

1号機PCV内ペDESTALの状況を踏まえた対応状況について

(「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」資料についての質問回答)



東京電力ホールディングス株式会社

<質問>

- 原子力発電所耐震設計技術規程で適用されている評価式を準用されている。現状事故により大きく損傷した発電所に適応できる評価式があるわけではないので、設計時のものを応用したと理解するが、設計時の規程を準用できるとした基本的な考え方について説明が欲しい。(スライド3) (入澤委員)

<回答>

ご指摘の通り、適用した規格は本来設計時に使用するものであり、事故により大きく損傷した構造物に対する評価式を規定しているものではありませんが、以下の考えから当該規格を準用することが妥当と考えております。

- 1) 応力等の導出方法は一般的な構造力学に基づいており、設計時の安全率を踏まえた保守的な評価である
- 2) 当該規格は設計温度を超える事故時の高温熱履歴による材料の強度低下や腐食の想定方法について言及していませんが、本評価は熱履歴を考慮して許容応力を低減する検討及び腐食量の検討を追加しており、事故による損傷を想定した評価である

<質問>

- 熱履歴残存係数0.9を算出した元となる引張強度の数値は、健全な材料について、あくまでその温度で引張試験をした結果であると理解したが、今回のような事故時の温度・高温にさらされた時間・材料の劣化（腐食等を考慮し健全な材料がどの程度残っているのか）をどこまで保守的に考慮されたのかの判断が難しい。そのため、不確かさとなるファクターを幅広く考慮し、その結果0.9でも十分に保守的であるというような検討が必要と考える。このようなより丁寧な説明があると、0.9が妥当な値を採用しているとして、受け入れられやすいのではないか。（スライド6, 7）（入澤委員）

<回答>

資料について説明が不十分で申し訳ありません。補足させていただきます。

金属材料の熱履歴を考慮した許容応力の低下（材料の劣化）については、文献「構造材料の耐火性ガイドブック 2017（日本建築学会）」を踏まえ検討しております。

「事故時温度」及び「高温にさらされた時間」については補助事業にて実施した鉄筋加熱試験を踏まえ設定しており、当該試験は鉄筋材料を温度・時間・暴露雰囲気を変えて幅広く試験した内容となります。

結果として得られた外観情報をPCV内部調査で確認された鉄筋の状態と比較し、PCV内の構造物の到達温度を推定していることから、不確かさはあるものの幅広い条件範囲から現状考える最適値を採用しており、妥当と判断しています。

<質問>

- 検討2-2 PCVスタビライザの機能維持に関する検討について、あくまで温度の効果を考慮したに過ぎず、加熱されていた時間の効果も考慮されたのか説明資料からは判断できない。そのため、温度が下がったら元の形状に近い状態に戻ったとの判断が妥当なのかどうか判断し難い。「元の形状に近い状態に戻り大規模な変形はない」との表現が強すぎるので、スライド13の下部にあるような「破断に至らず、荷重を伝達できる状態。しかしながら・・・」の文章の方が説明として受け入れられるのではないか。

(スライド13) (入澤委員)

<回答>

ご指摘のとおり文章として強い表現であり、ご助言いただきました様に今後は表現の選択についても配慮するようにいたします。

なお、当時は以下の考えから大規模な変形はないと考え資料の記載としておりました。

- 1)想定される事故時温度(600℃)は鉄の相変態点(約720℃)を超えないこと
- 2)事故時温度を経たPCVスタビライザのひずみ量が0.5%程度であること
(PCVスタビライザ(材料:STPL380)の常温破断伸び量は22%以上)
- 3)PCVスタビライザの接続管の寸法(長さ:約1.5m,口径:250A)に対し、事故時による変位の量(約30mm)が小さいこと

<質問>

- 検討用熱履歴の想定において、構造物温度をアルミが溶融していないことから600度maxとすることはある程度理解できる。（酸化により見た目の形状を維持するよりも溶融する方が速いと考えられるため）しかし、CRDサポートロッドのボルトナットについて、「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、・・・」とあるが、腐食していても抜け落ちないこともある。説明として、腐食は多少なりともあると考慮した立場に立ち、温度と時間から腐食は炭素鋼の表面のみであるため締結部分は有効、というような説明の方が妥当ではないか。（スライド14, 26）（入澤委員）

