

改正後	備考										
<div style="border: 1px solid black; height: 750px; width: 100%;"></div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 100px;">工事計画認可申請</td> <td>第 4-3-1-4 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td>名</td> <td>原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)</td> </tr> <tr> <td>称</td> <td>日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right;">1128</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-4 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)	称	日本原子力発電株式会社	1128		<p>改造に伴う変更</p> <p>①：補 4-6 頁 ⑤の内容</p> <p>②：補 4-1 頁 ①の内容</p> <p>③：補 4-1 頁 ②の内容</p> <p>④：補 4-1 頁 ③の内容</p>
工事計画認可申請	第 4-3-1-4 図										
東海第二発電所											
名	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)										
称	日本原子力発電株式会社										
1128											
<div style="border: 1px solid black; height: 750px; width: 100%;"></div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 100px;">工事計画認可申請</td> <td>第 4-3-1-4 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td>名</td> <td>原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)</td> </tr> <tr> <td>称</td> <td>日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right;">8X07</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-4 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)	称	日本原子力発電株式会社	8X07		
工事計画認可申請	第 4-3-1-4 図										
東海第二発電所											
名	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)										
称	日本原子力発電株式会社										
8X07											

改正前

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後

工事計画認可申請 東海第二発電所 原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (5/11) 日本原子力発電株式会社 1120	

改正前

工事計画認可申請 東海第二発電所 原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (5/11) 日本原子力発電株式会社 8X07	

備考

改造に伴う変更  
 ①：補4-6頁⑦の内容

改正後	備考										
<div style="border: 1px solid black; height: 750px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: 8px;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: 8px;">第 4-3-1-6 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: 8px;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td style="font-size: 8px;">名</td> <td style="font-size: 8px;">原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (6/11)</td> </tr> <tr> <td style="font-size: 8px;">称</td> <td style="font-size: 8px;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right; font-size: 8px;">0211</td> </tr> </table> </div>	工事計画認可申請	第 4-3-1-6 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (6/11)	称	日本原子力発電株式会社	0211		<p>改造に伴う変更</p> <p>①：補 4-1 頁⑥ の内容</p>
工事計画認可申請	第 4-3-1-6 図										
東海第二発電所											
名	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (6/11)										
称	日本原子力発電株式会社										
0211											
<div style="border: 1px solid black; height: 750px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: 8px;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: 8px;">第 4-3-1-6 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: 8px;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td style="font-size: 8px;">名</td> <td style="font-size: 8px;">原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (6/11)</td> </tr> <tr> <td style="font-size: 8px;">称</td> <td style="font-size: 8px;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right; font-size: 8px;">8807</td> </tr> </table> </div>	工事計画認可申請	第 4-3-1-6 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (6/11)	称	日本原子力発電株式会社	8807		
工事計画認可申請	第 4-3-1-6 図										
東海第二発電所											
名	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (6/11)										
称	日本原子力発電株式会社										
8807											

改正前

改正後

工事計画認可申請 第 4-3-1-7 図 東海第二発電所 原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (7/11) 日本原子力発電株式会社 1125	
---	--

備考

改造に伴う変更

- ①：補 4-5 頁 ④の内容
- ②：補 4-6 頁 ⑥の内容
- ③：補 4-6 頁 ⑧の内容

改正前

工事計画認可申請 第 4-3-1-7 図 東海第二発電所 原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (7/11) 日本原子力発電株式会社 8307	
---	--



改正後

工事計画認可申請 東海第二発電所 原子炉冷却系施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (8/11) 日本原子力発電株式会社 1125	第 4-3-1-8 図 東海第二発電所 原子炉冷却系施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (8/11) 日本原子力発電株式会社 1125

改造に伴う変更  
 ①：補 4-1 頁 ⑤の内容

備考

改正前

工事計画認可申請 東海第二発電所 原子炉冷却系施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (8/11) 日本原子力発電株式会社 8X07	第 4-3-1-8 図 東海第二発電所 原子炉冷却系施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (8/11) 日本原子力発電株式会社 8X07

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後	備考										
<div style="border: 1px solid black; height: 700px; width: 100%;"></div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 150px;">工事計画認可申請</td> <td>第 4-3-1-9 図</td> </tr> <tr> <td></td> <td>東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td>名称</td> <td>原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td></td> <td style="text-align: right;">1125</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-9 図		東海第二発電所	名称	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)		日本原子力発電株式会社		1125	<p>記載の適正化</p>
工事計画認可申請	第 4-3-1-9 図										
	東海第二発電所										
名称	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)										
	日本原子力発電株式会社										
	1125										

改正前											
<div style="border: 1px solid black; height: 700px; width: 100%;"></div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 150px;">工事計画認可申請</td> <td>第 4-3-1-9 図</td> </tr> <tr> <td></td> <td>東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td>名称</td> <td>原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td></td> <td style="text-align: right;">8309</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-9 図		東海第二発電所	名称	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)		日本原子力発電株式会社		8309	
工事計画認可申請	第 4-3-1-9 図										
	東海第二発電所										
名称	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)										
	日本原子力発電株式会社										
	8309										

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後

工事計画認可申請 第 4-3-1-10 図 東海第二発電所	
原子炉冷却系配管施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (10/11)	日本原子力発電株式会社 1128
名	
称	

改正前

工事計画認可申請 第 4-3-1-10 図 東海第二発電所	
原子炉冷却系配管施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (10/11)	日本原子力発電株式会社 8807
名	
称	

備考

- 改造に伴う変更  
 ①：補 4-5 頁 ①の内容  
 ②：補 4-1 頁 ①の内容  
 ③：補 4-1 頁 ②の内容  
 ④：補 4-1 頁 ③の内容

改正後

工事計画認可申請 東海第二発電所 原子炉冷却系施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (11/11) 日本原子力発電株式会社 1125	

改正前

工事計画認可申請 東海第二発電所 原子炉冷却系施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (11/11) 日本原子力発電株式会社 8X09	

備考

- 改造に伴う変更
- ①：補 4-5 頁 ③の内容
  - ②：補 4-5 頁 ④の内容
  - ③：補 4-6 頁 ⑧の内容
  - ④：補 4-1 頁 ③の内容

改正後	備考
<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <div style="text-align: right; border: 1px solid black; padding: 2px;">                     工事計画認可申請 第 4-3-1-12 図                      東海第二発電所                      原子炉冷却系系統図のうち残留熱除去設備                      (残留熱除去系) の系統図 (1/6)                      (設計基準対象施設)                      日本原子力発電株式会社 1221                 </div> </div>	<p>改造に伴う変更</p> <p>①：補 4-1 頁 ①の内容</p> <p>②：補 4-1 頁 ②の内容</p> <p>③：補 4-1 頁 ③の内容</p> <p>④：補 4-1 頁 ④の内容</p> <p>⑤：補 4-1 頁 ⑤の内容</p> <p>⑥：補 4-1 頁 ⑥の内容</p>
<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <div style="text-align: right; border: 1px solid black; padding: 2px;">                     工事計画認可申請 第 4-3-1-12 図                      東海第二発電所                      原子炉冷却系系統図のうち残留熱除去設備                      (残留熱除去系) の系統図 (1/6)                      (設計基準対象施設)                      日本原子力発電株式会社 8918                 </div> </div>	
改正前	

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後

	<table border="1"> <tr> <td>工事計画認可申請</td> <td>第 4-3-1-14 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td>名</td> <td>原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系)の系統図 (3/6)</td> </tr> <tr> <td>称</td> <td>(設計基準対象施設)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right;">1224</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-14 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系)の系統図 (3/6)	称	(設計基準対象施設)	日本原子力発電株式会社		1224	
工事計画認可申請	第 4-3-1-14 図												
東海第二発電所													
名	原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系)の系統図 (3/6)												
称	(設計基準対象施設)												
日本原子力発電株式会社													
1224													

備考

改造に伴う変更

- ①：補 4-5 頁 ①の内容
- ②：補 4-5 頁 ②の内容
- ③：補 4-5 頁 ③の内容
- ④：補 4-5 頁 ④の内容
- ⑤：補 4-6 頁 ⑤の内容
- ⑥：補 4-6 頁 ⑥の内容
- ⑦：補 4-6 頁 ⑦の内容
- ⑧：補 4-6 頁 ⑧の内容

