

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE9-9 r. 4. 0
提出年月日	令和4年8月31日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

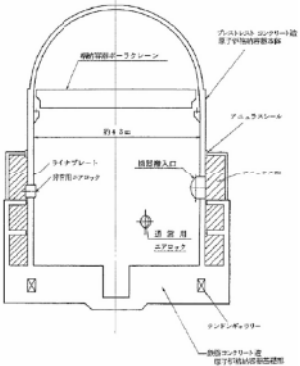
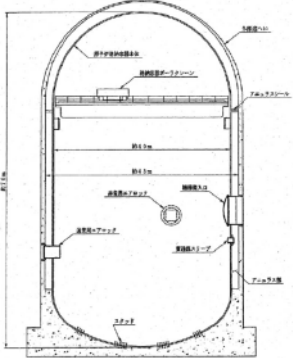
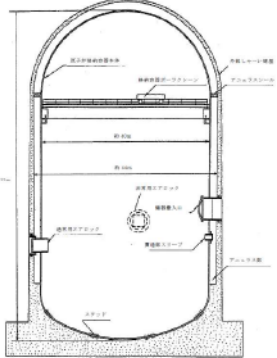
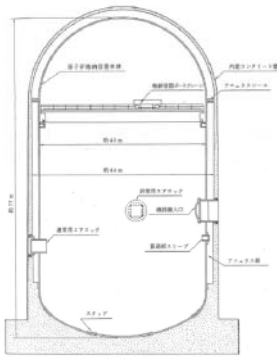
令和4年8月
北海道電力株式会社

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>比較結果等を取りまとめた資料</p> <p>1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</p> <p>1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由</p> <p>a. 大飯3 / 4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし b. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし c. 当社が自主的に変更したもの: エアロック均圧弁のシール材について、PEEKに変更する計画であることからまとめ資料に反映した。</p> <p>1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由</p> <p>a. 大飯3 / 4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし b. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし c. 当社が自主的に変更したもの: なし</p> <p>1-3) バックフィット関連事項</p> <p>なし</p> <p>1-4) その他</p> <p>大飯3 / 4号炉まとめ資料に合わせて記載ぶりを修正し、結果として差異がなくなった箇所があるが、本比較表には、その該当箇所の識別はしていない。</p>				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>2. 先行プラントまとめ資料との比較結果の概要</p>				
<p>2-1) 格納容器型式の相違</p>				
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR プレストレストコンクリート製格納容器 ・評価温度：200℃ ・評価圧力：2Pd (0.78MPa[gage]) 	<p>泊発電所3号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR 鋼製格納容器 ・評価温度：200℃ ・評価圧力：2Pd (0.566MPa[gage]) 	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR 鋼製格納容器 ・評価温度：200℃ ・評価圧力：2Pd (0.566MPa[gage]) 	<p>伊方3号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR 鋼製格納容器 ・評価温度：200℃ ・評価圧力：2Pd (0.566MPa[gage]) 	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>2-2) 評価対象機器の分類及び評価内容の主な相違</p> <p>評価対象機器及び評価内容は、同じPWR鋼製格納容器である伊方3号炉と基本的に相違なし。</p> <p>貫通配管の評価方法は伊方3号炉と相違があるが、設計・建設規格に準拠して判定基準を満足することを確認している。</p> <p>また、大飯3/4号炉とは以下の相違があるが、評価対象機器の選定は同等である。</p> <p>a. 原子炉格納容器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器の評価方法の相違（泊3号炉は鋼製格納容器，大飯3/4号炉はプレストレストコンクリート製格納容器であることによる相違） <p>b. 配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は「伸縮式配管貫通部」があり、について評価を実施している（大飯3/4号炉と設備構成の相違） <p>c. 原子炉格納容器隔離弁</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は「ゴムダイヤフラム弁」「真空逃がし弁」及び「空調用バタフライ弁」があり、評価を実施している（大飯3/4号炉と設備構成の相違） 				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明																																																																																																																																																								
<p>付録2</p> <p>原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価</p> <p>目次</p> <table border="0"> <tr> <td></td> <td style="text-align: right;">頁</td> </tr> <tr> <td>1. はじめに</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td>2. 評価温度及び圧力の設定</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td>3. 健全性確認</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td> (1) 評価対象</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td> (2) 機能喪失要因</td> <td style="text-align: right;">2</td> </tr> <tr> <td> (3) 評価方法</td> <td style="text-align: right;">3</td> </tr> <tr> <td>第1図 評価方法による評価対象機器の分類</td> <td style="text-align: right;">5</td> </tr> <tr> <td>第1表 評価対象機器の分類及び評価内容</td> <td style="text-align: right;">6</td> </tr> <tr> <td>(4) 評価結果の概要</td> <td style="text-align: right;">7</td> </tr> <tr> <td> a. 原子炉格納容器本体</td> <td style="text-align: right;">7</td> </tr> <tr> <td> b. 機器搬入口</td> <td style="text-align: right;">9</td> </tr> <tr> <td> c. エアロック</td> <td style="text-align: right;">11</td> </tr> <tr> <td> d. 配管貫通部</td> <td style="text-align: right;">14</td> </tr> <tr> <td> e. 電線貫通部</td> <td style="text-align: right;">18</td> </tr> <tr> <td> f. 原子炉格納容器隔離弁</td> <td style="text-align: right;">19</td> </tr> <tr> <td>4. 結論</td> <td style="text-align: right;">20</td> </tr> <tr> <td>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図</td> <td style="text-align: right;">21</td> </tr> <tr> <td>第2表 評価結果まとめ</td> <td style="text-align: right;">25</td> </tr> </table>		頁	1. はじめに	1	2. 評価温度及び圧力の設定	1	3. 健全性確認	1	(1) 評価対象	1	(2) 機能喪失要因	2	(3) 評価方法	3	第1図 評価方法による評価対象機器の分類	5	第1表 評価対象機器の分類及び評価内容	6	(4) 評価結果の概要	7	a. 原子炉格納容器本体	7	b. 機器搬入口	9	c. エアロック	11	d. 配管貫通部	14	e. 電線貫通部	18	f. 原子炉格納容器隔離弁	19	4. 結論	20	第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	21	第2表 評価結果まとめ	25	<p>追補2. II</p> <p>原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価</p> <p>目次</p> <table border="0"> <tr> <td></td> <td style="text-align: right;">頁</td> </tr> <tr> <td>1. はじめに</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td>2. 評価温度及び圧力の設定</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td>3. 健全性確認</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td> (1) 評価対象</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td> (2) 機能喪失要因</td> <td style="text-align: right;">3</td> </tr> <tr> <td> (3) 評価方法</td> <td style="text-align: right;">4</td> </tr> <tr> <td>図1 評価方法による評価対象機器の分類</td> <td style="text-align: right;">6</td> </tr> <tr> <td>表1 評価対象機器の分類及び評価内容</td> <td style="text-align: right;">7</td> </tr> <tr> <td>(4) 評価結果の概要</td> <td style="text-align: right;">8</td> </tr> <tr> <td> a. 原子炉格納容器本体</td> <td style="text-align: right;">8</td> </tr> <tr> <td> b. 機器搬入口</td> <td style="text-align: right;">10</td> </tr> <tr> <td> c. エアロック</td> <td style="text-align: right;">14</td> </tr> <tr> <td> d. 配管貫通部</td> <td style="text-align: right;">18</td> </tr> <tr> <td> e. 電線貫通部</td> <td style="text-align: right;">25</td> </tr> <tr> <td> f. 原子炉格納容器隔離弁</td> <td style="text-align: right;">26</td> </tr> <tr> <td>4. 結論</td> <td style="text-align: right;">28</td> </tr> <tr> <td>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図</td> <td style="text-align: right;">29</td> </tr> <tr> <td>表2 評価結果まとめ</td> <td style="text-align: right;">33</td> </tr> </table>		頁	1. はじめに	1	2. 評価温度及び圧力の設定	1	3. 健全性確認	1	(1) 評価対象	1	(2) 機能喪失要因	3	(3) 評価方法	4	図1 評価方法による評価対象機器の分類	6	表1 評価対象機器の分類及び評価内容	7	(4) 評価結果の概要	8	a. 原子炉格納容器本体	8	b. 機器搬入口	10	c. エアロック	14	d. 配管貫通部	18	e. 電線貫通部	25	f. 原子炉格納容器隔離弁	26	4. 結論	28	図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	29	表2 評価結果まとめ	33	<p>追補2. II</p> <p>原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価</p> <p>目次</p> <table border="0"> <tr> <td></td> <td style="text-align: right;">頁</td> </tr> <tr> <td>1. はじめに</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td>2. 評価温度及び圧力の設定</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td>3. 健全性確認</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td> (1) 評価対象</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td> (2) 機能喪失要因</td> <td style="text-align: right;">2</td> </tr> <tr> <td> (3) 評価方法</td> <td style="text-align: right;">3</td> </tr> <tr> <td>第1図 評価方法による評価対象機器の分類</td> <td style="text-align: right;">4</td> </tr> <tr> <td>第1表 評価対象機器の分類及び評価内容</td> <td style="text-align: right;">5</td> </tr> <tr> <td>(4) 評価結果の概要</td> <td style="text-align: right;">6</td> </tr> <tr> <td> a. 原子炉格納容器本体</td> <td style="text-align: right;">6</td> </tr> <tr> <td> b. 機器搬入口</td> <td style="text-align: right;">7</td> </tr> <tr> <td> c. エアロック</td> <td style="text-align: right;">9</td> </tr> <tr> <td> d. 配管貫通部</td> <td style="text-align: right;">12</td> </tr> <tr> <td> e. 電線貫通部</td> <td style="text-align: right;">16</td> </tr> <tr> <td> f. 原子炉格納容器隔離弁</td> <td style="text-align: right;">17</td> </tr> <tr> <td>4. 結論</td> <td style="text-align: right;">18</td> </tr> <tr> <td>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図</td> <td style="text-align: right;">19</td> </tr> <tr> <td>第2表 評価結果まとめ</td> <td style="text-align: right;">23</td> </tr> </table>		頁	1. はじめに	1	2. 評価温度及び圧力の設定	1	3. 健全性確認	1	(1) 評価対象	1	(2) 機能喪失要因	2	(3) 評価方法	3	第1図 評価方法による評価対象機器の分類	4	第1表 評価対象機器の分類及び評価内容	5	(4) 評価結果の概要	6	a. 原子炉格納容器本体	6	b. 機器搬入口	7	c. エアロック	9	d. 配管貫通部	12	e. 電線貫通部	16	f. 原子炉格納容器隔離弁	17	4. 結論	18	第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	19	第2表 評価結果まとめ	23	<p>追補2. II</p> <p>II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価</p> <p>目次</p> <table border="0"> <tr> <td></td> <td style="text-align: right;">頁</td> </tr> <tr> <td>1. はじめに</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td>2. 評価温度及び圧力の設定</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td>3. 健全性確認</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td> (1) 評価対象</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td> (2) 機能喪失要因</td> <td style="text-align: right;">2</td> </tr> <tr> <td> (3) 評価方法</td> <td style="text-align: right;">3</td> </tr> <tr> <td>図1 評価方法による評価対象機器の分類</td> <td style="text-align: right;">4</td> </tr> <tr> <td>表1 評価対象機器の分類及び評価内容</td> <td style="text-align: right;">5</td> </tr> <tr> <td>(4) 評価結果の概要</td> <td style="text-align: right;">6</td> </tr> <tr> <td> a. 原子炉格納容器本体</td> <td style="text-align: right;">6</td> </tr> <tr> <td> b. 機器搬入口</td> <td style="text-align: right;">7</td> </tr> <tr> <td> c. エアロック</td> <td style="text-align: right;">9</td> </tr> <tr> <td> d. 配管貫通部</td> <td style="text-align: right;">12</td> </tr> <tr> <td> e. 電線貫通部</td> <td style="text-align: right;">16</td> </tr> <tr> <td> f. 原子炉格納容器隔離弁</td> <td style="text-align: right;">17</td> </tr> <tr> <td>4. 結論</td> <td style="text-align: right;">18</td> </tr> <tr> <td>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図</td> <td style="text-align: right;">19</td> </tr> <tr> <td>表2 評価結果まとめ</td> <td style="text-align: right;">23</td> </tr> </table>		頁	1. はじめに	1	2. 評価温度及び圧力の設定	1	3. 健全性確認	1	(1) 評価対象	1	(2) 機能喪失要因	2	(3) 評価方法	3	図1 評価方法による評価対象機器の分類	4	表1 評価対象機器の分類及び評価内容	5	(4) 評価結果の概要	6	a. 原子炉格納容器本体	6	b. 機器搬入口	7	c. エアロック	9	d. 配管貫通部	12	e. 電線貫通部	16	f. 原子炉格納容器隔離弁	17	4. 結論	18	図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	19	表2 評価結果まとめ	23	
	頁																																																																																																																																																											
1. はじめに	1																																																																																																																																																											
2. 評価温度及び圧力の設定	1																																																																																																																																																											
3. 健全性確認	1																																																																																																																																																											
(1) 評価対象	1																																																																																																																																																											
(2) 機能喪失要因	2																																																																																																																																																											
(3) 評価方法	3																																																																																																																																																											
第1図 評価方法による評価対象機器の分類	5																																																																																																																																																											
第1表 評価対象機器の分類及び評価内容	6																																																																																																																																																											
(4) 評価結果の概要	7																																																																																																																																																											
a. 原子炉格納容器本体	7																																																																																																																																																											
b. 機器搬入口	9																																																																																																																																																											
c. エアロック	11																																																																																																																																																											
d. 配管貫通部	14																																																																																																																																																											
e. 電線貫通部	18																																																																																																																																																											
f. 原子炉格納容器隔離弁	19																																																																																																																																																											
4. 結論	20																																																																																																																																																											
第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	21																																																																																																																																																											
第2表 評価結果まとめ	25																																																																																																																																																											
	頁																																																																																																																																																											
1. はじめに	1																																																																																																																																																											
2. 評価温度及び圧力の設定	1																																																																																																																																																											
3. 健全性確認	1																																																																																																																																																											
(1) 評価対象	1																																																																																																																																																											
(2) 機能喪失要因	3																																																																																																																																																											
(3) 評価方法	4																																																																																																																																																											
図1 評価方法による評価対象機器の分類	6																																																																																																																																																											
表1 評価対象機器の分類及び評価内容	7																																																																																																																																																											
(4) 評価結果の概要	8																																																																																																																																																											
a. 原子炉格納容器本体	8																																																																																																																																																											
b. 機器搬入口	10																																																																																																																																																											
c. エアロック	14																																																																																																																																																											
d. 配管貫通部	18																																																																																																																																																											
e. 電線貫通部	25																																																																																																																																																											
f. 原子炉格納容器隔離弁	26																																																																																																																																																											
4. 結論	28																																																																																																																																																											
図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	29																																																																																																																																																											
表2 評価結果まとめ	33																																																																																																																																																											
	頁																																																																																																																																																											
1. はじめに	1																																																																																																																																																											
2. 評価温度及び圧力の設定	1																																																																																																																																																											
3. 健全性確認	1																																																																																																																																																											
(1) 評価対象	1																																																																																																																																																											
(2) 機能喪失要因	2																																																																																																																																																											
(3) 評価方法	3																																																																																																																																																											
第1図 評価方法による評価対象機器の分類	4																																																																																																																																																											
第1表 評価対象機器の分類及び評価内容	5																																																																																																																																																											
(4) 評価結果の概要	6																																																																																																																																																											
a. 原子炉格納容器本体	6																																																																																																																																																											
b. 機器搬入口	7																																																																																																																																																											
c. エアロック	9																																																																																																																																																											
d. 配管貫通部	12																																																																																																																																																											
e. 電線貫通部	16																																																																																																																																																											
f. 原子炉格納容器隔離弁	17																																																																																																																																																											
4. 結論	18																																																																																																																																																											
第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	19																																																																																																																																																											
第2表 評価結果まとめ	23																																																																																																																																																											
	頁																																																																																																																																																											
1. はじめに	1																																																																																																																																																											
2. 評価温度及び圧力の設定	1																																																																																																																																																											
3. 健全性確認	1																																																																																																																																																											
(1) 評価対象	1																																																																																																																																																											
(2) 機能喪失要因	2																																																																																																																																																											
(3) 評価方法	3																																																																																																																																																											
図1 評価方法による評価対象機器の分類	4																																																																																																																																																											
表1 評価対象機器の分類及び評価内容	5																																																																																																																																																											
(4) 評価結果の概要	6																																																																																																																																																											
a. 原子炉格納容器本体	6																																																																																																																																																											
b. 機器搬入口	7																																																																																																																																																											
c. エアロック	9																																																																																																																																																											
d. 配管貫通部	12																																																																																																																																																											
e. 電線貫通部	16																																																																																																																																																											
f. 原子炉格納容器隔離弁	17																																																																																																																																																											
4. 結論	18																																																																																																																																																											
図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	19																																																																																																																																																											
表2 評価結果まとめ	23																																																																																																																																																											

