

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の 1号機ペDESTALの状況を踏まえた対応状況（2回目）

令和5年10月11日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、東京電力ホールディングス株式会社（以下「東京電力」という。）福島第一原子力発電所の1号機ペDESTALの状況を踏まえた、本年5月24日の第12回原子力規制委員会での原子力規制庁への指示に対する対応の状況について、本年7月26日の第24回原子力規制委員会における報告からの進捗を報告するものである。

2. 経緯

東京電力が本年3月に実施した1号機原子炉格納容器の内部調査において、ペDESTAL内全周でコンクリートの損傷が確認されたことから、5月24日の第12回原子力規制委員会において「（1）格納容器に開口部ができるという前提に立って環境に放射性物質が放出されるのか影響を評価し、（2）環境に影響があるという前提で対策を検討すること。並行して、（3）ペDESTALの機能が喪失したとして、圧力容器、格納容器に構造上の影響がないかどうかを検討すること」を対応方針とし、原子力規制庁は、指示に基づき同日に東京電力に対して同対応方針を伝達した。

早急な対応を求めた指示事項（1）及び（2）については、本年7月26日の第24回原子力規制委員会において、原子力規制庁が妥当性を確認した東京電力の評価・検討結果を報告した。

3. 指示事項（3）に対する対応

原子力規制庁は、9月11日の第13回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合において、（3）に関する東京電力の検討状況を聴取し、10月5日の第109回特定原子力施設監視・評価検討会において東京電力の評価結果と以下に示す原子力規制庁の見解を共有した。

① 圧力容器、格納容器への構造上の影響評価に対する原子力規制庁の見解

東京電力が示した圧力容器、格納容器への構造上の影響評価の概要及びそれに対する原子力規制庁の見解詳細は別紙1のとおり（東京電力の評価詳細については別紙2参照）。原子力規制庁は、1号機原子炉建屋内及び格納容器内が高線量であるため事故後の実態を詳細に調査することは困難であり、評価の前

提や入力値を仮定に基づいて設定せざるを得ないことから、事故後の実態を反映した評価を実施することには現時点で限界があることを認識し、仮定に基づいた評価の妥当性を確認することは困難であると判断した。

なお、東京電力に対しては、評価に用いている不確かさを含むパラメータについて、今後の調査や解析によって反映できる情報が特定された場合には、再評価していくことを求める。

② 環境への影響に関する原子力規制庁の見解

上記のとおり圧力容器、格納容器への構造上の影響評価の妥当性を確認することは困難であるところ、原子力規制庁は、ペDESTALの損傷により圧力容器が転倒するという極端な仮定による原子炉建屋への影響についても確認を行った。具体的には、圧力容器、原子炉遮へい壁、格納容器が一体となって原子炉建屋へと転倒し、水平荷重の伝達もしくは原子炉建屋への直接の衝突が起きるといった極端な想定においても、原子炉建屋全体としての構造健全性は十分に維持されることを確認した（別紙2の参考、別紙3参照）。

この結果を受けて、委員会指示事項（1）に対して本年7月26日に報告した、格納容器からの放射性物質の放出による影響の評価については、上記のとおり極端な仮定においても原子炉建屋が維持されることから、格納容器の開口が想定される放出経路であり、原子炉建屋によるダスト飛散抑制は期待せず格納容器に大きな開口が生じるという前提で行われた東京電力評価（敷地境界における実効線量は最大で0.04mSv/事象）が保守的であり最大のものであるという考えに変わりはないことを確認した。

また、原子炉建屋に存在する主なりスク源を網羅するため、使用済燃料についても考察した結果、上記のとおり極端な仮定においても使用済燃料プールを含む原子炉建屋の構造健全性は維持されることから、使用済燃料が外的損傷を受けることや使用済燃料プールから水が抜けることは考えられず、使用済燃料による環境への影響はないと考えられる。

なお、使用済燃料について考察する中で、東京電力は1号機使用済燃料プールの水抜け時の温度評価と敷地境界での線量評価も示しており（別紙2の参考参照）、原子力規制庁は、水抜け時も温度上昇は限定的であるため使用済燃料は破損せず、また水抜けによる敷地境界への線量影響は限定的である^{*}ことを確認した。

^{*}東京電力による、水抜けした使用済燃料プールからの直接線・スカイシャイン線による敷地境界での線量評価結果は、0.53 μ Sv/h。

4. 今後の予定

今後は、事故分析・調査等による新たな知見を注視し、構造上の影響評価に用いている不確かさを含むパラメータへの新知見の反映等を必要に応じて確認していくとともに、原子炉建屋の剛性の変化を監視するために有用と考えられる1号機原子炉建屋上部への地震計の設置について、早期の実現に向けて東京電力を指導・監視していく。

- (別紙1) 第109回特定原子力施設監視・評価検討会資料2-2 (RPV・PCVへの構造上の影響に係る東京電力の評価と原子力規制庁の見解【原子力規制庁】) 一部修正
- (別紙2) 第109回特定原子力施設監視・評価検討会資料2-1 (1号機ペDESTALの状況を踏まえた今後の対応に関する指示への対応状況について【東京電力】)
- (別紙3) 第109回特定原子力施設監視・評価検討会資料2-3 (1号機ペDESTAL損傷状況を踏まえた原子炉建屋への影響確認【原子力規制庁】)
- (参考1) 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の結果を踏まえたこれまでの主な対応状況

	東京電力評価	原子力規制庁の見解（評価の限界）
地震荷重	<ul style="list-style-type: none"> ・ペDESTALの損傷が判明する前に行われたIRIDの建屋・機器連成地震応答解析の結果等を適用 ・インナースカートに負荷される地震荷重を考慮する上では、ペDESTALが損傷するとペDESTAL基礎部に負荷される荷重は減少するため、上記の適用は（不確かさはあるが）保守的 ・PCVスタビライザに負荷される地震荷重を考慮する上では、水平方向の荷重はピン支持の状態で最大になるため、上記の適用は（不確かさはあるが）保守的 	<ul style="list-style-type: none"> ・ペDESTAL損傷等により剛性低下した場合、ペDESTAL、RPV等の固有周期が変動し、これにより地震応答荷重が変動する可能性があり、IRIDの建屋・機器連成地震応答解析の結果等を用いることが保守的と判断できない。 ・一方、ペDESTALの損傷等の全容は判明していないため、適切なモデルにより建屋・機器連成地震応答解析を行うことは現時点で困難。
熱履歴・物性値（その他入力値）	<ul style="list-style-type: none"> ・構造部材の事故時到達温度等の熱履歴、縦弾性係数等の物性値は多くが推定値であり、一部に不確かな値あり ・腐食量等のその他の入力値についても、一部に不確かな値あり 	<ul style="list-style-type: none"> ・事故時の熱履歴等については想定に頼らざるを得ず、妥当性について判断することは困難。 ・入力値には不確かな値が多く含まれており、それに基づいた耐震評価の妥当性を判断することは困難。
インナースカート	<ul style="list-style-type: none"> ・地震により発生する荷重をインナースカートは支持可能 ・以下の項目に不確かさあり <ul style="list-style-type: none"> ✓ ペDESTAL上部構造物の重量 ✓ 事故時の熱履歴 ✓ 事故時の熱履歴を反映した許容応力 ✓ 地震荷重 <ul style="list-style-type: none"> ペDESTAL基礎部曲げモーメント／せん断力 ペDESTAL上部構造物鉛直方向地震応答加速度 	<ul style="list-style-type: none"> ・上記で示したように、地震荷重・熱履歴等に不確かさを多く含んでおり、耐震評価として妥当性について判断することは困難。 ・特に評価に用いる地震荷重については、上記「地震荷重」で示したように保守性を判断できない。
RPVスタビライザBSW	<ul style="list-style-type: none"> ・RPVスタビライザについて、構造によりRPVとBSWの熱伸び差が吸収されるため、事故による熱履歴を経た後も健全な状態が保たれる ・既存のIRIDの耐震評価において、地震による発生応力が許容応力に対して十分裕度があることが確認されているため、改めての耐震評価は不要（BSWについては、許容応力に最小引張強さを適用） 	<ul style="list-style-type: none"> ・既存の耐震評価に用いられている地震荷重について、上記「地震荷重」で示したように保守性を判断できない。
PCVスタビライザ	<p><事故による熱履歴の影響></p> <ul style="list-style-type: none"> ・BSWとPCVの鉛直方向の熱伸び差の影響で変形するが、温度低下により元の形状に戻り、大きくは変形しない。 ・高温時の熱伸びが温度低下に伴い圧縮されるため、残留応力が残る。 ・以下の項目に不確かさあり <ul style="list-style-type: none"> ✓ 事故時の熱履歴を経た部材寸法・腐食量 ✓ PCVスタビライザの縦弾性係数 ✓ BSWの線膨張係数 ✓ 事故時到達温度（BSW／PCV） 	<ul style="list-style-type: none"> ・不確かさを含む定性的な評価であり、妥当性について判断することは困難。 ・事故時の熱履歴等については想定に頼らざるを得ず、現時点で現場の状況を確認することも難しいため、事故時のPCVスタビライザの挙動及び現在の形状について、正確に把握することは困難。
	<p><水平方向の支持></p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震により発生する水平方向の荷重をPCVスタビライザにより支持可能 ・事故時の熱履歴に起因する変形及び残留応力について把握することは難しく、PCVスタビライザが健全である場合の評価を実施 ・以下の項目に不確かさあり <ul style="list-style-type: none"> ✓ ペDESTAL上部構造物の重量 ✓ 事故時の熱履歴 ✓ 事故時の熱履歴を経た部材寸法・腐食量 ✓ 事故時の熱履歴による残留応力 ✓ 地震荷重 <ul style="list-style-type: none"> ペDESTAL上部構造物水平方向地震応答加速度 	<ul style="list-style-type: none"> ・スタビライザが健全であるとした場合の評価であり、現在のスタビライザの状態を反映した評価ではない。 ・現状のスタビライザの支持力を、事故時熱履歴による変形の可能性等も考慮した上で、定量的に評価することは困難。 ・また、上記で示したように、地震荷重・熱履歴等に不確かさを多く含んでおり、耐震評価として妥当性を判断することは困難（特に評価に用いる地震荷重については、上記「地震荷重」で示したように保守性を判断できない）。

1号機 ペDESTALの状況を踏まえた今後の対応に関する 指示への対応状況について

2023年10月5日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

- 2023年4月14日の第107回監視・評価検討会において、2023年3月に実施した1号機PCV内部調査で確認したペDESTALの状況、ペDESTALの耐震評価の進め方、及びペDESTALの支持機能が仮に喪失した場合に取り得る方策の検討について説明。
- 1号機ペDESTALの状況を踏まえた今後の対応に関して、2023年5月に原子力規制庁殿から以下の指示を受けた。
 - ① インナースカートを含むペDESTALの支持機能には期待できないという前提の下、圧力容器が沈下し、格納容器に主蒸気管相当の開口部が生じる場合も含めて、敷地境界におけるダスト飛散の影響を保守的な条件下で評価すること。なお、評価に当たっては、開口面積やダスト発生量等の条件を変化させて、複数のケースを考えること。
 - ② 評価の結果にかかわらず、取りうる対策についても検討すること。
 - ③ 支持機能が失われて圧力容器が沈下した場合の圧力容器及び格納容器等がどのような状態に至るか構造上の影響に関する評価についても別途並行して行うこと。
 - <指示事項③に関する指示内容の詳細（2023.6.15面談）>
 - i. ペDESTALの支持機能喪失に起因するインナースカート及びペネトレーション部等の構造への影響について、Ss900の地震動により生ずる応力に対する評価を行うこと。また、JEAG4601に準拠し、インナースカートの開口部も考慮した評価についても実施すること。
 - ii. 上部構造物の水平方向の移動について、周辺構造部材の強度や挙動に着目した評価を示すこと。また、仮に上部構造物の移動が拘束できないという評価に至った場合は、自由端とみなしての評価を実施すること。
 - iii. 事故の経緯等を踏まえ、異常な高温履歴を経ている鋼材の強度・性状の変化が、構造強度評価へ及ぼす影響について考察すること。
- 上記指示事項①②については、2023年6月及び7月の技術会合（第10回及び第12回）にて十分な議論をさせていただき、2023年7月の監視・評価検討会（第108回）にて評価・検討結果を説明。
 - 指示事項①について、敷地境界におけるダスト飛散の影響を保守的な条件下で評価した結果、事故時の基準5mSv/事象を下回ることから、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考え。
 - 指示事項②について、万が一のRPV等の傾斜・沈下によるダスト飛散に対する影響緩和策として、窒素封入停止策について、窒素封入を停止するトリガーとなる事象、対策の一連の具体的な流れ、及び実施計画における運転上の制限（LCO）との関係を検討・整理等を実施した。LCOの見直しについては別途議論。
 - なお、窒素封入停止策については、AL地震（震度6弱以上の地震）時に窒素封入を停止する運用を、1～3号機において開始（9月）。今後、地震時以外の異常時に窒素封入を停止する運用についても整備していく。
- 今回、指示事項③について、2023年9月の技術会合（第13回）での議論を踏まえた検討結果を説明。

1. 指示事項③に基づく検討概要及び検討結果

1. インナースカート構造強度評価

RPVペDESTAL基礎部に存在するインナースカートについてSs900地震動を想定しJEAG4601に準拠した強度評価を実施。地震動による発生応力が許容応力未満であり、ペDESTALに残存するコンクリート・鉄筋とともにペDESTAL上部構造物の地震時荷重を支持可能と評価。

2. 上部構造物の水平方向の移動制限に関する周辺構造部材の構造強度評価

ペDESTAL上部構造物の水平方向荷重を負担できるスタビライザ及びバルクヘッドについてSs900地震動を想定した強度評価を実施。地震動による発生応力が許容応力未満であり、水平方向の地震荷重を支持し上部構造物の移動を制限することから、ペDESTAL上部構造物/RPVがPCVに接触する状況とはならず大規模な倒壊には至らないと評価。

3. 事故時温度履歴を経た鋼材の強度・性状への影響

想定される事故時到達温度を整理し、当該温度を経た場合の材料強度に与える影響を文献※¹より引用し、1～2の構造強度評価における判定値（許容応力）に反映。

4. 評価条件の不確かさについての整理

事故時温度やペDESTAL欠損範囲等の評価条件について設定の考え方を整理しているが、事故時温度履歴には推定が含まれ、機器の点検範囲は限定的であるため評価条件には不確かさを含む。

1～3の評価結果はこれら不確かさの影響を受けることから、評価結果に関わらずダスト飛散に対する影響緩和策等を進めることとする。

※1 構造材料の耐火性ガイドブック 2017（日本建築学会）

2. 従来のRPV/PCV構造部材の地震に対する構造強度評価

- 福島第一原子力発電所 1~3号機は、経年劣化を仮定し、将来的な廃炉作業の状態を考慮した耐震評価を補助事業で実施している。

補助事業耐震評価条件

評価対象	地震動	経年劣化	供用状態	判定値（許容応力）
RPV/PCV構造部材	Ss600	腐食考慮（15年経過）	Ds	高温履歴による低下を考慮せず降伏点で判定

- 今回の概略評価では、補助事業の評価結果で裕度が1.5を上回ったものは、**Ss900相当（Ss600時の発生応力×1.5倍）を考慮しても、各構造物の健全性は維持されると判断した。**（評価結果は1.5に余裕を持った数値であり、不確かさを考慮しても健全性は維持されると判断。Ss900スペクトルとSs600スペクトルの傾向はほぼ同じであることを確認しており、概略評価を目的としてSs600スペクトルを1.5倍することは妥当と判断する）
- ペDESTAL上部構造物を支持できる部材のうち、**補助事業の結果に加え検討が必要な対象を抽出し追加評価を実施。**評価にあたっては1号機PCV内部調査により確認された内容（事故時温度、腐食量等）を反映する。

対象	内部調査前の評価	補助事業の裕度	内部調査確認部位	今回評価	構造強度に関する判断
原子炉圧力容器(RPV)	補助事業で実施	1.5以上 (Ss600)	CRD部を調査	既存評価再確認	補助事業評価では裕度が1.5以上。PCV内部調査より、鋼構造物の物性に対する事故時影響（腐食、劣化）は軽微で、剛性に与える影響はないと判断
原子炉格納容器(PCV)	補助事業で実施	1.5以上 (Ss600)	PCV球殻内面を一部調査	既存評価再確認	補助事業評価では裕度が1.5以上。PCV内部調査より、鋼構造物の物性に対する事故時影響（腐食、劣化）は軽微で、剛性に与える影響はないと判断
RPVスタビライザ	補助事業で実施	1.5以上 (Ss600)	未実施	既存評価再確認	補助事業評価では裕度が1.5以上。鉛直方向/半径方向の熱伸び量差を吸収できる構造であることから、十分な構造強度を有していると判断
PCVスタビライザ	補助事業で実施	1.5以上 (Ss600)	未実施	追加評価を実施	PCVスタビライザは熱伸び差を吸収できる構造となっていないことから追加評価実施。代表箇所のみを実施していた補助事業評価に対し断面係数の小さな接続管/プレート/高カボルトを対象とした。
原子炉生体遮蔽(BSW)	補助事業で実施	1.5以上 (Ss600)	BSW外面底部を一部調査	既存評価再確認	補助事業評価では裕度が1.5以上。PCV内部調査の結果から、PCV内腐食量が補助事業想定値より小さいことを考慮し、Ss900の地震を想定しても構造強度が確保されていると判断
インナースカート	評価上未考慮	-	ペDESTAL開口部周辺及び内面の一部を調査	追加評価を実施	PCV内部調査にて露出したインナースカートの状況を確認 ペDESTALの強度部材として考慮できるが、これまでペDESTALの強度評価上考慮されていなかったことから、追加評価実施
バルクヘッド	評価上未考慮	-	未実施	追加評価を実施	ペDESTAL上部構造物の水平方向の移動を制限（支持）できるスタビライザの代替支持部材として考慮できることから、追加評価実施

3. 対象機器の健全性評価フロー

■ 追加評価対象とした機器の健全性評価のフローを図1に示す。

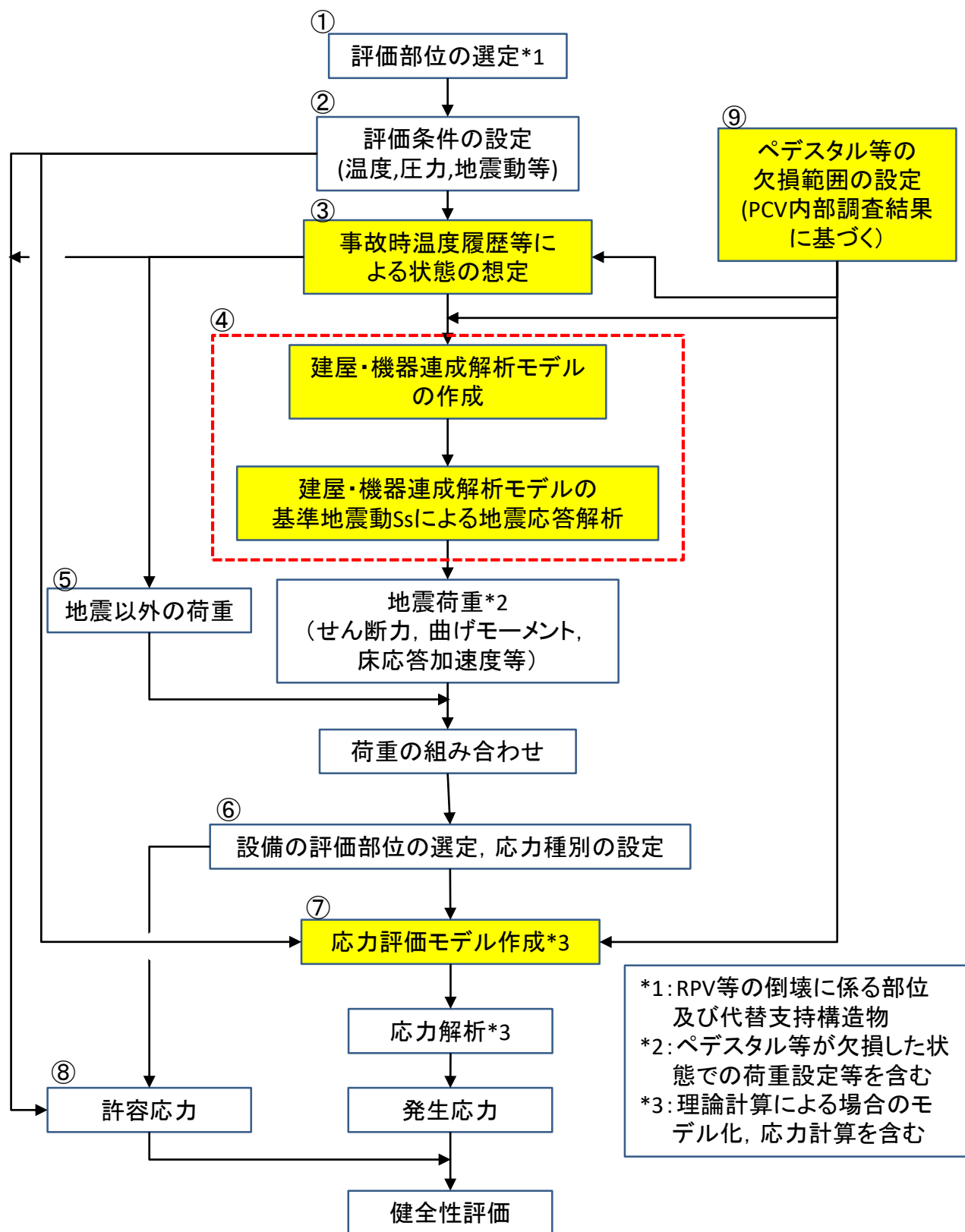


図1. 健全性評価フロー

【各項目における考え方の整理】

- ① : 補助事業評価を踏まえ以下を評価部位に選定
 【検討1】: インナースカート
 【検討2-1】: PCVスタビライザ
 【検討2-2】: バルクヘッド
- ② : 評価条件: 圧力(大気圧), 温度(常温), 地震動(Ss波)
- ③ : 事故時の温度履歴を受けた部材の状況の想定
 ・温度履歴を受けた材料の強度低下
 ・温度履歴を受けたスタビライザの状態の想定
- ④ : 本評価では実施せず, 既存の連成解析結果を流用
 ペDESTAL基礎部曲げモーメント/せん断力は補助事業導出値
 床加速度は実施計画1号機建屋解析導出値
- ⑤ : 圧力/熱による応力は, 大気圧/常温であることから発生しない
 自重による応力は, 非常に小さいことから考慮しない
- ⑥ : 図面情報をもとに, 負荷される荷重/方向に対して最も弱くなる部材/断面を選定
- ⑦ : 構造図寸法を参考に, 応力評価モデルを作成
 事故時温度履歴から想定される腐食量またはPCV内部調査結果から想定される腐食量を想定し, 部材寸法に反映
- ⑧ : 事故時の温度履歴による材料の劣化(降伏点(Sy), 最小引張応力(Su)の低下)を考慮
 スタビライザの発生応力は, 地震荷重のみ考慮することから, クラスMC支持構造物の一次許容応力とした。
 PCV本体, インナースカート, バルクヘッドは, クラスMC容器の一次+二次応力範囲の許容応力とした。
- ⑨ : PCV内部調査により確認された内容及び確認された内容から推定された内容を評価モデルに反映
 ・炭素鋼の腐食量
 ・部材の想定到達温度 等

フローにおける黄色部は評価条件として不確かさを含むものを示す

4. 健全性評価結果及び構造影響検討

【健全性評価結果】

■ 【検討1】インナースカートの応力評価

インナースカート単体でSs900相当の地震時ペDESTAL基礎部にかかる荷重を支持可能と評価。

■ 【検討2】：PCVスタビライザ及びバルクヘッドの応力評価

PCVスタビライザ又はバルクヘッドは、どちらも単体でSs900相当の地震時水平荷重を支持可能と評価。

- 温度履歴を受けたPCVスタビライザは、鉛直方向の熱伸びを吸収できる構造ではないため、**事故時温度履歴により一部変形及び残留応力が残る状態と考えられるが、荷重を負担できる状態であり、一定の支持機能を有すると評価。**
- PCVスタビライザに変形や残留応力が残り、支持できる荷重が健全時から低下していることを考慮した場合も、以下を考慮することで水平方向荷重を支持することができると評価。
 - **PCVスタビライザは**現在の環境条件でSs900相当の地震を仮定しても、クラスMC支持構造物の許容応力に対する発生応力が小さいことから、**変形等によりスタビライザが支持可能な荷重が低減しても、水平荷重を支持できると判断する。**
 - **仮にスタビライザの支持機能が完全に失われた状態**であった場合にも、RPVの周囲には十分な強度を有するバルクヘッドが存在しており、**地震時に発生する水平荷重を支持することが可能。**

【健全性評価結果を踏まえた、RPV/PCV/ペDESTALへの構造影響検討】

- 1号機 PCV内部調査によりペDESTAL基礎部コンクリートが欠損していることが確認されたが、Ss900相当の地震を仮定しても、インナースカートはペDESTAL上部構造物の鉛直方向荷重/曲げ荷重を単体で十分支持可能な強度を有している。
- PCV内部調査ではペDESTALにはコンクリート・鉄筋が残存することが確認されており、**インナースカートとともにペDESTAL上部構造物の地震時荷重を支持できると考える。**
- PCVスタビライザは事故時に温度履歴を受けて変形している可能性があるが破断には至らず、水平方向の荷重を十分に支持できると判断する。
- 仮にPCVスタビライザの支持機能が失われた場合にも、バルクヘッドによりペDESTAL上部構造物の地震時水平方向荷重を支持することが可能であり、**Ss900相当の地震を仮定しても、RPVを含むペDESTAL上部構造物が転倒してPCVに接触することはなく、大規模な損壊に至ることはない。**

【検討1】インナースカート の健全性評価（評価条件）

- 評価に使用する条件（物性値や部材寸法等）の設定の考え方と不確かさに関する考察を以下に示す。
 - PCV内部調査で確認された鉄筋等の映像の情報を踏まえ、鉄筋の高温腐食試験結果と比較し、インナースカート周辺の事故時到達温度を800℃と設定。
 - 地震時部材荷重，腐食量等は補助事業評価における算出値を使用。
 - 許容応力の低下については，耐火性ガイドブックより400MPa級炭素鋼材料の温度履歴(800℃)による低下割合(0.9)を考慮。

