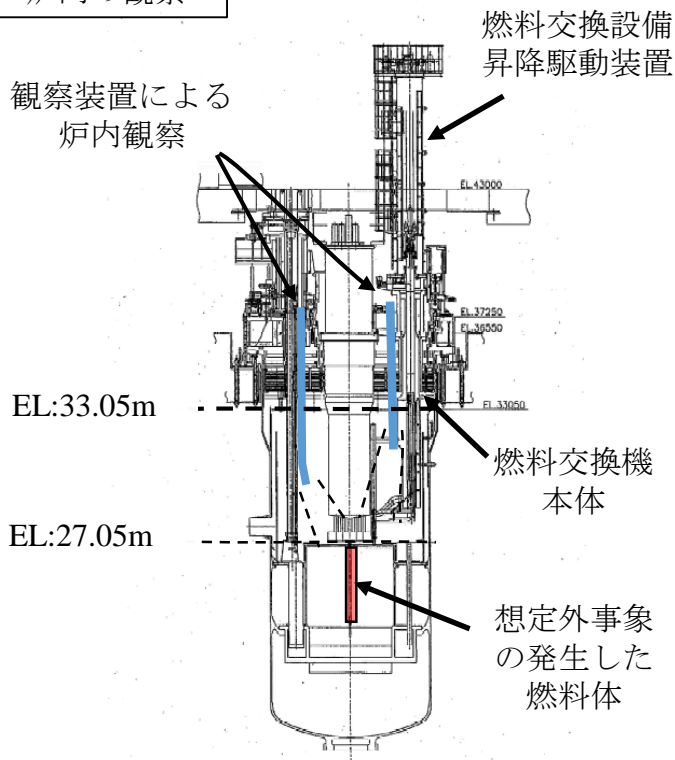


第4.3.1-2図 燃料体の傾きによる燃料体頂部の移動量

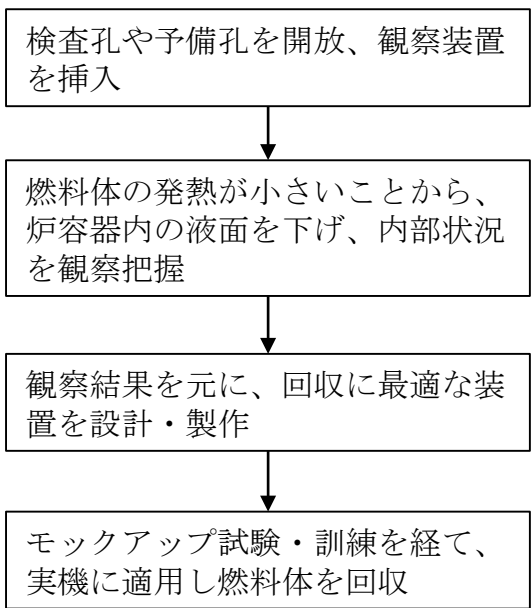