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>1. はじめに 大飯発電所3号炉及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ200℃、2Pd (0.78MPa[gage]、Pd：最高使用圧力 (0.39MPa[gage]))としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。</p> <p>2. 評価温度及び圧力の設定 原子炉格納容器の評価温度及び圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとする。 有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約144℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.43MPa[gage]であり、その後温度及び圧力は緩やかに低下する。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する評価温度及び圧力を200℃、2Pdとして設定する。 (大飯発電所3号炉及び4号炉 原子炉格納容器 最高使用温度：144℃ 最高使用圧力：0.39MPa[gage])</p>	<p>1. はじめに 泊発電所3号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ200℃、2Pd (0.566MPa[gage]、Pd：最高使用圧力 (0.283MPa[gage]))としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。</p> <p>2. 評価温度及び圧力の設定 原子炉格納容器の評価温度及び圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとする。 泊発電所3号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約141℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.360MPa[gage]であり、その後圧力、温度は緩やかに低下する。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する評価温度及び圧力を200℃、2Pdとして設定する。 (泊発電所3号炉 原子炉格納容器 最高使用温度：132℃ 最高使用圧力：0.283MPa[gage])</p>	<p>1. はじめに 高浜発電所3号炉及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ200℃、2Pd (0.566MPa[gage]、Pd：最高使用圧力 (0.283MPa[gage]))としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。</p> <p>2. 評価温度及び圧力の設定 原子炉格納容器の評価温度及び圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとする。 有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約138℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.350MPa[gage]であり、その後圧力、温度は緩やかに低下する。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する評価温度及び圧力を200℃、2Pdとして設定する。 (高浜発電所3号炉及び4号炉 原子炉格納容器 最高使用温度：132℃ 最高使用圧力：0.283MPa[gage])</p>	<p>1. はじめに 伊方3号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ200℃、2Pd (0.566MPa[gage]、Pd：最高使用圧力 (0.283MPa[gage]))としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。</p> <p>2. 評価温度及び圧力の設定 原子炉格納容器の評価温度及び圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとする。 伊方3号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器温度の最高値は約138℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.345MPa[gage]であり、その後圧力、温度は緩やかに低下する。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する評価温度及び圧力を200℃、2Pdとして設定する。 (伊方3号炉 原子炉格納容器 最高使用温度：132℃、最高使用圧力：0.283MPa[gage])</p>	<p>設計等の相違 最高使用圧力の相違</p> <p>記載方針等の相違 「有効性評価」の名称を丁寧に記載</p> <p>設計等の相違 泊固有の解析のため数値が違う</p> <p>設計の相違 最高使用温度、最高使用圧力の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>3. 健全性確認 (1) 評価対象</p> <p>放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体、開口部等の構造健全性を確認する必要がある。</p> <p>さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。</p> <p>このことから原子炉格納容器本体のほかに、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品並びにガasketの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体 (コンクリート部、ライナ)</p> <p>b. 機器搬入口</p> <p>c. エアロック</p> <p>d. 配管貫通部 (a) 固定式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 ・スリーブ ・端板 ・閉止フランジ ・閉止板 	<p>3. 健全性確認 (1) 評価対象</p> <p>放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。</p> <p>さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。</p> <p>このことから原子炉格納容器本体の他に、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品、また、ガasketの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体</p> <p>b. 機器搬入口</p> <p>c. エアロック</p> <p>d. 配管貫通部 (a) 固定式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 ・スリーブ ・端板 ・閉止フランジ ・閉止板 	<p>3. 健全性確認 (1) 評価対象</p> <p>放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。</p> <p>さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。</p> <p>このことから原子炉格納容器本体の他に、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品、また、ガasketの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体</p> <p>b. 機器搬入口</p> <p>c. エアロック</p> <p>d. 配管貫通部 (a) 固定式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 ・スリーブ ・端板 ・閉止フランジ ・閉止板 	<p>3. 健全性確認 (1) 評価対象</p> <p>放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。</p> <p>さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。</p> <p>このことから原子炉格納容器本体の他に、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品並びにガasketの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体</p> <p>b. 機器搬入口</p> <p>c. エアロック</p> <p>d. 配管貫通部 (a) 固定式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 ・スリーブ ・端板 ・閉止フランジ ・閉止板 	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>e. 電線貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本体 ・端板 ・モジュール <p>f. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>(2) 機能喪失要因</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、内圧条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、以下に示す要因が想定される。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体 （コンクリート部、ライナ） 延性破壊</p> <p>b. 機器搬入口 延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p> <p>c. エアロック 延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>(b) 伸縮式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 ・スリーブ ・端板 ・伸縮継手 ・短管 <p>e. 電線貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本体 ・端板 ・モジュール <p>f. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>(2) 機能喪失要因</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下、「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、内圧条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、以下に示す要因が想定される。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体 延性破壊</p> <p>b. 機器搬入口 延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p> <p>c. エアロック 延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>(b) 伸縮式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 ・スリーブ ・端板 ・伸縮継手 ・短管 <p>e. 電線貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本体 ・シュラウド ・端板 ・導体貫通部 <p>f. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>(2) 機能喪失要因</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、内圧条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、以下に示す要因が想定される。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体 延性破壊</p> <p>b. 機器搬入口 延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p> <p>c. エアロック 延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p>	<p>伊方3号炉</p> <p>(b) 伸縮式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 ・スリーブ ・端板 ・伸縮継手 ・短管 <p>e. 電線貫通部</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>(2) 機能喪失要因</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下に示す要因が想定される。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体 延性破壊</p> <p>b. 機器搬入口 延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p> <p>c. エアロック 延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p>	<p>設計等の相違</p> <p>泊は鋼製 CV、大飯は PCCV であり設備構成が異なる</p> <p>設計等の相違</p> <p>泊は鋼製 CV、大飯は PCCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>d. 配管貫通部</p> <p>(a) 固定式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 延性破壊 ・スリーブ 延性破壊 ・端板 延性破壊 ・閉止フランジ 延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット） ・閉止板 延性破壊 <p>e. 電線貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本体、端板 延性破壊 ・モジュール 付着力低下（エポキシ樹脂）、変形（Oリング） <p>f. 原子炉格納容器隔離弁 変形 （弁箱、弁体、ゴム系シール材）</p>	<p>d. 配管貫通部</p> <p>(a) 固定式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 延性破壊 ・スリーブ 延性破壊 ・端板 延性破壊 ・閉止フランジ 延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット） ・閉止板 延性破壊 <p>(b) 伸縮式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 延性破壊 ・スリーブ 延性破壊 ・端板 延性破壊 ・伸縮継手 疲労破壊 ・短管 圧壊 <p>e. 電線貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本体、端板 延性破壊 ・モジュール 付着力低下（エポキシ樹脂）、変形（Oリング） <p>f. 原子炉格納容器隔離弁 変形 （弁箱、弁体、ゴム系シール材）</p>	<p>d. 配管貫通部</p> <p>(a) 固定式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 延性破壊 ・スリーブ 延性破壊 ・端板 延性破壊 ・閉止フランジ 延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット） ・閉止板 延性破壊 <p>(b) 伸縮式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 延性破壊 ・スリーブ 延性破壊 ・端板 延性破壊 ・伸縮継手 疲労破壊 ・短管 圧壊 <p>e. 電線貫通部</p> <p>ロウ付け部の損傷（シール部） 延性破壊（構造部）</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁 変形 （弁箱、弁体、ゴム系シール材）</p>	<p>d. 配管貫通部</p> <p>(a) 固定式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 延性破壊 ・スリーブ 延性破壊 ・端板 延性破壊 ・閉止フランジ 延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット） ・閉止板 延性破壊 <p>(b) 伸縮式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 延性破壊 ・スリーブ 延性破壊 ・端板 延性破壊 ・伸縮継手 疲労破壊 ・短管 圧壊 <p>e. 電線貫通部</p> <p>付着力低下（エポキシ樹脂）、 変形（Oリング）、 延性破壊（構造部）</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁 変形 （弁箱、弁体、ゴム系シール材）</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>(3) 評価方法</p> <p>構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。</p> <p>a. 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果による評価</p> <p>b. 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む。）」 < 第 I 編 軽水炉規格 > JSME S NC1-2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価</p> <p>c. 設計・建設規格の準用等による評価</p> <p>評価方法による評価対象機器の分類は第1図及び第1表参照。</p>	<p>(3) 評価方法</p> <p>構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。</p> <p>a. 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果による評価</p> <p>b. 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む。）」 < 第 I 編 軽水炉規格 > JSME S NC1-2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価</p> <p>c. 設計・建設規格の準用等による評価</p> <p>評価方法による評価対象機器の分類は図1及び表1参照。</p>	<p>(3) 評価方法</p> <p>構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。</p> <p>(a) 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果による評価</p> <p>(b) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価</p> <p>(c) 設計・建設規格の準用等による評価</p> <p>評価方法による評価対象機器の分類は第1図及び第1表参照。</p>	<p>(3) 評価方法</p> <p>構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。</p> <p>(a) 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果による評価</p> <p>(b) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価</p> <p>(c) 設計・建設規格の準用等による評価</p> <p>評価方法による評価対象機器の分類は図1及び表1参照。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>第1図 評価方法による評価対象機器の分類</p>	<p>図1 評価方法による評価対象機器の分類</p>	<p>第1図 評価方法による評価対象機器の分類</p>	<p>図1 評価方法による評価対象機器の分類</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>(4) 評価結果の概要</p> <p>a. 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたもの</p>	<p>(4) 評価結果の概要</p> <p>a. 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>従って、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設</p>	<p>(4) 評価結果の概要</p> <p>a. 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>従って、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む。）」〈第 I 編 軽水炉規格〉 JSME S NC1-2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設</p>	<p>(4) 評価結果の概要</p> <p>a. 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む。）」〈第 I 編 軽水炉規格〉 JSME S NC1-2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
	<p>である。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下での原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には1.5、$PL+P_b$（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、P_mが$2/3S_u$、$PL+P_b$がS_u以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように、供用状態DのP_m、$PL+P_b$の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、P_mは$2/3S_u$、$PL+P_b$は$1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると</p>	<p>計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の温度及び圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には1.5、$PL+P_b$（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、P_mが$2/3S_u$、$PL+P_b$がS_u以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように、供用状態DのP_m、$PL+P_b$の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、P_mは$2/3S_u$、$PL+P_b$は$1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至る</p>	<p>計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下での原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には1.5、$PL+P_b$（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、P_mが$2/3S_u$、$PL+P_b$がS_u以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように、供用状態DのP_m、$PL+P_b$の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、P_mは$2/3S_u$、$PL+P_b$は$1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至る</p>	<p>設計等の相違</p> <p>泊は鋼製 CV、大飯は PCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
	<p>直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がSuに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ(Su)とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p> <p>原子炉格納容器本体の一般部（設計・建設規格PVE-3010で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格のPVE-3230(2)a項及びPVE-3323(1)項を準用し、許容引張応力に供用状態Dにおける一次一般膜応力の許容値である200℃の2/3Suを与えることで許容圧力を算出（一次一般膜応力評価：簡易手法）する。</p> <p>この簡易手法による評価では、泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は2Pd以上（半球部及び円筒部ともに約2.2Pd）であった。</p>	<p>ため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がSuに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ(Su)とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p> <p>原子炉格納容器本体の一般部（設計・建設規格PVE-3010で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格のPVE-3230(2)a項及びPVE-3323(1)項を準用し、許容引張応力に供用状態Dにおける一次一般膜応力の許容値である200℃の2/3Suを与えることで許容圧力を算出（一次一般膜応力評価：簡易手法）する。</p> <p>この簡易手法による評価では、高浜発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は2Pd以上（半球部及び円筒部ともに約2.2Pd）であった。</p>	<p>ため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がSuに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ(Su)とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p> <p>原子炉格納容器本体の一般部（設計・建設規格PVE-3010で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格のPVE-3230(2)a項及びPVE-3323(1)項を準用し、許容引張応力に許容状態Dにおける一次一般膜応力の許容値である200℃の2/3Suを与えることで許容圧力を算出（一次一般膜応力評価：簡易手法）する。</p> <p>この簡易手法による評価では、伊方3号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は2Pd以上（半球部及び円筒部ともに約2.2Pd）であった。</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>(a) コンクリート部 プレストレストコンクリート製格納容器は、コンクリート部（鉄筋コンクリート、テンドン</p>	<p>一方、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）が実施されており、これに基づき泊発電所3号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されていない部位）の許容圧力を確認する。</p> <p>この有限要素法による評価では、代表プラントの原子炉格納容器本体の局部評価点として、弾性材下端点、リングガーダ部、半球部と円筒部の接続部及び大開口廻り（機器搬入口及びその周辺並びにエアロック周辺）が抽出されるが、大開口廻りの塑性ひずみが大いいため大開口廻りを選定した。大開口廻りに関して、設計引張強さ（Su）に到達する圧力を評価した結果、いずれも2Pd 以上あり、最も早く到達するのは機器搬入口周辺で約3.1Pd であった。</p>	<p>一方、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」）（平成2年度～平成14年度）において、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として高浜発電所3号炉（高浜発電所4号炉は3号炉のミラー対称）の原子炉格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）が実施されており、これに基づき高浜発電所3号炉及び4号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されていない部位）の許容圧力を確認する。</p> <p>この有限要素法による評価では、高浜発電所3号炉の原子炉格納容器本体の局部評価点として、弾性材下端点、リングガーダ部、半球部と円筒部の接続部及び大開口廻り（機器搬入口及びその周辺並びにエアロック周辺）が抽出されるが、大開口廻りの塑性ひずみが大いいため大開口廻りを選定した。大開口廻りに関して、設計引張強さ（Su）に到達する圧力を評価した結果、いずれも2Pd 以上あり、最も早く到達するのは機器搬入口周辺で約3.1Pd であった。</p>	<p>一方、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」）（平成2年度～平成14年度）において、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）が実施されており、これに基づき伊方3号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されていない部位）の許容圧力を確認する。</p> <p>この有限要素法による評価では、代表プラントの原子炉格納容器本体の局部評価点として、弾性材下端点、リングガーダ部、半球部と円筒部の接続部及び大開口廻り（機器搬入口及びその周辺並びにエアロック周辺）が抽出されるが、大開口廻りの塑性ひずみが大いいため大開口廻りを選定した。大開口廻りに関して、設計引張強さ（Su）に到達する圧力を評価した結果、いずれも2Pd 以上あり、最も早く到達するのは機器搬入口周辺で約3.1Pd であった。</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>(鋼線)、ライナ(ライナプレート)からなる構造であり、内圧の上昇に対しては主に鉄筋、テンドンが荷重を負担し、ライナで気密性を確保する。</p> <p>ライナ(ライナプレート)はライナアンカによってコンクリート部に定着され、コンクリート部分の変形およびコンクリートとの温度差や線膨張係数の差により強制されるようなひずみに対して漏えいを生じることなく追従できる変形性能を有している。</p> <p>評価にあたっては、このような複雑な構造のため、有限要素法を用いた弾塑性解析を用いる。ただし、解析により限界挙動を評価した実績がないため、実験による検証を行ったうえで、解析評価により限界圧力を算出する。</p> <p>許容値については、実験により構造特性を評価しており、コンクリート部が限界ひずみに対し過大な塑性変形が引き起こされない判定値(テンドン:1.0%、鉄筋コンクリート:1.5%)に達しないことを確認する。すなわち、テンドン及び鉄筋コンクリートに発生する歪が、それぞれ1.0%、1.5%以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求(放射性物質の閉じ込め機能)を確保できると考える。</p> <p>この有限要素法による評価で</p>				<p>設計等の相違</p> <p>泊は鋼製 CV、大飯は PCCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>は、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器のコンクリート部の歪は200℃、2Pdにおいて、テンドン：0.6%、鉄筋コンクリート：0.16%で許容値以下であり、許容圧力は2Pd以上（□℃、□Pdにおいても破断しない結果）であった。</p> <p>なお、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、保守的な評価事例を確認した結果、最も早く破断するのはテンドン（円筒部の一般部）で2.6～2.7Pdであり、200℃、2.5Pd以上の耐圧性能を有すると結論づけられている。</p> <p>(b) ライナ プレストレストレストコンクリート製格納容器は、耐圧性能をコンクリート部（主に鉄筋、テンドン）で、気密性をライナで主に担保する複合構造である。また、ライナはライナアンカを介してコンクリート部に一体化されている。また、鉄筋コンクリート構造にテンドンの締付け力が付加されるため、耐圧性能は大きく向上する。</p> <p>例えば、200℃、2Pd時点における、鉄筋及びテンドンの変形が弾性域内であるなど、変形の拘束効果も極めて高い。そのため、コンクリートと一体化して</p>				<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>挙動するライナの変形は大きく抑制され、高い気密性維持が可能となる。</p> <p>評価にあたっては、このような複雑な構造のため、有限要素法を用いた弾塑性解析を用いる。ただし、解析により限界挙動を評価した実績がないため、実験による検証を行ったうえで、解析評価により限界圧力を算出する。</p> <p>許容値については、実験により構造特性を評価しており、ライナが限界ひずみに対し過大な塑性変形が引き起こされない判定値（ライナ：10%）に達しないことを確認する。すなわち、ライナに発生する歪が、10%以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>有限要素法による評価では、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器のライナの歪は200℃、2Pdにおいて約6%で許容値以下であり、許容圧力は2Pd以上（□℃、□Pdにおいてもライナは破断しない結果）であった。</p> <p>以上のことから、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器本体は200℃、2Pdの環境下において構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。</p>	<p>以上のことから、泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体は200℃、2Pdの環境下において構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。</p>	<p>以上のことから、高浜発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器本体は200℃、2Pdの環境下において構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。</p>	<p>以上のことから、伊方3号炉の原子炉格納容器本体は200℃、2Pdの環境下において構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>b. 機器搬入口 機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用した構造になっている。</p> <p>機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>また、球殻形状である蓋は、蓋板厚に対し、蓋板内半径が大きく、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、座屈が考えられ</p>	<p>b. 機器搬入口 機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。</p> <p>機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器膨張による胴の歪による強制変位が顕著に作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>また、球殻形状である蓋は、蓋の板厚に対し蓋板の内半径が大きく、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、座屈が考</p>	<p>b. 機器搬入口 機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。</p> <p>機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器膨張による胴の歪による強制変位が顕著に作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>また、球殻形状である蓋は、蓋の板厚に対し球殻の半径が大きく、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、座屈が考えられ</p>	<p>b. 機器搬入口 機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。</p> <p>機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器膨張による胴のひずみによる強制変位が顕著に作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>また、球殻形状である蓋は、蓋の板厚に対し蓋板の内半径が大きく、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、座屈が考えら</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCV であり固定方法が異なる</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCV であることによる差異</p> <p>記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>る。</p> <p>このため、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。</p> <p>(a) 本体</p> <p>機器搬入口は、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用することから、強制変位による影響が顕著に作用する胴取付部について評価を実施した。また、外周囲をコンクリートに支持された機器搬入口の胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、既工事計画許可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行い、200℃、2Pd における健全性を確認した。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ (Su) に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評</p>	<p>えられる。</p> <p>このため、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。</p> <p>(a) 本体</p> <p>重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）を実施し、判断基準を 200℃の設計引張強さ (Su) として許容圧力を評価している。この評価には機器搬入口の胴及び取り付け部も含めてモデル化されている。機器搬入口の内径は代表プラントと比較し 7%程度大きくなるが、機器搬入口の取付部は、代表プラントと同様に十分に補強されているとともに原子炉格納容器半球部と比較し評価圧力に対して十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡されると考える。</p>	<p>る。</p> <p>このため、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。</p> <p>(a) 本体</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」）（平成2年度～平成14年度）において、鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）を実施し、判断基準を 200℃の設計引張強さ (Su) として許容圧力を評価している。この評価には機器搬入口の胴及び取付部も含めてモデル化されており、機器搬入口の胴及び取付部は、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。</p>	<p>れる。</p> <p>このため、以下のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。</p> <p>(a) 本体</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」）（平成2年度～平成14年度）において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）を実施し、判断基準を 200℃の設計引張強さ (Su) として許容圧力を評価している。この評価には機器搬入口の胴及び取付部も含めてモデル化されており、代表プラントと機器搬入口の基本構造は同様で、機器搬入口の胴及び取付部は、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。</p>	<p>差異の説明</p> <p>設計等の相違</p> <p>泊は、代表プラントの有限要素法による評価結果及び泊への適用性を確認している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ (Su) 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求 (放射性物質の閉じ込め機能) を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の PL + Pb (一次局部膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ) の許容値と同等である。</p> <p>なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定 (原子炉冷却材喪失事故を想定) に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し (設計・建設規格 解説 PVB-3111)、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に PL+Pb の許容値として設計引張強さ (ただし、200℃における設計引張強さ) を適用することは妥当である。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力とあわせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (Su) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生</p>				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>じ応力分布が均等化され破損を起すことは考えられないが、今回の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p> <p>一方、蓋板の座屈の評価は、原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋(球殻)の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が2Pdを上回ることを確認した。</p> <p>(b) シール機能 ・フランジ部 大飯発電所3号炉及び4号炉の機器搬入口をモデル化した解析から、蓋の球殻部に原子炉格納容器内圧が外圧として作用することによりフランジ面間に発生する最大隙間が、漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。また、ボルトが健全であることを確認した。</p>	<p>一方、蓋板の座屈の評価は、原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋(球殻)の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が2Pdを上回ることを確認した。</p> <p>(b) シール機能 ・フランジ部 機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位が顕著に作用する。このため、リーク性能に影響を及ぼすフランジの開口量を含むフランジの一般部及び局部の応力について、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態は同じであり原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向である代表プラントの有限要素法による一般部及び局部の解析評価結果（一次+二次応力評価）を基に換算評価を行い、フランジ及びボ</p>	<p>一方、蓋板の座屈の評価は、原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋(球殻)の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が2Pdを上回ることを確認した。</p> <p>(b) シール機能 ・フランジ部 機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位が顕著に作用する。このため、リーク性能に影響を及ぼすフランジの開口量を含むフランジの一般部及び局部の応力について、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態は同じであり原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向である代表プラントの有限要素法による一般部及び局部の解析評価結果（一次+二次応力評価）を基に換算評価を行い、フランジ及びボルトに発生する応力が設計引張強</p>	<p>また、蓋板の座屈の評価は原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋(球殻)の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が2Pdを上回ることを確認した。</p> <p>(b) シール機能 ・フランジ部 機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位が顕著に作用する。このため、リーク性能に影響を及ぼすフランジの開口量を含むフランジの一般部及び局部の応力について、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態は同じであり原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向である代表プラントの有限要素法による一般部及び局部の解析評価結果（一次+二次応力評価）を基に換算評価を行い、フランジ及びボルトに発生する応力が設計引張</p>	<p>設計等の相違 泊は、代表プラントの結果より、プラント固有条件の差異を考慮した換算により評価している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
	<p>ルトに発生する応力が設計引張強さ (Su) 以下であることを確認した。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ (Su) に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200°C、2Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ (Su) 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安</p>	<p>さ (Su) 以下であることを確認した。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ (Su) に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200°C、2Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ (Su) 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事</p>	<p>強さ (Su) 以下であることを確認した。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ (Su) に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200°C、2Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ (Su) 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格解説図 PVB-3111-5 に示されるように、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
	<p>全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態Dをはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に PL+Pb の許容値として設計引張強さ（但し、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p> <p>また、蓋の球殻部に原子</p>	<p>故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態Dをはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に PL+Pb の許容値として設計引張強さ（但し、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、すべての応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p> <p>また、蓋の球殻部に原子</p>	<p>喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態Dをはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に PL+Pb の許容値として設計引張強さ（ただし、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p> <p>また、蓋の球殻部に原子</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>・シール材 シール材（ガスケット） については、機器搬入口のガスケットの取付状態を模擬した試験結果から200℃、2Pdでの健全性を確認した。</p> <p>c. エアロック エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。</p> <p>エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考</p>	<p>炉格納容器内圧が外圧として作用することによりフランジ面間に発生する最大隙間が、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。</p> <p>・シール材 シール材（ガスケット）は、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果から200℃、2Pdでの健全性を確認した。</p> <p>c. エアロック エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。</p> <p>エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考</p>	<p>炉格納容器内圧が外圧として作用することによりフランジ面間に発生する最大隙間が、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。</p> <p>・シール材 シール材（ガスケット）は、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果から200℃、2Pdでの健全性を確認した。</p> <p>c. エアロック エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。</p> <p>エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考</p>	<p>炉格納容器内圧が外圧として作用することによりフランジ面間に発生する最大隙間が、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。</p> <p>・シール材 シール材（ガスケット）は、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果から200℃、2Pdでの健全性を確認した。</p> <p>c. エアロック エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。</p> <p>エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考</p>	<p>差異の説明</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設計等の相違 泊は、代表プラントの試験結果から確認している。</p> <p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCV であり固定方法が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>られる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p> <p>(a) 本体</p> <p>エアロックは、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用することから、強制変位による影響が顕著に作用する胴取付部について評価を実施した。また、外周囲をコンクリートに支持されたエアロックの胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、既工事計画許可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行い、200℃、2Pdにおける健全性を確認した。</p>	<p>考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p> <p>(a) 本体</p> <p>重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）を実施し、判定基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価にはエアロックの胴及び取付部も含めてモデル化されており、代表プラントとエアロックの基本構造は同様に、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、</p>	<p>えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p> <p>(a) 本体</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）を実施し、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価にはエアロックの胴及び取付部も含めてモデル化されており、エアロックの胴及び取付部は、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。</p>	<p>えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。このため、以下のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p> <p>(a) 本体</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）を実施し、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価にはエアロックの胴及び取付部も含めてモデル化されており、代表プラントとエアロックの基本構造は同様に、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、</p>	<p>設計等の相違</p> <p>泊は、代表プラントの有限要素法による評価結果及び泊への適用性を確認している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書の添付資料「エアロックの強度計算書」において隔壁部が最も応力が厳しいことから、隔壁部を評価した。今回の評価は、発生応力が内圧に比例するため既工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力評価）から200℃の許容応力値が発生する時の圧力を算出し、2Pdを上回ることを確認した。なお、原子炉格納容器との取り付け部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施した。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を1.0とした評</p>	<p>その評価結果に包絡される。</p> <p>また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書添付資料「エアロックの応力解析書」において隔壁部が最も応力が厳しいことから、隔壁部を評価した。今回の評価は、発生応力が内圧に比例するため既工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力評価）から200℃の許容応力値が発生する時の圧力を算出し、2Pdを上回ることを確認した。なお、原子炉格納容器との取り付け部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施した。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を1.0とし</p>	<p>また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書添付資料「エアロックの応力解析書」において隔壁部が最も応力が厳しいことから、隔壁部を評価した。今回の評価は、発生応力が内圧に比例するため既工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力評価）から200℃の設計引張強さ（Su）が発生する時の圧力を算出し、2Pdを上回ることを確認した。なお、原子炉格納容器との取り付け部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施した。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を1.0とし</p>	<p>その評価結果に包絡される。</p> <p>また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書添付資料「エアロックの応力解析書」において隔壁部が最も応力が厳しいことから、隔壁部を評価した。今回の評価は、発生応力が内圧に比例するため既工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力）から許容応力値が発生する時の圧力を算出し、2Pdを上回ることを確認した。なお、原子炉格納容器との取り付け部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施した。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を1.0とし</p>	<p>資料名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ(Su)以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に PL+Pb の許容値として設計引張強さ（ただし、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。</p> <p>さらに、エアロック胴取付部の構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設</p>	<p>た評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ(Su)以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に PL+Pb の許容値として設計引張強さ（ただし、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p>	<p>た評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ(Su)以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に PL+Pb の許容値として設計引張強さ（但し、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p>	<p>た評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ(Su)以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示されるように、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格解説 PVB-3111）、エアロックの温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に PL+Pb の許容値として設計引張強さ（ただし、評価温度における設計引張強さ）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設計等の相違 泊は、代表プラントの有限要素法による評価結果及び泊への適用性を確認している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>計引張強さ(Su)とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局部的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p> <p>ただし、隔壁については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数α (=1.5)を考慮して許容値($\alpha \times 2/3Su$)を設定する。</p> <p>(b) シール機能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シール材 扉のシリコンガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材には以下がある。 <ul style="list-style-type: none"> ①ハンドル軸貫通部リング・・・シリコンゴム ②圧力計元弁リング・・・・・・・・EP ゴム ③均圧弁・同配管ガスケット・・・PEEK、シリコンゴム ④電線貫通部パッキン・・・・・・・・EP ゴム <p>これらのシール材については、単体劣化試験でシリコンと同等又はそれ以上の</p>	<p>ただし、今回の評価部位である隔壁については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数α (=1.395)を考慮して許容値($\alpha \times 2/3Su$)を設定する。</p> <p>(b) シール機能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シール材 扉のシリコンガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材には以下がある。 <ul style="list-style-type: none"> ①ハンドル軸貫通部リング・・・シリコンゴム ②圧力計元弁リング・・・・・・・・EP ゴム ③均圧弁・同配管ガスケット・・・PEEK・シリコンゴム ④電線貫通部パッキン・・・・・・・・EP ゴム <p>これらのシール材については、単体劣化試験でシリコンと同等又はそれ以上の</p>	<p>ただし、今回の評価部位である隔壁については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数α (=1.395)を考慮して許容値($\alpha \times 2/3Su$)を設定する。</p> <p>(b) シール機能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シール材 扉のシリコンガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材には以下がある。 <ul style="list-style-type: none"> ①ハンドル軸貫通部リング・・・シリコンゴム ②均圧弁・同配管ガスケット・・・ふっ素ゴム、シリコンゴム ③電線貫通部パッキン・・・・・・・・EP ゴム <p>これらのシール材については、単体劣化試験でシリコンと同等又はそれ以上の</p>	<p>ただし、今回の評価部位である隔壁については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数α (=1.395)を考慮して許容値($\alpha \times 2/3Su$)を設定する。</p> <p>(b) シール機能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シール材 扉のシリコンガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材には以下がある。 <ul style="list-style-type: none"> ①ハンドル軸貫通部リング・・・シリコンゴム ②圧力計元弁リング・・・・・・・・EP ゴム ③均圧弁・同配管ガスケット・・・ふっ素ゴム・シリコンゴム ④電線貫通部パッキン・・・・・・・・EP ゴム <p>これらのシール材については、単体劣化試験でシリコンと同等又はそれ以上の耐</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>設計等の相違</p> <p>隔壁の形状差により形状係数が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>耐環境特性を有していることが確認されていることから、扉ガスケット（シリコンゴム）について、エアロックと材質及びシール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果から、200℃、2Pd での健全性を確認した。</p> <p>・扉 エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押し付けられているため開くことはなく、隔壁側の2重のガスケットに扉側の突起部を押し付けてシールしている状態である。しかしながら、原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質及びシール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいがないとされる隙間以下であることを確認した。</p>	<p>の耐環境特性を有していることが確認されていることから扉ガスケット（シリコンゴム）についてエアロックと材質、シール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果から200℃、2Pd での健全性を確認した。</p> <p>・扉 エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押付けられているため開くことはなく、隔壁側の2重のガスケットに扉側の突起部を押付けてシールしている状態である。しかしながら、原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質、シール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいがないとされる隙間以下であることを確認した。</p>	<p>耐環境特性を有していることが確認されていることから、扉ガスケット（シリコンゴム）について、エアロックと材質・シール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果から、200℃、2Pd での健全性を確認した。</p> <p>・扉 エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押し付けられているため開くことはなく、隔壁側の2重のガスケットに扉側の突起部を押し付けてシールしている状態である。しかしながら、原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質・シール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいがないとされる隙間以下であることを確認した。</p>	<p>環境特性を有していることが確認されていることから、扉ガスケット（シリコンゴム）についてエアロックと材質、シール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果から200℃、2Pd での健全性を確認した。</p> <p>・扉 エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押付けられているため開くことはなく、隔壁側の二重のガスケットに扉側の突起部を押付けてシールしている状態である。しかしながら、原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質、シール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいがないとされる隙間以下であることを確認した。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>d. 配管貫通部 (a) 固定式配管貫通部 ・貫通配管 貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器は大きく変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力とあわせて、一次+二次応力が制限値を満足することを確認する。</p> <p>このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について、3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施</p>	<p>d. 配管貫通部 (a) 固定式配管貫通部 ・貫通配管 貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器は大きく変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次+二次応力が制限値を満足することを確認する。</p> <p>このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施</p>	<p>d. 配管貫通部 (a) 固定式配管貫通部 ・貫通配管 貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器は大きく変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次+二次応力が制限値を満足することを確認する。</p> <p>このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について、3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施</p>	<p>d. 配管貫通部 (a) 固定式配管貫通部 ・貫通配管 貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器は大きく変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。したがって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と合わせて、一次+二次応力が許容値を満足することを確認する。</p> <p>今回の評価は、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について、3次元梁モデルを用いた弾性解析を</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>し、設計・建設規格 PPC-3530 に規定される一次+二次応力の制限値を満足することを確認する。</p> <p>また、PPC-3530 の評価を満足しない場合は、PPC-1210 の PPC 規定に従う代わりに PPB 規定に従ってもよいという規定に基づき、PPB-3531 に規定される一次+二次応力の制限値 (3Sm) を満足すること、又は PPB-3536 に基づく繰返しピーク応力強さが許容値を満足することを確認し、配管の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。</p> <p>なお、前述の一次+二次応力の制限値は既工事認可申請書でも採用しているものである。</p> <p>・スリーブ スリーブの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力に対して十分な剛性を有することから、脆性破</p>	<p>し、設計・建設規格 PPC-3530 に規定される一次+二次応力の制限値を満足することを確認した。</p> <p>また、PPC-3530 の評価を満足しない場合は、PPC-1210 の PPC 規定に従う代わりに PPB 規定に従ってもよいという規定に基づき、PPB-3531 に規定される一次+二次応力の制限値 (3Sm) を満足すること、又は PPB-3536 に基づく繰返しピーク応力強さが許容値を満足することを確認し、配管の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。</p> <p>なお、前述の一次+二次応力の制限値は既工事認可申請書でも採用しているものである。</p> <p>・スリーブ スリーブ本体及び取付部（以下「スリーブ」という。）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮</p>	<p>し、設計・建設規格の PPC-3530 に規定される一次+二次応力の制限値を満足することを確認する。</p> <p>また、PPC-3530 の評価を満足しない場合は、PPC-1210 の PPC 規定に従う代わりに PPB 規定に従ってもよいという規定に基づき、PPB-3531 に規定される一次+二次応力の制限値 (3Sm) を満足すること、又は PPB-3536 に基づく繰返しピーク応力強さが許容値を満足することを確認し、配管の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認する。</p> <p>なお、前述の一次+二次応力の制限値は既工事認可申請書でも採用しているものである。</p> <p>・スリーブ スリーブ本体及び取付部（以下「スリーブ」という。）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力がスリ</p>	<p>し、設計・建設規格の PPC-3530 に規定される一次+二次応力の許容値を満足することを確認した。</p> <p>また、PPC-3530 の評価を満足しない場合は、PPC-1210 の PPC 規定に従う代わりに PPB 規定に従ってもよいという規定に基づき、PPB-3531 に規定される一次+二次応力の許容値 (3Sm) を満足することを確認し、配管の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p>なお、これらの一次+二次応力の許容値は既工事計画認可申請書でも採用しているものである。</p> <p>・スリーブ スリーブ本体及び取付部（以下「スリーブ」という。）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力がスリ</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>設計等の相違 大飯は PPC-3530 を満足するため相違している。なお、泊と高浜は相違なし。</p> <p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PC CV であることによる差異</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧及び原子炉格納容器の変形に伴う配管からの荷重を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、「設計・建設規格」の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ (Su) に割下げ率を考慮して設定されたものである。(設計・建設規格 解説 GNR-2200)</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下でのスリーブの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を Pm（一次一般膜応力強さ）には 1.5、PL+Pb（一次局部膜応力強さ＋一</p>	<p>力がスリーブに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>従って、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ (Su) に割下げ率を考慮して設定されたものである。(設計・建設規格 解説 GNR-2200)</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下でのスリーブの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を Pm（一次一般膜応力強さ）には 1.5、PL+Pb（一次局部膜応力強さ</p>	<p>ープに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>従って、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、「設計・建設規格」の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ (Su) に割下げ率を考慮して設定されたものである。(設計・建設規格 解説 GNR-2200)</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するスリーブの温度及び圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を Pm（一次一般膜応力強さ）には 1.5、PL+ Pb（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強</p>	<p>ープに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ (Su) に割下げ率を考慮して設定されたものである。(設計・建設規格 解説 GNR-2200)</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下でのスリーブの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を Pm（一次一般膜応力強さ）には 1.5、PL+ Pb（一次局部膜応力強さ＋</p>	<p>記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>次曲げ応力強さ)には1.0とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、P_mが$2/3S_u$、$PL+P_b$がS_u以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m、$PL+P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、P_mは$2/3S_u$、$PL+P_b$は$1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至ため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がS_uに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。</p>	<p>+一次曲げ応力強さ)には1.0とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、P_mが$2/3S_u$、$PL+P_b$がS_u以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m、$PL+P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、P_mは$2/3S_u$、$PL+P_b$は$1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がS_uに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0として</p>	<p>さ)には1.0とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、P_mが$2/3S_u$、$PL+P_b$がS_u以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m、$PL+P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、P_mは$2/3S_u$、$PL+P_b$は$1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がS_uに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。</p>	<p>一次曲げ応力強さ)には1.0とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、P_mが$2/3S_u$、$PL+P_b$がS_u以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m、$PL+P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、P_mは$2/3S_u$、$PL+P_b$は$1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がS_uに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。</p>	<p>記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>なお、スリーブ本体については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 $\alpha (=1.3)$ を考慮して PL+Pb 応力評価 の許容値を設定する。</p> <p>また、貫通部アンカ等についても同様に、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変形に伴う配管からの荷重が作用するため、これらの荷重によって生じる応力が、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（2003年版）」（以下「CCV規格」という。）で規定される荷重状態</p>	<p>いる。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (Su) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ (Su) とする。</p> <p>なお、上記はスリーブ取付部に関するものであり、スリーブ本体については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 $\alpha (=1.3)$ を考慮して一次+二次応力評価の許容値を設定する。</p>	<p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (Su) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ (Su) とする。</p> <p>なお、上記はスリーブ取付部に関するものであり、スリーブ本体については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 $\alpha (=1.3)$ を考慮して一次+二次応力評価の許容値を設定する。</p>	<p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (Su) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ (Su) とする。</p> <p>なお、上記はスリーブ取付部に関するものであり、スリーブ本体については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 $\alpha (=1.3)$ を考慮して一次+二次応力評価の許容値を設定する。</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCCV でありスリーブが異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>IVの制限値を満足することを確認する。</p> <p>以上から、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表とし、200℃、2Pdの環境下において、スリーブ本体は損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があること、並びにアンカ部はスリーブ本体の支持能力を有することを確認した。</p> <p>・端板 今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができ</p>	<p>その結果、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し、200℃、2Pdの環境下において、原子炉格納容器内圧及び配管荷重によってスリーブに生じる一次+二次応力強さが、200℃における設計引張強さ(Su)以下になることを確認した。また、一次一般膜応力強さは、供用状態Dにおける一次一般膜応力の許容値である2/3Su以下であることも確認した。</p> <p>以上から、200℃、2Pdの環境下において、スリーブは、損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p>・端板 今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができ</p>	<p>その結果、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し、200℃、2Pdの環境下において、原子炉格納容器内圧及び配管荷重によってスリーブに生じる一次+二次応力強さが、200℃における設計引張強さ(Su)以下になることを確認した。また、一次一般膜応力強さは、供用状態Dにおける一次一般膜応力の許容値である2/3Su以下であることも確認した。</p> <p>以上から、200℃、2Pdの環境下において、スリーブは、損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。</p> <p>・端板 今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができ</p>	<p>今回の評価は、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し、200℃、2Pdの環境下において、原子炉格納容器内圧及び配管荷重によってスリーブに生じる一次+二次応力強さが、200℃における設計引張強さ(Su)以下になることを確認した。また、一次一般膜応力強さは、許容状態Dにおける一次一般膜応力の許容値である2/3Su以下であることも確認した。</p> <p>以上から、200℃、2Pdの環境下において、スリーブは、損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p>・端板 端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。 今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PC CV でありスリーブが異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>る。一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次+二次応力が設計・建設規格 PVB-3112 に規定される一次+二次応力強さの制限値(3S)を満足することを確認し、端板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。</p> <p>・閉止フランジ 今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合</p>	<p>る。一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次+二次応力が設計・建設規格 PVB-3112 に規定される一次+二次応力強さの制限値(3S)を満足することを確認し、端板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p>・閉止フランジ 今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合</p>	<p>る。一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次+二次応力が設計・建設規格 PVB-3112 に規定される一次+二次応力強さの制限値(3S)を満足することを確認し、端板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。</p> <p>・閉止フランジ 今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合</p>	<p>域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また、端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p> <p>今回の評価は、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次+二次応力が設計・建設規格 PVB-3112 に規定される一次+二次応力強さの許容値(3S)を満足することを確認し、端板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p>・閉止フランジ 閉止フランジの設計時に考慮される機能喪失要因</p>	<p>記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>合、閉止フランジに対しては脆性破壊が生じる温度ではないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊及び座屈破壊は評価対象外と考えることができる。閉止フランジに対して作用する外力としては原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LBの閉止フランジ、すなわち1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pd環境下で、ガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量に対し管理圧縮量が問題ないことを確認した。また、ガスケット材への放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認した。</p> <p>・閉止板 閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破</p>	<p>合、閉止フランジに対しては脆性破壊が生じる温度ではないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊、座屈破壊は評価対象外と考えることができる。閉止フランジには原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LBの閉止フランジ、すなわち1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pd環境下で、ガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量に対し管理圧縮量が問題ないことを確認した。また、ガスケット材への放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認した。</p> <p>・閉止板 閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破</p>	<p>合、閉止フランジに対しては脆性破壊が生じる温度ではないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊、座屈破壊は評価対象外と考えることができる。閉止フランジに対して作用する外力としては原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LBの閉止フランジ、すなわち1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pd環境下で、ガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量に対し管理圧縮量が問題ないことを確認した。また、ガスケット材への放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認した。</p> <p>・閉止板 閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破</p>	<p>は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。 今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度ではないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊、座屈は評価対象外と考えることができる。閉止フランジには原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LBの閉止フランジ、すなわち1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。 一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pdの環境下で、ガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量に対し管理圧縮量が問題ないことを確認した。また、ガスケットへの放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認した。</p> <p>・閉止板 閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破</p>	<p>記載方針等の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p> <p>このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd 環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認した。</p>	<p>壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p> <p>このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd 環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p>(b) 伸縮式配管貫通部 ・貫通配管 原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。</p>	<p>壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p> <p>このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd 環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認した。</p> <p>(b) 伸縮式配管貫通部 ・貫通配管 原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。</p>	<p>壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>閉止板には原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p> <p>今回の評価は、閉止板の計算上必要な厚さが大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd の環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p>(b) 伸縮式配管貫通部 ・貫通配管 伸縮式配管貫通部では伸縮継手により原子炉格納容器の事故時変位を吸収するため、原子炉格納容器から貫通配管に作用する荷重は小さくなる。したがって、貫通配管の評価は、固定式配管貫通部にて代表され</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
	<p>・スリーブ 原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。</p> <p>・端板 原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。</p> <p>・伸縮継手 200℃、2Pdの環境下では、原子炉格納容器が大きく変形することにより伸縮継手にも変形が生じる。また、伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用し、それらにより伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり、伸縮継手に発生する一次+二次応力が大きくなると考えられ</p>	<p>・スリーブ 原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。</p> <p>・端板 原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。</p> <p>・伸縮継手 200℃、2Pdの環境下では、原子炉格納容器が大きく変形することにより伸縮継手にも変形が生じる。また、伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用し、それらにより伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり、伸縮継手に発生する一次+二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代</p>	<p>る。</p> <p>・スリーブ 伸縮式配管貫通部では伸縮継手により原子炉格納容器の事故時変位を吸収するため、貫通配管からスリーブに作用する荷重は小さくなる。したがって、スリーブの評価は、固定式配管貫通部にて代表される。</p> <p>・端板 伸縮式配管貫通部では伸縮継手により原子炉格納容器の事故時変位を吸収するため、貫通配管から端板に作用する荷重は小さくなる。したがって、端板の評価は、固定式配管貫通部にて代表される。</p> <p>・伸縮継手 200℃、2Pdの環境下では、原子炉格納容器が大きく変形することにより伸縮継手にも変形が生じる。また、伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用し、それらにより伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり、伸縮継手に発生する一次+二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
	<p>る伸縮継手を代表として選定し評価した。具体的には、一次+二次応力を考慮し、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認した。</p> <p>・短管 短管に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、伸縮継手が応力を受け変形することにより繰返し荷重、圧縮力が短管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。しかしながら、200℃、2Pd の環境下では、短管に対し原子炉格納容器内圧が作用する。この時、短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が考えられる。200℃、2Pd の環境下で外圧作用による一次応力が生</p>	<p>表として選定し評価した。具体的には、一次+二次応力を考慮し、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認した。</p> <p>・短管 短管に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、伸縮継手部が応力を受け変形することにより繰返し荷重、圧縮力が短管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。しかしながら、200℃、2Pd の環境下では、短管に対し原子炉格納容器内圧が作用する。この時、短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が考えられる。200℃、2Pd 時環境下で外圧作用による一次応力が生じた際、配管貫通部</p>	<p>表として選定し評価した。具体的には、一次+二次応力を考慮し、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認した。</p> <p>・短管 短管に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、伸縮継手が応力を受け変形することにより繰返し荷重、圧縮力が短管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。200℃、2Pd の環境下では、短管に対し原子炉格納容器内圧が作用する。この時、短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が考えられる。200℃、2Pd の環境下で外圧作用による一次応力が生じた際、短管の厚さが、設計・建設規格</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>e. 電線貫通部</p> <p>電線貫通部では、電線貫通部のうち本体、端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力が本体、端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、本体、端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>本体、端板の板厚が200℃、2Pdの環境下で内圧作用による応力が生じた際、最小厚さはJSMEの設計・建設規格（本体板厚：PVE-3230、端板板厚：PVE-3410）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。さらに端板については、既工事計画認可申請書評価結果を基に換算評価を行い、既工事計画認可申請書評価と同様にPVE-3270で規定している端板リガメント部に発生する一次+二次応力を評価する。結</p>	<p>じた際、短管の厚さが、設計・建設規格PVE-3230に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。</p> <p>e. 電線貫通部</p> <p>電線貫通部のうちモジュールでは、エポキシ樹脂の接着力低下及びOリングの変形に起因するリークの発生が考えられる。このため、最もリーク量が多くなると考えられる動力用でケーブル収納本数の多いモジュールについて試験を実施し、温度292℃、圧力1.12MPa[gage]到達時にモジュールが破損し（エポキシ樹脂の抜け）、漏えいが発生したことから、200℃、2Pdの環境下でシール機能は維持されると考えられる。</p> <p>電線貫通部のうち本体及び端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力が本体及び端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、本体及び端板の機能喪失要因は、</p>	<p>の短管の厚さが、設計・建設規格PVE-3230に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。</p> <p>e. 電線貫通部</p> <p>電線貫通部では、電線貫通部のうち本体、シュラウド及び端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力が本体・シュラウド・端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>従って、本体・シュラウド・端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>本体・シュラウド・端板の板厚が200℃、2Pdの環境下で外圧・内圧作用による応力が生じた際、最小厚さはJSMEの設計・建設規格（本体・シュラウド板厚：PVE-3230、端板板厚：PVE-3410）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。</p> <p>電線貫通部では、封着金属で端</p>	<p>PVE-3230に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。</p> <p>e. 電線貫通部</p> <p>電線貫通部のうちモジュールでは、エポキシ樹脂の接着力低下及びOリングの変形に起因するリークの発生が考えられる。このため、最もリーク量が多くなると考えられる動力用でケーブル収納本数の多いモジュールについて試験を実施し、温度292℃、圧力1.12MPa[gage]到達時にモジュールが破損し（エポキシ樹脂の抜け）、漏えいが発生したことから、200℃、2Pdの環境下でシール機能は維持されると考えられる。</p> <p>電線貫通部のうち本体及び端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力が本体及び端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、本体及び端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、</p>	<p>設計等の相違 泊は鋼製 CV、大飯は PCV であり設備構成が異なる</p> <p>記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>果、発生応力は許容値に対して十分小さいことから、健全性に問題ないことを確認した。</p> <p>電線貫通部モジュールのうち、エポキシ樹脂の接着力低下及びOリングの変形に起因するリークの発生において、最もリーク量が多くなると考えられる、動力用でケーブル収納本数の多いモジュールについて試験を実施した。モジュールが温度 292℃、圧力 1.12MPa[gage]到達時に破損（エポキシ樹脂の抜け）し、漏えいが発生した。このことより、200℃、2Pd においてシール性は維持されると考える。</p> <p>以上のことより、200℃、2Pd (0.78MPa[gage]) において電線貫通部の気密性維持は可能と考えられる。</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pd の環境下でのゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため以下のとおり健全性を確認する。また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及</p>	<p>高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>本体及び端板に 200℃、2Pd の環境下で内圧作用による一次応力が生じた際、本体及び端板の厚さが設計・建設規格（本体板厚：PVE-3230、端板板厚：PVE-3410）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。さらに端板については、既工事計画認可申請書評価結果を基に換算評価を行い、PVE-3270 で規定される端板リガメント部に発生する一次+二次応力は許容引張応力に対して十分小さいことを確認し、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pd の環境下でのゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため以下のとおり健全性を確認する。</p> <p>また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体</p>	<p>板～アルミナ磁器間及びアルミナ磁器～銅棒間をロウ付けすることにより貫通導体（銅棒）の気密性を維持しており、検証試験にて以下の条件で当該部の破壊圧力を確認している。</p> <p>・常温破壊圧力： 約 <input type="text"/> MPa[gage] (<input type="text"/> kg/cm2g) 以上のことより、200℃、2Pd (0.566MPa[gage]) において電線貫通部の気密性維持は可能と考えられる。</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pd の環境下でのゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため以下のとおり健全性を確認する。</p> <p>また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じない</p>	<p>過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>本体及び端板に 200℃、2Pd の環境下で内圧作用による一次応力が生じた際、本体及び端板の厚さが設計・建設規格（本体板厚：PVE-3230、端板板厚：PVE-3410）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。さらに端板については、既工事計画認可申請書評価結果を基に換算評価を行い、PVE-3270 に規定される端板リガメント部に発生する一次+二次応力は許容引張応力に対して十分小さいことを確認し、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pd の環境下ではゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため、以下のとおり健全性を確認した。</p> <p>また、弁の耐圧部について、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じない</p>	<p>設計等の相違 大飯には真空逃がし弁がないための相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下のとおり健全性を確認した。</p> <p>(a) ゴムダイヤフラム弁</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。 隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EP ゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下でのダイヤフラム（EP ゴム）への影響を、EP ゴムの単体劣化試験結果より評価し、形状、寸法等の著しい変化はないことを確認した。 	<p>に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。従って、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下の通り健全性を確認する。</p> <p>(a) ゴムダイヤフラム弁</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。 隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EP ゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下でのダイヤフラム（EP ゴム）への影響をEP ゴムの材料加速試験結果より形状・寸法等の著しい変化はないことを確認した。 <p>(b) 真空逃がし弁</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧 	<p>ことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。従って、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下の通り健全性を確認した。</p> <p>(a) ゴムダイヤフラム弁</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。 隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EP ゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下でのダイヤフラム（EP ゴム）への影響を、EP ゴムの単体劣化試験結果より評価し、形状・寸法等の著しい変化はないことを確認した。 <p>(b) 真空逃がし弁</p> <ul style="list-style-type: none"> ASME B16.34（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有 	<p>ことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因としては、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下のとおり健全性を確認した。</p> <p>・ゴムダイヤフラム弁</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。 隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EP ゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下でのダイヤフラム（EP ゴム）への影響をEP ゴムの材料加速試験結果より形状・寸法等の著しい変化はないことを確認した。 <p>・真空逃がし弁</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有するこ 	<p>設計等の相違</p> <p>泊は鋼製 CV、大飯は PC CV であり設備構成が異なる</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設計等の相違</p> <p>泊は鋼製 CV、大飯は PC CV であり設備構成が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>(b) 空調用バタフライ弁</p> <ul style="list-style-type: none"> 空調用バタフライ弁の供試体(24B)を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温及び高圧条件下での漏えいがないことを確認した。 <p>上記以外の隔離弁については、以下の理由により200℃、2Pdの環境下で健全性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており(min. 1.03MPa[gage])、耐圧上問題となることはない。 弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケット 	<p>性能を有することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 隔離機能(気密性保持)に影響する部位である弁体及び弁体シート材(EPゴム)について、原子炉格納容器内圧により弁体に一次応力が作用するが、設計・建設規格に基づき有意な変形はなく耐圧強度を有することを確認した。弁体シート材は、200℃、2Pdの環境下での影響をEPゴムの材料加速試験結果より形状・寸法等の著しい変化はないことを確認した。 <p>(c) 空調用バタフライ弁</p> <ul style="list-style-type: none"> 空調用バタフライ弁の供試体(24B)を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温・高圧条件下での漏えいがないことを確認した。 <p>上記以外の隔離弁については、以下の理由により200℃、2Pdの環境下で健全性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており(min. 1.03MPa[gage])、耐圧上問題となることはない。 弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケット 	<p>することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 隔離機能(気密性保持)に影響する部位である弁体及び弁体シート材(シリコンゴム)について、原子炉格納容器内圧により弁体に一次応力が作用するが、機械工学便覧に基づき有意な変形はなく耐圧強度を有することを確認した。弁体シート材は、一般的に耐熱性は200℃程度であり、2次シートとしてメタルシートが機能する構造となっており、閉じ込め機能に問題ないことを確認した。 <p>(c) 空調用バタフライ弁</p> <ul style="list-style-type: none"> 空調用バタフライ弁の供試体(24B)を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温・高圧条件下での漏えいがないことを確認した。 <p>上記以外の隔離弁については、以下の理由により200℃、2Pdの環境下で健全性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており(min. 1.03MPa[gage])、耐圧上問題となることはない。 弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケット 	<p>とを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 隔離機能(気密性保持)に影響する部位である弁体及び弁体シート材(EPゴム)について、原子炉格納容器内圧により弁体に一次応力が作用するが、設計・建設規格に基づく評価により有意な変形はなく耐圧強度を有することを確認した。弁体シート材は、200℃、2Pdの環境下での影響をEPゴムの材料加速試験結果より形状及び寸法等の著しい変化はないことを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 空調用バタフライ弁 空調用バタフライ弁の供試体(24B)を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温・高圧条件下での漏えいがないことを確認した。 <p>上記以外の隔離弁については、以下の理由により200℃、2Pdの環境下で健全性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており(min. 1.03MPa[gage])、耐圧上問題となることはない。 弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となる 	

