

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	添付資料1.7.1-(6)																																																														
		【女川】 設備の相違による対応手段の相違																																																														
<p>泊3号炉との比較対象は 女川2号炉の添付資料1.7.1 参照</p>	<p>審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (6/6) ■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要件に適合するための手順</th> <th colspan="7">自主対策</th> </tr> <tr> <th>対応手段</th> <th>機器名稱</th> <th>既設 既存 対応 手段</th> <th>既設 既存 対応 手段</th> <th>対応手段</th> <th>機器名稱</th> <th>実際 可燃</th> <th>老齢機器内に 使用可能か</th> <th>対応可能な 人数で 使用可能か</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8" style="text-align: center;">直 接 に レ イ ソ ン ブ レ イ</td> <td>B-1 核燃料水素爆発抑制装置</td> <td>実施</td> <td rowspan="8" style="text-align: center;">45分</td> <td rowspan="8" style="text-align: center;">3名</td> <td rowspan="8" style="text-align: center;">自主対策とする理由は本文参照</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス</td> <td>可燃</td> </tr> <tr> <td>燃料供給用水ピット</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>B-2 核燃料水素爆発抑制装置</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却設備 配管・弁</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器スプレイ設備・配管・弁</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器スプレイ設備・配管・弁</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>常温汽化冷却装置</td> <td>実施 可燃</td> </tr> <tr> <td rowspan="8" style="text-align: center;">ダ イ 一 セ ル 格 納 容 器 内 に レ イ ソ ン ブ レ イ</td> <td>ダイゼル駆動消防火ポンプ</td> <td>実施</td> <td rowspan="8" style="text-align: center;">35分</td> <td rowspan="8" style="text-align: center;">3名</td> <td rowspan="8" style="text-align: center;">自主対策とする理由は本文参照</td> </tr> <tr> <td>消防水タンク</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス</td> <td>可燃</td> </tr> <tr> <td>火災防護設備（消火栓設備）配管・弁</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>給水処理設備 配管・弁</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器スプレイ設備・配管・弁</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>スプレイノズル</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>スプレイリング</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器</td> <td>実施</td> </tr> <tr> <td>常温汽化冷却装置</td> <td>実施 可燃</td> </tr> </tbody> </table>	重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要件に適合するための手順		自主対策							対応手段	機器名稱	既設 既存 対応 手段	既設 既存 対応 手段	対応手段	機器名稱	実際 可燃	老齢機器内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考	直 接 に レ イ ソ ン ブ レ イ	B-1 核燃料水素爆発抑制装置	実施	45分	3名	自主対策とする理由は本文参照	可燃性ガス	可燃	燃料供給用水ピット	実施	B-2 核燃料水素爆発抑制装置	実施	非常用炉心冷却設備 配管・弁	実施	原子炉格納容器スプレイ設備・配管・弁	実施	原子炉格納容器スプレイ設備・配管・弁	実施	常温汽化冷却装置	実施 可燃	ダ イ 一 セ ル 格 納 容 器 内 に レ イ ソ ン ブ レ イ	ダイゼル駆動消防火ポンプ	実施	35分	3名	自主対策とする理由は本文参照	消防水タンク	実施	可燃性ガス	可燃	火災防護設備（消火栓設備）配管・弁	実施	給水処理設備 配管・弁	実施	原子炉格納容器スプレイ設備・配管・弁	実施	スプレイノズル	実施	スプレイリング	実施	原子炉格納容器	実施	常温汽化冷却装置	実施 可燃
重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要件に適合するための手順		自主対策																																																														
対応手段	機器名稱	既設 既存 対応 手段	既設 既存 対応 手段	対応手段	機器名稱	実際 可燃	老齢機器内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考																																																							
直 接 に レ イ ソ ン ブ レ イ	B-1 核燃料水素爆発抑制装置	実施	45分	3名	自主対策とする理由は本文参照																																																											
	可燃性ガス	可燃																																																														
	燃料供給用水ピット	実施																																																														
	B-2 核燃料水素爆発抑制装置	実施																																																														
	非常用炉心冷却設備 配管・弁	実施																																																														
	原子炉格納容器スプレイ設備・配管・弁	実施																																																														
	原子炉格納容器スプレイ設備・配管・弁	実施																																																														
	常温汽化冷却装置	実施 可燃																																																														
ダ イ 一 セ ル 格 納 容 器 内 に レ イ ソ ン ブ レ イ	ダイゼル駆動消防火ポンプ	実施	35分	3名	自主対策とする理由は本文参照																																																											
	消防水タンク	実施																																																														
	可燃性ガス	可燃																																																														
	火災防護設備（消火栓設備）配管・弁	実施																																																														
	給水処理設備 配管・弁	実施																																																														
	原子炉格納容器スプレイ設備・配管・弁	実施																																																														
	スプレイノズル	実施																																																														
	スプレイリング	実施																																																														
原子炉格納容器	実施																																																															
常温汽化冷却装置	実施 可燃																																																															

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	添付資料 1.7.2
相違理由		
<p>【女川2号炉の添付資料1.7.2を掲載】</p> <p>対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>第1図 電源構成図（交流電源）</p> <p>第2図 電源構成図（直流電源）</p>	<p>対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>第1図 電源構成図（交流電源）</p>	<p>【女川】 設備の相違による電源構成の相違</p> <p>*1: 常設代用交流電源設備の主要設備 *2: 可搬型代用交流電源設備の主要設備 *3: 代替所内電気設備の主要設備</p> <p>【女川】 ・泊は、直流電源の給電対象設備なし。</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【大飯3／4号炉の添付資料 1.7.1 を掲載】</p> <p>重大事故等対処設備の電源構成図</p> <p>この図は、大飯3号炉と4号炉の電源構成を示す。上部には500kV系統とNо.2予備変圧器、所内変圧器が示されている。A系統とB系統の非常用高圧母線（4-3(4) A/B）が並んでおり、各系統にディーゼル発電機（A/Diesel, B/Diesel）が接続されている。各母線上には、主給水ポンプ、冷却水ポンプ、凝縮水ポンプなどの重要設備が並んでおり、各ポンプは複数台で冗長構成となっている。</p> <p>下部には、空冷式非常用発電装置（機械代用発電装置）が示されており、これは通常運転時と同様の構成である。</p> <p>【比較対象は泊3号炉の添付資料 1.7.2 を参照】</p> <p>この比較対象は、泊3号炉の添付資料 1.7.2 に記載された電源構成図（交流電源）である。泊3号炉の電源構成図は、より詳細な設備構造や接続を示すものである。</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映） ・泊との比較箇所は、添付資料 1.7.2 第1図 電源構成図（交流電源）である。 ・泊は流路及び給電に使用する設備を記載 ・泊は代替所内電気設備による給電も含めて1つの図で記載している。</p>		

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

泊発電所 3号炉

相違理由

添付資料 1.7.2

比較対象は付録4の「専門資料1.1.1」を参照

- ・大飯の比較対象となる泊の添付資料
- 1.7.1は前段で整理している。
- ・泊は女川の審査実績を踏まえた構成とされているため、本資料の比較対象は女川としている。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉						泊発電所3号炉						相違理由
添付資料 1.7.3						添付資料 1.7.3						
多様性拡張設備仕様						自主対策設備仕様						
機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数	機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数	
液化窒素供給設備	常設	—	約4,900L	—	1基	窒素供給装置	常設	Cクラス	約8,000L	—	1基	設備の相違 (相違理由①)
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	約1,200m ³ /h	約83m	1台	電動機駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約390m ³ /h	138m	1台	
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	約1,200m ³ /h	約55m	1台	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約390m ³ /h	133m	1台	
N o. 2淡水タンク	常設	Cクラス	約8,000m ³	—	1基	ろ過水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³	—	2基	
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設	Sクラス	約1,200m ³ /h	約175m	1台	可搬型大型送水ポンプ車	可搬	転倒評価	約300m ³ /h 吐出圧力 約1.3MPa[gage]	4台+予備2台		
燃料取替用水ピット	常設	Sクラス	3号炉：約2,900m ³ (4号炉：約2,100m ³)	—	1基	代替給水ピット	常設	Cクラス	約473m ³	—	1基	
						原水槽	常設	Cクラス	約5,000m ³	—	2基	
						2次系純水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³	—	2基	
						B－格納容器スプレイポンプ	常設	Sクラス	約940m ³ /h	約170m	1台	
						燃料取替用水ピット	常設	Sクラス	約2,000m ³	—	1基	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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 添付資料1.7.4(1)	泊発電所3号炉 添付資料1.7.4-(1)	相違理由
<p>A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>【原子炉補機冷却水系加圧操作】</p> <p>1. 操作概要 格納容器内の熱を輸送する原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水系の加圧を行う。</p> <p>2. 必要要員数及び操作時間 必 要 要 員 数：2名／ユニット 操作時間(想定)：35分 操作時間(実績)：31分（現場移動時間を含む。）</p> <p>3. 操作の成立性 アクセス性：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリ内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。 また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。</p>	<p>C、D—格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>【原子炉補機冷却系加圧操作】</p> <p>1. 操作概要 原子炉格納容器内の熱を輸送する原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水系の加圧を行う。</p> <p>2. 操作場所 周辺補機棟T.P. 43.6m, T.P. 46.2m</p> <p>3. 必要要員数及び操作時間 必要要員数 : 2名 操作時間(想定) : 60分 操作時間(訓練実績等) : 41分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）</p> <p>4. 操作の成立性 移動経路：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリ内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。 操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。</p>	<p>記載方針の相違 (女川実績の反映) ・操作又は作業場所の追加 ・以降、同様の相違理由は省略する。</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映) ・泊は「実績」及び「模擬」を「訓練実績等」で統一。 ・放射線防護具着用時間も記載。(伊方、玄海と同様) ・以降、同様の相違理由は省略する。</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映) ・泊は「実績」及び「模擬」を「訓練実績等」で統一。 ・放射線防護具着用時間も記載。(伊方、玄海と同様) ・以降、同様の相違理由は省略する。</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映) ・泊は状況に応じて防護具を着用する記載(女川と同様) ・以降、同様の相違理由は省略する。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>操作 性：通常行う弁操作と同等であり、容易に操作可能である。また、可搬型ホース接続について はクイックカプラ式であり容易に接続可能である。操作専用工具もポンベ付近に設置し ている。</p> <p>連絡 手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使 用し、確実に連絡可能である。</p>   <p>①窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージ タンク加圧用）可搬型ホース取付け (原子炉周辺建屋 E.L. +42.6m)</p> <p>②原子炉補機冷却水系加圧操作 (原子炉周辺建屋 E.L. +42.6m)</p>	<p>操作性：通常行う弁操作と同じであり、容易に操作可能である。また、可搬型ホース接続について はクイックカプラ式であり容易に接続可能である。操作専用工具もポンベ付近に設置し ている。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使 用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。</p>   <p>原子炉補機冷却水サージタンク 加圧用可搬型窒素ガスポンベ (周辺補機棟 T.P. 43.6m)</p>   <p>原子炉補機冷却水サージタンク 窒素供給ホースカプラ接続 (周辺補機棟 T.P. 43.6m)</p> <p>原子炉補機冷却水系加圧操作 (周辺補機棟 T.P. 46.2m)</p>	記載表現の相違 (女川実績の反映)

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

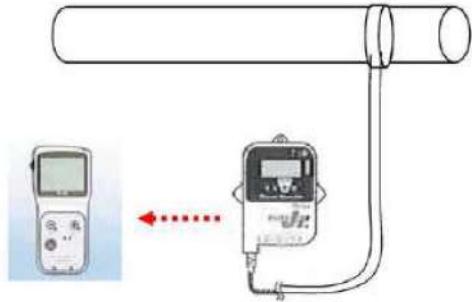
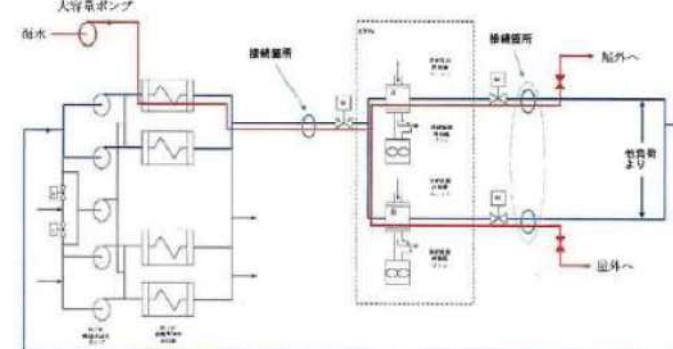
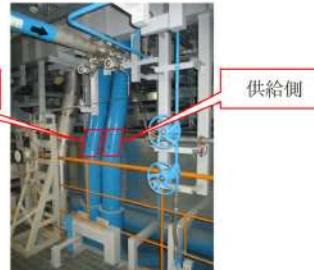
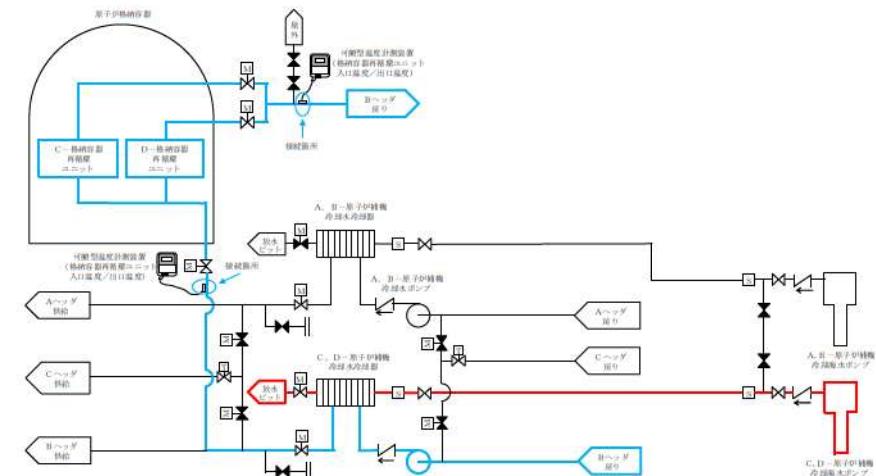
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 1.7.4-(2)</p> <p>【可搬型温度計測装置取付け】</p> <p>1. 作業概要 A、D格納容器再循環ユニットでの冷却状況を確認するために、可搬型温度計測装置を取付ける。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：1名 作業時間（想定）：45分 作業時間（模擬）：45分（現場移動時間を含む。）</p> <p>3. 作業の成立性 アクセス性：ヘッドライト、懐中電灯等を携行し、暗所でも移動できる。 また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 作業環境：周囲温度は通常運転状態と同等である。可搬型温度計測装置の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、事故環境下においても作業できる。 汚染が予想されることから、個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。</p> <p>作業性：可搬型温度計測装置の取付け作業は、一般的な作業であり、容易に実施できる。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が不能となった場合でも、携行型通話装置にて確実に連絡できる。</p>	<p>添付資料 1.7.4-(2)</p> <p>【可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）取付け】</p> <p>1. 作業概要 C、D格納容器再循環ユニットでの冷却状況を確認するために、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）を取付ける。</p> <p>2. 作業場所 原子炉補助建屋T.P. 17.8m 周辺捕獲域T.P. 14.3m</p> <p>3. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：2名 作業時間（想定）：60分 作業時間（訓練実績等）：47分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）</p> <p>4. 作業の成立性 移動経路：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、事故環境下においても作業可能である。 操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。 作業性：可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の取付け作業は、一般的な作業であり、容易に実施できる。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊は「可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）」を省略せずに記載する。（以降同様の相違理由は省略。）</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>① 可搬型温度計測装置取付けイメージ</p>  <p>② 温度計設置場所の概略系統図（予定）</p>	 <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット 入口温度／出口温度）設置場所 (周辺補機棟 T.P. 14.3m)</p>   <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット 入口温度／出口温度） (左 : データコレクタ、右 : 温度ロガー)</p>  <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）設置場所の概要図</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

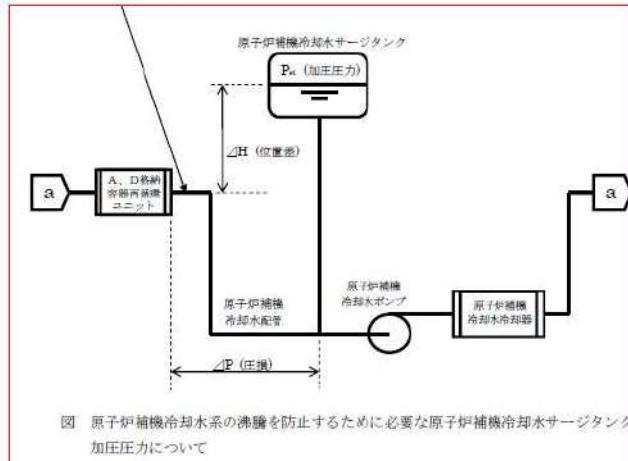
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 1.7.5</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧について</p> <p>重大事故等における格納容器内の除熱手段として、A、D格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通し除熱を行う格納容器内自然対流冷却がある。</p> <p>格納容器内自然対流冷却では、格納容器内の熱を除去する過程で原子炉補機冷却水の温度が上昇し、原子炉補機冷却水の沸騰により補機冷却機能が喪失することを防止するため、格納容器内自然対流冷却に先立ち窒素ポンベにより原子炉補機冷却水サージタンクを加圧する。</p> <p>加圧設定値 0.25MPa [gage] は、「原子炉格納容器の除熱機能喪失シーケンス」における格納容器内ピーク温度に到達した場合において格納容器再循環ユニットに通水しても原子炉補機冷却水系が沸騰しない圧力としている。</p> <p>有効性評価「原子炉格納容器の除熱機能喪失シーケンス」における格納容器内自然対流冷却では、格納容器内最高温度は約 140°C であり、この飽和蒸気圧力は 0.26MPa [gage] である。</p> <p>【参考とした、玄海3／4号炉の添付資料 1.7.5 を掲載】（比較箇所のみ抜粋）</p> <p>加圧設定値 0.34MPa [gage] は、格納容器が最高使用圧力の状態において格納容器再循環ユニットに通水しても原子炉補機冷却水系統が沸騰しない圧力としている。</p> <p>有効性評価「格納容器除熱機能喪失シーケンス」における自然対流冷却では、格納容器内最高温度は約 140°C であり、この飽和蒸気圧力は 0.26MPa [gage] であることから加圧設定値 0.34MPa [gage] であれば、原子炉補機冷却水系統が沸騰することはない。</p> <p>そのため下記に示すとおり、静水頭差、並びに、配管及び弁類圧損を考慮し、加圧設定値 0.25MPa [gage] であれば、A、D格納容器再循環ユニット出口部の圧力は、0.26MPa [gage] より大きくなり、原子炉補機冷却水系が沸騰することはない。</p> <p>なお、安全弁設定値は加圧設定値より高いため、安全弁を動作させないための処置は不要である。原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するためには、以下の関係が必要である。</p> $P_o(A、D\text{格納容器再循環ユニット出口部の圧力}) > P_{sat}(\text{飽和蒸気圧力})$ $\Delta P + \Delta H + P_{st} > P_{sat}$ <p>従って、原子炉補機冷却水サージタンク加圧圧力 (Pst) は以下を満足する圧力として、0.25MPa [gage] で加圧する。</p> $P_{st} > P_{sat} - \Delta H - \Delta P$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> P_{st} : 原子炉補機冷却水サージタンク加圧圧力、0.25MPa [gage] P_{sat} : 格納容器ピーク温度の飽和蒸気圧力、0.26MPa [gage] ΔH : 静水頭（原子炉補機冷却水サージタンクとの位置差）による印加圧力、0MPa [gage] ΔP : A、D格納容器再循環ユニット下流における配管及び弁類圧損、[] MPa [gage] とする。 枠書きの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。 	<p>添付資料 1.7.5</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧について</p> <p>重大事故等における原子炉格納容器内の除熱手段として、C、D一格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通し除熱を行う格納容器内自然対流冷却がある。</p> <p>格納容器内自然対流冷却では、原子炉格納容器内の熱を除去する過程で原子炉補機冷却水の温度が上昇し、原子炉補機冷却水の沸騰により原子炉補機冷却機能が喪失することを防止するため、格納容器内自然対流冷却に先立ち原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベにより原子炉補機冷却水サージタンクを加圧する。</p> <p>加圧設定値 0.28MPa [gage] は、有効性評価「原子炉格納容器の除熱機能喪失 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における原子炉格納容器内ピーク温度に到達した場合において格納容器再循環ユニットに通水しても原子炉補機冷却水系が沸騰しない圧力としている。</p> <p>有効性評価「原子炉格納容器の除熱機能喪失 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における格納容器内自然対流冷却では、格納容器内最高温度は約 135°C であり、この飽和蒸気圧力は 0.212MPa [gage] であることから加圧設定値 0.28MPa [gage] であれば、原子炉補機冷却水系が沸騰することはない。</p> <p>なお、安全弁設定値は加圧設定値より高いため、安全弁を動作させないための処置は不要である。</p> <p>なお、安全弁設定値は加圧設定値より高いため、安全弁を動作させないための処置は不要である。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊は設備名称を簡略化して記載しない 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>運用の相違 ・泊は飽和蒸気圧力以上に加圧することから、静水頭差、配管及び弁類圧損の考慮は不要である。 飽和蒸気圧力以上に加圧する方針は、伊方3号炉、玄海3/4号炉及び川内1/2号炉と同様である。</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>P_a : A、D格納容器再循環ユニット出口部の圧力 ($= \Delta P + \Delta H + P_{st}$, 図参照)</p> <p>$P_a$ (A、D格納容器再循環ユニット出口部の圧力) $= (A、D\text{格納容器再循環ユニット下流で損失する圧損}) + (\text{位置差}) + (\text{原子炉補機冷却水サージタンク加圧圧力})$ $= \Delta P + \Delta H + P_{st}$</p>  <p>図 原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するために必要な原子炉補機冷却水サージタンク 加圧圧力について</p> <p>1. 原子炉補機冷却水サージタンク設備概要について 最高使用圧力 : 0.34MPa [gage] (安全弁動作設定値) 最高使用温度 : 95°C 加圧設定値 : 0.25MPa [gage] (窒素ポンベ設置本数: 3本) 通常運転圧力 : 4.9~29kPa [gage]</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>参考資料 : 原子炉補機冷却水サージタンク設計上の最高使用温度の保守性について</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>1. 原子炉補機冷却水サージタンク設備概要について 最高使用圧力 : 0.34MPa [gage] (安全弁動作設定値) 最高使用温度 : 95°C 加圧設定値 : 0.28MPa [gage] (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベ設置本数: 4本) 通常運転圧力 : 0.005~0.04MPa [gage]</p> <p>参考資料 : 原子炉補機冷却水サージタンク設計上の最高使用温度の保守性について</p>	<p>設備名称の相違 設計の相違 ・予備のポンベ本数の違いから設置本数が相違する。大飯は、予備1本、泊は、予備2本。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉補機冷却水サージタンク設計上の最高使用温度の保守性について</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失時（大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗）の原子炉補機冷却水系統の運転状態を図1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク出口配管の原子炉補機冷却水戻り母管との接続位置は、再循環ユニット戻り配管の原子炉補機冷却水戻り母管への合流点より下流側である。 原子炉補機冷却水冷却器から冷却水（運転温度35°C以下）が供給され、格納容器再循環ユニットからの戻り配管（運転温度□°C以下）からの冷却水（約□m³/h）とその他原子炉補機からの戻り配管からの冷却水（約□m³/h）が合流した母管における原子炉補機冷却水の運転温度は、□°C以下となる。 原子炉補機冷却水サージタンク及びその出口配管の運転温度は、運転温度□°C以下の母管に出口配管が接続されてこと、また、サージタンク側から加圧することから、戻り母管の運転温度（□°C以下）より相対的に低くなる。 <p>図1 原子炉補機冷却水系統の運転状態（原子炉格納容器の除熱機能喪失時）</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p>原子炉補機冷却水サージタンク設計上の最高使用温度の保守性について</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失時（大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）の原子炉補機冷却水系の運転状態を図1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク出口配管の原子炉補機冷却水戻り母管との接続位置は、格納容器再循環ユニット戻り配管の原子炉補機冷却水戻り母管への合流点より下流側である。 原子炉補機冷却水冷却器から冷却水（運転温度□°C以下）が供給され、格納容器再循環ユニットからの戻り配管（運転温度□°C以下）からの冷却水（約□m³/h）とその他原子炉補機からの戻り配管からの冷却水（約□m³/h）が合流した母管における原子炉補機冷却水の運転温度は、□°C以下となる。 原子炉補機冷却水サージタンク及びその出口配管の運転温度は、運転温度□°C以下の母管に出口配管が接続されていること、また、サージタンク側から加圧することから、戻り母管の運転温度（□°C以下）より相対的に低くなる。 <p>図1 原子炉補機冷却水系の運転状態（原子炉格納容器の除熱機能喪失時）</p> <p>□：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</p>	<p>記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>・泊は、系統を示す場合に、「○○系」の表現に統一している。以降同様の相違理由は、記載を省略する。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

以上を踏まえて、原子炉補機冷却水系における重大事故等対処設備としての最高使用温度の考え方を図2に示す。

- ・格納容器再循環ユニットから戻り母管までの間の運転温度は□C以下であり、戻り母管との合流点から下流側の運転温度は□C以下であるが、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度は、175°Cと設定している。
- ・原子炉補機冷却水供給配管の運転温度は35°C以下であり、また、その他原子炉補機からの戻り配管の運転温度は□Cより低くなるが、設計基準対象施設としての仕様を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として設計基準対象施設の最高使用温度である95°Cを設定している。
- ・格納容器内の格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水供給配管の運転温度は35°C以下であるが、格納容器内雰囲気温度を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として144°Cを設定している。
- ・原子炉補機冷却水サージタンク及びその出口配管の運転温度は、□Cより相対的に低くなるが、設計基準対象施設としての仕様を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として設計基準対象施設の最高使用温度である95°Cを設定している。

