

# 1号機 ペデスタル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9月20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月予定）。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. 評価の概要及び結果

## 1. インナースカート<sup>1</sup>の構造影響評価

Ss900地震動を想定しJEAG4601に準拠した強度評価を実施し、地震動による発生応力が許容応力未満であり、インナースカートは十分な支持機能を有すると考察。

## 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強度評価（挙動評価）

スタビライザ及びバルクヘッドの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、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考察。

## 3. 高温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、当該温度における強度影響を文献※<sup>2</sup>より引用し、1～2の機器の強度評価における許容応力に反映。

## 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、事故時高温履歴には推定が含まれ、機器の点検範囲は不十分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 2023年6月5日 特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合 第10回 資料1-1

※2 構造材料の耐火性ガイドブック 2017（日本建築学会）

## 2. RPVペデスタル等の耐震評価について

- 福島第一原子力発電所 1~3号機は、**補助事業で損傷内容を仮定し、将来的な廃炉作業の状態を考慮した耐震評価を実施**している。その内容は、基盤加速度Ss600を使用した連成解析でRPV/PCVに関する構造部材にかかる荷重を導出し、各構造部材の構造強度評価を実施したものであり、PCV気中/15年劣化の条件で内容を再確認した。
- 補助事業で実施している評価は、許容応力を材料の降伏応力で評価しており、材料の事故時熱履歴による許容応力の低下を考慮していないため、本評価では許容応力の低下を考慮し、許容応力を耐震評価Dsとして評価する。
- 1号機のPCV内部調査により確認された内容（事故時推定到達温度、腐食量等）を、評価に反映する。
- 補助事業の内容は、**腐食量を考慮してSs波(Ss600)地震動で評価したものであり、各構造物の裕度が1.5を上回ったものは、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、PCV内の各構造物の健全性は維持されると判断した。**
- ペデスタル上部構造物を支持できる部材のうち、**補助事業の結果から類推できないものについて検討を実施する。**

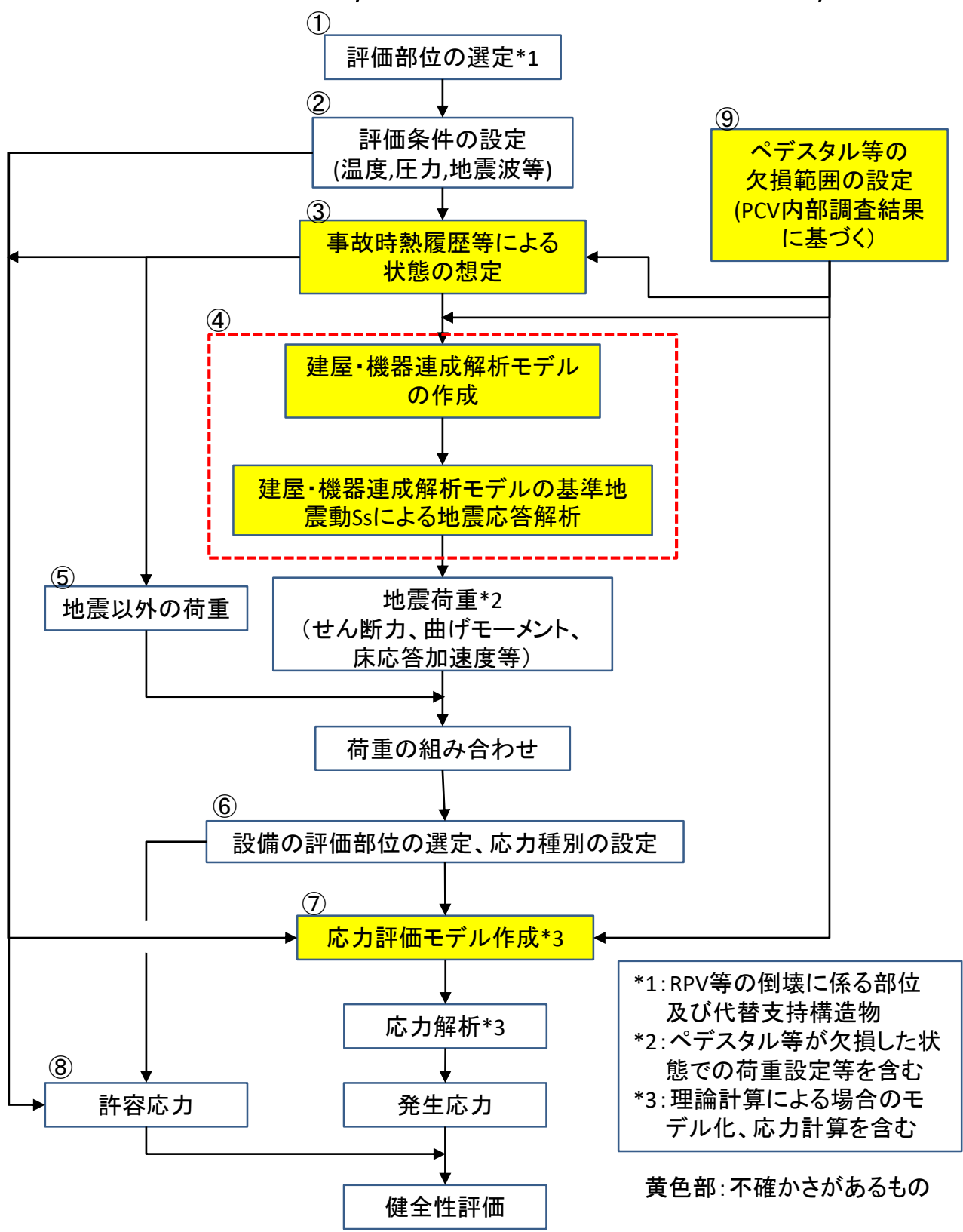
表-1. 既存の評価で実施している内容と構造強度に関する判断

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	備考
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	既存評価では、腐食量を考慮して評価し、Ss600地震時の裕度が1.5以上である。PCV内部調査により、鋼構造物の物性に対する事故時の影響（腐食、劣化）は軽微であり、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	既存評価では、腐食量を考慮して評価し、Ss600地震時の裕度が1.5以上である。PCV内部調査により、鋼構造物の物性に対する事故時の影響（腐食、劣化）は軽微であり、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	既存評価では、腐食量を考慮して評価し、Ss600地震時の裕度が1.5以上であること、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	既存評価は、代表箇所のみを実施していた。追加評価では <b>断面係数の小さな接続管/プレート/高力ボルトを実施</b>
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	15年腐食量を考慮した評価では、裕度1.5以上を確保している。PCV内部調査の結果から、PCV内腐食量が想定より小さいことを考慮すると、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
ペデスタル	補助事業で実施	- (許容目安値以下)	ペデスタル内面及び外面一部を調査	既存評価再確認	過去の評価(Ss600)では、ひずみ値が許容目安値以下。ペデスタル基礎部及び中間部の内外面の可能な範囲を調査。ペデスタル基礎部の欠損状況を今回の評価に反映。
インナースカート	未実施	-	開口部周辺及びペデスタル内面の一部を調査	追加評価を実施	露出したインナースカートの状況を確認 <b>ペデスタルの強度部材として考慮できるが、ペデスタルの強度評価では考慮されていないことから、評価を実施</b> 燃料デブリと接触した可能性があること、寸法計測ができていないことから、 <b>腐食量を考慮</b>



### 3. RPVペDESTAL等の耐震評価フロー

- 図1にRPVペDESTAL等の耐震評価フローを示す。
- 図面寸法をもとに、現在の部材の状況を推定し、強度評価を実施。



【各項目における考え方の整理】

- ①：地震時にペDESTAL上部構造物の荷重を負担するインナースカート、スタビライザ及び水平方向の代替拘束部材であるバルクヘッドを対象として設定
- ②：評価条件：圧力(大気圧),温度(常温),地震波(Ss派)
- ③：事故時の熱履歴を受けた部材の状態の想定
  - ・熱履歴を受けた材料の強度低下
  - 【検討1】熱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  
事故時熱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
  - ・インナースカート、スタビライザ、バルクヘッドのモデルを設定
  - 【検討2】インナースカートの強度評価
  - 【検討3-①】水平方向荷重支持：スタビライザの強度評価
  - 【検討3-②】水平方向荷重支持：バルクヘッドの強度評価
- ⑧：事故時の熱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MS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

\*1: RPV等の倒壊に係る部位及び代替支持構造物  
\*2: ペDESTAL等が欠損した状態での荷重設定等を含む  
\*3: 理論計算による場合のモデル化、応力計算を含む

黄色部: 不確かさがあるもの

評価内容に関する協議結果を踏まえ、記載を修正する可能性があります

図1. RPVペDESTAL等の耐震評価フロー

## 4. RPVペDESTAL等の耐震評価結果

### 【検討結果】

- ペDESTAL基礎部が欠損した場合に、地震時にペDESTAL上部構造物に生じる水平方向荷重を支持する鋼構造物として、スタビライザとバルクヘッドを挙げ、概略構造強度の検討を実施。
- PCV内部調査により確認された状況から、部材の到達温度/腐食量を推定し、最適値として想定される物性を使用し検討を行い、想定による不確定性はあるが、以下の結果を得た。
- 検討1の結果から、スタビライザは変形している可能性があるが、支持機能は維持していると判断
  - **RPVスタビライザ**は、鉛直方向の熱伸びを吸収できる構造であり、**事故時熱履歴を考慮しても、支持機能を維持**していると推定。
  - **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、**事故時熱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。
- 検討2の結果から、インナースカート単体でペDESTAL基礎部にかかる荷重を支持可能と推定。
- 検討3の結果から、**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**。
- PCVスタビライザに変形や残留応力があり、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にも、以下の検討より水平方向荷重を支持することができると評価。
  - 検討3より**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可能性**あり。
  - **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**。

### 【まとめ】

- 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、ペDESTALに埋設されるインナースカートは、Ss900相当の地震を仮定しても単体で十分な強度を有しており、**残存するペDESTALとインナースカート、スタビライザでペDESTAL上部構造物を支持することが可能**。
- 仮にスタビライザの支持機能が失われた場合にも、代替拘束部材である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上部構造物が転倒することはない**。

# 【検討1-1】 事故時熱履歴を経たPCVスタビライザの状態の想定

- 水平方向支持機能を持つスタビライザが、事故時熱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 部材の熱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	選定部材の熱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。



# 【検討1-2】 事故時熱履歴を経たPCVスタビライザの状態の想定条件

追加



- 事故当時の熱履歴を経た結果、水平方向荷重を支持する部材である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。
- 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。

表1. PCVスタビライザの状態推定に用いる項目と不確定さに関する考察

項目	設定の考え方	不確定さに関する推定	
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熱履歴残存係数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	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、熱履歴残存率は妥当と判断する。
	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熱履歴残存係数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	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、熱履歴残存率は妥当と判断する。
	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。	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。
部材寸法	建設時工事認可図書に記載がなく、メーカー製作図面の寸法を使用	実寸法/公差は未考慮であるが、妥当と考える。	
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。	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。	
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想定。	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。
	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。
	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想定。	実際に測定された値ではなく不確定さがある。
熱履歴に伴う残留応力	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。 <span style="border: 1px solid red; padding: 2px;">評価内容に関する協議結果を踏まえ、記載を修正する可能性があります</span>	



## 【検討1-3】PCVスタビライザの機能維持に関する検討結果と考察

- 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 :  $13.57 \times 10^{-6}$

鉄筋コンクリート :  $10.00 \times 10^{-6}$

### 【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) :  $5066.3 \times 10^{-6}$  (0.5%)

- スタビライザの破断について  
事故時熱履歴を経た後にも、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し、PCVスタビライザの構造強度裕度と、バルクヘッドによる水平荷重支持の可否について、【検討3】及び【検討4】で確認する。

# 【参考1-1】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。

### ○ 検討用熱履歴の想定

- ・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 $80^{\circ}\text{C}$ 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