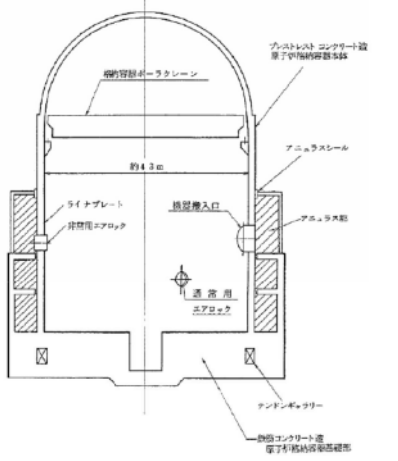
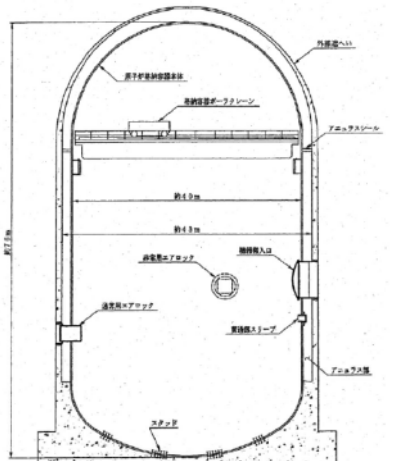
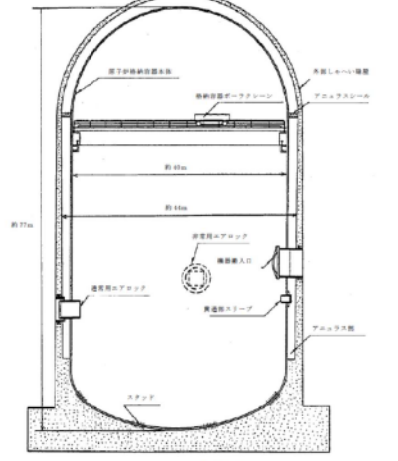
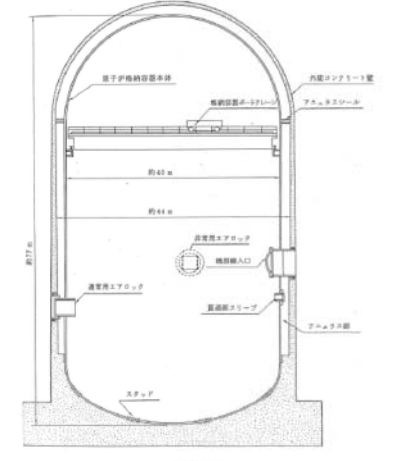
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
<p>を有しており、耐熱性上問題となることはない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁シート部はすべて金属製である。 <p>4. 結論</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認した。</p>	<p>を有しており、耐熱性上問題となることはない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁シート部は全て金属製である。 <p>4. 結論</p> <p>泊発電所3号炉原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認した。</p>	<p>を有しており、耐熱性上問題となることはない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁シート部はすべて金属製である。 <p>4. 結論</p> <p>高浜発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認した。</p>	<p>ことはない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁シート部は全て金属製である。 <p>4. 結論</p> <p>伊方3号炉原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認した。</p>	