第4.3.1-3図 グリップと燃料体ハンドリングヘッドとの関係

炉内の観察

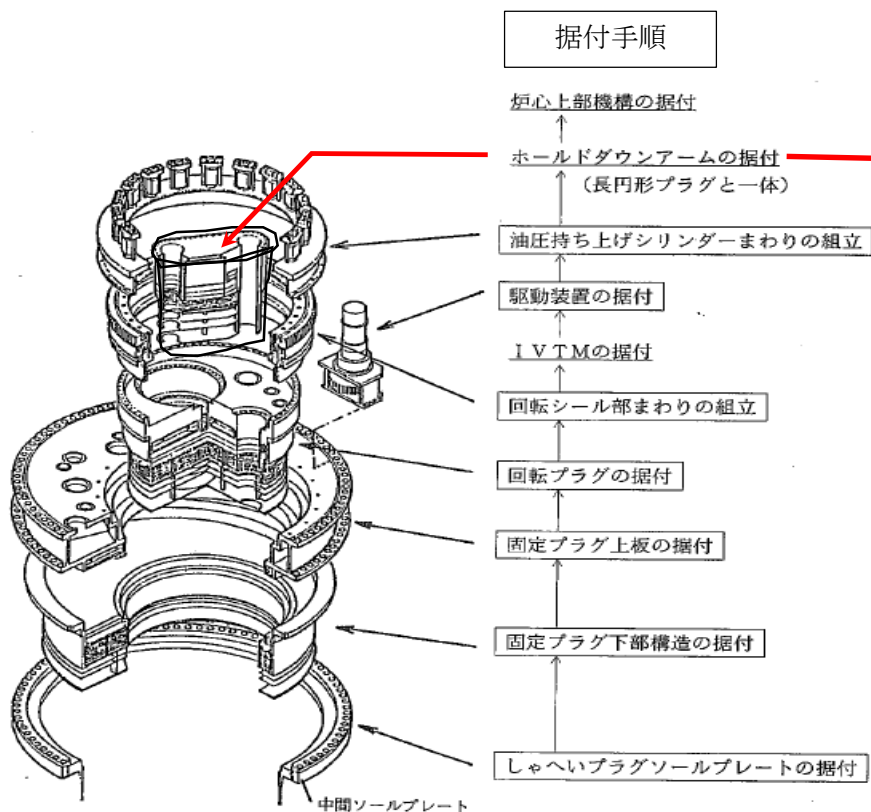


回収までの流れ



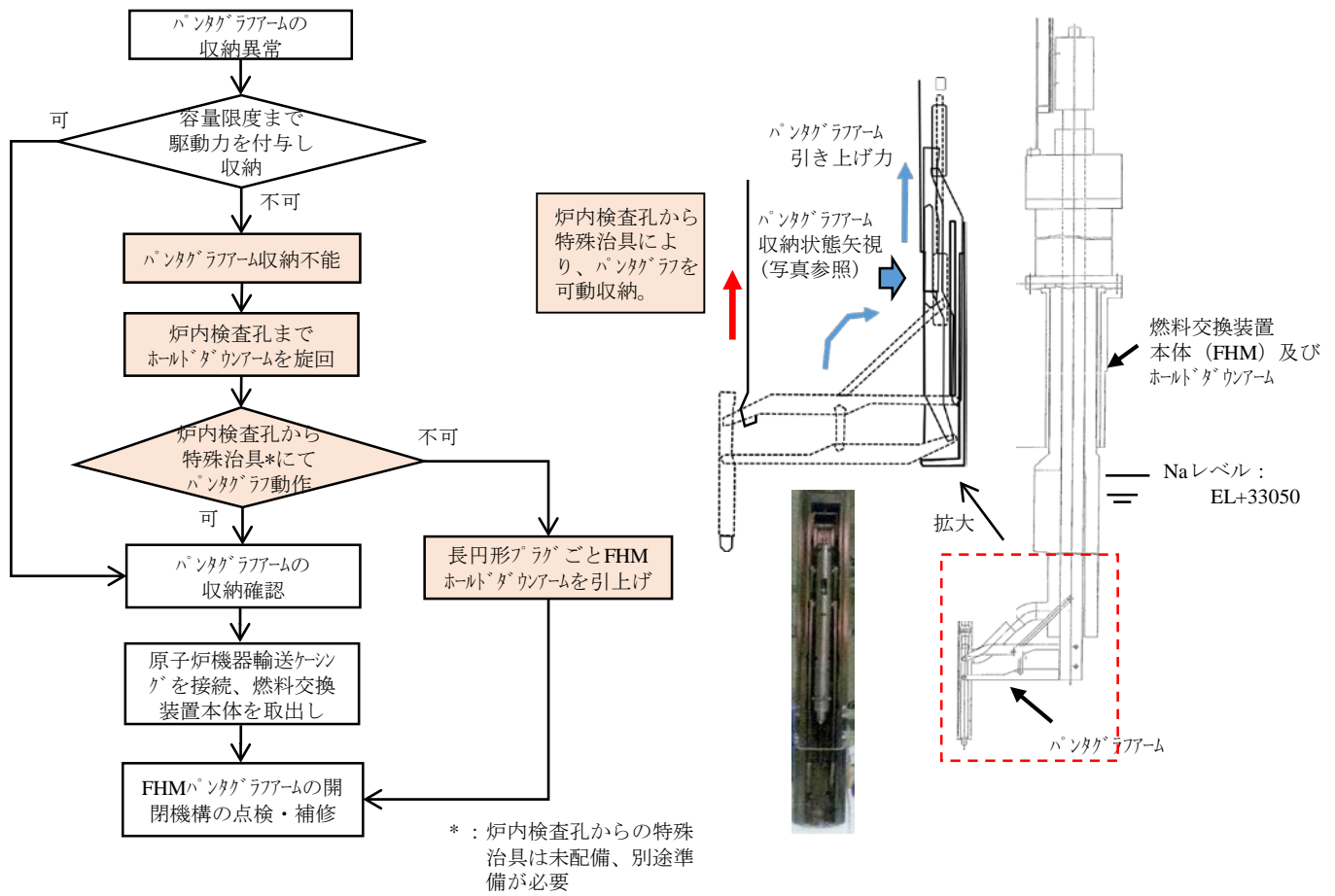