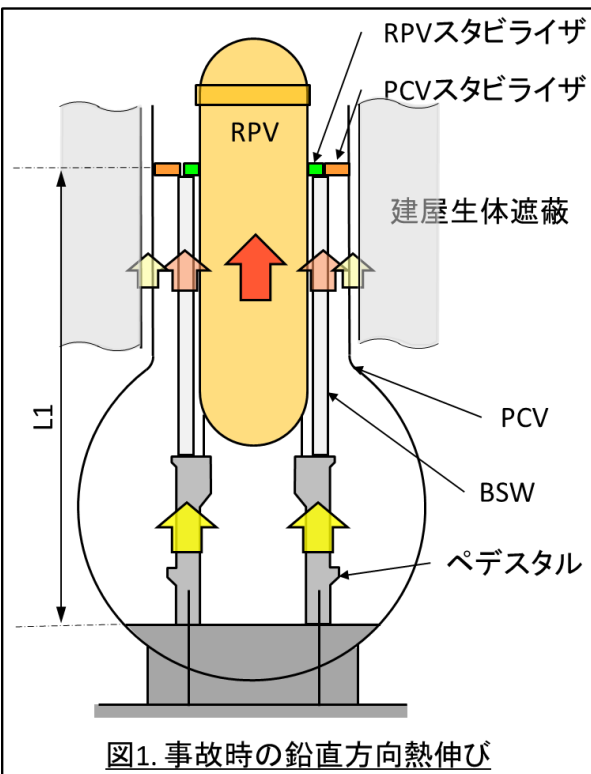
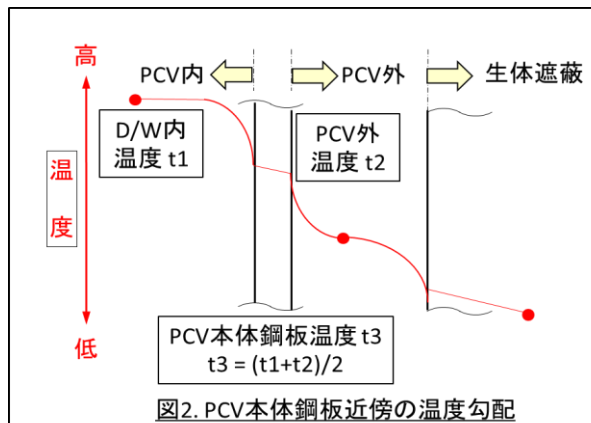
- ・ペDESTAL下部近傍を除くPCV内構造物は、内部調査の状況から、事故時の高温腐食はほぼないものと想定。  
【補足資料 2-⑨参照】

### ○ 構造部材の線膨張係数

- ・炭素鋼  $\Delta_{cs}$  :  $13.57 \times 10^{-6}$   
JSME 炭素鋼の $350^{\circ}\text{C}$ までの平均線膨張係数
- ・鉄筋コンクリート  $\Delta_{rc}$  :  $10.0 \times 10^{-6}$   
コンクリートは、常温では鉄と同様の線膨張係数で、高温時骨材が膨張・コンクリートは収縮するため、常温時同等と仮定  
BSWも鉄骨とコンクリートの構造物であり、本値を使用。

### ○ 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



### ○ 許容応力と熱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
- ・熱履歴による材料許容応力残存率は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  $X$  :  $X = \sigma / \text{縦弾性係数}$
- ※ : JSMEで炭素鋼/ $600^{\circ}\text{C}$ 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121,000MPaと設定。

## 【検討2-1】 1号機PCVインナースカート の構造健全性評価

- 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、欠損を考慮した実力評価を実施する場合には、内包するインナースカートも強度部材として考慮できる。
- インナースカートの構造健全性評価では、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かかった場合の健全性維持評価を行った。
- 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内部調査で確認された映像等の情報から、評価を実施する上での最適値を仮定して評価を実施。
  - RPVからの落下重量及び事故時の熱履歴（最高到達温度及び保持時間）に不確かさあり。

表1. インナースカートの評価に用いる項目と不確定さに関する考察

項目	設定の考え方	不確定さに関する考察
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り落下重量（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た。	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（慣性重量）が減少した場合には、ペDESTAL基礎部・スタビライザの荷重は減少する傾向である。
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熱履歴を受けた材料強度の変化率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。
	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熱履歴を受けた材料強度の変化率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。
	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。
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妥当と判断する。
事故時到達温度と保持時間	補助事業で実施した鉄筋加熱試験の結果をもとに事故時到達温度を仮定しているが、試験温度スパン間での変化幅がある。また、保持時間についてもPCV内部温度が計測できていないため、想定である。	想定のある要素があり、不確定さがある。
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、不確定さはある。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	補助事業及び実施計画ではペDESTAL基礎部の鉛直方向加速度が記載されていないため、元となった連成解析の鉛直方向加速度を使用。	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。



## 【検討2-2】 1号機PCVインナースカート の構造健全性評価

- 「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地震動によりインナースカート単体に発生する応力（「鉛直」「曲げ」「せん断」），座屈防止の判定を実施。
- 「耐火性ガイドブック（2008）」より400MPa級炭素鋼材料の熱履歴(800℃)による許容応力の低下(0.9)を考慮。
  - PCV内部調査で確認された鉄筋状況を，鉄筋の高温腐食試験結果と比較し保守的に800℃と設定。
- 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( $\sigma_w$ )※4	297 MPa (3S')	44.6 MPa	0.16	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-49/50より
②曲げ( $\sigma_M$ )※4	297 MPa (3S')	85.4 MPa	0.29	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-51より
②せん断( $\tau$ )	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

	許容応力※1	発生応力	許容応力比※2	備考
①鉛直( $\sigma_w$ )※4	297 MPa (3S')	52.1 MPa	0.18	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-49/50より
②曲げ( $\sigma_M$ )※4	297 MPa (3S')	128.1 MPa	0.44	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-51より
②せん断( $\tau$ )	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  $S \cdot Su$  に熱履歴残存係数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2-1】 インナースカート構造強度の評価内容 (Ss600相当の場合)

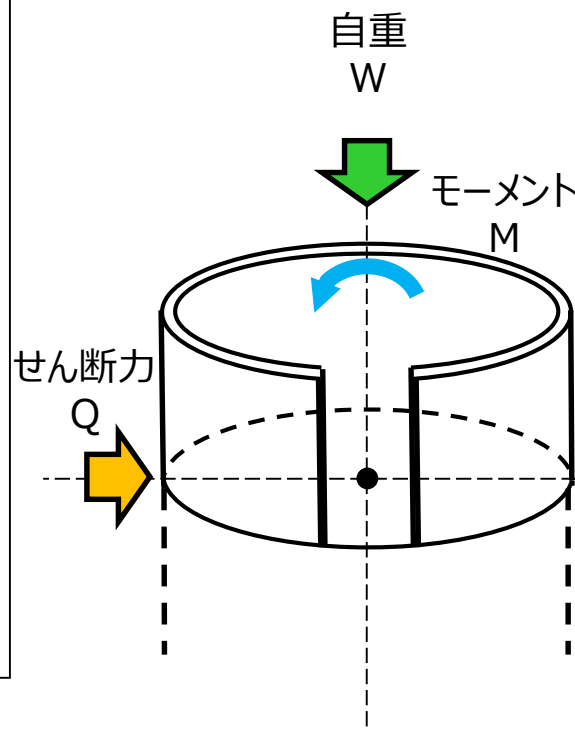
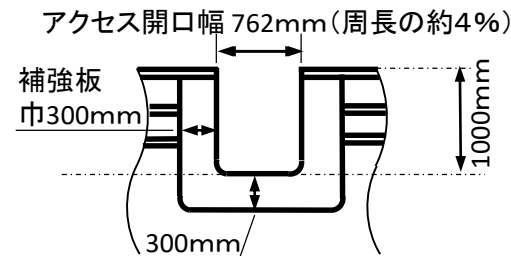
- 地震等により、上部構造物に直接応力が負荷された状態で、インナースカートの構造強度を評価。
- 本評価を実施するにあたっては、以下を考慮。
  - インナースカートに負荷する荷重の範囲は、ペDESTAL上部構造物の自重、モーメント、せん断力が対象。
  - 残存するコンクリート・鉄筋の強度は期待せず、インナースカート単体での支持可否を評価。
  - インナースカートの板厚は、燃料デブリ漏出経路の近傍であることから、腐食量を保守的に考慮。
  - 上記仕様を基に、構造上、インナースカートと等価となる円筒を模擬し、構造強度を評価。
  - 構造強度の比較は、地震による「鉛直」、「曲げ」、「せん断」、「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  $Z_s$  :  $Z_s = I_s / (D_a / 2)$



### ○ 許容応力と熱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
- ・熱履歴による材料許容応力残存率は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  $\sigma_{w1}$   
$$\sigma_{w1} = C_v \cdot W / A_s$$
- ・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  $\sigma_M$

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

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

- 組み合わせ応力  $\sigma_c$  (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

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

$a_B$  : 安全率,  $f_c, f_b$  : 許容応力 (JEAC参照)

- 地震時の水平方向荷重を支持（拘束）する機能を有する機器として、スタビライザ・バルクヘッドの評価を実施。
  - ・スタビライザ：水平方向支持構造物として、想定される荷重に対して強度評価を実施  
PCVスタビライザは【検討1】の結果から、構造上事故時の熱履歴により変形が発生している可能性があるため、代替拘束部材であるバルクヘッドによる水平荷重支持可否の検討を実施。
  - ・バルクヘッド：ペDESTAL上部構造物の傾斜時に水平荷重支持に有効な構造物として強度評価実施  
なお、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。
  
- 【検討3-①】スタビライザの構造健全性評価
  - 仮にペDESTAL基礎部剛性が著しく低下した場合の、水平方向拘束可否の検討
  - 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スタビライザにより支持される。
  - スタビライザには、RPVスタビライザとPCVスタビライザとがあるが、RPVスタビライザは熱伸びを吸収できる構造であることや、既存評価で地震時構造健全性が確保されていることが確認されていることから、水平方向の荷重を支持できると考えられるため、PCVスタビライザの構造強度についての検討を実施。
  - 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3-②】バルクヘッドによる水平方向荷重支持可否の検討
  - 【検討1】による、事故時にPCV内は設計温度を超える温度が負荷されていることから、事故時熱履歴を考慮して、スタビライザが支持機能を有する形状を維持しているかを検討した。
  - 検討の結果、PCVスタビライザは水平方向荷重を支持できると判断できるが、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、水平方向荷重支持の可否を検討する。
  - バルクヘッドとRPVとの間には、熱伸び量を吸収するベローがついているため間隙があるが、PCV内部調査の結果からペDESTALには残存するコンクリート/鉄筋が確認されていることから、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/鉄筋が抗力となるため、衝撃を伴ってぶつからないと考えられるため、衝撃荷重は考慮しない。



# 【検討3-2】大規模地震時の支持構造物・移動拘束部材の検討

追加



- 地震時に水平方向荷重を付加できる構造部材としてスタビライザ・バルクヘッドを選定し、概略評価を実施。
- 現在のプラントの状態は、圧力/温度とも大気圧/常温であり、圧力による応力や熱応力はないものとして考え、自重による応力も非常に小さいと考えられることから、地震慣性力による発生応力について検討。
- 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スタビライザの状態は、事故直後の熱履歴により変形・残留応力が残る状態であることが推察されることや、内部調査で確認された映像等の情報から、評価を実施する上での最適値を仮定して評価を実施。

表1. スタビライザ/バルクヘッドの評価に用いる項目と不確定さに関する考察

項目	設定の考え方	不確定さに関する推定
ペDESTAL上部 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、ペDESTAL上部重量が低下した場合には、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。
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熱履歴残存係数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。
	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熱履歴残存係数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。
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。	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。	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。
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想定。	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。
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ため、ピン支持の状態で評価することは妥当と考える。
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。	ペDESTAL上部構造物の水平方向荷重を考慮する加速度として、妥当と判断する。
熱履歴に伴う残留応力	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。

# 【検討3-3】大規模地震時の支持構造物・移動拘束部材の評価荷重

- 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構造強度を評価
  - 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) <sup>※1</sup>	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