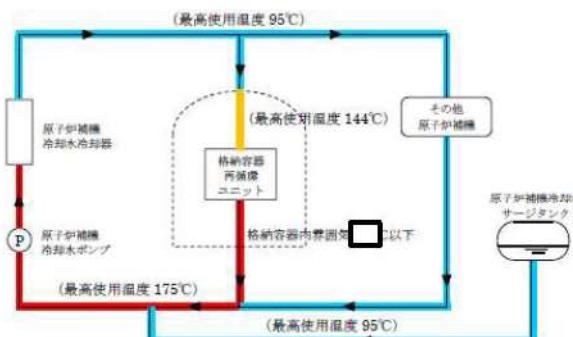


図2 原子炉補機冷却水系における重大事故等対処設備としての設計上の最高使用温度

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

泊発電所3号炉

以上を踏まえて、原子炉補機冷却水系における重大事故等対処設備としての最高使用温度の考え方を図2に示す。

- ・格納容器再循環ユニットから戻り母管までの間の運転温度は□C以下であり、戻り母管との合流点から下流側の運転温度は□C以下であるが、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度は、163°Cと設定している。
- ・原子炉補機冷却水供給配管の運転温度は□C以下であり、また、その他原子炉補機からの戻り配管の運転温度は□Cより低くなるが、設計基準対象施設としての仕様を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として設計基準対象施設の最高使用温度である95°Cを設定している。
- ・格納容器内の格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水供給配管の運転温度は□C以下であるが、格納容器内雰囲気温度を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として141°Cを設定している。
- ・原子炉補機冷却水サージタンク及びその出口配管の運転温度は、□Cより相対的に低くなるが、設計基準対象施設としての仕様を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として設計基準対象施設の最高使用温度である95°Cを設定している。

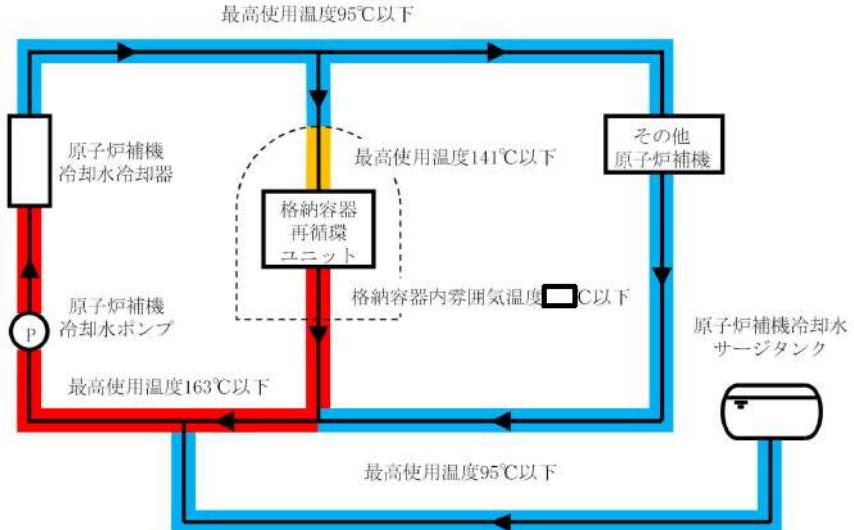


図2 原子炉補機冷却水系における重大事故等対処設備としての設計上の最高使用温度

□ :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

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 1.7.6-(1)</p> <p>大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>【大容量ポンプ配置】</p> <p>1. 作業概要 大容量ポンプを吉見橋又は3、4号海水ポンプ室へ配置する。海水ストレーナが使用不能の場合、放水路ピット横へ配置する。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必 要 要 員 数：20名／ユニット 作業時間(想 定)：30分 作業時間(模 擬)：30分以内（昼間、夜間に実施、現場移動時間を含む。）</p> <p>3. 作業の成立性 アクセス性：夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：大容量ポンプ保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、作業可能である。 また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。 作業性：大容量ポンプは、車両として移動可能な設計であり容易に移動できる。 連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー、衛星電話（アイサットフォン）を携帯しており、確実に連絡可能である。</p>  <p>① 大容量ポンプ (屋外)</p> <p>枠開きの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>比較対象は泊3号炉の添付資料1.7.6-(1)参照</p>	<p>記載方針の相違 ・泊は可搬型大型送水ポンプ車の保管場所への移動時間と配置時間を含めて次ページの添付資料1.7.6-(1)にて作業の成立性を整理している。（女川と同様）。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉 添付資料 1.7.6-(2)	泊発電所3号炉 添付資料 1.7.6-(1)	相違理由
<p>【大容量ポンプ 可搬型ホース等の運搬及び設置（水中ポンプの設置含む。）】</p> <p>1. 作業概要 水中ポンプを設置し大容量ポンプへ接続する。大容量ポンプから海水ストレーナまで供給するため可搬型ホース等を設置する。海水ストレーナが使用不能の場合、放水路ピット横海水管トンネルへ可搬型ホース等を設置する。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：20名／ユニット（海水ストレーナ可搬型ホース接続と同時作業。） 作業時間（想定）：3時間 作業時間（実績）：2.5時間（昼間、夜間に実施。）</p> <p>3. 作業の成立性 アクセス性：夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：可搬型ホース等の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、作業可能である。 また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。</p> <p>作業性： 大容量ポンプの水中ポンプの設置要領は、他の水中ポンプ設置と同等であり、作業は実施可能である。 また、可搬型ホースの接続はワンタッチ式であり、容易に接続可能である。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D—格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>【可搬型大型送水ポンプ車、可搬型ホース等の設置（水中ポンプの設置含む。）】</p> <p>1. 作業概要 可搬型大型送水ポンプ車によるC、D—格納容器再循環ユニットへの冷却水（海水）を通水するための可搬型大型送水ポンプ車、可搬型ホース等を設置する。海水取水箇所へ水中ポンプを設置し可搬型大型送水ポンプ車へ接続する。</p> <p>2. 作業場所 屋外T.P. 10.3m</p> <p>3. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：6名 作業時間（想定）：250分 作業時間（訓練実績等）：200分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）</p> <p>4. 作業の成立性 移動経路：夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 作業環境：可搬型大型送水ポンプ車等の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、作業可能である。 操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。 なお、冬季間の屋外作業では防寒服等の着用が必要となるが、夏季と冬季での作業時間に相違がないことを訓練実績等で確認している。 作業性：可搬型大型送水ポンプ車は、車両として移動可能な設計であり容易に移動できる。</p> <p>屋外に敷設する可搬型ホースは、ホース延長・回収車（送水車用）を使用することから、容易に接続可能である。</p> <p>また、可搬型ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。</p>	<p>記載方針の相違 ・大飯は前ページの添付資料 1.7.6-(1)に資料タイトルを記載</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設備の相違 ・可搬型大型送水ポンプ車を使った代替補機冷却において、大飯は原子炉補機冷却海水設備（SWSS）の海水ストレーナ等を接続口として使用し、原子炉補機冷却海水設備を介して制御用空気圧縮機に海水を供給するが、泊では原子炉補機冷却海水設備（CCWS）に接続口を設けて制御用空気圧縮機に海水を供給する。</p> <p>・大飯は前ページの添付資料 1.7.6-(1)に記載</p> <p>設備の相違 ・泊はホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設の作業の容易性を記載している。（女川と同様） ・泊の可搬型ホースの接続は「汎用の結合金具」である（女川と同様）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー、衛星電話（アイサットフォン）を携帯しており、確実に連絡可能である。</p> <p>【海水ストレーナ側への可搬型ホース接続】</p>  <p>① 可搬型ホース敷設（屋外）</p>  <p>② 海水ストレーナ側への敷設（屋外）</p>  <p>③ 大容量ホースと可搬型ホース接続（屋外）</p>  <p>④ 可搬型ホース接続（屋外）</p>	<p>海水取水箇所に吊り下げて設置する水中ポンプは軽量なものであり人力で降下設置できる。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（携帯型）を携帯しており、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。</p> <p>可搬型ホース敷設箇所</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>敷設ルート</th><th>敷設長さ</th><th>ホース口径</th><th>本数</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～可搬型大型送水ポンプ車A母管接続口</td><td>約200m×2系統 約150m×1系統 約250m×1系統</td><td>150A</td><td>約4本×2系統 約3本×1系統 約25本×1系統</td></tr> <tr> <td>海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～可搬型大型送水ポンプ車B母管接続口</td><td>約400m×1系統 約100m×1系統</td><td>150A</td><td>約8本×1系統 約10本×1系統</td></tr> </tbody> </table>	敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数	海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～可搬型大型送水ポンプ車A母管接続口	約200m×2系統 約150m×1系統 約250m×1系統	150A	約4本×2系統 約3本×1系統 約25本×1系統	海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～可搬型大型送水ポンプ車B母管接続口	約400m×1系統 約100m×1系統	150A	約8本×1系統 約10本×1系統	<p>・泊の可搬型大型送水ポンプ車の水中ポンプは人力により設置が可能。 設備名称の相違 記載表現の相違（女川実績の反映）</p>
敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数											
海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～可搬型大型送水ポンプ車A母管接続口	約200m×2系統 約150m×1系統 約250m×1系統	150A	約4本×2系統 約3本×1系統 約25本×1系統											
海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～可搬型大型送水ポンプ車B母管接続口	約400m×1系統 約100m×1系統	150A	約8本×1系統 約10本×1系統											
<p>【放水路ピット側への可搬型ホース敷設】</p>  <p>① 可搬型ホース敷設（屋外）</p>  <p>② 可搬型ホース敷設（屋外）</p>  <p>③ 可搬型ホース敷設（屋外）</p>  <p>④ 可搬型ホース敷設（屋外）</p> <p>【水中ポンプ設置】</p>  <p>① 水中ポンプの設置（屋外）</p>  <p>② 水中ポンプ用可搬型ホース接続（屋外）</p>	 <p>ホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設（屋外 T.P. 10.3m）</p>  <p>可搬型ホース(150A)接続前</p>  <p>可搬型ホース(150A)接続後</p>  <p>可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設（屋外 T.P. 10.3m）</p>  <p>海水取水箇所への水中ポンプ設置（屋外 T.P. 10.3m）</p>	<p>記載内容の相違 ・泊は当該手段で敷設する可搬型ホースの距離等を整理している。（玄海、川内と同様）</p>												

枠組みの範囲は密に係る事項ですので公開することはできません。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 1.7.6-(3)</p> <p>【海水ストレーナへの可搬型ホース接続】</p> <p>1. 作業概要 大容量ポンプから海水ストレーナまで供給するために、海水ストレーナ洗浄配管に可搬型ホースを接続する。海水ストレーナが使用不能の場合、放水路ピット横海水管トンネル内のA系海水管マンホールを開放し、アダプタを取り付け、可搬型ホースを接続する。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必 要 要 員 数：20名／ユニット（水中ポンプの設置、大容量ポンプ可搬型ホース等の運搬及び設置と同時作業。） 作業時間（想 定）：3時間 作業時間（実 績）：海水ストレーナへの接続 15分、 放水路ピット横海水管トンネル内のA系海水管への接続 90分</p> <p>3. 作業の成立性 3. 作業の成立性 アクセス性：夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：可搬型ホース等の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、作業可能である。 作業性：海水ストレーナへの可搬型ホース接続及びA系海水管マンホール開放、アダプタ取付けは、一般的な作業（フランジ取外し、取付け。）と同等作業であり、容易に実施可能である。 また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。 連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー、衛星電話（アイサットフォン）を携帯しており、確実に連絡可能である。</p> <p>【海水ストレーナへの可搬型ホース接続】  </p> <p>【放水器ピット横海水管トンネル内 A系海水管マンホールアダプタ取付け及び可搬型ホース接続】  </p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">比較対象なし</p>	<p>設備の相違 ・可搬型大型送水泵車を使った代替補機冷却において、大飯は原子炉補機冷却海水設備（SWS）の海水ストレーナ等を接続口として使用し、原子炉補機冷却水設備を介して制御用空気圧縮機に海水を供給するが、泊では原子炉補機冷却水設備（CCWS）に接続口を設けて制御用空気圧縮機に海水を供給する。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 1.7.6-(4)</p> <p>【ディスタンスピース取替え（海水系～原子炉補機冷却水系）】</p> <p>1. 作業概要 A、D格納容器再循環ユニットへ海水を通水するために、ディスタンスピースを開止用から通水用に取り替える。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必 要 要 員 数：3名／ユニット 作業時間（想 定）：60 分 作業時間（実 績）：55 分（現場移動時間を含む。）</p> <p>3. 作業の成立性 アクセス性：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：ディスタンスピース取替え作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから事故環境下においても作業可能である。 また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。 作業性：ディスタンスピースの取替え作業は、一般的なフランジガスケット取替え作業と同等であり、容易に取替えが可能である。 連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に連絡可能である。</p> <p>① 作業エリア (制御建屋 E.L.+7.0m)</p> <p>② ディスタンスピース</p> <p>③ ディスタンスピース取替え (制御建屋 E.L.+7.0m)</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>比較対象なし</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は海水系母管を経由して原子炉補機冷却水系へ代替補機冷却水（海水）を供給する手順であり、系統間を接続するためにディスタンスピースの取替え作業が必要。 ・泊は海水系母管を経由しない手順であり、原子炉補機冷却水系へ直接ホース接続し、代替補機冷却水（海水）を供給する。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉 添付資料1.7.6-(5)	泊発電所3号炉 添付資料1.7.6-(2)	相違理由
<p>【系統構成】</p> <p>1. 操作概要 全交流動力電源喪失時、A、D格納容器再循環ユニットへ海水を通水するための系統構成を行う。系統構成は緊急安全対策要員によるディスタンスピース取替え作業と連携して行う。</p> <p>2. 必要要員数及び操作時間 [A、D格納容器再循環ユニットの系統構成] 必要要員数：3名／ユニット 操作時間(想定)：3時間 操作時間(実績)：2.3時間</p> <p>[補機冷却海水通水の系統構成] 必要要員数：3名／ユニット 操作時間(想定)：3時間 操作時間(実績)：52分 かいじょ</p> <p>3. 操作の成立性 アクセス性：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから事故環境下においても作業可能である。また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。</p> <p>操作性：通常行う弁操作と同等であり、容易に操作可能である。 連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に連絡可能である。</p>	<p>【系統構成】</p> <p>1. 操作概要 全交流動力電源喪失時、C、D格納容器再循環ユニットへ海水を通水するための系統構成を行う。</p> <p>2. 操作場所 周辺機器T.P. 2.3m, T.P. 10.3m, T.P. 17.8m, T.P. 24.8m, T.P. 43.6m 原子炉補助建屋T.P. -1.7m, T.P. 10.3m</p> <p>3. 必要要員数及び操作時間 (1) 系統構成 必要要員数：2名 操作時間(想定)：120分 操作時間(訓練実績等)：64分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）</p> <p>(2) 系統構成（通水前）、通水操作 必要要員数：2名 操作時間(想定)：50分 操作時間(訓練実績等)：29分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）</p> <p>4. 操作の成立性 移動経路：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、事故環境下においても作業可能である。 操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。</p> <p>操作性：通常行う弁操作と同じであり、容易に操作可能である。 連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。</p>	<p>設備の相違 ・大飯は海水系母管を経由して原子炉補機冷却水系へ代替補機冷却水（海水）を供給する手順であり、系統間を接続するためにディスタンスピースの取替え作業が必要。</p> <p>・泊は海水系母管を経由しない手順であり、原子炉補機冷却水系へ直接ホース接続し、代替補機冷却水（海水）を供給する。</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
  <p>① A、D格納容器再循環ユニット戻りライン (原子炉周辺建屋 E.L.+17.1m)</p> <p>② 海水供給ライン止め弁 (制御建屋 E.L.+7.0m)</p>	  <p>補機冷却水（海水）通水系統構成 (原子炉補助建屋 T.P.-1.7m)</p> <p>補機冷却水（海水）通水系統構成 (周辺補機棟 T.P. 43.6m)</p>  <p>補機冷却水（海水） 通水開始前系統構成 (周辺補機棟 T.P. 17.8m)</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

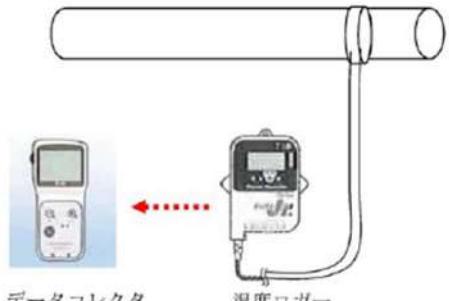
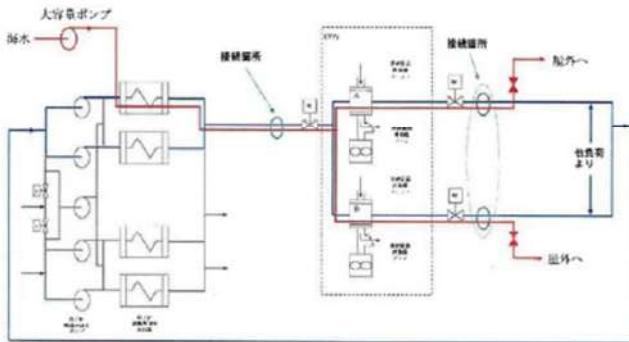
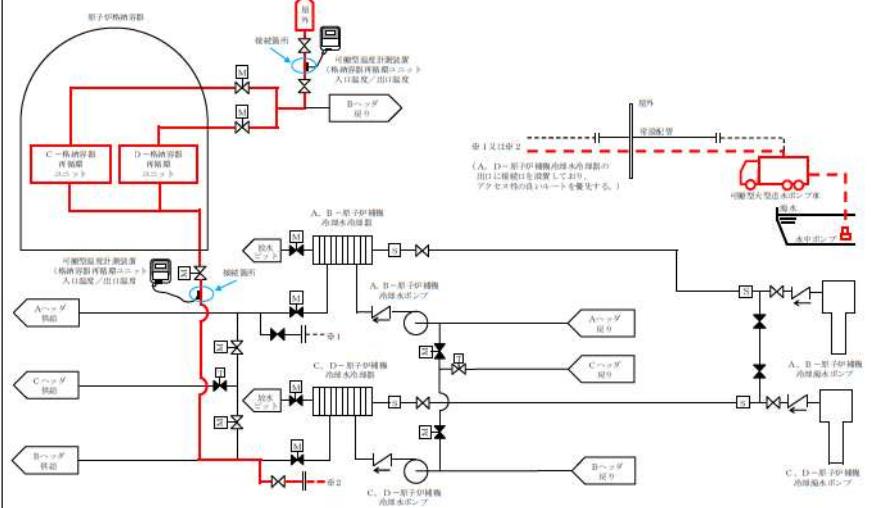
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 1.7.6-(6)</p> <p>【可搬型温度計測装置取付け】</p> <p>1. 作業概要 A、D格納容器再循環ユニットでの冷却状況を確認するために、可搬型温度計測装置を取付ける。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必 要 要 員 数：1名 作業時間（想 定）：45分 作業時間（模 擬）：45分（現場移動時間を含む。）</p> <p>3. 作業の成立性 アクセス性：ヘッドライト、懐中電灯等を携行し、暗所でも移動できる。 また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 作業環境：周囲温度は通常運転状態と同等である。可搬型温度計測装置の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、事故環境下においても作業できる。 汚染が予想されることから、個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。</p> <p>作業性：可搬型温度計測装置の取付け作業は、一般的な作業であり、容易に実施できる。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が不能となった場合でも、携行型通話装置にて確実に連絡できる。</p>	<p>添付資料 1.7.6-(3)</p> <p>【可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）取付け】</p> <p>1. 作業概要 C、D—格納容器再循環ユニットでの冷却状況を確認するために、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）を取付ける。</p> <p>2. 作業場所 原子炉補助建屋T.P. 17.8m 周辺構造物T.P. 14.3m</p> <p>3. 必要要員数及び作業時間 必要要員数 : 2名 作業時間（想定） : 60分 作業時間（訓練実績等） : 50分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）</p> <p>4. 作業の成立性 移動経路：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、事故環境下においても作業可能である。 操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。 作業性 : 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の取付け作業は、一般的な作業であり、容易に実施できる。 連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p>

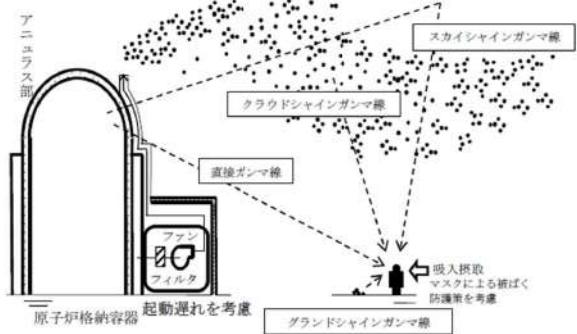
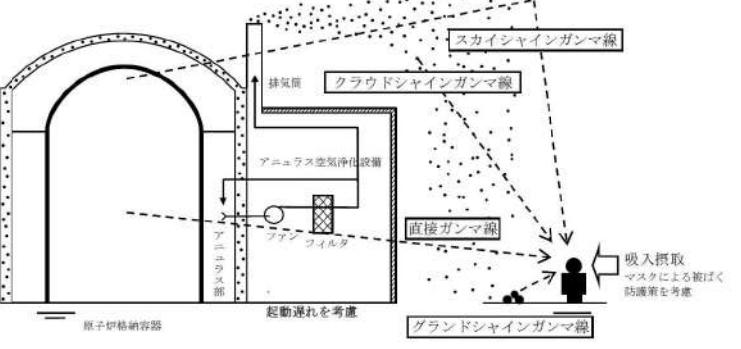
泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>① 可搬型温度計測装置取付けイメージ</p>	 <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット 入口温度／出口温度）設置場所（供給側） (周辺補機棟 T.P. 14.3m)</p>  <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット 入口温度／出口温度）設置場所（排水側） (周辺補機棟 T.P. 17.8m)</p>	
 <p>② 温度計設置場所の概略系統図（予定）</p>	 <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）設置場所の概要図</p>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料1.6.13</p> <p><u>重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について</u></p> <p>1. 評価事象 評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、作業員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力及び温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断LOCA時にECCS注水および格納容器スプレイ注水に失敗するシーケンスとする。本事象シーケンスは、炉心溶融が早く、原子炉内の放射性物質は、早期に格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、格納容器内圧が高く推移することから、格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射能量の総量は多くなり、被ばく評価としては厳しくなる。</p> <p>2. 考慮する被ばく経路 考慮する被ばく経路は、以下のとおりとする。第2-1図に、経路イメージ図を示す。</p> <p>(1) 建屋内からのガンマ線による被ばく <ul style="list-style-type: none"> 直接ガンマ線 スカイシャインガンマ線 </p> <p>(2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく <ul style="list-style-type: none"> クラウドシャインによる外部被ばく グランドシャインによる外部被ばく 吸入摂取による内部被ばく </p>  <p>第2-1図 被ばく経路イメージ</p>	<p>添付資料1.7.7</p> <p><u>重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について</u></p> <p>1. 評価事象 評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、作業員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧破損モードにおいて想定している、大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンスとする。本事象シーケンスは、炉心溶融が早く、原子炉格納容器内の放射性物質は、早期に原子炉格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、原子炉格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、原子炉格納容器内圧が高く推移することから、原子炉格納容器内圧に対応した貫通部等のリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射能量の総量は多くなり、被ばく評価としては厳しくなる。</p> <p>2. 考慮する被ばく経路 考慮する被ばく経路は、以下のとおりとする。第2-1図に、経路イメージ図を示す。</p> <p>(1) 建屋内からのガンマ線による被ばく <ul style="list-style-type: none"> 直接ガンマ線 スカイシャインガンマ線 </p> <p>(2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく <ul style="list-style-type: none"> クラウドシャインによる外部被ばく グランドシャインによる外部被ばく 吸入摂取による内部被ばく </p>  <p>第2-1図 被ばく経路イメージ</p>	<p>【大飯】 記載箇所の相違 ・泊と大飯では重大事故等に使用する設備及び要員が異なるため、被ばく評価対象の屋外作業が異なる。</p> <p>【泊】 記載表現の相違 ・泊は有効性評価の表現と統一。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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	相違理由
<p>3. 評価対象作業</p> <p>評価対象とする作業は、事象発生直後から早期に行い作業時間の長い運転員等及び緊急安全対策要員が実施する作業として、「送水車による注水」及び「大容量ポンプ準備」の作業とする。これらの作業は同一の緊急安全対策要員により断続的に実施されるため、被ばく線量は各作業時の被ばく線量の合計となる。</p> <p>評価対象作業の選定の考え方については、別紙1に示す。</p>	<p>3. 評価対象作業</p> <p>評価対象とする作業は、事象発生後から早期に行い、作業時間の長い災害対策要員が実施する作業として、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」の作業とする。これらの作業は同一の災害対策要員により断続的に実施されるため、被ばく線量は各作業時の被ばく線量の合計となる。</p> <p>評価対象作業の選定の考え方については、別紙1に示す。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違 ・泊の評価対象作業は事象発生約7.5時間後から開始する屋外作業のため「直後」としない。 ・大飯の評価対象作業は事象発生約2.5時間後から開始する屋外作業。</p> <p>【大飯】 設備、運用の相違 ・泊と大飯では重大事故等に使用する設備及び要員が異なるため、被ばく評価対象の屋外作業が異なる。以降、同様の相違理由は記載省略。</p>