改正前

	<table border="1"> <tr> <td>工事計画認可申請</td> <td>第 4-3-1-14 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td>名</td> <td>原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系)の系統図 (3/6)</td> </tr> <tr> <td>称</td> <td>(設計基準対象施設)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right;">8918</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-14 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系)の系統図 (3/6)	称	(設計基準対象施設)	日本原子力発電株式会社		8918	
工事計画認可申請	第 4-3-1-14 図												
東海第二発電所													
名	原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系)の系統図 (3/6)												
称	(設計基準対象施設)												
日本原子力発電株式会社													
8918													

補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事  
の概要について】

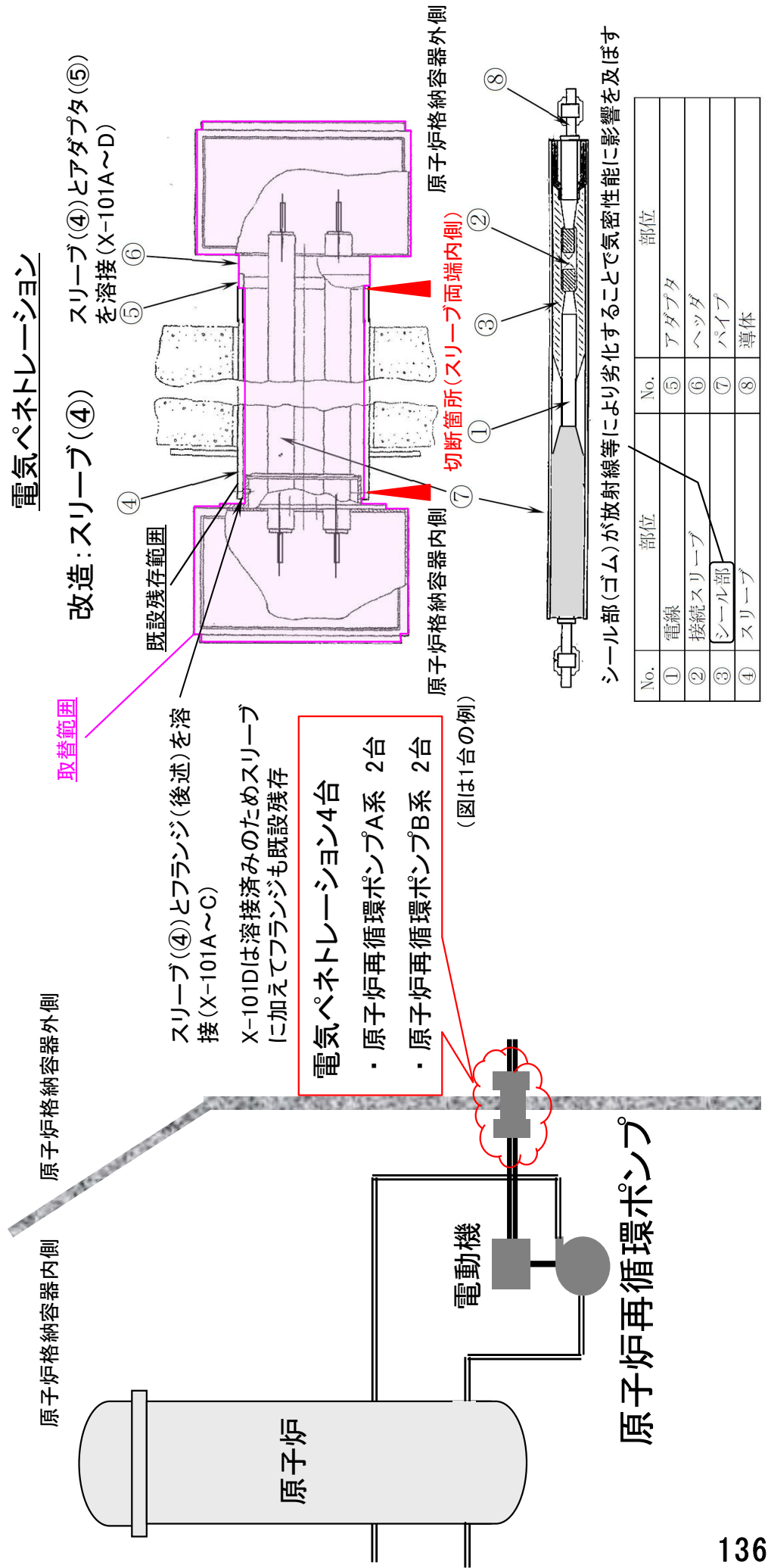
(改9)

# 原子炉再循環ポンプ用格納容器電気ペネトレーションの改造について

## 【概要】

○原子炉格納容器の気密性能を維持するために、電気配線貫通部(電気ペネトレーション)を取り替える(既工事計画)。  
 ○スリーブとアダプタ、スリーブとフランジを溶接する際に、スリーブ長さが50mm程度短くなることから、設計進捗により明らかとなったことから、要目表及び構造図を更新する(既工事計画から改造)。

○今回の電気配線貫通部の改造に伴い、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第5条、第11条、第12条、第14条、第15条、第17条、第44条、第50条、第52条、第54条、第55条、第64条、第65条及び第66条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、電気配線貫通部の施設に関する技術基準の適用条文を示す。なお、適用条文等の整理については、補足-1に示す。



シール部(ゴム)が放射線等により劣化することで気密性能に影響を及ぼす

No.	部位	No.	部位
①	電線	⑤	アダプタ
②	接続スリーブ	⑥	ヘッド
③	シール部	⑦	パイプ
④	スリーブ	⑧	導体



# 電気パネトレージョンの耐震に関する説明

適用条文  
第5条, 50条

## 応答解析用モデル

- スリーブ長さが短くなる(A部-B部間の長さが短くなる)と、支点(ばね)に作用するモーメントは小さくなる
- また、今回の取替では全体質量も小さくなる計画であり、既工事計画時よりも耐震上有利となる

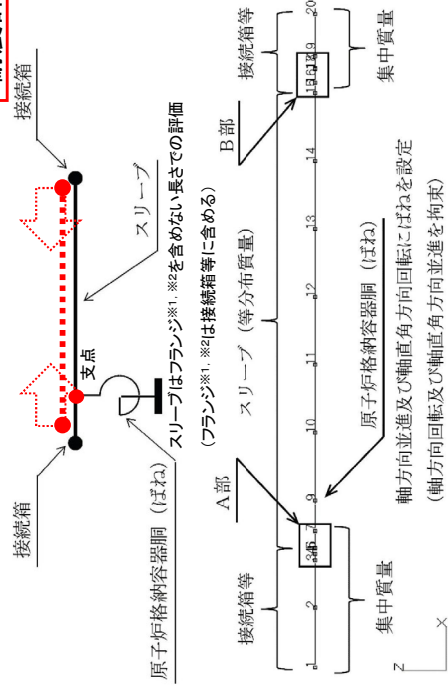


図1 電気配線貫通部の地震応答解析モデル (多質点系はりモデル)

応答解析に用いた機器緒元の比較	①既工事計画	②今回変更後	差(②-①)
スリーブ長さ (mm)	—	2,747※2 (要目表)	—
フランジ※1, ※2を含める	—	2,697	-16 (-0.6%)※3
フランジ※1, ※2を含めない	2,713 (要目表)	2,697	-16 (-0.6%)※3
耐震計算で扱う長さ	—	2,080	-195 (-8.6%)
全体質量 (kg)	—	2,275	-195 (-8.6%)

※1 フランジ部位については強度に関する説明参照。  
 ※2 X-101Dはスリーブとフランジを溶接済みであり、スリーブ端からの検査が困難のため、フランジを含む長さ2,747mmを要目表に記載して今回申請。  
 ※3 既工事計画では、X-101A~Dのうちスリーブ長さが長いX-101Dを代表として耐震評価しており、今回申請においても代表に変更はない。