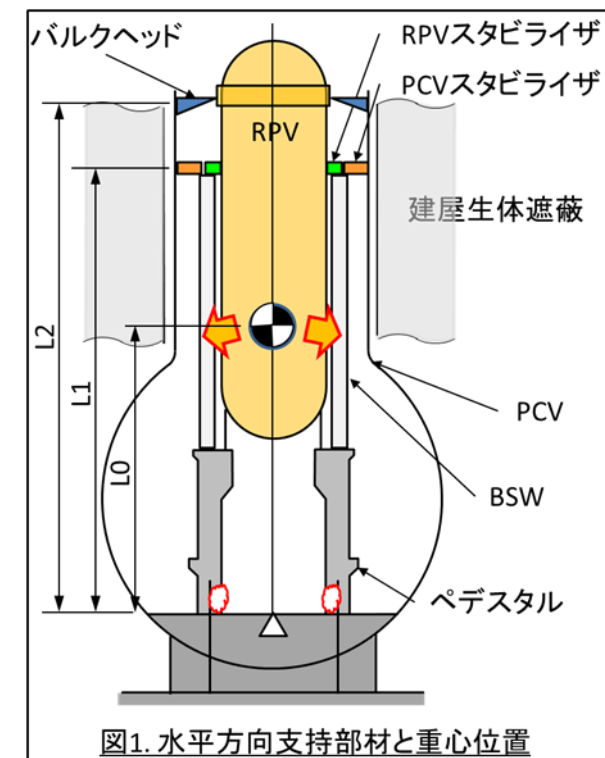
※1：1号機原子炉建屋の地震応答解析結果(実施計画Ⅱ 2.6 添付資料-2構造強度及び耐震性)から設定。  
Ss900相当加速度は、Ss600相当加速度の1.5倍。

## ➢ 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



# 【検討3-4】大規模地震時の支持構造物・代替支持部材の評価結果

- 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構造強度を評価  
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に熱履歴を受けた材料の強度変化率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。



# 【検討3-5】大規模地震時の支持構造物・代替支持部材の評価結果

- 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構造強度を評価  
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に熱履歴を受けた材料の強度変化率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。

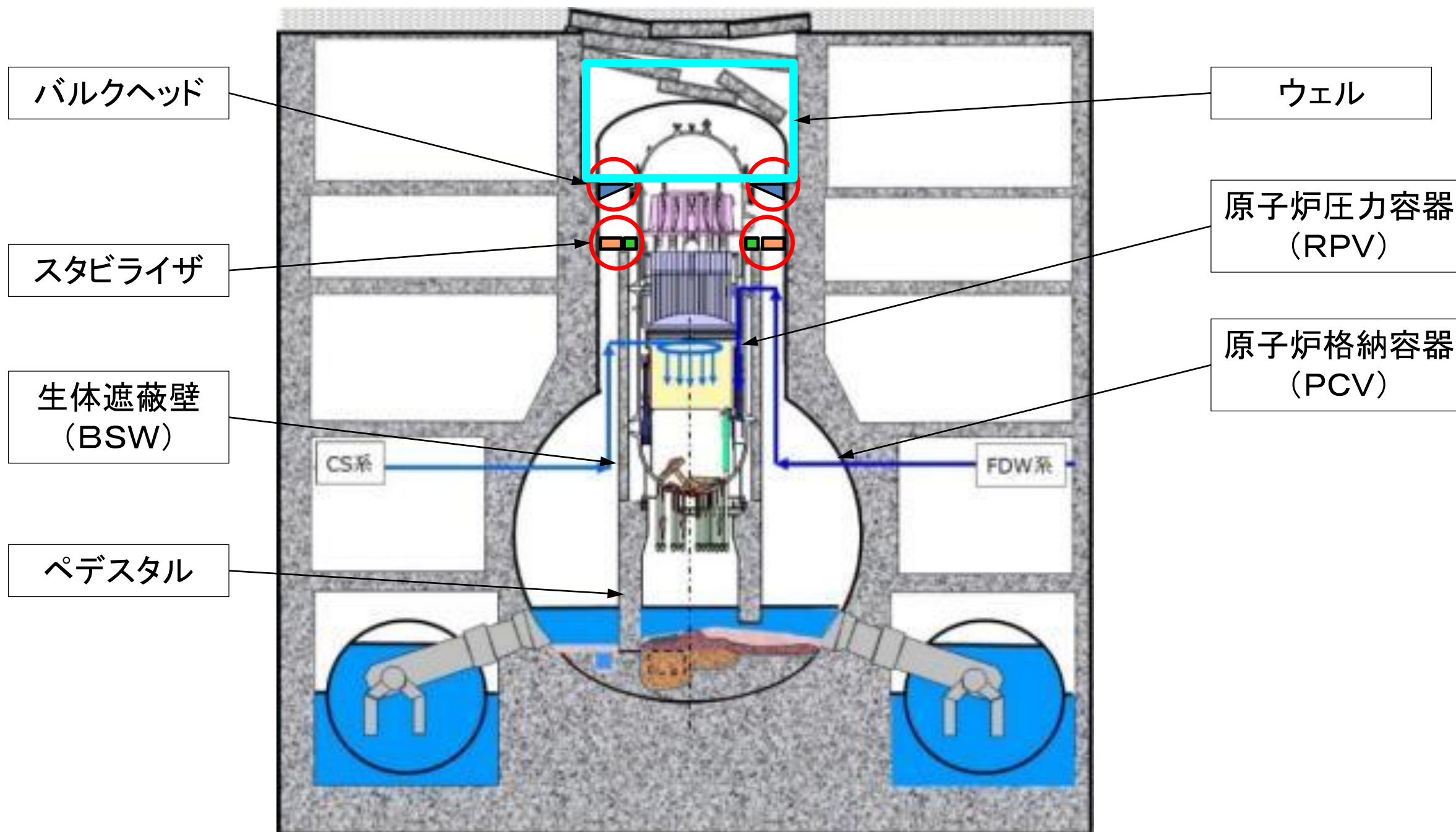


図.2-① 1号機構造物配置概要



# 【補足資料】既存の評価結果の内容

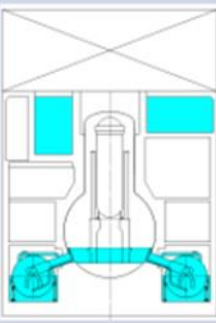
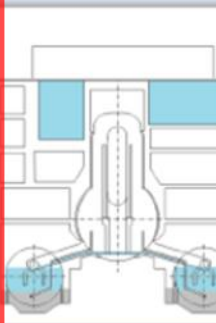
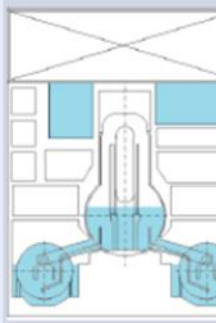
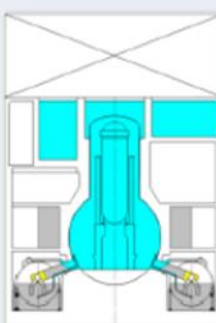
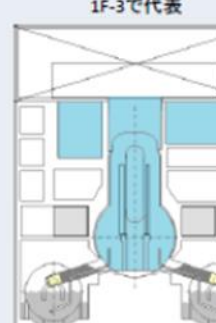
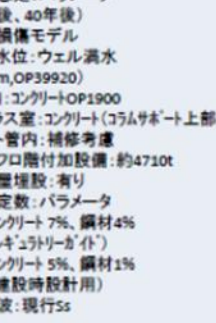
- 1号機の機器は、過去に補助事業「圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発」で評価されており、その結果からPCV内構造物の強度を推定。
  - 現在の1号機はD/Wが気中の状況であり、構造強度評価にはH26-1（PCV内気相の条件）及びそのパラメータスタディの結果をもとに再評価する。

## 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"> <li>・将来想定:パラメータ(10年後、15年後、40年後)</li> <li>・建屋損傷モデル</li> <li>・D/W水位:約2.9m</li> <li>・S/C内:満水</li> <li>・トラス室:OP3680</li> <li>・ベント管内:満水</li> <li>・真空破壊管内:満水</li> <li>・オベフロ階付加設備:パラメータ(なし、約5100t、約6100t)</li> <li>・小部屋埋設:なし</li> <li>・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)</li> <li>(2)コンクリート5%、鋼材1%(建設時設計用)</li> <li>・地震波:現行Ss</li> </ul>	 <ul style="list-style-type: none"> <li>・将来想定:パラメータ(15年後、40年後)</li> <li>・建屋損傷モデル</li> <li>・D/W水位:約0.6m</li> <li>・S/C内:コンクリートOP-1050</li> <li>・トラス室:OP3100</li> <li>・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)</li> <li>・ベント管内:下部流水</li> <li>・オベフロ階付加設備:約4710t</li> <li>・小部屋埋設:なし</li> <li>・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)</li> <li>(2)コンクリート5%、鋼材1%(建設時設計用)</li> <li>・地震波:現行Ss</li> </ul>	 <ul style="list-style-type: none"> <li>・将来想定:パラメータ(10年後、15年後、40年後)</li> <li>・建屋損傷モデル</li> <li>・D/W水位:約6.5m</li> <li>・S/C内:満水</li> <li>・トラス室:OP.3200</li> <li>・ベント管内:満水</li> <li>・オベフロ階付加設備:パラメータ(なし、約4710t)</li> <li>・小部屋埋設:なし</li> <li>・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)</li> <li>(2)コンクリート5%、鋼材1%(建設時設計用)</li> <li>・地震波:現行Ss</li> </ul>
H26-2 (完全冠水)	 <ul style="list-style-type: none"> <li>・将来想定:パラメータ(15年後、40年後)</li> <li>・建屋損傷モデル</li> <li>・D/W水位:ウェル満水</li> <li>・S/C内:コンクリートOP.3570</li> <li>・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)</li> <li>・ベント管内:補修考慮</li> <li>・真空破壊管内:補修考慮</li> <li>・オベフロ階付加設備:約6100t</li> <li>・小部屋埋設:有り</li> <li>・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)</li> <li>(2)コンクリート5%、鋼材1%(建設時設計用)</li> <li>・地震波:現行Ss</li> </ul>	<p>1F-3で代表</p> 	 <ul style="list-style-type: none"> <li>・将来想定:パラメータ(15年後、40年後)</li> <li>・建屋損傷モデル</li> <li>・D/W水位:ウェル満水(約35m,OP39920)</li> <li>・S/C内:コンクリートOP1900</li> <li>・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)</li> <li>・ベント管内:補修考慮</li> <li>・オベフロ階付加設備:約4710t</li> <li>・小部屋埋設:有り</li> <li>・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)</li> <li>(2)コンクリート5%、鋼材1%(建設時設計用)</li> <li>・地震波:現行Ss</li> </ul>

65

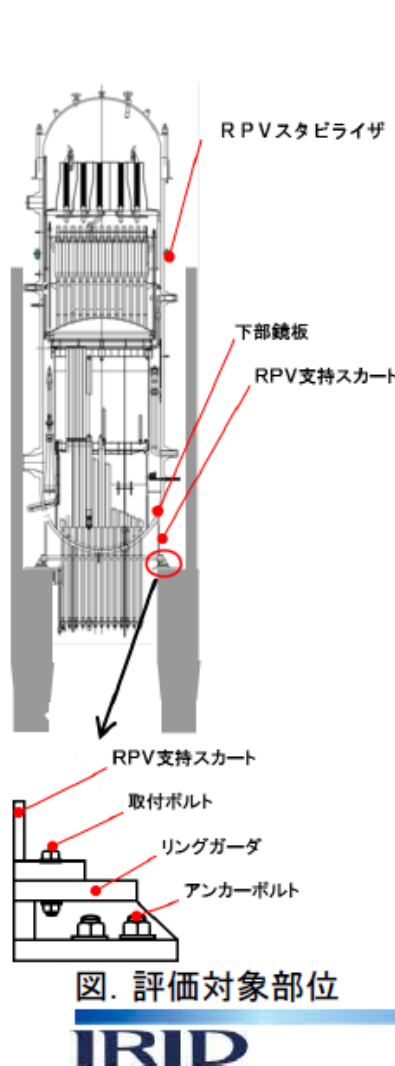
(出典)平成26年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発 平成28年度成果報告 より