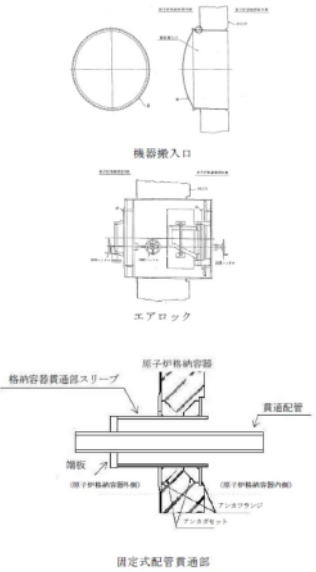
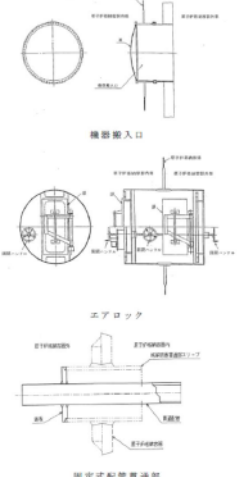
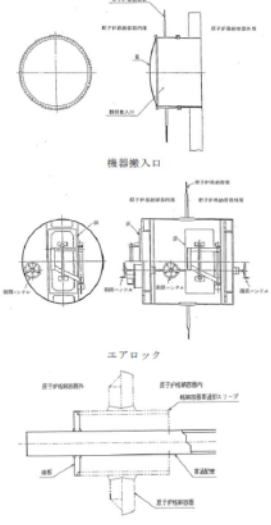
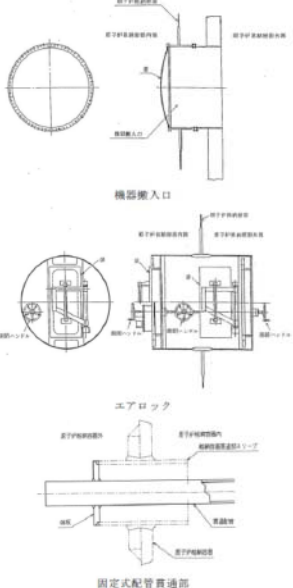
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
 <p>原子炉格納容器本体</p> <p>第2図 原子炉格納容器バンドリ構成部概要図(1/4)</p>	 <p>原子炉格納容器本体</p> <p>図2 原子炉格納容器バンドリ構成部概要図 (1/4)</p>	 <p>原子炉格納容器本体</p> <p>第2図 原子炉格納容器バンドリ構成部概要図 (1/4)</p>	 <p>原子炉格納容器本体</p> <p>図2 原子炉格納容器バンドリ構成部概要図 (1/4)</p>	<p>設計等の相違</p>