第5-1図 燃料体取出しができない場合の対応

据付手順

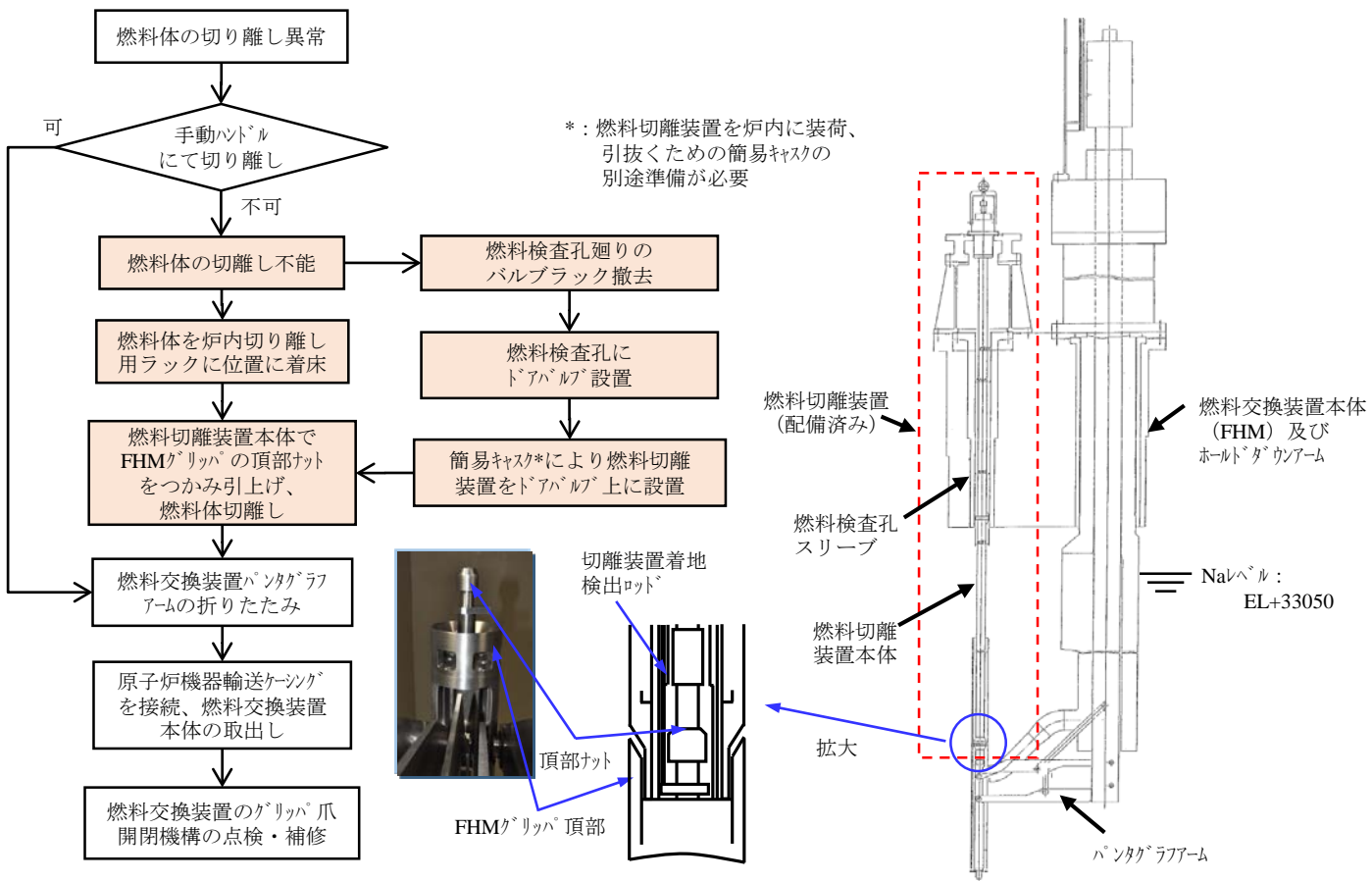


第5-2図 燃料体回収のためのアクセスルート確保