# 【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)



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 =  $\alpha B(P/A)/f_c + \alpha B(M/Z)/f_b$   
 (出典: 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

### リングガーダー上部フランジ(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

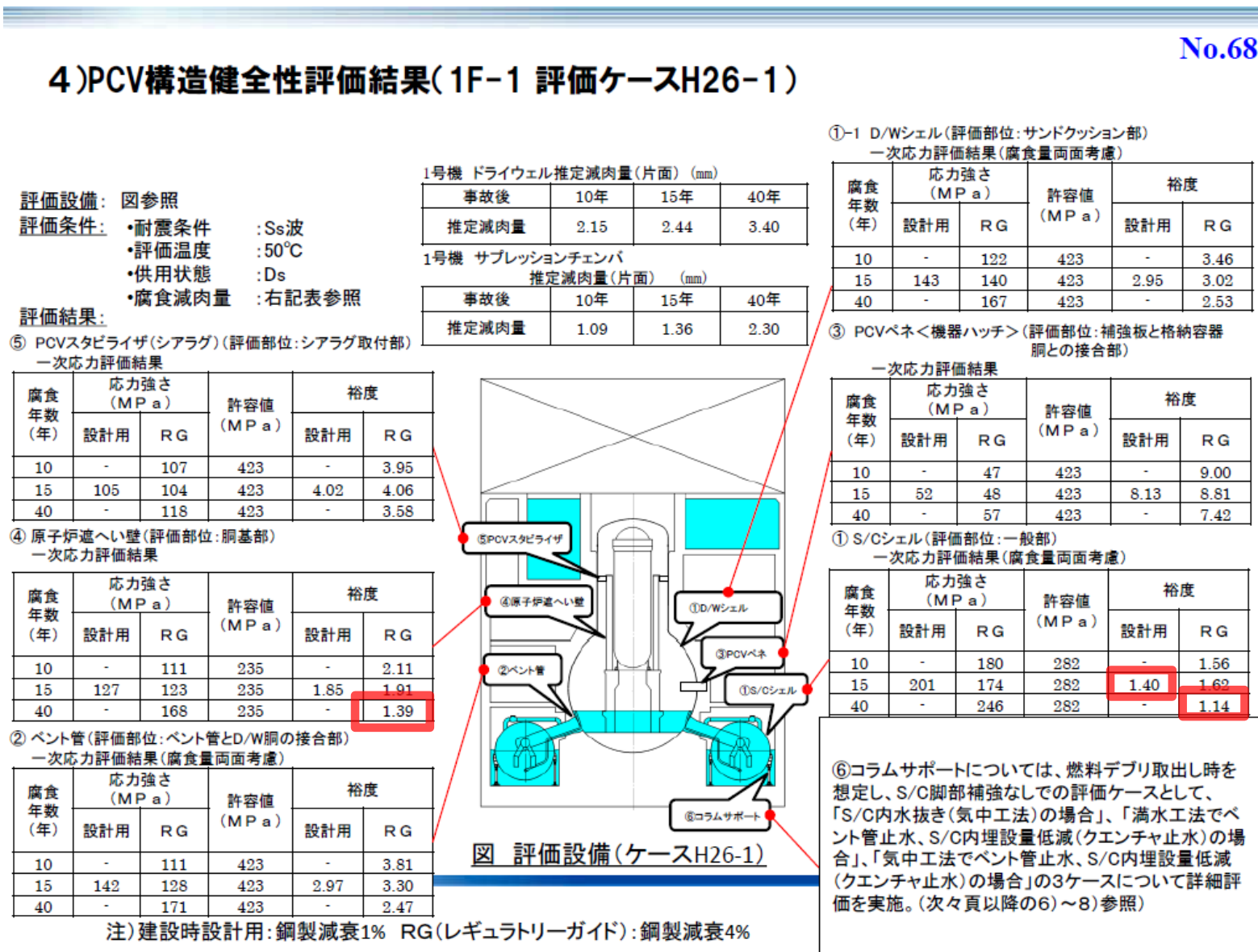
設計用: 鋼製減衰1% RG(レギュラトリーガイド): 鋼製減衰4%

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シェルの腐食年数15/40年が、裕度1.5を下回る結果である。**
  - 補助事業は、代表箇所では評価しているため、PCVスタビライザの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、熱履歴による降伏応力の低下を考慮していない。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。





- 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。
  - ペDESTALが受け持つ荷重は、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。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

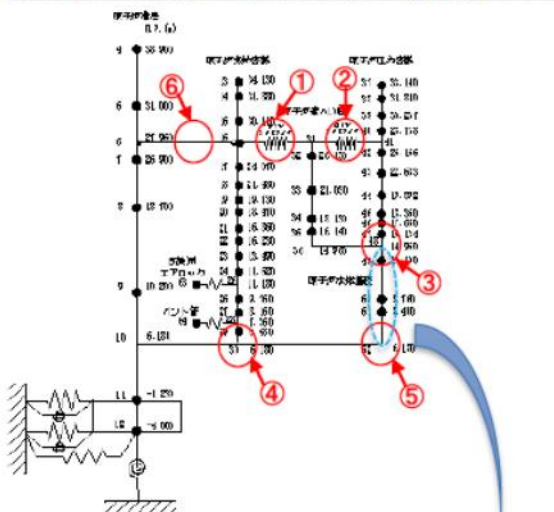


図 1F-1地震応答解析モデル例

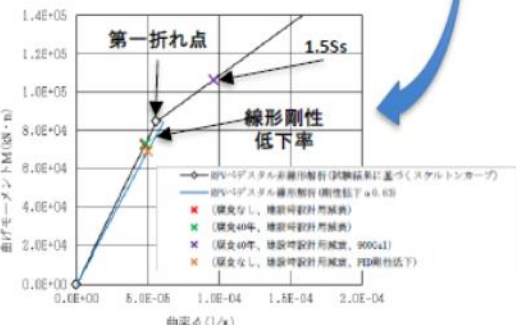


図 1F-1RPVペDESTAL基部のスケルトンカーブ(M-Φ)

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	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の剛性割合(断面二次モーメント)は、剛性低下を考慮しない場合の建設時の約53%。

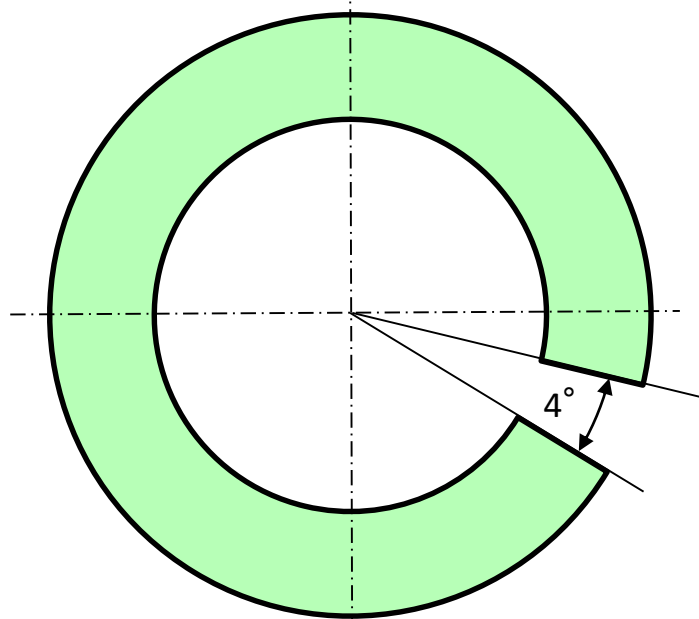


図1. 補助事業非線形ペDESTAL基礎部

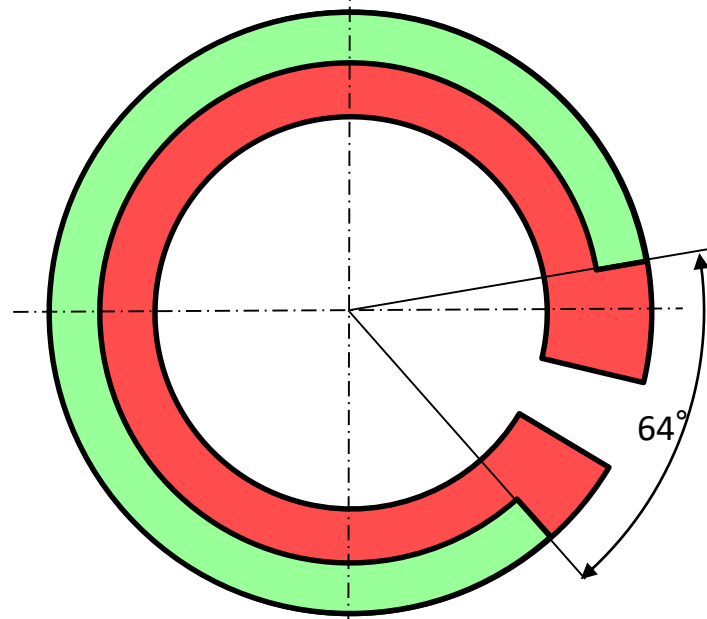


図2. 欠損したペDESTAL基礎部

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 <sup>2</sup> )	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 <sup>4</sup> )	1.151E+14	6.124E+13	53.2%

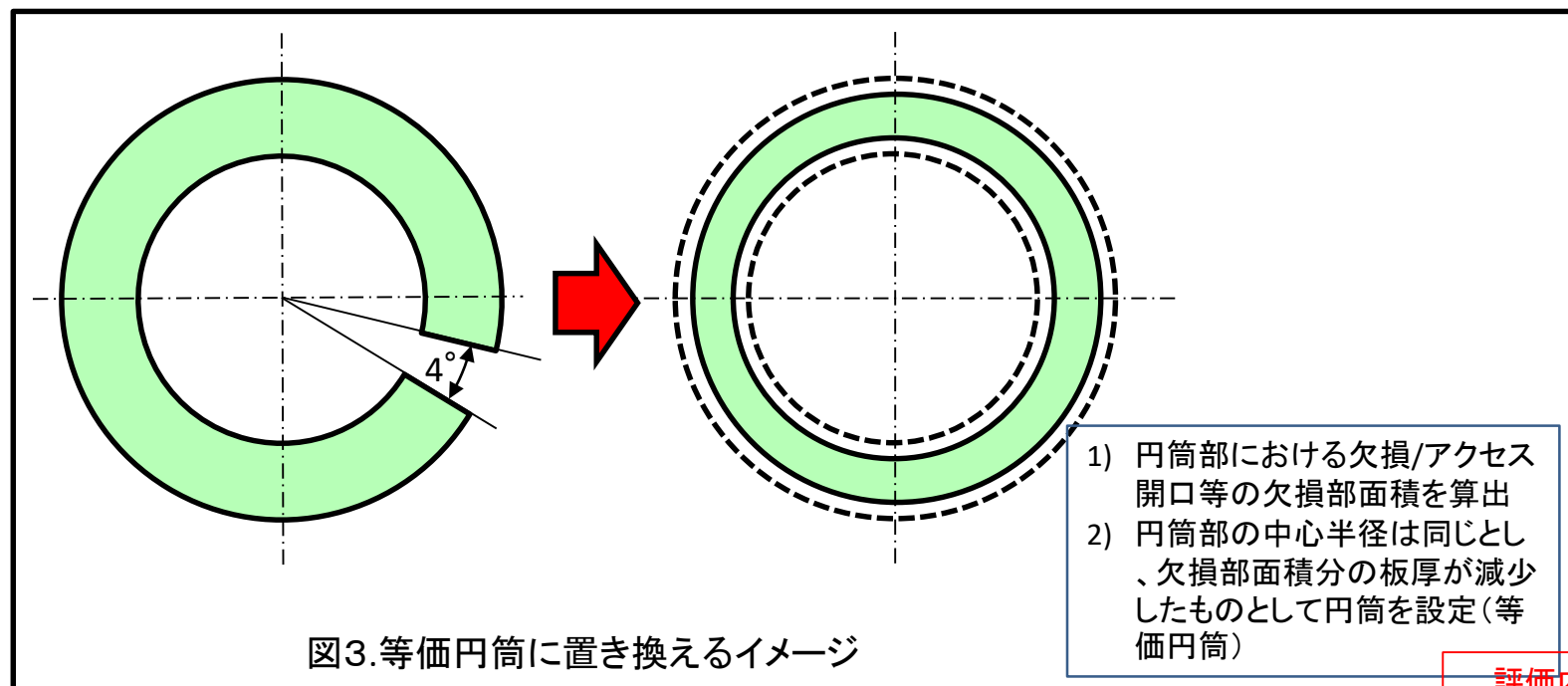


図3. 等価円筒に置き換えるイメージ

- 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)