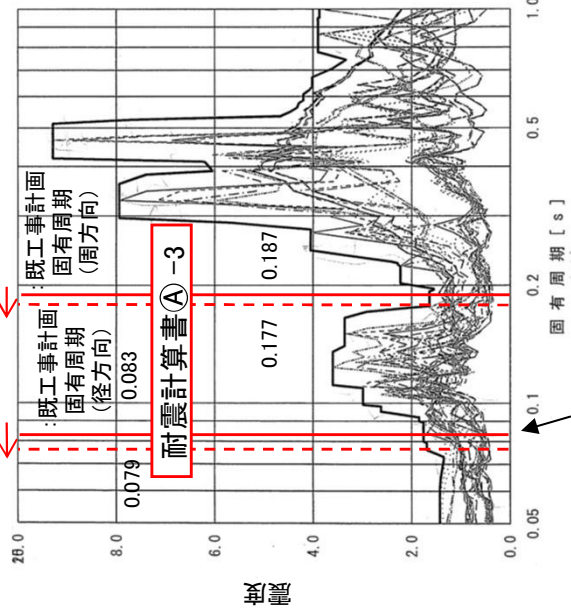
## <耐震計算書>

- スリーブ長さが短くなると評価点に作用するモーメントは小さくなる **耐震計算書(A)-1**
- 質量が既工事計画より小さくなる **耐震計算書(A)-2**
- 上記より固有周期は既工事計画より小さくなるが、固有周期の変動を幅の範囲内(下図点線まで)とするため、既工事計画と同等の震度となる

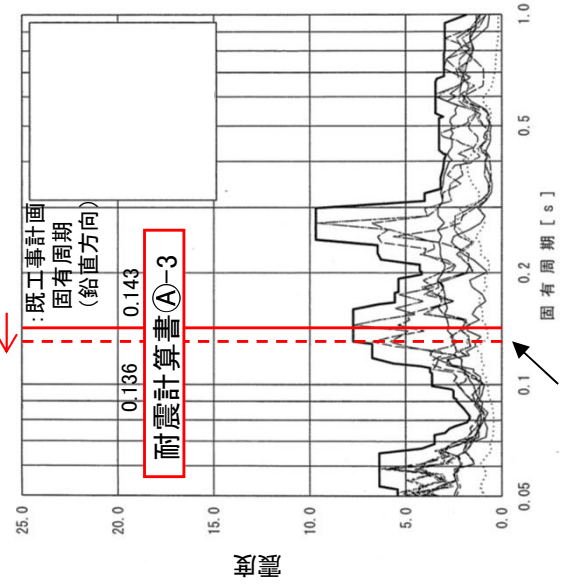
⇒評価結果はスリーブ長さ・質量・震度から求められるが、これらは全体的に小さくなる傾向であることから、既工事計画の結果と同程度以下となる。**耐震計算書(A)-4**

耐震計算に用いるスリーブ長さ、質量、固有周期の値は、今回の改造により変更になるが、保守側への変更であり、耐震計算における許容限界に変更はなく、耐震評価に変更はない※3。よって、耐震計算書のスリーブ長さ、質量、固有周期は、今回の改造による変更は行わず、既工事計画の値とする。

## 水平方向スペクトル



## 鉛直方向スペクトル



径方向の震度については、上記図より小さくなる

鉛直方向の震度については、上記図より変わらない

# 電気配線貫通部の固有周期について

## 固有周期の影響評価

電気配線貫通部の固有周期はFEM解析により算出されるが、今回の改造では格納容器胴には手を加えないため、改造前後で格納容器胴のばねに変更はない。そのため、改造で手を加えるスリーブ部の変更による固有周期への影響を確認するために片持ち梁モデル\*を用いる。スリーブ短尺化に伴い質量が減少することによって固有周期が小さくなり震度が大きくなる可能性がある周方向について影響評価を実施した。その結果を以下に示す。

質量減少により固有周期は小さくなる方向にスライドする。周方向の震度が上昇する固有周期は右図水平スペクトル図より0.177(s)(デジタル値)となる。

ここで固有周期の変化率を算出する。

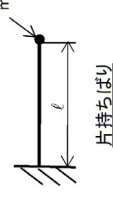
$$\text{変化率 } \alpha = 0.177(s) / 0.187(s) = 0.947$$

片持ち梁モデルの理論式\*と変化率を用いて、固有周期が0.177(s)となる質量を算出する。

片持ちばりの固有周期(T)は、式(1)に示すばね定数(k)を用いて、式(2)で算出される。

$$k = \frac{3EJ}{l^3} \dots \text{式(1)}$$

$$T = 2\pi \sqrt{m/k} \dots \text{式(2)}$$



ここで、改造によりスリーブの断面形状及び材質は変更しないため、はりの断面性能(I)と縦弾性係数(E)は既工事計画と同じ値となる。

式(1)と(2)を整理し、変化率(α)と質量の関係は以下式となる。

$$T_{\text{改}}(\text{改造後}) = \alpha \times T_{\text{SA}}(\text{既工事計画})$$

$$\sqrt{(\ell_{\text{改}}^3 \times m_{\text{改}})} = \alpha \times \sqrt{(\ell_{\text{SA}}^3 \times m_{\text{SA}})}$$

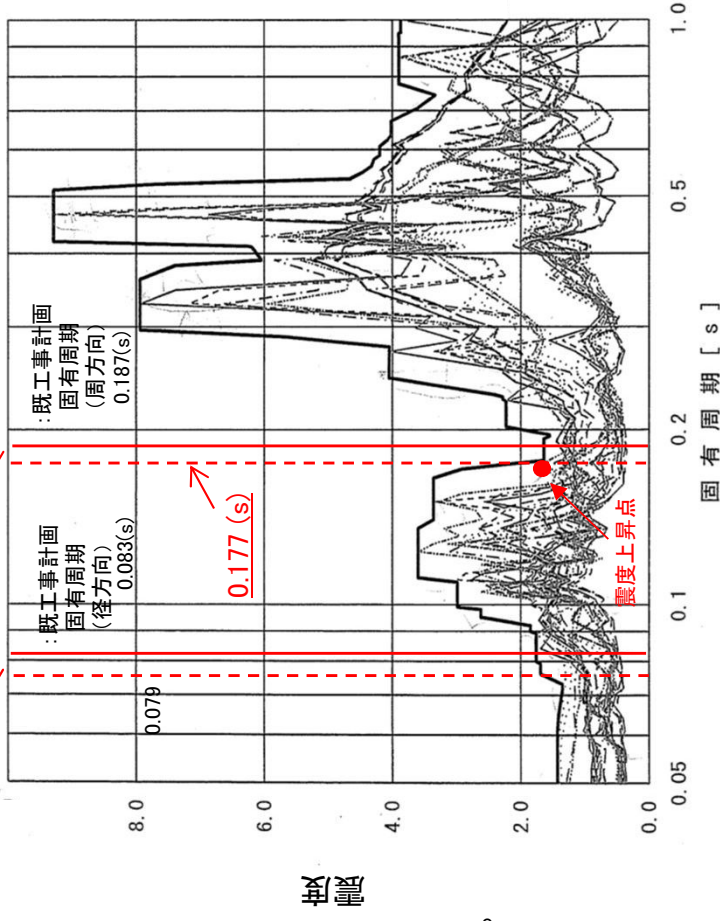
$$\sqrt{(2697^3 \times m_{\text{改}})} = 0.947 \times \sqrt{(2713^3 \times 2275)}$$

$$m_{\text{改}} = 2,077 \Rightarrow 2,080 \text{ (kg)}$$

$m_{\text{改}}$ を2,080(kg)とすることで固有周期:  $T_{\text{改}} = 0.177(s)$ となるため評価用震度は既工事計画と同等、スリーブ長さは短尺、質量は既工事計画より小(2,080 < 2,275)のため、既工事計画の結果に包絡される。なお、径方向、鉛直方向の固有周期については2,080kgにおいて同様に理論式を用いて算出した変化率より各々0.079(s)、0.136(s)となり、スペクトル図より震度が既工事計画より上昇することはない。

\* 1: 機械工学便覧 引用

## 水平方向スペクトル



	既工事計画	改造後
スリーブ長さ (mm)	2,713 (要目表)	2,697
全体質量 (kg)	2,275	2,080*
固有周期 : 周方向 (s)	0.187	0.177*