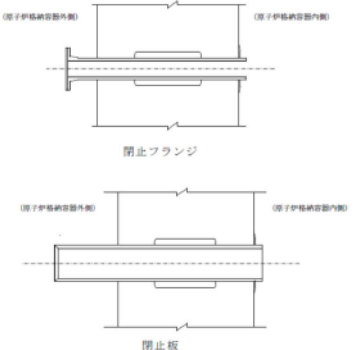
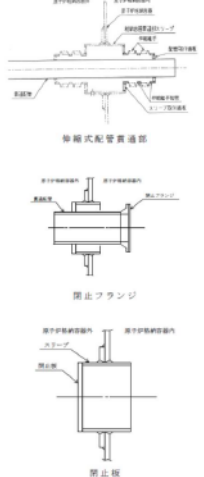
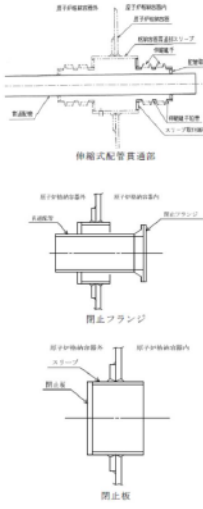
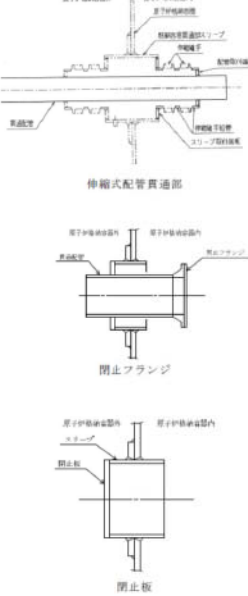
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
 <p>機器搬入口</p> <p>エアロック</p> <p>格納容器貫通部スリーブ</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>貫通配管</p> <p>増板</p> <p>（原子炉格納容器内側）</p> <p>（原子炉格納容器内側）</p> <p>アンダグランド</p> <p>アンダグランド</p> <p>固定式配管貫通部</p> <p>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(2/4)</p>	 <p>機器搬入口</p> <p>エアロック</p> <p>固定式配管貫通部</p> <p>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(2/4)</p>	 <p>機器搬入口</p> <p>エアロック</p> <p>固定式配管貫通部</p> <p>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(2/4)</p>	 <p>機器搬入口</p> <p>エアロック</p> <p>固定式配管貫通部</p> <p>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(2/4)</p>	<p>設計等の相違</p>