【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。BSWとRPVの周方向の熱伸び差は小さく、RPVスタビライザの対応範囲である。
- RPVスタビライザは、高温に強い材料を使用している。

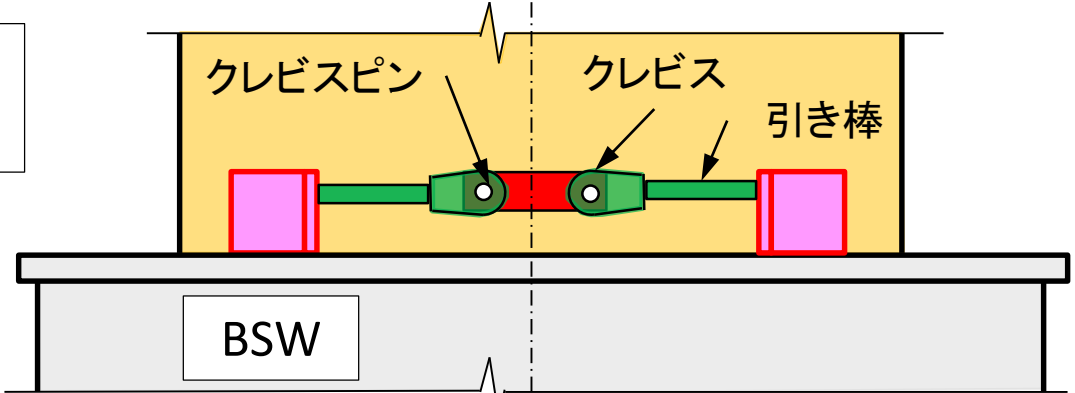
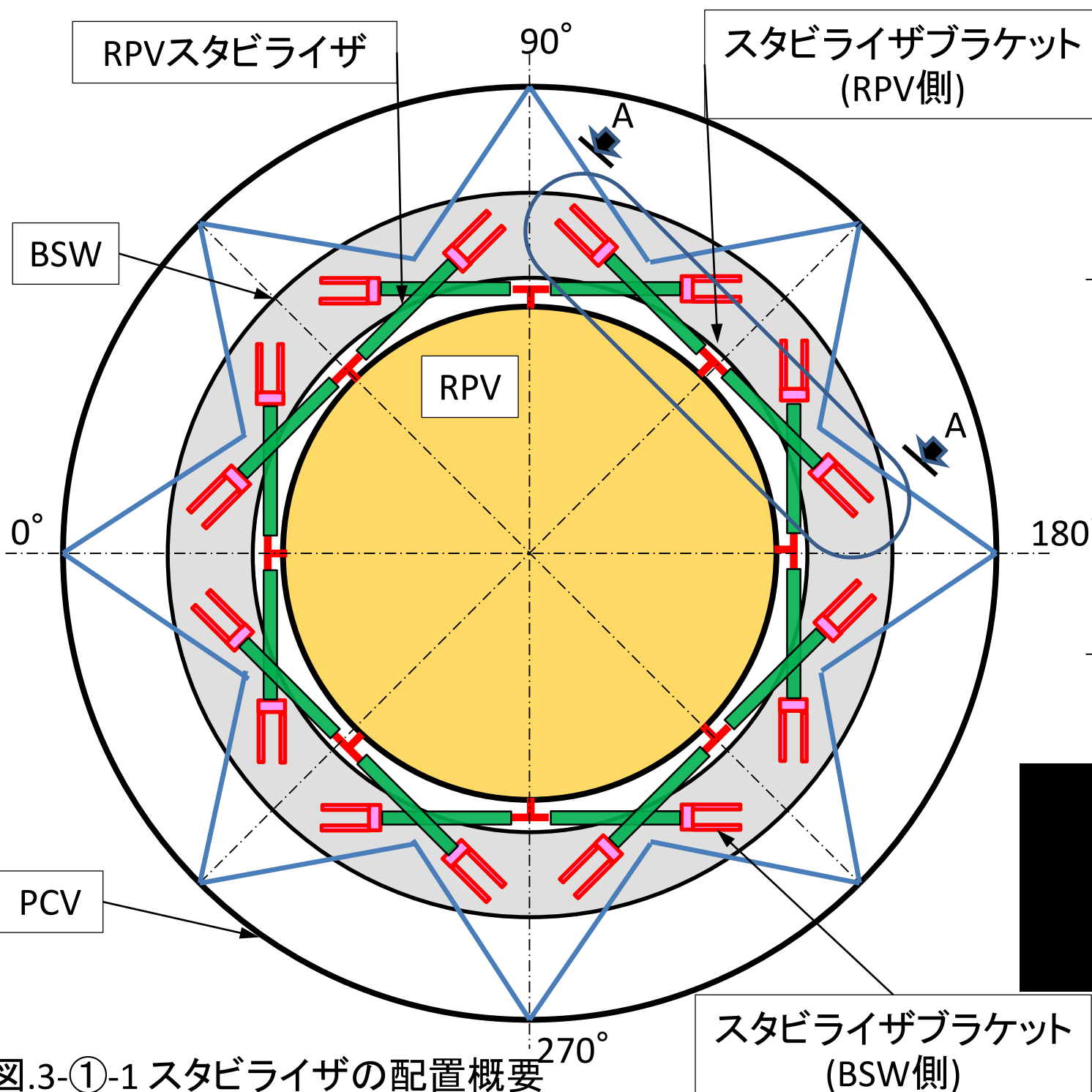


図.3-①-2 RPVスタビライザ側面(A-A断面)