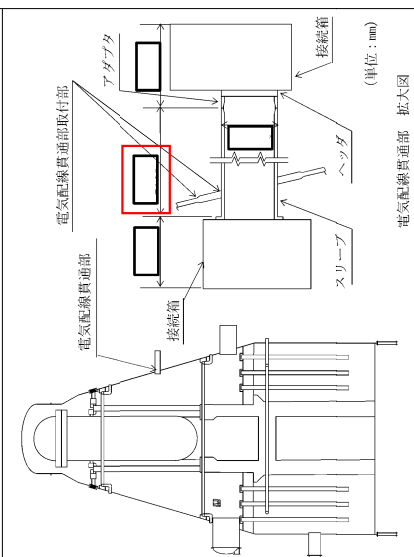
\* 計画値: 固有周期が0.177(s)以上に計画

# 電気配線貫通部の耐震性についての計算書(抜粋)(1/3)

表 4-12 機器諸元

項目	記号	単位	入力値
材質	-	-	-
質量	m <sub>0</sub>	kg	[Redacted]
断面積	A	mm <sup>2</sup>	[Redacted]
断面二次モーメント	I	mm <sup>4</sup>	[Redacted]
温度条件 (雰囲気温度)	T	°C	66
縦弾性係数	E	MPa	200000
ポアソン比	ν	-	0.3
要素数	-	個	[Redacted]
節点数	-	個	[Redacted]

表 2-1 構造計画

計画の概要	主体構造	概略構造図
基礎・支持構造 電気配線貫通部は、原子炉格納容器により支持される。	原子炉格納容器に円筒形スリーブ、アダプタ及びヘッドが取り付けられた鋼製構造物である。	

### 4.2.4 設計荷重

- 設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度  
 内圧 P<sub>b</sub> 310 kPa  
 外圧 P<sub>Do</sub> 14 kPa  
 温度 T<sub>D</sub> 171 °C
- 冷却材喪失事故後の最大内圧 P<sub>DBA</sub> 255 kPa
- 重大事故等対処設備としての評価圧力及び評価温度  
 内圧 P<sub>SAL</sub> 465 kPa (SA後長期)  
 内圧 P<sub>SALL</sub> 200 kPa (SA後長々期)  
 温度 T<sub>SAL</sub> 171 °C (SA後長期)  
 温度 T<sub>SALL</sub> 150 °C (SA後長々期)
- 死荷重

### a. 電気配線貫通部の自重

- [Redacted]
- 原子炉格納容器の地震荷重

原子炉格納容器に加わる地震荷重について、添付書類「V-2-3-2 炉心、原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」において計算された計算結果を用いる。

原子炉格納容器に加わる鉛直方向地震荷重のうち、設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-8 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-9 に示す。[弾性設計用地震動 S<sub>a</sub>] は静的地震力] 及び「基準地震動 S<sub>ss</sub>」による水平方向地震荷重のうち、設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-10 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-11 に示す。

4.4 固有周期  
応答解析用モデルによる固有値解析の結果を表 4-13、図 4-3 に示す。

表 4-13 固有周期

モード	固有周期 (s)	卓越方向			相対係数		
		X	Y	Z	X	Y	Z
1次	[Redacted]	水平方向(屈方向)					
2次	[Redacted]	鉛直方向					
3次	[Redacted]	水平方向(径方向)					
4次	[Redacted]	水平方向(屈方向)					

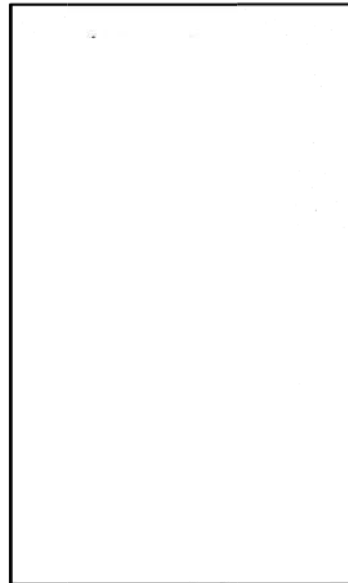
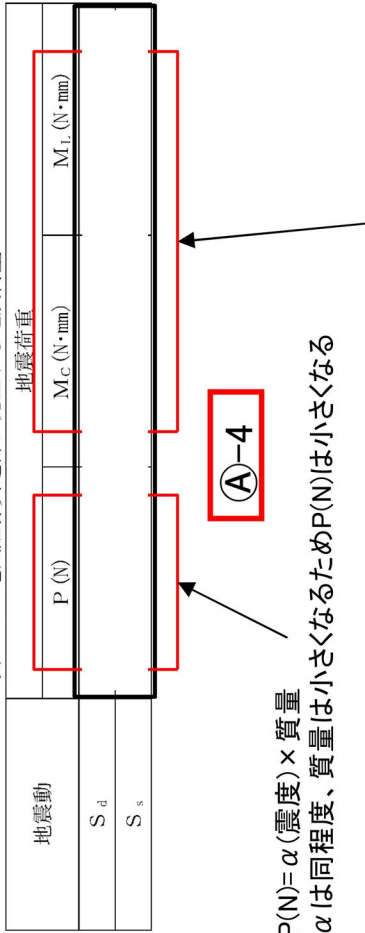


図 4-3 振動モード

# 電気配線貫通部の耐震性についての計算書(抜粋)(2/3)

表 4-16 電気配線貫通部に発生する地震荷重



$P(N) = \alpha(\text{震度}) \times \text{質量}$

$\alpha$  は同程度、質量は小さくなるため  $P(N)$  は小さくなる

$M = \alpha(\text{震度}) \times \text{質量} \times \text{モーメントアーム(スリーブ長さ)のため、}$   
 $\alpha(\text{震度})$  は同程度、質量・モーメントアームは小さくなるため  $M$  は小さくなる

表 5-2 (1) 許容応力状態 IV<sub>A,S</sub> に対する評価結果 (D + P<sub>0</sub> + M<sub>L</sub> + S<sub>d</sub>\*)

評価対象設備	評価部位	応力分類	IV <sub>A,S</sub>		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	106	344	○	16	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	274	393	○	16	
		一次+二次応力強さ	344	393	○	16	
	P1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	276	393	○	16	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	95	344	○	16	
		一次+二次応力強さ	180	393	○	16	
	P1-C	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	104	380	○	16	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	234	393	○	16	
		一次+二次応力強さ	112	380	○	16	
	P2-A	補強板結合部	236	393	○	16	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	98	380	○	16	
		一次+二次応力強さ	170	393	○	16	
P2-B	補強板結合部						
	一次膜+一次曲げ応力強さ						
	一次+二次応力強さ						
P2-C	補強板結合部						
	一次膜+一次曲げ応力強さ						
	一次+二次応力強さ						

注記 \* : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。

(A-4)

表 5-2 (2) 許容応力状態 IV<sub>A,S</sub> に対する評価結果 (D + P + M + S<sub>s</sub>)

評価対象設備	評価部位	応力分類	IV <sub>A,S</sub>		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	112	344	○	12	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	516	393	×*	12	
		一次+二次応力強さ	0.346	1.0	○	12	単位なし
	P1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	117	344	○	12	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	524	393	×*	12	
		一次+二次応力強さ	0.378	1.0	○	12	単位なし
	P1-C	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	96	344	○	12	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	336	393	○	12	
		一次+二次応力強さ	101	380	○	11, 12	
	P2-A	補強板結合部	440	393	×*	11, 12	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	0.065	1.0	○	11, 12	単位なし
		一次+二次応力強さ	105	380	○	12	
P2-B	補強板結合部	446	393	×*	12		
	一次膜+一次曲げ応力強さ	0.069	1.0	○	12	単位なし	
	一次+二次応力強さ	94	380	○	11, 12		
P2-C	補強板結合部	320	393	○	11, 12		
	一次膜+一次曲げ応力強さ						
	一次+二次応力強さ						

注記 \*1 : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。  
 \*2 : P1-A, P1-B及びP2-A, P2-Bの一次+二次応力評価結果は評価基準値を満足しないが、設計・建設規格 PWB-3300 に基づいて疲労評価を行い、この結果より耐震性を有することを確認した。

(A-4)

表 5-1 許容応力状態 III<sub>A,S</sub> に対する評価結果 (D + P + M + S<sub>d</sub>\*)

評価対象設備	評価部位	応力分類	III <sub>A,S</sub>		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	60	344	○	10	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	274	393	○	10	
		一次+二次応力強さ	66	344	○	10	
	P1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	276	393	○	10	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	57	344	○	9	
		一次+二次応力強さ	180	393	○	9	
	P2-A	補強板結合部	60	344	○	9	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	254	393	○	9	
		一次+二次応力強さ	59	344	○	10	
	P2-B	補強板結合部	236	393	○	10	
		一次膜+一次曲げ応力強さ	55	344	○	9	
		一次+二次応力強さ	170	393	○	9	