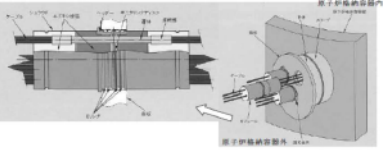
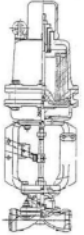
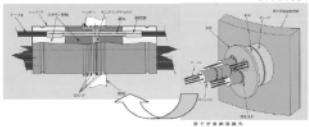
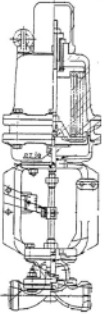
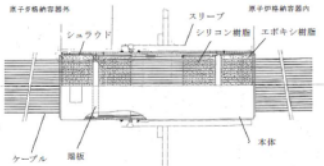
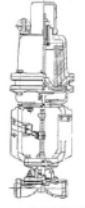
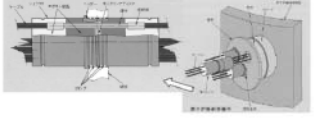
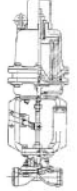
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
 <p>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(3/4)</p>	 <p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(3/4)</p>	 <p>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(3/4)</p>	 <p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(3/4)</p>	<p>設計等の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	伊方3号炉	差異の説明
 <p>電線貫通部</p>  <p>原子炉格納容器隔離弁</p> <p>第2図 原子炉格納容器バンドリ構成部概要図(4/4)</p>	 <p>電線貫通部</p>  <p>原子炉格納容器隔離弁</p> <p>第2図 原子炉格納容器バンドリ構成部概要図(4/4)</p>	 <p>電線貫通部</p>  <p>原子炉格納容器隔離弁</p> <p>第2図 原子炉格納容器バンドリ構成部概要図(4/4)</p>	 <p>電線貫通部</p>  <p>原子炉格納容器隔離弁</p> <p>第2図 原子炉格納容器バンドリ構成部概要図(4/4)</p>	