フロー No.	項目	設定の考え方	不確かさに関する考察	
③⑨	事故時到達温度と保持時間	PCV内部調査結果と補助事業で実施した鉄筋加熱試験の結果を比較し事故時到達温度を800℃と推定する。試験温度スパン間での変化幅があり、保持時間についてもPCV内部温度推移が正確に計測できていないため、想定である。	PCV内で確認された事象から推定している内容であり、妥当と判断するが、想定のある要素があり不確かさがある。	
④	地震時の部材荷重	補助事業で実施したPCV気相状態・15年経過のSs600及びSs900相当（Ss600×1.5倍）の解析結果の基礎部曲げモーメント/せん断力を使用する。	事故後の状態を想定した連成解析による導出値であり、不確かさはある。評価ではペDESTAL剛性の低下を考慮していない連成解析の結果を用いているが、剛性低下を考慮した場合には、ペDESTAL基礎部に負荷される荷重は低下するので、検討で使用した値は安全側であると判断する。	
	地震応答加速度	実施計画で実施した解析のペDESTAL基礎部高さの鉛直方向加速度を使用	ペDESTAL基礎部の評価を行うことから基礎部高さの鉛直加速度を適用。ペDESTAL上部構造物の挙動を考慮する鉛直方向加速度として、妥当と判断するが、固有周期が変動することによる不確かさがある。	
⑦⑧	ペDESTAL上部重量	ミュオン測定の結果をもとに、炉心溶融による落下重量（燃料200t・冷却水100tの計300t）が建設時工認のRPV重量から低減していると仮定し、炉心部及び液相部の重量を低減し、炉底部に残存燃料が残ったものとして重心高さを導出。	落下重量は推定であり、不確かさがある。炉心構造物が溶融した場合には最大450tの減少が想定される。ペDESTAL上部重量が低減した場合には、ペDESTAL基礎部・スタビライザにかかる荷重は低減する傾向である。	
	部材寸法	建設時工事認可図書に記載された公称寸法を使用。JIS公差及び供用期間中の減肉を反映していないが、事故前はペDESTAL（コンクリート）に埋設されているものであり、事故時に露出するまでの減肉はないと想定する	運転時の減肉はないと想定されるため、妥当と判断する。	
	腐食量	燃料デブリに近接しており、鉄の相変態温度（約720℃）以上となった可能性があること、高温腐食が進行している可能性があること、調査時に寸法測定できていないことから補助事業で使用した腐食量を考慮する。	PCV内部調査の結果から、鉄筋のリブ/フシが残っており、腐食量はほぼないと推定されるので、検討で使用した値は安全側であると判断する。	
	材料物性	降伏応力	現在のプラント状態は常温であり、耐熱性ガイドブックを参考に温度履歴を経た材料強度の変化割合(0.9)を設計建設規格の常温降伏応力(Sy)に乗じた値を使用した。	事故時の最高到達温度、保持時間等が不明であり、温度履歴を受けた材料強度の低下割合は推定の値であり、不確かさがある。
		最小引張強さ	現在のプラント状態は常温であり、耐熱性ガイドブックを参考に温度履歴を経た材料強度の変化割合(0.9)を設計建設規格の常温最小引張応力(Su)に乗じた値を使用した。	事故時の最高到達温度、保持時間等が不明であり、温度履歴を受けた材料強度の低下割合は推定の値であり、不確かさがある。
縦弾性係数		現在のプラント状態は常温であることから、常温の縦弾性係数（E）を使用した。	JISME記載値であり、妥当と判断する。	

【検討1】インナースカート の健全性評価（評価結果）

- ペDESTALの建設時強度計算では鉄筋とコンクリートのみで評価しているが、欠損を考慮したペDESTAL基礎部の実力評価として内包するインナースカート を強度部材として健全性評価を行う。
- 地震時にペDESTAL基礎部に負荷される荷重がインナースカート 単体に負荷されることを想定し評価。
- 「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）」を準用し、インナースカート 開口部の影響を考慮してSs600地震動により発生する応力（「鉛直」「曲げ」「せん断」），座屈防止の判定を実施。
- クラスMCの地震時許容応力（Ds）で評価を実施し、**許容応力以下であることを確認**。

表1. Ss600に対するインナースカートの強度評価結果

	許容応力※1	発生応力	許容応力比※2	備 考※3
①鉛直(σ_w)※4	297 MPa (3S')	44.6 MPa	0.16	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-49/50より
②曲げ(σ_M)※4	297 MPa (3S')	85.4 MPa	0.29	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-51より
②せん断(τ)	144 MPa (0.4Su')	25.8 MPa	0.18	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-52より
④組み合わせ	297 MPa(3S')	137.5 MPa	0.47	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-57より
⑤座屈の判定	1	0.70	—	JEAC 4601-2008 4.2.3.1-1より

表2. Ss600の荷重・加速度を1.5倍としたインナースカートの強度評価結果（Ss900相当）

	許容応力※1	発生応力	許容応力比※2	備 考
①鉛直(σ_w)※4	297 MPa (3S')	52.1 MPa	0.18	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-49/50より
②曲げ(σ_M)※4	297 MPa (3S')	128.1 MPa	0.44	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-51より
②せん断(τ)	144 MPa (0.4Su')	38.7 Mpa	0.27	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-52より
④組み合わせ	297 MPa(3S')	192.2 Mpa	0.65	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-57より
⑤座屈の判定	1	0.96	—	JEAC 4601-2008 4.2.3.1-1より

※1：許容応力は，材料許容応力値 $S \cdot Su$ に温度履歴による材料強度減少割合(0.9)を乗じた値 $S' \cdot Su'$ を設定して導出。

現在の1号機の状況は，昇温/昇圧していないことから，PCV内圧/温度は常圧/常温として評価を実施。

※2：発生応力/許容応力

※3：原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）で適用した評価式を記載。

※4：鉛直時の評価は，自重+地震時鉛直荷重を考慮して評価を実施。

【参考1】インナースカート応力評価の内容(Ss600相当の場合)

■ 本評価を実施するにあたっては、以下を考慮。

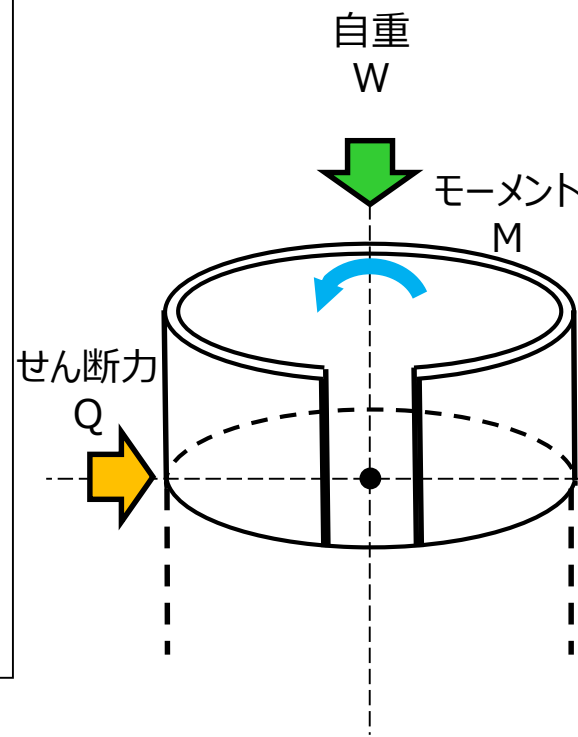
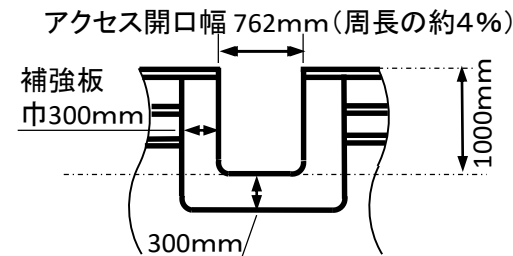
- インナースカートに負荷する荷重の範囲は、ペDESTAL上部構造物の自重、モーメント、せん断力が対象。
- 残存するコンクリート・鉄筋の強度は期待せず、インナースカート単体での支持可否を評価。
- インナースカートの板厚は、燃料デブリ漏出経路の近傍であることから、腐食量を保守的に考慮。
- 上記仕様を基に、構造上、インナースカートと等価となる円筒を模擬し、構造強度を評価。
- 構造強度の比較は、地震による「鉛直」、「曲げ」、「せん断」、「座屈防止の判定」を対象として実施。

○検討用重量・モーメント・せん断力

- ・ペDESTAL基礎上部重量 W : 1,776 ton = 17420kN
(工認重量 2,076t - 落下重量 300t = 1,776t)
- ・ペDESTAL基礎部モーメント M : 74,800 kN・m
- ・ペDESTAL基礎部せん断荷重 Q : 7,550 kN
(モーメント・せん断力はSS600 連成解析結果より)

○インナースカートの検討条件

- ・インナースカート材質 : SM41A (SM400A相当)
- ・材料降伏応力 S_y : 235MPa (板厚36mm)
- ・材料縦弾性係数 E : 203,000MPa
- ・インナースカート平均半径 r : $r = 3,118\text{mm}$
- ・インナースカート板厚 t_s : $t_s = \text{公称板厚}t_0 - (\text{腐食量}f \times 2)$
- ・腐食量 f : $f = 2.44\text{mm}$ (補助事業検討値を採用)
- ・インナースカート公称板厚 t_0 : $t_0 = 36\text{mm}$
- ・インナースカート外直径 D_o : $D_o = 2 \times r + t_s$
- ・インナースカート内直径 D_i : $D_i = 2 \times r - t_s$
- ・インナースカート平均直径 D_a : $D_a = 2 \times r = D_i + t_s$
- ・インナースカート開口幅 B : $B = 762\text{mm}$
- ・開口部長さ Y : $Y = D_a \cdot \sin^{-1}(B/D_a)$
- ・断面積 A_s : $A_s = (\pi \cdot D_a - Y) \cdot t_s$
- ・断面二次モーメント I_s : $I_s = \frac{\pi \times D_a^3 \cdot t_s}{8} - \frac{D_a^2 \cdot t_s \cdot Y}{4}$
- ・断面係数 Z_s : $Z_s = I_s / (D_a / 2)$



○許容応力と温度履歴による許容応力低下の考え方

- ・クラスMC容器の供用状態 D_s の許容応力を適用
- ・温度履歴による材料強度減少割合は0.9とする。

■構造強度の検討

JEAC-4601に基づく、開口部を持つ円筒構造物の評価

- 通常時質量の応力及び鉛直方向地震時の質量の応力
- ・自重による応力 $\sigma_{w0} = W / ((\pi \cdot D_a - Y) \cdot t_s) = W / A_s$
- ・鉛直方向加速度 C_v ($C_v: 0.5g$) による応力 σ_{w1}
$$\sigma_{w1} = C_v \cdot W / A_s$$
- ・鉛直方向応力 $\sigma_w = \sigma_{w0} + \sigma_{w1}$

- 水平方向地震力による応力
- ・曲げモーメントによる応力 σ_M

$$\sigma_M = \frac{M}{D_a \cdot t_s \cdot ((\pi \cdot D_a) / 4 - Y / 2)}$$

- ・せん断応力 τ : $\tau = 2 \times Q / ((\pi \cdot D_a - Y) \cdot t_s) = 2 \times Q / A_s$

- 組み合わせ応力 σ_c (絶対値和)
- ・組み合わせ応力 $\sigma_c = ((\sigma_{w0} + \sigma_m + \sigma_{w1})^2 + 3 \cdot \tau^2)^{0.5}$

- クラスMC容器の座屈の防止の判定式

$$\text{判定式 } 1 \geq \frac{\alpha_B \cdot ((1 + C_v) W / A_s)}{f_c} + \frac{\alpha_B \cdot (M / Z_s)}{f_b}$$

α_B : 安全率, f_c, f_b : 許容応力 (JEAC参照)

【検討2】PCVスタビライザ及びバルクヘッドの健全性評価

- 地震時の水平方向荷重を支持する機能を有する機器として、PCVスタビライザ・バルクヘッドの評価を実施。
 - 仮にペDESTAL基礎部剛性が著しく低下した場合の、水平荷重支持の可否を検討。

- 【検討2-1】PCVスタビライザの健全性評価
 - ペDESTAL基礎部剛性が著しく低下しているとした場合、ペDESTAL上部構造物に生じる水平方向荷重はPCVスタビライザにより支持されるため評価を実施。
 - PCVスタビライザは構造上事故時の温度履歴により変形が発生している可能性があるため、破断や損傷の有無等の状態の検討。温度履歴を受けた際のひずみが0.5%程度であるため変形量としては小さく、十分に荷重を受け止められる状態と判断する。
 - PCVスタビライザの地震時応力評価として、クラスMC支持構造物の許容応力と比較する。PCVスタビライザは水平方向荷重を受け止められる状態と判断できるが変形している可能性があるため、許容応力に対する発生応力の割合を確認して、荷重支持の可否を推定する。

- 【検討2-2】バルクヘッドの健全性評価
 - PCVスタビライザはPCV上部に位置しており、状態を確認することが困難であることから、ペDESTAL上部構造物の代替拘束部材としてバルクヘッドを選定し、評価実施。
 - バルクヘッドは運転時・事故時に荷重を受けるものではなく、事故時に損傷していないと想定。
 - バルクヘッドとRPVの間には熱伸び量を吸収するベローが設置されており間隙（約350mm）があるが、原子炉上蓋金属保温やベロー支持部材、保護カバー等が設置されていることから傾く際の干渉物となることや、PCV内部調査の結果からペDESTALには残存するコンクリート/鉄筋が確認されており、ペDESTAL上部構造物が傾いてバルクヘッドに干渉する際には残存コンクリート/鉄筋が抗力となることから、衝撃を伴った衝突とされないと考えられるため、衝撃荷重は考慮しない。
 - バルクヘッドの地震時応力評価として、クラスMC容器の許容応力と比較する。（燃料交換ウェル満水時の水受け容器であることからクラスMC容器と見なす）

【検討2】大規模地震時の水平方向荷重を支持する構造物の検討(条件)

- 評価に使用する項目（物性値や部材寸法等）の設定の考え方と不確かさに関する考察を以下に示す。
 - 内部調査で確認された映像等の情報を踏まえ、PCV内の事故時到達温度を600℃と設定。
 - PCVスタビライザの状態は事故直後の温度履歴により変形している可能性があるが、破断には至らず荷重を支持可能な形状であると推定。なお、変形・残留応力が残る状態であることが推察される。
 - 地震時部材荷重は実施計画における算出値を使用。
 - 許容応力の低下については、耐火性ガイドブックより400MPa級炭素鋼材料の温度履歴(600℃)を経た材料強度の低下割合(0.9)を考慮。

フローNo.	項目	設定の考え方	不確かさに関する推定
③⑨	事故時到達温度	PCV内部調査の目視結果（アルミ材料が溶融していないこと）から、PCV上部の最大到達温度を600℃と推定。	PCV内で確認された事象から推定している内容であり、妥当と判断するが、想定要素があり不確かさがある。
	温度履歴に伴う材料残留応力	補助事業では検討していない内容であり、事故時の到達温度及びその後の冷却に伴うスタビライザの残留応力は想定できない。	部材の健全性判断に熱変形による残留応力を考慮できておらず、スタビライザの構造健全性については不確かさがある。
④	地震時の部材荷重(水平方向荷重)	ペDESTAL基礎部の状態に基づいたスタビライザ・バルクヘッドにかかる最大水平荷重はピン支持の状態が最も大きくなるため、重量及び重心位置から設置位置のピン支持状態の水平方向荷重を導出。	ペDESTAL基礎部剛性がある場合には、水平方向の荷重の一部は曲げモーメントとしてペDESTAL基礎部が負担するため、スタビライザ・バルクヘッドの荷重は減少するので、ピン支持の状態の評価することは安全側と考える。
	地震応答加速度	実施計画で実施した解析のペDESTAL基礎部高さの水平方向加速度を使用。	地震時にペDESTAL基部の水平加速度により、ペDESTAL上部構造物は慣性で残りスタビライザ・バルクヘッドに水平荷重として負荷される。水平方向荷重を考慮する加速度として妥当と判断するが、固有周期が変動することによる不確かさがある。
⑦⑧	ペDESTAL上部重量及び重心位置	ミュオン測定の結果をもとに、炉心溶融による落下重量（燃料200t・冷却水100tの計300t）が建設時工認のRPV重量から低減していると仮定し、炉心部及び液相部の重量を低減し、炉底部に残存燃料が残ったものとして重心高さを導出。	落下重量は推定であり、不確かさがある。炉心構造物が溶融した場合には最大450tの減少が想定される。ペDESTAL上部重量が低減した場合には、ペDESTAL基礎部・スタビライザにかかる荷重は低減する傾向である。
	部材寸法	建設時工事認可図書に記載があるものは工認記載の公称寸法を使用。記載のないものは、メーカー製作図面の寸法を使用。震災前のPCV肉厚測定の結果が公称肉厚を上回っていることから、公称寸法をもちいる。	事故当初の熱変形に伴う残留応力/変形（断面積の減少、ひずみ等）については、想定できないため、健全状態の発生応力を許容応力と比較した。想定ひずみから、断面積の減少は微小と考えられるが不確かさがある。
	腐食量	PCV内部調査の目視結果から、最も温度のかかったと想定されるペDESTAL近傍でも炭素鋼腐食量は微小であると判断し、腐食量を考慮しないこととした。	震災前のPCV肉厚調査の結果は、公称肉厚以上であり、運転時の減肉はないと想定。PCV内で確認された事象から推定している内容であるが、直接確認・計測していないため、不確かさがある。
	材料物性	降伏応力	現在のプラント状態は常温であり、耐熱性ガイドブックを参考に温度履歴による材料強度低下割合(0.9)を設計建設規格の常温降伏応力(S_y)に乗じた値を使用。
最小引張強さ		現在のプラント状態は常温であり、耐熱性ガイドブックを参考に温度履歴による材料強度低下割合(0.9)を設計建設規格の常温最小引張応力(S_u)に乗じた値を使用。	事故時の最高到達温度はPCV内部調査の目視状況を判断して設定した推定値、保持時間は不明であるが、鉄の相変態点（約720℃）を超えない領域であり、温度履歴による材料強度低下割合は妥当と判断する。

- ペDESTAL基礎部が欠損した場合の、水平方向荷重を導出し、PCVスタビライザ及びバルクヘッドの発生応力を評価
 - ペDESTAL基礎部の剛性が著しく低下した状態として、基礎部ピン支持の状態（ペDESTAL基礎部で曲げモーメントを負担できない状態）を想定。鉛直荷重はインナースカート及びペDESTAL基礎残存部で支持。
 - ペDESTAL上部構造物に生じる曲げモーメントから、スタビライザ・バルクヘッド部材にかかる水平方向荷重を導出して評価。
 - RPV内圧がないことから、配管破断時のジェット荷重は考慮しない。
- Ss600相当/Ss900相当地震時の評価対象にかかる水平荷重条件を下表に示す。

➢ ペDESTAL基礎部を支点とした曲げモーメント

項目	Ss600相当	Ss900相当	備考
ペDESTAL上部重量 (ton)	1776.38	1776.38	W：建設時工認重量-300ton
床面からの重心高さ (m)	13.74	13.74	L0：燃料落下分を考慮した重心位置
水平方向加速度 (g) ^{※1}	0.56	0.84	G：水平方向加速度
曲げモーメント (kN・m)	134,000	201,000	M0：M0 = W・L0・G・9.80665

※1：1号機原子炉建屋の地震応答解析結果(実施計画Ⅱ 2.6 添付資料-2構造強度及び耐震性)から設定。
Ss900相当加速度は、Ss600相当加速度の1.5倍。

➢ PCVスタビライザにかかる水平荷重

	Ss600相当	Ss900相当	備考
スタビライザ設置高さ (m)	21.77	21.77	L1：スタビライザの床面からの高さ
水平方向荷重 (kN)	6,156	9,233	F1：F1 = M0/L1

➢ バルクヘッドにかかる水平荷重

	Ss600相当	Ss900相当	備考
バルクヘッド設置高さ (m)	25.36	25.36	L2：バルクヘッドの床面からの高さ
水平方向荷重 (kN)	5,283	7,925	F2：F2 = M0/L2

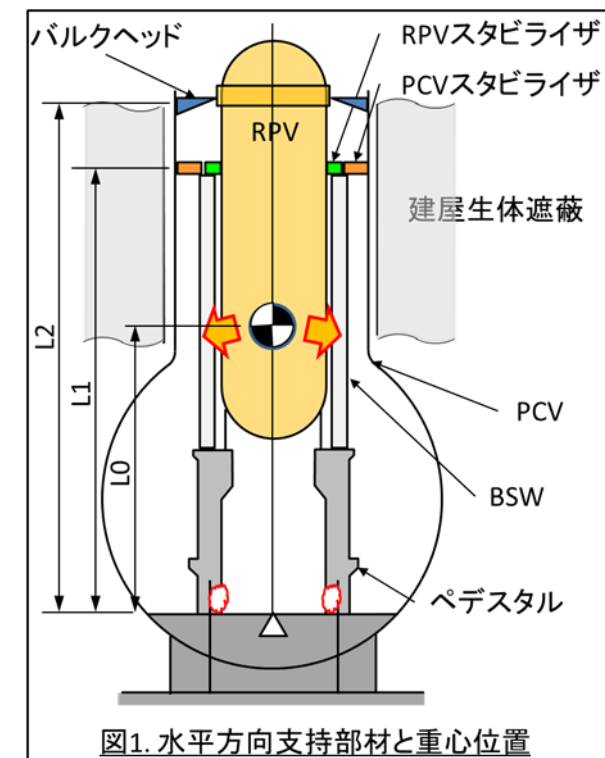


図1. 水平方向支持部材と重心位置

- 導出された水平方向荷重から、PCVスタビライザ及びバルクヘッドの発生応力を評価
バルクヘッドはPCV本体に溶接接続されており、水平方向の荷重を受けることによるPCV円筒部の曲げ応力も評価
- Ss600相当地震時の水平方向応力評価結果を下表に示す。
- Ss600相当地震時にペDESTAL上部構造物による荷重がかかった際にも、**スタビライザ・バルクヘッドで水平方向荷重を支持することができる**ため、**ペDESTAL上部構造物がPCVに衝突することはない。**

➤ PCVスタビライザ各部材に発生する応力計算結果

Ss600相当時

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備考
接続管	引張	221.4 MPa (1.5ft*)	76.6MPa	0.35	JSME S NC1-2005 SSB1.1式
	圧縮	217.2 MPa (1.5fc*)	76.6MPa	0.35	JSME S NC1-2005 SSB1.3式
プレート	曲げ応力	330.2MPa (1.5fb*)	43.9MPa	0.13	JSME S NC1-2005 SSB1.13式
	せん断	165.2 MPa(1.5fs*)	21.0MPa	0.13	JSME S NC1-2005 SSB1.2式
高力ボルト	引張	439.4MPa(1.5ft)	86.5MPa	0.20	JSME S NC1-2005 SSB1.25式

➤ バルクヘッド水平方向にかかる圧縮応力計算結果

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備考
支持梁 4本※3	圧縮	432MPa(3Sm')	84.0MPa	0.19	JEAC-4601(2008) 表4.2.3.1-2

➤ バルクヘッドに水平方向荷重が負荷された場合のPCV円筒部が受ける曲げ荷重

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備考
PCV円筒部	曲げ応力	432MPa(3Sm')	16.3MPa	0.04	JEAC-4601(2008) 表4.2.3.1-2

※1：許容応力は、PCVスタビライザはクラスMC支持構造物(Ds)として、バルクヘッド・PCV本体は、クラスMC容器(Ds)として導出。

バルクヘッドは燃料交換ウエル満水時の水受け容器であることから、クラスMC容器の許容応力を準用した。(JEAC-4601/JSME S NC1)
許容応力を算出する基準となるSm, Sy, Suに温度履歴を経た材料強度変化の割合(0.9)をかけた値 Sm', Sy', Su'をもとに許容応力を導出。

※2：発生応力／許容応力

※3：バルクヘッドの構造部材は、隔壁プレートで溶接接続されているが、保守的に載荷方向±30°の部材で受けるものとする。

バルクヘッド1周(360°)に対して、支持梁は15°ピッチで設置。360°/24本 = 15°/本：60°/15° = 4本 として水平方向支持を検討。
バルクヘッドとRPVには間隙があり、地震時に傾いた際に衝撃力が発生することが考えられるが、スタビライザ・ペDESTAL残留鉄筋の抗力により、緩やかに接触すると想定される。

- 導出された水平方向荷重から、PCVスタビライザ及びバルクヘッドの発生応力を評価
バルクヘッドはPCV本体に溶接接続されており、水平方向の荷重を受けることによるPCV円筒部の曲げ応力も評価
- Ss900相当地震時の水平方向応力評価結果を下表に示す。
- Ss900相当地震時にペDESTAL上部構造物による荷重がかかった際にも、**スタビライザ・バルクヘッドで水平方向荷重を支持することができる**ため、**ペDESTAL上部構造物がPCVに衝突することはない。**

➤ PCVスタビライザ各部材に発生する応力計算結果

Ss900相当時

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備考
接続管	引張	221.4 MPa (1.5ft*)	114.9MPa	0.52	JSME S NC1-2005 SSB1.1式
	圧縮	217.2 MPa (1.5fc*)	114.9MPa	0.53	JSME S NC1-2005 SSB1.3式
プレート	曲げ応力	330.2MPa (1.5fb*)	65.8MPa	0.20	JSME S NC1-2005 SSB1.13式
	せん断	165.2 MPa(1.5fs*)	31.5MPa	0.19	JSME S NC1-2005 SSB1.2式
高力ボルト	引張	439.4MPa(1.5ft)	129.8MPa	0.30	JSME S NC1-2005 SSB1.25式

➤ バルクヘッド水平方向にかかる圧縮応力計算結果

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備考
支持梁 4本※3	圧縮	432MPa(3Sm')	126.0MPa	0.29	JEAC-4601(2008) 表4.2.3.1-2

➤ バルクヘッドに水平方向荷重が負荷された場合のPCV円筒部が受ける曲げ荷重

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備考
PCV円筒部	曲げ応力	432MPa(3Sm')	24.5MPa	0.06	JEAC-4601(2008) 表4.2.3.1-2

※1：許容応力は、PCVスタビライザはクラスMC支持構造物(Ds)として、バルクヘッド・PCV本体は、クラスMC容器(Ds)として導出。

バルクヘッドは燃料交換ウェル満水時の水受け容器であることから、クラスMC容器の許容応力を準用した。(JEAC-4601/JSME S NC1)
許容応力を算出する基準となるSm, Sy, Suに温度履歴を経た材料強度変化の割合0.9をかけた値 Sm', Sy', Su'をもとに許容応力を導出。

※2：発生応力／許容応力

※3：バルクヘッドの構造部材は、隔壁プレートで溶接接続されているが、保守的に載荷方向±30°の部材で受けるものとする。

バルクヘッド1周(360°)に対して、支持梁は15°ピッチで設置。360°/24本 = 15°/本：60°/15° = 4本 として水平方向支持を検討。
バルクヘッドとRPVには間隙があり、地震時に傾いた際に衝撃力が発生することが考えられるが、スタビライザ・ペDESTAL残留鉄筋の抗力により、緩やかに接触すると想定される。