注記 \* : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。

(A-4)

表4-16より、スリーブ長さ・質量・震度が全体的に小さくなる傾向であることから、地震荷重も小さくなり、発生応力も既工事計画の結果と同程度以下となる。(以下、表5-2(1)、表5-2(2)、表5-3、表5-4(1)、表5-4(2)、表5-5(1)、表5-5(2)と同様)



# 電気配線貫通部の耐震性についての計算書(抜粋)(3/3)

表 5-3 許容応力状態V<sub>A</sub>Sに対する疲労評価結果

評価部位	S <sub>n</sub> (MPa)	K <sub>c</sub>	S <sub>p</sub> (MPa)	S <sub>b</sub> (MPa)	S <sub>v</sub> * (MPa)	N <sub>a</sub> (回)	N <sub>c</sub> (回)	疲労累積係数 N <sub>c</sub> /N <sub>a</sub>	備考
P 1-A	516							0.346	
P 1-B	524							0.378	
P 2-A	440							0.065	
P 2-B	446							0.069	

注記 \* : S<sub>v</sub>に (E<sub>0</sub>/E) を乗じた値である。  
 E<sub>0</sub>=2.07×10<sup>5</sup> MPa E=1.93×10<sup>5</sup> MPa  
 E<sub>0</sub> : 縦弾性係数  
 E : 運転温度の縦弾性係数

**A-4**

表 5-5 許容応力状態V<sub>A</sub>Sに対する疲労評価結果

評価部位	S <sub>n</sub> (MPa)	K <sub>c</sub>	S <sub>p</sub> (MPa)	S <sub>b</sub> (MPa)	S <sub>v</sub> * (MPa)	N <sub>a</sub> (回)	N <sub>c</sub> (回)	疲労累積係数 N <sub>c</sub> /N <sub>a</sub>	備考
P 1-A	512							0.327	
P 1-B	520							0.350	
P 2-A	436							0.059	
P 2-B	442							0.063	

注記 \* : S<sub>v</sub>に (E<sub>0</sub>/E) を乗じた値である。  
 E<sub>0</sub>=2.07×10<sup>5</sup> MPa E=1.95×10<sup>5</sup> MPa  
 E<sub>0</sub> : 縦弾性係数  
 E : 運転温度の縦弾性係数

**A-4**

表 5-4 (1) 許容応力状態V<sub>A</sub>Sに対する評価結果 (D+P<sub>SAL</sub>+M<sub>SAL</sub>+S<sub>L</sub>)

評価対象設備	評価部位	応力分類	V <sub>A</sub> S		判定	荷重の 組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P 1-A	原子炉格納容器間とスリーブとの結合部	176	344	○	SA6	
		一次膜+二次膜力強さ	274	393	○	SA6	
	P 1-B	原子炉格納容器間とスリーブとの結合部	185	344	○	SA6	
		一次膜+二次膜力強さ	276	393	○	SA6	
	P 1-C	原子炉格納容器間とスリーブとの結合部	162	344	○	SA6	
		一次膜+二次膜力強さ	180	393	○	SA6	
	P 2-A	補強板結合部	174	380	○	SA6	
		一次膜+二次膜力強さ	234	393	○	SA6	
	P 2-B	補強板結合部	182	380	○	SA6	
		一次膜+二次膜力強さ	236	393	○	SA6	
	P 2-C	補強板結合部	166	380	○	SA6	
		一次膜+二次膜力強さ	170	393	○	SA6	

注記 \* : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」における表 3-11 重入事故等時の荷重の組合せの No. を示す。

**A-4**

# 電気ペネトレーションの強度に関する説明

## 基本板厚計算

- 内圧に対する必要厚さは格納容器内圧とスリーブ及びアダプタの外径・材質による許容引張応力を用いて計算されるため、上記の条件に変更は生じないので現在の強度計算書から必要厚さの変更はない
- 外圧に対する必要厚さは格納容器外圧とスリーブ及びアダプタの外径、設計・建設規格\*1のB値を用いて計算され、Lを用いて算出されるB値はLが短い方が必要厚さが小さくなる方に寄与するため、外圧に対する必要厚さは既工事計画に包絡される

強度計算書⑥-1, 要目表③-1

強度計算書⑥-2, 3

スリーブ長さLが短くなる

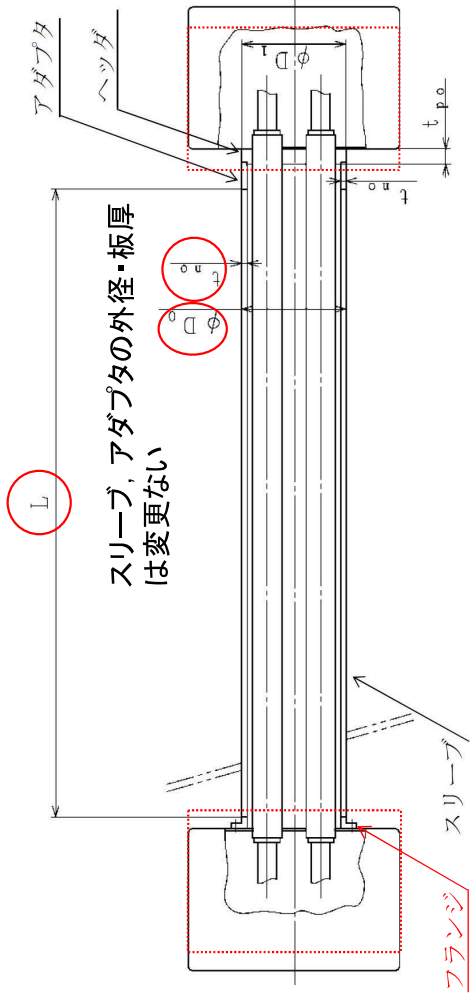


図 4-1 管台の必要厚さの計算に用いる寸法

(X-101A～Dのうち、スリーブ長さが長いX-101Dを代表として評価)

## 応力評価

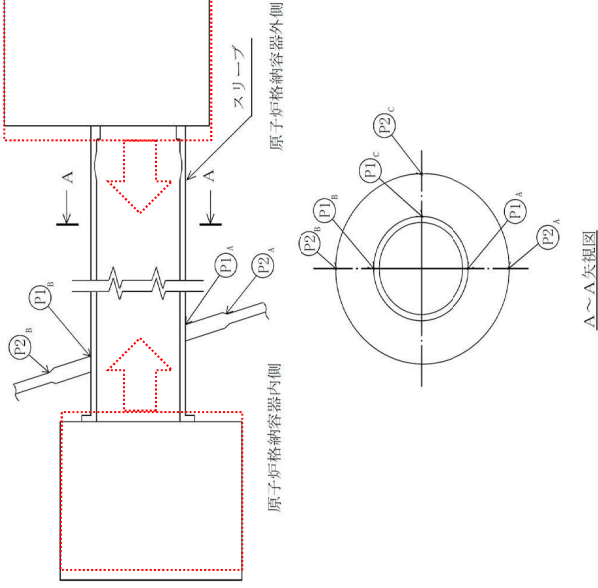
<強度計算書>

- スリーブ長さが短くなると評価点に作用するモーメントは小さくなる
- 質量が既工事計画より小さくなる  
⇒ 評価部位に作用するモーメントが小さくなるため既工事計画の結果に包絡される。

強度計算書⑥-4

強度計算書⑥-5

強度計算書⑥-6



貫通部番号	応力評価点番号	応力評価点
□	P 1	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部 (胴側) (P 1-A～P 1-C)
	P 2	補強板取付部 (胴側) (P 2-A～P 2-C)

強度計算に用いるスリーブ長さ、質量の値は、今回の改造により変更になるが、保守側への変更であり、強度計算の許容限界の変更はなく、強度評価に変更はない。よって、強度計算書のスリーブ長さ、質量の値は、今回の改造による変更は行わず、既工事計画の値とする。

\* 1: 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2007年追補版) <第 I 編 軽水炉規格> 付録材料図表 Part7 図1及び図3 引用