<回答>

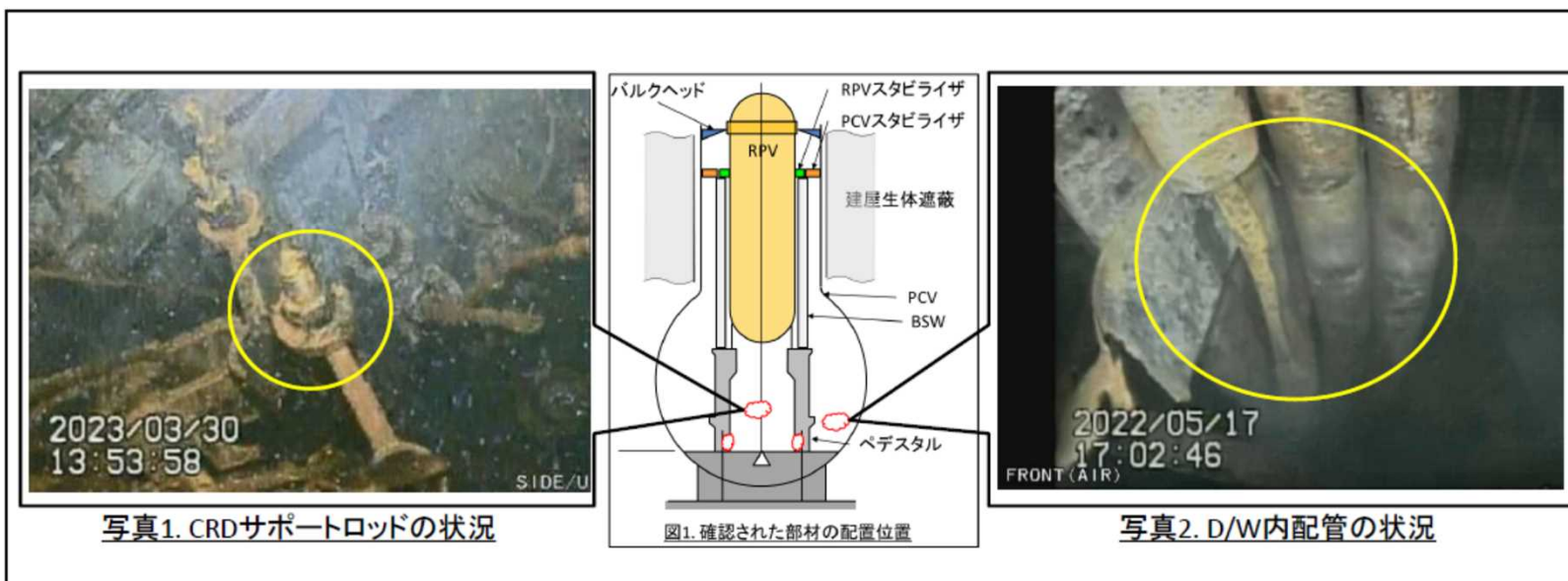
PCV内部調査の目視結果より、最も温度の高かったと想定されるペDESTAL近傍でも炭素鋼の腐食量は微小であると判断されたことに加え、ボルト部分のねじ部が残留していることが目視で確認されていることから腐食量が少ないという文章としておりましたが、ねじ部が残留していることについては資料内で文章として記載ができておらず、分かりにくい記載となり申し訳ありませんでした。