泊発電所3号炉 審査取りまとめ資料 比較対象プラントの選定について

本資料は、泊発電所3号炉（以降、「泊3号炉」という。）のプラント側審査において地震・津波側審査の進捗を待つ期間があったことを踏まえた、審査取りまとめ資料（以降、「まとめ資料」という。）の比較対象プラントの選定について整理を行うものである。

- 整理を行う経緯は、以下の通り
 - 泊3号炉のプラント側審査が地震・津波側審査の進捗待ちとなった期間において、他社プラントの新規制基準適合性審査が実施され、まとめ資料の充実が図られた。
 - 泊3号炉が、まとめ資料一式を提出した2017年3月時点での新規制基準適合性審査はPWRプラントが中心であったが、現在はBWRプラントが中心となっており、それぞれの炉型の審査結果が積み上がった状況にある。
 - 泊3号炉はPWRであり、PWR特有の設備等を有することから、まとめ資料に先行の審査内容を反映する際には、単純に直近の許可済みBWRプラントを反映するのではなく、適切な比較対象プラントを選定した上で反映する必要がある。

- 比較対象プラントを選定する考え方は、以下の通り。

【基準適合に係る設計を反映するために比較するプラント（基本となる比較対象プラント）選定の考え方】

各条文・審査項目の要求を満たすための設備構成・仕様、環境、運用を踏まえ、許可済みプラントの中から、新しい実績のプラントを選定する。具体的には以下の通り。

- ✓ 炉型に拠らず共通的な内容については、泊3号炉の地震・津波側審査が進捗した時点（2021年7月）で直近に許可済みであった女川2号炉を比較対象として先行審査知見の取り込みを行う。なお、同時期に審査が行われ、女川2号炉に次いで許可を受けた島根2号炉については、女川2号炉と島根2号炉の差異を確認し、島根2号炉との差異の中で泊3号炉の基準適合を示すために必要なものは反映する。
- ✓ 炉型固有の設備等を有する場合については、PWRプラントの新規制基準適合性審査の最終実績である大飯3/4号炉を選定する。
- ✓ 個別の設計事項に相似性がある場合（例えば3ループ特有の設計等）、大飯3/4号炉以外の適切なプラントを選定する。

【先行審査知見^{*1}を反映するために比較するプラント選定の考え方】

炉型に拠らないことから、まとめ資料を作成している時点で最新の許可済みプラントとする。具体的には以下の通り。

- ✓ 泊3号炉の地震・津波側審査が進捗した時点（2021年7月）で直近に許可済みであった女川2号炉を比較対象として先行審査知見の取り込みを行う。なお、同時期に

審査が行われ、女川 2 号炉に次いで許可を受けた島根 2 号炉については、女川 2 号炉と島根 2 号炉の差異を確認し、島根 2 号炉との差異の中で泊 3 号炉の基準適合を示すために必要なものは反映する。

※ 1 主な事項は、以下の通り

- ✓ これまでの審査の中で適正化された記載
- ✓ 基準適合性を示すための説明の範囲、深さ
- ✓ 設置（変更）許可申請書に記載する範囲、深さ

- 上述に基づく検討結果として、「基準適合に係る設計」と「先行審査知見」を反映するために選定した比較対象プラント一覧とその選定理由を別紙 1 に、条文・審査項目毎の詳細を別紙 2 に示す。