適用条文  
第17条, 55条

# 電気配線貫通部の強度計算書(抜粋)(1/2)

## 4.3 計算方法

### 4.3.1 基本板厚計算

設計基準対象施設として基本板厚計算を実施する原子炉格納容器の電気配線貫通部  において、計算に使用する外径及び厚さ等については同寸法であることから、スリーブ長さが長い  を代表として評価する。なお、重大事故等対処設備としての基本板厚計算は、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。基本板厚計算は、本項で計算結果も合わせて説明する。必要厚さに用いる寸法を図 4-1 及び図 4-2 に、穴の補強計算に用いる寸法を図 4-3 に示す。

#### (1) 管台の必要厚さの計算

設計・建設規格 PVE-3610 管台の厚さの規定

a. 内圧を受ける管台の厚さの規定 (設計・建設規格 PVE-3611)

$t_1$ : 次の計算式により求めた値

$$t_1 = \frac{P \cdot D_o}{2 \cdot S \cdot \eta + 0.8 \cdot P}$$

b. 外圧を受ける管台の厚さの規定 (設計・建設規格 PVE-3612)

$t_2$ : 次の計算式により求めた値

$$t_2 = \frac{3 \cdot P_e \cdot D_o}{4 \cdot B}$$

c. 炭素鋼鋼管を使用する場合の厚さの規定 (設計・建設規格 PVE-3613)

$t_3$ : 表 PVE-3613-1 より求めた値

ここに、

P : 最高使用圧力(内圧) (MPa)

$P_e$  : 最高使用圧力(外圧) (MPa)

S : 許容引張応力 (MPa)

$D_o$  : 管台の外径 (mm)

$\eta$  : 継手効率 (-)

$t_1 \sim t_3$ : 管台の最小必要厚さ (mm)

B : 設計・建設規格 付録材料図表 Part7 図1 及び図3により求めた値

管台の計算を次ページ以降に示す。

#### (2) スリーブ

スリーブの必要厚さの計算

貫通部番号	<input type="text"/>		GSTPL相当
材料	<input type="text"/>		
最高使用圧力	内圧	P (MPa)	$310 \times 10^{-3}$
	外圧	$P_e$ (MPa)	$14 \times 10^{-3}$
最高使用温度	(°C)		171
許容引張応力	S (MPa)		114
管台の外径	D <sub>o</sub> (mm)		<input type="text"/>
継手の種類	無継手		
放射線検査の有無	-		
継手効率	$\eta$		1.00
$L/D_o^*$	<input type="text"/>		5.934
B (付録材料図表 Part7 図1, 図3より)	<input type="text"/>		3.4
必要厚さ	$t_1$ (mm)	0.62	
必要厚さ	$t_2$ (mm)	1.42	
必要厚さ	$t_3$ (mm)	3.8	
$t_1, t_2, t_3$ の大きい値	t (mm)	3.8	
呼び厚さ	$t_{n0}$ (mm)	<input type="text"/>	
最小厚さ	$t_{n0}$ (mm)	<input type="text"/>	
評価: $t_{n0} \geq t$ , よって, 設計・建設規格の要求を満足している。			

注記 \* : Lを保守的に  mmとした。

表 3-1 電気配線貫通部の寸法

貫通部番号	取付位置 (BL.)	d	$t_1$	$t_2$	$t_3$	$L_1$	$L_2$	$L_3$
<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

(単位: mm)

**B-4**

# 電気配線貫通部の強度計算書(抜粋)(2/2)

## 4.2.4 設計条件

(1) 設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度

内圧  $P_D$  310 kPa

外圧  $P_{DO}$  14 kPa

温度  $T_D$  171 °C

(2) 重大事故等対処設備としての評価圧力及び評価温度

内圧  $P_{SA}$  620 kPa

温度  $T_{SA}$  200 °C

(3) 死荷重

a. 電気配線貫通部の自重

**B-5**

表 5-2 供用状態 A に対する評価結果 (D+P<sub>PEA</sub>+T, D+M)

評価対象設備	評価部位	応力分類	A		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P 1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	36	393	○	2	
	P 1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	35	393	○	2	
	P 1-C	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	20	393	○	2, 3	
	P 2-A	補強板結合部	32	393	○	2	
	P 2-B	補強板結合部	29	393	○	2	
	P 2-C	補強板結合部	20	393	○	3	

注記 \* : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。

**B-6**

表 5-1 設計条件に対する評価結果 (D+P)

評価対象設備	評価部位	応力分類	設計条件		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P 1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	102	196	○	1	
	P 1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	110	196	○	1	
	P 1-C	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	106	196	○	1	
	P 2-A	補強板結合部	102	196	○	1	
	P 2-B	補強板結合部	110	196	○	1	
	P 2-C	補強板結合部	106	196	○	1	

注記 \* : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。

**B-6**

表 5-3 供用状態 E に対する評価結果 (D+P<sub>SA</sub>)

評価対象設備	評価部位	応力分類	E		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P 1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	207	422	○	SA1	
	P 1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	215	422	○	SA1	
	P 1-C	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	211	422	○	SA1	
	P 2-A	補強板結合部	207	422	○	SA1	
	P 2-B	補強板結合部	215	422	○	SA1	
	P 2-C	補強板結合部	211	422	○	SA1	

注記 \* : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」における表 3-11 重大事故等時の荷重の組合せの No. を示す。

**B-6**

スリーブ長さ・質量が小さくなる傾向であることから、地震荷重も小さくなり、モーメントは既工事計画の結果に包絡される。(表 5-2、表 5-3 も同様)



b. 電気配線貫通部

変更前										変更後 <sup>*1</sup>																				
種類	貫通部番号	個数	最高使用圧力 (kPa)	最高温度 (°C)	構成	主要寸法 (mm)		材料	貫通部番号	種類	個数	最高使用圧力	最高温度 (°C)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫通部番号											
						外径	長さ								外径	長さ	長さ													
450A 貫通部 <sup>*6</sup>	X-101A	4 <sup>*6</sup>	310 <sup>*6</sup> (kPa)	171 <sup>*6</sup>	スリーブ <sup>*6</sup>	2702	457.2	[ ]	*6 X-101A	[ ]	[ ]	変更なし	変更なし	[ ]	2655 <sup>*2</sup>	[ ]	変更なし	*6 X-101A	[ ]											
					アダプタ <sup>*6</sup>															2711	457.2	[ ]	2664 <sup>*2</sup>	[ ]	変更なし					
					ヘツダ <sup>*6</sup>																					[ ]	457.2	[ ]	[ ]	変更なし
					ハイブ (ハウジング) <sup>*6</sup>																									
スリーブ <sup>*6</sup>	2713	457.2	[ ]	*6 X-101B X-101C	[ ]	[ ]	変更なし	*6 X-101B X-101C	[ ]	[ ]	変更なし	2747 <sup>*2, *</sup>	[ ]	変更なし																
アダプタ <sup>*6</sup>															[ ]	457.2	[ ]	[ ]	[ ]	変更なし										
ヘツダ <sup>*6</sup>																					[ ]	457.2	[ ]	[ ]	変更なし					
ハイブ (ハウジング) <sup>*6</sup>																										[ ]	457.2	[ ]	[ ]	変更なし
スリーブ <sup>*6</sup>	[ ]	457.2	[ ]	*6 X-101D	[ ]	[ ]	変更なし	*6 X-101D	[ ]	[ ]	変更なし	[ ]	[ ]	変更なし																
アダプタ <sup>*6</sup>															[ ]	457.2	[ ]	[ ]	[ ]	変更なし										
ヘツダ <sup>*6</sup>																					[ ]	457.2	[ ]	[ ]	変更なし					
ハイブ (ハウジング) <sup>*6</sup>																										[ ]	457.2	[ ]	[ ]	変更なし

注記 \*1: 貫通部番号 X-101A, X-101B, X-101C, X-101D については取替えを実施する。

\*2: 公称値を示す。

\*3: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

\*4: 重大事故等時における使用時の値を示す。

\*5: フランジを含むスリーブ長さを示す。

\*6: 平成 30 年 10 月 18 日付け原規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書の変更前の記載。

\*7: 当該電気配線貫通部は、設計及びび工事の計画の認可として申請を行う。

\*8: SUS304TP 相当から SUS304TP への取替えを実施する。平成 30 年 10 月 18 日付け原規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書には記載なし。