以降 補足説明資料

TEPCO

【補足資料】1号機 構造物配置概要

- バルクヘッドはPCVの内側に配置。原子炉燃料交換時にウェルを満水とするための隔壁。
燃料交換時は、PCV上蓋、RPV上蓋を取り外し、ウェル及び原子炉内を満水とする。
- スタビライザはPCVの内側の生体遮蔽壁(BSW)の上部に配置され、原子炉/生体遮蔽壁(BSW)を支持する。

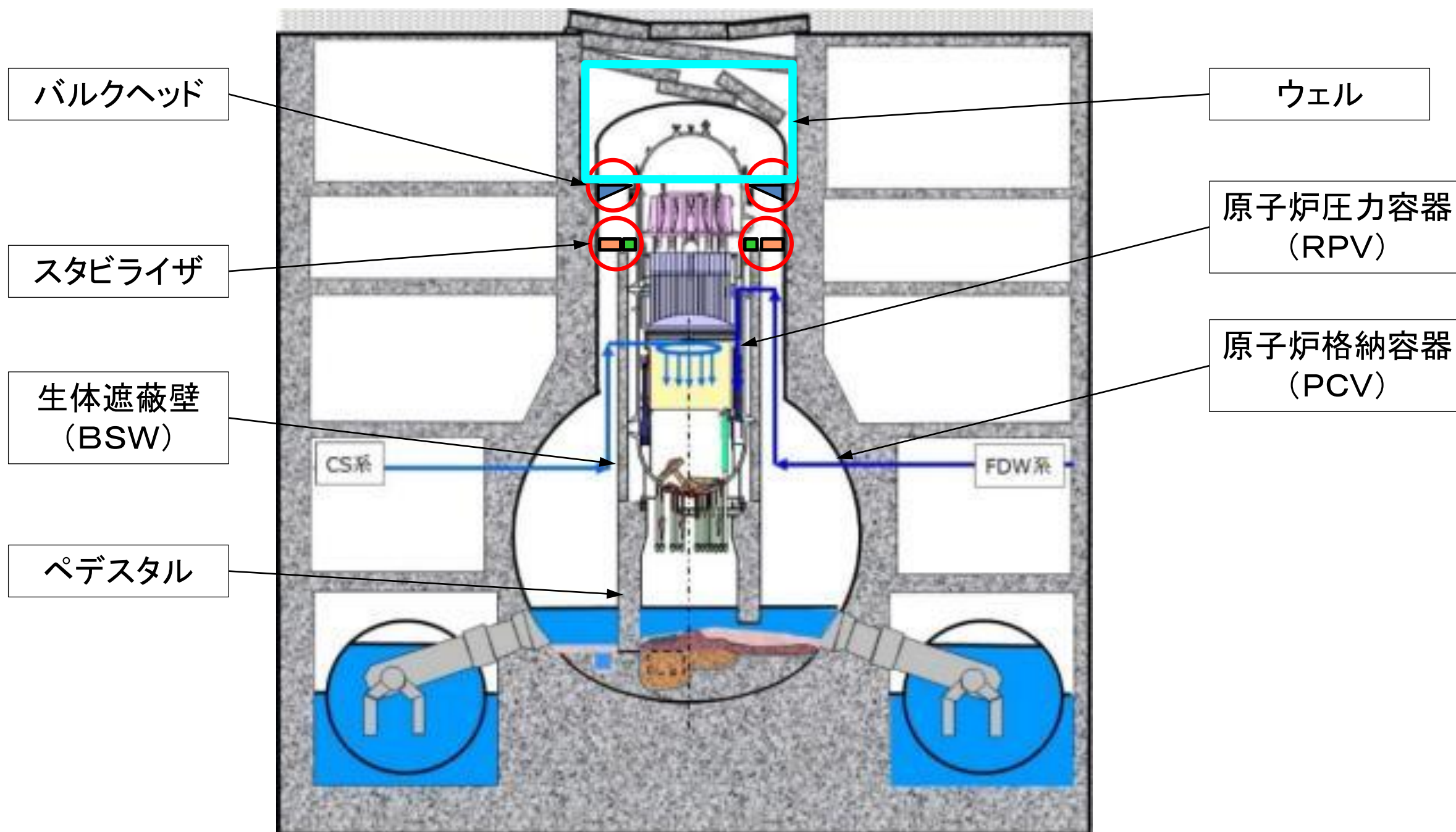


図.2-① 1号機構造物配置概要

【補足資料】既存の評価結果の内容

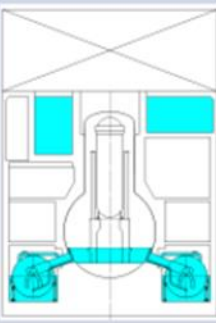
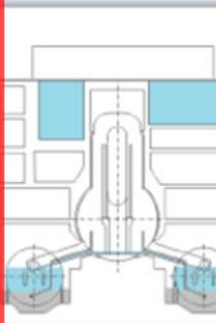
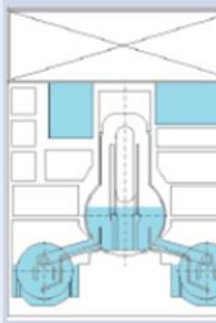
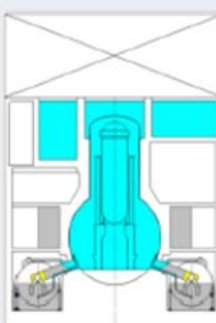
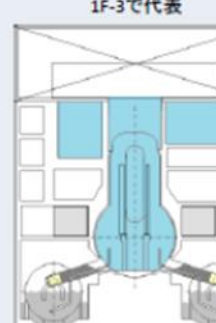
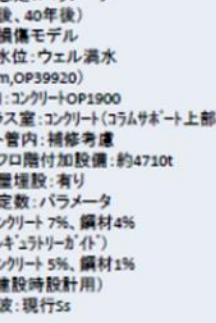
- 1号機の機器は、過去に補助事業「压力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発」で評価されており、その結果からPCV内構造物の強度を推定。
 - 現在の1号機はD/Wが気中の状況であり、構造強度評価にはH26-1（PCV内気相の条件）及びそのパラメータスタディの結果をもとに再評価する。

3. 地震応答解析モデル、評価条件及び評価結果

No.65

1) 補修や最新計画を反映した地震応答解析モデルと評価条件

- ◆各プラント毎に燃料デブリ取出し想定プラント状態2ケースを設定:PCV補修検討状況を考慮
 - ⇒完全冠水モデル:優先して検討、気中(現状水位)モデル:冠水以外の状態による評価を念頭に設定
- ◆地震応答解析による荷重から各機器の強度評価の実施:パラメータ解析による評価部位の影響分析
 - ⇒PCV内水位(完全、部分冠水)、腐食減肉(15年後、40年後)、減衰定数(建設条件、合理的減衰)

プラント /ケース	1F-1	1F-2	1F-3
H26-1 (気中(現状 水位))	 <ul style="list-style-type: none"> ・将来想定:パラメータ(10年後、15年後、40年後) ・建屋損傷モデル ・D/W水位:約2.9m ・S/C内:満水 ・トラス室:OP3680 ・ベント管内:満水 ・真空破壊管内:満水 ・オベフロ階付加設備:パラメータ(なし、約5100t、約6100t) ・小部屋埋設:なし ・減衰定数:パラメータ(1)コンクリート7%、鋼材4%(レギュラーガイト) (2)コンクリート5%、鋼材1%(建設時設計用) ・地震波:現行Ss 	 <ul style="list-style-type: none"> ・将来想定:パラメータ(15年後、40年後) ・建屋損傷モデル ・D/W水位:約0.6m ・S/C内:コンクリートOP-1050 水位OP3100 ・トラス室:コンクリート(コラムサポート上部ピン位置:OP-100) ・ベント管内:下部流水 ・オベフロ階付加設備:約4710t ・小部屋埋設:なし ・減衰定数:パラメータ(1)コンクリート7%、鋼材4%(レギュラーガイト) (2)コンクリート5%、鋼材1%(建設時設計用) ・地震波:現行Ss 	 <ul style="list-style-type: none"> ・将来想定:パラメータ(10年後、15年後、40年後) ・建屋損傷モデル ・D/W水位:約6.5m ・S/C内:満水 ・トラス室:OP.3200 ・ベント管内:満水 ・オベフロ階付加設備:パラメータ(なし、約4710t) ・小部屋埋設:なし ・減衰定数:パラメータ(1)コンクリート7%、鋼材4%(レギュラーガイト) (2)コンクリート5%、鋼材1%(建設時設計用) ・地震波:現行Ss
H26-2 (完全冠水)	 <ul style="list-style-type: none"> ・将来想定:パラメータ(15年後、40年後) ・建屋損傷モデル ・D/W水位:ウェル満水 ・S/C内:コンクリートOP.3570 ・トラス室:コンクリート(コラムサポート上部ピン位置:OP.2140) ・ベント管内:補修考慮 ・真空破壊管内:補修考慮 ・オベフロ階付加設備:約6100t ・小部屋埋設:有り ・減衰定数:パラメータ(1)コンクリート7%、鋼材4%(レギュラーガイト) (2)コンクリート5%、鋼材1%(建設時設計用) ・地震波:現行Ss 	<p>1F-3で代表</p> 	 <ul style="list-style-type: none"> ・将来想定:パラメータ(15年後、40年後) ・建屋損傷モデル ・D/W水位:ウェル満水(約35m,OP39920) ・S/C内:コンクリートOP1900 ・トラス室:コンクリート(コラムサポート上部ピン位置:OP-100) ・ベント管内:補修考慮 ・オベフロ階付加設備:約4710t ・小部屋埋設:有り ・減衰定数:パラメータ(1)コンクリート7%、鋼材4%(レギュラーガイト) (2)コンクリート5%、鋼材1%(建設時設計用) ・地震波:現行Ss

65

(出典)平成26年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 压力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発 平成28年度成果報告 より

【補足資料】既存評価によるRPV構造健全性の推定

- 補助事業で実施した1号機耐震評価の結果から、以下を判断。
 - **腐食量を考慮した評価でSs波(Ss600)地震動に対して各構造物の裕度が1.5を上回っており、概略評価としてSs900相当(Ss600時の発生応力×1.5倍)を考慮しても、RPV各構造物の健全性は維持されると判断。**
 - PCV内部調査の結果から、ペDESTAL内の腐食量は補助事業で検討した内容より小さいと想定されており、**裕度は大きくなると判断**できる。
- ※：ペDESTAL内機器（ナットの角が残っていること）や鉄筋の状態（鉄筋のフシ/リブが残っていること）から、当初想定より腐食は小さいものと想定。

No.66

2)RPV構造健全性評価結果(1F-1 評価ケースH26-1)

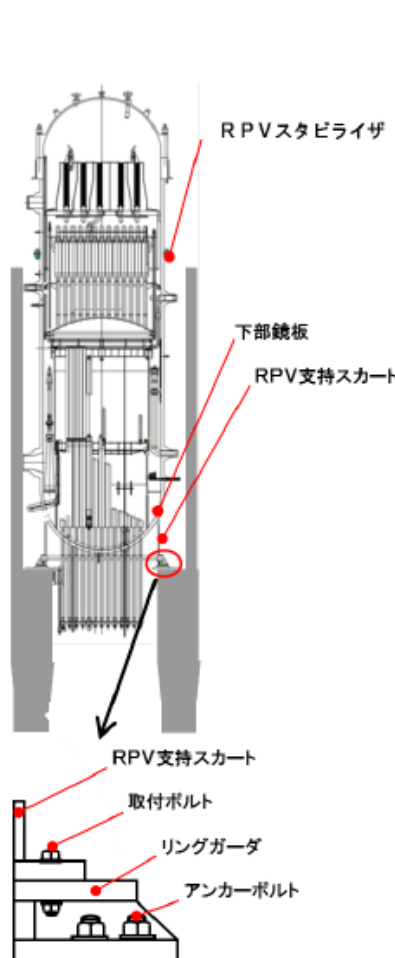


図. 評価対象部位



評価設備:左図参照
 評価条件:耐震条件-Ss波
 評価温度-50℃
 供用状態-Ds
 腐食減肉量-右記表参照

腐食年数(年)	減肉量一片面(mm)	
	低合金鋼	炭素鋼
40	2.86	3.40
15	1.80	2.44
10	1.49	2.15

RPV支持スカート(圧縮)

腐食年数(年)	座屈評価値(-)		許容値(-)	裕度	
	設計用	RG		設計用	RG
40		0.199	1		5.02
15	0.189	0.191		5.29	5.23
10		0.184			5.43

※:座屈不等式左辺 = $\alpha B(P/A)/f_c + \alpha B(M/Z)/f_b$
 (出展: JEAC4601-2008)

下部鏡板(一次応力)

腐食年数(年)	応力強さ(MPa)		許容値(MPa)	裕度	
	設計用	RG		設計用	RG
40		229	540		2.35
15	230	216		2.34	2.50
10		191			2.82

※:本表の応力強さは工認記載の応力強さを基に
 プラント状態を考慮して係数倍した値を示す。

RPVスタビライザー引張棒(引張)

腐食年数(年)	応力強さ(MPa)		許容値(MPa)	裕度	
	設計用	RG		設計用	RG
40		172	520		3.02
15	165	166		3.15	3.13
10		162			3.20

取付ボルトーボルト(引張)

腐食年数(年)	応力強さ(MPa)		許容値(MPa)	裕度	
	設計用	RG		設計用	RG
40		40	416		10.40
15	39	38		10.66	10.94
10		33			12.60

リングガードー上部フランジ(曲げ)

腐食年数(年)	応力強さ(MPa)		許容値(MPa)	裕度	
	設計用	RG		設計用	RG
40		22	253		11.50
15	21	21		12.04	12.04
10		17			14.88

アンカーボルトーボルト(引張)

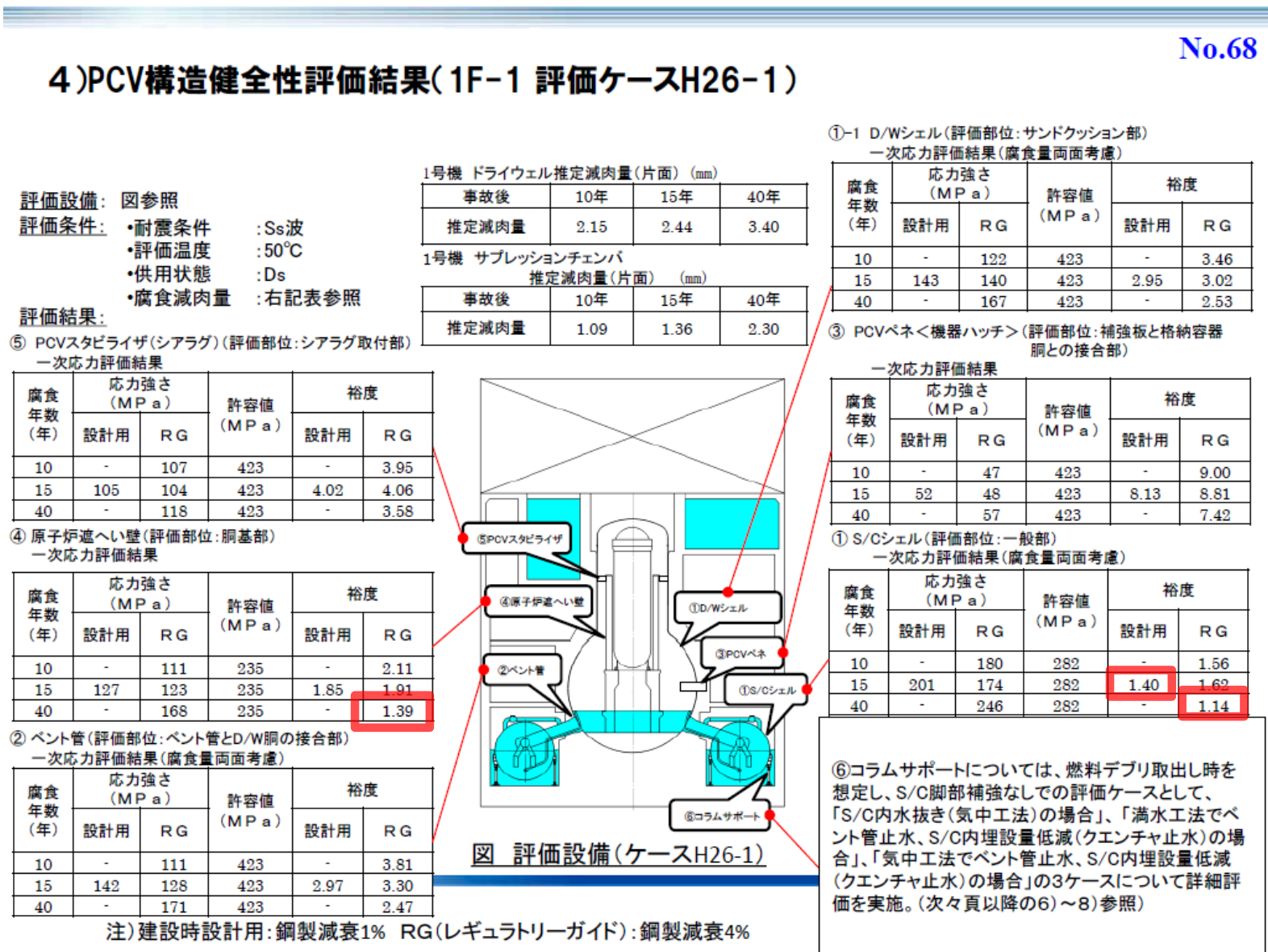
腐食年数(年)	応力強さ(MPa)		許容値(MPa)	裕度	
	設計用	RG		設計用	RG
40		30	225		7.50
15	29	29		7.75	7.75
10		26			8.65

設計用:鋼製減衰1% RG(レギュラトリーガイド):鋼製減衰4%

66

【補足資料】既存評価によるPCV構造健全性の推定

- 補助事業で実施した1号機耐震評価の結果から、以下を判断。
 - 腐食量を考慮しても、**Ss波(Ss600)地震動に対して、裕度は1以上を確保している。**
 - **Ss900相当(Ss600の1.5倍)の地震に対する概略評価を行う場合、原子炉遮蔽壁(BSW)の腐食年数40年、及びS/Cシエルの腐食年数15/40年が、裕度1.5を下回る結果である。**
 - 補助事業では、PCVスタビライザはシアラグを代表箇所として評価しているため、追加評価として最も断面係数が小さくなる接続管・プレート・高力ボルトを実施。
 - 補助事業では、許容値に材料の降伏応力(Sy:235MPa)を使用しており、温度履歴による降伏応力の低下を考慮していないが、降伏応力(Sy)は地震時に弾性変形に収まるかを判断するしきい値であり、大規模地震時に変形を許容して最小引張応力(Su:400MPa)を適用すると、BSWの裕度は2.38(400/168)となり、破壊には至らないと判断。



【補足資料】既存評価を参考とした検討用荷重設定の妥当性について

- インナースカートの評価で適用したペDESTAL基礎部曲げモーメント/せん断力の妥当性について
 - 補助事業で実施したPCV内気中の評価（H26-1）のパラメータスタディとして、H28-2-1~5を実施している。評価には補助事業評価で導出されたH28-2-4(Ss600)，H28-2-5(Ss900相当)の荷重を適用した。
 - 下に示す補助事業の評価表のうち、解析条件①と②、解析条件③と④はペDESTAL基部剛性のみ変更した条件であり、ペDESTALが受ける荷重はペDESTAL剛性が高い（欠損が少ない）方が高く、欠損して剛性が低下するとスタビライザで受ける荷重が大きくなることが確認できる。インナースカートの評価に用いる荷重として、ペDESTALに負荷される荷重が大きくなるものを採用して構造健全性を評価した。

3.(2)安全シナリオ構築のための耐震性・影響評価手法の開発 No.56

④地震応答解析手法の開発及び検証

地震荷重の低減に向けた地震応答解析結果

1F-1

◇RPVペDESTALの高温耐力評価試験結果を考慮したスケルトンカーブの初期勾配と等価剛性低下率の勾配は、ほぼ同程度であり、発生地震荷重も同等であることを確認。
 ◇現行Ssでは第一折れ点以内で応答がとどまり、1.5Ss条件では第一折れ点を超過することを確認。

同じ条件でペDESTALの剛性を変えている

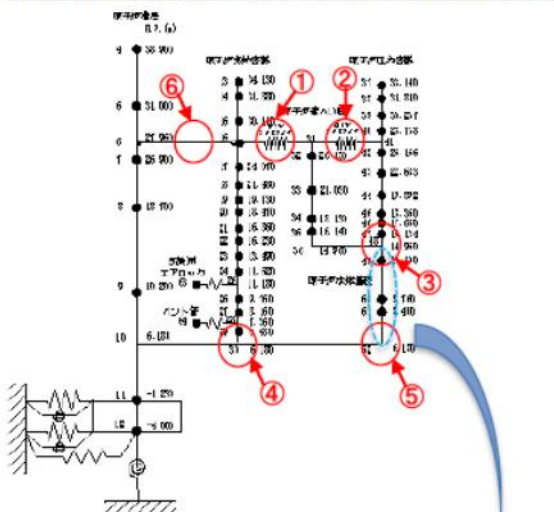


図 1F-1地震応答解析モデル例

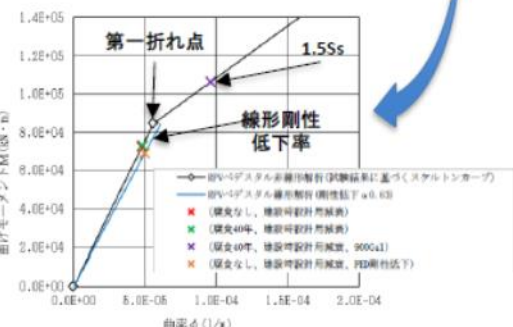


図 1F-1RPVペDESTAL基部のスケルトンカーブ(M-Φ)

構造物名	地震荷重	解析条件				
		①H28-2-1	②H28-2-2	③H28-2-3 (ベース)	④H28-2-4	⑤H28-2-5
		オペフロ付加設備 6100(t)				
		腐食なし	40年後			
		RPVペDESTAL 剛性低下 (0.63)	RPVペDESTAL 非線形	RPVペDESTAL 剛性低下 (0.63)	RPVペDESTAL 非線形	
		減衰定数 建設時検耐用				
		現行Ss			現行Ss × 1.5	
①原子炉格納容器スタビライザ	ばね反力 [kN]	4280	3930	4280	3930	5020
②原子炉圧力容器スタビライザ	ばね反力 [kN]	2070	1970	2080	1960	2610
③原子炉圧力容器支持スカート	せん断力 [kN]	2280	2320	2310	2330	3540
	モーメント [kN・m]	22300	22600	22400	22900	36800
④原子炉格納容器基部	せん断力 [kN]	7720	7690	7490	7470	10200
	モーメント [kN・m]	68100	67800	54300	54100	107000
⑤原子炉本体基礎 (RPVペDESTAL)	せん断力 [kN]	7490	7510	7540	7550	10300
	モーメント [kN・m]	72100	74100	72700	74800	107000
⑥シヤラグ	ばね反力 [kN]	3080	2870	3560	3340	3600

注: RPVペDESTALの非線形特性は、RPVペDESTALの高温耐力評価試験結果から得られた荷重-歪特性を考慮し、JEAC4601の評価式からスケルトンカーブを設定

【解析条件】:先年度実施(気中取り出し)モデルをベース
 ◆RPVペDESTAL
 i)ベースケース:高温履歴を考慮した剛性低下(0.63)を考慮した線形解析(弾性解析)
 ii)高温試験剛性評価ケース:RPVペDESTALの高温耐力評価試験結果から得られた荷重-歪特性を考慮した非線形解析(弾塑性解析)
 ◆その他の条件
 ①腐食条件:40年後
 ②減衰定数:設計用減衰定数
 ④オペフロ付加重量(想定値):
 ・デブリ取り出しコンテナ(遮蔽設備等を含む):約7000ton
 ・デブリ取り出し設備(取り出し装置、セル等):約6100ton

(出典)同 No.55より抜粋

インナースカートの構造強度評価ではこの値を使用

【補足資料】ペDESTAL欠損した場合の剛性低下について

- PCV内部調査で確認されたペDESTAL基礎部の断面積減少から基礎部剛性低下を概略検討する
 - 剛性の導出には、等価円筒法を用いる。(等価円筒法とは、アクセス開口・欠損分の断面積減少をペDESTAL厚が減少した円筒とする導出方法)
 - 鉄筋比は同じであるものとする。
 - 残存しているペDESTALコンクリート部の寸法を等価円筒に置き換え、断面二次モーメントを計算し、剛性比を導出。
- 欠損したペDESTALの基礎部剛性は低下するが、固有周期はスタビライザ剛性も影響するため、小さいと想定。

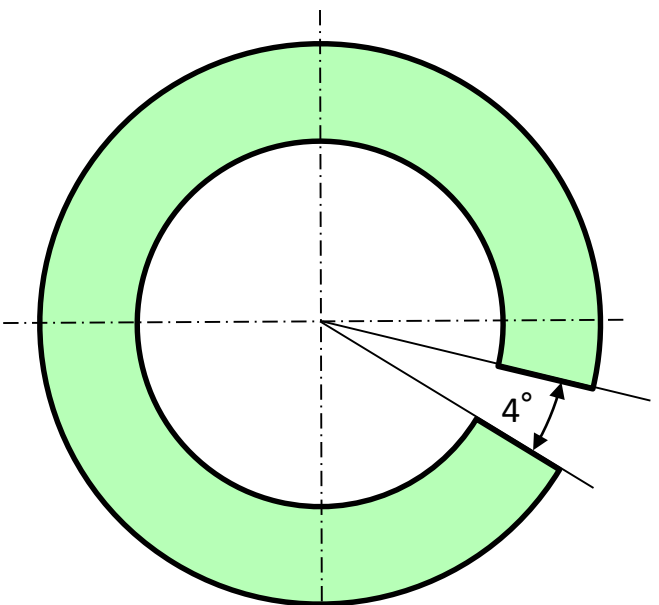


図1. 補助事業非線形ペDESTAL基礎部

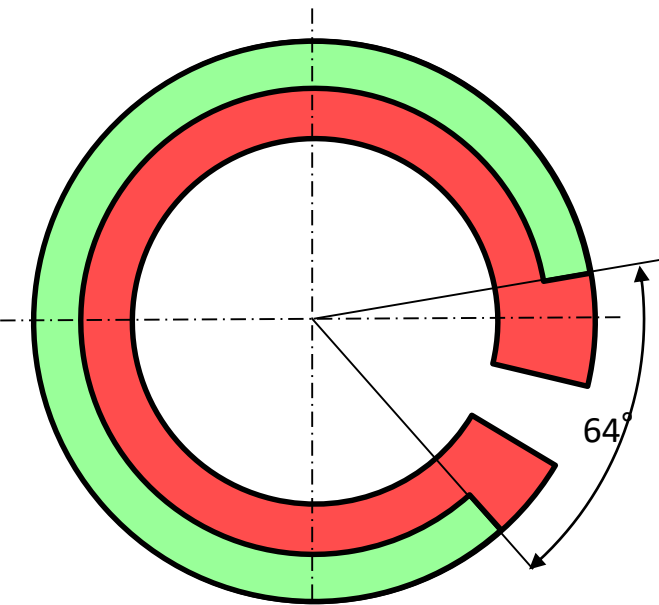


図2. 欠損したペDESTAL基礎部

項目		1号機建設時	1号機欠損後	割合
ペDESTAL外半径	(mm)	3,700	3,700	
ペDESTAL内半径	(mm)	2,500	3,100	
ペDESTAL平均半径	(mm)	3,100	3,400	
欠損角度	(°)	4	64	
ペDESTAL断面積	(mm ²)	2.311E+07	1.054E+07	
等価円厚さ	(mm)	1,187	493	
等価円外半径	(mm)	3,693	3,647	
等価円内半径	(mm)	2,507	3,153	
断面二次モーメント	(mm ⁴)	1.151E+14	6.124E+13	53.2%

