

浜岡原子力発電所 4 号炉 審査資料	
資料番号	H4-PLM30(冷温)-08 改 5
提出年月日	令和 5 年 3 月 10 日

浜岡原子力発電所 4 号炉 高経年化技術評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

本資料のうち、枠囲みの内容は営業
秘密に属しますので公開できません

令和 5 年 3 月 10 日

中部電力株式会社

<p>タイトル</p>	<p>耐震安全性評価において現行の JEAC4601 以外の値を適用したケースについて</p>
<p>説明</p>	<p>現行の JEAC4601 に基づく標準的な手法以外の値を適用したケース及び適用内容は以下のとおり。</p> <p>1. 設計用減衰定数</p> <p>設計用減衰定数について，日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に準拠して評価を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・適用項目：設計用減衰定数 ・評価項目：配管疲労評価，弁疲労評価 ・対象系統：原子炉冷却材再循環系，給水系 <p>[参考]</p> <p>各系統における配管解析に用いた減衰定数</p> <p>①原子炉冷却材再循環系 <input type="text"/> %*</p> <p>②給水系 <input type="text"/> %*</p> <p>*：JEAC4601-2008 の表 4.4.5-5(図 3-1)より，スナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系で，支持具の数が <input type="text"/> 個以上であり，配管ブロック全長に対する金属保温材割合が <input type="text"/> %を超えるものであることから <input type="text"/> %を適用している。詳細について添付資料 3-1 に示す。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>図 3-1 配管系の設計用減衰定数(JEAC4601-2008 抜粋)</p>

添付資料 3-1

配管解析に適用する減衰定数

耐震安全性評価における配管解析では、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」の表 4.4.5-5（別紙 3 の図 3-1 参照）に基づき、表 3-1-1 に示すとおり、スナッパ又は架構レストレイントの数及び配管ブロック全長に対する金属保温材使用割合をもとに減衰定数を設定している。比較のため、表 3-1-2 に浜岡 3 号機高経年化技術評価の耐震安全性評価で適用した減衰定数についても示す。また、4 号機および 3 号機の各評価対象配管について、支持具の位置及び保温材の種類・設置位置を図 3-1-1～3-1-8 に示す。

表 3-1-1 浜岡 4 号機 配管の耐震安全性評価に用いた設計用減衰定数

評価対象	モデル No	支持具個数※1	金属保温材割合※2	減衰定数
原子炉冷却材再循環系配管	PLR-001			
	PLR-002			
給水系配管	FDW-001			
	FDW-002			

※1 スナッパ又は架構レストレイントの数

※2 配管ブロック全長に対する金属保温材使用割合

表 3-1-2 浜岡 3 号機 配管の耐震安全性評価に用いた設計用減衰定数

評価対象	モデル No	支持具個数※1	金属保温材割合※2	減衰定数
原子炉冷却材再循環系配管	PLR-001			
	PLR-002			
給水系配管	FDW-001			
	FDW-002			