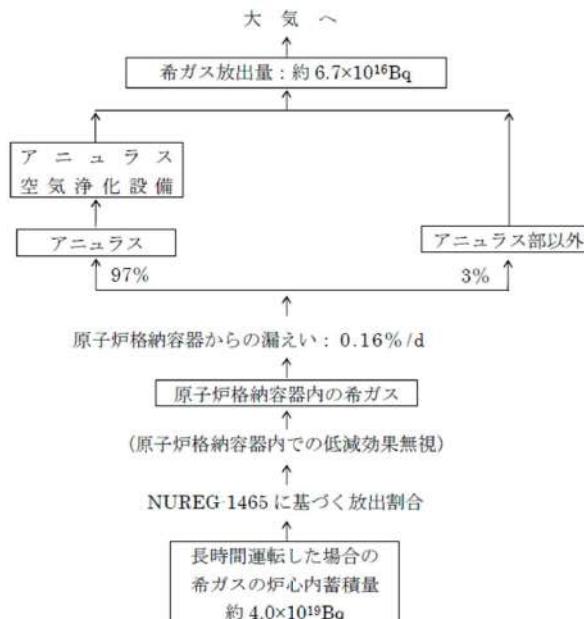
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 評価条件</p> <p>4.1. 大気中への放出放射能量の評価</p> <p>放射性物質の大気中への放出量評価のプロセスを第4-1図に示す。</p> <p>第4-1図 大気中への放射性物質放出量評価の概略プロセス</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2コードで評価した炉心内蓄積量及びNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。また、よう素の化学形態については適切に考慮する。</p> <p>原子炉格納容器内に放出された放射性物質の沈着等を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については、0.16%/日とし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効率については設計値を用いる。</p> <p>大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とする。</p> <p>第4-2図～第4-5図に希ガス、よう素、セシウム並びにその他核種の大気放出過程を、第4-6図～第4-11図に、希ガス、よう素及びセシウムの大気中への放出放射能量の推移グラフを示す。</p>	<p>4. 評価条件</p> <p>4.1. 大気中への放出放射能量の評価</p> <p>放射性物質の大気中への放出量算定の概略を第4-1図に示す。</p> <p>第4-1図 大気中への放射性物質放出量評価の概略プロセス</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2コードで評価した炉心内蓄積量及びNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。また、よう素の化学形態については適切に考慮する。</p> <p>原子炉格納容器内に放出された放射性物質の沈着等を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については0.16%/日とし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効率については設計値を用いる。</p> <p>また、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は10）を考慮する。</p> <p>大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とする。</p> <p>第4-2図～第4-5図に希ガス、よう素、セシウム並びにその他核種の大気放出過程を、第4-6図～第4-11図に、希ガス、よう素及びセシウムの大気中への放出放射能量の推移グラフを示す。</p>	<p>【大飯】女川実績反映</p> <p>・原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果は女川実績を反映し、最確条件となるよう10として評価した（有効性評価で説明、以降、「貫通部DFの相違」と記載）。</p> <p>【大飯】貫通部DFの相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
4.2. 大気拡散の評価 被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、 大飯発電所3号炉及び4号炉 からの放出として、 2010年1月～2010年12月 の1年間における気象データを使用する。 3号炉、4号炉 それぞれから評価点までの距離及び方位を考慮して、気象指針に基づく大気拡散の評価にしたがい、実効放出継続時間を1時間として計算した値を年間について小さいほうから順に並べた累積出現頻度97%にあたる値を用いる。また、放出形態は、アニュラス空気浄化設備のファン起動までは地上放出とし、ファン起動後は排気筒放出として評価する。	4.2. 大気拡散の評価 被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、 泊発電所3号炉 からの放出として、 1997年1月～1997年12月 の1年間における気象データを使用する。 3号炉 から評価点までの距離及び方位を考慮して、気象指針に基づく大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を1時間として計算した値を年間について小さいほうから順に並べた累積出現頻度97%にあたる値を用いる。また、放出形態は、アニュラス空気浄化設備のファン起動までは地上放出とし、ファン起動後は排気筒放出として評価する。	【大飯】 名称の相違 【大飯】 個別解析の相違
4.3. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては、作業場所、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価する。	4.3. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては、作業場所、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価する。	
4.4. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線の評価 地表面に沈着した放射性物質（湿性沈着を考慮）からのガンマ線についても考慮する。 なお、4.で述べた評価条件については、第4-1表～第4-7表に整理する。	4.4. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線の評価 地表面に沈着した放射性物質（湿性沈着を考慮）からのガンマ線についても考慮する。 なお、4.で述べた評価条件については、第4-1表～第4-7表に整理する。	
5. 評価のプロセス 4.の条件に従い、各作業場所での線量率の時間推移を算出する。作業員が各作業場所に滞在する時間より、被ばく線量評価を実施する。 今回の評価対象の作業員の対応手順と所要時間を第5-1表に示す。	5. 評価のプロセス 4.の条件に従い、各作業場所での線量率の時間推移を算出する。作業員が各作業場所に滞在する時間より、被ばく線量評価を実施する。 今回の評価対象の作業員の対応手順と所要時間を第5-1表に示す。	
6. 放射線管理上の防護装備について 評価を行う作業については、屋外作業となるため、全面マスク、汚染防護服（タイプック）、個人線量計、ゴム手袋等を着用することとし、被ばく評価において全面マスクの着用を考慮する。	6. 放射線管理上の防護装備について 評価を行う作業については、屋外作業となるため、全面マスク、汚染防護服（タイプック）、個人線量計、ゴム手袋等を着用することとし、被ばく評価において全面マスクの着用を考慮する。	
7. 評価結果 第7-1表に評価結果を、第7-1図に線量評価点を示す。 「送水車による注水」及び「大容量ポンプ準備」 の作業について、作業員の被ばくはそれぞれ約 56.2mSv 、約 11.2mSv であり、合計は約 67.4mSv であることから、作業期間中100mSvを下回ることを確認した。	7. 評価結果 第7-1表に評価結果を、第7-1図から第7-3図に線量評価点を示す。 「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」 の作業それぞれについて、作業員の被ばく線量はそれぞれ約 39mSv 、約 18mSv 及び約 23mSv であり、合計は約 80mSv であることから、作業期間中100mSvを下回ることを確認した。	【大飯】 設備、運用の相違 ・泊の屋外作業員の合計被ばく線量は美浜3号炉の約 86.7mSv と同等である。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>大気へ</p> <p>希ガス放出量：約 6.7×10^{16} Bq</p> <p>アニュラス 空気浄化設備</p> <p>アニユラス アニユラス部以外</p> <p>97% ↑ 3% ↑</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/d</p> <p>原子炉格納容器内の希ガス (原子炉格納容器内での低減効果無視)</p> <p>NUREG-1465に基づく放出割合</p> <p>長時間運転した場合の 希ガスの炉心内蓄積量 約 4.0×10^{19} Bq</p>	<p>放出量と蓄積量は有効数字2桁に四捨五入した値を記載</p> <p>大気へ</p> <p>希ガス放出量：約 5.4×10^{16} Bq</p> <p>アニユラス空気浄化設備 アニユラス部以外</p> <p>97% ↑ 3% ↑</p> <p>(原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day)</p> <p>原子炉格納容器内の希ガス (原子炉格納容器内での低減効果無視)</p> <p>(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合の希ガスの炉心内蓄積量 約 3.0×10^{19} Bq</p>	<p>単位：Bq (GROSS値)</p> <p>アニユラス負圧達成時間(78分)まで は直接大気に放出するとして評価</p>

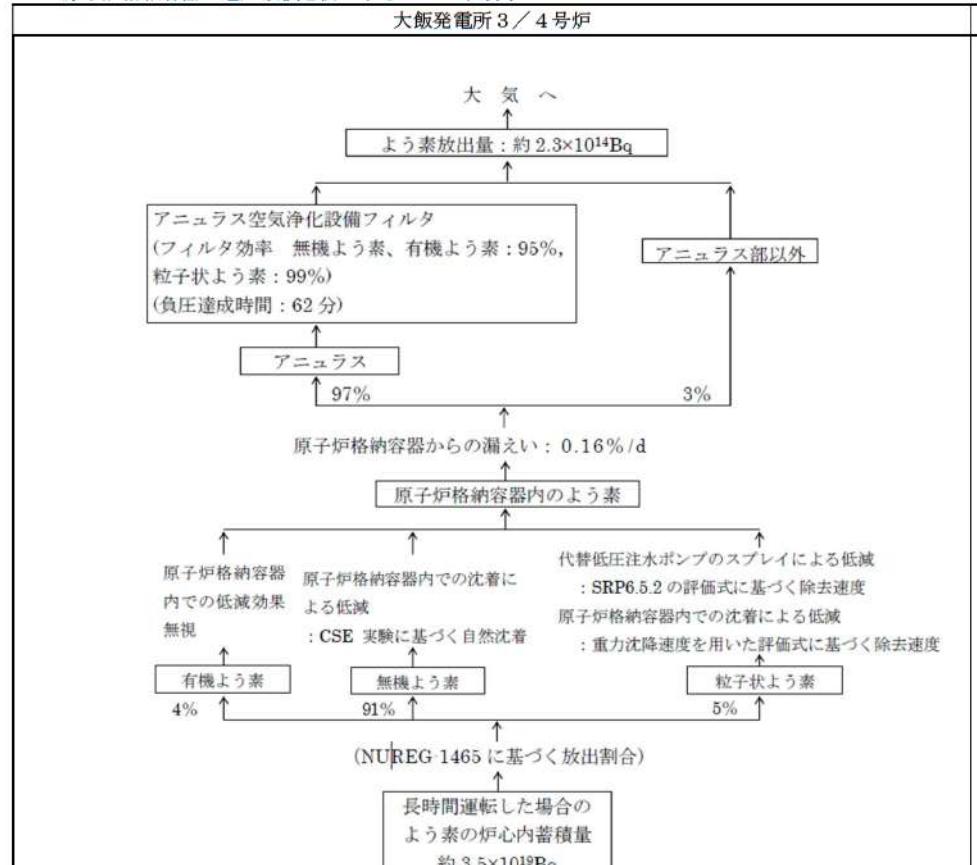
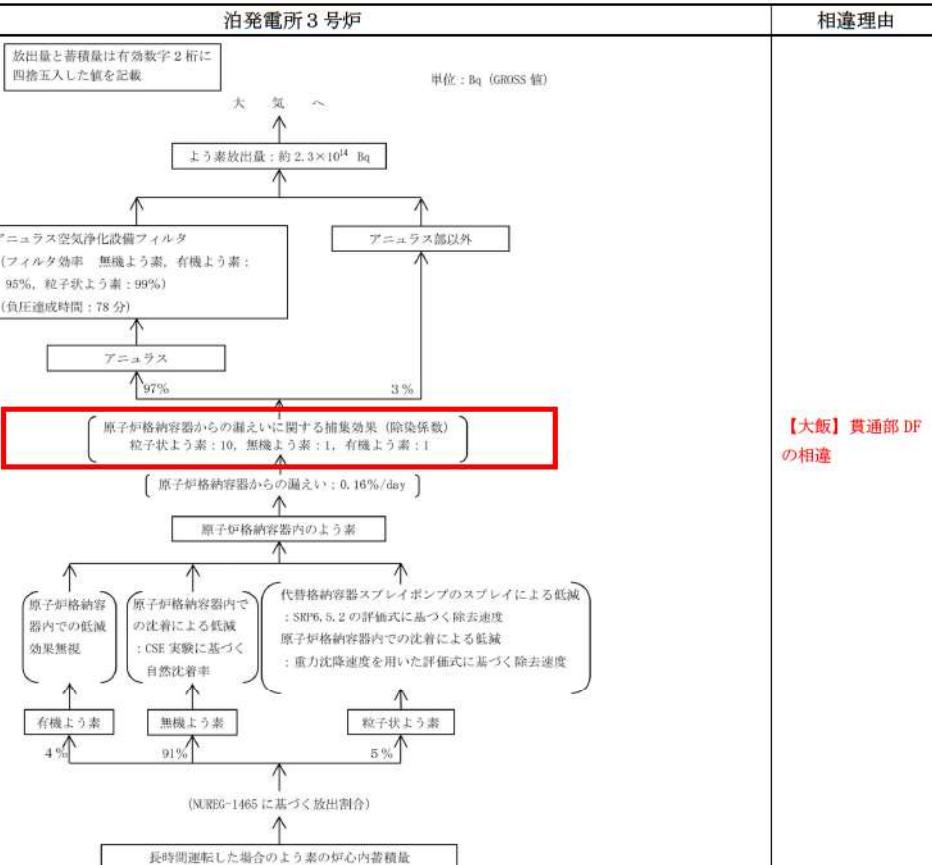
第4-2図 希ガスの大気放出過程

第4-2図 希ガスの大気放出過程

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

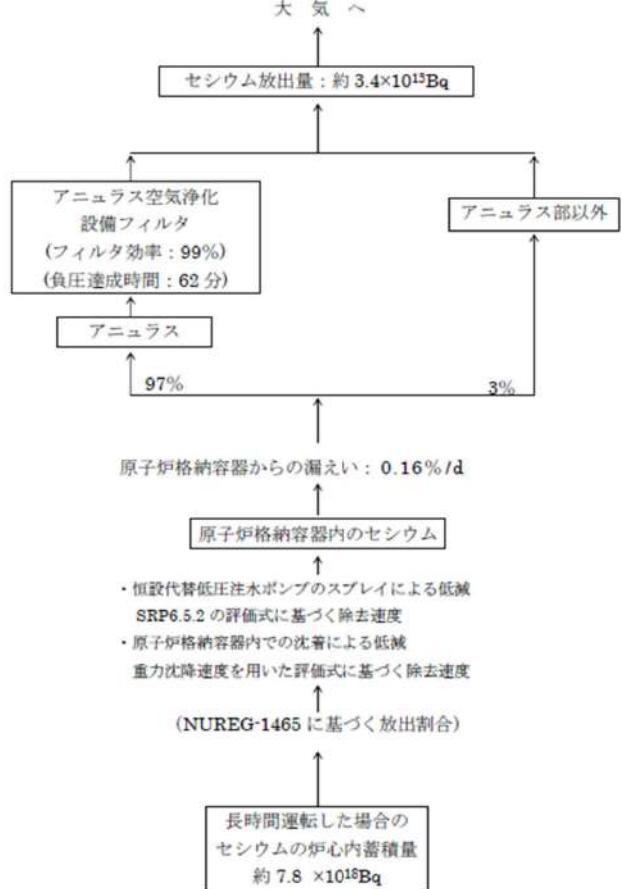
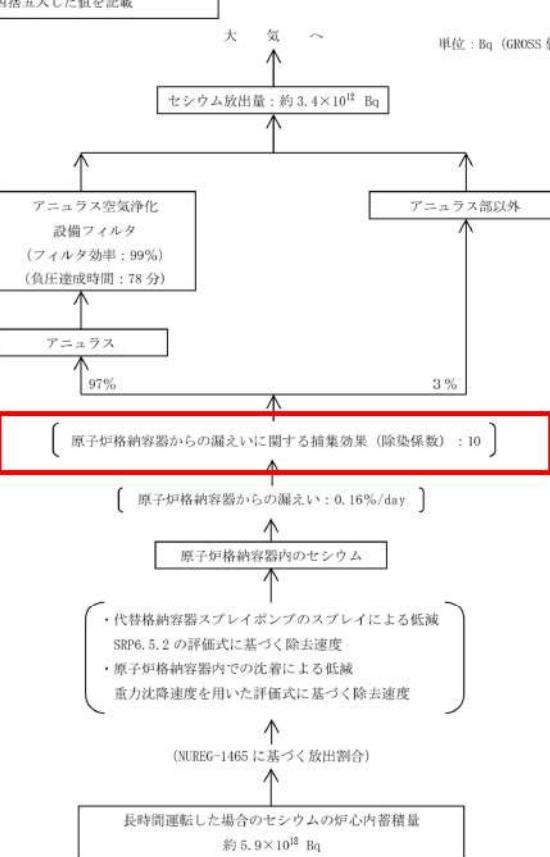
大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>大気へ よう素放出量：約 2.3×10^{14} Bq</p> <p>アニュラス空気浄化設備フィルタ (フィルタ効率 無機よう素、有機よう素：95%， 粒子状よう素：99%) (負圧達成時間：62分)</p> <p>アニュラス部以外</p> <p>アニュラス 97% 3%</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16% /d</p> <p>原子炉格納容器内のような素</p> <p>原子炉格納容器 内での低減効果 無視 無視 代替低圧注水ポンプのスプレイによる低減 ：SRP6.5.2の評価式に基づく除去速度 原子炉格納容器内での沈着による低減 ：CSE 実験に基づく自然沈着 ：重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度</p> <p>有機よう素 4% 無機よう素 91% 粒子状よう素 5%</p> <p>(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合の よう素の炉心内蓄積量 約 3.5×10^{19} Bq</p>	 <p>放出量と蓄積量は有効数字2桁に 四捨五入した値を記載 単位：Bq (GROSS値)</p> <p>大気へ よう素放出量：約 2.3×10^{14} Bq</p> <p>アニュラス空気浄化設備フィルタ (フィルタ効率 無機よう素、有機よう素： 95%，粒子状よう素：99%) (負圧達成時間：78分)</p> <p>アニュラス部以外</p> <p>アニュラス 97% 3%</p> <p>原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率 (除染係数) 粒子状よう素：10, 無機よう素：1, 有機よう素：1</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16% /day</p> <p>原子炉格納容器内のような素</p> <p>原子炉格納容器 内での低減 効果無視 原子炉格納容器内での 沈着による低減 ：CSE 実験に基づく 自然沈着率 代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 ：SRP6.5.2の評価式に基づく除去速度 原子炉格納容器内での沈着による低減 ：重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度</p> <p>有機よう素 4% 無機よう素 91% 粒子状よう素 5%</p> <p>(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合のよう素の炉心内蓄積量 約 2.7×10^{19} Bq</p>	<p>【大飯】貫通部 DF の相違</p>

第4-3 図 よう素の大気放出過程

第4-3図 よう素の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間（78分）まで
は直接大気に放出するとして評価

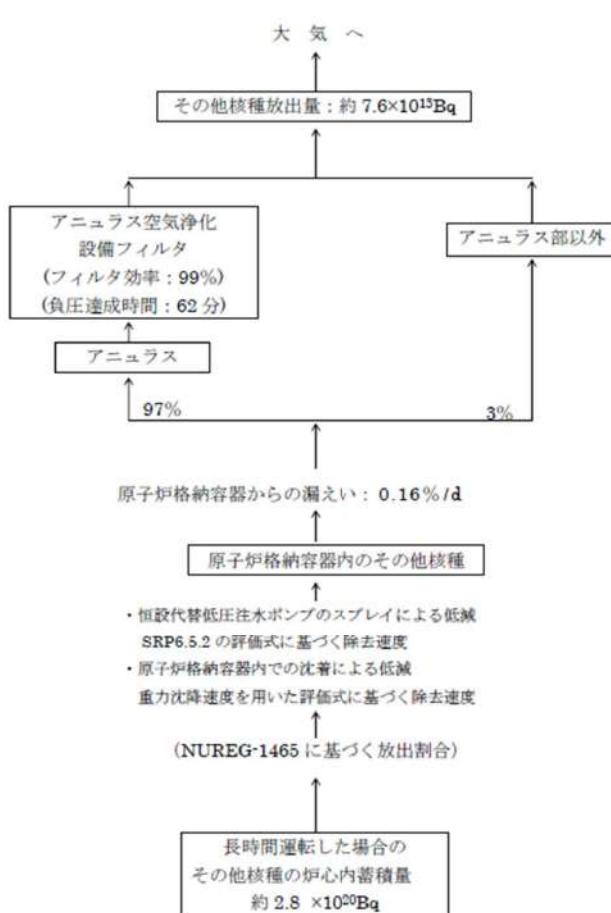
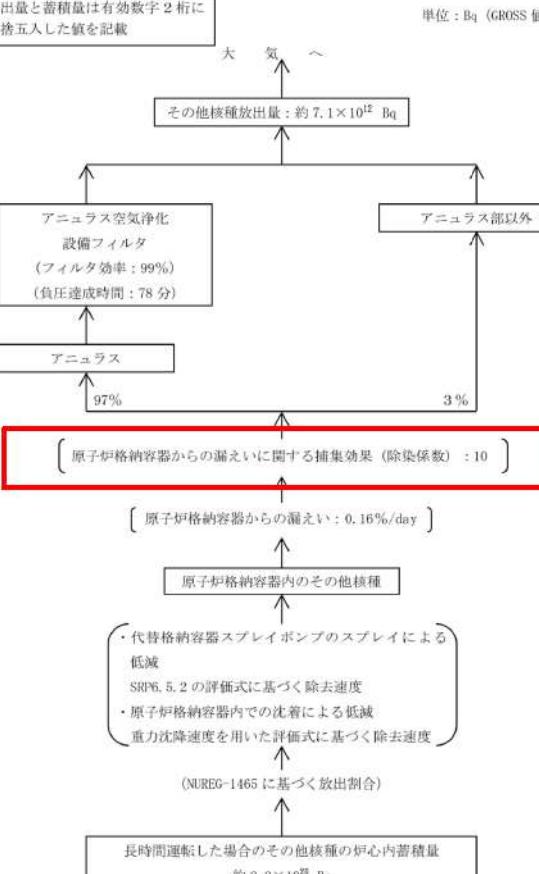
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>大気へ</p> <p>セシウム放出量：約 3.4×10^{15} Bq</p> <p>アニュラス空気浄化設備フィルタ (フィルタ効率：99%) (負圧達成時間：62分)</p> <p>アニュラス部以外</p> <p>アニュラス</p> <p>97% 3%</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/d</p> <p>原子炉格納容器内のセシウム</p> <ul style="list-style-type: none"> 恒設代替低圧注水ポンプのスプレイによる低減 SRP6.5.2 の評価式に基づく除去速度 原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度 <p>(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合のセシウムの炉心内蓄積量 約 7.8×10^{16} Bq</p>	 <p>放出量と蓄積量は有効数字2桁に四捨五入した値を記載</p> <p>大気へ 単位：Bq (GROSS値)</p> <p>セシウム放出量：約 3.4×10^{15} Bq</p> <p>アニュラス空気浄化設備フィルタ (フィルタ効率：99%) (負圧達成時間：78分)</p> <p>アニュラス部以外</p> <p>アニュラス</p> <p>97% 3%</p> <p>原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果（除染係数）：10</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day</p> <p>原子炉格納容器内のセシウム</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRP6.5.2 の評価式に基づく除去速度 原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度 <p>(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合のセシウムの炉心内蓄積量 約 5.9×10^{16} Bq</p>	<p>【大飯】貫通部 DF の相違</p> <p>アニュラス負圧達成時間（78分）までは直接大気に放出するとして評価</p>

第4-4図 セシウムの大気放出過程

第4-4図 セシウムの大気放出過程

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>大気へ</p> <p>その他核種放出量：約 $7.6 \times 10^{15} \text{ Bq}$</p> <p>アニュラス空気浄化 設備フィルタ (フィルタ効率：99%) (負圧達成時間：62分)</p> <p>アニュラス部以外</p> <p>アニュラス</p> <p>97% 3%</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/d</p> <p>原子炉格納容器内のその他核種</p> <ul style="list-style-type: none"> 恒設代替低圧注水ポンプのスプレイによる低減 SRP6.5.2 の評価式に基づく除去速度 原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度 <p>(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合の その他核種の炉心内蓄積量 約 $2.8 \times 10^{20} \text{ Bq}$</p>	 <p>放量と蓄積量は有効数字2桁に四捨五入した値を記載</p> <p>大気へ</p> <p>その他核種放出量：約 $7.1 \times 10^{12} \text{ Bq}$</p> <p>アニュラス空気浄化 設備フィルタ (フィルタ効率：99%) (負圧達成時間：78分)</p> <p>アニュラス部以外</p> <p>アニュラス</p> <p>97% 3%</p> <p>原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率（除染係数）：10</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day</p> <p>原子炉格納容器内のその他核種</p> <p>代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRP6.5.2 の評価式に基づく除去速度</p> <p>原子炉格納容器内での沈着による低減</p> <p>重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度</p> <p>(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合のその他核種の炉心内蓄積量 約 $2.2 \times 10^{20} \text{ Bq}$</p>	<p>【大飯】貫通部 DF の相違</p> <p>アニュラス負圧達成時間（78分）までは直接大気に放出するとして評価</p>