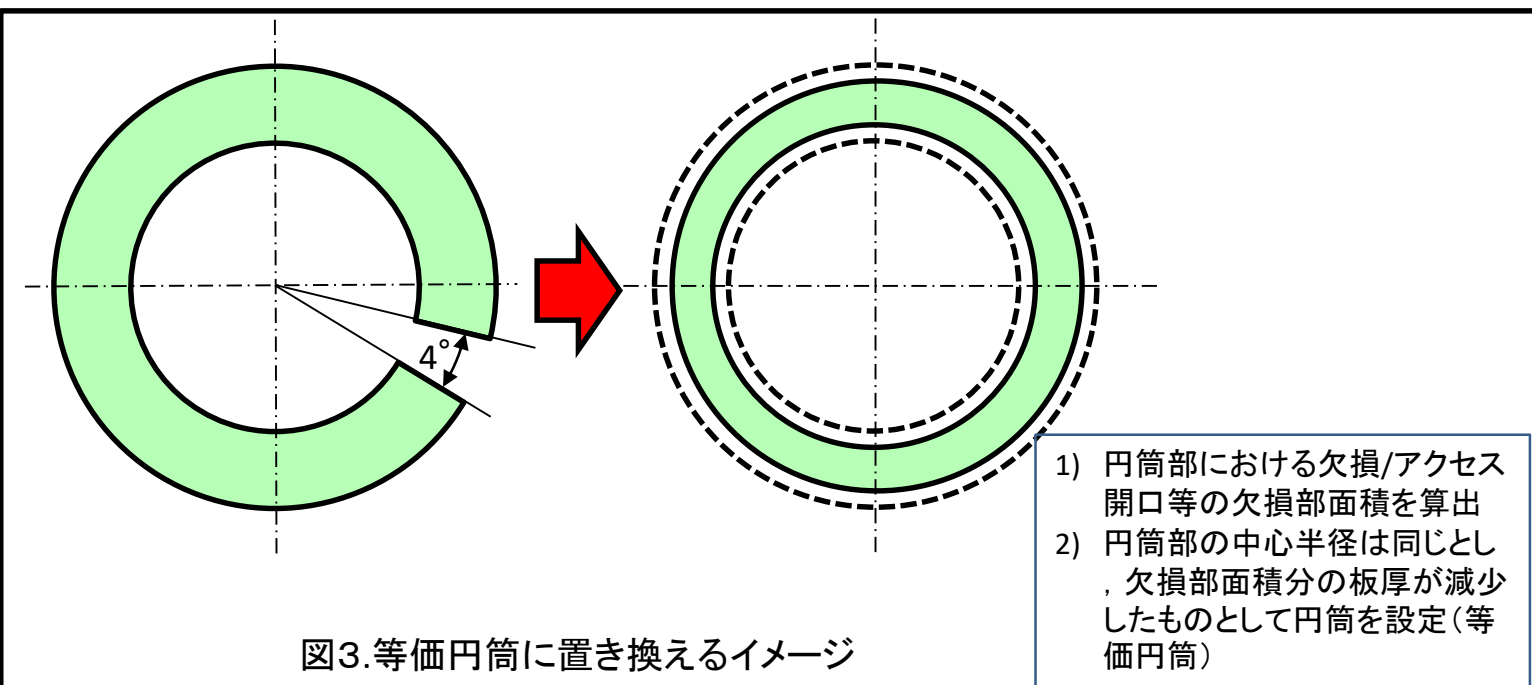


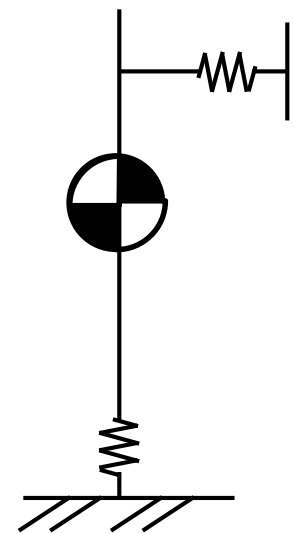
図3. 等価円筒に置き換えるイメージ

- 1) 円筒部における欠損/アクセス開口等の欠損部面積を算出
- 2) 円筒部の中心半径は同じとし、欠損部面積分の板厚が減少したものとして円筒を設定(等価円筒)

ペDESTAL上部構造物は右図に示すようにスタビライザとペDESTAL基部により支持される。欠損により基部剛性は低下するが、スタビライザの剛性低下は小さいと推察され、全体としての剛性への影響は低減される。事故による上部重量の減少を考慮すると固有周期への影響は小さいと想定される。

- 片持ち梁の剛性kの式
 $k = 3 \cdot E \cdot I / (L^3)$ より
 スタビライザがない状態では
 剛性は建設時の約53%程度

- 周期Tの式
 $T = 2 \cdot \pi \cdot \sqrt{m/k}$
 m: ペDESTAL基礎部上部重量
 建設時: 2076.38t
 事故後: 1776.38t
 初期の約 86%
 k: スタビライザを考慮しない場合
 建設時の約 53%



【補足資料】RPVスタビライザの構造概要と熱負荷時の挙動

- RPV及び原子炉遮蔽壁(BSW)はペDESTALの上部に設置されており、上下方向に拘束されていない。
- RPVスタビライザは、取り付け部がピン支持であり、RPVとBSWとの熱伸び量の差を吸収できるため、熱による応力は発生しない。またRPVとBSWとの熱伸び差は、鉛直方向/半径方向ともRPVスタビライザの可動範囲内に収まると図面寸法から判断した。
- RPVスタビライザは、高温に強い材料を使用している。

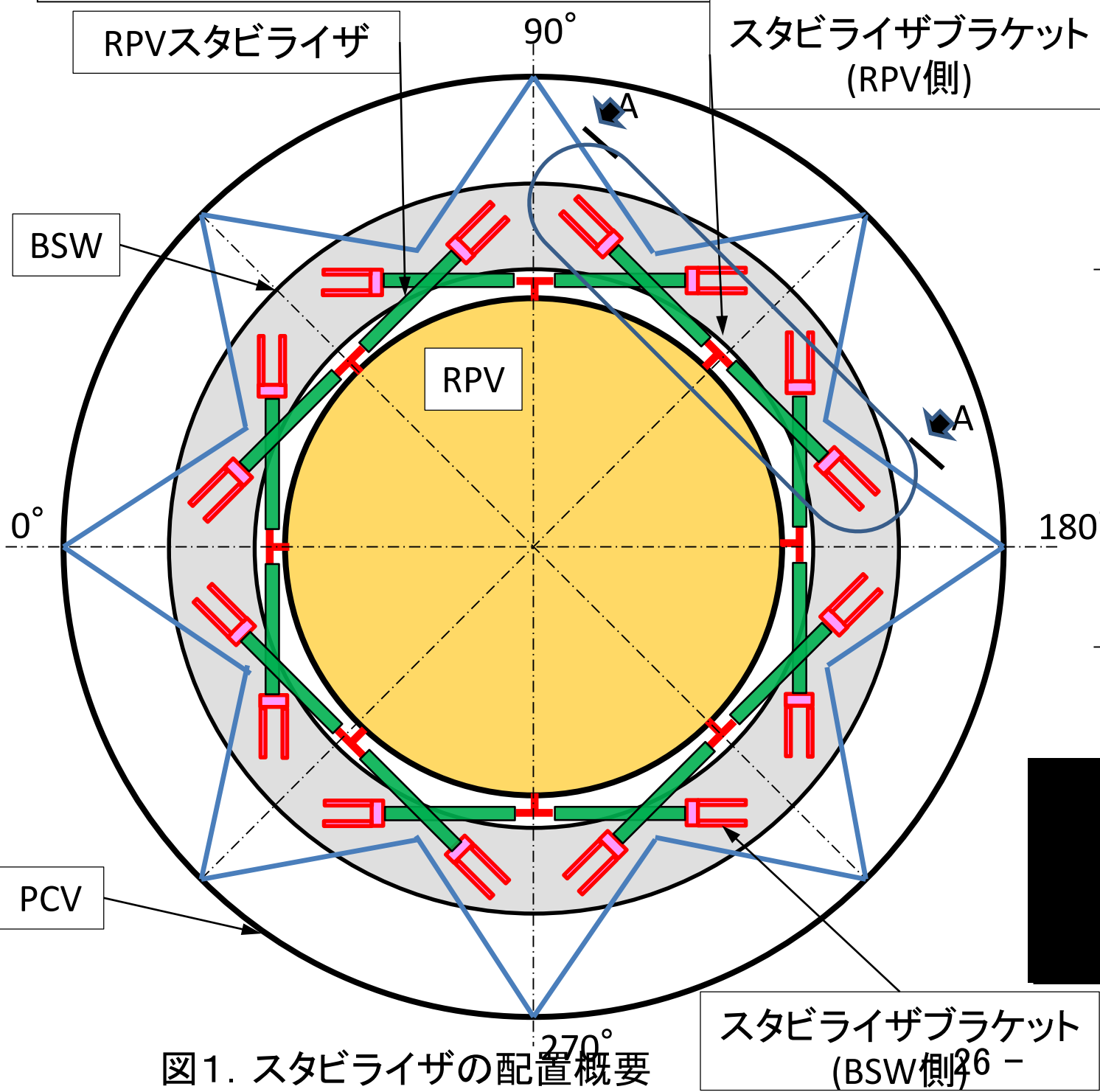


図1. スタビライザの配置概要

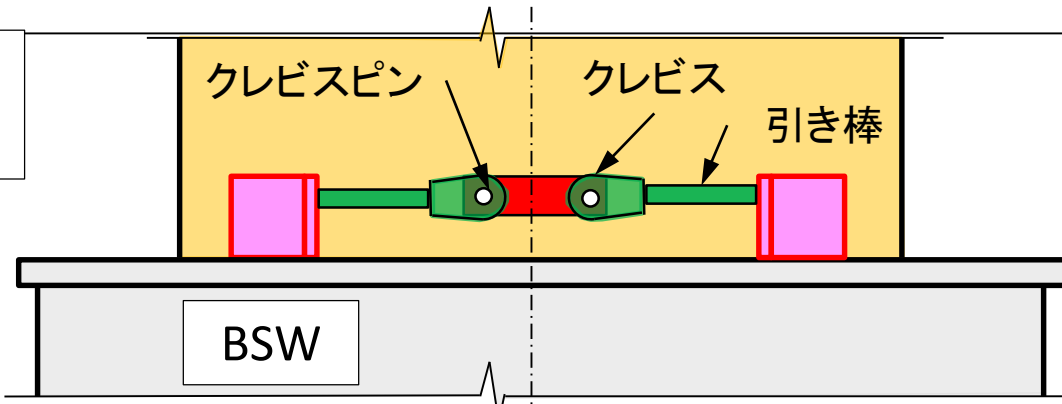


図2. RPVスタビライザ側面(A-A断面)

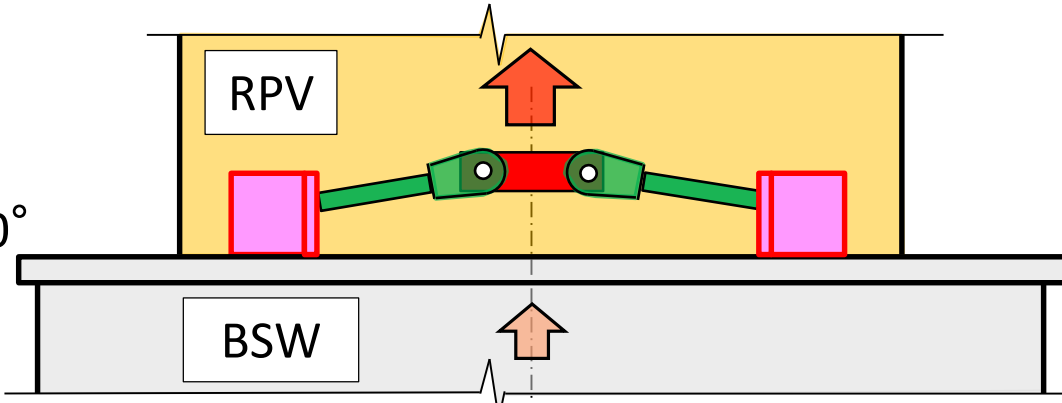
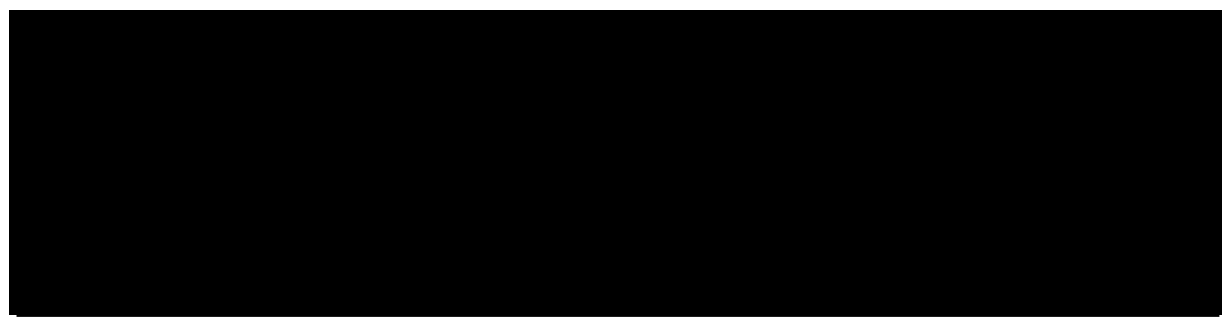


図3. 熱伸び差の吸収イメージ



【補足資料】PCVスタビライザの構造概要

- 原子炉遮蔽壁(BSW)及びPCVはPCV基礎部上に設置されており，上下方向に拘束されていない。
- PCVスタビライザは，PCVとBSWとの熱伸び量の差を吸収できる構造ではないが，生じる応力は二次応力である。

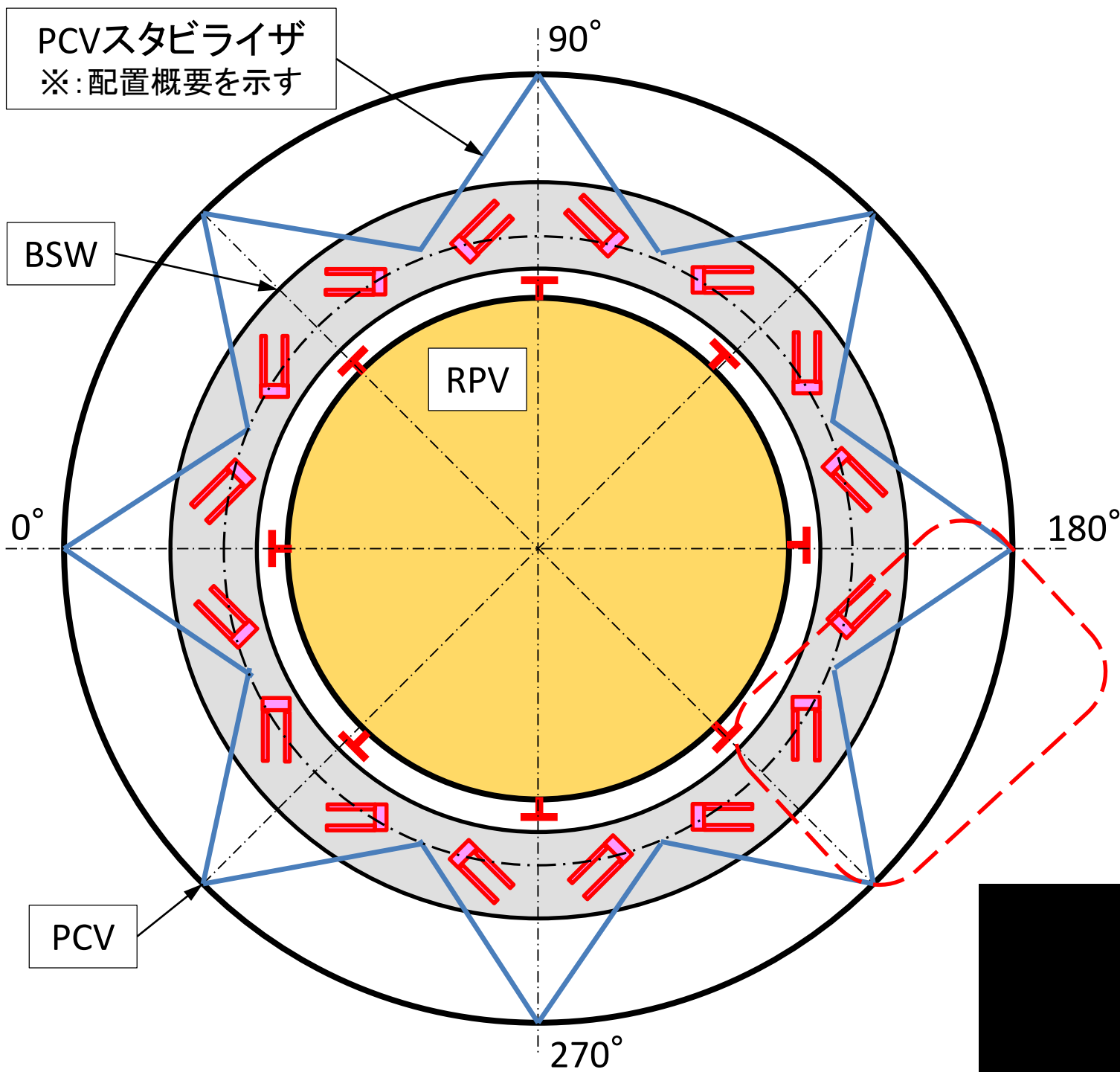


図1. PCVスタビライザの配置

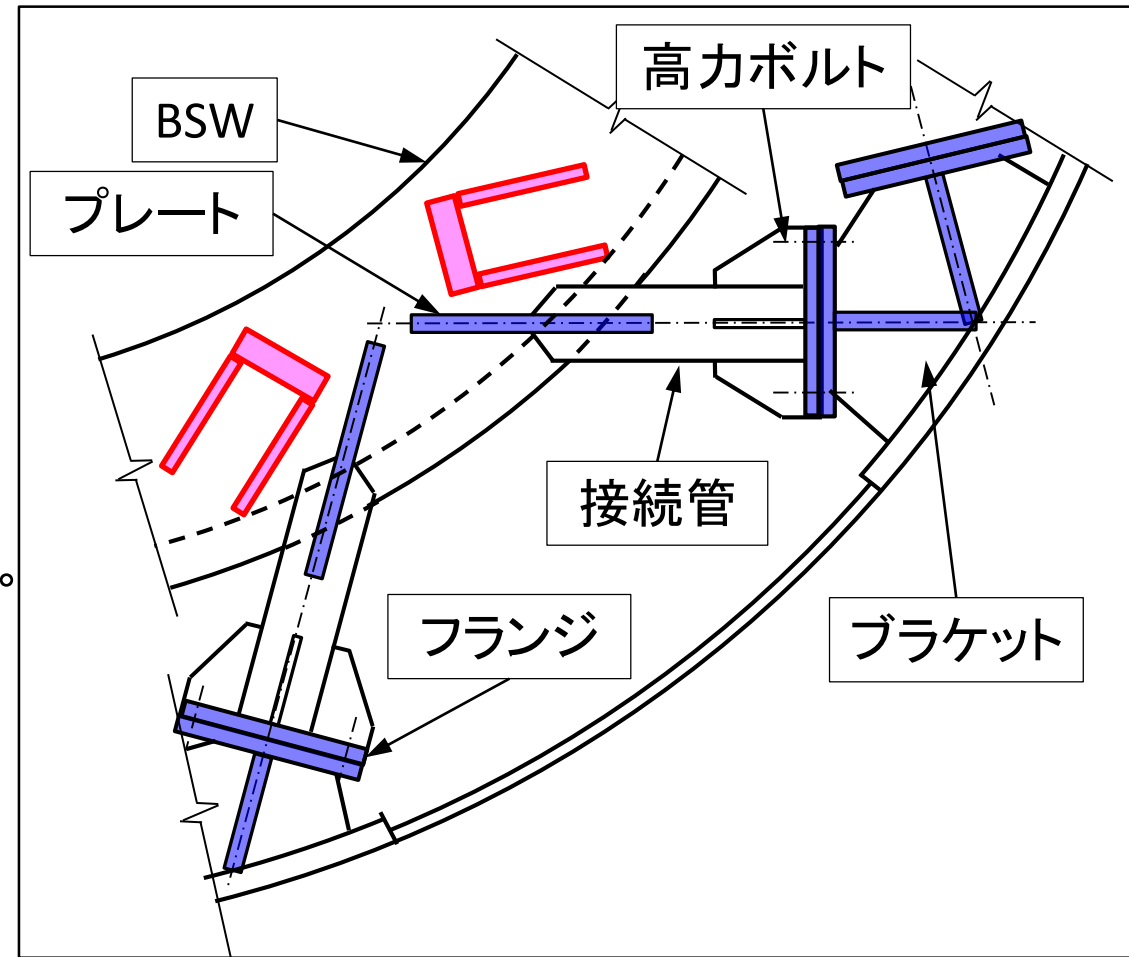
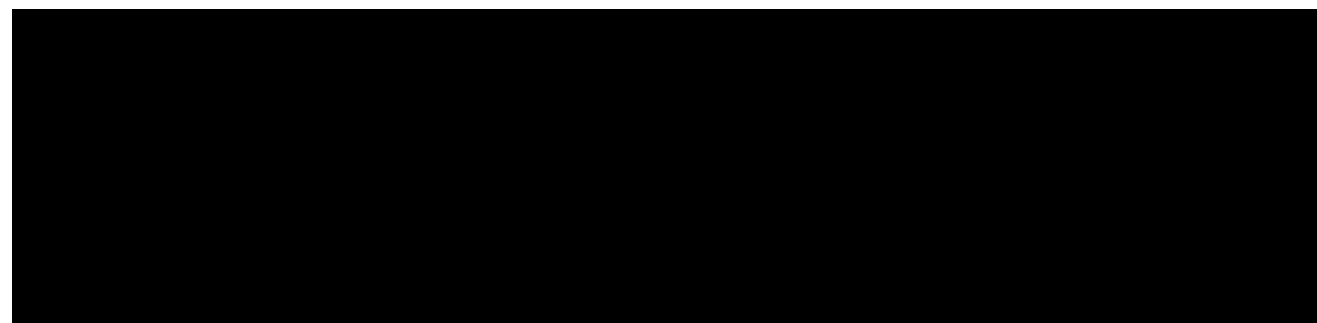


図2. PCVスタビライザの構造概要



【補足資料】PCVスタビライザ各部材にかかる荷重

- 地震により水平方向荷重Wがかかった際の、PCVスタビライザ各アームにかかる荷重を導出。
 - 8か所のPCV取り合い部に力が分配される場合、それぞれのPCVスタビライザーにかかる荷重Fは以下となる。

$$W = 2 \cdot W1 + 4 \cdot W2 \cdot \cos(45^\circ)$$

$$W2 = W1 \cdot \cos(45^\circ)$$
 上記式より、
$$W = 2 \cdot W1 \cdot (1 + 2 \cdot \cos^2(45^\circ)) = 4 \cdot W1$$
 - スタビライザトラスにかかる引張荷重・圧縮荷重 F は

$$F = W1 / (2 \cdot \sin(31.37^\circ))$$
 - 引張荷重・圧縮荷重Fによる、接続管、プレート、高力ボルトの構造強度評価を実施。