第109回特定原子力施設 監視・評価検討会の資料(抜粋) を添付いたします。

【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。



<質問>

- 資料「PCV内ペDESTALの状況を踏まえた対応状況」の目次に、以下のような資料を1ページ追加できないか？
 - 今回の対応状況を検討するそもそもの原因は、炉内状況をカメラで観察した結果、炉心支持構造物の状況が健全な状況から大きく異なっていたことが判明したことによると思料する。
 - そこで、元来健全な状況であった時の構造解析や耐震解析と、今回の構造解析や耐震解析と比較して、考え方が同じか否か、解析に使用する仮定や条件が同じか異なるのか、新たに追加した考え方などについて、その概要が1ページ内で一目瞭然で分かるような（例えば、元来の場合と現状の場合とを左右で比較）資料。
 - それぞれの項目だけで十分であるとする。
 - このように示すことで、どのような状況であるため、このような解析を行ったということが、小職のような構造解析等の専門家以外にも、理解しやすくなると思われる。
- (岡嶋委員)

<回答>

資料として評価の流れが分かりにくいものとなっており申し訳ありません。第109回特定原子力施設監視・評価検討会では評価の流れを示すため健全性評価フローを追記いたしました。設計時の評価方法から今回新たに追加した考え方は、フローの⑨及び③に示す部分となり、PCV内部調査で確認された損傷状況や温度履歴の知見を反映する内容となります。

第109回特定原子力施設 監視・評価検討会の資料(抜粋) を添付いたします。

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。

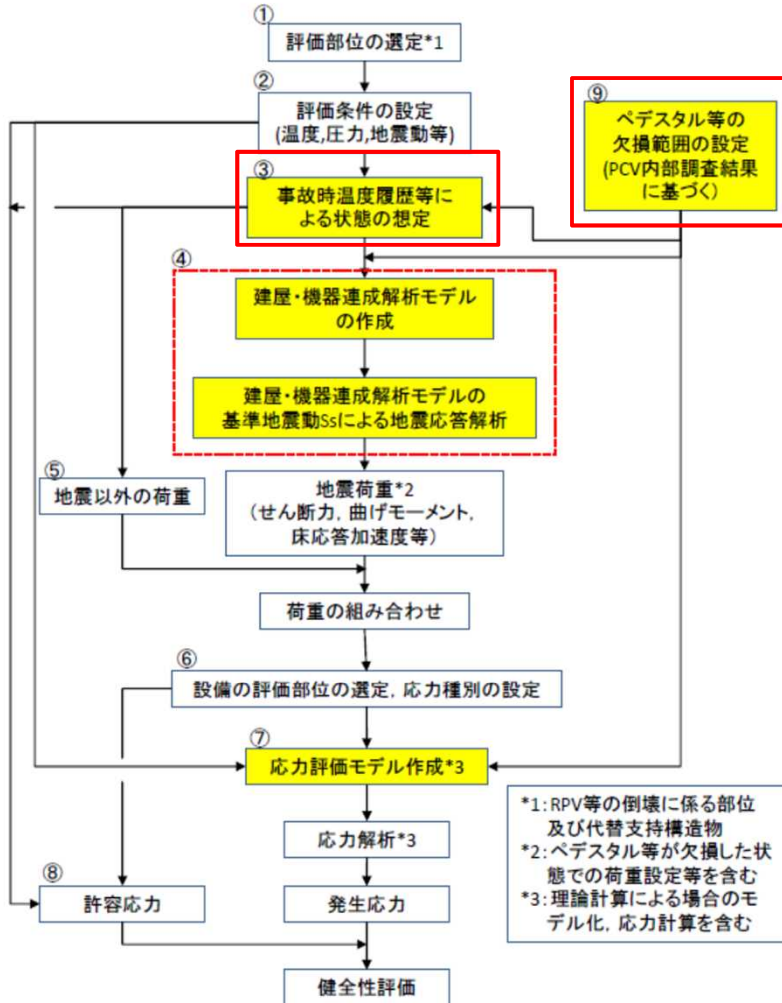


図1. 健全性評価フロー

【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

<質問>

- 万が一RPVが沈下等した場合、スタビライザやバルクヘッドとRPVとの位置関係がずれることによる本評価への影響はないと考えて良いのか？（永井委員）

<回答>

万が一RPVが沈下しスタビライザやバルクヘッドとRPVとの位置関係がずれた場合も、以下の検討結果より本評価の結論に影響は無いと考えます。

- 1) インナースカート構造強度評価等の結果を考慮した場合、RPVが水平荷重を支持できない位置まで沈下することは考えにくく、バルクヘッドによる水平方向移動拘束が可能
- 2) 仮にバルクヘッドがRPVの移動を拘束せず、原子炉建屋にRPV等から生じる追加荷重が建屋に負荷された場合、耐震壁のひずみ量は許容値以下であり建屋に影響を及ぼさない
- 3) RPVの沈下を仮定した場合の敷地境界の放射線量等への影響は軽微であり、窒素封入停止策等のRPV沈下に伴うダスト飛散に対する影響緩和対策を整備している