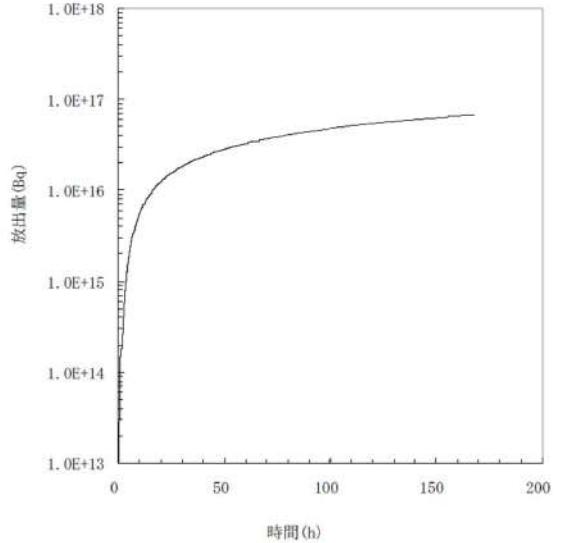
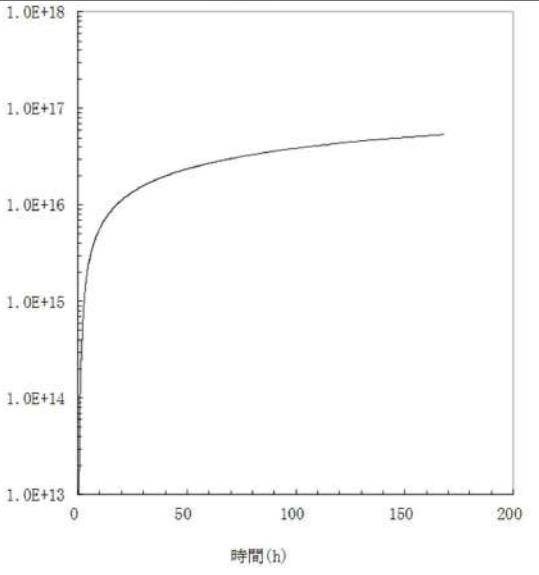
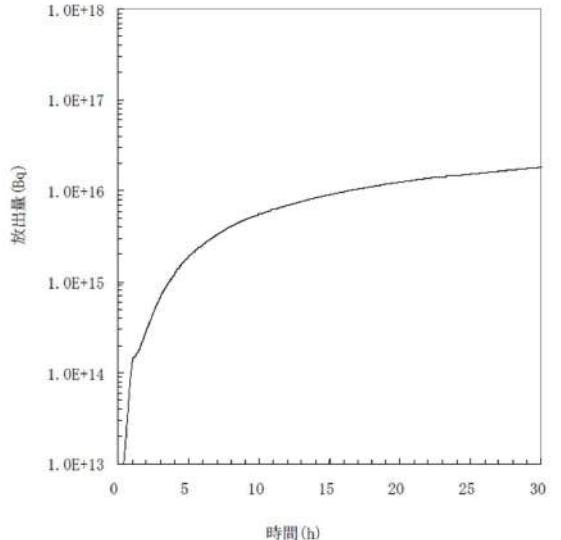
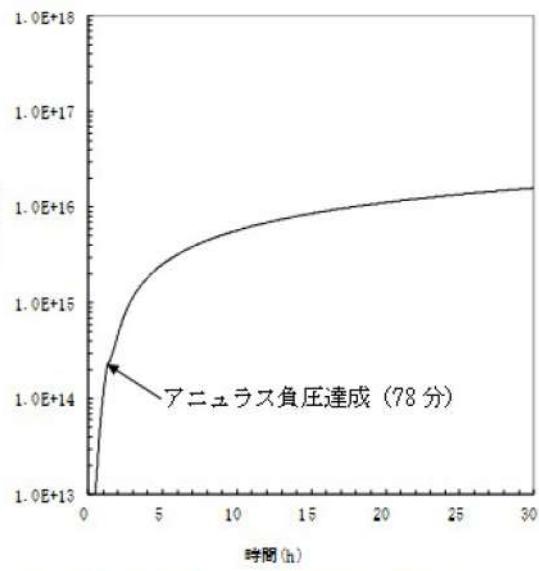
第4-5図 その他核種の大気放出過程

第4-5図 その他核種の大気放出過程

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

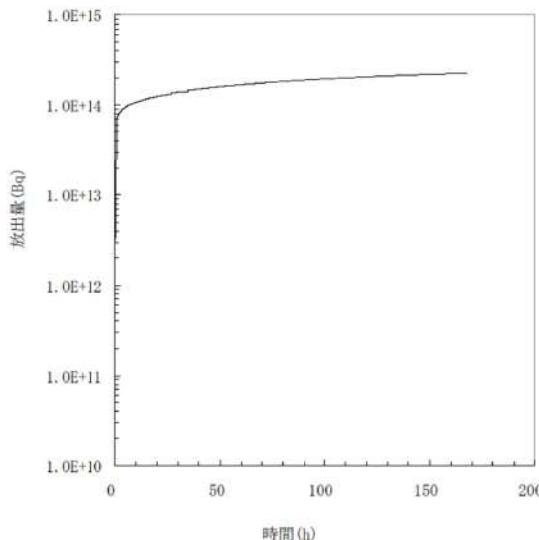
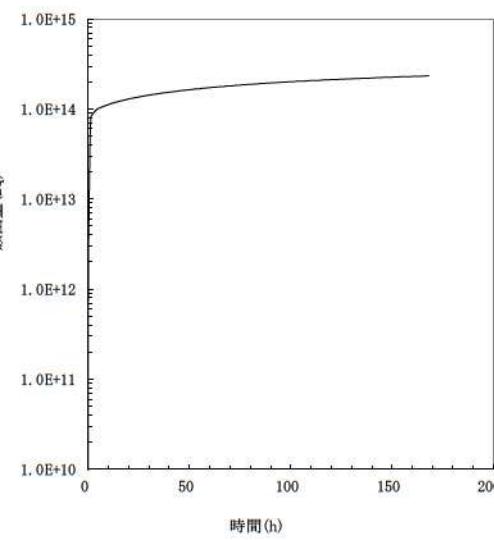
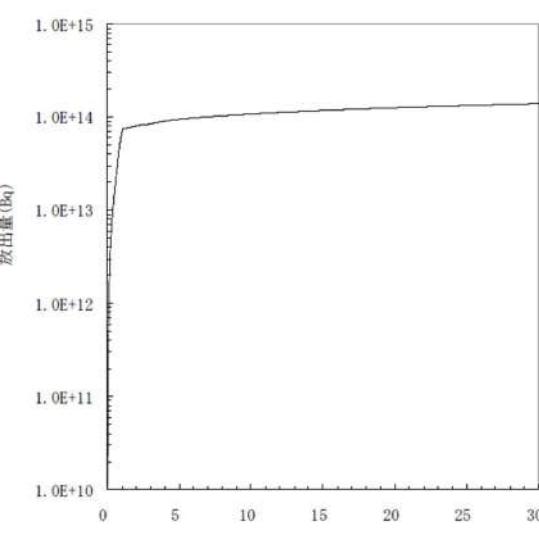
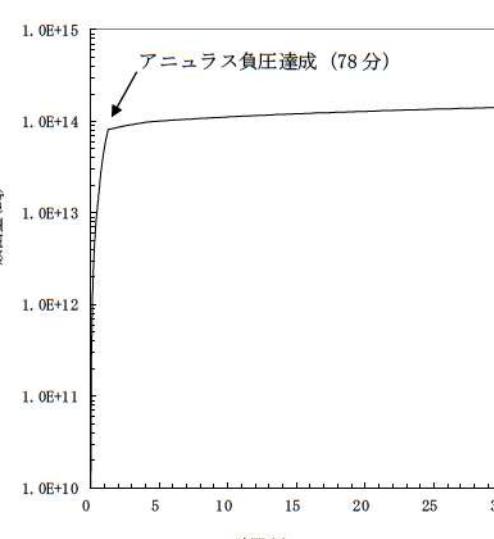
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第4-6図 希ガス積算放出放射能量(Gross値)の推移 (7日間(168時間))</p>	 <p>第4-6図 希ガス積算放出放射能量(Gross値)の推移 (7日間(168時間))</p>	【大飯】個別解析結果の相違
 <p>第4-7図 希ガス積算放出放射能量(Gross値)の推移 (30時間)</p>	 <p>第4-7図 希ガス積算放出放射能量(Gross値)の推移 (30時間)</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

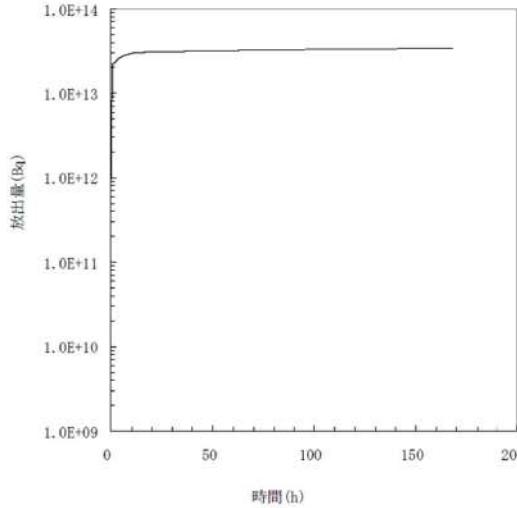
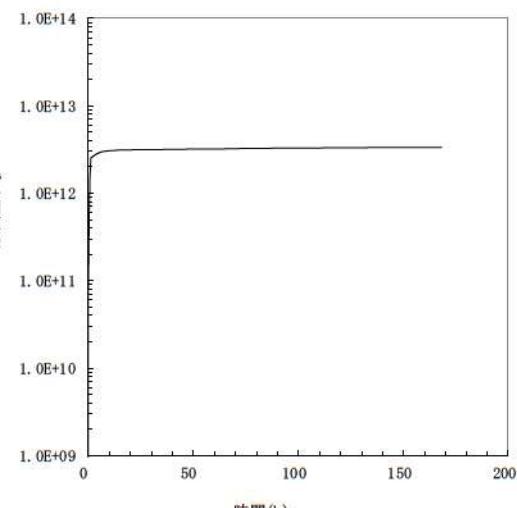
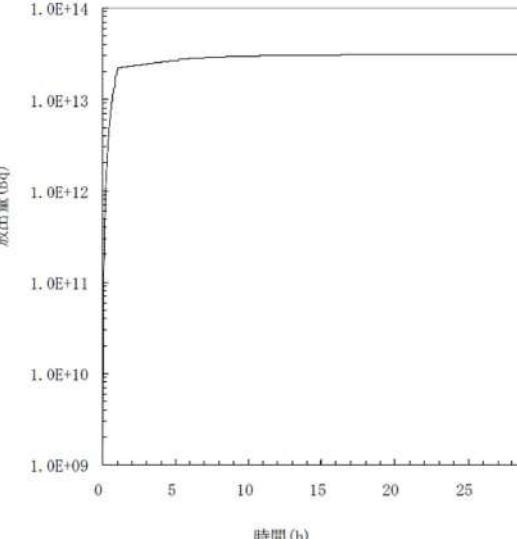
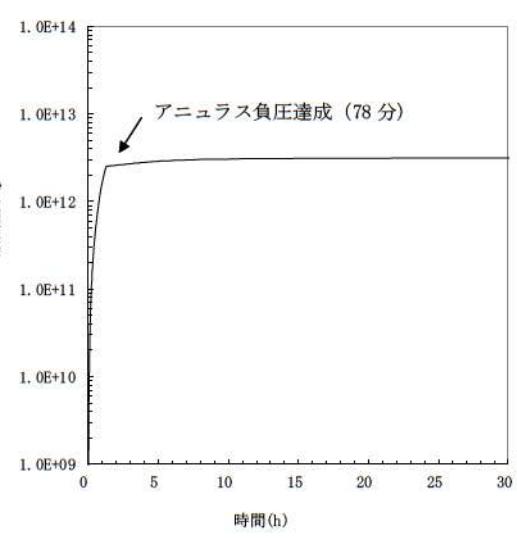
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第4-8図 よう素積算放出放射能量(Gross値)の推移 (7日間(168時間))</p>	 <p>第4-8図 よう素積算放出放射能量(Gross値)の推移 (7日間(168時間))</p>	【大飯】個別解析結果の相違
 <p>第4-9図 よう素積算放出放射能量(Gross値)の推移 (30時間)</p>	 <p>第4-9図 よう素積算放出放射能量(Gross値)の推移 (30時間)</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>放出量(Bq)</p> <p>時間(h)</p>	 <p>放出量(Bq)</p> <p>時間(h)</p>	【大飯】個別解析結果の相違
<p>第4-10図 セシウム積算放出放射能量(Gross値)の推移 (7日間(168時間))</p>	<p>第4-10図 セシウム積算放出放射能量(Gross値)の推移 (7日間(168時間))</p>	
 <p>放出量(Bq)</p> <p>時間(h)</p>	 <p>放出量(Bq)</p> <p>時間(h)</p>	
<p>第4-11図 セシウム積算放出放射能量(Gross値)の推移 (30時間)</p>	<p>第4-11図 セシウム積算放出放射能量(Gross値)の推移 (30時間)</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

第4-1表 大気中への放出量評価条件(1/2)

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力 (3,411 MWe) の102%	炉心熱出力 (3,411 MWe) の102%	定格値に定常誤差(+2%)を考慮。
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。
サイクル数 (バッチ数)	4	
原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物量、放出時間 NUREG-1465に基づく	希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52% 放出時間も NUREG-1465に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、 核分裂生成物放出量が大きくなる低正シーケンス（大破断LOCA+ECCS失敗+格納容器スプレイ失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間（Gap Release～Late in-Vesselまでを考慮）を設定。 (別紙2参照)
よう素の形態	粒子状よう素：5% 元素状よう素：91% 有機よう素：4%	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して、pH調整ができる、pH>7となると限らないため、 pHに上らず有機よう素割合を保守的に設定するために、R.G.I.195のよう素割合に基づき設定。 (別紙3参照)
原子炉格納容器等への 元素状よう素の 沈着効果	沈着速度 9.0×10^{-4} (1/秒)	CSE A6 実験に基づき設定。 (別紙4参照)
原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.94×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。 (別紙5参照)
代替低圧注水ポンプスプレーによるエアロゾルの 除去開始時間	54 分	運定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。
代替低圧注水ポンプスプレーによるエアロゾルの 除去効果	除去速度 (DF=50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF=50) 0.036 (1/時)	SRP6.5.2に示された評価式等に基づき設定。 (別紙6参照)
原子炉格納容器からの 漏えい率	0.16%/日	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。 (別紙7参照)

泊発電所3号炉

第4-1表 大気中への放出量評価条件(1/2)

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	炉心熱出力 (3,852 MWe) の102%	定格値に定常誤差(+2%)を考慮。
原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)	評価対象炉心は、深ぼく評価において厳しくなる MOX 燃料特有箇点を設定。
サイクル数 (バッチ数)	4(ウラン燃料)、3000X 燃料 荷荷比率は、3/4: ウラン燃料 1/4: MOX 燃料	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定。
原子炉格納容器 に放出される 核分裂生成物量、放出時間 NUREG-1465に基づく	Kr類：100%、I類：75% Cs類：75% Ba類：12%、Ra類：0.5% Ce類：0.66%、La類：0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低正シーケンス（大破断LOCA+ECCS失敗+格納容器スプレイ失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合 (Gap Release～Late in-Vesselまでを考慮) を設定。 (別紙2参照)
よう素の形態	粒子状よう素：5% 元素状よう素：91% 有機よう素：4%	既設の格納容器スプレー失敗を想定して、pH調整ができず、pH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するため、R.G.I.195のよう素割合に基づき設定。 (別紙3参照)
原子炉格納容器等への 元素状よう素の 沈着効果	沈着速度 8.0×10^{-4} (1/s)	CSE A6 実験に基づき設定。 (別紙4参照)
原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果	沈着速度 8.85×10^{-3} (1/s)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。 (別紙5参照)
代替低圧注水ポンプスプレーによるエアロゾルの 除去開始時間	60 分	運定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。
代替低圧注水ポンプスプレーによるエアロゾルの 除去効果	除去速度 (DF=50) 0.35 (1/時) 除去速度 (DF=60) 0.045 (1/時)	SRP6.5.2に示された評価式等に基づき設定。 (別紙6参照)
原子炉格納容器からの 漏えい率	0.10%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。 (別紙7参照)

【大飯】個別設計の
相違
・設計の相違による
差はあるが、同様
の考え方で評価
を実施している。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

第4-1表 大気中への放出量評価条件(2/2)

評価条件	使用値	選定理由
原子炉格納容器からの漏えい割合 アニュラス部体積	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3% 13,100 m ³	現行許認可(添付書類十)の考え方と同じ。 設計値として設定。
アニュラス空気浄化設備 ファン流量	9.36×10 ³ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)
アニュラス 負圧達成時間	62分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値。 (起動遅れ時間 60分 + 起動後負圧達成時間 2分の合計)。起動遅れ時間 60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパーへの作動空気供給操作を想定。
アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタによる除去効率	0~62分 : 0% 62分~ : 99%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)
アニュラス空気浄化設備 よう素フィルタによる除去効率	0~62分 : 0% 62分~ : 95%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)

泊発電所3号炉

第4-1表 大気中への放出量評価条件(2/2)

評価条件	使用値	選定理由
希ガス 原子炉格納容器からの漏えいに掛ける換算効率(DF)	希ガス : 1 エアロゾル粒子 : 10 無機よう素 : 1 放射性ヨウ素 : 1	原子炉格納容器から漏えいに掛ける換算効率(DF)について、原子炉格納容器からの漏えいに関する換算効率を考慮。
原子炉格納容器からの漏えい割合 アニュラス部体積	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3% 7,880 m ³	現行許認可(添付書類十)の考え方と同じ。 設計値として設定。
アニュラス空気浄化設備 ファン流量	1.88×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間 60分 + 起動後負圧達成時間 18分の合計)。起動遅れ時間 60分は、代替非常用発電装置による電源回復操作及びアニュラス空気浄化設備空気供給代替空気供給等によるアニュラス空気浄化設備の復旧までに要する時間と想定。
アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタによる除去効率	0~78分 : 0% 78分~ : 99%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)
アニュラス空気浄化設備 よう素フィルタによる除去効率	0~78分 : 0% 78分~ : 95%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)

相違理由

【大飯】個別設計の相違
・貫通部 DF の相違
・貫通部 DF の相違
以外では、設計の相違による差はあるが、同様の考え方で評価を実施している。

第4-2表 大気中への放出放射能量評価結果(7日積算)

評価項目	評価結果
希ガス	Gross 値 約 6.7×10 ¹⁶ Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値 約 1.0×10 ¹⁶ Bq
よう素	Gross 値 約 2.3×10 ¹⁴ Bq
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算) 約 7.7×10 ¹² Bq
セシウム	Gross 値 約 3.4×10 ¹³ Bq
上記以外の核種	Gross 値 約 7.6×10 ¹² Bq

第4-2表 大気中への放出放射能量評価結果(7日積算)

評価項目	評価結果
希ガス	Gross 値 約 5.4×10 ¹⁵ Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値 約 8.7×10 ¹⁵ Bq
よう素	Gross 値 約 2.5×10 ¹⁴ Bq
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算) 約 8.2×10 ¹³ Bq
セシウム	Gross 値 約 8.4×10 ¹³ Bq
上記以外の核種	Gross 値 約 7.1×10 ¹³ Bq

【大飯】個別解析結果の相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉			泊発電所3号炉	相違理由
第4-3 表 大気中拡散条件			第4-3表 大気中拡散条件	
項目	使用値	選定理由	評価条件	使用値 選定期由
大気拡散評価モデル	ガウスブルームモデル	大気拡散評価モデルを設定。	大気拡散評価モデル	ガウスブルームモデル 大気拡散評価モデルを設定。
気象資料	大飯発電所における1年間の気象資料(2010.1~2010.12)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施。 大飯発電所において観測された1年間の気象資料を使用。 (別紙9参照)	気象条件	泊発電所における1年間の気象資料(1997年1月~1997年12月) (別紙9参照)
実効放出継続時間	全稼働：1時間	保守的に最も低い実効放出継続時間を設定。	実効放出継続時間	全稼働：1時間 保守的に最も低い実効放出継続時間を設定。
放出源及び放出源高さ	排気筒 73 m 地上 0 m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。	放出源及び放出源高さ	排気筒 73.1 m 地上 0 m 放出源は、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。
累積出現頻度	97 %	従前の大気拡散の評価と同様に設定。	累積出現頻度	97 % 従前の大気拡散の評価と同様に設定。
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮 正方位から風向軸がずれる場合の濃度分布を考慮	建屋の影響	考慮する 放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮、並方位から風向軸がずれる場合の濃度分布を考慮。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定。	巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器 放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定。
放射性物質濃度の評価点及び着目方位	第4表参照	作業員の移動経路及び作業場所に従って適切な評価点を設定。	放射性物質濃度の評価点及び着目方位	第4-4表参照 作業員の移動経路及び作業場所に従って適切な評価点を設定。
建屋投影面積	$2.8 \times 10^3 \text{ m}^2$	原子炉格納容器の地表面から上側の最小投影面積として設定	建屋投影面積	$2,700 \text{ m}^2$ 原子炉格納容器の地表面から上側の最小投影面積として設定。
形状係数	1/2	規行許認可(条件書類6)の考え方と同じ。	形状係数	1/2 規行許認可(条件書類6)の考え方と同じ。

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）

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

第4-4表 相対濃度及び相対線量

評価点	3号機			4号機			相対濃度 χ/Q (s/m^3)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
	評価距離 (m) *	着目方位	評価方位	評価距離 (m) *	着目方位	評価方位		
①	53 m	6	NNE, N, NNNW, NW, WNW, W	130 m	3	NE, NNE, N	地上放出 : 5.7×10^{-4} 排気筒放出 : 1.9×10^{-4}	地上放出 : 5.3×10^{-18} 排気筒放出 : 1.0×10^{-18}
②	54 m	6	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	170 m	2	NE, ENE	地上放出 : 4.8×10^{-4} 排気筒放出 : 1.7×10^{-4}	地上放出 : 4.1×10^{-18} 排気筒放出 : 4.7×10^{-19}
③	100 m	3	ENE, E, ESE	210 m	2	NE, ENE	地上放出 : 3.1×10^{-4} 排気筒放出 : 1.2×10^{-4}	地上放出 : 2.7×10^{-18} 排気筒放出 : 4.0×10^{-19}
④	170 m	3	SE, SSE, S	170 m	2	ESE, SE	地上放出 : 2.3×10^{-4} 排気筒放出 : 7.4×10^{-5}	地上放出 : 2.8×10^{-18} 排気筒放出 : 4.7×10^{-19}
⑤	130 m	3	SW, WSW, W	53 m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	地上放出 : 5.3×10^{-4} 排気筒放出 : 1.8×10^{-4}	地上放出 : 4.2×10^{-18} 排気筒放出 : 9.1×10^{-19}

* 放出源から評価点までの水平距離

第4-4表 相対濃度及び相対線量

評価点	評価距離 (m) *			着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m^3)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
	50m	5	SE, SSE, S, SSW, SW				
①	40m	9	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	地上放出 : 約3.6 $\times 10^{-4}$ 排気筒放出 : 約1.6 $\times 10^{-4}$	地上放出 : 約2.5 $\times 10^{-4}$ 排気筒放出 : 約5.7 $\times 10^{-19}$	地上放出 : 約3.3 $\times 10^{-15}$ 排気筒放出 : 約2.5 $\times 10^{-18}$	地上放出 : 約2.5 $\times 10^{-15}$ 排気筒放出 : 約3.3 $\times 10^{-19}$
②	45m	6	N, NNE, NE, ENE, E, ESE	地上放出 : 約2.5 $\times 10^{-4}$ 排気筒放出 : 約1.3 $\times 10^{-4}$	地上放出 : 約1.7 $\times 10^{-4}$ 排気筒放出 : 約4.6 $\times 10^{-19}$	地上放出 : 約1.7 $\times 10^{-15}$ 排気筒放出 : 約2.6 $\times 10^{-18}$	地上放出 : 約1.7 $\times 10^{-15}$ 排気筒放出 : 約2.6 $\times 10^{-18}$
③	30m	8	W, WNW, NW, NWW, N, NNE, NE, ENE	地上放出 : 約4.4 $\times 10^{-4}$ 排気筒放出 : 約1.4 $\times 10^{-4}$	地上放出 : 約3.9 $\times 10^{-4}$ 排気筒放出 : 約1.7 $\times 10^{-4}$	地上放出 : 約2.8 $\times 10^{-15}$ 排気筒放出 : 約3.5 $\times 10^{-19}$	地上放出 : 約2.8 $\times 10^{-15}$ 排気筒放出 : 約3.5 $\times 10^{-19}$
④	60m	5	SW, WSW, W, NW, NW	地上放出 : 約3.4 $\times 10^{-4}$ 排気筒放出 : 約1.3 $\times 10^{-4}$	地上放出 : 約2.2 $\times 10^{-15}$ 排気筒放出 : 約3.2 $\times 10^{-19}$		
⑤	220m	2	SW, WSW				