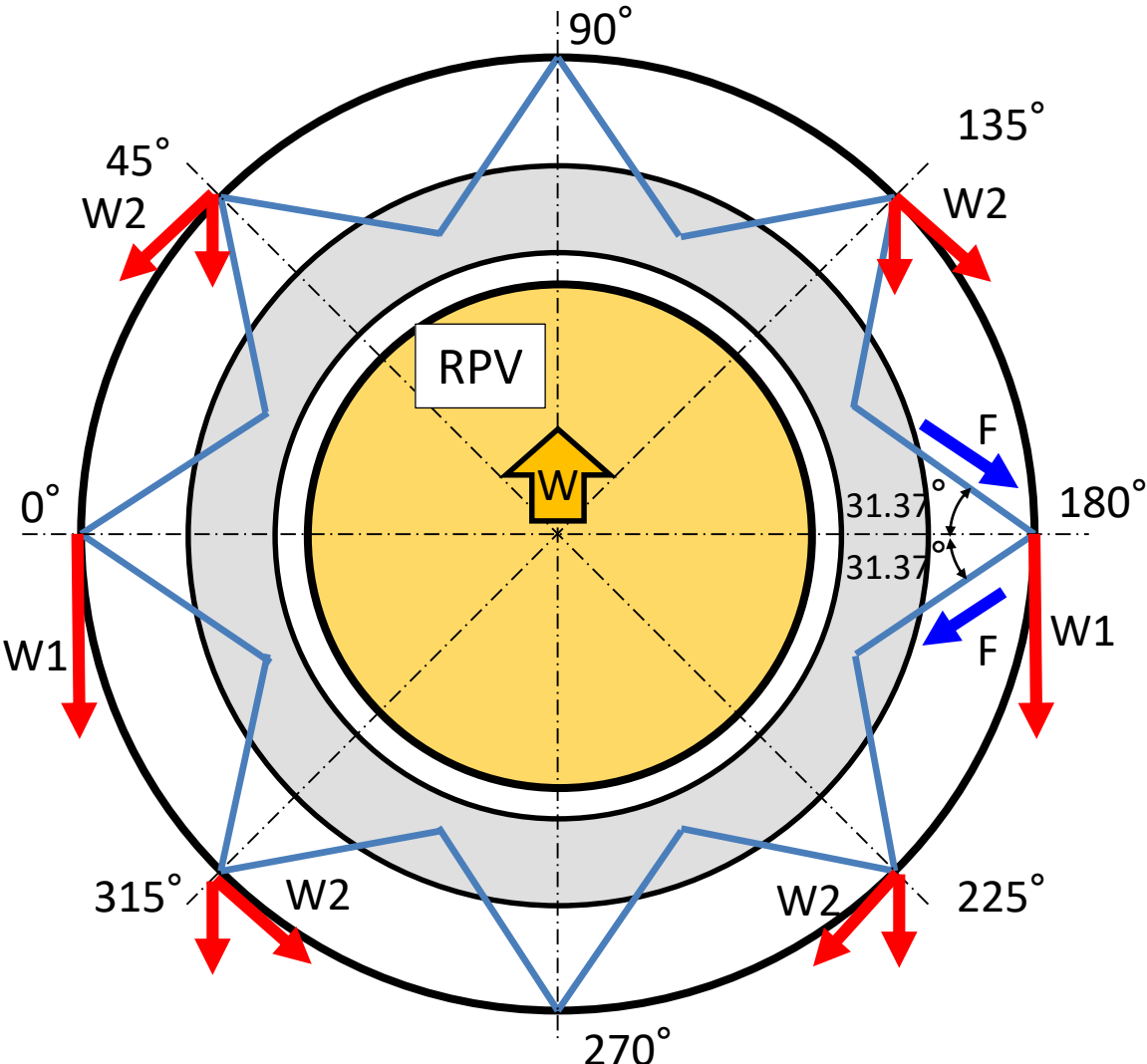


図1. PCVスタビライザトラスにかかる荷重

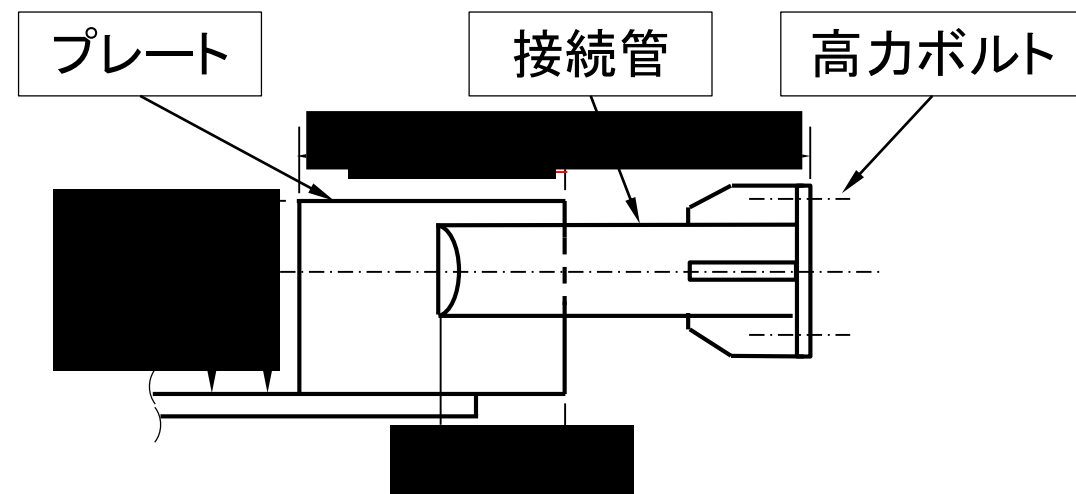


図2. PCVスタビライザトラス側面図

項目	Ss600相当	Ss900相当	備考
荷重 W (kN)	6,156	9,233	
荷重 W 1 (kN)	1,539	2,308	
荷重 F (kN)	1,478	2,217	

表1. PCVスタビライザにかかる荷重計算結果

【補足資料】バルクヘッドの構造概要

- バルクヘッドは燃料交換時に原子炉内及びウェルを満水にするためのD/Wとウェルとの隔壁。
- ペDESTAL基礎部剛性が低下し、上部構造物が傾いた場合、バルクヘッドに荷重がかかる。
- RPVとバルクヘッドの間隙は約 350mm程度であり、上部構造物の傾きは1°以下にとどまる。
- 隔壁プレートはRPV周囲全周にわたるため、地震時にペDESTAL上部構造物が傾いた場合には、発生する荷重はドーナツ状の構造物で支えられる。(隔壁フランジ/ウェブは上面が隔壁プレートで接続されており、荷重が分散される。)

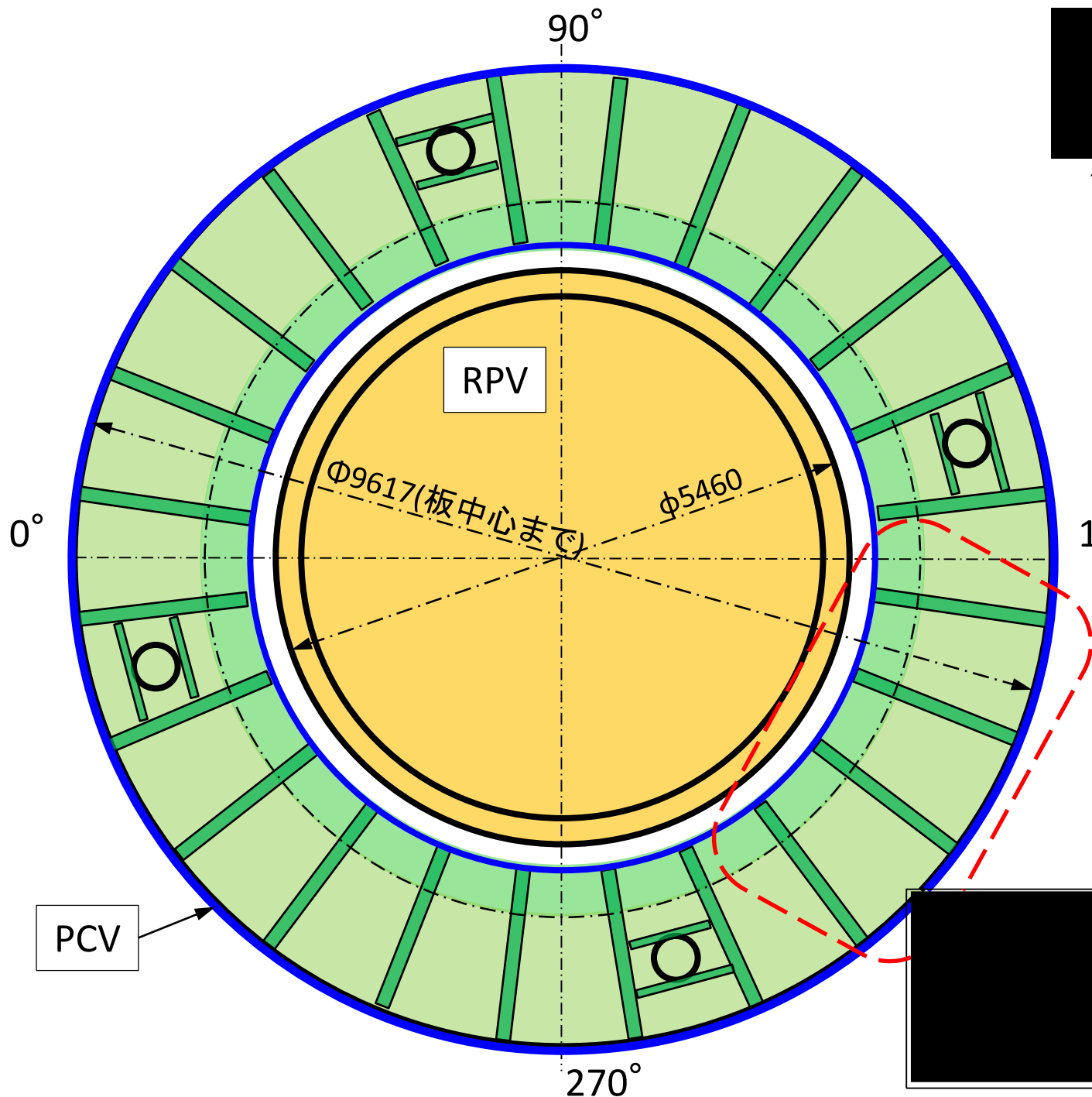


図1. バルクヘッドの構造概要

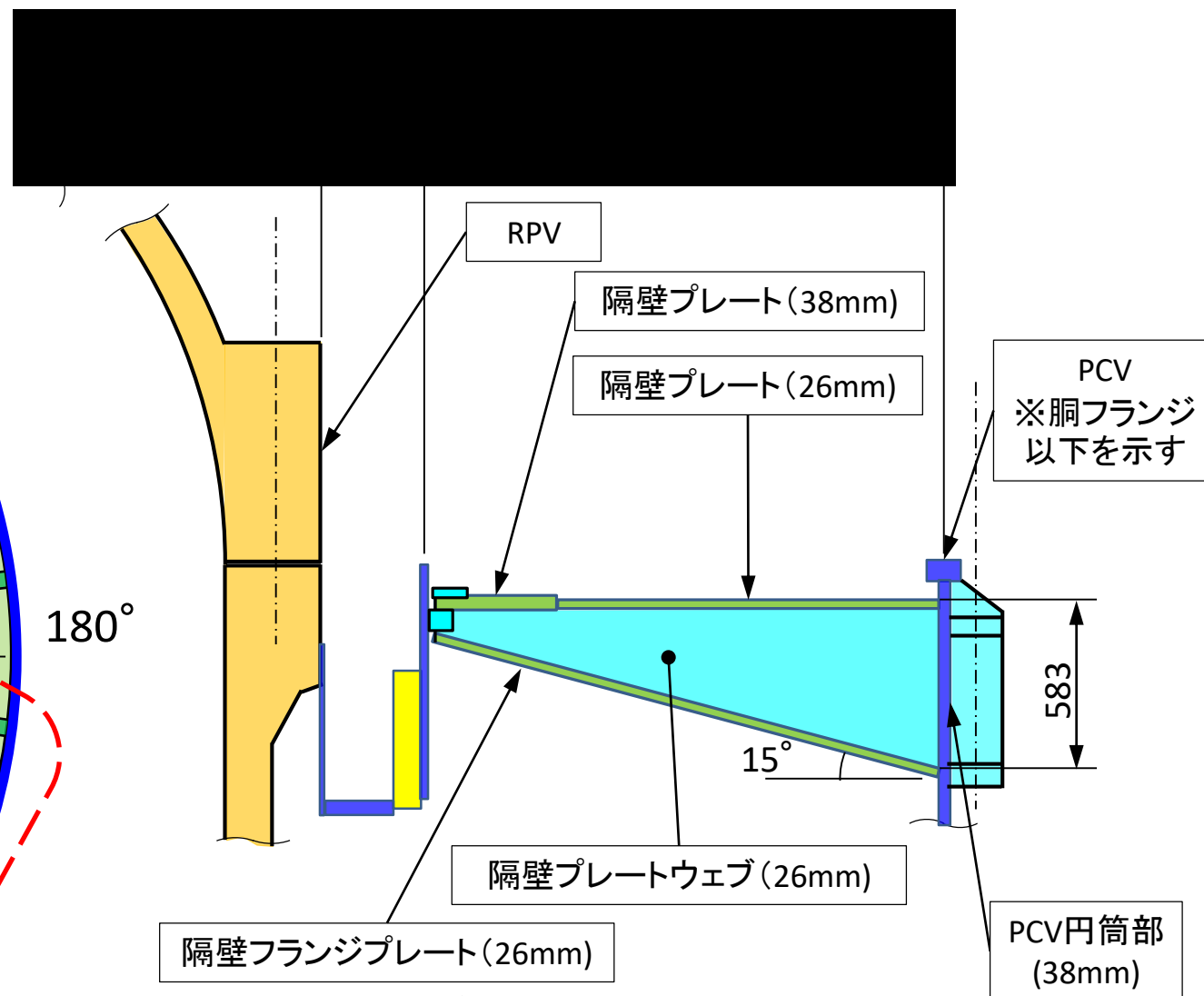


図2. バルクヘッドの断面概要

【補足資料】地震時にバルクヘッドに水平荷重がかかった場合の概略検討

- バルクヘッドは、RPV主フランジの外面に隔壁として一周配置され、溶接構造物であるため、地震時にペDESTAL上部構造物の水平荷重がかかった際には、バルクヘッド全体で荷重を受け止めると考えられる。ここでは、保守的に接触方向の数本で圧縮荷重を受けるとした場合の部材応力を導出。
 - 保守的に、検討用の梁寸法は、W250×H157×L1712×t26のH鋼と設定。
 - H鋼4本で水平方向荷重を受け止めた場合の鋼材の圧縮応力について検討を実施。
 - 接触時の上部構造物の傾き角度は1°以下であるため、鉛直方向荷重についての検討は割愛。
 - バルクヘッドにかかる重量によるPCVの曲げ応力の検討も実施。

項目	記号	計算値	備考
断面積 (mm ²)	A	15,730	H250×157×t 26 で断面を検討

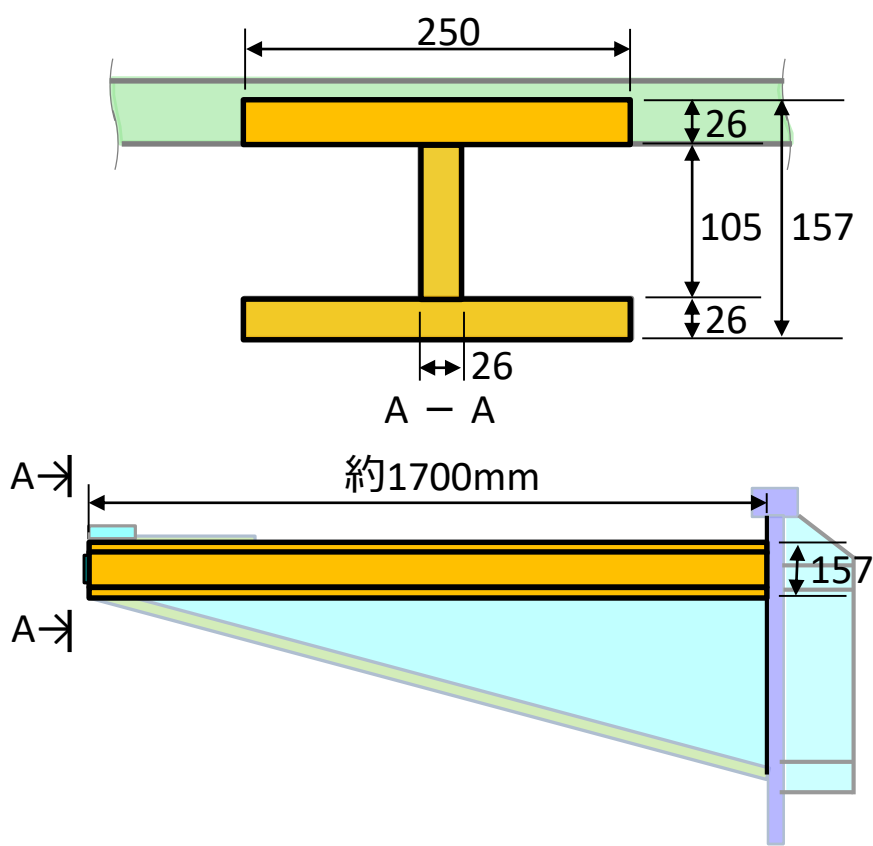


図1. バルクヘッドH鋼梁モデル

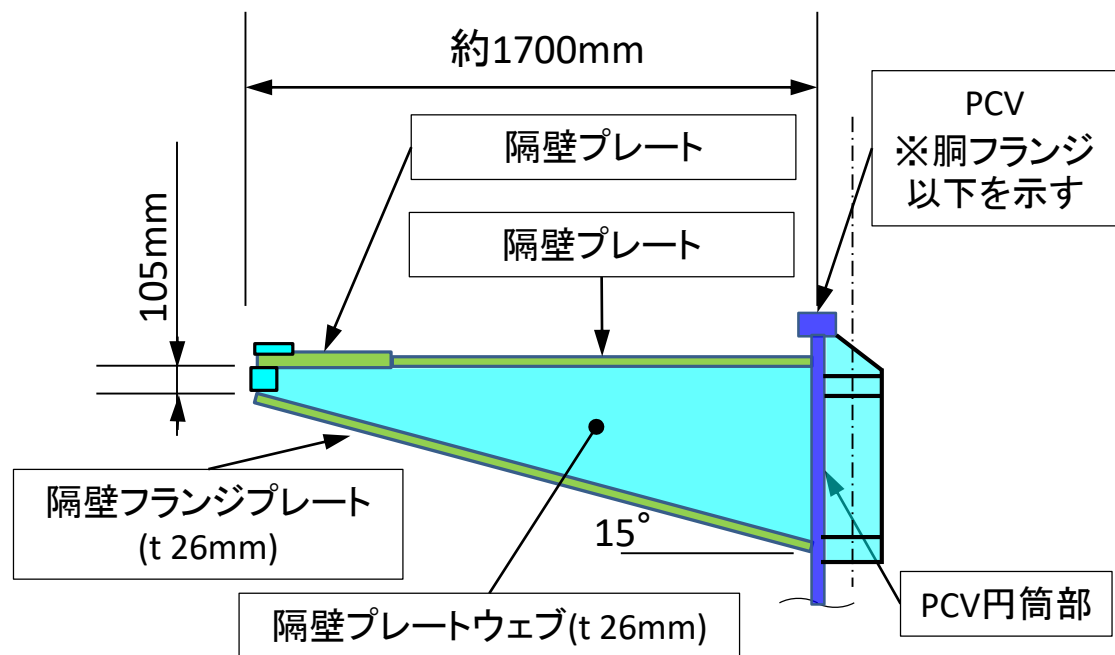
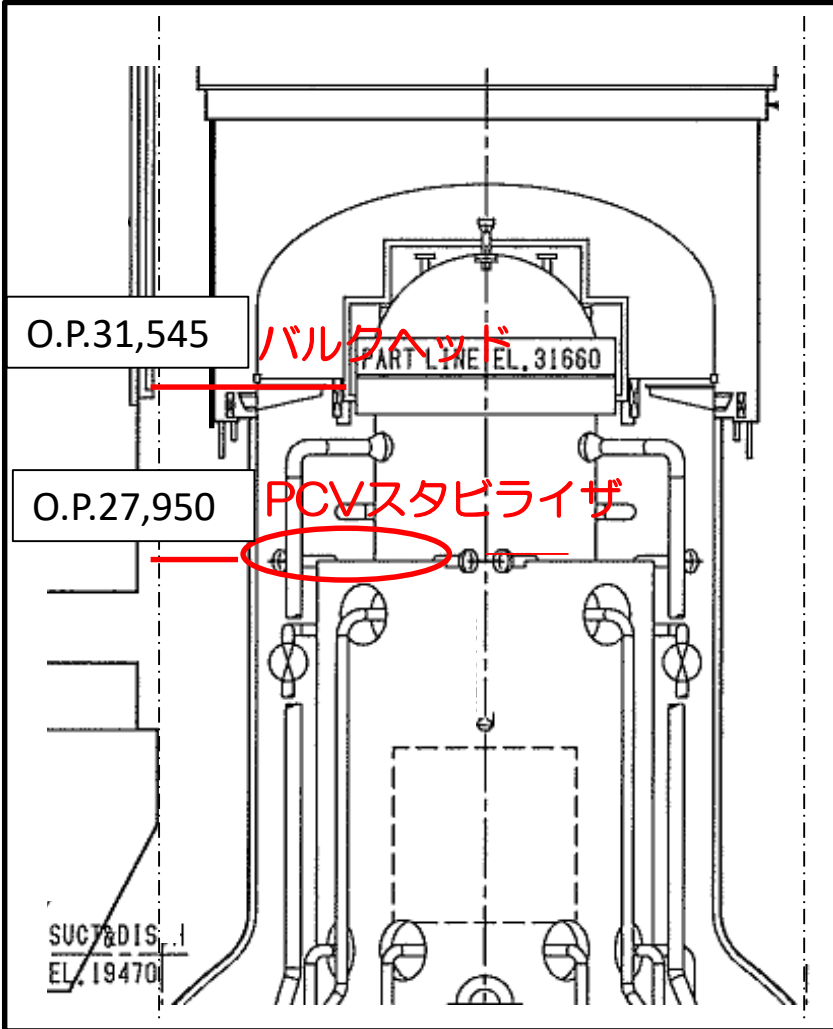
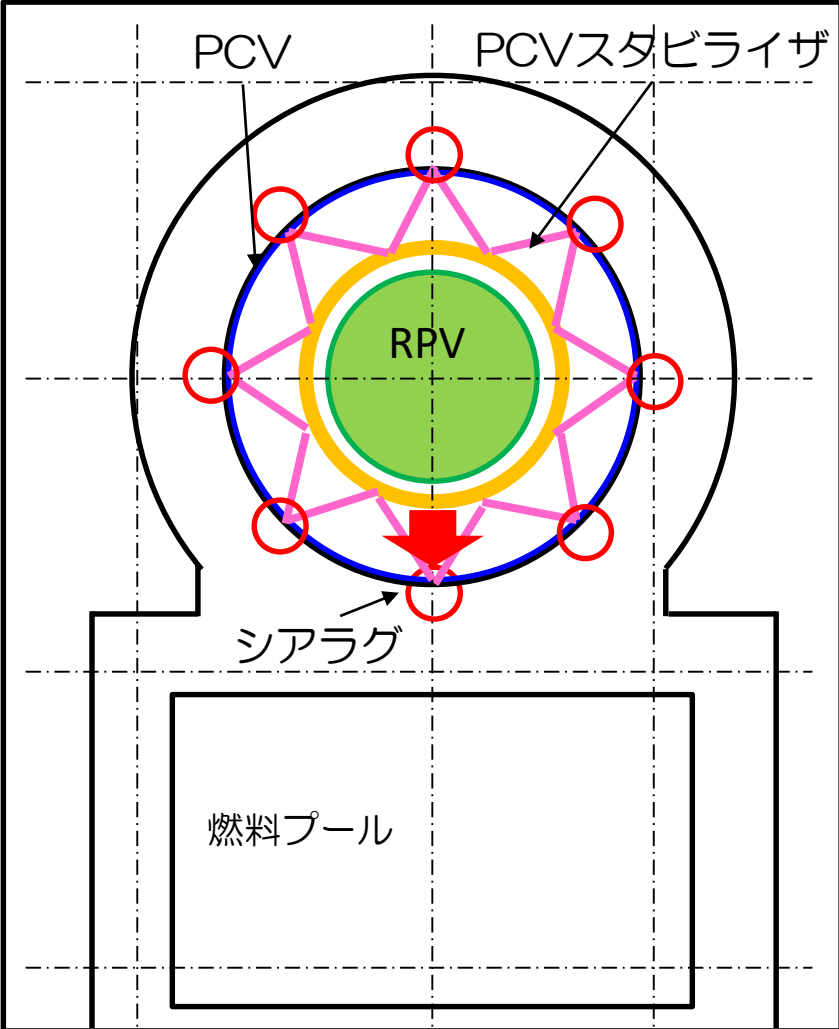


図2. 実際のバルクヘッド寸法

■ **バルクヘッド圧縮応力**
 ○バルクヘッド梁4本分の面積で受けるとする
 ・圧縮応力 $\sigma_c = F / (4 \cdot A)$
 バルクヘッド高さの
 水平荷重 : F
 1本分の梁断面積 : A

【参考資料】バルクヘッドで支持する場合のPCV円筒部に発生する曲げ荷重

- PCVはスタビライザのPCV外側で原子炉建屋とシアラグで接続されている。
 - シアラグは8か所あり、PCVにかかる荷重を分散して受ける。
 - バルクヘッドに水平方向荷重がかかると、PCVを介してシアラグに荷重がかかり、建屋コンクリートの荷重が負荷される。
 - シアラグ部に分散して入力される荷重は、P24に示すものと同様の考え方である。
シアラグ部の評価は補助事業で実施しており、評価結果の裕度が1.5を大きく上回ることから、Ss900相当の地震動を仮定した場合にも、シアラグの構造健全性は保たれると判断する。
- バルクヘッドに荷重がかかった際に、シアラグ部に荷重を伝えるPCV円筒部の曲げ応力の評価を実施した。



■ **PCV円筒部の曲げ応力**

○バルクヘッドからの入力による水平方向応力

- ・曲げモーメントによる応力 σ_M
- ・モーメント $M_{pcv} = F \cdot L$
- $\sigma_M = M_{pcv} / Z_{pcv}$
- F : 水平荷重
- L : 3,800mm(部材頂部まで)
- $Z_{pcv} : 1.233 \times 10^9 \text{mm}^3$

バルクヘッドによる入力 F

建屋の水平荷重支持部 (シアラグ部)

PCV円筒部

【補足資料】構造部材の物性値

許容応力

部材名		設計引張応力 S	降伏応力 Sy	最小引張強さ Su	強度 残存率	S'/Sm'	Su'
		(MPa)	(MPa)	(MPa)		(MPa)	(MPa)
PCV本体	Sm	160	265	480	0.9	144	432
	S	131	265	480	0.9	117.9	432
バルクヘッド	Sm	160	265	480	0.9	144	432
	S	131	265	480	0.9	117.9	432
インナースカート	Sm	110	235	400	0.9	99	360
PCVスタビライザ 接続管	Sm	127	205	380	0.9	114.3	342
	S	106	205	380	0.9	95.4	342
PCVスタビライザ プレート	Sm	160	265	480	0.9	144	432
	S	131	265	480	0.9	117.9	432
PCVスタビライザ 接続フランジ	Sm	160	265	480	0.9	144	432
	S	131	265	480	0.9	117.9	432
PCVスタビライザ ブラケット	Sm	160	265	480	0.9	144	432
	S	131	265	480	0.9	117.9	432
PCVスタビライザ ボルト/ナット	Sm	262	785	930	0.9	235.8	837

支持構造物の許容応力

部材名		設計引張応力 S	降伏応力 Sy	最小引張強さ Su	強度 残存率	S'	Sy'	Su'
		(MPa)	(MPa)	(MPa)		(MPa)	(MPa)	(MPa)
PCVスタビライザ 接続管		96	205	380	0.9	86.4	184.5	342
PCVスタビライザ プレート/フランジ		131	265	480	0.9	117.9	238.5	432
PCVスタビライザ 高力ボルト		205	785	930	0.9	184.5	706.5	837
バルクヘッド 仮想梁		131	265	480	0.9	117.9	238.5	432

$$F = \min(Sy', 0.7 \cdot Su')$$

$$F^* = \min(1.2 \cdot Sy', 0.7 \cdot Su')$$

$$ft = F/1.5$$

$$ft^* = F^*/1.5$$

$$fs^* = F^*/(1.5 \cdot \sqrt{3})$$

$$fb^* = ft^*$$

PCVスタビライザプレートのfc*は、
 $fc^* = (1 - 0.4(\lambda/\Lambda)^2) \cdot F^*/V =$ [redacted]

λ：細長比
 Λ：限界細長比
 V：係数

【補足資料】ペDESTAL材料の事故時加熱・冷却による強度低下の根拠

■ インナースカート構造材料 (SM41A(SM400A相当)) の温度履歴による強度低下

○ 加熱冷却後の機械的性質

「構造材料の耐火性ガイドブック 2017」の内容をもとに、図1.③.1(a)にSS400材の、図1.③.1(b)にSM490材の加熱冷却後試験結果(平均値)をグラフ化したものを示す。また、加熱冷却後特性と標準偏差を表1.③.1に示す。鋼材は変態点温度(約720℃)を超えると材質に変化が生じ、降伏点が不明瞭になる。同図から、600℃以上の温度履歴を経た場合、引張強度に影響を与え、700℃で引張強度は約90%に低下する。