※1 スナッパ又は架構レストレイントの数

※2 配管ブロック全長に対する金属保温材使用割合

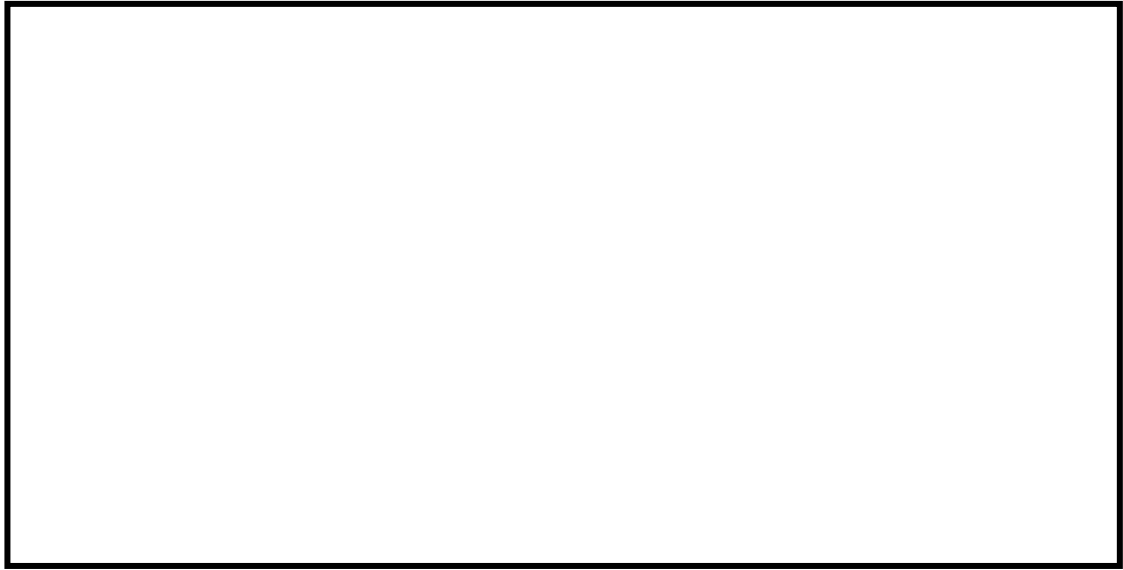


図 3-1-1 4号機原子炉冷却材再循環系配管（PLR-001）支持具及び保温材設置位置

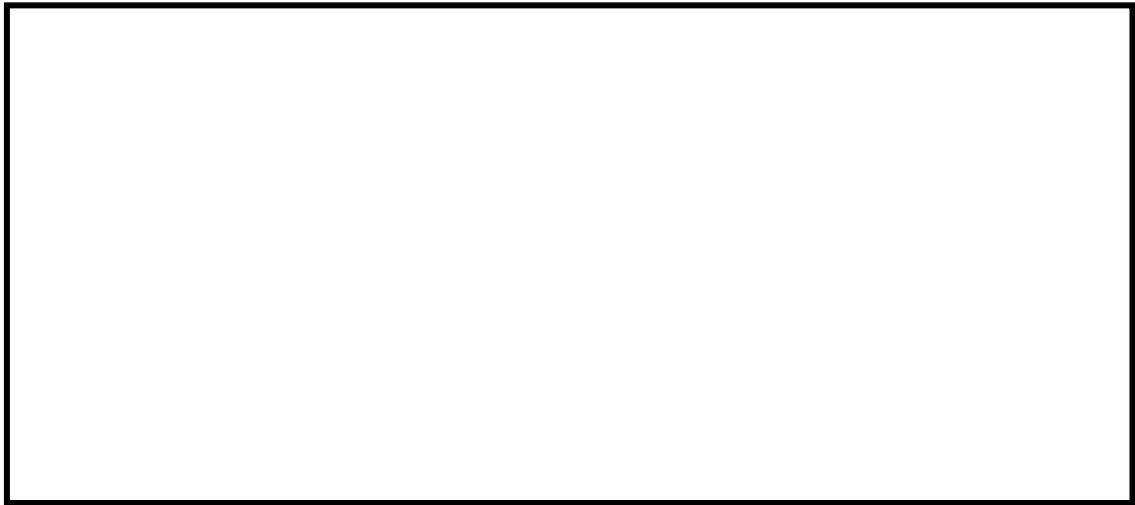


図 3-1-2 3号機原子炉冷却材再循環系配管（PLR-001）支持具及び保温材設置位置



図 3-1-3 4号機原子炉冷却材再循環系配管（PLR-002）支持具及び保温材設置位置