* 放出源から評価点までの水平距離

【大飯】個別解析結果の相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉		泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																									
第4-5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件																																																																																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内 線源強度分布</td> <td>以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様。 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布するとして設定。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>アニュラス内 線源強度分布</td> <td>アニュラス内に放出された核分裂生成物が均一に分布するとして設定。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器 遮蔽厚さ</td> <td>P C C Vドーム部：1.0m P C C V円筒部：1.2m</td> <td>原子炉格納容器（外部遮蔽）の厚さはドーム部1.1m～1.3m、円筒部1.3mであるが、線量計算では安全側にドーム部1.0m、円筒部1.2mの厚さでモデル化。</td> </tr> <tr> <td>アニュラス壁厚さ</td> <td>アニュラス上部：考慮しない アニュラス下部：0.9m 設計値に施工誤差(5mm)を考慮。</td> <td>建物の設計値に基づき設定。</td> </tr> <tr> <td>計算モデル</td> <td>直接線評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャイン線評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver.90m)</td> <td>QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。</td> </tr> </tbody> </table>				評価条件	使用値	選定理由	原子炉格納容器内 線源強度分布	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様。 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布するとして設定。		アニュラス内 線源強度分布	アニュラス内に放出された核分裂生成物が均一に分布するとして設定。		原子炉格納容器 遮蔽厚さ	P C C Vドーム部：1.0m P C C V円筒部：1.2m	原子炉格納容器（外部遮蔽）の厚さはドーム部1.1m～1.3m、円筒部1.3mであるが、線量計算では安全側にドーム部1.0m、円筒部1.2mの厚さでモデル化。	アニュラス壁厚さ	アニュラス上部：考慮しない アニュラス下部：0.9m 設計値に施工誤差(5mm)を考慮。	建物の設計値に基づき設定。	計算モデル	直接線評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャイン線評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver.90m)	QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。																																																																																							
評価条件	使用値	選定理由																																																																																																										
原子炉格納容器内 線源強度分布	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様。 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布するとして設定。																																																																																																											
アニュラス内 線源強度分布	アニュラス内に放出された核分裂生成物が均一に分布するとして設定。																																																																																																											
原子炉格納容器 遮蔽厚さ	P C C Vドーム部：1.0m P C C V円筒部：1.2m	原子炉格納容器（外部遮蔽）の厚さはドーム部1.1m～1.3m、円筒部1.3mであるが、線量計算では安全側にドーム部1.0m、円筒部1.2mの厚さでモデル化。																																																																																																										
アニュラス壁厚さ	アニュラス上部：考慮しない アニュラス下部：0.9m 設計値に施工誤差(5mm)を考慮。	建物の設計値に基づき設定。																																																																																																										
計算モデル	直接線評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャイン線評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver.90m)	QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。																																																																																																										
第4-5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件																																																																																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度分布</td> <td>以下の場合を除き、大気中への放出量評価条件と同様。 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布するとして設定。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>計算モデル</td> <td>原子炉格納容器 遮蔽厚さ 施工誤差-5mmを考慮する</td> <td>ドーム部：0.9～1.0m 円筒部：1.0m 外部遮蔽層はドーム部0.3m～1.0m、円筒部1.0mである。建屋計算では、設計値に施工誤差(-5mm)を考慮してモデル化。</td> </tr> <tr> <td>直接線評価、 スカイシャイン線 評価コード</td> <td>直接線評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャイン線評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver.80m)</td> <td>QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。</td> </tr> </tbody> </table>				評価条件	使用値	選定理由	線源強度分布	以下の場合を除き、大気中への放出量評価条件と同様。 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布するとして設定。		計算モデル	原子炉格納容器 遮蔽厚さ 施工誤差-5mmを考慮する	ドーム部：0.9～1.0m 円筒部：1.0m 外部遮蔽層はドーム部0.3m～1.0m、円筒部1.0mである。建屋計算では、設計値に施工誤差(-5mm)を考慮してモデル化。	直接線評価、 スカイシャイン線 評価コード	直接線評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャイン線評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver.80m)	QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。																																																																																													
評価条件	使用値	選定理由																																																																																																										
線源強度分布	以下の場合を除き、大気中への放出量評価条件と同様。 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布するとして設定。																																																																																																											
計算モデル	原子炉格納容器 遮蔽厚さ 施工誤差-5mmを考慮する	ドーム部：0.9～1.0m 円筒部：1.0m 外部遮蔽層はドーム部0.3m～1.0m、円筒部1.0mである。建屋計算では、設計値に施工誤差(-5mm)を考慮してモデル化。																																																																																																										
直接線評価、 スカイシャイン線 評価コード	直接線評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャイン線評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver.80m)	QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。																																																																																																										
第4-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の7日間積算線源強度			【大飯】設計の相違 ・大飯は PCCV のため、アニュラスが外部遮蔽の外にあり、アニュラス部を線源とした直接線及びスカイシャイン線の評価において、アニュラス内線源強度分布を記載している。 ・泊は鋼製 CV の先行実績である高浜3、4号炉と同様の考え方であり、アニュラス内線源分布は記載しない。																																																																																																									
第4-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の7日間積算線源強度			【大飯】個別解析結果の相違																																																																																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th>代表エネルギー (MeV/dls)</th> <th>エネルギー範囲 (MeV/dls)</th> <th>原子炉格納容器内 積算線源強度(MeV)</th> <th>アニュラス内 積算線源強度(MeV)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0.1</td><td>$E \leq 0.1$</td><td>2.2E+23</td><td>2.3E+19</td></tr> <tr><td>0.125</td><td>$0.1 < E \leq 0.15$</td><td>2.1E+22</td><td>2.3E+17</td></tr> <tr><td>0.225</td><td>$0.15 < E \leq 0.3$</td><td>2.4E+23</td><td>1.1E+19</td></tr> <tr><td>0.375</td><td>$0.3 < E \leq 0.45$</td><td>4.1E+23</td><td>2.0E+18</td></tr> <tr><td>0.575</td><td>$0.45 < E \leq 0.7$</td><td>1.9E+24</td><td>9.9E+18</td></tr> <tr><td>0.85</td><td>$0.7 < E \leq 1$</td><td>1.8E+24</td><td>7.2E+18</td></tr> <tr><td>1.25</td><td>$1 < E \leq 1.5$</td><td>6.4E+23</td><td>3.4E+18</td></tr> <tr><td>1.75</td><td>$1.5 < E \leq 2$</td><td>1.5E+23</td><td>1.5E+18</td></tr> <tr><td>2.25</td><td>$2 < E \leq 2.5$</td><td>9.7E+22</td><td>3.9E+18</td></tr> <tr><td>2.75</td><td>$2.5 < E \leq 3$</td><td>7.9E+21</td><td>2.5E+17</td></tr> <tr><td>3.5</td><td>$3 < E \leq 4$</td><td>8.1E+20</td><td>2.3E+16</td></tr> <tr><td>5</td><td>$4 < E \leq 6$</td><td>1.5E+20</td><td>4.0E+15</td></tr> <tr><td>7</td><td>$6 < E \leq 8$</td><td>1.0E+18</td><td>2.5E+07</td></tr> <tr><td>9.5</td><td>$8 < E$</td><td>1.6E+12</td><td>3.8E+06</td></tr> </tbody> </table>			代表エネルギー (MeV/dls)	エネルギー範囲 (MeV/dls)	原子炉格納容器内 積算線源強度(MeV)	アニュラス内 積算線源強度(MeV)	0.1	$E \leq 0.1$	2.2E+23	2.3E+19	0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	2.1E+22	2.3E+17	0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	2.4E+23	1.1E+19	0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	4.1E+23	2.0E+18	0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.9E+24	9.9E+18	0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.8E+24	7.2E+18	1.25	$1 < E \leq 1.5$	6.4E+23	3.4E+18	1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.5E+23	1.5E+18	2.25	$2 < E \leq 2.5$	9.7E+22	3.9E+18	2.75	$2.5 < E \leq 3$	7.9E+21	2.5E+17	3.5	$3 < E \leq 4$	8.1E+20	2.3E+16	5	$4 < E \leq 6$	1.5E+20	4.0E+15	7	$6 < E \leq 8$	1.0E+18	2.5E+07	9.5	$8 < E$	1.6E+12	3.8E+06	<table border="1"> <thead> <tr> <th>代表エネルギー (MeV/dls)</th> <th>エネルギー範囲 (MeV/dls)</th> <th>原子炉格納容器内 積算線源強度(MeV)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0.1</td><td>$E \leq 0.1$</td><td>1.7×10^{23}</td></tr> <tr><td>0.125</td><td>$0.1 < E \leq 0.15$</td><td>1.8×10^{22}</td></tr> <tr><td>0.225</td><td>$0.15 < E \leq 0.3$</td><td>1.8×10^{22}</td></tr> <tr><td>0.375</td><td>$0.3 < E \leq 0.45$</td><td>3.8×10^{22}</td></tr> <tr><td>0.575</td><td>$0.45 < E \leq 0.7$</td><td>1.4×10^{24}</td></tr> <tr><td>0.85</td><td>$0.7 < E \leq 1$</td><td>1.3×10^{24}</td></tr> <tr><td>1.25</td><td>$1 < E \leq 1.5$</td><td>5.0×10^{23}</td></tr> <tr><td>1.75</td><td>$1.5 < E \leq 2$</td><td>1.2×10^{23}</td></tr> <tr><td>2.25</td><td>$2 < E \leq 2.5$</td><td>7.2×10^{22}</td></tr> <tr><td>2.75</td><td>$2.5 < E \leq 3$</td><td>5.8×10^{21}</td></tr> <tr><td>3.5</td><td>$3 < E \leq 4$</td><td>5.8×10^{20}</td></tr> <tr><td>5</td><td>$4 < E \leq 6$</td><td>1.1×10^{20}</td></tr> <tr><td>7</td><td>$6 < E \leq 8$</td><td>2.8×10^{19}</td></tr> <tr><td>9.5</td><td>$8 < E$</td><td>4.0×10^{18}</td></tr> </tbody> </table>	代表エネルギー (MeV/dls)	エネルギー範囲 (MeV/dls)	原子炉格納容器内 積算線源強度(MeV)	0.1	$E \leq 0.1$	1.7×10^{23}	0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	1.8×10^{22}	0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.8×10^{22}	0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.8×10^{22}	0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.4×10^{24}	0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.3×10^{24}	1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.0×10^{23}	1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.2×10^{23}	2.25	$2 < E \leq 2.5$	7.2×10^{22}	2.75	$2.5 < E \leq 3$	5.8×10^{21}	3.5	$3 < E \leq 4$	5.8×10^{20}	5	$4 < E \leq 6$	1.1×10^{20}	7	$6 < E \leq 8$	2.8×10^{19}	9.5	$8 < E$	4.0×10^{18}
代表エネルギー (MeV/dls)	エネルギー範囲 (MeV/dls)	原子炉格納容器内 積算線源強度(MeV)	アニュラス内 積算線源強度(MeV)																																																																																																									
0.1	$E \leq 0.1$	2.2E+23	2.3E+19																																																																																																									
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	2.1E+22	2.3E+17																																																																																																									
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	2.4E+23	1.1E+19																																																																																																									
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	4.1E+23	2.0E+18																																																																																																									
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.9E+24	9.9E+18																																																																																																									
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.8E+24	7.2E+18																																																																																																									
1.25	$1 < E \leq 1.5$	6.4E+23	3.4E+18																																																																																																									
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.5E+23	1.5E+18																																																																																																									
2.25	$2 < E \leq 2.5$	9.7E+22	3.9E+18																																																																																																									
2.75	$2.5 < E \leq 3$	7.9E+21	2.5E+17																																																																																																									
3.5	$3 < E \leq 4$	8.1E+20	2.3E+16																																																																																																									
5	$4 < E \leq 6$	1.5E+20	4.0E+15																																																																																																									
7	$6 < E \leq 8$	1.0E+18	2.5E+07																																																																																																									
9.5	$8 < E$	1.6E+12	3.8E+06																																																																																																									
代表エネルギー (MeV/dls)	エネルギー範囲 (MeV/dls)	原子炉格納容器内 積算線源強度(MeV)																																																																																																										
0.1	$E \leq 0.1$	1.7×10^{23}																																																																																																										
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	1.8×10^{22}																																																																																																										
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.8×10^{22}																																																																																																										
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.8×10^{22}																																																																																																										
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.4×10^{24}																																																																																																										
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.3×10^{24}																																																																																																										
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.0×10^{23}																																																																																																										
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.2×10^{23}																																																																																																										
2.25	$2 < E \leq 2.5$	7.2×10^{22}																																																																																																										
2.75	$2.5 < E \leq 3$	5.8×10^{21}																																																																																																										
3.5	$3 < E \leq 4$	5.8×10^{20}																																																																																																										
5	$4 < E \leq 6$	1.1×10^{20}																																																																																																										
7	$6 < E \leq 8$	2.8×10^{19}																																																																																																										
9.5	$8 < E$	4.0×10^{18}																																																																																																										

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第4-7表 線量換算係数、呼吸率、地表への沈着速度及びマスクの防護係数の条件

項目	使 用 値	選 定 理 由
線量換算係数	成人実燃線量換算係数を使用 (主な種類を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-6} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-6} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-6} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-6} Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく。
呼吸率 (成人活動時の呼吸率)	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を基に、塵性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551 Vol.2 ²³ より 0.3cm/s と設定 (別紙 10 参照)。
マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。

第4-7表 線量換算係数、呼吸率、地表への沈着速度及びマスクの防護係数の条件

項目	使 用 値	選 定 理 由
線量換算係数	成人実燃線量換算係数を使用 (主な種類を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-6} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-6} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-6} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-6} Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく。
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	塵性沈者を考慮した地表面沈着量を乾性沈者の4倍として設定。 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 より 0.3cm/s と設定 (別紙 10 参照)。
マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。

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）

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

第5-1表 作業員の対応手順と所要時間（「送水車による注水」及び「大容量ポンプ準備」）

泊り込まれた場合		泊り込まれた場合														泊り込まれた場合																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100	101	102	103	104	105	106	107	108	109	110	111	112	113	114	115	116	117	118	119	120	121	122	123	124	125	126	127	128	129	130	131	132	133	134	135	136	137	138	139	140	141	142	143	144	145	146	147	148	149	150	151	152	153	154	155	156	157	158	159	160	161	162	163	164	165	166	167	168	169	170	171	172	173	174	175	176	177	178	179	180	181	182	183	184	185	186	187	188	189	190	191	192	193	194	195	196	197	198	199	200	201	202	203	204	205	206	207	208	209	210	211	212	213	214	215	216	217	218	219	220	221	222	223	224	225	226	227	228	229	230	231	232	233	234	235	236	237	238	239	240	241	242	243	244	245	246	247	248	249	250	251	252	253	254	255	256	257	258	259	260	261	262	263	264	265	266	267	268	269	270	271	272	273	274	275	276	277	278	279	280	281	282	283	284	285	286	287	288	289	290	291	292	293	294	295	296	297	298	299	300	301	302	303	304	305	306	307	308	309	310	311	312	313	314	315	316	317	318	319	320	321	322	323	324	325	326	327	328	329	330	331	332	333	334	335	336	337	338	339	340	341	342	343	344	345	346	347	348	349	350	351	352	353	354	355	356	357	358	359	360	361	362	363	364	365	366	367	368	369	370	371	372	373	374	375	376	377	378	379	380	381	382	383	384	385	386	387	388	389	390	391	392	393	394	395	396	397	398	399	400	401	402	403	404	405	406	407	408	409	410	411	412	413	414	415	416	417	418	419	420	421	422	423	424	425	426	427	428	429	430	431	432	433	434	435	436	437	438	439	440	441	442	443	444	445	446	447	448	449	450	451	452	453	454	455	456	457	458	459	460	461	462	463	464	465	466	467	468	469	470	471	472	473	474	475	476	477	478	479	480	481	482	483	484	485	486	487	488	489	490	491	492	493	494	495	496	497	498	499	500	501	502	503	504	505	506	507	508	509	510	511	512	513	514	515	516	517	518	519	520	521	522	523	524	525	526	527	528	529	530	531	532	533	534	535	536	537	538	539	540	541	542	543	544	545	546	547	548	549	550	551	552	553	554	555	556	557	558	559	560	561	562	563	564	565	566	567	568	569	570	571	572	573	574	575	576	577	578	579	580	581	582	583	584	585	586	587	588	589	590	591	592	593	594	595	596	597	598	599	600	601	602	603	604	605	606	607	608	609	610	611	612	613	614	615	616	617	618	619	620	621	622	623	624	625	626	627	628	629	630	631	632	633	634	635	636	637	638	639	640	641	642	643	644	645	646	647	648	649	650	651	652	653	654	655	656	657	658	659	660	661	662	663	664	665	666	667	668	669	670	671	672	673	674	675	676	677	678	679	680	681	682	683	684	685	686	687	688	689	690	691	692	693	694	695	696	697	698	699	700	701	702	703	704	705	706	707	708	709	710	711	712	713	714	715	716	717	718	719	720	721	722	723	724	725	726	727	728	729	730	731	732	733	734	735	736	737	738	739	740	741	742	743	744	745	746	747	748	749	750	751	752	753	754	755	756	757	758	759	760	761	762	763	764	765	766	767	768	769	770	771	772	773	774	775	776	777	778	779	780	781	782	783	784	785	786	787	788	789	790	791	792	793	794	795	796	797	798	799	800	801	802	803	804	805	806	807	808	809	8010	8011	8012	8013	8014	8015	8016	8017	8018	8019	8020	8021	8022	8023	8024	8025	8026	8027	8028	8029	8030	8031	8032	8033	8034	8035	8036	8037	8038	8039	8040	8041	8042	8043	8044	8045	8046	8047	8048	8049	8050	8051	8052	8053	8054	8055	8056	8057	8058	8059	8060	8061	8062	8063	8064	8065	8066	8067	8068	8069	8070	8071	8072	8073	8074	8075	8076	8077	8078	8079	8080	8081	8082	8083	8084	8085	8086	8087	8088	8089	8090	8091	8092	8093	8094	8095	8096	8097	8098	8099	80100	80101	80102	80103	80104	80105	80106	80107	80108	80109	80110	80111	80112	80113	80114	80115	80116	80117	80118	80119	80120	80121	80122	80123	80124	80125	80126	80127	80128	80129	80130	80131	80132	80133	80134	80135	80136	80137	80138	80139	80140	80141	80142	80143	80144	80145	80146	80147	80148	80149	80150	80151	80152	80153	80154	80155	80156	80157	80158	80159	80160	80161	80162	80163	80164	80165	80166	80167	80168	80169	80170	80171	80172	80173	80174	80175	80176	80177	80178	80179	80180	80181	80182	80183	80184	80185	80186	80187	80188	80189	80190	80191	80192	80193	80194	80195	80196	80197	80198	80199	80200	80201	80202	80203	80204	80205	80206	80207	80208	80209	80210	80211	80212	80213	80214	80215	80216	80217	80218	80219	80220	80221	80222	80223	80224	80225	80226	80227	80228	80229	80230	80231	80232	80233	80234	80235	80236	80237	80238	80239	80240	80241	80242	80243	80244	80245	80246	80247	80248	80249	80250	80251	80252	80253	80254	80255	80256	80257	80258	80259	80260	80261	80262	80263	80264	80265	80266	80267	80268	80269	80270	80271	80272	80273	80274	80275	80276	80277	80278	80279	80280	80281	80282	80283	80284	80285	80286	80287	80288	80289	80290	80291	80292	80293	80294	80295	80296	80297	80298	80299	80300	80301	80302	80303	80304	80305	80306	80307	80308	80309	80310	80311	80312	80313	80314	80315	80316	80317	80318	80319	80320	80321	80322	80323	80324	80325	80326	80327	80328	80329	80330	80331	80332	80333	80334	80335	80336	80337	80338	80339	80340	80341	80342	80343	80344	80345	80346	80347	80348	80349	80350	80351	80352	80353	80354	80355	80356	80357	80358	80359	80360	80361	80362	80363	80364	80365	80366	80367	80368	80369	80370	80371	80372	80373	80374	80375	80376	80377	80378	80379	80380	80381	80382	80383	80384	80385	80386	80387	80388	80389	80390	80391	80392	80393	80394	80395	80396	80397	80398	80399	80400	80401	80402	80403	80404	80405	80406	80407	80408	80409	80410	80411	80412	80413	80414	80415	80416	80417	80418	80419	80420	80421	80422	80423	80424	80425	80426	80427	80428	80429	80430	80431	80432	80433	80434	80435	80436	80437	80438	80439	80440	80441	80442	80443	80444	80445	80446	80447	80448	80449	80450	80451	80452	80453	80454	80455	80456	80457	80458	80459	80460	8046

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

大飯発電所3／4号炉

作業項目	詳細作業	作業開始時間 (事象発生から)	作業時間	作業員が受ける線算線量 (mSv) (マスク着用)*1			
				合計線量	クラウドシャイイン 内部	クラウドシャイイン 外部 被ばく	直接受け シャイイン
送水車による注水	要員移動・車両配置	3時間	20分	約13.9	約0.1	約0.2	約0.5
	送水車運り配置・整設作業	3時間20分	60分	約4.1	約0.2	約0.2	約0.8
	可搬型ホース敷設	4時間20分	65分	約3.3	約0.1	約0.2	約0.6
	5時間25分	40分	約24.9	約0.2	約0.2	約0.9	約2.3
	6時間5分	15分	約9.1	約0.1	約0.1	約0.1	約0.4
	送水車の起動・可搬型ホース監視	6時間20分	20分	約1.0	約0.1	約0.1	約0.4
大容量ポンプ配備	小計			約56.2	約0.8	約1.0	約3.5
	大容量ポンプ配備	7時間30分	30分	約11.3	約0.1	約0.1	約0.4
	大容量ポンプ通水木栓インチ接続	8時間	90分	約6.1	約0.2	約0.3	約4.1
	・可搬型ホース接続	9時間30分	90分	約3.0	約0.1	約0.2	約1.0
	大容量ポンプ起動・通水	14時間	30分	約0.8	約0.1	約0.1	約0.3
準備	小計			約11.2	約0.3	約0.5	約3.3
	合計			約67.4	約1.1	約1.6	約6.8

*1：線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。

泊発電所3号炉

作業項目	詳細項目	作業時間 (事象発生からの 作業開始時間)	要員が受ける線量(mSv) 【マスクあり】			線量評価点
			合計**1*2	クラウド シャイイン 線量**3	直接・スカイ シャイイン線量**3	
燃料取替用水 ピットへの補給 (海水)	可搬型ホース 設・接続 可 搬型大型送水 ポンプ車の設置	3時間20分 (事故後7時間30 分)	約39	約1.9	約0.39	約37 ⑧, ⑪
使用済燃料ビック トへの注水確保 (海水)	可搬型ホース 設・接続 可 搬型大型送水 ポンプ車の設置	1時間40分 (事故後13時間1 分)	約18	約0.8	約0.17	約16 ⑧
原子炉補機冷 却水系への通 水確保 (海 水)	可搬型ホース 設・接続 可 搬型大型送水 ポンプ車の設置	4時間10分 (事故後18時間)	約23	約1.3	約0.12	約21 ⑧, ⑪, ⑫, ⑬, ⑭, ⑮, ⑯, ⑰, ⑱, ⑲

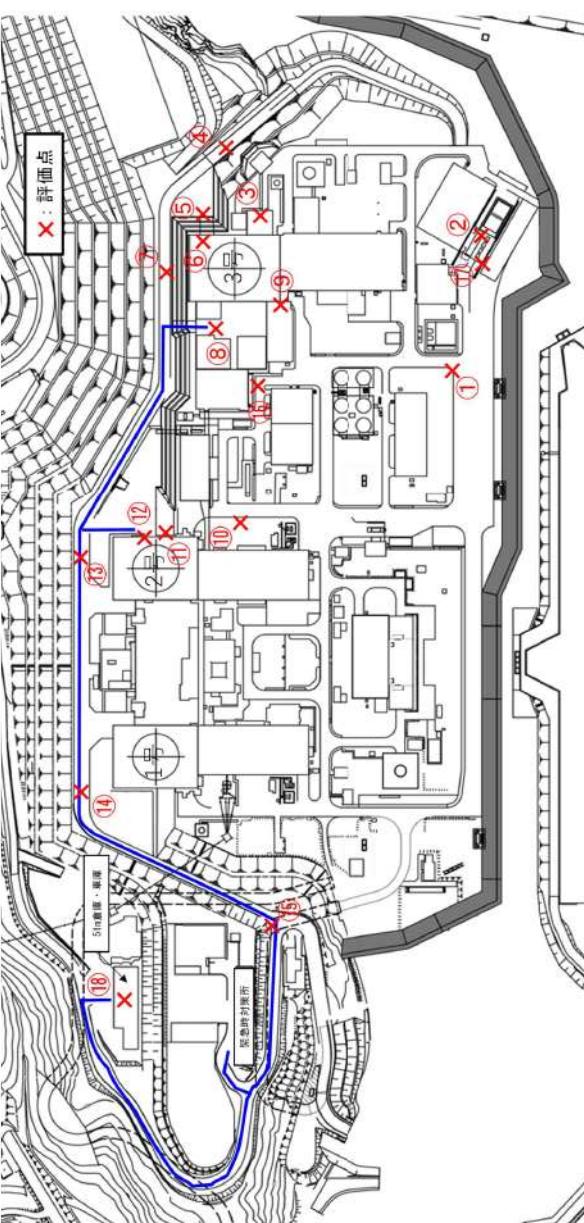
*1：線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。