- 別紙 1：比較対象プラント一覧
- 別紙 2：比較対象プラント選定の詳細

以上

比較対象プラント一覧

凡例		
●大飯3/4号炉	●女川2号炉	●それ以外の場合

主な審査項目	ステータス	基準適合に係る設計を反映するための比較		先行審査知見を反映するための比較対象	比較表の様式
		比較対象	選定理由		
解析コード	概ね説明済み	有効性評価で使用する解析コードはプラント型式により相違しており、審査もPWR合同/BWR合同で実施済み。			
CV温度圧力	概ね説明済み	大飯3/4号炉 伊方3号炉	大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績 伊方3号炉：「3ループプラント」[PWR鋼製格納容器]	女川2号炉	泊-伊方-大飯
2次冷却系からの除熱機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
全交流動力電源喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
原子炉補機冷却機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
原子炉格納容器の除熱機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
原子炉停止機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
ECCS注水機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
ECCS再循環機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
過圧破損	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
過温破損	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
DCH	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
FCI	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
MCCI	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
水素燃焼	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
想定事故 1	概ね説明済み	大飯3/4号炉	PWRとBWRの使用済燃料ピット（プール）配置の相違などによって、重大事故等への対応に用いる具体的な手順及び設備設計が異なるため、PWRの最終審査実績である大飯3/4号炉を選定	女川2号炉	大飯-泊-女川
想定事故 2	概ね説明済み	大飯3/4号炉	PWRとBWRの使用済燃料ピット（プール）配置の相違などによって、重大事故等への対応に用いる具体的な手順及び設備設計が異なるため、PWRの最終審査実績である大飯3/4号炉を選定	女川2号炉	大飯-泊-女川

プラント

有効性評価（第37条）

炉心

CV

SFP

比較対象プラント一覧

凡例		
●大飯3/4号炉	●女川2号炉	●それ以外の場合

主な審査項目	ステータス	基準適合に係る設計を反映するための比較		先行審査知見を反映するための比較対象	比較表の様式
		比較対象	選定理由		
停止時	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川

比較対象プラント選定の詳細（有効性評価）

【有効性評価：CV温度圧力】

項目		内容
基準適合に係る設計を 反映するために 比較するプラント	プラント名	大飯 3 / 4 号炉, 伊方 3 号炉
	具体的理由	<p>(大飯 3 / 4 号炉) PWRにおける再稼働審査の最終実績であり、基準への適合性を網羅的に比較する観点から大飯 3 / 4 号炉を選定する。</p> <p>(伊方 3 号炉) 再稼働審査の実績としては伊方 3 号炉よりも、高浜 1 / 2 号炉や美浜 3 号炉の方が後ではあるが、以下の通り泊 3 号炉と同じ「3ループプラント」「PWR鋼製格納容器」であり、最高使用温度・圧力等の設計が類似する「伊方 3 号炉」を選定する。</p> <p>○高浜 1 / 2 号炉, 美浜 3 号炉の原子炉格納容器 最高使用圧力：0.261MPa 最高使用温度：122℃ 板厚 : 38mm</p> <p>○泊 3 号炉, 伊方 3 号炉の原子炉格納容器 最高使用圧力：0.283MPa 最高使用温度：132℃ 板厚 : 44.5mm</p>
先行審査知見を 反映するために 比較するプラント	プラント名	女川 2 号炉
	反映すべき知見を得るための主な方法 (当該方法の選定理由)	<p>① 資料構成の比較※：当該条文のまとめ資料の構成について比較・整理を行い、必要な資料が充足していることを説明する。</p> <p>① PWRとBWRの相違により格納容器の設計が異なるが、資料構成の比較・整理により基準適合の説明のために必要な資料の充足性を確認するため。</p>

※ 女川 2 号炉との資料構成の比較に加え、PWRの先行審査実績の取り込みの総括として、大飯 3 / 4 号炉のまとめ資料の作成状況（資料構成と内容）を条文・審査項目毎に確認し、基準適合性の網羅的な説明に必要な資料が揃っていることを確認する。

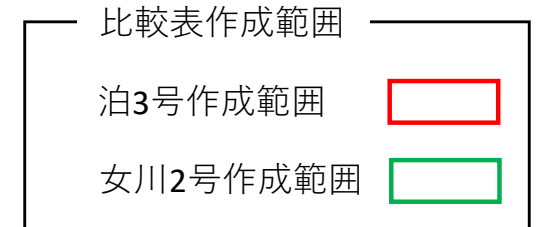
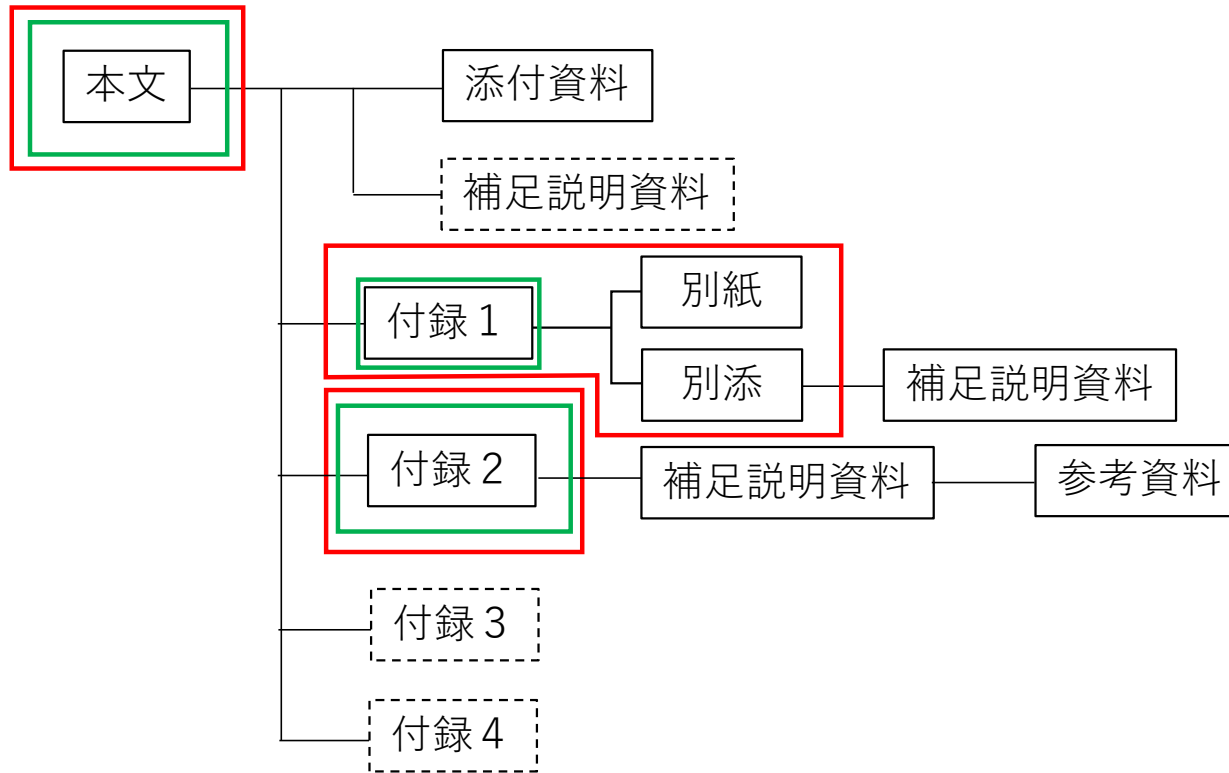
【凡例】 ○：記載あり
 ×：記載なし
 (○)：本条文の資料の他箇所に記載
 △：他条文の資料などに記載

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
本文	本文	○	○			
(添付資料)	(補足説明資料) 参考資料	○	×			
補足1 原子炉格納容器貫通部リスト		×	×	泊3は設工認向けに貫通部リストを作成している。		
補足2 各部位の閉じ込め機能の裕度について		(○)	×	泊3は本文p33に評価値と判定値を記載している。		
補足3 原子炉格納容器本体の解析評価範囲について		(○)	×	泊3は有限要素法によるモデル化部位と既工認評価点について補足説明資料p1-3に記載している。		
補足4 フランジ部の永久変形について		×	×	泊3は設工認向けに機器搬入口の詳細解析等を実施している。		
補足5 ドライウェル主フランジ等の開口量評価の妥当性について		×	×	泊3にドライウェル主フランジは無い		
補足6 経年劣化を考慮したシール機能について	1. 原子炉格納容器 評価温度・圧力に対する経年劣化の影響	○	×			
補足7 改良EPDM 製シール材の試験について		×	×	泊3ではシール材に改良EPDMを使用していない		
補足8 200°C、2 Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界温度・圧力について		×	×	泊3ではシール材に改良EPDMを使用していない		
補足9 フランジ開口に対するシール材の復元性について		×	×	泊3ではシール材に改良EPDMを使用していない		
補足10 実機フランジを模擬した小型試験結果の適用について		×	×	泊3ではシール材に改良EPDMを使用していない		
補足11 改良EPDM 製ガスケット及び各フランジ部の製作公差を考慮した開口量評価について		×	×	泊3ではシール材に改良EPDMを使用していない		
補足12 原子炉格納容器の耐震性について		×	×	泊3の原子炉格納容器の耐震性については設工認の審査にて説明する。		
補足13 重大事故等時のサブプレッションチェンバにおける水力学的動荷重の影響について		×	×	泊3にサブプレッションチェンバは無い		基準適合性を確認するために必要な基本方針及び各対策の有効性は本文、付録2に記載しており、比較表を作成し、差異について考察している。 補足説明資料及び参考資料は、プラント固有の具体的評価結果を記載しているため、比較表を作成していない。
補足14 原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について		×	×	泊3の事象発生から格納容器ベントを実施するまでの対応については特重審査にて説明する。		
補足15 移動式炉心内計装系爆発弁の構造について		×	×	泊3に移動式炉心内計装系爆発弁は無い		
補足16 配管貫通部の代表性について		(○)	×	泊3の原子炉格納容器貫通部の代表選定の考え方については、補足説明資料 p4-13に記載している		
補足17 2倍勾配法について		×	×	泊3は2倍勾配法を用いていない		
補足18 黒鉛製シール材について		(○)	×	泊3の黒鉛製ガスケットについて補足説明資料p7-3他で記載している。		
補足19 原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいについて	3. 有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度及び原子炉格納容器圧力の環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について	○	×			
補足20 移動式炉心内計装系電磁弁への改良シール部材の適用について		×	×	泊3に移動式炉心内計装系爆発弁は無い		
補足21 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について		×	×	泊3ではシール材に改良EPDMを使用していない		
補足22 原子炉格納容器の評価温度・圧力負荷後の耐震性について	2. 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性	○	×			
補足23 原子炉格納容器本体の形状不連続部における応力評価について		×	×	泊3は設工認向けに原子炉格納容器の詳細解析を実施している。		
補足24 実機における逃がし安全弁搬出入口のシール部の漏えい評価について		×	×	泊3に逃がし安全弁搬出入口は無い		
補足25 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について		(○)	×	泊3は補足説明資料p3-3~に変更後のシール材を記載している		
補足26 原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図		×	×	泊3ではシール材に改良EPDMを使用していない		
	4. 原子炉格納容器貫通部にFP が沈着することによる影響について	○	×			

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価



※ () 書きは泊と女川で資料名が異なる場合の女川の資料名称
破線の四角は泊になく、女川にしかない資料

◆資料構成、資料概要、比較表を作成していない理由については次ページ参照

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
本文	設置変更許可申請書本文及び添付書類十に記載する内容を記載した資料	
添付資料	基本方針及び各対策の有効性を確認するために必要となる補足的な内容を記載した資料	添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
(補足説明資料)	基本方針及び各対策の有効性を確認するために必要となる補足的な内容を記載した資料	本資料は女川が各審査会合時点での設備・手順等の内容を記載した資料であり、女川特有の資料であるため、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。
付録1	事故シーケンスグループ等の選定について記載した資料(後日提出)	
別紙	付録1の補足的な説明資料	
別添	個別プラントのPRA評価	
別紙(補足説明資料)	別添の補足的な説明資料	個別プラントのPRA評価を補足する内容を記載しているものであるため、比較表を作成していない。

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
付録2	原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価について記載した資料	
補足説明資料、参考資料	付録2の具体的評価を記載した資料及び補足的な説明資料	<p>基準適合性を確認するために必要な基本方針及び各対策の有効性は本文、付録2に記載しており、比較表を作成し、差異について考察している。</p> <p>補足説明資料及び参考資料は、プラント固有の具体的評価結果を記載しているため、比較表を作成していない。</p>
(付録3)	解析コードに関する説明資料	<p>解析コードの資料に関してはPWRとBWRで使用する解析コードや妥当性説明が異なること、また、PWRでは解析コードに関する審査資料が公開文献化されており、泊では公開文献を引用する資料構成としていることから、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。</p>
(付録4)	原子炉格納容器からエアロゾル粒子が漏えいする際の捕集効果に関する資料	<p>PWRではエアロゾル粒子の捕集効果に期待していないため作成不要と判断し、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。</p>