<質問>

- NRAの技術会合でも指摘のあった不確かさの大きい想定について、その不確かさがどの程度評価結果に影響するのか説明を充実して貰いたい。（中村委員）

<回答>

本検討で使用する数値は、現段階で最適と考えられる値を使用して検討を行っておりますが、ご指摘の通り確認されていないものを想定している部分もあり、不確かさを含んでいる旨、第109回特定原子力施設 監視・評価検討会においても整理し説明させていただいております。

個々の不確かさの影響は大きいものではないと考えられますが、要因は複数存在しており、評価結果に与える影響の程度を定量的に示すことは困難と考えております。

第109回特定原子力施設 監視・評価検討会の資料(抜粋) を添付いたします。

【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fSs900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。評価ではベ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、ベ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ベDESTAL基礎部高さの鉛直方向加速度を使用	ベ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。ベ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	ベ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。ベDESTAL上部重量が低減した場合には、ベ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、事故前はベ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)に乘じた値を使用した。	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)に乘じた値を使用した。	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。	JSME記載値であり、妥当と判断する。	

【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
③④	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、ピン支持の状態で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	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(Sy)に乘じた値を使用。	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。
	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(Su)に乘じた値を使用。	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。

<質問>

- 評価の前提となる内部調査について、上部の調査に加え、ペDESTAL外周の未確認部についても調査見通しの説明が欲しい。（中村委員）

<回答>

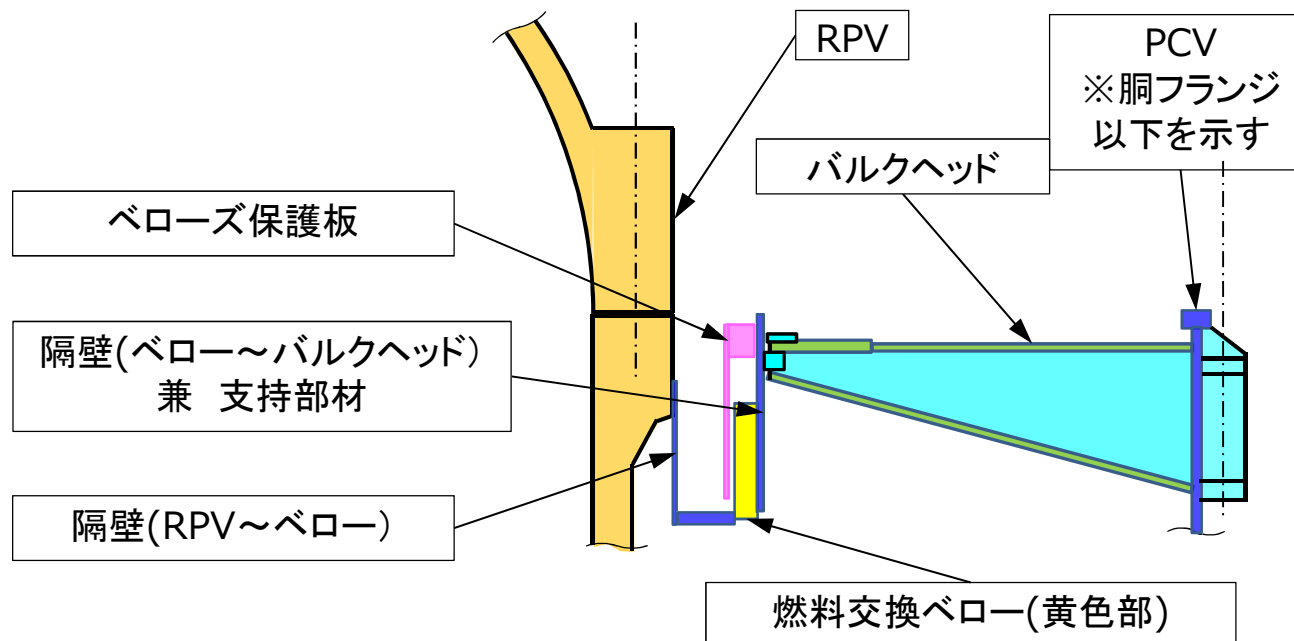
今後実施するPCV内部調査の計画につきましては、燃料デブリの取り出し及びリスク低減のため優先度を整理して点検を進めていく方針であり、準備が整いましたら順次説明をさせていただきます。ご意見をありがとうございます。