*2：作業項目毎の線量の合計は、有効数字2桁で切り上げた結果である。

*3：有効数字2桁で四捨五入した結果である。

相違理由
【大飯】
設備、運用の相違

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3／4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
	 <p>第7-2図 使用済燃料ピットへの注水確保（海水）の作業動線と評価点</p>	<p>【大飯】 設備、運用の相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3／4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
	<p>評価点 X</p> <p>冷却塔・海水ポンプ</p> <p>第 7-3 図 原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）の作業動線と評価点</p>	<p>【大飯】 設備、運用の相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別紙一覧</p> <p>別紙1. 評価対象作業の選定および評価点、評価時間設定の考え方について 別紙2. 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について 別紙3. よう素の化学形態の設定について 別紙4. 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について 別紙5. 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について 別紙6. スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について 別紙7. 原子炉格納容器漏えい率の設定について 別紙8. アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について 別紙9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について 別紙10. 濡性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p>	<p>別紙一覧</p> <p>別紙1. 評価対象作業の選定及び評価点、評価時間設定の考え方について 別紙2. 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について 別紙3. よう素の化学形態の設定について 別紙4. 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について 別紙5. 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について 別紙6. スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について 別紙7. 原子炉格納容器漏えい率の設定について 別紙8. アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について 別紙9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について 別紙10. 濡性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>評価対象作業の選定および評価点、評価時間設定の考え方について</p> <p>1. 評価対象作業の選定の考え方について</p> <p>1.1 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 運転員及び緊急安全対策要員の作業の中で、事故後早期に作業（操作）を開始すること、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長いこと等により、被ばくの観点で最も厳しい作業を対象とする。 原子炉格納容器及び下部アニュラス以外の遮蔽を考慮できず被ばく線量が大きくなる屋外作業を対象とする。 <p>なお、評価にあたっては、3号炉及び4号炉が同時に発災するものとする。</p> <p>1.2 評価対象作業の選定</p> <p>評価対象作業として、運転員等の作業に比べて、屋外での作業時間が長い緊急安全対策要員の作業から、被ばく評価対象作業を選定する。</p> <p>緊急安全対策要員の作業の中で、事故発生後早期に作業を開始し、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長い「送水車による注水（放水路ピット）」及び「大容量ポンプ準備（放水路ピット）」における屋外作業を対象とする。</p> <p>緊急安全対策要員の作業を表1-1に整理する。</p>	<p>別紙1</p> <p>評価対象作業の選定及び評価点、評価時間設定の考え方について</p> <p>1. 評価対象作業の選定の考え方について</p> <p>1.1 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 運転員及び災害対策要員の作業の中で、事故後早期に作業（操作）を開始すること、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長いこと等により、被ばくの観点で最も厳しい作業を対象とする。 原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できず被ばく線量が大きくなる屋外作業を対象とする。 <p>1.2 評価対象作業の選定</p> <p>評価対象作業として、運転員の作業に比べて、屋外での作業時間が長い災害対策要員の作業から、被ばく評価対象作業を選定する。</p> <p>災害対策要員の作業の中で、事故発生後早期に作業を開始し、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長い「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」における屋外作業を対象とする。</p> <p>災害対策要員の作業を表1-1に整理する。</p>	<p>別紙1</p> <p>【大飯】 設備の相違 ・大飯はPCCVのため、アニュラスが外部遮蔽の外にあり、アニュラス部を線源とした直接線及びスカイシャイン線の評価において、アニュラス壁の遮蔽を別途評価している。 ・泊の設計は鋼製CVの先行実績である高浜3/4号炉と同様。 ・泊は3号炉単独申請のまとめ資料。</p> <p>【大飯】 設備、運用の相違</p>

表 1-1 作業員の対応手順と所要時間（緊急安全対策要員の作業）

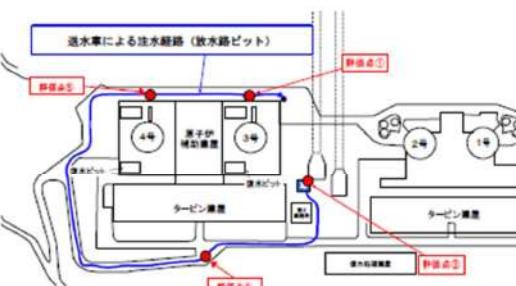
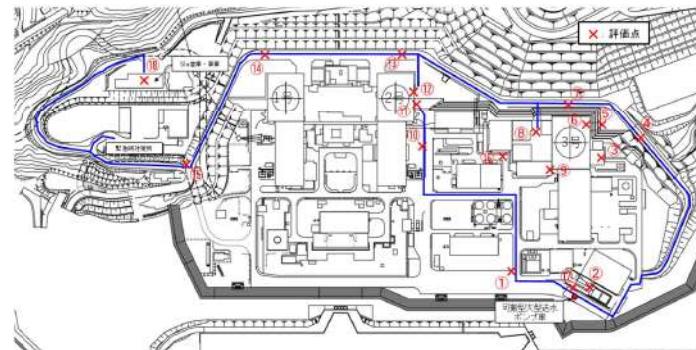
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表 r. 0.0

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）

表 1-1 作業員の対応手順と所要時間（緊急安全対策要員の作業）

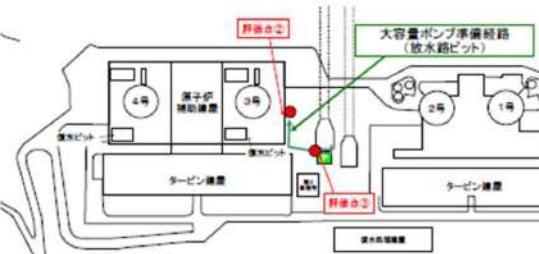
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 評価点、評価時間の設定の考え方について</p> <p>2. 1 送水車による注水作業</p> <p>本作業については、要員移動・車両配置、可搬型ホース等の送水車廻り配置・敷設作業、送水車から可搬式代替低圧注水ポンプ用の仮設水槽までの可搬型ホース敷設、送水車の起動・可搬型ホース監視という流れの作業である。</p> <p>ホース敷設ルートについては、送水車による注水作業で複数選定している取水場所から接続口への敷設ルートのうち、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長く、被ばくの観点で厳しいルートを選定する。</p> <p>評価点については、基本的には各作業を実施する場所を評価点として選定するが、要員移動・車両配備は保守的に評価点①で代表させ、ホース敷設作業は作業動線上の3点を代表点として選定する。</p> <p>評価時間及び作業開始時間については、表1-1に示す時間を設定する。</p> 	<p>2. 評価点・評価時間の設定の考え方について</p> <p>各作業の動線は複数検討しているが、被ばく線量の観点で最も厳しい動線で評価を行う。</p> <p>図2-1から図2-3に示すとおり、現場での作業ステップ毎の動線を考慮して複数の評価点を設定し、直接線及びスカイシャイン線の線量評価では、評価点間の移動時は3号炉原子炉格納容器に近い評価点を代表点として用い、評価点位置で作業を実施する場合はその評価点を代表点として用いる。各代表点での評価時間配分については、移動時間及び作業時間を考慮して設定する。</p> <p>グランドシャイン線及びクラウドシャイン線の線量評価では、作業ステップ毎において当該動線上に3号炉原子炉格納容器を中心とする各方位での最近接評価点（③, ⑥, ⑦, ⑧, ⑨, ⑩）がある場合はこれを代表点として用い、該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に3号炉格納容器に近い位置に前後の作業ステップの動線の代表点がある場合はこれを代表点として用いる。これに該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に3号炉格納容器に近い位置に同一作業内の他の作業ステップの動線上の評価点がある場合はこれを代表点として用い、これにも該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点を代表点として用いる。</p> <p>評価時間及び作業開始時間については、表1-1に示す時間を設定する。</p>  <p>図2-1 作業動線と評価点（燃料取替用水ピットへの補給（海水））</p>	<p>【大飯】記載方針の相違 ・記載方針は異なるが、被ばく評価に使用する代表点の設定方法について記載している。 ・泊は3つの作業についてまとめて記載。</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
比較対象なし	<p>図2-2 作業動線と評価点 (使用済燃料ピットへの通水確保 (海水))</p>	【大飯】 設備、運用の相違
	<p>図2-3 作業動線と評価点 (原子炉補機冷却水系への注水確保 (海水))</p>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 2 大容量ポンプ準備作業 本作業については、大容量ポンプ配備、大容量ポンプ通水ライン準備・可搬型ホース接続、大容量ポンプ起動・通水という流れの作業である。 ホース敷設ルートについては、大容量ポンプ準備作業で複数選定されている取水場所から接続口への敷設ルートのうち、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長く、被ばくの観点で厳しい敷設ルートを選定する。 評価点については、基本的には各作業を実施する場所を評価点として選定するが、大容量ポンプ配備は保守的に評価点③で代表させる。また、大容量ポンプ通水ライン準備・可搬型ホース接続は海水管への接続口周辺の評価点②における作業、放水路ピット周辺の評価点③における作業及び両地点間にホースを敷設する作業から構成されるが、これらのうちホース敷設作業については保守的に評価点②で代表させる。 評価時間及び作業開始時間については、表1-1に示す時間を設定する。</p>  <p>3. 作業開始時間を遅らせた場合の線量の低減について 評価対象とした2つの作業については、使命時間（それぞれ約15.1時間、24時間）に対して8時間以上余裕を持って完了することが可能である。 以上から使命時間までに作業完了するように作業開始すると仮定した場合には、被ばく線量が低減することは明らかであり、適切な線量管理の下、被ばく線量の低減を図ることは可能である。</p>		<p>【大飯】記載方針の相違 ・記載方針は異なるが、被ばく評価に使用する代表点の設定方法について記載している。 ・泊は3種類の作業についてまとめて記載。</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
<p>4. 屋内の作業の扱いについて</p> <p>事故初期に行う屋内作業の中で最も長い作業時間は、緊急安全対策要員の作業の「大容量ポンプ準備（海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備（弁操作）」の4時間であり、「送水車による注水（放水路ピット）及び「大容量ポンプ準備（放水路ピット）」の約8時間より短い。また、屋内作業は原子炉格納容器及び下部アニュラス以外の遮蔽を考慮でき、屋外作業に比べて線量率は低くなることから、「送水車による注水（放水路ピット）」及び「大容量ポンプ準備（放水路ピット）」の被ばく評価によって代表できる。</p> <p>また、1.2で評価対象作業として選定された屋外作業を実施する緊急安全対策要員は、屋内作業として「中央制御室非常用循環系ダンパ開処置」及び「B充てんポンプ（自己冷却）ディスタンスピース取替え」の作業を行うが、原子炉格納容器及び下部アニュラス以外の遮蔽を考慮できることから、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、作業期間中100mSvを下回る。</p>	<p>4. 屋内作業の扱いについて</p> <p>事故初期に行う屋内作業の中で最も長い作業時間は、運転員の作業の「B一アニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給及びダンパ手動開操作」、「B一充てんポンプ（自己冷却）系統構成・ベンディング・通水・流量調整」及び「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備・起動」の2時間5分であり、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」の4時間10分より短い。また、屋内作業は原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮でき、屋外作業に比べて線量率は低くなることから、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」の被ばく評価によって代表できる。</p> <p>また、1.2で評価対象作業として選定された屋外作業を実施する災害対策要員は、以下の表に示す屋内作業を行うが、原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、作業期間中100mSvを下回る。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要員</th><th>屋内作業</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>災害対策要員A</td><td>非常用母線受電準備及び受電</td></tr> <tr> <td>災害対策要員B</td><td>非常用母線受電準備及び受電</td></tr> <tr> <td>災害対策要員C</td><td>B一アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、B一充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンディング、通水</td></tr> <tr> <td>災害対策要員D</td><td>代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置</td></tr> <tr> <td>災害対策要員E</td><td>可搬型計測器接続</td></tr> <tr> <td>災害対策要員F</td><td>試料採取室排気系ダンパ開処置、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置</td></tr> </tbody> </table>	要員	屋内作業	災害対策要員A	非常用母線受電準備及び受電	災害対策要員B	非常用母線受電準備及び受電	災害対策要員C	B一アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、B一充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンディング、通水	災害対策要員D	代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置	災害対策要員E	可搬型計測器接続	災害対策要員F	試料採取室排気系ダンパ開処置、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置	<p>【大飯】設備、運用の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】設備、運用の相違</p>
要員	屋内作業															
災害対策要員A	非常用母線受電準備及び受電															
災害対策要員B	非常用母線受電準備及び受電															
災害対策要員C	B一アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、B一充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンディング、通水															
災害対策要員D	代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置															
災害対策要員E	可搬型計測器接続															
災害対策要員F	試料採取室排気系ダンパ開処置、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置															
<p>5. 長期的な作業の扱いについて</p> <p>長期的な作業として、送水車、大容量ポンプ等への給油作業があるが、これらの作業については、要員の交替が可能であり、適切な線量管理のもと、作業を継続していくことが可能である。</p>	<p>5. 災害対策要員について</p> <p>災害対策要員の勤務形態は、通常時から4班2交代のサイクルで運用していることから、比較的長時間が経過した後の屋外作業においては、現実的には発電所構外からの参集要員との交代も可能である。</p> <p>6. 長期的な作業の扱いについて</p> <p>長期的な作業として、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬側大型海水送水ポンプ車等への給油作業があるが、これらの作業については、要員の交代が可能であり、適切な線量管理のもと、作業を継続していくことが可能である。</p>	<p>【大飯】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊の重大事故等の要員が24時間交代勤務する運用としており、本被ばく評価では、交代を考慮していないが、初期対応の災害対策要員の被ばく低減に寄与すること記載。 														

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																									
<p>別紙2</p> <p>原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合、放出時間を用いている。</p> <p>1. NUREG-1465の放出割合、放出時間の適用性について NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉格納容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465で対象としているシーケンスを第1表に示す。</p> <p>第1表 NUREG-1465で対象としているシーケンス Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Plant</th><th>Sequence</th><th>Description</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Surry</td><td>AG</td><td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td></tr> <tr> <td></td><td>TMLB²</td><td>LOOP, no PCS and no AFWS</td></tr> <tr> <td></td><td>V</td><td>Interfacing system LOCA</td></tr> <tr> <td></td><td>S3B</td><td>SBO with RCP seal LOCA</td></tr> <tr> <td></td><td>S2D-6</td><td>SBOCA, no ECCS and H₂ combustion</td></tr> <tr> <td></td><td>S2D-8</td><td>SBOCA with 6° hole in containment</td></tr> <tr> <td>Zions</td><td>S2DCR</td><td>LOCA (F₁), no ECCS no CSRS</td></tr> <tr> <td></td><td>S2DCF1</td><td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td></tr> <tr> <td></td><td>S2DCF2</td><td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td></tr> <tr> <td></td><td>TMLU</td><td>Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment</td></tr> <tr> <td>Oconee 3</td><td>TMLB²</td><td>SBO, no active ESF systems</td></tr> <tr> <td></td><td>S1DCF</td><td>LOCA (F₁), no ESF systems</td></tr> <tr> <td>Sequoyah</td><td>S3HF1</td><td>LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td></tr> <tr> <td></td><td>S3HF2</td><td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td></tr> <tr> <td></td><td>S3HF3</td><td>S3HF1 with dry reactor cavity</td></tr> <tr> <td></td><td>S2B</td><td>LOCA (F₁) with SBO</td></tr> <tr> <td></td><td>TBA</td><td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td></tr> <tr> <td></td><td>ACD</td><td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td></tr> <tr> <td></td><td>S3B1</td><td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operated</td></tr> <tr> <td></td><td>S3HF</td><td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td></tr> <tr> <td></td><td>S3H</td><td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td></tr> <tr> <td colspan="2"> <small>SBO Station Blackout RCP Reactor Coolant Pump PCS Power Conversion System CS Containment Spray AFWS Anticipated Transient Without Scram</small> </td><td> <small>LOCA Loss of Coolant Accident DCH Direct Containment Heating ESF Engineered Safety Feature CSRS CS Recirculation System LOOP Loss of Offsite Power</small> </td></tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第2表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。</p> <p>NUREG-1465の中でも述べられているように、NUREG-1465のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断LOCA時にECCS注入およびCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。</p> <p>¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p> <p>² Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p>	Plant	Sequence	Description	Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems		TMLB ²	LOOP, no PCS and no AFWS		V	Interfacing system LOCA		S3B	SBO with RCP seal LOCA		S2D-6	SBOCA, no ECCS and H ₂ combustion		S2D-8	SBOCA with 6° hole in containment	Zions	S2DCR	LOCA (F ₁), no ECCS no CSRS		S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment		S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment		TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB ²	SBO, no active ESF systems		S1DCF	LOCA (F ₁), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded		S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA		S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity		S2B	LOCA (F ₁) with SBO		TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment		ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS		S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operated		S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS		S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	<small>SBO Station Blackout RCP Reactor Coolant Pump PCS Power Conversion System CS Containment Spray AFWS Anticipated Transient Without Scram</small>		<small>LOCA Loss of Coolant Accident DCH Direct Containment Heating ESF Engineered Safety Feature CSRS CS Recirculation System LOOP Loss of Offsite Power</small>	<p>別紙2</p> <p>原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合、放出時間を用いている。</p> <p>1. NUREG-1465の放出割合、放出時間の適用性について NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465で対象としているシーケンスを第1表に示す。</p> <p>第1表 NUREG-1465で対象としているシーケンス Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Plant</th><th>Sequence</th><th>Description</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Surry</td><td>AG</td><td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td></tr> <tr> <td></td><td>TMLB²</td><td>LOOP, no PCS and no AFWS</td></tr> <tr> <td></td><td>V</td><td>Interfacing system LOCA</td></tr> <tr> <td></td><td>S3B</td><td>SBO with RCP seal LOCA</td></tr> <tr> <td></td><td>S2D-6</td><td>SBOCA, no ECCS and H₂ combustion</td></tr> <tr> <td></td><td>S2D-8</td><td>SBOCA with 6° hole in containment</td></tr> <tr> <td>Zions</td><td>S2DCR</td><td>LOCA (F₁), no ECCS no CSRS</td></tr> <tr> <td></td><td>S2DCF1</td><td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td></tr> <tr> <td></td><td>S2DCF2</td><td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td></tr> <tr> <td></td><td>TMLU</td><td>Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment</td></tr> <tr> <td>Oconee 3</td><td>TMLB²</td><td>SBO, no active ESF systems</td></tr> <tr> <td></td><td>S1DCF</td><td>LOCA (F₁), no ESF systems</td></tr> <tr> <td>Sequoyah</td><td>S3HF1</td><td>LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td></tr> <tr> <td></td><td>S3HF2</td><td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td></tr> <tr> <td></td><td>S3HF3</td><td>S3HF1 with dry reactor cavity</td></tr> <tr> <td></td><td>S3B</td><td>LOCA (F₁) with SBO</td></tr> <tr> <td></td><td>TBA</td><td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td></tr> <tr> <td></td><td>ACD</td><td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td></tr> <tr> <td></td><td>S3B1</td><td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operated</td></tr> <tr> <td></td><td>S3HF</td><td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td></tr> <tr> <td></td><td>S3H</td><td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td></tr> <tr> <td colspan="2"> <small>SBO Station Blackout RCP Reactor Coolant Pump PCS Power Conversion System CS Containment Spray AFWS Anticipated Transient Without Scram</small> </td><td> <small>LOCA Loss of Coolant Accident DCH Direct Containment Heating ESF Engineered Safety Feature CSRS CS Recirculation System LOOP Loss of Offsite Power</small> </td></tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第2表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。</p> <p>NUREG-1465の中でも述べられているように、NUREG-1465のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。</p> <p>¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p>	Plant	Sequence	Description	Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems		TMLB ²	LOOP, no PCS and no AFWS		V	Interfacing system LOCA		S3B	SBO with RCP seal LOCA		S2D-6	SBOCA, no ECCS and H ₂ combustion		S2D-8	SBOCA with 6° hole in containment	Zions	S2DCR	LOCA (F ₁), no ECCS no CSRS		S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment		S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment		TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB ²	SBO, no active ESF systems		S1DCF	LOCA (F ₁), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded		S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA		S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity		S3B	LOCA (F ₁) with SBO		TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment		ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS		S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operated		S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS		S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	<small>SBO Station Blackout RCP Reactor Coolant Pump PCS Power Conversion System CS Containment Spray AFWS Anticipated Transient Without Scram</small>		<small>LOCA Loss of Coolant Accident DCH Direct Containment Heating ESF Engineered Safety Feature CSRS CS Recirculation System LOOP Loss of Offsite Power</small>
Plant	Sequence	Description																																																																																																																																									
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																																									
	TMLB ²	LOOP, no PCS and no AFWS																																																																																																																																									
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																																									
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																																									
	S2D-6	SBOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																																									
	S2D-8	SBOCA with 6° hole in containment																																																																																																																																									
Zions	S2DCR	LOCA (F ₁), no ECCS no CSRS																																																																																																																																									
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																																									
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																																									
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment																																																																																																																																									
Oconee 3	TMLB ²	SBO, no active ESF systems																																																																																																																																									
	S1DCF	LOCA (F ₁), no ESF systems																																																																																																																																									
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																																																																																									
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																																																																																									
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																																																																																									
	S2B	LOCA (F ₁) with SBO																																																																																																																																									
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment																																																																																																																																									
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS																																																																																																																																									
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operated																																																																																																																																									
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS																																																																																																																																									
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation																																																																																																																																									
<small>SBO Station Blackout RCP Reactor Coolant Pump PCS Power Conversion System CS Containment Spray AFWS Anticipated Transient Without Scram</small>		<small>LOCA Loss of Coolant Accident DCH Direct Containment Heating ESF Engineered Safety Feature CSRS CS Recirculation System LOOP Loss of Offsite Power</small>																																																																																																																																									
Plant	Sequence	Description																																																																																																																																									
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																																									
	TMLB ²	LOOP, no PCS and no AFWS																																																																																																																																									
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																																									
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																																									
	S2D-6	SBOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																																									
	S2D-8	SBOCA with 6° hole in containment																																																																																																																																									
Zions	S2DCR	LOCA (F ₁), no ECCS no CSRS																																																																																																																																									
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																																									
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																																									
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment																																																																																																																																									
Oconee 3	TMLB ²	SBO, no active ESF systems																																																																																																																																									
	S1DCF	LOCA (F ₁), no ESF systems																																																																																																																																									
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																																																																																									
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																																																																																									
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																																																																																									
	S3B	LOCA (F ₁) with SBO																																																																																																																																									
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment																																																																																																																																									
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS																																																																																																																																									
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operated																																																																																																																																									
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS																																																																																																																																									
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation																																																																																																																																									
<small>SBO Station Blackout RCP Reactor Coolant Pump PCS Power Conversion System CS Containment Spray AFWS Anticipated Transient Without Scram</small>		<small>LOCA Loss of Coolant Accident DCH Direct Containment Heating ESF Engineered Safety Feature CSRS CS Recirculation System LOOP Loss of Offsite Power</small>																																																																																																																																									

【大飯】記載表現の相違
・泊は有効性評価の名称と統一させた。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉				泊発電所3号炉	相違理由																																																																															
第2表 原子炉格納容器への放出割合 (NUREG-1465 Table3.13) Table 3.13 PWR Releases Into Containment* <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Duration (Hours)</td><td>0.5</td><td>1.3</td><td>2.0</td></tr> <tr><td>Noble Gases**</td><td>0.05</td><td>0.95</td><td>0</td></tr> <tr><td>Halogens</td><td>0.05</td><td>0.35</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Alkali Metals</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Tellurium group</td><td>0</td><td>0.05</td><td>0.25</td></tr> <tr><td>Barium, Strontium</td><td>0</td><td>0.02</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Noble Metals</td><td>0</td><td>0.0025</td><td>0.0025</td></tr> <tr><td>Cerium group</td><td>0</td><td>0.0005</td><td>0.0005</td></tr> <tr><td>Lanthanides</td><td>0</td><td>0.0002</td><td>0.0002</td></tr> </tbody> </table> <p>* Values shown are fractions of core inventory. ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group. *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.</p>	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	Noble Gases**	0.05	0.95	0	Halogens	0.05	0.35	0.1	Alkali Metals	0.05	0.25	0.1	Tellurium group	0	0.05	0.25	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	Cerium group	0	0.0005	0.0005	Lanthanides	0	0.0002	0.0002	第2表 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合 (NUREG-1465 Table3.13) Table 3.8 Release Periods and Fractions of Core Inventory <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Duration (Hours)</td><td>0.5</td><td>1.3</td><td>2.0</td></tr> <tr><td>Noble Gases**</td><td>0.05</td><td>0.95</td><td>0</td></tr> <tr><td>Halogen</td><td>0.05</td><td>0.35</td><td>0.25</td></tr> <tr><td>Alkali Metals</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.35</td></tr> <tr><td>Tellurium group</td><td>0</td><td>0.05</td><td>0.25</td></tr> <tr><td>Barium, Strontium</td><td>0</td><td>0.02</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Noble Metals</td><td>0</td><td>0.0025</td><td>0.0025</td></tr> <tr><td>Cerium group</td><td>0</td><td>0.0005</td><td>0.0005</td></tr> <tr><td>Lanthanides</td><td>0</td><td>0.0002</td><td>0.0002</td></tr> </tbody> </table> <p>* Values shown are fractions of core inventory. ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group. *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.</p>	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	Noble Gases**	0.05	0.95	0	Halogen	0.05	0.35	0.25	Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	Tellurium group	0	0.05	0.25	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	Cerium group	0	0.0005	0.0005	Lanthanides	0	0.0002	0.0002			
Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																	
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0																																																																																	
Noble Gases**	0.05	0.95	0																																																																																	
Halogens	0.05	0.35	0.1																																																																																	
Alkali Metals	0.05	0.25	0.1																																																																																	
Tellurium group	0	0.05	0.25																																																																																	
Barium, Strontium	0	0.02	0.1																																																																																	
Noble Metals	0	0.0025	0.0025																																																																																	
Cerium group	0	0.0005	0.0005																																																																																	
Lanthanides	0	0.0002	0.0002																																																																																	
Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																	
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0																																																																																	
Noble Gases**	0.05	0.95	0																																																																																	
Halogen	0.05	0.35	0.25																																																																																	
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35																																																																																	
Tellurium group	0	0.05	0.25																																																																																	
Barium, Strontium	0	0.02	0.1																																																																																	
Noble Metals	0	0.0025	0.0025																																																																																	
Cerium group	0	0.0005	0.0005																																																																																	
Lanthanides	0	0.0002	0.0002																																																																																	
<p>事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> • Gap-Release/Early In-Vessel 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。 • Ex-Vessel/Late In-Vessel 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。 	<p>事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> • Gap-Release/Early In-Vessel 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。 • Ex-Vessel/Late In-Vessel 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。 																																																																																			
<p>事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた大飯3号機及び4号機の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、第3表のとおりとなる。</p>	<p>事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた泊発電所3号炉の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、第3表のとおりとなる。</p>																																																																																			
第3表 溶融を開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較 <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>MAAP</td><td>0～約21分</td><td>約21分～約1.4時間</td></tr> <tr><td>NUREG-1465</td><td>0～30分</td><td>30分～1.8時間</td></tr> </tbody> </table>		燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間	MAAP	0～約21分	約21分～約1.4時間	NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間	第3表 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較 <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>MAAP 解析結果</td><td>0～約19分</td><td>約19分～約1.8時間</td></tr> <tr><td>NUREG-1465</td><td>0～30分</td><td>30分～1.8時間</td></tr> </tbody> </table>		燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間	MAAP 解析結果	0～約19分	約19分～約1.8時間	NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間	【大飯】個別解析による相違																																																																
	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間																																																																																		
MAAP	0～約21分	約21分～約1.4時間																																																																																		
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間																																																																																		
	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間																																																																																		
MAAP 解析結果	0～約19分	約19分～約1.8時間																																																																																		
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間																																																																																		

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心溶融開始および原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差ないと判断している。</p> <p>NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS（Advisory Committee on Reactor Safeguards）全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。</p> <p>その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-2022（2002年11月）にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels. (ERI/NRC 02-202 第4章)</p> </div> <p>議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心の平均燃焼度50GWd/tを対象としている。</p> <p>専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合のうち高燃焼度燃料について、第4表に示す（ERI/NRC02-202 Table 3.1）。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種についてNUREG-1465と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465から大きく異なるような数値は提案されていない。</p> <p>以上の議論の結果として、ERI/NRC02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けている。</p> <p>なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。</p> <p><small>2 ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</small></p>	<p>炉心溶融開始及び原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差ないと判断している。</p> <p>NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS（Advisory Committee on Reactor Safeguards）全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。</p> <p>その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-202²（2002年11月）にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels. (ERI/NRC 02-202 第4章)</p> </div> <p>議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心の平均燃焼度50GWd/tを対象としている。</p> <p>専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び原子炉格納容器内への放出割合について、第4-1表及び第4-2表に示す（ERI/NRC 02-202 Table 3.1及びTable 3.12）。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種についてNUREG-1465と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465から大きく異なるような数値は提案されていない。</p> <p>以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けている。</p> <p>なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。</p> <p><small>² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS:HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</small></p>	<p>【大飯】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊はウラン・ブルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・ブルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

3.2 Release Fractions¹⁰

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 67,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

第4表 ERI/NRC 02-202における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel) ¹				
	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.3) ²	1.4 (1.3)	2 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.08)	0.3 (0)	0 (0)
Halogen	0.01 (0.01)	0.35; 0.9TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.01 (0.05)	0.25; 0.50TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.20; 0.25; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Boron, Strontium	0 (0)	0.02; *** ⁴ (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	0 (0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mn, Tr	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ⁵	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0.0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	0 (0)	(0.0003)	(0.0005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0003; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0001; 0.001; 0.002; 0.00TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (core group) ⁶	0; 0; 0; 0; 0	0.0005; 0.002; 0.01 (0.002) 0.0002; 0.02TR	0.005; 0.04; 0.01 (0.005)	0; 0; 0; 0; 0
La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Ce	0; 0	0.0002; 0.0002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.0002TR	0.005; TR	0; TR

¹Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned evenly to 10 GWd/t.