[ ] は炭素鋼鋼管であり不燃材料

発電用原子力設備に関する構造等の技術基準「質疑応答集」 社団法人 火力原子力発電技術協会  
参考-1 JIS又は原規格-ASME、ASTM相当材対照表 引用

工事計画認可申請	第8-1-4-2図
東海第二発電所	
名称	原子炉格納施設 原子炉格納容器 (原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部)の構造図 X-101A, B, C, D
	日本原子力発電株式会社
	1208

電気配線貫通部に関する高経年化技術評価書  
(取り替えることを前提に評価していることを示す評価内容)

電気配線貫通部の高経年化技術評価については、「添付書類二 東海第二発電所 劣化状況評価書」(平成29年11月(平成30年10月一部変更))に以下の記載があります。

5. 技術評価結果

別冊「容器の技術評価書(運転を断続的に行うことを前提とした評価)」

2.3 電気ペネトレーション(4) シール部の劣化による機密性の低下[高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション]

- ・高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において気密性能は維持できる
- ・重大事故等時においても気密性能は維持できる

7. 劣化状況評価で追加する項目

別冊「劣化状況評価で追加する評価に係る技術評価書」

3. 40年目評価で追加検討を要する事項の評価結果

①経年劣化傾向の評価

5. 電気・計装品の絶縁低下

a) 電気ペネトレーション

30年目の評価で電気ペネトレーション(モジュール型)については、当該品(海外製)による評価となっていなかったため、当該品による健全性評価試験を実施したが、良好な結果が得られなかったことから、60年間の健全性が確認されている現行品(国内製)に取替えることとした。

当該品(海外製)については、健全性が確認された現行品(国内製)へ取替えることで、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価する。

③長期保守管理方針の有効性評価

27. 電気ペネトレーション(モジュール型)の絶縁特性低下及び気密性低下  
<30年目の評価結果>

(前略)但し、電気ペネトレーションの評価にあたっては、国産電気ペネトレーションのデータによる評価であることから当該品による60年想定耐環境試験を実施し、長期的な健全性を確認する必要がある。

<有効性評価>

日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.317-1976に基づき、海外製低圧電気ペネトレーションの試験を行い、健全性の確認が出来なかったことから、今停止期間中に60年の健全性が確認されている国内製低圧、高圧電気ペネトレーションへ更新を行う。

海外製電気ペネトレーションについては、通常運転期間相当、設計基準事故時及び重大事故等時条件において健全性が確認された国内製電気ペネトレーションへ取替えることで、60年の運転を想定した期間、健全性は維持できることから、長期保守管理方針は有効であったと判断する。

「7. 劣化状況評価で追加する項目」において、今停止期間中(第25回定期事業者検査期間中)に国内電気ペネトレーションへ更新を行うとしており、これを受けて「5. 技術評価結果」は、更新を前提としたものとして評価をまとめています。

以上

東海第二発電所  
劣化状況評価書

平成 29 年 11 月  
(平成 30 年 2 月一部変更)  
(平成 30 年 9 月一部変更)  
(平成 30 年 10 月一部変更)  
(平成 30 年 10 月一部変更)

日本原子力発電株式会社

## 5. 技術評価結果

本章では、資料 4-2 及び資料 4-4 で抽出した機器・構造物に係る技術評価結果(震災の影響評価含む)、耐震安全性評価結果及び耐津波安全性評価結果の概要を記載している。

なお、各機器の詳細な評価結果については、それぞれ別冊にまとめている。

### 5.1 運転を断続的に行うことを前提とした機器・構造物の技術評価結果

運転を断続的に行うことを前提とした機器・構造物の詳細な技術評価については別冊にまとめているが、大部分の機器・構造物については、現状の保全を継続していくことにより、長期間の運転を考慮しても、プラントを健全に維持することは可能との評価結果が得られた。

なお、高経年化に関する技術評価結果から、現状の保全策に追加すべき項目として抽出された評価結果及び震災影響評価の概要について以下に記す。

#### 5.1.1 容器等<sup>注13)</sup>

原子炉圧力容器ノズル等の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲労累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られた。高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施することとしているが、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数では、冷温停止状態が維持される期間として、以下の①又は②の 2 ケースの評価条件を用い算出している。

① 2011 年 3 月～2019 年 8 月

② 2011 年 3 月～2020 年 8 月

疲労評価結果は実過渡回数に依存するため、継続的に実過渡回数の確認を把握する必要があることから、疲労評価における実過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

注 13)：疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施したすべての機器

## 7. 劣化状況評価で追加する項目

運転開始以降 40 年目に実施する劣化状況評価においては、高経年化対策実施ガイド等により、30 年目で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、安全基盤研究成果等技術的知見をもって検証するとともに、策定された長期保守管理方針において意図した効果が現実に得られているか等の有効性評価を行い、これらの結果を適切に反映することとしており、以下の 3 項目を追加評価項目としている。

- ① 経年劣化傾向の評価
- ② 保全実績の評価
- ③ 長期保守管理方針の有効性評価

経年劣化傾向については、40 年目の評価は 30 年目の評価から大きく予測が変わるものではないことが確認できた。保全実績については、40 年目の評価から抽出された課題はあったものの、現状保全の継続による健全性維持の観点から課題はないことを確認した。

さらに、30 年目の高経年化技術評価に基づき策定した長期保守管理方針の有効性評価を実施した結果、有効であり、必要に応じて現状保全に反映されていると評価した。

上記 3 項目については、評価結果を「劣化状況評価で追加する評価に係る技術評価書」にまとめる。

東海第二発電所  
容器の技術評価書

(運転を断続的に行うことを前提とした評価)

日本原子力発電株式会社

## 2.3 電気ペネトレーション

[対象電気ペネトレーション]

- ① 核計装用モジュール型電気ペネトレーション
- ② 制御用モジュール型電気ペネトレーション
- ③ 計測用モジュール型電気ペネトレーション
- ④ 制御棒位置指示用モジュール型電気ペネトレーション
- ⑤ 低圧動力用モジュール型電気ペネトレーション
- ⑥ 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション



(4) シール部の劣化による気密性の低下[高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション]

a. 事象の説明

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線の絶縁体として使用しているエチレンプロピレンゴムは有機物であるため、熱的、放射線、機械的、電気的、環境的要因により、経年的に劣化が進行し、リークを起こす可能性があり、経年劣化に対する評価が必要である。

ただし、高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは静止機器であることから機械的劣化、密封状態であることから環境的劣化については影響を受けないと考えられる。

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の劣化による気密性の低下は、熱及び放射線による物性変化により、鋼材、導体等との接着力が低下することによるもので、この結果、プラント運転・停止による温度変化のため膨張と収縮を繰り返すことにより相互間での離が生じ、リークを生じる。

b. 技術評価

① 健全性評価

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの長期間の経年劣化を考慮した気密性低下の評価は、IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 317-1976 の規格をもとに行う。

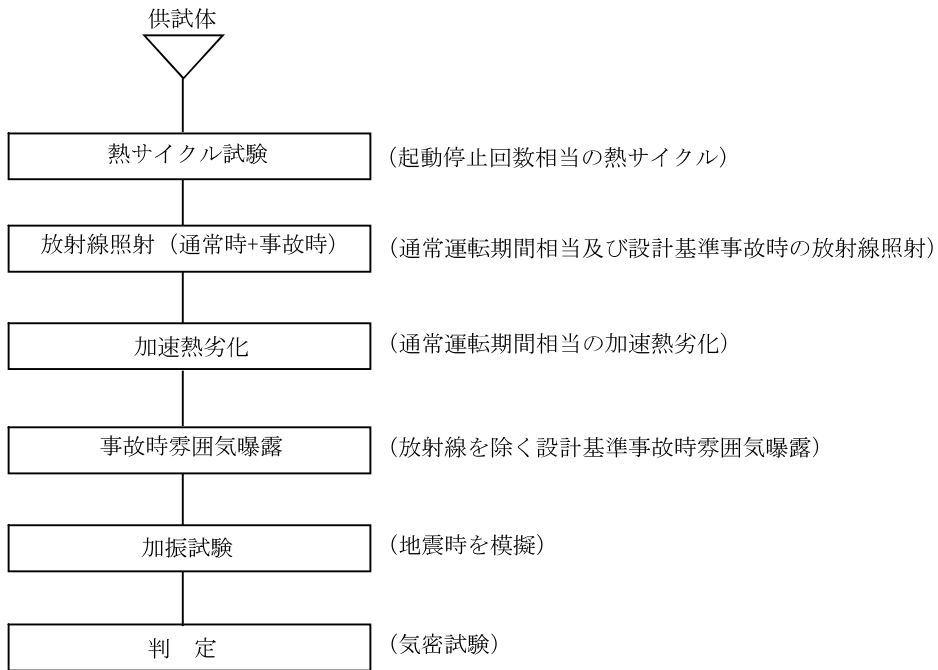


図 2.3-5 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験手順

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションについては、図 2.3-5 に示す長期健全性試験手順により評価した。