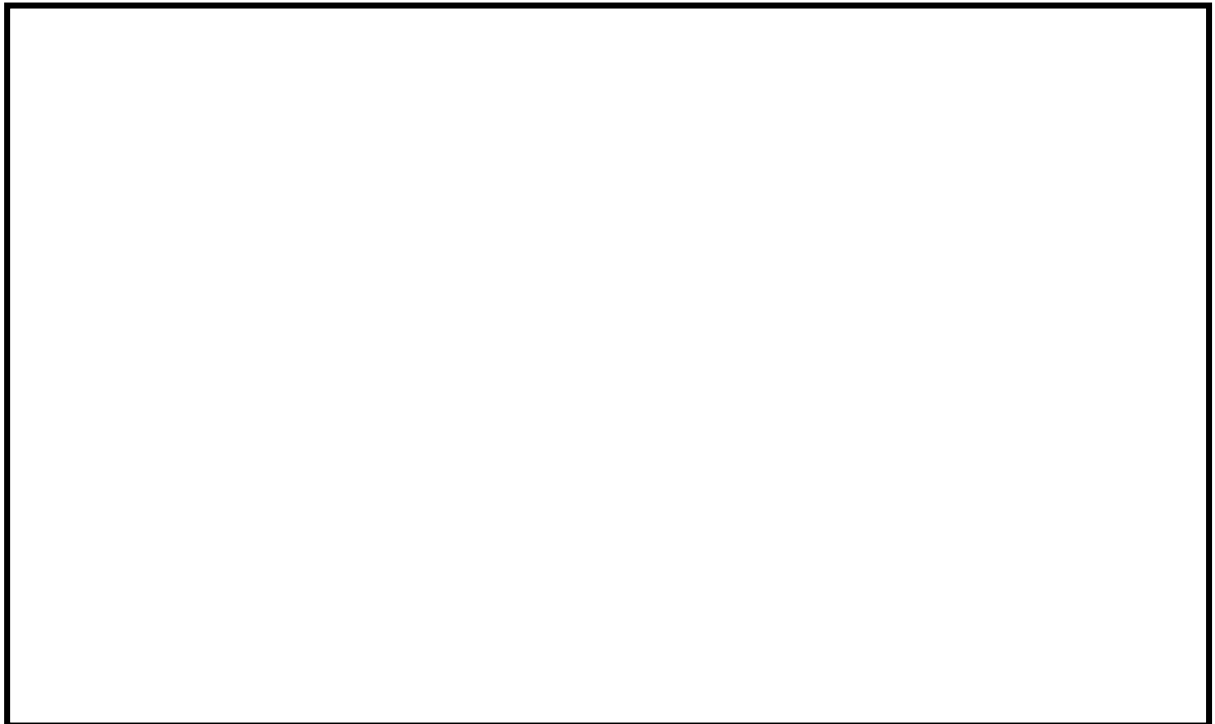


図 3-1-4 3号機原子炉冷却材再循環系配管（PLR-002）支持具及び保温材設置位置

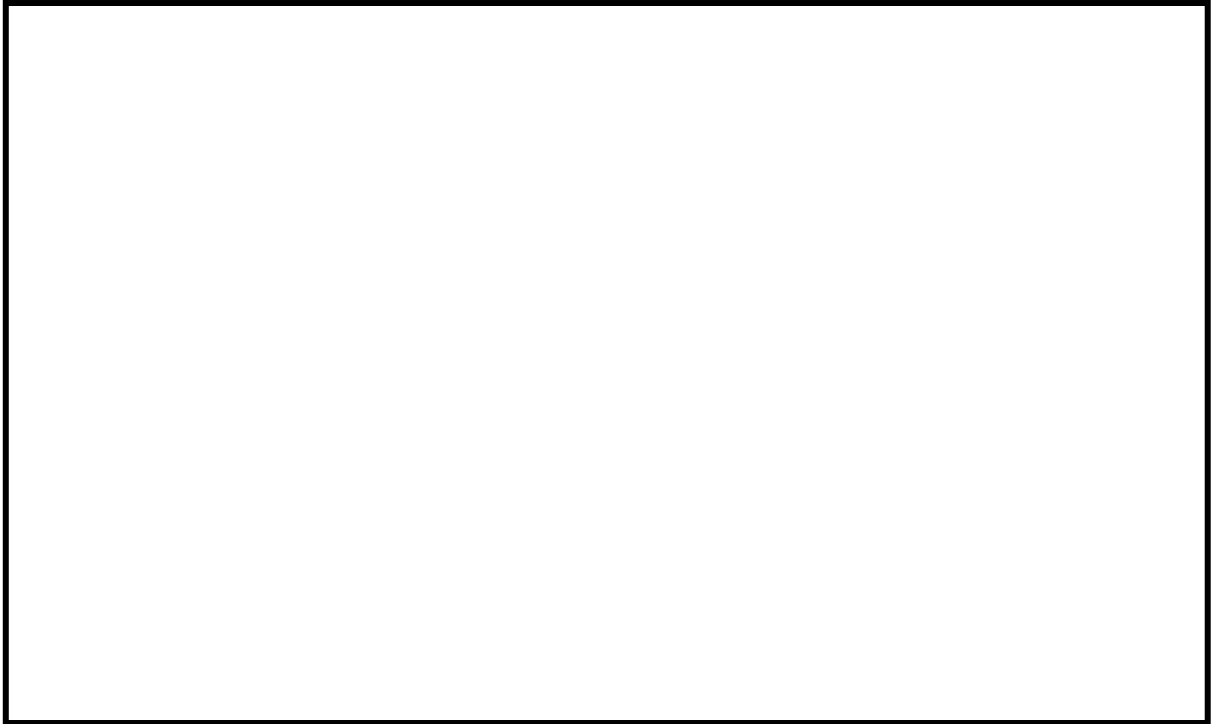


図 3-1-5 4号機給水系配管 (FDW-001) 支持具及び保温材設置位置

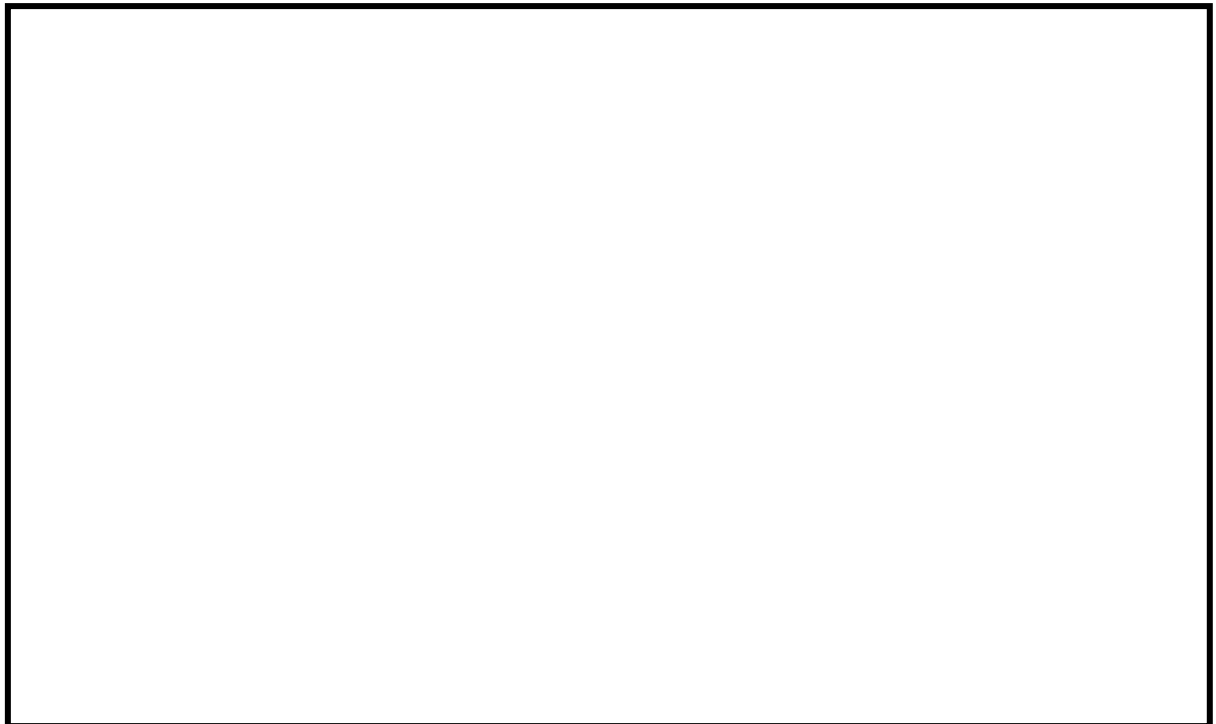


図 3-1-6 3号機給水系配管 (FDW-001) 支持具及び保温材設置位置