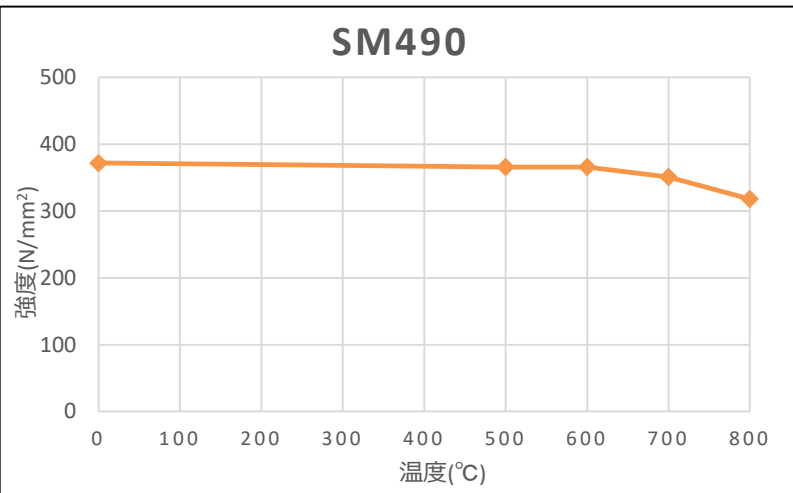
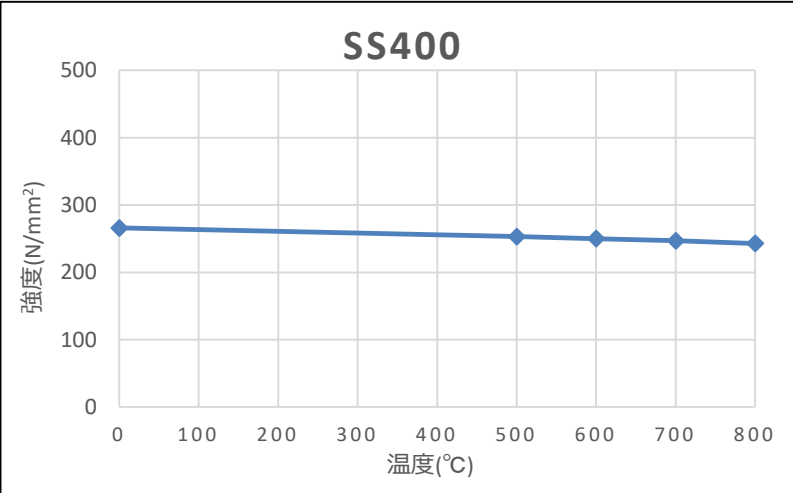


図1. SS400の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

図2. SM490の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

表1. 加熱冷却後における降伏強度の平均値と標準偏差

		試験温度								
		常温	100	200	300	400	500	600	700	800
SS400 (N/mm²)	サンプル数	3	/	/	/	/	3	3	3	3
	平均値	266	/	/	/	/	253	250	247	243
	標準偏差	7	/	/	/	/	15	12	15	19
SM490 (N/mm²)	サンプル数	7	/	/	/	/	7	7	7	7
	平均値	372	/	/	/	/	366	366	351	318
	標準偏差	41	/	/	/	/	33	37	41	13

(出典) 構造材料の耐火性ガイドブック 2017(日本建築学会)より抜粋

・耐火性ガイドブックでは、SS400 及び SM490の加熱冷却後の機械的性質が記載されており、その値は以下の通りである。

SS400 : $243/266 = 0.91$
 SM490 : $318/372 = 0.85$

SM41Aは、引張強さ400MPa級の炭素鋼であり、化学成分もSS400に包絡されることから、加熱・冷却による強度低下はSS400相当と考えられる。

本概略検討では、保守的に温度履歴を経た材料降伏点の変化割合を0.9と設定する。

【補足資料】ペDESTAL材料の事故時加熱・冷却による強度低下の根拠

- インナースカート構造材料（SM41A(SM400A相当)）の成分と構造強度
 - SM41AはSS400の規定に包絡されており，加熱・冷却後の強度低下は，耐火性ガイドブックに記載されているSS400相当と考えられる。
 - 上記の理由から，インナースカートの加熱冷却後の温度履歴を経た材料強度変化の割合0.9を採用する。

表 1． 現行JISのSM400AとSS400との規定値概要の比較（耐火ガイドブック値）

材料名	化学成分					機械的性質		
	C (%)	Si (%)	Mn (%)	P (%)	S (%)	降伏点 σ_y (MPa)	引張強さ σ_s (MPa)	伸び (%)
SM400A (t=36)	≤ 0.23	—	$2.5 \times C$	≤ 0.035	≤ 0.035	$235 \leq$	400～510	$22 \leq$
SS400	—	—	—	≤ 0.050	≤ 0.050	$235 \leq$	400～510	$21 \leq$

表 2． JIS G3106「溶接構造用圧延鋼材」（1959版）の概要（実材料の規格）

材料名	化学成分					機械的性質		
	C (%)	Si (%)	Mn (%)	P (%)	S (%)	降伏点 (kg/mm ²)	引張強さ σ_s (kg/mm ²)	伸び (%)
SM41A (t=36)	≤ 0.23	—	$2.5 \times C$	≤ 0.040	≤ 0.050	$\sigma_s/2 \leq$	41～50	$21 \leq$

【補足資料】構造材料の事故時加熱・冷却による強度低下の根拠

■ バルクヘッド・PCVスタビライザ構造材料 (SA-212-Gr.B+SA-300(SGV480相当)及びSA-333(STPL380相当)の温度履歴による強度低下

○ 加熱冷却後の機械的性質

「構造材料の耐火性ガイドブック 2017」の内容をもとに、図2.⑦.1(a)にSS400材の、図2.⑦.1(b)にSM490材の加熱冷却後試験結果(平均値)をグラフ化したものを示す。また、加熱冷却後特性と標準偏差を表2.⑦.1に示す。鋼材は変態点温度(約720℃)を超えると材質に変化が生じ、降伏点が不明瞭になる。同図から、600℃以上の温度履歴を経た場合、引張強度に影響を与え、700℃で引張強度は約90%に低下する。

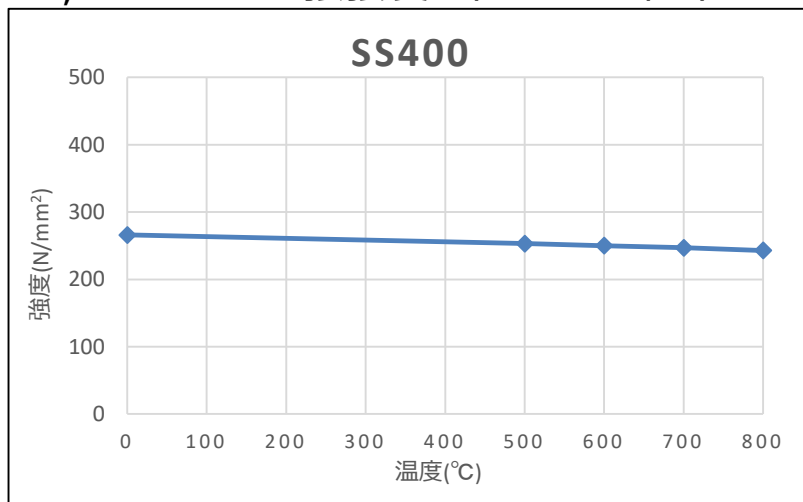


図1. SS400の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

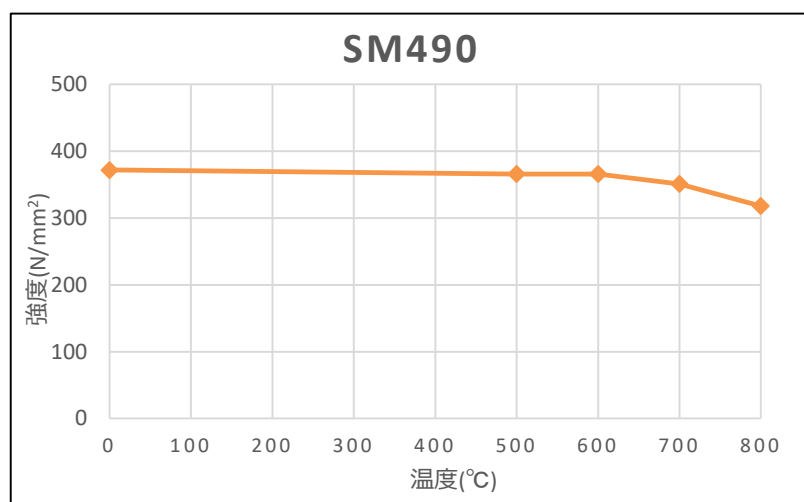


図2. SM490の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

表1. 加熱冷却後における降伏強度の平均値と標準偏差

		試験温度									
		常温	100	200	300	400	500	600	700	800	
SS400 (N/mm²)	サンプル数	3	/	/	/	/	3	3	3	3	
	平均値	266	/	/	/	/	253	250	247	243	
	標準偏差	7	/	/	/	/	15	12	15	19	
SS490 (N/mm²)	サンプル数	7	/	/	/	/	7	7	7	7	
	平均値	372	/	/	/	/	366	366	351	318	
	標準偏差	41	/	/	/	/	33	37 - 35 -	41	13	

(出典) 構造材料の耐火性ガイドブック 2017(日本建築学会)より抜粋

・耐火性ガイドブックでは、SS400 及び SM490の加熱冷却後の機械的性質が記載されており、その値は以下の通りである。

SS400 : $250/266 = 0.93$

SM490 : $366/372 = 0.98$

バルクヘッド及びスタビライザは、燃料デブリと接触した部材ではなく、温度履歴はPCV内気相部温度相当と考えられるため、600℃程度であると推定。

そのため、温度履歴による降伏応力の低下はほぼないと考えられるが、**保守的に温度履歴を経た材料降伏強度の変化割合を0.9と設定する。**

- 高温時の鉄筋コンクリートの熱膨張係数を「構造材料の耐火性ガイドブック 2017(日本建築学会)」をもとに設定。
 - コンクリートは110℃以上で骨材は膨張，コンクリートは収縮することから，高温時までの平均線膨張率として常温同様の値を設定。
平均線膨張率（鉄筋コンクリート： 10×10^{-6} ）
 - BSWも鉄とコンクリートの構造物であることから，鉄筋コンクリートと同様の値を使用。

「構造材料の耐火性ガイドブック 2017(日本建築学会)」抜粋

2.3.2 熱膨張係数

コンクリートは，一般に加熱されると膨張し，加熱時の膨張量はコンクリート中の構成材料によって支配される。
セメントペーストおよび骨材は，80～90℃までの温度ではいずれも膨張するが，約110℃以上になると骨材は膨張し，セメントペースト部分は収縮に転ずる。このように，高温下では水分損失による収縮と熱膨張が同時に進行する。このため，モルタルやコンクリートの熱膨張係数は，セメントと骨材の構成比および骨材の熱膨張特性によって大きく影響される。常温におけるコンクリートの熱膨張係数は $7 \sim 12 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{C}$ である。

【補足資料】ペDESTAL材料の事故時加熱・冷却による強度低下の根拠

■ PCVスタビライザの接続管構造材料（SA333(SPTL380相当)）の成分と構造強度

- SA-333は告示501号では、STPL380の強度向上材料との記載あり。
ASME材料の読替表（ガス工作技術基準の解釈例 等）では、Gr（グレード）により、読み替える材料が異なるが、本検討ではSTPL380として検討を実施。
- 構造材料の耐火性ガイドブックには、同等の材料が参照されていないが、600℃までの温度履歴では、相変態点を超えないため、常温に戻った場合にも大きな強度低下は生じないと想定。
- 加熱冷却後の温度履歴を経た材料強度変化の割合として、0.9を採用する。
※：耐火性ガイドブックでは、同一材料の試験結果が参照されていないが、0.3%以下炭素鋼として適用。

表 1. JIS G3460「低温配管用鋼管」（2018版）の概要

材料名	化学成分					機械的性質		
	C (%)	Si (%)	Mn (%)	P (%)	S (%)	降伏点 (N/mm ²)	引張強さ σ_s (N/mm ²)	伸び (%)
STPL380 (t=25.4)	≤ 0.25	≤ 0.35	≤ 1.35	≤ 0.035	≤ 0.035	205 \leq	380 \leq	22 \leq

【補足資料】D/W内部環境の推定

- 1号機PCV内部調査の結果から、以下を推定。
 - D/W内配管のアルミ外装板が溶融していないことから、D/W到達温度(max)は約600℃程度と想定。D/W下側ペDESTALアクセス開口近傍（燃料デブリ漏出ルートに近く、温度の高い個所）に位置するRCW配管の保温外装が溶融していないことが確認されている。
 - スタビライザ・バルクヘッドは、D/W上部に位置しており、燃料デブリとは直接接しない位置に配置。熱源から離れた場所であり、さらに温度が低いと考えられる。
 - CRDサポートロッドのボルト/ナットの状況から、事故時の高温腐食の影響は極めて軽微と判断。炭素鋼のねじ部分が抜け落ちていないことから、腐食量は少なく、締結部分は有効であると判断。
- 以上から、事故時の高温腐食・到達温度を以下のように設定。
 - ペDESTAL下部近傍を除くD/W内雰囲気温度（最高値）：600℃
 - ねじ部の締結は有効であるとする。

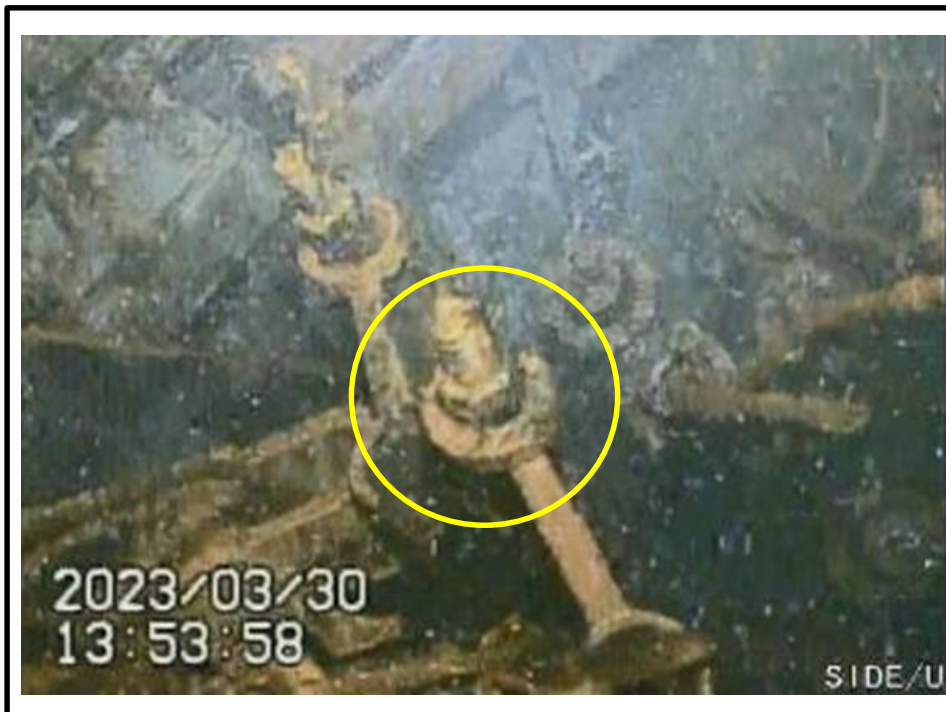


写真1. CRDサポートロッドの状況

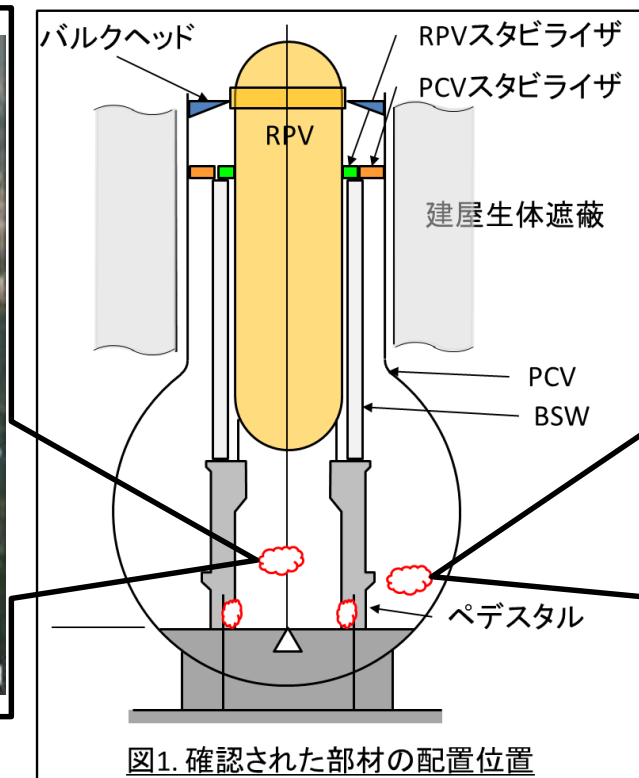


図1. 確認された部材の配置位置



写真2. D/W内配管の状況

- 水平方向支持機能を持つスタビライザが、事故時温度履歴を考慮して機能を保持することを確認する。
 - RPVスタビライザは、RPVと原子炉遮蔽壁(BSW)の熱伸び差を吸収できる構造であることから評価を割愛。既存の評価でRPVスタビライザはSs波（Ss600）で許容応力裕度1.5以上を確保しており、機能保持と判断。
 - PCVスタビライザは、BSWとPCVの熱伸び差を吸収する構造となっていないため、支持機能維持の検討を実施。構造上、熱伸び差が影響する優先検討対象を設定し、評価。

表 1. スタビライザの機能保持に関する概略検討

手順	実施内容	目的	検討結果
1	D/W内/外の状況の想定	以下の検討実施の条件設定 ・各構造物の熱伸び量 ・昇温/降温速度 ・想定腐食量	事故時想定環境 PCV気相部温度 約600℃ D/W本体平均温度 約340℃ 腐食量 ほぼ無し※1
2	各構造物の熱伸び量の想定	・各構造物の相対変位を算定 部材の温度履歴による影響を考慮する条件	—
3	優先検討対象の設定	構造部材の寸法/材料を調査し選定 ・荷重負荷断面積の小さな部材 ・高温強度が低い部材	PCVスタビライザ(接続管) BSW取付プレート(プレート) 取付ボルト(高力ボルト)
4	選定部材の温度履歴を考慮した概略評価	熱伸び（二次応力）の影響を想定 ・PCV昇温時/降温時	降伏応力は超えるが伸びは許容値内に収まり変形するが破断しない
5	検討結果まとめ	水平方向の支持機能を有するスタビライザは、一部部材が降伏応力を超え変形すると推定するが、破断には至らず荷重を負担できると考えられることから、一定の支持機能を有すると判断	

※1：1号は運開後50年以上経過するが、震災前のPCV肉厚調査により、公称肉厚以上であることを確認済み。また、震災後のPCV内部調査の結果から、事故後の腐食進展は微小であることを確認している。

【補足資料】事故時温度履歴を経たPCVスタビライザの状態の想定

- 事故当時の熱履歴を経たPCVスタビライザが荷重を支持できる状態にあることについて概略評価を実施。
- PCV及びBSWの鉛直方向熱伸び量の差異から、PCVスタビライザの変形等について概略評価。
- 検討対象として、高温強度の低い材料を使用した部材、断面積/断面係数の小さな部材を選定（PCVスタビライザの 接続管、プレート、高力ボルトを検討対象とした。）
- 評価に使用する項目（物性値や部材寸法等）の設定の考え方と不確定さに関する考察を以下に示す。
 - PCV内部調査の値から推定される温度/腐食量を反映。
 - 高温時の材料物性について、適用できるものを調査し最適値として反映したが、不確定さがある。

フロー No.	項目	設定の考え方	不確定さに関する考察	
③⑨	事故時 到達温度 PCV内構造物	PCV内部調査の目視結果（アルミ材料が溶融していないこと）から、PCV上部の最大到達温度を600℃と推定。	PCV内で確認された事象から推定している内容であり、妥当と判断するが、想定要素があり不確かさがある。	
	PCV本体	PCV内温度とPCV外温度から計算で求めた値	実際に測定された値ではなく不確定さがある。温度が高くなった場合には、PCVとBSWとの熱伸びの差が少なくなり、ひずみは減る傾向。	
	PCV外部温度	事故当時作業者の聞き取りから、作業場所の温度を想定し、PCVと建屋生体遮蔽との間隙は熱が逃げにくいことを考慮して80℃と想定。	実際に測定された値ではなく不確定さがある。温度が高くなった場合には、PCVとBSWとの熱伸びの差が少なくなり、ひずみは減る傾向。	
⑦⑧	部材寸法	建設時工事認可図書に記載があるものは工認記載の公称寸法を使用 記載のないものは、メーカー製作図面の寸法を使用。震災前のPCV肉厚測定の結果が公称肉厚を上回っていることから、公称寸法をもちいる。	事故当初の熱変形に伴う残留応力/変形（断面積の減少、ひずみ等）については、想定できないため、健全状態の発生応力を許容応力と比較した。想定ひずみから、断面積の減少は微小と考えられるが不確かさがある。	
	腐食量	PCV内部調査の目視結果から、最も温度のかかったと想定されるペDESTアル近傍でもの炭素鋼腐食量は微小であると判断し、腐食量を考慮しないこととした。	震災前のPCV肉厚調査の結果は、公称肉厚以上であり、運転時の減肉はないと想定。PCV内で確認された事象から推定している内容であるが、直接確認・計測していないため、不確かさがある。	
	材料物性	縦弾性係数	ASME Boiler & Pressure Vessel Codeに記載のある値を参考に設定。 0.3%炭素鋼は～550℃までであり、600℃の値として、類似する0.3%以上のものを使用。	最適値と考えているが不確かさがある。
		破断伸び	公的文献では、高温時の破断伸びを示す資料がなく、傾向と推定。	熱による二次応力で破断に至るとは考えにくく、妥当と判断する。
		線膨張係数 (鉄鋼)	JSME 設計建設規格に記載のある値を使用。	JSME記載値であり、妥当と判断する。
線膨張係数 (鉄筋コンクリート)		構造材料の耐熱性ガイドブックの記載内容を参考に設定。	コンクリートの線膨張係数は、骨材の種類・使用するコンクリートによりばらつきが大きく、不確定さがある。	

【補足資料】事故時温度履歴を経たPCVスタビライザの状態の想定

- 鉛直方向の熱伸び量から導出したPCVスタビライザの応力/ひずみを示す。

【検討条件】

○構造物最高温度

PCV内構造物(ペDESTAL除く) : 600℃

PCV本体 : 340℃

PCV外気相部 : 80℃

○平均線膨張係数

炭素鋼 : 13.57×10^{-6}

鉄筋コンクリート : 10.00×10^{-6}

【検討結果】

○鉛直方向熱伸び量

BSW側熱伸び量 : 126.3 mm

PCV側熱伸び量 : 94.5 mm

熱伸び量の差異 : 31.8 mm

○PCVスタビライザの曲げ応力とひずみ

発生応力(max) : 613.1MPa

ひずみ(max) : 5066.3×10^{-6} (0.5%)

- スタビライザの破断について
事故時温度履歴を経た後にも、ひずみ量は0.5%程度。PCVスタビライザの構造材であるSTPL380は、常温破断伸び量が22%以上であり、温度が高くなると破断伸び量が増加する傾向であることから、**PCVスタビライザは破断していないと判断。**
- スタビライザの変形について
鉛直方向のBSW側熱伸び量とPCV本体側の熱伸び量との差は32mm程度であり、接続管が250A（外径：267.4mm/肉厚：25.4mm）であることを考慮すると、高温時に局部応力が降伏点を超えるが、PCV内温度の低下に伴い、**元の形状に近い状態に戻り大規模な変形はないと想定。**
なお、PCVスタビライザ自体の熱伸びは、PCV取り合い部とBSW取り合い部に寸法を制限されるので、高温時熱伸びする分が圧縮され、温度の低下に伴い、スタビライザに残留引張力がかかる。

⇒ PCVスタビライザの変形は、熱伸びに伴う二次応力による変形であり、破断に至らず、荷重を伝達できる状態。しかしながら、PCVスタビライザには変形や残留応力が残ると想定されることから、支持できる荷重が健全時から低下している可能性を考慮する必要あり。

【補足資料】PCVスタビライザの状態に関する想定

- 事故時に負荷された熱伸び量を想定し、PCVスタビライザの状態を検討する。
- 評価にあたっては、以下を考慮。
 - PCV内構造物温度・PCV本体温度を保守的に仮定し、構造物の熱伸び量を設定。
 - 設定した伸び量から、構造的に弱い部材にかかる応力・ひずみを導出し、事故時の状態を推定。
 - 推定した状態から、水平方向の荷重支持可否を想定。
- PCVスタビライザに発生する事故時の応力は、降伏応力を超過するが破断伸びを超過しない。熱膨張差により発生する応力・ひずみは、変位制御型（二次応力的）で、き裂は発生しておらず、一定の支持力を有していると想定。

○ 検討用温度履歴の想定

- ・PCV内部構造物温度 t_i : $t_i = 600^{\circ}\text{C}$ (max)
配管保温のアルミ外装板が溶融していないことから想定
- ・PCV外部気相部温度 t_o : $t_o = 80^{\circ}\text{C}$
PCV鋼板と建屋生体遮蔽間の気相部温度を 80°C と想定
- ・PCV鋼板温度 t_{pcv} : $t_{pcv} = 340^{\circ}\text{C}$ (max)
- ・初期温度(常温) t_r : $t_r = 20^{\circ}\text{C}$