<質問>

- RPVとバルクヘッドの間隙350mm部分は構造部材として考慮されていないものと理解したが、具体的にはどんな構造なのか？（スライド21）（中村委員）

<回答>

バルクヘッドは、RPVの燃料を交換する際にウェルを満水にするための隔壁です。RPVとPCV（バルクヘッド）とは運転時の熱伸び量が異なるため、バルクヘッドとRPVの間には熱伸び量を吸収する燃料交換ベロー、燃料交換ベローを支持する部材、RPVとベローまでを接続する隔壁などが設置されています。



<質問>

- 略語が依然として多く、提供いただいた資料は、未だ全体に分かりにくい。スライド17が添付されていたので何とかイメージできたが、原子炉の構造の説明が無いと委員諸氏でも理解できない人が多いのではないか。（原委員）

<回答>

略語を多用している点を含め資料として説明が不十分であり申し訳ありません。みなさまにご理解いただけるよう資料を作成していく所存です。よろしくお願いいたします。

<質問>

【インナースカート of 構造健全性評価】

【大規模地震時の支持構造物・代替え支持部材の評価結果】

- Ss900地震動に対する評価においてSs600の荷重・加速度を1.5倍として評価しているが、連成解析モデルの固有値（1次、2次、RPV、PCV、ペDESTALの卓越周期）を考慮し、Ss600地震動及びSs900地震動の加速度応答スペクトルを用いて1.5倍とすることの根拠・妥当性を説明のこと。（スライド4，10，11）（高坂原子力対策監）

<回答>

本評価は短期間で評価を実施するため、評価用の荷重・加速度として、既存の補助事業評価結果を使用しております。

Ss900地震動に対する評価においてSs600の荷重・加速度を1.5倍して使用することの妥当性については、二つの地震動のスペクトル形状が類似しているため各周期における応答も同じ傾向を示すと考えられることから妥当と考えております。