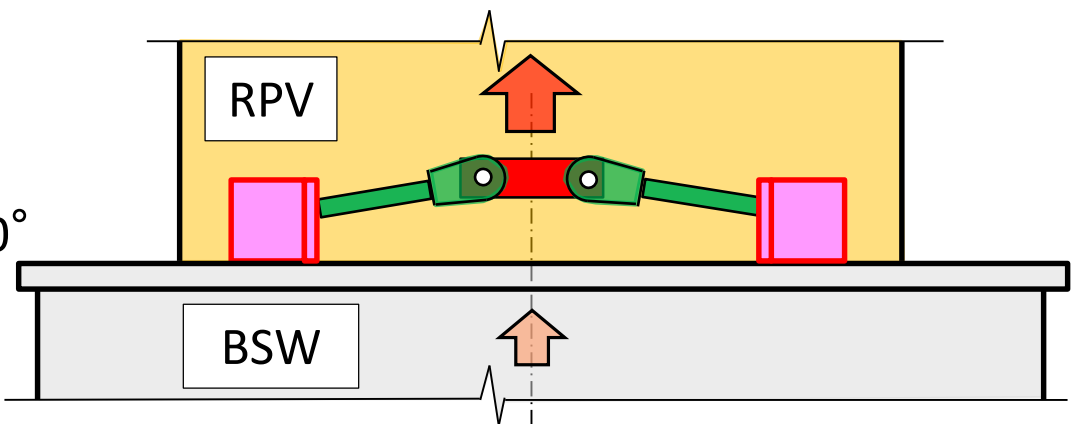


図.3-①-3 熱伸び差の吸収イメージ

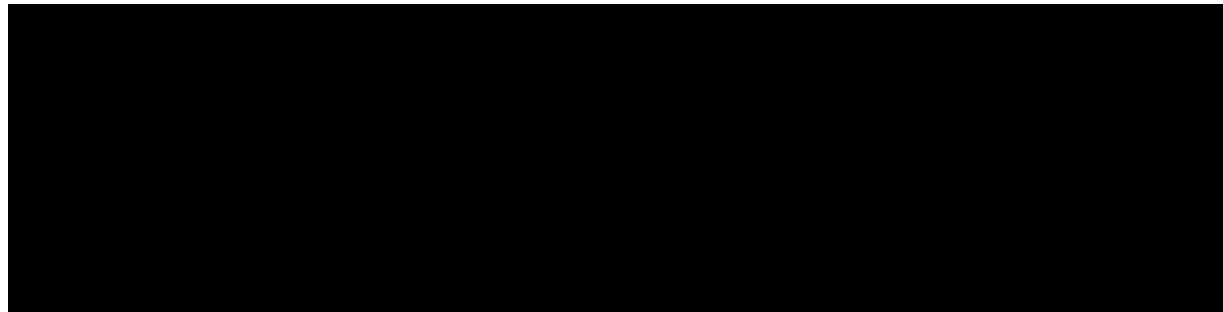


図.3-①-1 スタビライザの配置概要



【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。

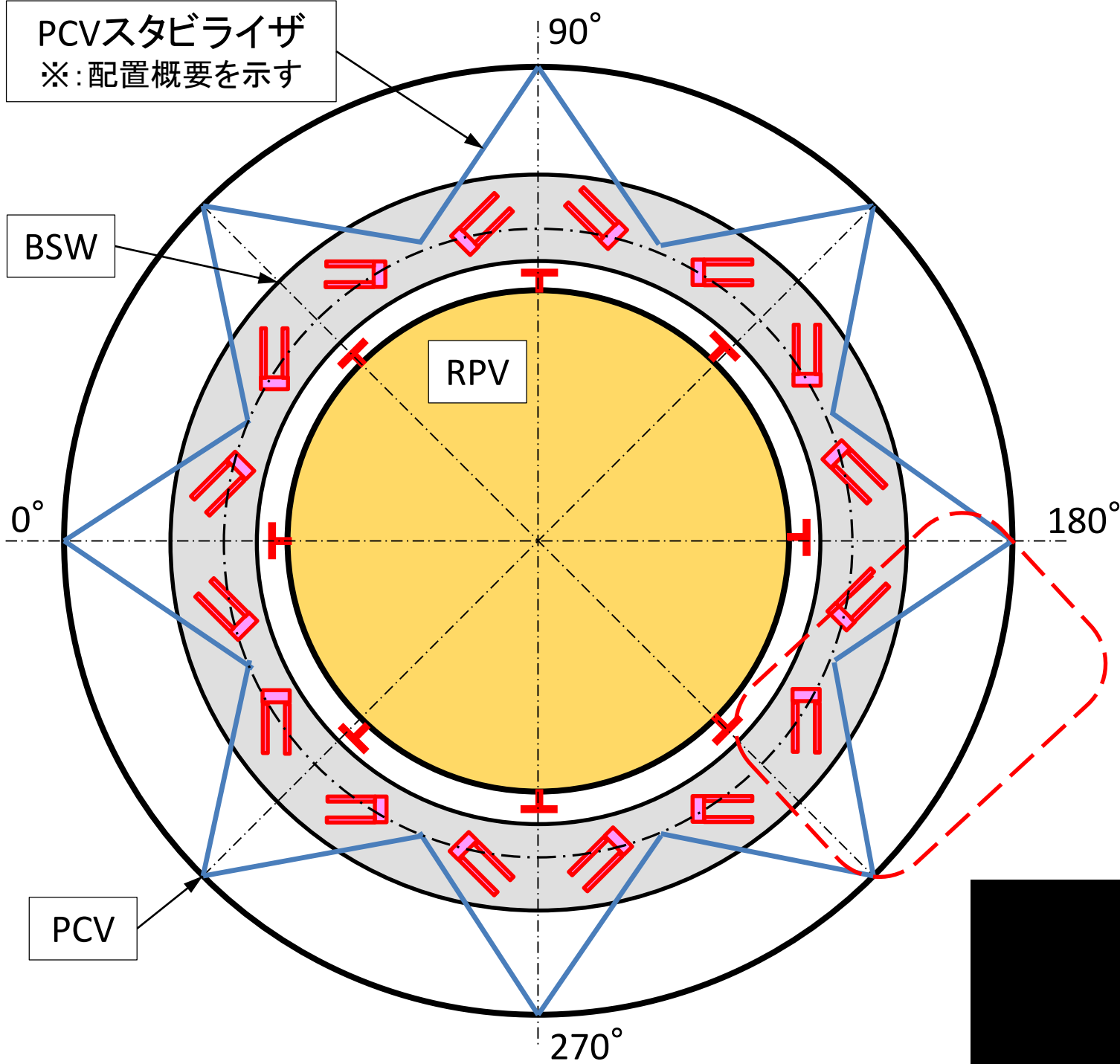


図.3-②-1 PCVスタビライザの配置

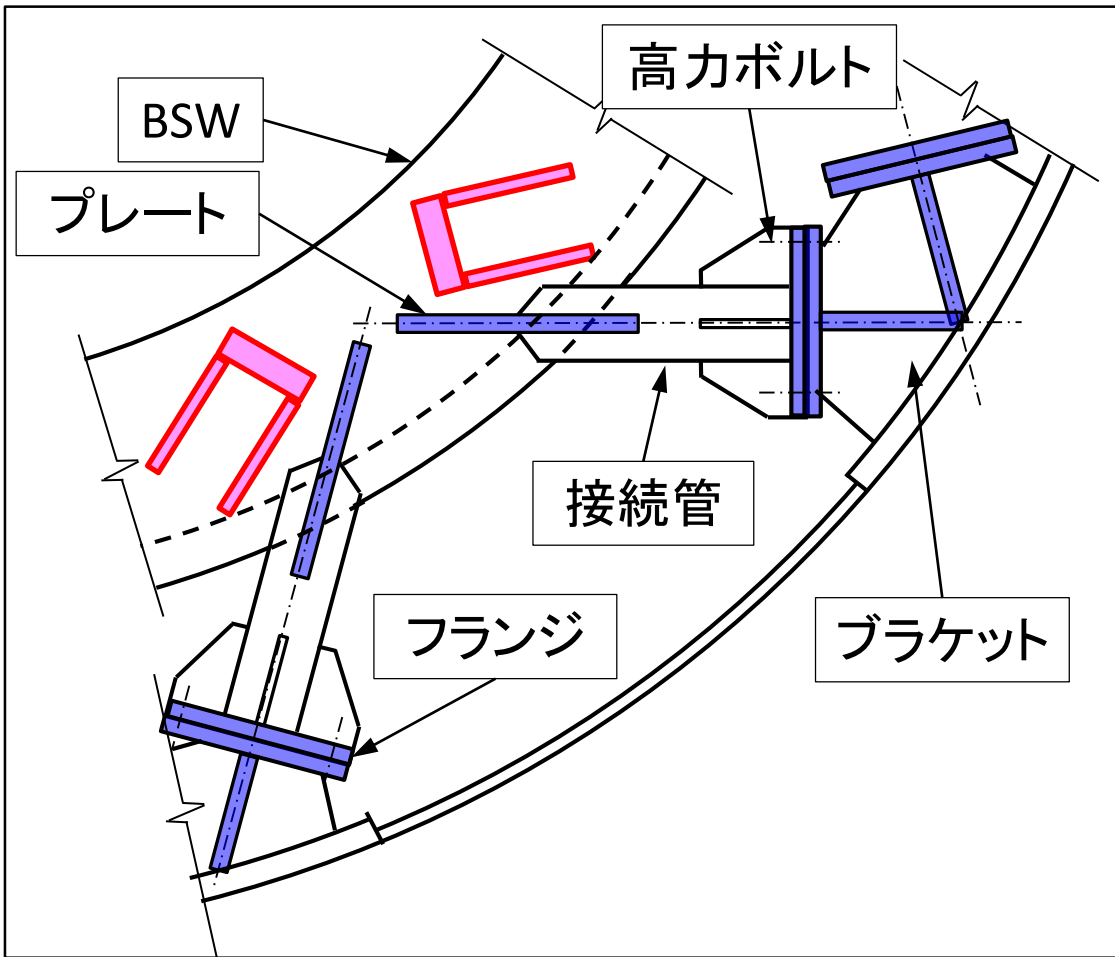


図.3-②-2 PCVスタビライザの構造概要

# 【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。

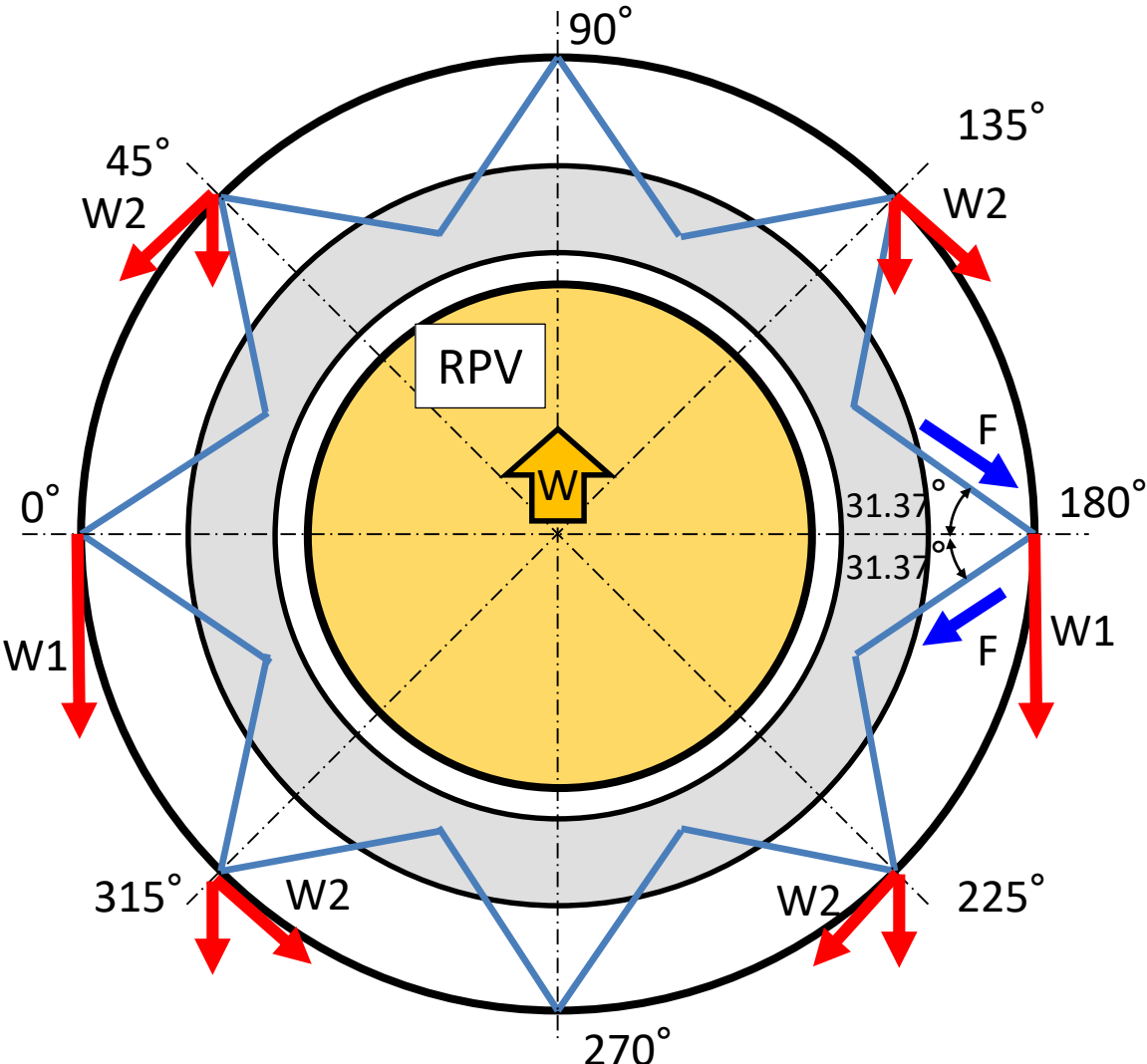


図.3-③-1 PCVスタビライザトラスにかかる荷重

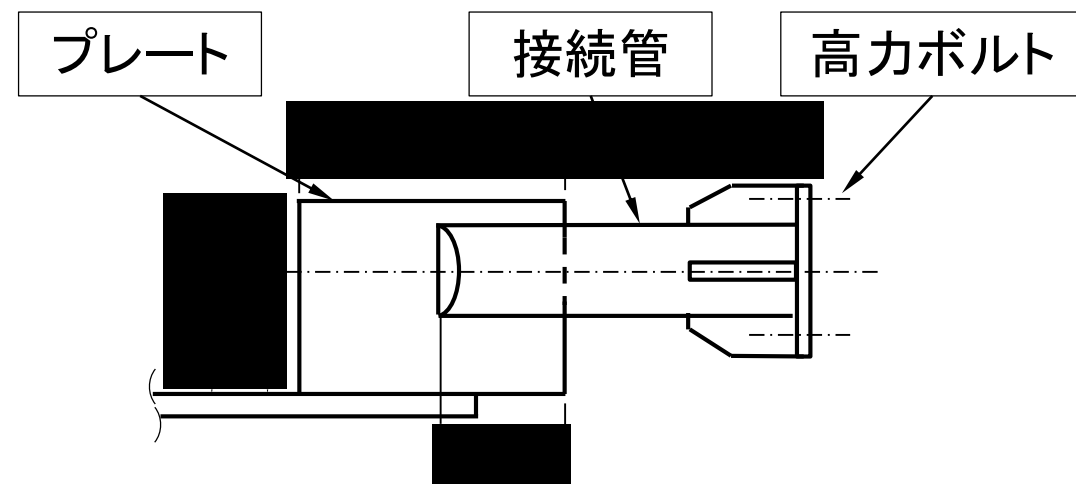


図.3-③-2 PCVスタビライザトラス側面図

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.3-③-1 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。)