○ 事故時高温腐食の影響

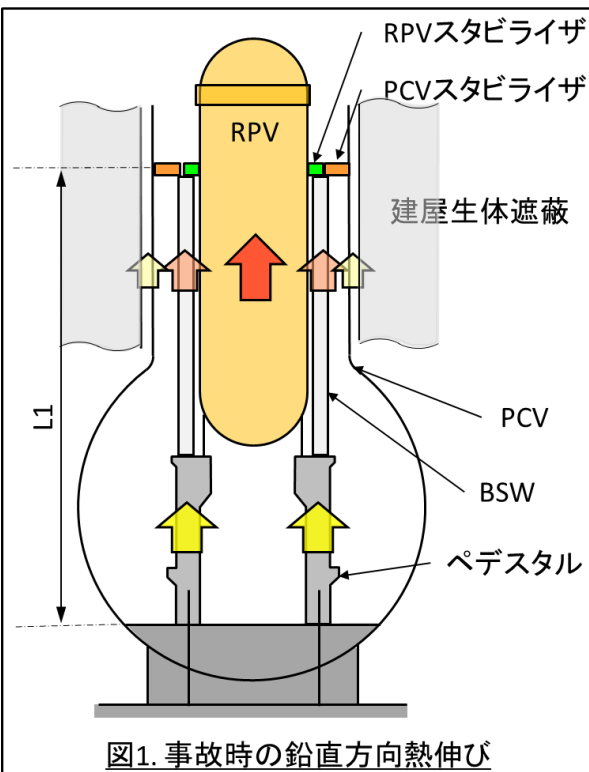
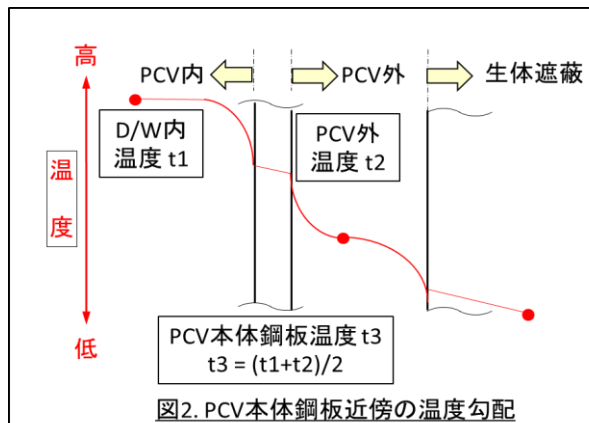
- ・ペDESTAL下部近傍を除くPCV内構造物は、内部調査の状況から、事故時の高温腐食はほぼないものと想定。
【補足資料 2-⑨参照】

○ 構造部材の線膨張係数

- ・炭素鋼 Δ_{cs} : 13.57×10^{-6}
JSME 炭素鋼の 350°C までの平均線膨張係数
- ・鉄筋コンクリート Δ_{rc} : 10.0×10^{-6}
構造材料の耐火性ガイドブックを参考に、設定した。

○ 各構造部材の床面からの高さ

- ・スタビライザ 設置高さ $L1$: $L1 = 21.77\text{m}$ (27.95-6.18)
- ・スタビライザ位置 : O.P. 27.95m
- ・D/W床面 : O.P. 6.18m



○ 許容応力と温度履歴による許容応力低下の考え方

- ・クラスMC容器の供用状態 D_s の許容応力を適用
- ・温度履歴を経た材料強度変化の割合は0.9とする。

■ 熱伸びの差

- ・BSW側伸び量 $d_{BSW} = \Delta_{rc} \cdot (t_{BSW} - t_r) \cdot L1$
- ・PCV側伸び量 $d_{PCV} = \Delta_{cs} \cdot (t_{PCV} - t_r) \cdot L1$
- ・熱変位差 $a = d_{BSW} - d_{PCV}$

■ PCVスタビライザに生じる応力

BSW側が溶接、PCV側がボルト接続であり、固定-支持の梁として発生応力を導出。

- ・変位 $\delta = PL^3/3EI$ を変形し、 $PL = 3EI\delta/L^2$
- ・ P : 集中荷重, E : 縦弾性係数, I : 断面二次モーメント
- ・ L : 梁の長さ, Z : 断面係数, D : 梁の外径
- ・ $I/Z = D^2/2$ であるから、
- ・モーメント $M = PL = 3EI\delta/L^2$
- ・応力 $\sigma = M/Z = 3EI\delta/ZL^2 = 3ED\delta/2L^2$

■ PCVスタビライザに生じるひずみ

- ・ひずみ X : $X = \sigma/E$
- ・縦弾性係数 E : $121,000\text{MPa}$
- ・※ : JSMEで炭素鋼/ 600°C の縦弾性係数は提示されないため、ASME Sec. II Part.D (2019)を参考に $121,000\text{MPa}$ と設定。

【補足資料】本検討で使用する条件

構造部材の想定到達温度

エリア	部材	想定温度 (°C)	根拠	備考
PCV内上部	バルクヘッド	600	PCV内の使用材料の溶融状況から推定 熱源（燃料デブリ）から離れており低下していると想定	PCV内部調査画像からの判断（アルミ材料の溶融状態）
	RPVスタビライザ	600		PCV内部調査画像からの判断（アルミ材料の溶融状態）
	PCVスタビライザ	600		PCV内部調査画像からの判断（アルミ材料の溶融状態）
ペDESTAL	インナースカート	800	補助事業試験結果の写真と比較して推定 熱源（燃料デブリ）に近く、輻射熱の影響も受けると想定	PCV内部調査画像(鉄筋状態)と補助事業試験結果との比較による
	露出鉄筋	800		PCV内部調査画像(鉄筋状態)と補助事業試験結果との比較による
PCV内本体	PCV本体	340	内外温度の中間値 直接確認されていない気相部温度を使用しているため	
PCV外	気相部	80	事故時のR/B内の想定（事故時作業員からの聞き取り等） 建屋との隙間部の温度であり、建屋通路より温度は高い	直接調査されていない数値

高温領域の破断伸び/降伏点

材料	物性値	JSME記載値	考え方	備考
炭素鋼材料	降伏点	~350°Cまで	ASME B&PV-Code Sec. II Part.Dでは537.7°Cまで提示あり	例) SA333(STPL380) : 122.7MPa at 537.7°C
	破断伸び	常温	一般に温度が高くなると、破断伸びが大きくなる。	

鉄鋼材料は、JSME設計建設規格(2005)では350°Cまで提示あり。350°Cを超える部分はASME sec. II Part D (2019)を参考とする。

高温領域の線膨張係数

材料	部材	線膨張係数 (×10 ⁻⁶)	内容	出展
炭素鋼材料	PCV本体	13.57	~350° までの0.3%炭素鋼線膨張係数	JSME S-NC1-2005による
鉄筋コンクリート	BSW・ペDESTAL	10	~600° までの鉄筋コンクリート線膨張係数	耐火性ガイドブックの記載を参考に仮設定

鉄鋼材料は、JSME設計建設規格(2005)より（~425°Cまで）、425°Cを超える部分はASME B&PV-Code Sec. II Part.Dを参考とする。

高温領域の縦弾性係数

材料	部材	縦弾性係数 (Mpa)	内容	出展
炭素鋼材料	PCVスタビライザ	121,000	~600° までの0.3%炭素鋼縦弾性係数	ASME B&PV-Code Sec. II (2019)の記載値を参考として仮設定

鉄鋼材料は、JSME設計建設規格(2005)より（~425°Cまで）、425°Cを超える部分はASME Boiler&Pressure Vessel Code Sec. II Part D (2019/2021)を参考とする。

ASME Boiler&Pressure Vessel Code Sec. II Part D (2019)では、0.3%以下の炭素鋼の縦弾性係数は~550°Cまでであり、類似する0.3%以上の縦弾性係数を参考として仮設定した。

【参考】

圧力容器倒壊における原子炉建屋への影響評価および 使用済燃料プール水位低下した際の影響評価について

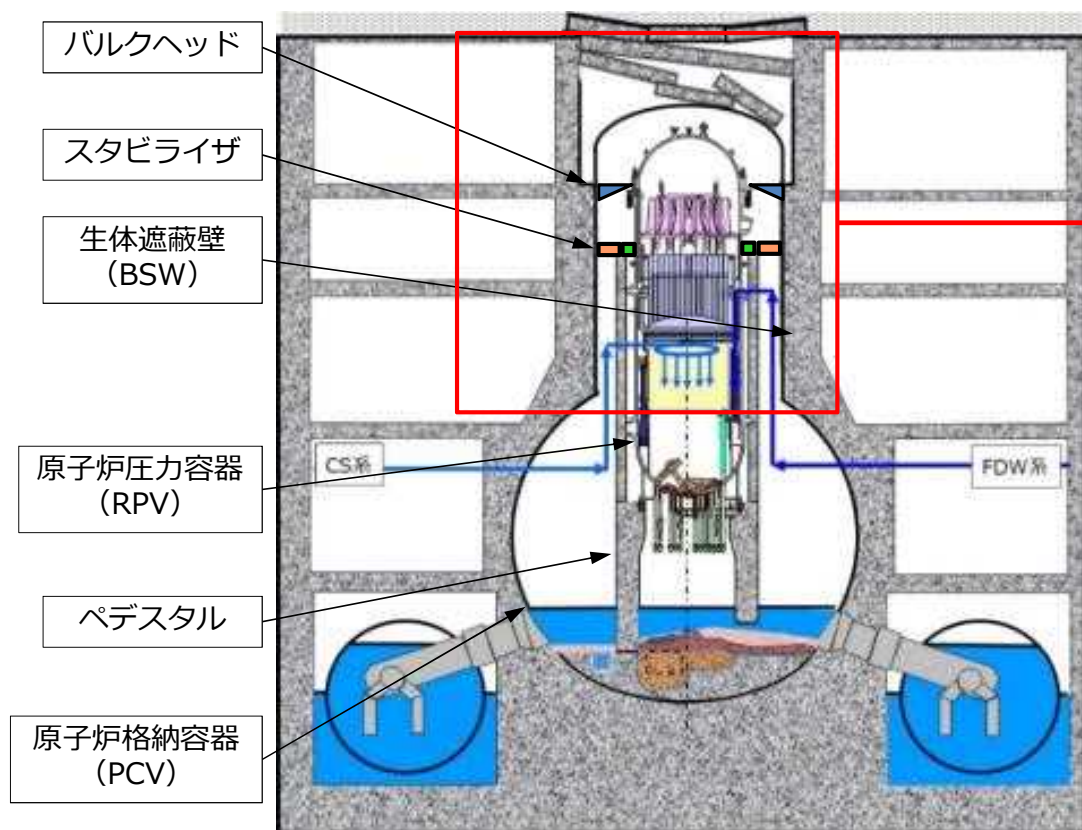
- ✓ 今回、圧力容器（以下、RPV）ペDESTAL支持機能が失われてRPVが沈下した場合のRPV及びPCV等がどのような状態に至るか構造上の影響に関する評価をした結果、ペDESTAL上部構造物／RPVがPCVに接触する状況にはならず大規模な倒壊には至らないと評価した。
- ✓ ただし、評価を実施するにあたって、事故時高温履歴の推定や機器の点検範囲は限定的であり、評価条件に不確かさが含まれる為、今回の評価結果に関わらず、RPVの大規模な倒壊に至った場合に想定される事象を仮定し、追加で以下の評価を実施した。
 - ① PCVに接触した際の原子炉建屋への影響評価
 - ② 使用済燃料プールが損傷、プール水位が低下した際の敷地境界線量率および原子炉建屋周辺線量率への影響評価

1. PCVに接触した際の原子炉建屋への影響評価

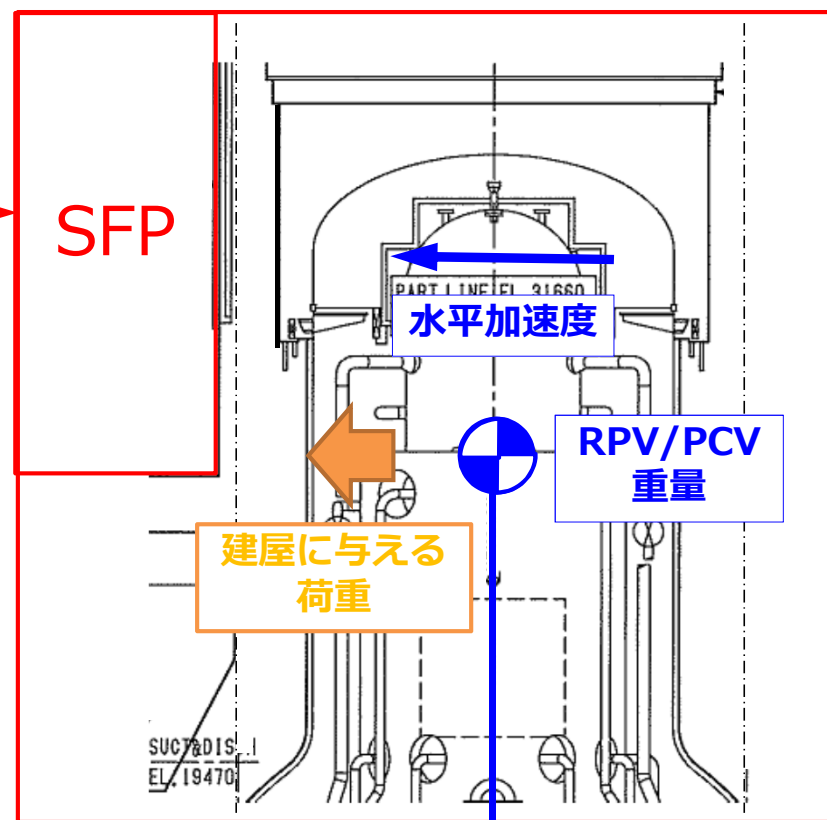
2. 使用済燃料プールが損傷、プール水位が低下した際の
敷地境界線量率および原子炉建屋周辺線量率への影響評価

【参考】 1. 1号機原子炉建屋への影響について (1/3)

- 下図に示すようにRPVペDESTALが支持機能を喪失したとしても、建屋とRPVの間には様々な構造物が存在しているため、直接的に影響を与えることはない。
- ここでは、その状況を仮定して保守的な条件を与えて建屋に大きな影響を与えるかどうか検討を実施する。
- 建屋に与える荷重は、保守的にRPVおよびPCV（以下、「RPV等」という。）の重量（約2000t）を考慮し、Ss900が入力された際の1号機原子炉建屋のオペフロの最大加速度が作用するものとして算定する。



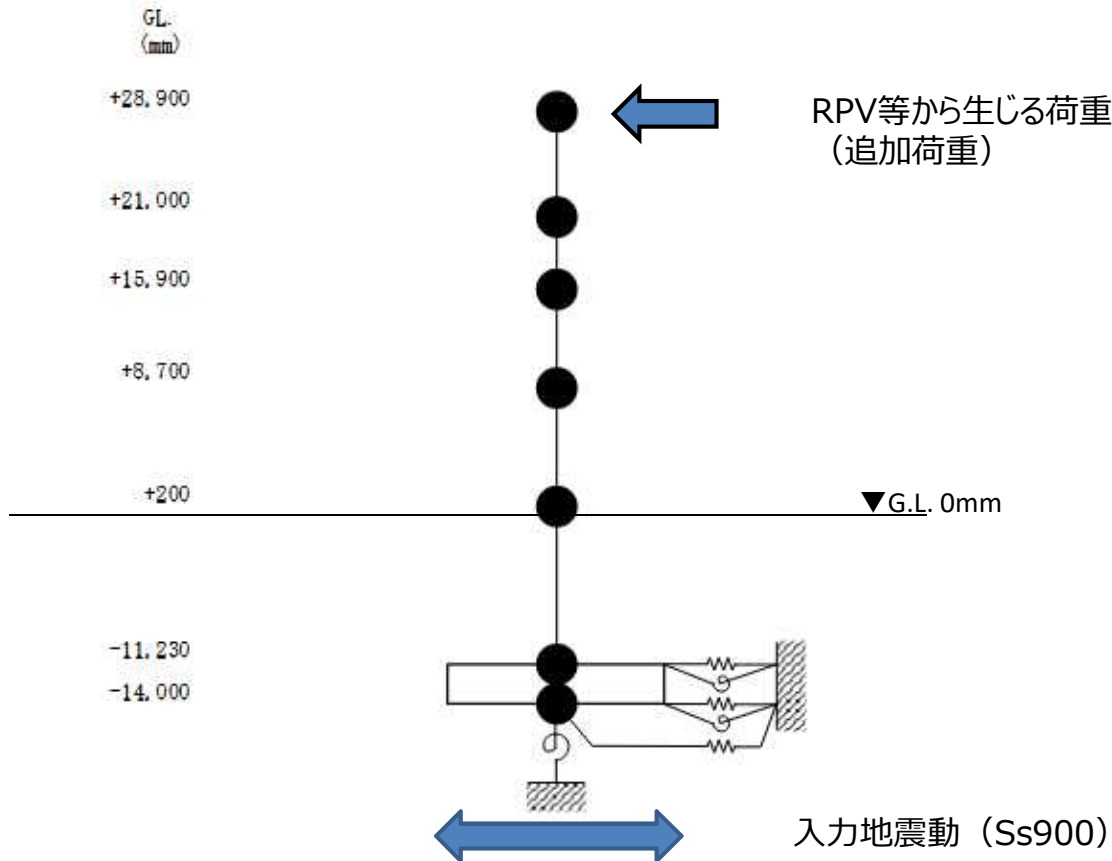
1号機原子炉建屋
構造物配置概要



建屋に与える荷重のイメージ

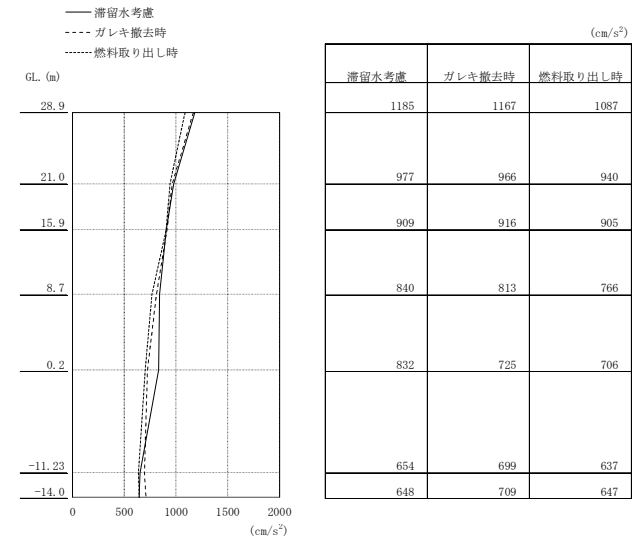
【参考】 1. 1号機原子炉建屋への影響について (2/3)

- 建屋への概略の影響検討に当たっては、Ss900による地震応答解析を実施した質点系モデルによる評価を利用する
- 地震応答解析結果から得られたSs900による各階のせん断力に、RPV等から生じる荷重を追加して、建屋が倒壊しないことを確認する。

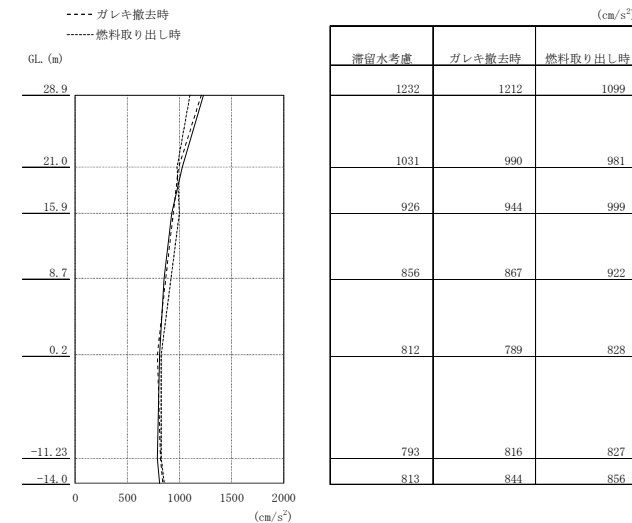


原子炉建屋の影響評価の検討イメージ

※福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画「Ⅱ.2.11 使用済燃料プールから50燃料取り出し設備 添付資料 - 4 - 2 燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」



(a) NS方向



(b) EW方向

Ss900による最大応答加速度※

【参考】 1. 1号機原子炉建屋への影響について (3/3)

- RPV等から生じる追加荷重は、約25400kNである。
- この荷重を簡易的にオペフロに相当する質点位置に追加して与えて、耐震壁のせん断ひずみに与える影響を検討する。
- 下表に示すとおり、大型カバー設置前後のいずれにおいても、評価基準値 (4.0×10^{-3}) ※に対して十分な余裕があり、原子炉建屋に影響を及ぼさない。

建屋の最大せん断ひずみ

高さ	状態	最大せん断ひずみ ($\times 10^{-3}$)				評価基準値 ($\times 10^{-3}$)
		NS方向		EW方向		
		RPVペデ 支持機能維持	RPVペデ 支持機能喪失	RPVペデ 支持機能維持	RPVペデ 支持機能喪失	
G.L. 28.9~21.0 (4階)	滞留水考慮 (現状)	0.05	0.07	0.07	0.09	4.0
	カバー設置後 ガレキ撤去時	0.10	0.12	0.13	0.16	
	カバー設置後 燃料取り出し時	0.13	0.14	0.17	0.19	
G.L. 21.0~15.9 (3階)	滞留水考慮 (現状)	0.08	0.10	0.09	0.10	
	カバー設置後 ガレキ撤去時	0.13	0.14	0.13	0.14	
	カバー設置後 燃料取り出し時	0.15	0.16	0.15	0.16	

※福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画「II.2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 添付資料
- 4 - 2 燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」にあわせて

1. PCVに接触した際の原子炉建屋への影響評価

2. 使用済燃料プールが損傷、プール水位が低下した際の
敷地境界線量率および原子炉建屋周辺線量率への影響評価

【参考】2. 1号機使用済燃料プール水位低下に伴う影響について

- 本資料は、1号機使用済燃料プール（以下、SFP）の水位が大きく低下した場合の以下の項目について、影響評価の結果を示すもの。

- 評価項目

1. 敷地境界線量率および原子炉建屋周辺線量率への影響

使用済燃料の燃料有効部が全て露出した場合の原子炉建屋周辺および敷地境界の線量率

2. 燃料被覆管損傷の影響

ケース1：プール水が完全に抜け、空気の自然対流による冷却効果が期待できる場合

ケース2：最も厳しい条件とするため、SFP水位は燃料有効底部（BAF）付近が継続し、空気の自然対流による冷却が期待できない場合

（事故時にSFP内に瓦礫が落下しており、空気の流路が閉塞している可能性も包含するケース）

なお、本評価は、2020年8月1日時点の評価である。

評価結果に影響する使用済燃料の崩壊熱や制御棒の放射能は時間の経過とともに減衰することから、現時点では、保守的な評価となる。

【参考】2 - 1. 敷地境界線量率および原子炉建屋周辺線量率への影響 (1/2)

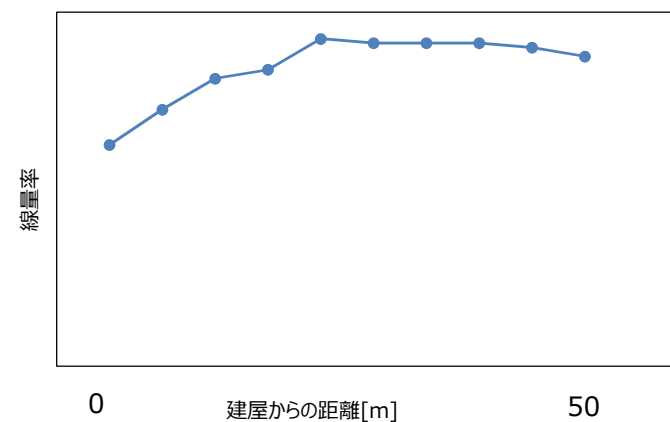
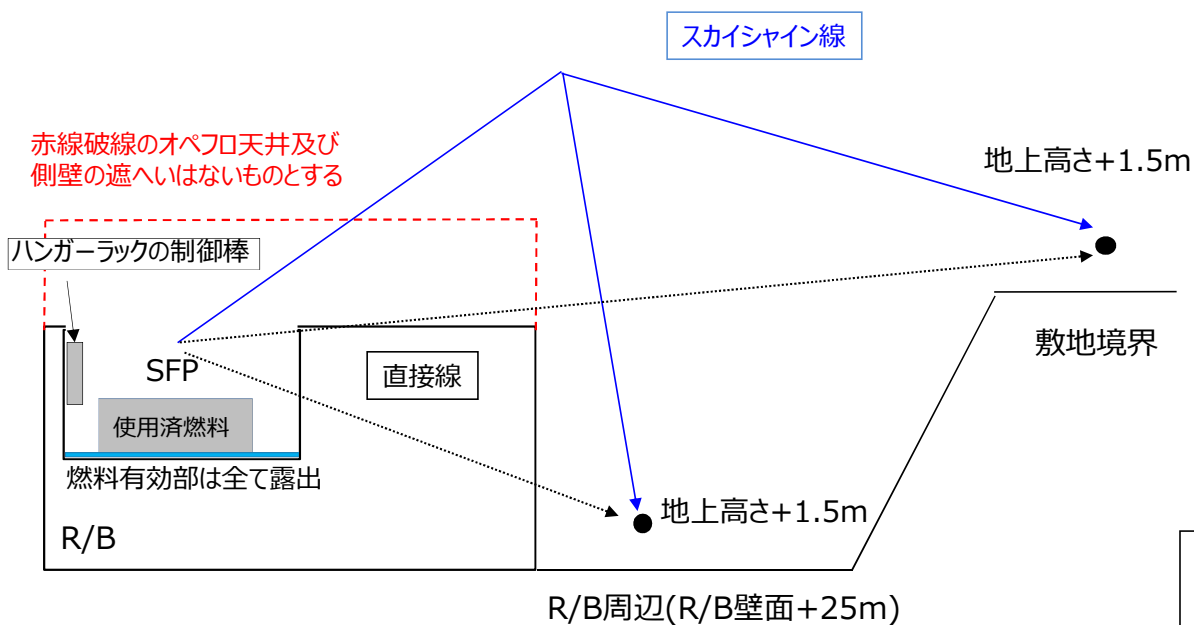
(評価概要, 評価条件)

<評価概要>

- SFPからのスカイシャイン線, 直接線による線量率を評価

<評価条件>

- 2020年8月1日時点の評価
- オペフロの天井及び側壁による遮へいは考慮しない
なお, オペフロ階下の建屋遮へいは考慮する
- 線源: 使用済燃料(燃料有効部), ハンガーラックに保管された制御棒 (Co-60)
- 放出点: SFP中心
- 評価点: 建屋周辺: 建屋周辺の中で線量率が高い距離。(5m毎で建屋周辺の線量率を算出)
敷地境界: 各SFP中心からの距離が最も短い地点



建屋周辺の線量率のイメージ※1

※1 屋外はスカイシャイン線の寄与が支配的である。しかしながら, 建屋近傍では建屋が影となりスカイシャイン線の一部を建屋が遮へいすることから, スカイシャイン線の影響は限定的。そのため, ある程度建屋から離れた方が線量率は高い。

【参考】2 - 1. 敷地境界線量率および原子炉建屋周辺線量率への影響 (2/2)
(線源条件, 線量率の評価結果)

■ 線源条件

		1号機	備考
使用済燃料	種類	高燃焼度8×8型	最大燃焼度の燃料集合体の種類
	燃焼度 [GWd/t]	43	平均燃焼度の最大値
	冷却期間[年]	10.4	2020.8.1時点
	貯蔵体数[体]	292	SFPに貯蔵されている使用済燃料(未照射燃料除く) (2020.8.1時点)
使用済制御棒 (ボロン・カーバイド型)	照射条件[snvt]	1.3	照射実績より保守的に設定
	冷却期間[年]	10	2020.8.1時点
	貯蔵体数[体]	17	ハンガーラックに保管された制御棒 (2020.8.1時点)
使用済制御棒 (ハフニウム型)	照射条件[snvt]	1.6	照射実績より保守的に設定
	冷却期間[年]	18.3	2020.8.1時点
	貯蔵体数[体]	4	ハンガーラックに保管された制御棒 (2020.8.1時点)