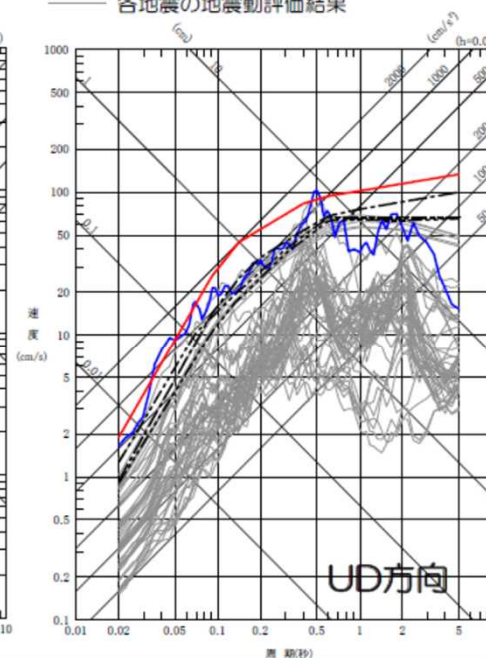
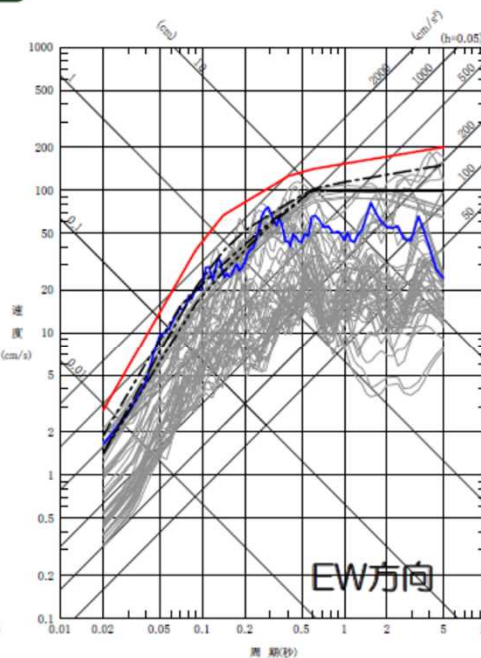
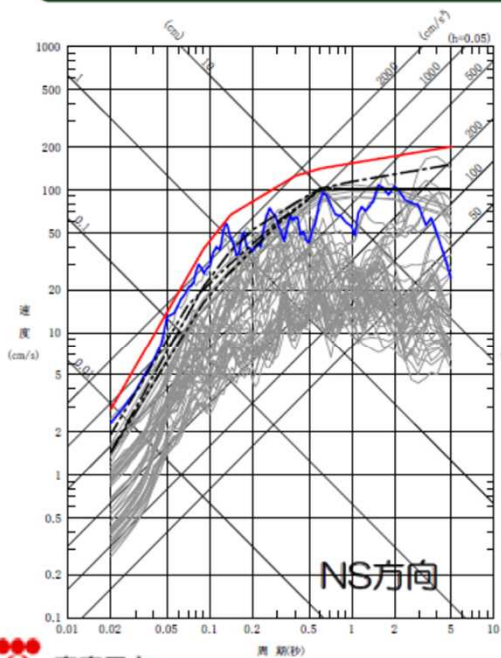
第27回特定原子力施設 監視・評価検討会の資料(抜粋) を添付いたします。

4. 1 検討用地震動の評価（検討用地震動）

- 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の評価結果を踏まえ検討用地震動①を策定。
- 強震動生成域の位置の不確かさを考慮した3.11型地震の断層モデルの評価結果を検討用地震動②として策定。

擬似速度応答スペクトル

- (今回) 検討用地震動① → Ss900
- (今回) 検討用地震動② → Ss600
- (従来) 基準地震動Ss-1
- (従来) 基準地震動Ss-2 → Ss600
- (従来) 基準地震動Ss-3
- 各地震の地震動評価結果



<質問>

【インナースカートの構造強度評価の内容】

- ・ 検討用モーメント、せん断力はSs600連成解析結果の値を使用しているが、連成解析・結果の概要（連成解析モデル、地震入力（水平、鉛直）、解析評価点、発生モーメント、せん断力）を説明のこと。特に、ペDESTALの断面・形状・剛性・バネ定数等形状寸法・物性値については1号機のペDESTALの損傷状況が加味されているか？その対応について説明のこと。（スライド5）（高坂原子力対策監）

<回答>

本評価では、評価用の荷重（基礎部曲げモーメントとせん断力）として既存の補助事業評価結果を使用しております。

補助事業で行った連成解析はペDESTAL基礎部の損傷時の影響を確認するため、ペDESTAL基礎部の剛性を変化させた複数の解析を行っております。

当該解析結果より、ペDESTALの剛性が低下している場合は地震慣性による荷重はスタビライザに多く負担され、ペDESTALにかかる荷重が減少すると考えられることから、保守的にペDESTAL剛性を低下させない荷重を用いてインナースカートの評価する方針といたします。

- ・ 荷重比較：ペDESTAL剛性を低下させない荷重 > ペDESTAL剛性を低下させた荷重。

なお、当時想定されたペDESTALの損傷範囲はPCV内部調査で確認された損傷範囲と異なっておりますが上記の検討を踏まえ、ペDESTAL剛性を低下させない荷重を用いた本評価は妥当であると考えます。