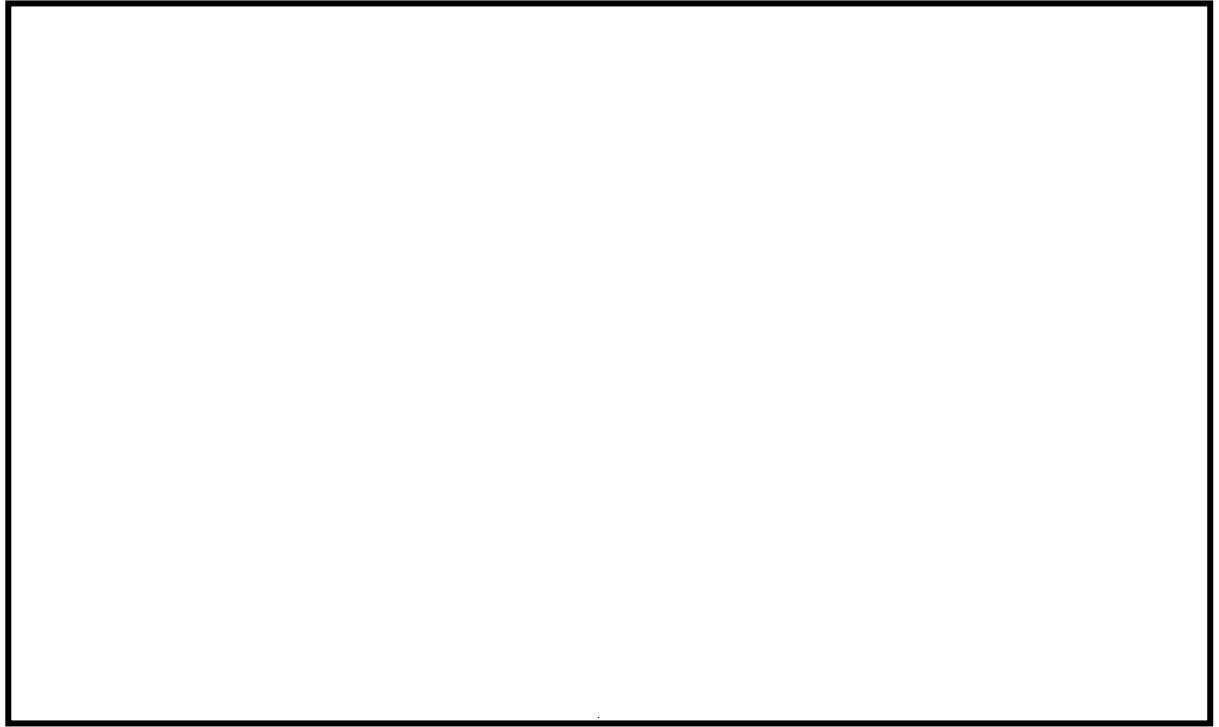


図 3-1-7 4号機給水系配管 (FDW-002) 支持具及び保温材設置位置

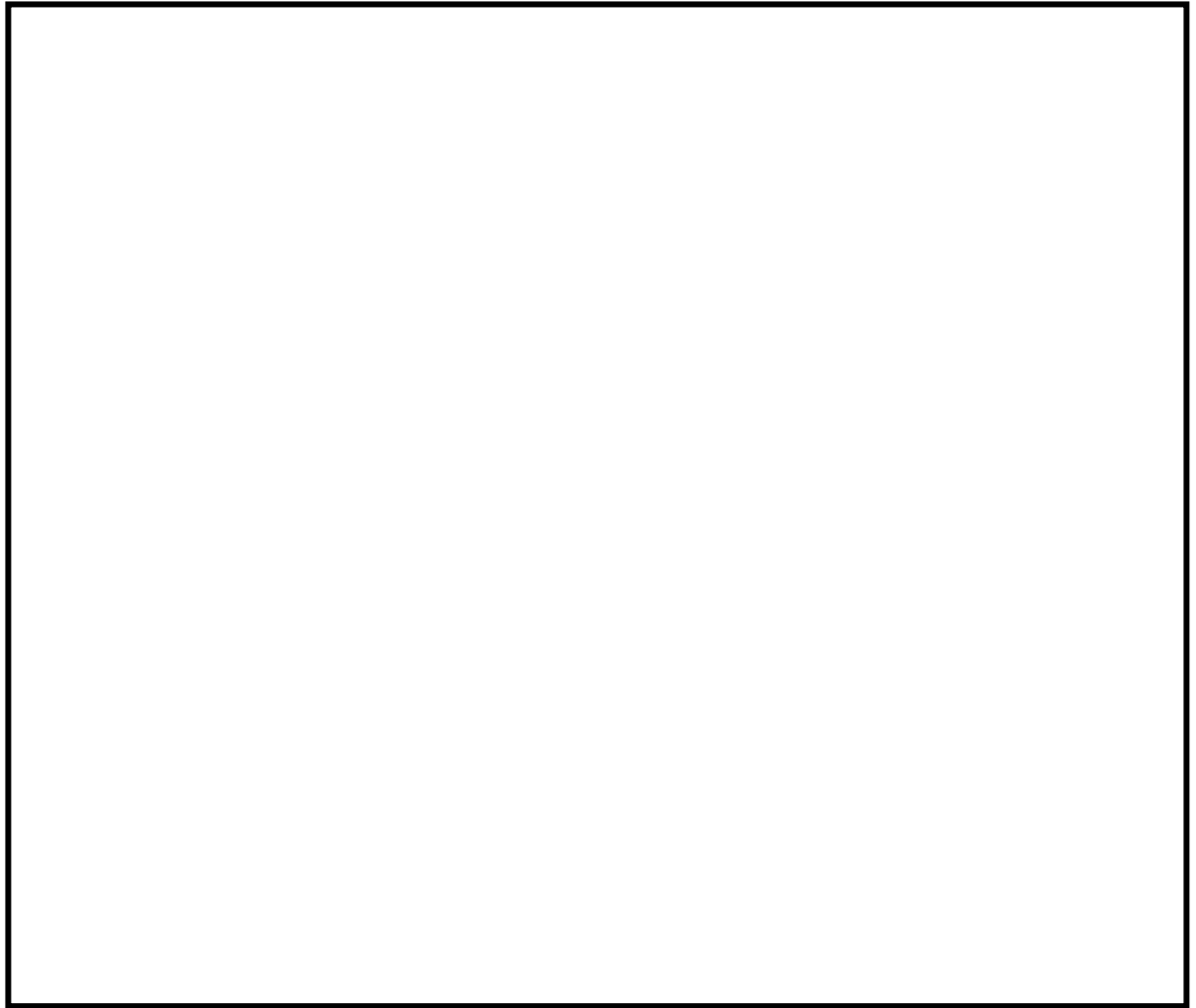


図 3-1-8 3号機給水系配管 (FDW-002) 支持具及び保温材設置位置

タイトル	シュラウドサポートの疲労割れに対する耐震安全性評価結果について
説明	<p>シュラウドサポートは、技術評価における運転実績に基づいた現時点(2020年度末)の過渡回数を用いた疲れ累積係数評価に、基準地震動 S_s による疲労解析から求められる疲れ累積係数を加味した疲労評価を行い、疲労割れに対する健全性を確認している。シュラウドサポートの疲労割れに対する評価の具体的内容を添付資料 4-1 に示す。</p> <p>なお、炉心シュラウド支持ロッドの疲労については、技術評価において、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005 年/2007 年追補版)」の「CSS-3130 疲労解析不要の条件」に従い、疲労解析を要しないことから、高経年化対策上の経年劣化事象として抽出していない。(浜岡原子力発電所 4 号機 高経年化技術評価(共通事項) 補足説明資料 別紙 4 参照)</p> <p>このため、地震時と供用状態を加味した疲労評価の対象とはならず、耐震安全性上考慮する必要のある経年劣化事象ではないものとしている。</p> <p>添付資料 4-1 シュラウドサポートの疲労割れに対する評価の具体的内容</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>