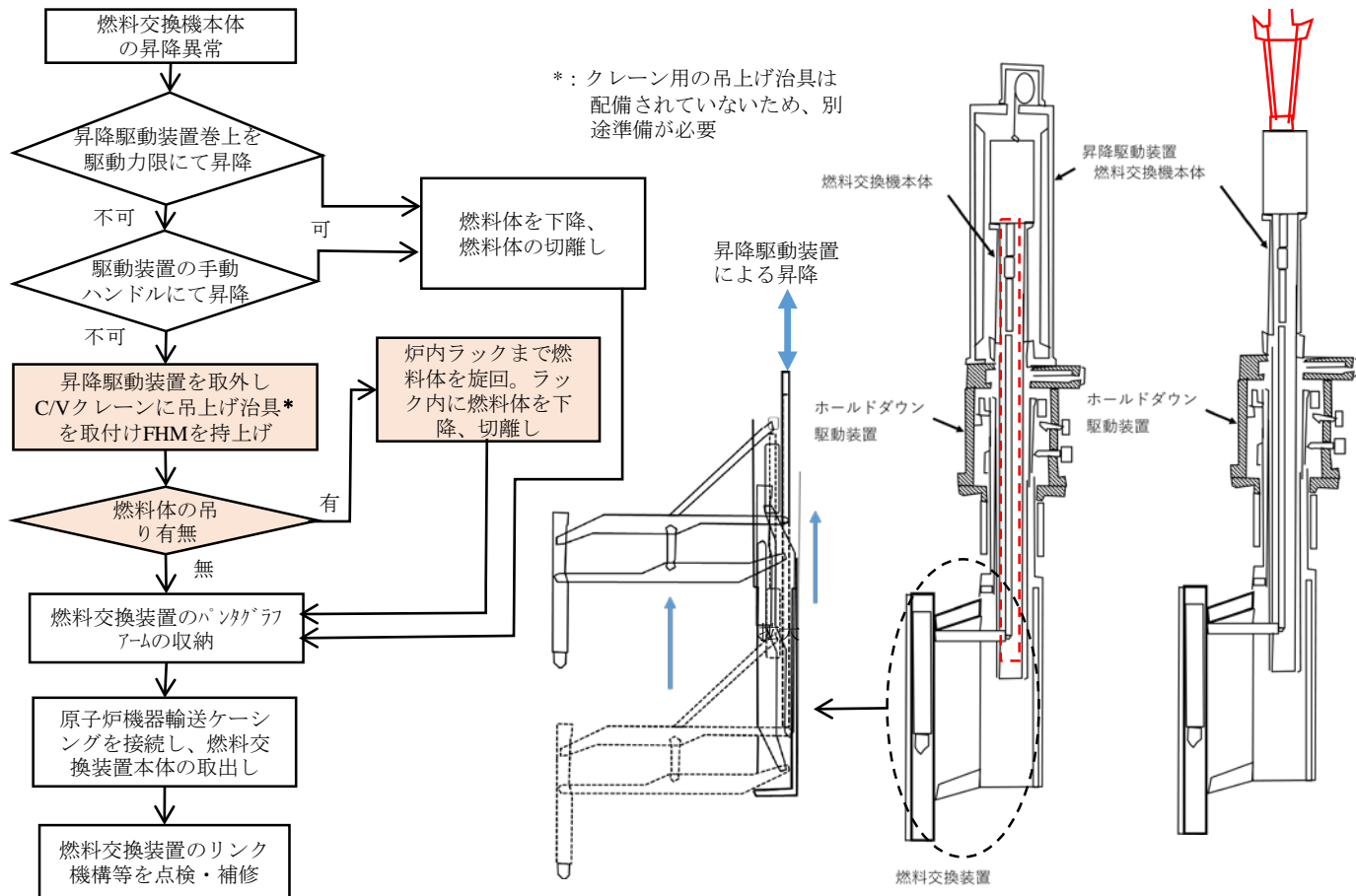
注：建設当時、上図の手順で遮へいプラグの据付を実施。据付時と逆に、長円形プラグとホールドダウンアームを、一体で引抜くことで、炉内へのアクセス経路確保が可能。