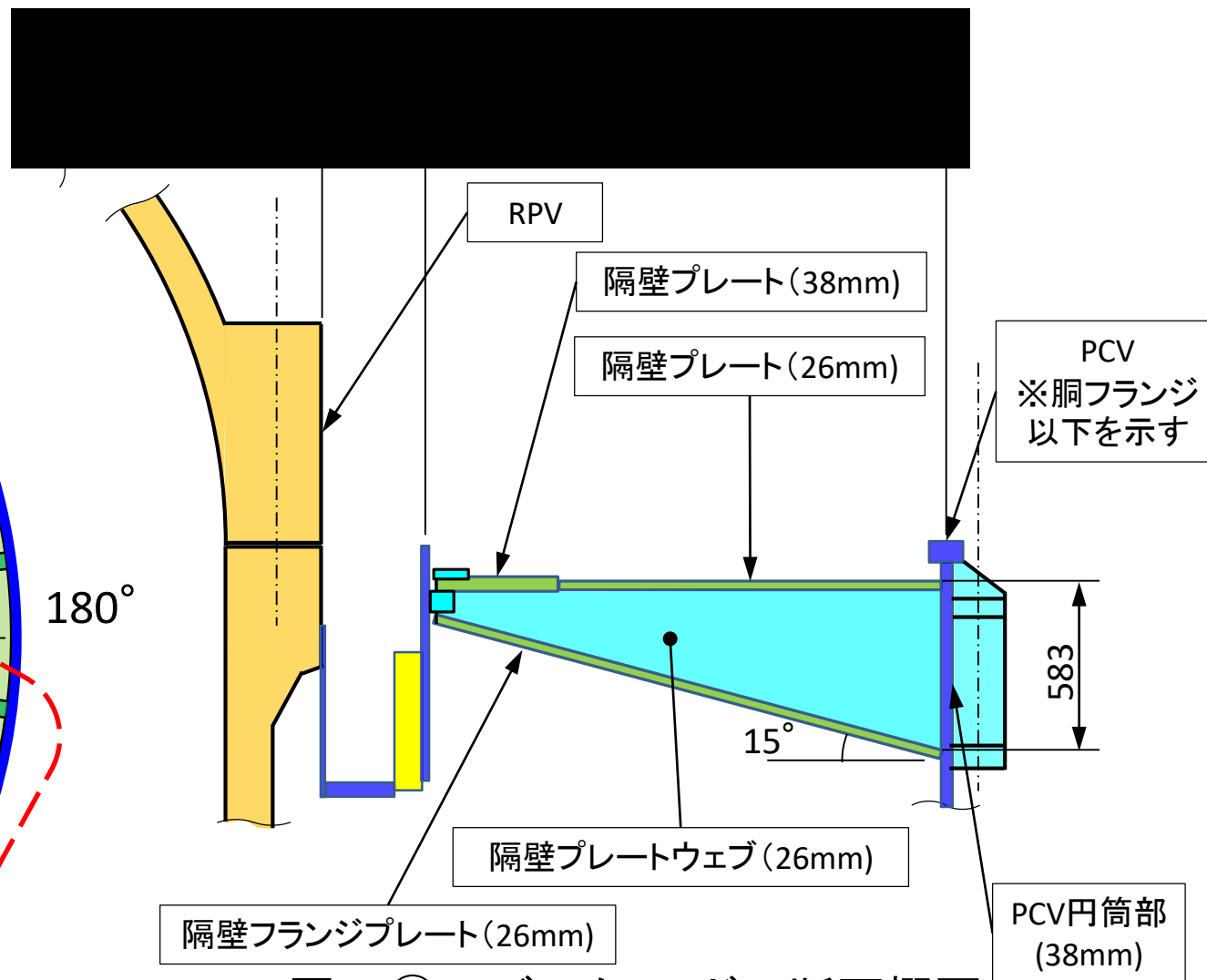
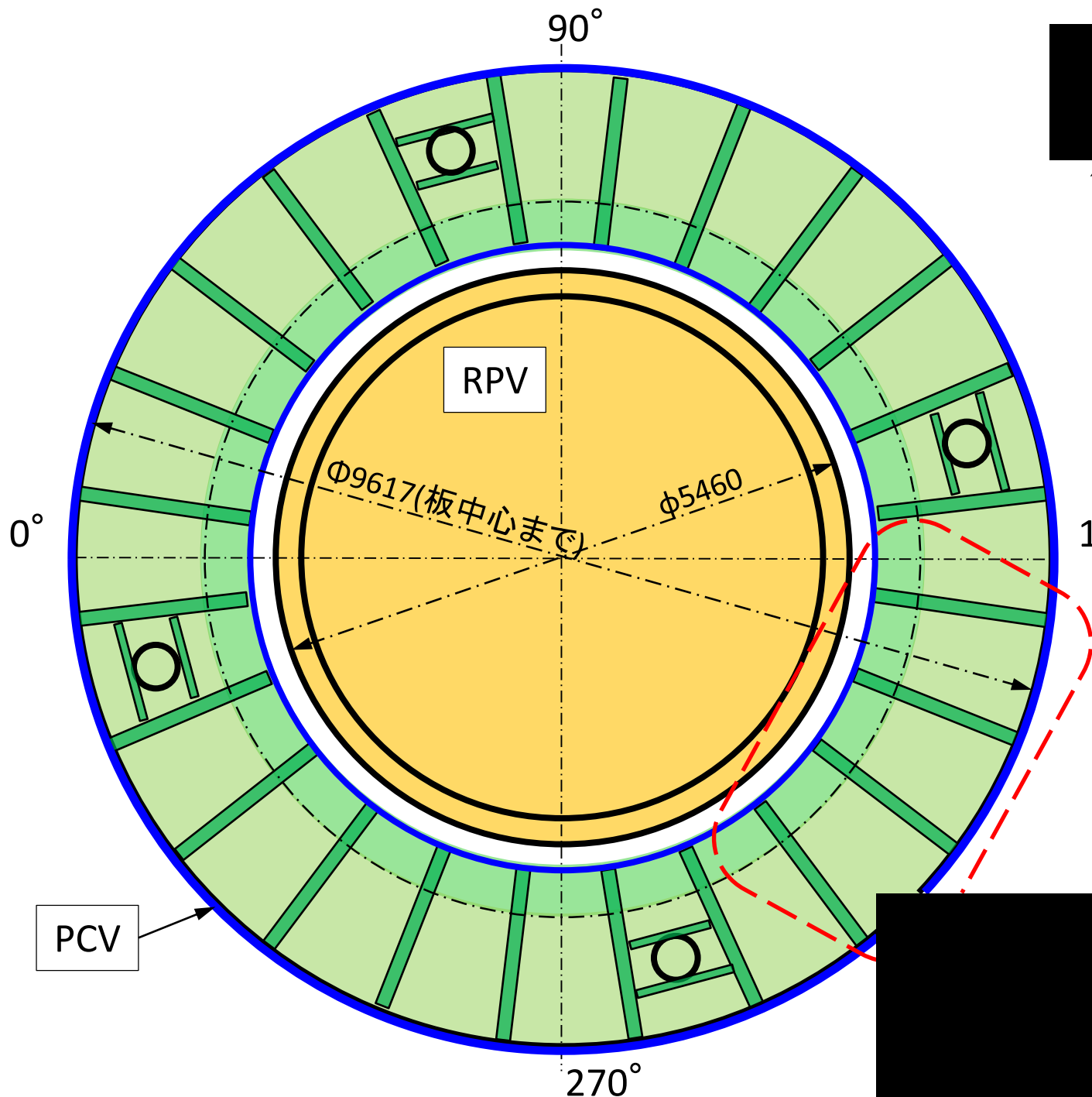


図.3-④-2 バルクヘッドの断面概要

図.3-④-1 バルクヘッドの構造概要



【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 <sup>2</sup> )	A	15,730	H250×157×t 26 で断面を検討
断面二次モーメント (mm <sup>4</sup> )	I	59,013,771	
断面係数 (mm <sup>3</sup> )	Z	751,768	

■ **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

■ **PCV構造強度の検討**  
 ○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  $\sigma_M$   
 モーメント  $M_{pcv} = F \cdot L$   
 $\sigma_M = M_{pcv} / Z_{pcv}$

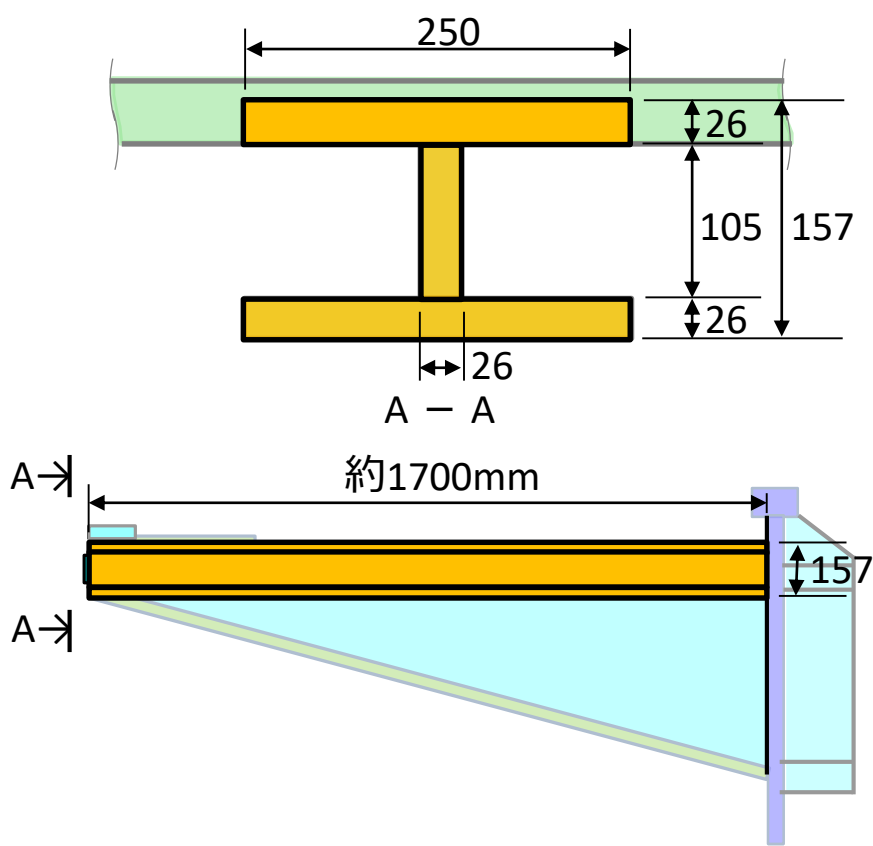


図.2-⑥-1 バルクヘッドH鋼梁モデル

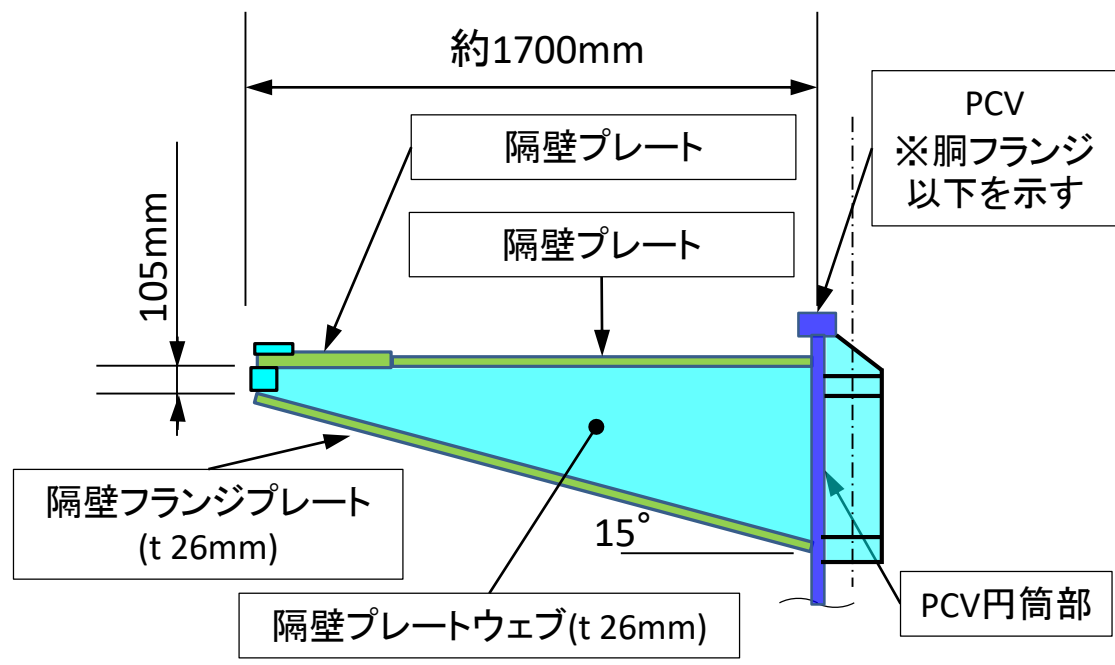


図.2-⑥-2 実際のバルクヘッド寸法

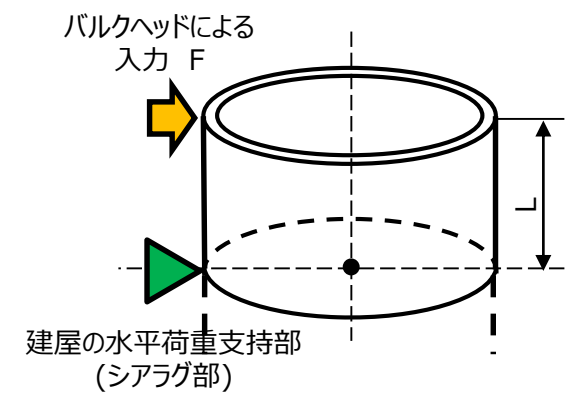


図.2-⑥-3 PCVにかかる曲げ応力

# 【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	降伏応力	最小引張強さ	強度 残存率	S'/Sm'	Su'
		S	Sy	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	降伏応力	最小引張強さ	強度 残存率	S'	Sy'	Su'
		S	Sy	Su		(MPa)	(MPa)	(MPa)
		(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、  
 $fc^* = (1 - 0.4(\lambda/\Lambda)^2) \cdot F^*/V$   
 $\lambda$  : 細長比  
 $\Lambda$  : 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)）の熱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℃以上の熱履歴を経た場合、引張強度に影響を与え、700℃で引張強度は約90%に低下する。