第109回特定原子力施設 監視・評価検討会の資料(抜粋) を添付いたします。

【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。

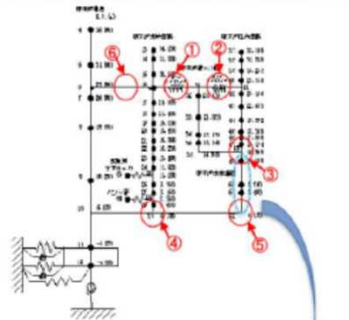


図 1F-1地震応答解析モデル例

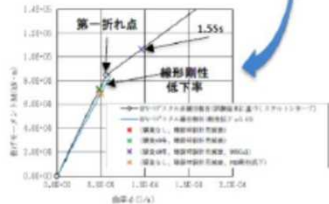


図 1F-1RPVペDESTAL基部のスケルトンカーブ(M-θ)

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
		オフロ付加設備 (\$1000)				
		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 設計時検討用				
		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	64300	64100	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シヤラダ	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-変位特性を考慮し、JEA4601の評価式からスケルトンカーブを設定

同じ条件でペDESTALの剛性を変えている

【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-変位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オフロ付加重量(想定値):
 ・デブリ取り出しコンテナ(遠敷設備等を含む): 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

<質問>

【バルクヘッドに水平方向にかかる応力計算結果及びPCV円筒部が受ける荷重】

- バルクヘッドで水平荷重を支持する場合バルクヘッドの間隙約350mmを考慮したバルクヘッドの地震時ギャップ有衝撃荷重負荷時の構造強度評価について説明のこと。（スライド10, 11, 21）（高坂原子力対策監）

<回答>

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）がありますが、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ります。また、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ならないと考えられるため、衝撃荷重は考慮しておりません。

第109回特定原子力施設 監視・評価検討会の資料(抜粋) を添付いたします。

【検討2】PCVスタビライザ及びバルクヘッドの健全性評価

TEPCO

- 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。（燃料交換ウエ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）

<質問>

【事故時熱履歴を経たPCVスタビライザの状態の推定及びPCVスタビライザの機能維持に関する検討結果と考察】

- 事故時に負荷された熱膨張量を想定したPCVスタビライザに発生する応力（613.1Mpa）は、降伏応力を超過するが破断伸びを超過しないことから、亀裂は発生しておらず、一定の支持力を有していると想定しているとしているが、その根拠について、技術的・定量的に説明のこと。（スライド12, 13）（高坂原子力対策監）

<回答>

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しております。

第109回特定原子力施設 監視・評価検討会の資料(抜粋) を添付いたします。

【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。

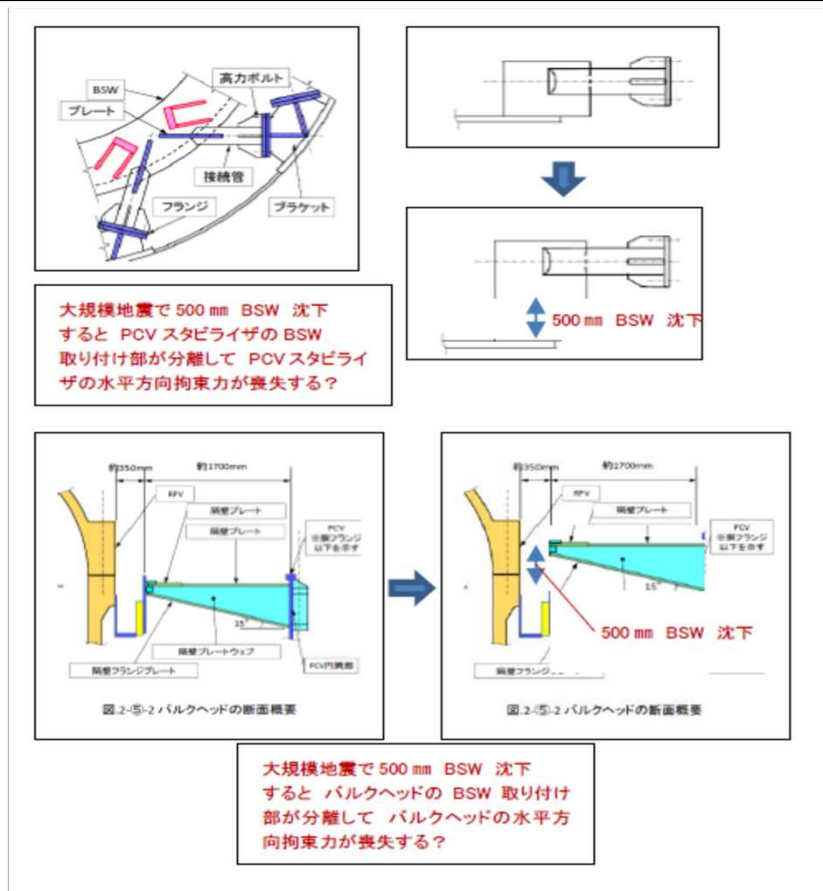
⇒ PCVスタビライザの変形は、熱伸びに伴う二次応力による変形であり、破断に至らず、荷重を伝達できる状態。しかしながら、PCVスタビライザには変形や残留応力が残ると想定されることから、支持できる荷重が健全時から低下している可能性を考慮する必要あり。