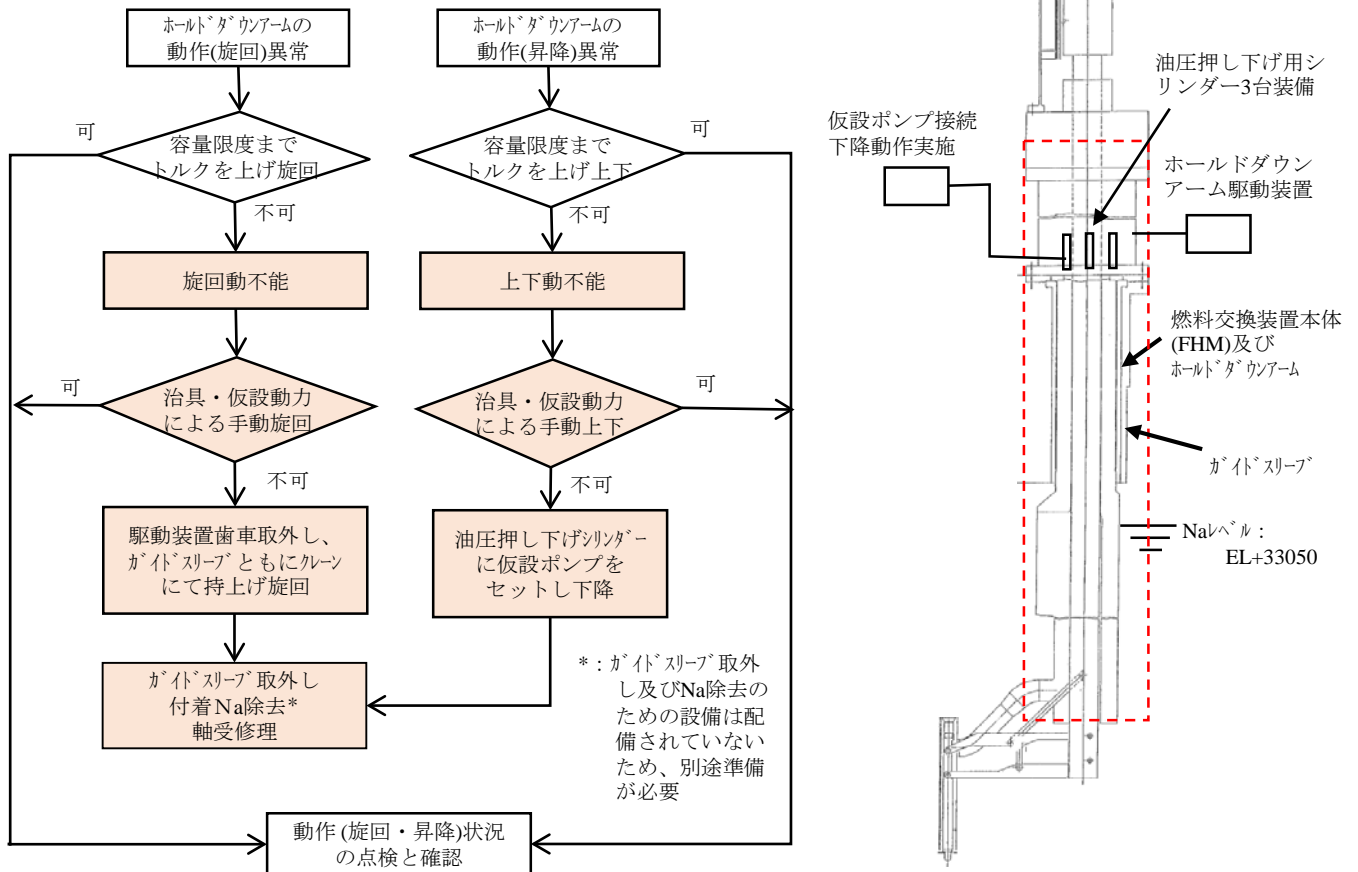
第5-3図 パンタグラフアームの収納不能事象対応



第5-4図 燃料体の収納不能事象対応



第5-5図 燃料交換装置本体の昇降不能事象対応



第5-6図 ホールドダウンアームの動作不能事象対応