本試験条件は、表 2.3-7 に示すとおり高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの 60 年間の通常運転期間における使用条件、設計基準事故時条件\*及び重大事故等時条件\*を包絡しており、試験結果は、表 2.3-8 に示すとおり、気密試験の判定基準を満足している。

重大事故等時における健全性評価にあたっては、重大事故等時の温度条件をもとに評価部位における温度を解析により求め評価に用いた。

本試験結果は、表 2.3-8 に示すとおり、気密試験の判定基準を満足しており **高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは、60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において気密性能は維持できる**と評価する。

なお、東海第二で想定される重大事故等時における最高圧力については、事故時雰囲気曝露試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた健全性試験において、重大事故等時条件を上回る圧力 (0.77 MPa) にて気密に対する健全性が確認されていることから **重大事故等時においても気密性能は維持できる**と評価する。

また、東海第二で想定される最大応答加速度 9.69 G については、加振試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験において、東海第二の最大応答加速度を上回る加速度 20 G にて健全性が確認されていることから重大事故等時においても気密性能は維持できると評価する。

\*：新規制基準への適合性確認のための工事計画認可申請書「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に基づく原子炉格納容器内の設計基準事故時及び重大事故等時における各条件

東海第二発電所  
劣化状況評価で追加する評価に係る技術評価書

日本原子力発電株式会社

③長期保守管理方針の有効性評価

30年目で策定した長期保守管理方針について、その後の約10年間に具体的に実施した保全実績に基づき、その有効性を評価する。

具体的には、長期保守管理方針が当初意図した結果が得られた場合においては、有効であると評価し、当初意図した結果が得られなかった等の課題がある場合には、その検討を行い、40年目の長期保守管理方針に反映する。

3. 40年目評価で追加検討を要する事項の評価結果

40年目評価で追加検討を要する事項とした以下の評価結果を次頁以降に示す。

①経年劣化傾向の評価

②保全実績の評価

③長期保守管理方針の有効性評価

## ①経年劣化傾向の評価

## 5. 電気・計装品の絶縁低下

電気・計装品の絶縁特性低下のうち、ケーブルの絶縁特性低下に対する30年目と40年目の評価を比較した結果を表5-1に示す。

ケーブルの40年目の評価では、「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告 第Ⅱ-139号 1982年11月）」をもとに設計基準事故時及び重大事故等時の評価を踏まえた健全性確認を行うとともに「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE-2013-2049）」に基づく設計基準事故時の評価もあわせて行い、「低圧KGBケーブル」は、60年の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において、「高圧難燃CVケーブル」、「低圧CVケーブル」、「低圧難燃CVケーブル」は、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認した。

なお、「低圧難燃PNケーブル」は、28年の通常運転期間（一部線種は15年）及び事故時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認しており、評価期間を迎える前にケーブルを引替えることで60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

ケーブル以外の事故時雰囲気内で機能要求がある電気・計装品について、以下に概要を示す。

### a) 電気ペネトレーション

30年目の評価で電気ペネトレーション（モジュール型）については、当該品（海外製）による評価となっていなかったため、当該品による健全性評価試験を実施したが、良好な結果が得られなかったことから、60年間の健全性が確認されている現行品（国内製）に取替えることとした。

当該品（海外製）については、健全性が確認された現行品（国内製）へ取替えることで、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価する。

### b) 電動弁用駆動部

30年目の評価では、原子炉格納容器内及び原子炉格納容器外電動弁用駆動部の実機同等品による長期健全性試験結果から、40年通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価した。40年目の評価では、原子炉格納容器内及び原子炉格納容器外電動弁用駆動部の実機同等品による60年の運転を想定した長期健全性試験を実施し、原子炉格納容器内及び原子炉格納容器外（原子炉建屋）の電動弁駆動部は、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において、原子炉格納容器外（主蒸気トンネル室）の電動弁駆動部は、50年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認した。

### ③長期保守管理方針の有効性評価

## 27. 電気ペネトレーション（モジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下

### <30年目の評価結果>

電気ペネトレーションの長期間の経年変化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」の規格をもとに材料がほぼ同等である国産電気ペネトレーションにて評価を行い、60年間の通常運転における使用条件及び事故時雰囲気において絶縁特性及び気密性能を維持できると評価する。

健全性評価結果より、絶縁特性の低下及び気密性の低下の可能性は低い。

また、絶縁特性の低下は、機器点検時に実施する絶縁抵抗の測定及び機器の動作試験により、気密性の低下は、点検時の原子炉格納容器漏えい率検査により把握可能と考える。

但し、電気ペネトレーションの評価にあたっては、国産電気ペネトレーションのデータによる評価であることから当該品による60年想定耐環境試験を実施し、長期的な健全性を確認する必要がある。

### <長期保守管理方針>

電気ペネトレーション（モジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針（仮称）」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。

### <実施状況>

日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」に規定された長期健全性試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究（JNES-RE-2012-0016 平成24年11月）」の成果を反映し、東海第二発電所において33年間設置使用された海外製低圧電気ペネトレーションに27年相当の劣化付与を行い60年の運転期間を想定した試験を実施していたところ、シール部に不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。

また、海外製高圧電気ペネトレーションのシール部に使用している材料は、低圧電気ペネトレーションのシール部に使用されている材料と同じであることから、同様にシール材の耐性は低下している可能性が高いと考えられる。

したがって、海外製低圧、高圧電気ペネトレーションについては、60年の健全性は維持できないと判断した。



<有効性評価>

日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及び IEEE Std. 317-1976 に基づき、海外製低圧電気ペネトレーションの試験を行い、健全性の確認が出来なかったことから、今停止期間中に 60 年の健全性が確認されている国内製低圧、高圧電気ペネトレーションへ更新を行う。

海外製電気ペネトレーションについては、通常運転期間相当、設計基準事故時及び重大事故等時条件において健全性が確認された国内製電気ペネトレーションへ取替えることで、60 年の運転を想定した期間、健全性は維持できることから、長期保守管理方針は有効であったと判断する。

原子炉格納容器電気配線貫通部の改造に係る添付図（構造図）の変更前後比較

改正後	備考						
<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: small;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: small;">第8-1-4-2図</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">東海第二発電所</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">名称</td> <td>                     原子炉格納施設                      原子炉格納容器                      (原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部)の構造図                      X-101A, B, C, D                      日本原子力発電株式会社                      1208                 </td> </tr> </table> </div>	工事計画認可申請	第8-1-4-2図	東海第二発電所		名称	原子炉格納施設 原子炉格納容器 (原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部)の構造図 X-101A, B, C, D 日本原子力発電株式会社 1208	<p>改造に伴う変更 補足-5の内容</p>
工事計画認可申請	第8-1-4-2図						
東海第二発電所							
名称	原子炉格納施設 原子炉格納容器 (原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部)の構造図 X-101A, B, C, D 日本原子力発電株式会社 1208						
改正前							
<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: small;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: small;">第8-1-4-2図</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">東海第二発電所</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">名称</td> <td>                     原子炉格納施設                      原子炉格納容器                      (原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部)の構造図                      X-101A, B, C, D                      日本原子力発電株式会社                      8810                 </td> </tr> </table> </div>	工事計画認可申請	第8-1-4-2図	東海第二発電所		名称	原子炉格納施設 原子炉格納容器 (原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部)の構造図 X-101A, B, C, D 日本原子力発電株式会社 8810	
工事計画認可申請	第8-1-4-2図						
東海第二発電所							
名称	原子炉格納施設 原子炉格納容器 (原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部)の構造図 X-101A, B, C, D 日本原子力発電株式会社 8810						