■ 線量率の評価結果

SFP水位が大きく低下し、制御棒、使用済燃料が有効底部まで露出した場合の、敷地境界線量率および原子炉建屋周辺線量率は以下の通り。

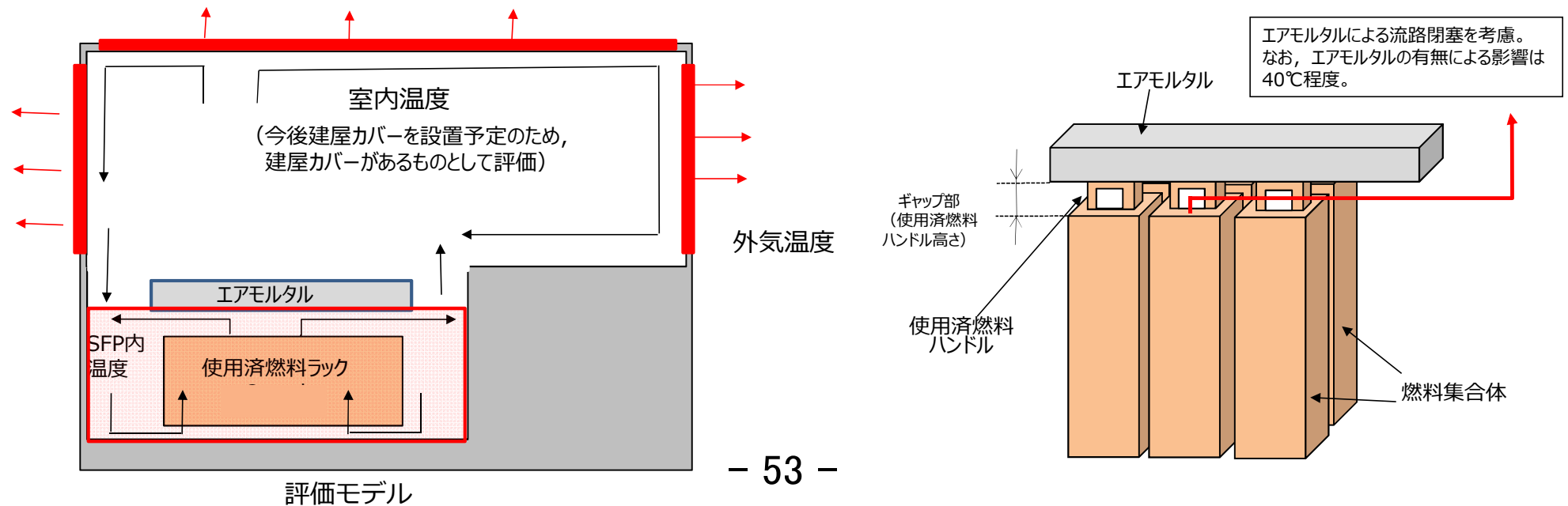
	線量率[$\mu\text{Sv/h}$]	備考
建屋周辺	約 4.6×10^3	R/B壁面から約25m
敷地境界	約 5.3×10^{-1}	SFP中心から約940m

【参考】2 - 2. 燃料被覆管損傷の影響 (1/5)

ケース1 : 空気の自然対流による冷却効果が期待できる場合 (評価概要)

<評価概要>

- 今後、建屋カバーを設置予定のため、建屋カバーがあるとして評価
- SFP内への瓦礫落下による燃料損傷防止を目的に、1号機の使用済燃料プール表面には緩衝材（エアモルタル）をプール水面に養生している（プール面積に対し80%程度カバー）
- プール水が全喪失した際に、エアモルタルは使用済燃料に乗った状態を想定し、使用済燃料のハンドル高さ分のギャップがあると仮定
- 使用済燃料出口から出てきた空気は、エアモルタルに沿ってSFP-エアモルタルのギャップ部からオペフロへ出てくる循環流を想定
 - ① オペフロ（室内温度）とSFP内温度はSFP内温度の方が高くなることが想定されるため、それぞれを別領域として扱い、燃料集合体総発熱量に対する室内温度とSFP内温度が平衡状態となる温度を評価
 - ② ①で評価したSFP内温度の空気が最も発熱量が大きい燃料の下部から流入した際の燃料出口での出口空気温度を崩壊熱より評価
 - ③ ②で評価した出口空気温度とするために必要となる燃料集合体温度（燃料被覆管表面）を評価



【参考】2 - 2. 燃料被覆管損傷の影響 (2/5)

ケース1 : 空気の自然対流による冷却効果が期待できる場合 (評価条件, 評価結果)

■ 評価条件

燃料集合体の総発熱量および最大となる燃料集合体の発熱量は以下の通り。

	1号機	備考
燃料集合体総発熱量[W]	5.3×10^4	SFPに保管されている燃料集合体の発熱量の総和 (2020.8.1時点)
最大となる燃料集合体 発熱量[W]	260	SFPに保管されている燃料集合体の内最大となる燃料集合体の発熱量 (2020.8.1時点)
貯蔵体数[体]	292	SFPに貯蔵されている使用済燃料(未照射燃料除く) (2020.8.1時点)
放熱箇所	建屋天井, 建屋側壁	今後設置予定の建屋カバー(2020.8月時点での設計)を考慮

■ 燃料被覆管損傷影響の評価結果

燃料集合体温度は, 200℃程度であり, 燃料料損傷領域 (800℃※2) を下回る。

	1号機
燃料集合体温度[℃] (燃料被覆管表面温度)	約200

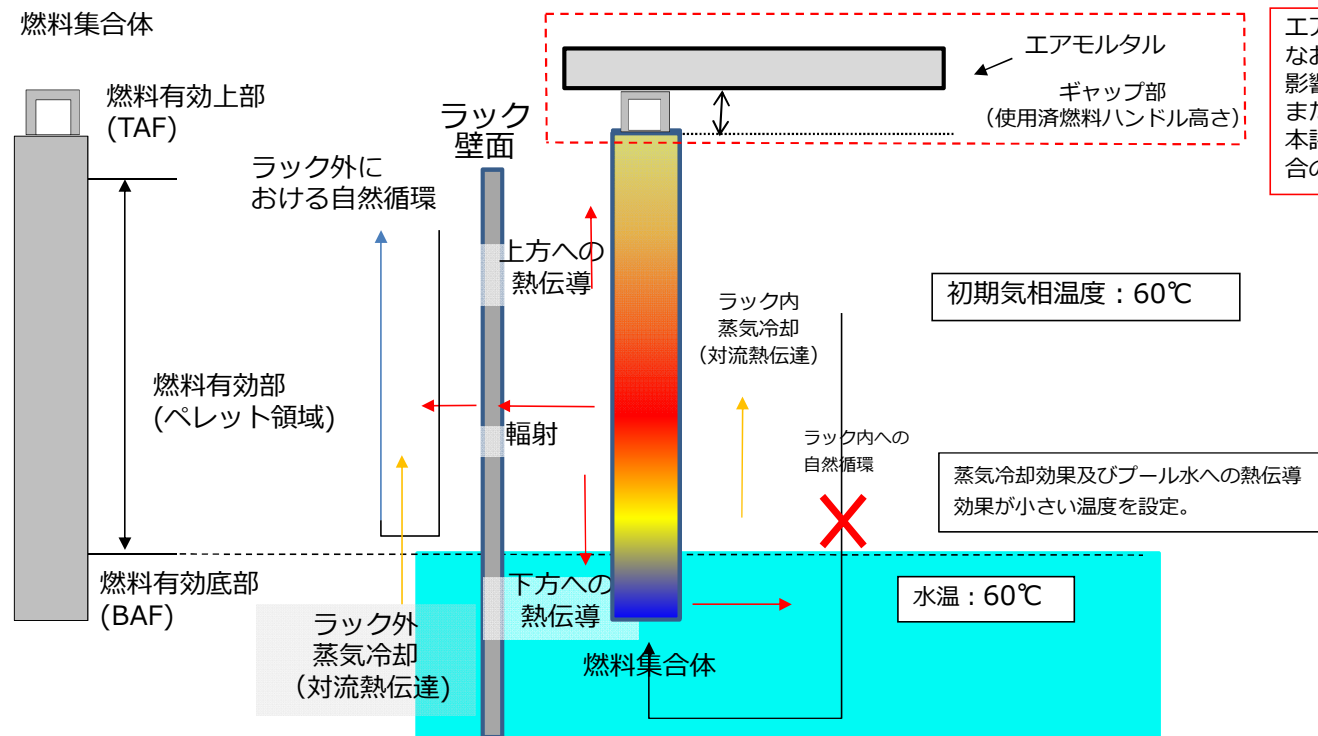
※2 燃料被覆管 (ジルコニウム) は高温になると酸化反応を起こすことから, 800℃を目安とした。

【参考】2 - 2. 燃料被覆管損傷の影響 (3/5)

ケース2 : 空気の自然対流による冷却効果が期待できない場合 (評価概要)

<評価概要>

- 最も厳しいSFP水位の条件として、SFP水位が燃料有効底部(BAF)付近において、空気の自然対流による冷却がない条件が継続した場合の燃料集合体（燃料被覆管表面）温度を評価
- エアモルタルが燃料集合体に乗った状態を想定し、エアモルタルによる流路閉塞を考慮
- 燃料集合体放熱条件：蒸気発生による蒸気冷却効果、燃料集合体燃料領域から上下方向への熱伝導、輻射、ラック外における自然循環及び蒸気冷却
- 放熱箇所：建屋天井、建屋側壁、プール床面、プール側壁、オペフロ床面
- SFP水位：BAF高さで水位一定と仮定



エアモルタルによる流路閉塞を考慮した。
なお、エアモルタルの有無による燃料集合体温度への影響はない。
また、SFP内に堆積した瓦礫による流路閉塞については、本評価の空気の自然対流による冷却効果が期待できない場合の評価結果に包絡される。

【参考】2 - 2. 燃料被覆管損傷の影響 (4/5)

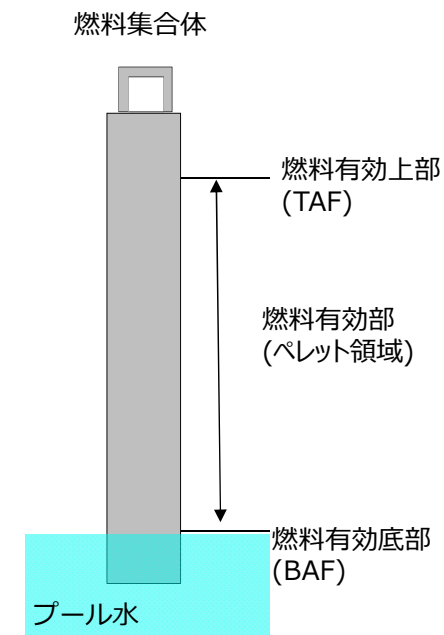
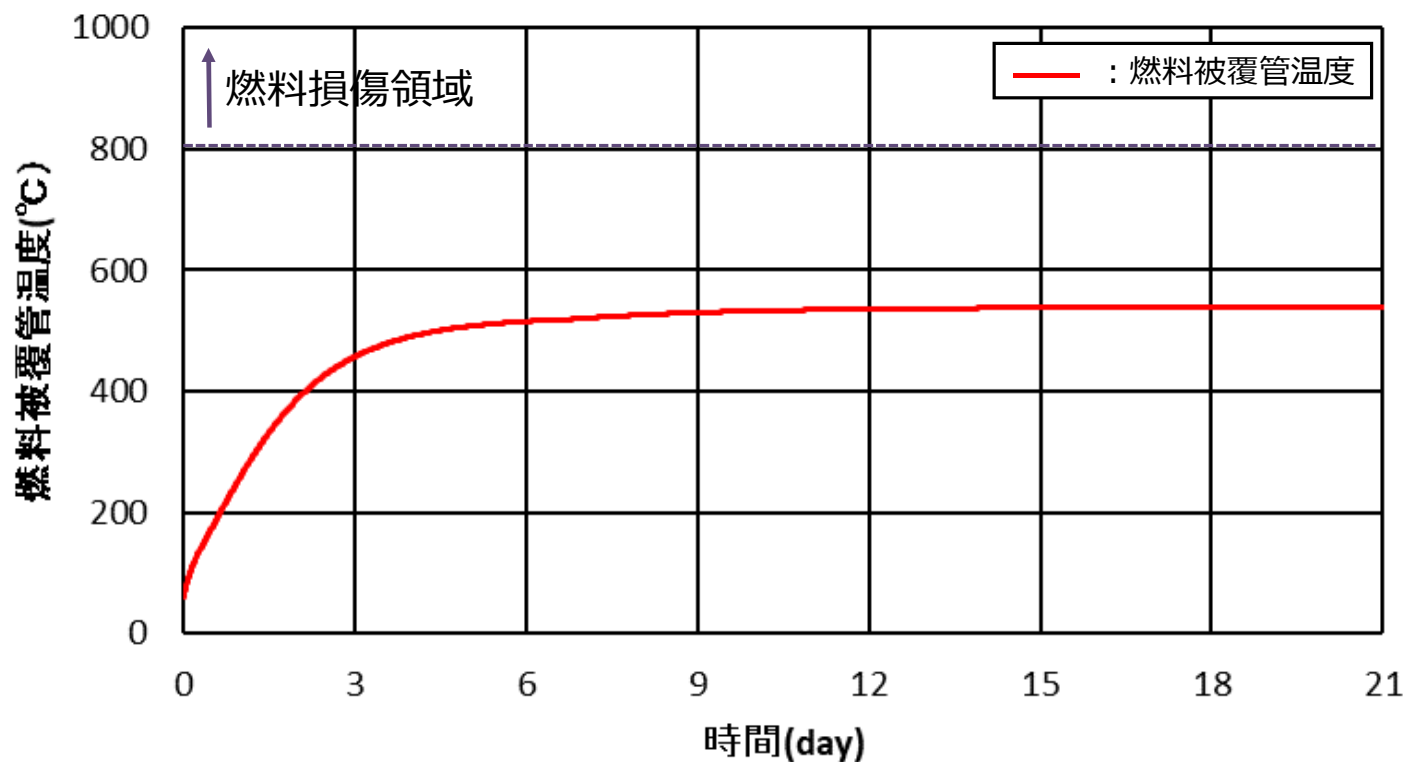
ケース2 : 空気の自然対流による冷却効果が期待できない場合 (温度の評価条件)

■ 燃料集合体温度の評価条件

	1号機	備考
種類	高燃焼度8×8型	最大発熱量の燃料の種類
最大となる燃料集合体発熱量[W]	260	SFPに保管されている燃料集合体の内最大となる燃料集合体の発熱量(2020.8.1時点)
貯蔵体数[体]	292	SFPに貯蔵されている使用済燃料(未照射燃料除く)(2020.8.1時点)
燃料配置	最大発熱量の燃料集合体が全ラック内に一律配置	簡易モデルとしてラックに最大発熱量の燃料集合体を一律配置
軸方向出力分布	最大発熱量の集合体の軸方向出力分布を設定	運転期間中のものを設定
燃料集合体放熱条件	蒸気発生による蒸気冷却効果, 燃料集合体燃料領域から上下方向への熱伝導, 輻射, ラック外における自然循環および蒸気冷却	エアモルタルによる流路閉塞を考慮
放熱箇所	建屋天井, 建屋側壁, プール床面, プール側壁, オペフロ床面	
SFP水位	BAF高さで水位が一定と仮定	保守的に注水量及び漏えい量が一定となった状態と仮定

■ 燃料被覆管損傷影響の評価結果

燃料集合体温度（燃料被覆管表面温度）は、以下の図に示す通り、600℃未満であり、燃料損傷領域（800℃※2）を下回る。



燃料有効底部の水位が継続時の温度評価

※2 燃料被覆管（ジルコニウム）は高温になると酸化反応を起こすことから、800℃を目安とした。

1号機ペDESTAL損傷状況を踏まえた原子炉建屋への影響確認

令和5年10月5日

原子力規制庁

1. はじめに

東京電力が実施した1号機ペDESTAL損傷状況を踏まえたRPV基礎部及びPCVの構造健全性評価は不確実さが大きく、精緻な検討が困難であるため、本資料では極端な事象を仮定して原子炉建屋への構造的な影響を検討した。

具体的には、RPVスタビライザやPCVスタビライザが地震時の水平荷重を支えず、ペDESTALの損傷部より上部のRPVや原子炉遮へい壁(BSW)が転倒等しPCVによりかかり、そのRPV、BSW、PCVの荷重が原子炉建屋に直接伝達した場合の影響を検討した。

2. 検討内容

RPV、BSW、PCVの転倒等による荷重が原子炉建屋に及ぼす影響について、(1)建屋の全体的な構造健全性の観点と(2)建屋の局所的な構造健全性の観点の2点から検討した。

(1) 建屋の全体的な構造健全性評価

検討内容：東京電力は資料2-1参考1において、Ss900時の水平荷重に加え、RPV、BSW、PCVの転倒等による水平荷重を追加的にオペフロ階に集中的にかけた場合の各階の最大せん断ひずみを算出し、評価基準値(4×10^{-3})と比較しており、その結果、各階の最大せん断ひずみは評価基準値を十分下回っていることを確認できたことから、建屋の機能に有意な影響はない。

(2) 建屋の局所的な構造健全性評価(詳細は別紙参照)

評価内容：原子炉建屋に、転倒等したRPV、BSW、PCV(合計約2000トン)が、地震時の加速度を考慮した速度で衝突した場合に、原子炉建屋内壁(厚さ約2m)を貫通するかどうか、裏面剥離するかどうかを評価した。

評価結果：衝突時の貫通限界厚さは約0.54mで、裏面剥離限界厚さは約1.2mとなった。よって、衝突部の原子炉建屋内壁(厚さ約2m)は貫通や裏面剥離することなく、建屋の機能に有意な影響はない。

3. まとめ

ペDESTALの損傷部より上部のRPVやBSW、PCVが一体となり原子炉建屋に転倒等し、原子炉建屋に直接衝突したり、水平荷重を伝達するという極端な事象を仮に想定した場合でも、原子炉建屋としての構造健全性は十分に維持できると考えられる。

建屋の局所的な構造健全性評価

1. 評価の概念

概略評価のため、極端な事象を想定しモデル化した。

具体的には、衝突物はペDESTALの損傷部より上部のRPV、BSW、PCVの質量を持った鋼製材（剛構造）と、衝突面積は格納容器上部で原子炉建屋と接続している格納容器シアラグの補強板1枚の面積と、それぞれモデル化し、それが地震により原子炉建屋内壁の鉄筋コンクリートに衝突するとして評価を実施した。

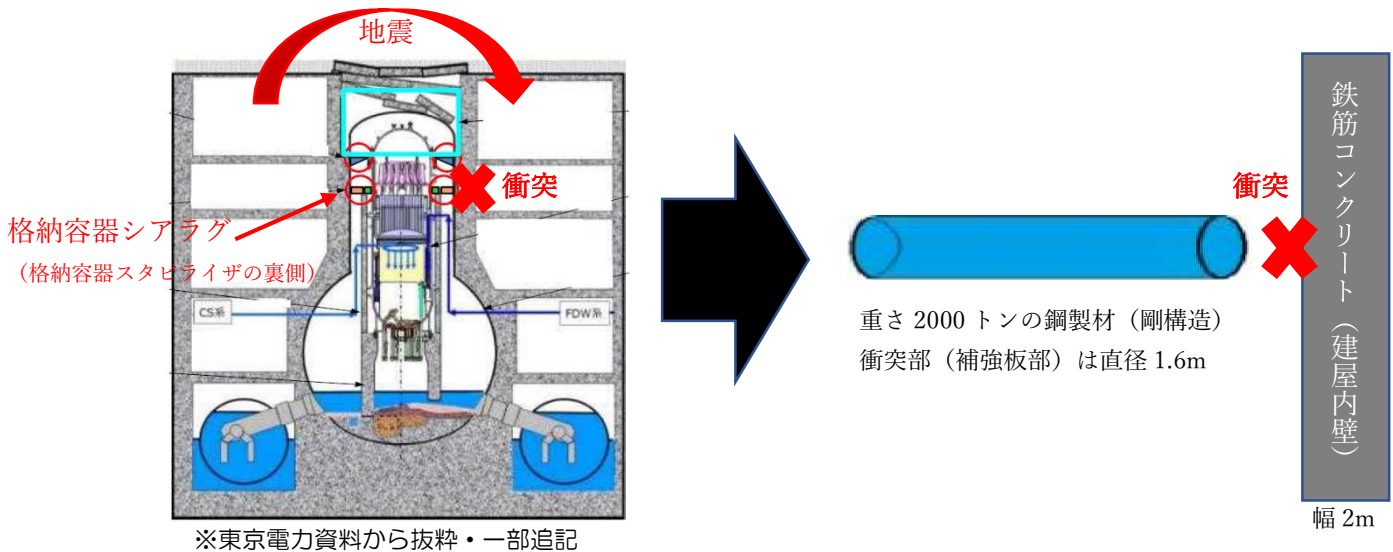


図1. 評価モデルのイメージ

2. 評価手法と評価内容

評価手法としては、米国 NRC の基準類に算定式として記載されており、国内の新規制基準適合性審査においても多数の許認可実績がある Degen 式（貫通限界厚さ）及び Chang 式（裏面剥離限界厚さ）を用いた。

(1) 貫通限界厚さ：Degen 式

$1.52 \leq X/d \leq 13.42$ の場合、

$$e = \alpha_c \{0.69 + 1.29(X/d)\} \cdot d$$

$1.52 \geq X/d$ の場合、

$$e = \alpha_c \{2.2(X/d) - 0.3(X/d)^2\} \cdot d$$

ここで、貫入深さ (X) は、

$X/d \leq 2.0$ の場合、

$$X/d = 2 \{ (12,145 / \sqrt{Fc}) \cdot N \cdot d^{0.2} \cdot D \cdot (V/1,000)^{1.8} \}^{0.5}$$

$X/d \geq 2.0$ の場合、

$$X/d = (12,145 / \sqrt{Fc}) \cdot N \cdot d^{0.2} \cdot D \cdot (V/1,000)^{1.8} + 1$$

表1. 入力条件等

記号	単位	定義	入力値	備考
e	cm	貫通限界厚さ（鉄筋コンクリート）	—	
α_e	-	低減係数	1	保守的に剛飛来物と仮定
X	cm	貫入深さ	—	
d	cm	飛来物直径	160	PCV シアラグ部の補強板の直径（設計値）
F_c	kgf/cm ²	コンクリート設計基準強度	225	設計値
N	-	飛来物の形状係数	1.14	保守的に剛飛来物と仮定
D	kgf/cm ³	飛来物直径密度（D=W/d ³ ）	—	
W	kgf	飛来物重量	2000000	上部のRPV,BSW,PCV の合計重量（概算値）
V	m/s	衝突速度	1.11	地震加速度（Ss900 のオペフロ 応答加速度：約 1200gal）と PCV と原子炉建屋内壁の距離から算出

(2) 裏面剥離限界厚さ：Chang 式

$$S = 1.84 \alpha_s \cdot \left(\frac{V_0}{V} \right)^{0.13} \cdot \frac{\left(\frac{W \cdot V^2}{g} \right)^{0.4}}{d^{0.2} \cdot f_c^{0.4}}$$

表2. 入力条件等

記号	単位	定義	入力値	備考
S	cm	裏面剥離限界厚さ（鉄筋コンクリート）	—	
α_s	-	低減係数	1	保守的に剛飛来物と仮定
d	cm	飛来物直径	160	PCV シアラグ部の補強板の直径（設計値）
f'_c	kgf/cm ²	コンクリート設計基準強度	225	設計値
V	cm/s	衝突速度	111	地震加速度（Ss900 のオペフロ 応答加速度：約 1200gal）と PCV と原子炉建屋内壁の距離から算出
V_0	cm/s	基準速度	6096	式の定義から 200ft/s
W	kgf	飛来物重量	2000000	上部のRPV,BSW,PCV の合計重量（概算値）

3. 評価結果

貫通限界厚さ	裏面剥離限界厚さ	(参考) 原子炉建屋内壁の厚さ
約 54cm	約 118cm	約 200cm

観察したこと	気がついたこと、問題意識	どのようなことをしたか (①：調査・分析を続ける) (②：東電に必要な対策等の検討を指示) (③：規制への取り入れを検討)
◆3号機原子炉建屋の爆発時の映像から、火炎や高く上がる黒煙が確認された。	<ul style="list-style-type: none"> ● 爆発はいくつかの段階を踏んで生じており、最初の爆発は原子炉建屋4階で生じた。 ● 爆発時には原子炉建屋内に可燃性ガス（水素など）が溜まっていた。 	③：原子炉建屋内に水素が溜まった場合の対策（水素濃度を低くする、水素を排出する等）を求めた。 ①：原子炉建屋内にどのような可燃物があるのか、可燃物からどのような可燃性ガスが生じるのかを調査・分析している。
◆1～3号機原子炉建屋のオペレーションフロア（オペフロ）では高い放射線量率が測定された。	<ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器の上部にある構造物（シールドプラグ）に多量の放射性物質が付着している可能性がある。 ● 格納容器から出てきた放射性物質がシールドプラグの隙間を通してオペフロへ移動した可能性がある。 	①：多量の放射性物質が付着するメカニズム等について、調査・分析している。 ②：多量の放射性物質が付着していることを前提に、格納容器等からの燃料デブリ取り出しなどの廃炉作業が安全に実施できる手法を検討している。
◆弁などの機器が設計と異なる動作をした。	<ul style="list-style-type: none"> ● 設計と異なる動作をした原因として、機器周辺の環境変化（温度の異常上昇など）が考えられる。 	①：機器が設計どおりに動作するために必要な条件の特定、使用条件等の調査を進めている。
◆格納容器の内側から外側に繋がっている系統（機器、配管）で高い放射線量率が測定された。	<ul style="list-style-type: none"> ● 通常は放射性物質により汚染しない系統が放射性物質により汚染されている。 ● この系統の格納容器の内側の配管が損傷したことにより、格納容器の内側から外側に放射性物質が出てきた可能性がある。 	①：どのような経路を辿って放射性物質による汚染が生じたのかを調査・分析している。 ③：格納容器の内側と外側を隔離するための弁の設計の考え方を整理している。
◆原子炉圧力容器を支えるコンクリートが損傷していた。	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉圧力容器を支える機能が低下または喪失している可能性がある。 ● 鉄筋コンクリートのうち、コンクリートは損傷しているが鉄筋は損傷していない。 	②：原子炉圧力容器を支える機能が喪失しても安全性に影響がないことを確認する。 ①：コンクリートは損傷し鉄筋は損傷していない原因を解明するための調査・分析を行う。