²The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.1).

³TR = total release. The practice in France is to merge all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

⁴NE= No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁵Boron should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that boron is much more volatile than strontium. VERCORS and JAVI (ORNL) experiments cited show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 20% to the containment, based upon all data available to date.

⁶These panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

泊発電所3号炉

3.2 Release Fractions¹⁰

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 67,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

第4-1表 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel) ¹				
	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.3) ²	1.4 (1.3)	2 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.08)	0.3 (0)	0 (0)
Halogen	0.01 (0.01)	0.35; 0.9TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.01 (0.05)	0.25; 0.50TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.20; 0.25; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Boron, Strontium	0 (0)	0.02; *** ⁴ (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	0 (0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mn, Tr	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ⁵	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0.0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	0 (0)	(0.0003)	(0.0005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0003; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0001; 0.001; 0.002; 0.00TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (core group) ⁶	0; 0; 0; 0; 0	0.0005; 0.002; 0.01 (0.002) 0.0002; 0.02TR	0.005; 0.04; 0.01 (0.005)	0; 0; 0; 0; 0
La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Ce	0; 0	0.0002; 0.0002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.0002TR	0.005; TR	0; TR

¹Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned evenly to 10 GWd/t.

²The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.1).

³TR = total release. The practice in France is to merge all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

⁴NE= No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁵Boron should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that boron is much more volatile than strontium. VERCORS and JAVI (ORNL) experiments cited show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 20% to the containment, based upon all data available to date.

⁶Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

第4-2表 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）

Table 3.12 MOX Releases Into Containment ¹				
	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.3) ²	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.2)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.03; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.70; 0.93; 0.95 TR (0.95)	0; 0; 0.3; 0.3; TR (0.3)	0 (0)
Halogen	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.375 TR (0.35)	0; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.21; 0.30; 0.30; 0.30; 0.67TR (0.21)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.33)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0; 0.005 (0.005)	0; 0; 0; 0; 0.005 (0.005)	0.6; 0.6; 0.6; 0.6; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Boron, Strontium	NE ³ ; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.02)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.1)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.05) (0)
Noble Metals	0 (0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mn, Yt	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0; 0 (0.1)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.1)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.1)
Ru, Rh, Pd	NE; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.1)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.1)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.1)
Cerium group	0 (0)	(0.0005)	(0.0005)	(0)
Ce	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0; 0 (0.01)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.01)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.01)
Pu, Zr	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0; 0 (0.001)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.001)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.001)
Np	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0; 0 (0.01)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.01)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.01)
Lanthanides	NE; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.002)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.003)	NE; NE; NE; 0; 0 (0.01)

¹The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.1).

²TR = total release. The practice in France is to merge all releases from the source term into early-in-vessel, ex-vessel, and late-in-vessel phases.

³NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴The values on Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies as the and not from the LEU assemblies.

【大飯】記載方針の相違
・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																				
<p>その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われております、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(SAND2011-0128⁽³⁾)</p> <p>希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料の放出割合は、第5表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されています。</p> <p>このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料の適用について否定されるものではないと考える。第6表にそれらのデータを整理した。</p> <p>3 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel</p> <p>第5表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release</th> <th>In-vessel Release</th> <th>Ex-vessel Release</th> <th>Late In-vessel Release</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Duration (hours)</td> <td>0.22 (0.5)</td> <td>4.5 (1.5)</td> <td>4.8 (2.0)</td> <td>143 (10)</td> </tr> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.017 (0.05)</td> <td>0.54 (0.25)</td> <td>0.011 (0.05)</td> <td>0.003 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.004 (0.05)</td> <td>0.37 (0.25)</td> <td>0.011 (0.05)</td> <td>0.21 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.003 (0.05)</td> <td>0.02 (0.05)</td> <td>0.02 (0.05)</td> <td>0.06 (0.03)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.0006 (0)</td> <td>0.004 (0)</td> <td>0.003 (0.01)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.004 (0.05)</td> <td>0.009 (0.05)</td> <td>0.30 (0.05)</td> <td>0.10 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Te, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.08 (0.0025)</td> <td>0.01 (0.0005)</td> <td>0.03 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Os, Pt, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.009 (0.0025)</td> <td>0.006 (0.0025)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.6x10⁻⁵ (2x10⁻⁵)</td> <td>1.3x10⁻⁵ (0.0005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.6x10⁻⁵ (0.0005)</td> <td>2.4x10⁻⁵ (0.0005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>第6表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>ERI/NRC NUREG-1465 02-202 (高燃焼燃料)[*]</th> <th>SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>0.75</td> <td>0.85</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>0.75</td> <td>0.75</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。</p>		Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release	Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.54 (0.25)	0.011 (0.05)	0.003 (0)	Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.25)	0.011 (0.05)	0.21 (0.10)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.02 (0.05)	0.02 (0.05)	0.06 (0.03)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0)	0.003 (0.01)	-	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0.05)	0.009 (0.05)	0.30 (0.05)	0.10 (0.005)	Molybdenum (Mo, Te, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0005)	0.03 (0)	Noble Metals (Ru, Os, Pt, etc.)	-	0.009 (0.0025)	0.006 (0.0025)	-	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.6x10⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.3x10⁻⁵ (0.0005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.6x10⁻⁵ (0.0005)	2.4x10⁻⁵ (0.0005)	-		ERI/NRC NUREG-1465 02-202 (高燃焼燃料) [*]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	希ガス類	1.0	1.0	よう素類	0.75	0.85	Cs類	0.75	0.75	<p>その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われております、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(Sandia Report SAND2011-0128⁽³⁾)</p> <p>希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の放出割合は、第5-1表及び第5-2表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されています。</p> <p>このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の適用について否定されるものではないと考える。第6表にそれらのデータを整理した。</p> <p>³ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel</p> <p>第5-1表 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>In-vessel Release</th> <th>Ex-vessel Release</th> <th>Late In-vessel Release</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.22 (0.5)</td> <td>0.34 (0.05)</td> <td>0.011 (0)</td> <td>0.003 (0)</td> <td>143 (10)</td> </tr> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.017 (0.05)</td> <td>0.54 (0.25)</td> <td>0.011 (0.05)</td> <td>0.003 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.004 (0.05)</td> <td>0.37 (0.25)</td> <td>0.011 (0.05)</td> <td>0.21 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.003 (0.05)</td> <td>0.02 (0.05)</td> <td>0.02 (0.05)</td> <td>0.06 (0.03)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.0006 (0)</td> <td>0.004 (0)</td> <td>0.003 (0.01)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.004 (0)</td> <td>0.009 (0.05)</td> <td>0.30 (0.05)</td> <td>0.10 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Te, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.08 (0.0025)</td> <td>0.01 (0.0005)</td> <td>0.03 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Os, Pt, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.006 (0.0025)</td> <td>0.006 (0.0025)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.6x10⁻⁵ (2x10⁻⁵)</td> <td>1.3x10⁻⁵ (0.0005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.6x10⁻⁵ (0.0005)</td> <td>2.4x10⁻⁵ (0.0005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>第5-2表 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）</p> <p>Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>In-vessel Release</th> <th>Ex-vessel Release</th> <th>Late In-vessel Release</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.36 (0.50)</td> <td>4.4 (1.3)</td> <td>6.5 (2.0)</td> <td>16 (10)</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.028 (0.050)</td> <td>0.86 (0.05)</td> <td>0.05 (0)</td> <td>0.005 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.028 (0.050)</td> <td>0.48 (0.25)</td> <td>0.06 (0.05)</td> <td>0.055 (0.010)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.014 (0.050)</td> <td>0.44 (0.25)</td> <td>0.07 (0.05)</td> <td>0.025 (0.010)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>-</td> <td>0.0015 (0.020)</td> <td>0.0008 (0.01)</td> <td>9x10⁻⁵ (0)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.014 (0)</td> <td>0.48 (0.05)</td> <td>0.04 (0.05)</td> <td>0.055 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Te, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.27 (0.0025)</td> <td>0.027 (0.0005)</td> <td>0.024 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Os, Pt, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.005 (0.0025)</td> <td>0.005 (0.0025)</td> <td>3x10⁻⁶ (0)</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.1x10⁻⁵ (0.0002)</td> <td>9x10⁻⁶ (0.0005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.0x10⁻⁵ (0.0005)</td> <td>5x10⁻⁵ (0.0005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>第6表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>ERI/NRC NUREG-1465 02-202 (高燃焼燃料)[*]</th> <th>ERI/NRC 02-202 (MOX燃料)[*]</th> <th>SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)</th> <th>SAND 2011-0128 (MOX燃料)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.97</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>0.75</td> <td>0.85</td> <td>0.82</td> <td>0.80</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>0.75</td> <td>0.75</td> <td>0.75</td> <td>0.31</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。</p>	Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release	0.22 (0.5)	0.34 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)	143 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.54 (0.25)	0.011 (0.05)	0.003 (0)	Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.25)	0.011 (0.05)	0.21 (0.10)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.02 (0.05)	0.02 (0.05)	0.06 (0.03)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0)	0.003 (0.01)	-	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.009 (0.05)	0.30 (0.05)	0.10 (0.005)	Molybdenum (Mo, Te, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0005)	0.03 (0)	Noble Metals (Ru, Os, Pt, etc.)	-	0.006 (0.0025)	0.006 (0.0025)	-	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.6x10⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.3x10⁻⁵ (0.0005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.6x10⁻⁵ (0.0005)	2.4x10⁻⁵ (0.0005)	-	Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)		Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.05)	0.05 (0)	0.005 (0)	Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.25)	0.06 (0.05)	0.055 (0.010)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.05)	0.025 (0.010)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.0008 (0.01)	9x10⁻⁵ (0)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.05)	0.055 (0.005)	Molybdenum (Mo, Te, Nb)	-	0.27 (0.0025)	0.027 (0.0005)	0.024 (0)	Noble Metals (Ru, Os, Pt, etc.)	-	0.005 (0.0025)	0.005 (0.0025)	3x10⁻⁶ (0)	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1x10⁻⁵ (0.0002)	9x10⁻⁶ (0.0005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0x10⁻⁵ (0.0005)	5x10⁻⁵ (0.0005)	-		ERI/NRC NUREG-1465 02-202 (高燃焼燃料) [*]	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料) [*]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)	希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	よう素類	0.75	0.85	0.82	0.80	Cs類	0.75	0.75	0.75	0.31	<p>【大飯】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物についても記載している。 <p>【大飯】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物についても記載している。
	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release																																																																																																																																																																																																																		
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)																																																																																																																																																																																																																		
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																																																																																																																																						
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.54 (0.25)	0.011 (0.05)	0.003 (0)																																																																																																																																																																																																																		
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.25)	0.011 (0.05)	0.21 (0.10)																																																																																																																																																																																																																		
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.02 (0.05)	0.02 (0.05)	0.06 (0.03)																																																																																																																																																																																																																		
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0)	0.003 (0.01)	-																																																																																																																																																																																																																		
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0.05)	0.009 (0.05)	0.30 (0.05)	0.10 (0.005)																																																																																																																																																																																																																		
Molybdenum (Mo, Te, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0005)	0.03 (0)																																																																																																																																																																																																																		
Noble Metals (Ru, Os, Pt, etc.)	-	0.009 (0.0025)	0.006 (0.0025)	-																																																																																																																																																																																																																		
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.6x10⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.3x10⁻⁵ (0.0005)	-																																																																																																																																																																																																																		
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.6x10⁻⁵ (0.0005)	2.4x10⁻⁵ (0.0005)	-																																																																																																																																																																																																																		
	ERI/NRC NUREG-1465 02-202 (高燃焼燃料) [*]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)																																																																																																																																																																																																																				
希ガス類	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																				
よう素類	0.75	0.85																																																																																																																																																																																																																				
Cs類	0.75	0.75																																																																																																																																																																																																																				
Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release																																																																																																																																																																																																																		
0.22 (0.5)	0.34 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)	143 (10)																																																																																																																																																																																																																		
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																																																																																																																																						
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.54 (0.25)	0.011 (0.05)	0.003 (0)																																																																																																																																																																																																																		
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.25)	0.011 (0.05)	0.21 (0.10)																																																																																																																																																																																																																		
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.02 (0.05)	0.02 (0.05)	0.06 (0.03)																																																																																																																																																																																																																		
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0)	0.003 (0.01)	-																																																																																																																																																																																																																		
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.009 (0.05)	0.30 (0.05)	0.10 (0.005)																																																																																																																																																																																																																		
Molybdenum (Mo, Te, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0005)	0.03 (0)																																																																																																																																																																																																																		
Noble Metals (Ru, Os, Pt, etc.)	-	0.006 (0.0025)	0.006 (0.0025)	-																																																																																																																																																																																																																		
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.6x10⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.3x10⁻⁵ (0.0005)	-																																																																																																																																																																																																																		
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.6x10⁻⁵ (0.0005)	2.4x10⁻⁵ (0.0005)	-																																																																																																																																																																																																																		
Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release																																																																																																																																																																																																																		
0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)																																																																																																																																																																																																																			
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																																																																																																																																						
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.05)	0.05 (0)	0.005 (0)																																																																																																																																																																																																																		
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.25)	0.06 (0.05)	0.055 (0.010)																																																																																																																																																																																																																		
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.05)	0.025 (0.010)																																																																																																																																																																																																																		
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.0008 (0.01)	9x10⁻⁵ (0)																																																																																																																																																																																																																		
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.05)	0.055 (0.005)																																																																																																																																																																																																																		
Molybdenum (Mo, Te, Nb)	-	0.27 (0.0025)	0.027 (0.0005)	0.024 (0)																																																																																																																																																																																																																		
Noble Metals (Ru, Os, Pt, etc.)	-	0.005 (0.0025)	0.005 (0.0025)	3x10⁻⁶ (0)																																																																																																																																																																																																																		
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1x10⁻⁵ (0.0002)	9x10⁻⁶ (0.0005)	-																																																																																																																																																																																																																		
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0x10⁻⁵ (0.0005)	5x10⁻⁵ (0.0005)	-																																																																																																																																																																																																																		
	ERI/NRC NUREG-1465 02-202 (高燃焼燃料) [*]	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料) [*]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)																																																																																																																																																																																																																		
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97																																																																																																																																																																																																																		
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.80																																																																																																																																																																																																																		
Cs類	0.75	0.75	0.75	0.31																																																																																																																																																																																																																		

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。</p> <p>大飯3、4号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、大飯3、4号炉の燃料棒最高燃焼度は61GWd/tであり、R.G. 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、大飯3、4号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。</p> <p>ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465の数値を用いた。</p>	<p>以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。</p> <p>泊発電所3号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/t、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で45GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、泊発電所3号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で61GWd/t、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で53GWd/tであり、Regulatory Guide 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、泊発電所3号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。</p> <p>ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465の数値を用いた。</p>	<p>【大飯】記載方針の相違 •泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP解析での評価の比較について</p> <p>2. 1 原子炉格納容器外への放出割合について</p> <p>「大破断LOCA時にECCS注入およびCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果とMAAP解析での評価結果についての比較を第7表にまた、比較方法を第8表に示す。</p> <p>今回の評価では、NUREG-1465に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>一方、MAAPコードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>炉心から原子炉格納容器内への放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。</p> <p>これは、MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。</p>	<p>2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP解析での評価の比較について</p> <p>2. 1 原子炉格納容器外への放出割合について</p> <p>「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを1とした場合の、今回の評価モデルでの評価結果とMAAP解析での評価結果についての比較を第7表に、また、比較方法を第8表に示す。</p> <p>今回の評価では、NUREG-1465に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>一方、MAAPコードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>原子炉格納容器からの放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。</p> <p>また、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においても、それぞれの核種グループに対して同等の除染効果が発生するため、検討結果に影響はない。</p> <p>これは、MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。</p>	<p>【大飯】記載方針の相違 • 泊では貫通部DFが変更となった場合の影響について記載。</p> <p>【大飯】記載方針の相違 • 泊は59条と同様の表現として原子炉格納容器からの放出割合について記載した。 • 泊では貫通部DFが変更となった場合の影響について記載。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

第7表 MAAPコードによるソースターム解析した評価結果と今回の評価結果の比較

		希ガス類	よう素類	Cs類 ^{*2}	Tc類	Ba類	Ru類	Ce類	La類
MAAPコードによる評価 ^{*1}	CV内への放出割合	1.0×10^0	9.3×10^{-1}	9.2×10^{-1}	8.0×10^{-1}	3.2×10^{-6}	8.0×10^{-7}	3.7×10^{-8}	4.6×10^{-4}
	CV外への放出割合	8.9×10^{-1}	2.8×10^{-4}	1.8×10^{-6}	1.5×10^{-5}	6.0×10^{-7}	1.5×10^{-8}	6.9×10^{-9}	8.7×10^{-6}
今回の評価 (NUREG-1465に基づく) ^{*1}	CV内への放出割合	1.0×10^0	7.5×10^{-1}	7.5×10^{-1}	3.1×10^{-1}	1.2×10^{-4}	5.0×10^{-5}	5.5×10^{-6}	5.2×10^{-3}
	CV外への放出割合	1.1×10^{-1}	3.6×10^{-4}	2.2×10^{-4}	8.9×10^{-5}	3.5×10^{-6}	1.5×10^{-7}	1.6×10^{-8}	1.5×10^{-6}

*1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。

*2 MAAPコードによるCs類の放出割合の評価においては、放出割合・放出時間の異なるCsIとCsOHそれぞれについて評価し、CsIとCsOHそれぞれの放出量の評価結果を合計してCs類の評価結果としている。

泊発電所3号炉

第7表 MAAPコードによるソースターム解析した評価結果と今回の評価結果の比較

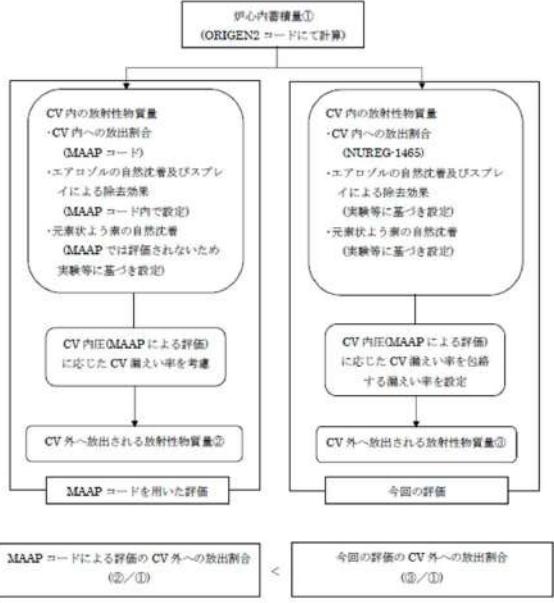
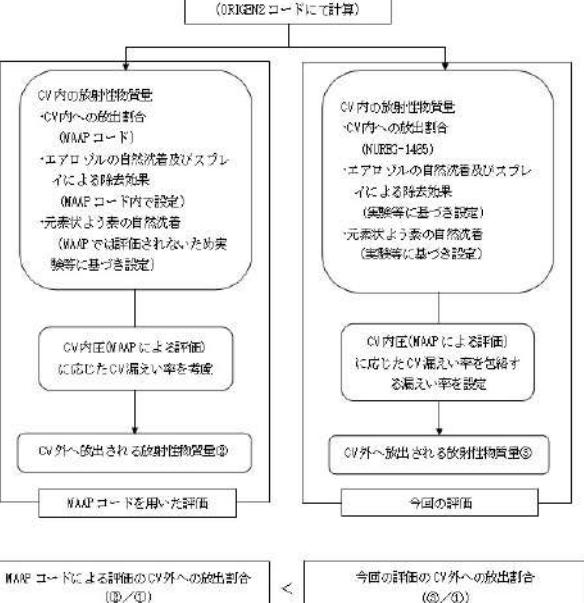
核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP 解析 ^{*2}
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.8×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs類	約 2.0×10^{-4}	約 1.8×10^{-5}
Tc類	約 8.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba類	約 3.2×10^{-5}	約 6.8×10^{-7}
Ru類	約 1.3×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
Ce類	約 1.4×10^{-6}	約 4.7×10^{-8}
La類	約 1.4×10^{-6}	約 7.4×10^{-9}

*1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。

*2 Csのように複数の化学形態 (CsI, CsOHグループ) を有する核種については、Csの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

【大飯】個別解析による相違

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第8表 MAAPコードによる放出量と本評価による放出量の比較方法</p>  <pre> graph TD A[炉心内蓄積量① (ORIGEN2コードにて計算)] --> B[CV内の放射性物質 ・CV内の放出割合 MAAPコード ・エアゾルの自然沈着及びスプレーによる除去効果 MAAPコード内で設定 ・元素状よう素の自然沈着 MAAPでは評価されないため 実験等に基づき設定] A --> C[CV内の放射性物質 ・CV内の放出割合 (NUREG-1465) ・エアゾルの自然沈着及びスプレーによる除去効果 (実験等に基づき設定) ・元素状よう素の自然沈着 (実験等に基づき設定)] B --> D[CV内圧(MAAPによる評価) に応じたCV漏えい率を考慮] C --> E[CV内圧(MAAPによる評価) に応じたCV漏えい率を考慮する漏えい率を設定] D --> F[CV外へ放出される放射性物質②] E --> G[CV外へ放出される放射性物質③] F --> H[MAAPコードを用いた評価] G --> I[今回の評価] H <-> I </pre> <p>MAAPコードによる評価の CV外への放出割合 (②/①) <-> 今回の評価の CV外への放出割合 (③/①)</p>	<p>第8表 MAAPコードによる放出量と本評価による放出量の比較方法</p>  <pre> graph TD A[炉心内蓄積量① (ORIGEN2コードにて計算)] --> B[CV内の放射性物質 ・CV内への放出割合 MAAPコード ・エアゾルの自然沈着及びスプレーによる除去効果 MAAPコード内で設定 ・元素状よう素の自然沈着 MAAPでは評価されないため 実験等に基づき設定] A --> C[CV内の放射性物質 ・CV内への放出割合 (NUREG-1465) ・エアゾルの自然沈着及びスプレーによる除去効果 (実験等に基づき設定) ・元素状よう素の自然沈着 (MAAPでは評価されないため 実験等に基づき設定)] B --> D[CV内圧(MAAPによる評価) に応じたCV漏えい率を考慮] C --> E[CV内圧(MAAPによる評価) に応じたCV漏えい率を考慮する漏えい率を設定] D --> F[CV外へ放出される放射性物質④] E --> G[CV外へ放出される放射性物質⑤] F --> H[MAAPコードを用いた評価] G --> I[今回の評価] H <-> I </pre> <p>MAAPコードによる評価の CV外への放出割合 (④/①) <-> 今回の評価の CV外への放出割合 (⑤/①)</p>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由											
<p>2. 2 原子炉格納容器内の線源強度等について</p> <p>MAAP解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮蔽、2次遮蔽等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。</p> <p>一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮蔽のみを考慮したモデルとしている。</p> <p>MAAP解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。</p> <p>直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第9表に示す。</p> <p>第9表 原子炉格納容器内の線源強度における 本評価で用いたモデルでの評価とMAAP解析での評価の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th><th>本評価で用いたモデル</th><th>MAAP解析</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度 (MeV)</td><td>約 4.0×10^{-4}</td><td>約 3.2×10^{-4}</td></tr> </tbody> </table> <p>第9表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。更に本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。</p> <p>2.1及び2.2より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP解析での評価と比較して保守的に評価できる。</p> <p>2.2 原子炉格納容器内の線源強度等について</p> <p>MAAP解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮へい、2次遮へい等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。</p> <p>一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮へいのみを考慮したモデルとしている。</p> <p>MAAP解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。</p> <p>直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第9表に示す。</p> <p>第9表 原子炉格納容器内の線源強度における 本評価で用いたモデルでの評価とMAAP解析での評価の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th><th>本評価で用いたモデル</th><th>MAAP解析</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度 (MeV)</td><td>約 3.1×10^{-4}</td><td>約 2.5×10^{-4}</td></tr> </tbody> </table>	項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析	線源強度 (MeV)	約 4.0×10^{-4}	約 3.2×10^{-4}	項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析	線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{-4}	約 2.5×10^{-4}	<p>【大飯】個別解析の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p>
項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析											
線源強度 (MeV)	約 4.0×10^{-4}	約 3.2×10^{-4}											
項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析											
線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{-4}	約 2.5×10^{-4}											