<質問>

【ペDESTAL沈下時のPCVスタビライザ及びバルクヘッドの水平方向拘束力の有効性】

- ペDESTALの基礎部のコンクリート喪失に伴い、大規模地震で500mmBSWが沈下するとPCVスタビライザのBSW取り付け部が分離及びバルクヘッドのBSW取り付け部が分離して、PCVスタビライザ及びバルクヘッドの水平方向拘束力が喪失するのではないか。

(下図、参照) (スライド18~22) (高坂原子力対策監)



<回答>

万が一RPVが沈下しスタビライザやバルクヘッドとRPVとの位置関係がずれた場合も、以下の検討結果より本評価の結論に影響は無いと考えます。

- 1) インナースカート構造強度評価等の結果を考慮した場合、RPVが水平荷重を支持できない位置まで沈下することは考えにくく、バルクヘッドによる水平方向移動拘束が可能
- 2) 仮にバルクヘッドがRPVの移動を拘束せず、原子炉建屋にRPV等から生じる追加荷重が建屋に負荷された場合、耐震壁のひずみ量は許容値以下であり建屋に影響を及ぼさない
- 3) RPVの沈下を仮定した場合の敷地境界の放射線量等への影響は軽微であり、窒素封入停止策等のRPV沈下に伴うダスト飛散に対する影響緩和対策を整備している

【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

<質問>

【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の加熱冷却後の機械的性質・引張強度の低下の設定において熱履歴、800℃を想定しているが、1号機ペDESTAL内部調査結果からインナースカート部までコンクリートが脱落していることから1000℃～1200℃の熱履歴を考慮すべきでないか。その場合には引張強度の低下は0.9よりさらに低下するのではないか。説明のこと。（スライド23）（高坂原子力対策監）

<回答>

金属材料の熱履歴を考慮した許容応力の低下（材料の劣化）については、文献「構造材料の耐火性ガイドブック 2017（日本建築学会）」を踏まえ検討しております。

「事故時温度」及び「高温にさらされた時間」については補助事業にて実施した鉄筋加熱試験を踏まえ設定しており、当該試験は鉄筋材料を温度・時間・暴露雰囲気を変えて幅広く試験した内容となります。

__温度について800度を超える温度域として1000度環境での暴露試験を実施しており、当該試験で確認された鉄筋の表面は高温による腐食で摩耗しフシやリブがほとんど残らなかったのに対して、内部調査で確認された鉄筋表面は通常の鉄筋に近い状態でフシやリブが残存していることから、PCV内の構造物の温度は1000度以上に到達せず800度付近であろうと推定しております。このため、不確かさはあるものの幅広い条件範囲から現状考えうる妥当な温度（最適値）を設定していると判断しています。

<回答>

内部調査で確認された鉄筋表面の状態を以下に示します。

通常の鉄筋に近い状態でフシやリブが残存していることが確認されています。



鉄筋表層（ペデスタル内側⑫）