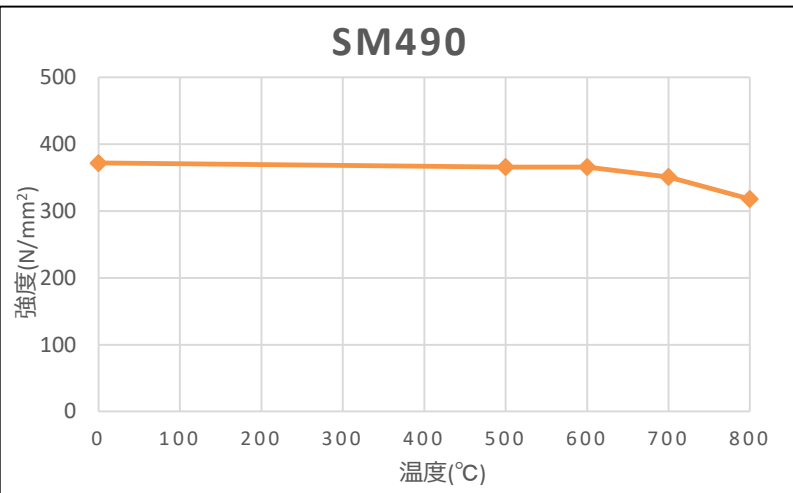
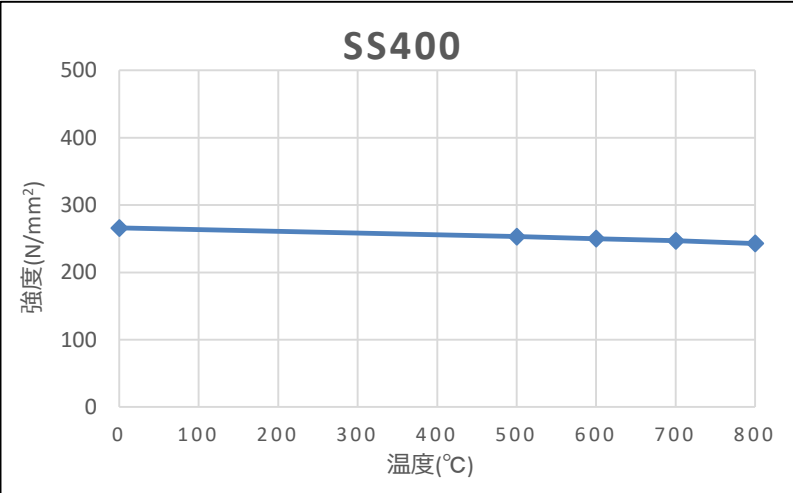


図1.③.1(a) SS400の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

図1.③.1(b) SM490の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

表1.③.1 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、保守的に熱履歴を経たのちの降伏強度（熱履歴残存係数）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熱履歴残存係数として，0.9を採用する。

表1-②-1 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 $\sigma_y$ (MPa)	引張強さ $\sigma_s$ (MPa)	伸び (%)
SM400A (t=36)	$\leq 0.23$	—	$2.5 \times C$	$\leq 0.035$	$\leq 0.035$	$235 \leq$	400～510	$22 \leq$
SS400	—	—	—	$\leq 0.050$	$\leq 0.050$	$235 \leq$	400～510	$21 \leq$

表1-②-2 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 <sup>2</sup> )	引張強さ $\sigma_s$ (kg/mm <sup>2</sup> )	伸び (%)
SM41A (t=36)	$\leq 0.23$	—	$2.5 \times C$	$\leq 0.040$	$\leq 0.050$	$\sigma_s/2 \leq$	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-Gr.1(STPL380相当)の熱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℃以上の熱履歴を経た場合、引張強度に影響を与え、700℃で引張強度は約90%に低下する。

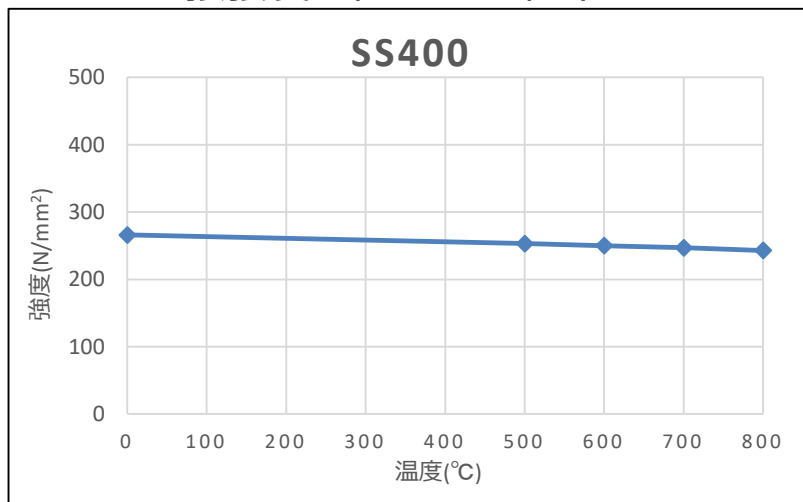


図2.⑦.1(a) SS400の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

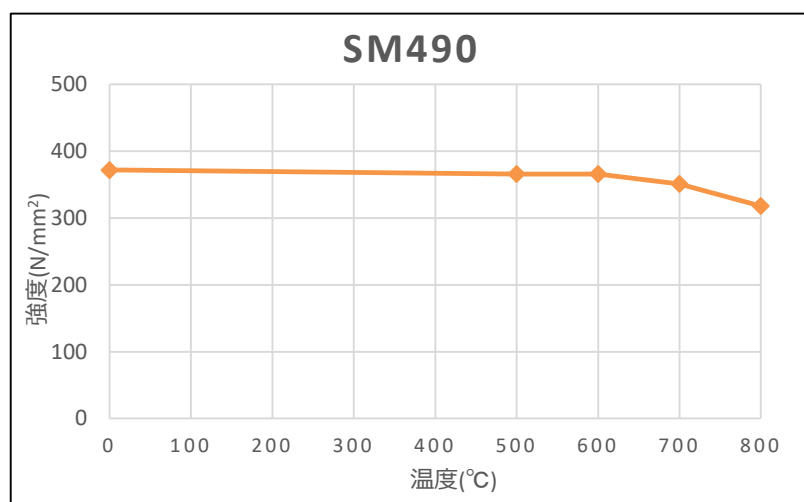


図2.⑦.1(b) SM490の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

表2.⑦.1 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	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、熱履歴は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、熱履歴による降伏応力の低下はほぼないと考えられるが、**保守的に熱履歴を経たのちの降伏強度比（熱履歴残存係数）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： $10 \times 10^{-6}$ ）
  - 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-Gr.1(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℃までの熱履歴では、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。
- 加熱冷却後の熱履歴残存係数として、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-2-⑨-1 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 <sup>2</sup> )	引張強さ $\sigma_s$ (N/mm <sup>2</sup> )	伸び (%)
STPL380 (t=25.4)	$\leq 0.25$	$\leq 0.35$	$\leq 1.35$	$\leq 0.035$	$\leq 0.035$	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・熱履歴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。

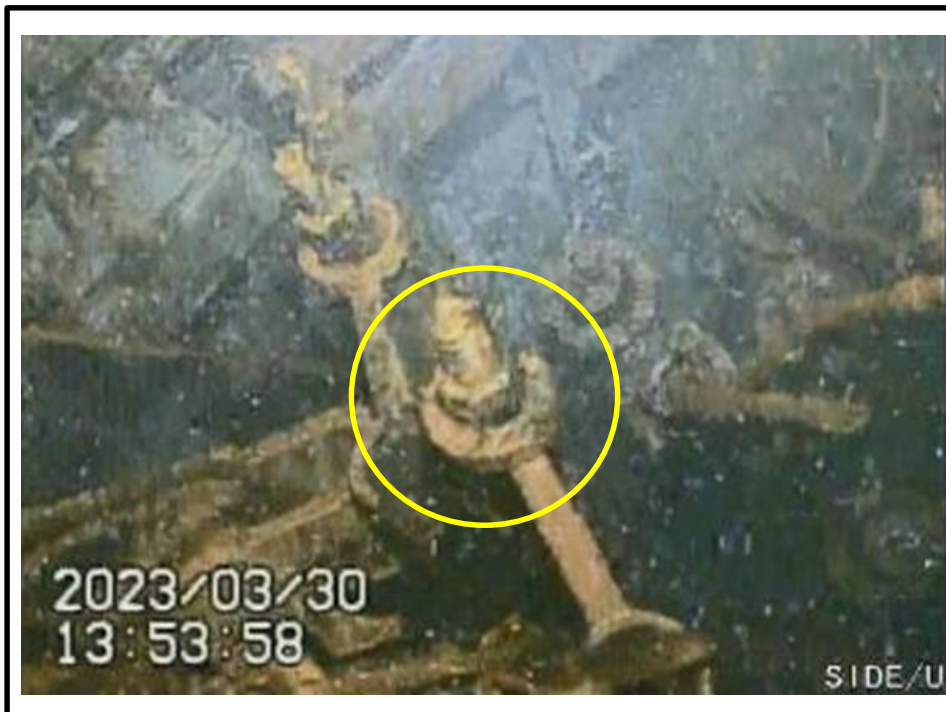


写真1. CRDサポートロッドの状況

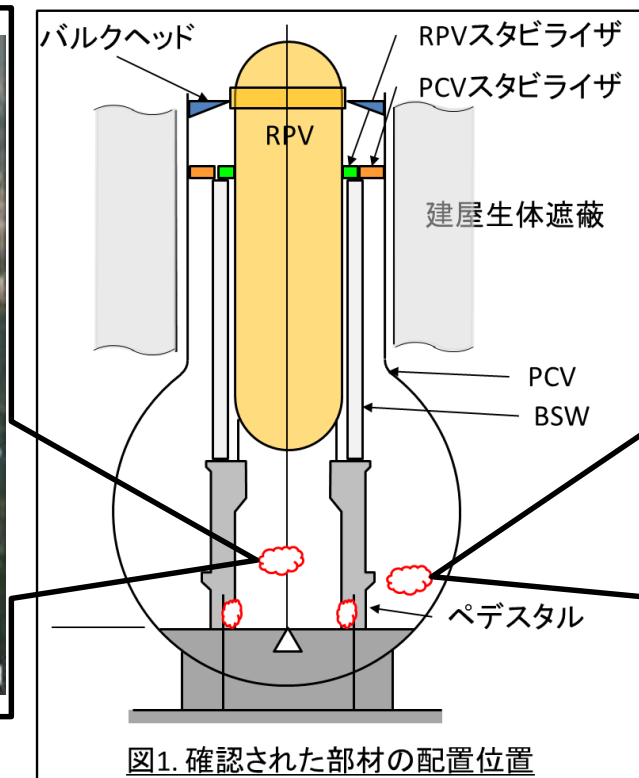


図1. 確認された部材の配置位置



写真2. D/W内配管の状況

# 【補足資料】本検討で使用する条件一覧

## ■ 本検討で使用した計算条件の使用数値と出展、採用の不確かさ

➤ 燃料デブリ落下後のRPV重量減損は300tonと想定。（燃料200t/炉水100t：ミュオンの結果から）

### 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	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	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）
	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	PCV内部調査画像(鉄筋状態)とIRID試験結果との比較による
	露出鉄筋	800	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IRID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 ( $\times 10^{-6}$ )	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。