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
(添付資料)	(添付資料)																																																													
<p>各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。</p> <p>環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算値を第10-1表に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を第10-2表に示す。MOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されているTe類やRu類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。</p>	<p>各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。</p> <p>環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算値を第10-1表に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を第10-2表に示す。ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されているTe類やRu類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違</p>																																																												
<p>第10-1表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131等価量換算)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能量^(注1, 2) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 0.0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類</td> <td>約 7.7×10^{11}</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 1.9×10^{11}</td> <td>16</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 4.2×10^{11}</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 7.7×10^{11}</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 4.9×10^{11}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 9.4×10^{11}</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 5.7×10^{11}</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 1.2×10^{12}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 0.0	0	ヨウ素類	約 7.7×10^{11}	62	Cs 類	約 1.9×10^{11}	16	Te 類	約 4.2×10^{11}	3	Ba 類	約 7.7×10^{11}	6	Ru 類	約 4.9×10^{11}	<1	Ce 類	約 9.4×10^{11}	8	La 類	約 5.7×10^{11}	5	合計	約 1.2×10^{12}	100	<p>第10-1表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131等価量換算)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能量^(注1, 2) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 0.0×10^0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 7.9×10^{12}</td> <td>92</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 1.7×10^{12}</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 3.8×10^{11}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 6.1×10^{11}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 5.9×10^{10}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 2.2×10^{12}</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 1.7×10^{12}</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 8.6×10^{12}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 0.0×10^0	0	よう素類	約 7.9×10^{12}	92	Cs 類	約 1.7×10^{12}	2	Te 類	約 3.8×10^{11}	<1	Ba 類	約 6.1×10^{11}	<1	Ru 類	約 5.9×10^{10}	<1	Ce 類	約 2.2×10^{12}	3	La 類	約 1.7×10^{12}	2	合計	約 8.6×10^{12}	100	
核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 0.0	0																																																												
ヨウ素類	約 7.7×10^{11}	62																																																												
Cs 類	約 1.9×10^{11}	16																																																												
Te 類	約 4.2×10^{11}	3																																																												
Ba 類	約 7.7×10^{11}	6																																																												
Ru 類	約 4.9×10^{11}	<1																																																												
Ce 類	約 9.4×10^{11}	8																																																												
La 類	約 5.7×10^{11}	5																																																												
合計	約 1.2×10^{12}	100																																																												
核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 0.0×10^0	0																																																												
よう素類	約 7.9×10^{12}	92																																																												
Cs 類	約 1.7×10^{12}	2																																																												
Te 類	約 3.8×10^{11}	<1																																																												
Ba 類	約 6.1×10^{11}	<1																																																												
Ru 類	約 5.9×10^{10}	<1																																																												
Ce 類	約 2.2×10^{12}	3																																																												
La 類	約 1.7×10^{12}	2																																																												
合計	約 8.6×10^{12}	100																																																												

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉			泊発電所3号炉	相違理由																																																											
<p>第10-2表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (ガンマ線エネルギー0.5MeV換算)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能量^(注1, 2) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約 1.0×10^{16}</td><td>92</td></tr> <tr><td>ヨウ素類</td><td>約 6.1×10^{14}</td><td>6</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>約 1.7×10^{14}</td><td>2</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>約 2.9×10^{13}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>約 2.0×10^{13}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>約 8.6×10^{11}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>約 1.3×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>La類</td><td>約 3.7×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>合計</td><td>約 1.1×10^{16}</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 1.0×10^{16}	92	ヨウ素類	約 6.1×10^{14}	6	Cs類	約 1.7×10^{14}	2	Te類	約 2.9×10^{13}	<1	Ba類	約 2.0×10^{13}	<1	Ru類	約 8.6×10^{11}	<1	Ce類	約 1.3×10^{12}	<1	La類	約 3.7×10^{12}	<1	合計	約 1.1×10^{16}	100	<p>第10-2表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (γ線エネルギー0.5MeV換算)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能量^(注1, 2) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約 8.7×10^{15}</td><td>93</td></tr> <tr><td>ヨウ素類</td><td>約 6.2×10^{14}</td><td>7</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>約 1.7×10^{13}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>約 3.1×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>約 1.7×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>約 9.9×10^{10}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>約 1.1×10^{11}</td><td><1</td></tr> <tr><td>La類</td><td>約 2.9×10^{11}</td><td><1</td></tr> <tr><td>合計</td><td>約 9.3×10^{15}</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 8.7×10^{15}	93	ヨウ素類	約 6.2×10^{14}	7	Cs類	約 1.7×10^{13}	<1	Te類	約 3.1×10^{12}	<1	Ba類	約 1.7×10^{12}	<1	Ru類	約 9.9×10^{10}	<1	Ce類	約 1.1×10^{11}	<1	La類	約 2.9×10^{11}	<1	合計	約 9.3×10^{15}	100		
核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)																																																													
希ガス類	約 1.0×10^{16}	92																																																													
ヨウ素類	約 6.1×10^{14}	6																																																													
Cs類	約 1.7×10^{14}	2																																																													
Te類	約 2.9×10^{13}	<1																																																													
Ba類	約 2.0×10^{13}	<1																																																													
Ru類	約 8.6×10^{11}	<1																																																													
Ce類	約 1.3×10^{12}	<1																																																													
La類	約 3.7×10^{12}	<1																																																													
合計	約 1.1×10^{16}	100																																																													
核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)																																																													
希ガス類	約 8.7×10^{15}	93																																																													
ヨウ素類	約 6.2×10^{14}	7																																																													
Cs類	約 1.7×10^{13}	<1																																																													
Te類	約 3.1×10^{12}	<1																																																													
Ba類	約 1.7×10^{12}	<1																																																													
Ru類	約 9.9×10^{10}	<1																																																													
Ce類	約 1.1×10^{11}	<1																																																													
La類	約 2.9×10^{11}	<1																																																													
合計	約 9.3×10^{15}	100																																																													

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別紙3 よう素の化学形態の設定について</p> <p>本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合としてR.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”で示されたよう素の存在割合を用いている。</p> <p>原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いたNUREG-1465にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相のpHが7以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は5%を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の3% (0.15%) を超えない (95 %が粒子状))。</p> <p>本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素はCV内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。</p> <p>NUREG-1465では、よう素の化学形態毎の存在割合に関してpH<7の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態ごとの設定に関して、NUREG/CR-5732”Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents”を引用している。NUREG/CR-5732では、pHとよう素の存在割合に係る知見として、pHの低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH調整がなされる場合及びなされない場合について、重大事故等時のような素形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。</p> <p>pH調整がなされている場合の結果を第1表、pH調整がなされない場合の結果を第2表に示す。PWRでドライ型格納容器を持つSurryの評価結果では、pHが調整されている場合は、ほぼ全量がI⁻となって粒子状よう素になるのに対して、pHが調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH調整されている場合よりも、pH調整されていない場合のほうが、より多くの結果が示されている。</p>	<p>別紙3 よう素の化学形態の設定について</p> <p>本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合としてR.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”で示されたよう素の存在割合を用いている。</p> <p>原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いたNUREG-1465にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相のpHが7以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は5%を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の3% (0.15%) を超えない (95 %が粒子状))。</p> <p>本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は原子炉格納容器内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態ごとの存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。</p> <p>NUREG-1465では、よう素の化学形態毎の存在割合に関してpH<7の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態ごとの設定に関して、NUREG/CR-5732”Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents”を引用している。NUREG/CR-5732では、pHとよう素の存在割合に係る知見として、pHの低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH調整がなされる場合及びなされない場合について、重大事故等時のような素形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。</p> <p>pH調整がなされている場合の結果を第1表、pH調整がなされない場合の結果を第2表に示す。PWRでドライ型格納容器を持つSurryの評価結果では、pHが調整されている場合は、ほぼ全量がI⁻となって粒子状よう素になるのに対して、pHが調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH調整されている場合よりも、pH調整されていない場合のほうが、より多くの結果が示されている。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉					泊発電所3号炉	相違理由																																																												
第1表 重大事故時のpH調整した場合のよう素化学形態 (NUREG/CR-5732, Table 3.6)					第1表 重大事故時のpH調整した場合のよう素化学形態 (NUREG/CR-5732, Table 3.6)																																																													
Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7					Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Accident</th> <th>I₂ (g)</th> <th>I₂ (f)</th> <th>I⁻ (f)</th> <th>CH₃I (g)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Grand Gulf</td> <td>TC γ TQUV γ</td> <td>0.05 0.01</td> <td>0.03 0.03</td> <td>99.92 99.96</td> <td>0.001 0.0005</td> </tr> <tr> <td>Peach Bottom</td> <td>AE γ TC2 γ</td> <td>0.002 0.02</td> <td>0.03 0.03</td> <td>99.97 99.95</td> <td>0.0001 0.0004</td> </tr> <tr> <td>Sequoia</td> <td>TBA</td> <td>0.21</td> <td>0.03</td> <td>99.76</td> <td>0.004</td> </tr> <tr> <td>Surry</td> <td>TMLB' γ AB γ</td> <td>1.9 2.4</td> <td>0.03 0.03</td> <td>98.0 97.5</td> <td>0.03 0.03</td> </tr> </tbody> </table>						Plant	Accident	I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ⁻ (f)	CH ₃ I (g)	Grand Gulf	TC γ TQUV γ	0.05 0.01	0.03 0.03	99.92 99.96	0.001 0.0005	Peach Bottom	AE γ TC2 γ	0.002 0.02	0.03 0.03	99.97 99.95	0.0001 0.0004	Sequoia	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004	Surry	TMLB' γ AB γ	1.9 2.4	0.03 0.03	98.0 97.5	0.03 0.03																															
Plant	Accident	I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ⁻ (f)	CH ₃ I (g)																																																													
Grand Gulf	TC γ TQUV γ	0.05 0.01	0.03 0.03	99.92 99.96	0.001 0.0005																																																													
Peach Bottom	AE γ TC2 γ	0.002 0.02	0.03 0.03	99.97 99.95	0.0001 0.0004																																																													
Sequoia	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004																																																													
Surry	TMLB' γ AB γ	1.9 2.4	0.03 0.03	98.0 97.5	0.03 0.03																																																													
第2表 重大事故時のpH調整を考慮しない場合のよう素化学形態 (NUREG/CR-5732, Table 3.7)					第2表 重大事故時のpH調整を考慮しない場合のよう素化学形態 (NUREG/CR-5732, Table 3.7)																																																													
Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH					Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Accident</th> <th>I₂ (g)</th> <th>I₂ (f)</th> <th>I⁻ (f)</th> <th>CH₃I (g)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Grand Gulf</td> <td>TC γ TQUV γ</td> <td>26.6 6.6</td> <td>15.3 18.3</td> <td>58.0 75.1</td> <td>0.2 0.06</td> </tr> <tr> <td>Peach Bottom</td> <td>AE γ TC2 γ</td> <td>1.6 10.9</td> <td>21.6 18.0</td> <td>76.8 71.0</td> <td>0.01 0.07</td> </tr> <tr> <td>Sequoia</td> <td>TBA</td> <td>69.2</td> <td>9.9</td> <td>20.5</td> <td>0.4</td> </tr> <tr> <td>Surry</td> <td>TMLB' γ AB γ</td> <td>97.1 97.6</td> <td>1.5 1.2</td> <td>0.7 0.6</td> <td>0.7 0.6</td> </tr> </tbody> </table>					Plant	Accident	I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ⁻ (f)	CH ₃ I (g)	Grand Gulf	TC γ TQUV γ	26.6 6.6	15.3 18.3	58.0 75.1	0.2 0.06	Peach Bottom	AE γ TC2 γ	1.6 10.9	21.6 18.0	76.8 71.0	0.01 0.07	Sequoia	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4	Surry	TMLB' γ AB γ	97.1 97.6	1.5 1.2	0.7 0.6	0.7 0.6	<table border="1"> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Accident</th> <th>I₂ (g)</th> <th>I₂ (f)</th> <th>I⁻ (f)</th> <th>CH₃I (g)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Grand Gulf</td> <td>TC γ TQUV γ</td> <td>26.6 6.6</td> <td>15.3 18.3</td> <td>58.0 75.1</td> <td>0.2 0.06</td> </tr> <tr> <td>Peach Bottom</td> <td>AE γ TC2 γ</td> <td>1.6 10.9</td> <td>21.6 18.0</td> <td>76.8 71.0</td> <td>0.01 0.07</td> </tr> <tr> <td>Sequoia</td> <td>TBA</td> <td>69.2</td> <td>9.9</td> <td>20.5</td> <td>0.4</td> </tr> <tr> <td>Surry</td> <td>TMLB' γ AB γ</td> <td>97.1 97.6</td> <td>1.5 1.2</td> <td>0.7 0.6</td> <td>0.7 0.6</td> </tr> </tbody> </table>		Plant	Accident	I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ⁻ (f)	CH ₃ I (g)	Grand Gulf	TC γ TQUV γ	26.6 6.6	15.3 18.3	58.0 75.1	0.2 0.06	Peach Bottom	AE γ TC2 γ	1.6 10.9	21.6 18.0	76.8 71.0	0.01 0.07	Sequoia	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4	Surry	TMLB' γ AB γ	97.1 97.6	1.5 1.2	0.7 0.6	0.7 0.6
Plant	Accident	I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ⁻ (f)	CH ₃ I (g)																																																													
Grand Gulf	TC γ TQUV γ	26.6 6.6	15.3 18.3	58.0 75.1	0.2 0.06																																																													
Peach Bottom	AE γ TC2 γ	1.6 10.9	21.6 18.0	76.8 71.0	0.01 0.07																																																													
Sequoia	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4																																																													
Surry	TMLB' γ AB γ	97.1 97.6	1.5 1.2	0.7 0.6	0.7 0.6																																																													
Plant	Accident	I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ⁻ (f)	CH ₃ I (g)																																																													
Grand Gulf	TC γ TQUV γ	26.6 6.6	15.3 18.3	58.0 75.1	0.2 0.06																																																													
Peach Bottom	AE γ TC2 γ	1.6 10.9	21.6 18.0	76.8 71.0	0.01 0.07																																																													
Sequoia	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4																																																													
Surry	TMLB' γ AB γ	97.1 97.6	1.5 1.2	0.7 0.6	0.7 0.6																																																													
このように、重大事故等時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732で示されるpH調整されていないSurryの評価結果による素の存在割合が近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R.G.1.195のよう素の化学形態毎の存在割合(第3表参照)を用いることとした。					このように、重大事故等時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732で示されるpH調整されていないSurryの評価結果による素の存在割合が近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R.G.1.195のよう素の化学形態ごとの存在割合(第3表参照)を用いることとした。																																																													
第3表 NUREG-1465とR.G.1.195におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較					第3表 NUREG-1465とR.G.1.195におけるよう素の化学形態ごとの存在割合の比較																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>NUREG-1465</th> <th>R.G.1.195</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>元素状よう素</td> <td>4.85 %</td> <td>91 %</td> </tr> <tr> <td>有機よう素</td> <td>0.15 %</td> <td>4 %</td> </tr> <tr> <td>粒子状よう素</td> <td>95 %</td> <td>5 %</td> </tr> </tbody> </table>						NUREG-1465	R.G.1.195	元素状よう素	4.85 %	91 %	有機よう素	0.15 %	4 %	粒子状よう素	95 %	5 %	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>NUREG-1465</th> <th>R.G.1.195</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>元素状よう素</td> <td>4.85 %</td> <td>91 %</td> </tr> <tr> <td>有機よう素</td> <td>0.15 %</td> <td>4 %</td> </tr> <tr> <td>粒子状よう素</td> <td>95 %</td> <td>5 %</td> </tr> </tbody> </table>			NUREG-1465	R.G.1.195	元素状よう素	4.85 %	91 %	有機よう素	0.15 %	4 %	粒子状よう素	95 %	5 %																																				
	NUREG-1465	R.G.1.195																																																																
元素状よう素	4.85 %	91 %																																																																
有機よう素	0.15 %	4 %																																																																
粒子状よう素	95 %	5 %																																																																
	NUREG-1465	R.G.1.195																																																																
元素状よう素	4.85 %	91 %																																																																
有機よう素	0.15 %	4 %																																																																
粒子状よう素	95 %	5 %																																																																
					【大飯】記載表現の相違																																																													

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">別紙4 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。</p> <p>数値の算出に関する概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を λ_d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。</p> $\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$ <p>ρ : 原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) λ_d : 自然沈着率 (1/s)</p> <p>これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。</p> $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$ <p>なお、NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載 (CSEA6 実験) より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻 0 分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻 30 分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」それを上式に代入することで、元素状よう素の自然沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s) を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が 1/200 になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素が DF(除染係数)=200 に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から 11.8 時間）となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質量が放出された放射性物質量の数 100 分の 1 程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。</p>	<p style="text-align: center;">別紙4 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。</p> <p>数値の算出に関する概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を λ_d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。</p> $\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$ <p>ρ : 原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) λ_d : 自然沈着率 (1/s)</p> <p>これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。</p> $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$ <p>なお、NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載 (CSEA6 実験) より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻 0 分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻 30 分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」それを上式に代入することで、元素状よう素の自然沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s) を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が 1/200 になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素が DF(除染係数)=200 に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から 11.8 時間）となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質量が放出された放射性物質量の数 100 分の 1 程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。</p>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

CSE A6実験の詳細は前述のNuclear Technologyの論文においてBNWL-1244が引用されている。参考として、BNWL-1244記載の原子炉格納容器内元素状よう素の時間変化を次に示す。この中で元素状よう素の初期濃度は $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となっており、3号炉及び4号炉の原子炉格納容器に浮遊するよう素の濃度と同程度である。

参考：

BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"

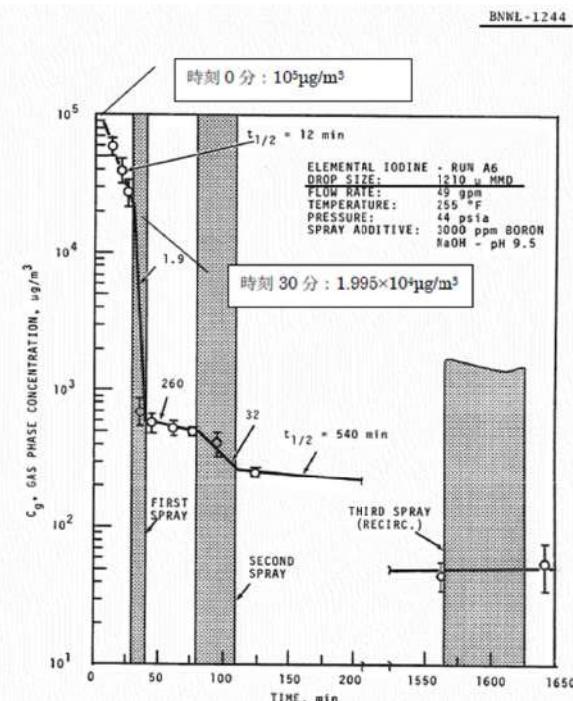


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

泊発電所3号炉

CSE A6実験の詳細は前述のNuclear Technologyの論文においてBNWL-1244が引用されている。参考として、BNWL-1244記載の原子炉格納容器内元素状よう素の時間変化を次に示す。この中で元素状よう素の初期濃度は $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となっており、泊発電所3号炉の原子炉格納容器に浮遊するよう素の濃度と同程度である。

参考 : BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"

注: 本実験では、スプレイ添加物としてアルカリ(NaOH)が用いられているが、沈着速度算出にはスプレイが離る前の濃度の値を用いているため、スプレイ添加物の影響を受けない。

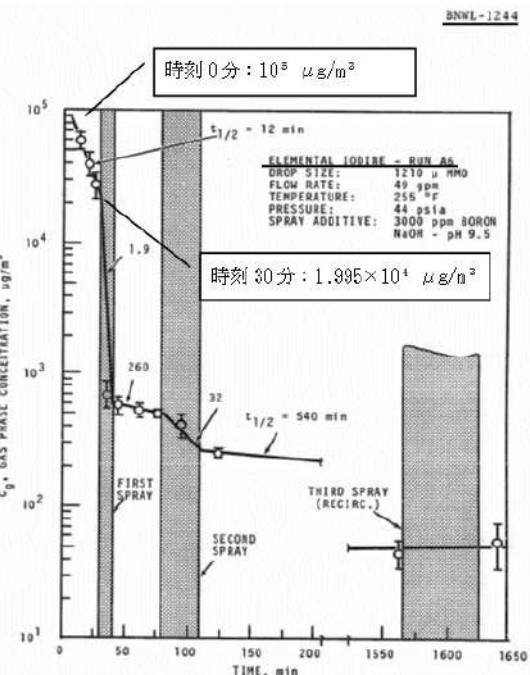


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉				泊発電所3号炉				相違理由																																																		
(添付) CSE実験の適用性について				CSE実験の適用性について																																																						
CSE実験の条件と 大飯3、4号炉 の比較について第1表にまとめる。また、NUPECの報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水によるC/V内壁等への濡れはない。これは、C/V内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。				CSE実験の条件と 泊発電所3号炉 の比較について第1表にまとめる。また、NUPECの報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水によるC/V内壁等への濡れはない。これは、C/V内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。				【大飯】記載表現の相違																																																		
第1表 CSE 実験条件と大飯3、4号炉の比較				第1表 CSE実験条件と泊発電所3号炉の比較																																																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">CSE 実験の Run No.</th> <th rowspan="2">大飯3、4号炉 解析結果</th> </tr> <tr> <th>A-6⁽¹⁾</th> <th>A-5⁽²⁾</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気+空気</td> <td>同左</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力 (MPaG)</td> <td>約 0.20</td> <td>約 0.22</td> <td>約 0.24</td> </tr> <tr> <td>雰囲気温度 (℃)</td> <td>約 120</td> <td>約 120</td> <td>約 120</td> </tr> <tr> <td>スプレイ</td> <td>間欠的に 有り^{*1}</td> <td>なし</td> <td>なし (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)</td> </tr> </tbody> </table>					CSE 実験の Run No.		大飯3、4号炉 解析結果	A-6 ⁽¹⁾	A-5 ⁽²⁾	雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	スプレイ	間欠的に 有り ^{*1}	なし	なし (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">CSE 実験の Run No.</th> <th rowspan="2">泊発電所3号炉 解析結果</th> </tr> <tr> <th>A-6 (1) (2)</th> <th>A-5 (3)</th> <th>A-11 (4)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気+空気</td> <td>同左</td> <td>同左</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力 (MPaG)</td> <td>約 0.20</td> <td>約 0.22</td> <td>約 0.24</td> <td>約 0.25^{*2}</td> </tr> <tr> <td>雰囲気温度 (℃)</td> <td>約 120</td> <td>約 120</td> <td>約 120</td> <td>約 138^{*3}</td> </tr> <tr> <td>スプレイ</td> <td>間欠的に有り^{*1}</td> <td>なし</td> <td>なし</td> <td>あり (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)</td> </tr> </tbody> </table>					CSE 実験の Run No.			泊発電所3号炉 解析結果	A-6 (1) (2)	A-5 (3)	A-11 (4)	雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左	雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.25 ^{*2}	雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 138 ^{*3}	スプレイ	間欠的に有り ^{*1}	なし	なし	あり (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)	
	CSE 実験の Run No.		大飯3、4号炉 解析結果																																																							
	A-6 ⁽¹⁾	A-5 ⁽²⁾																																																								
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左																																																							
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24																																																							
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120																																																							
スプレイ	間欠的に 有り ^{*1}	なし	なし (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)																																																							
	CSE 実験の Run No.			泊発電所3号炉 解析結果																																																						
	A-6 (1) (2)	A-5 (3)	A-11 (4)																																																							
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左																																																						
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.25 ^{*2}																																																						
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 138 ^{*3}																																																						
スプレイ	間欠的に有り ^{*1}	なし	なし	あり (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)																																																						
(1)R.K.Hilliard et al., "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971				(1)R.K.Hilliard et al., "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971																																																						
(2)R.K.Hilliard et al., "Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays", BNWL-1244				(2)R.K.Hilliard et al., "Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays", BNWL-1244																																																						
(3)R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457				(3)R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457																																																						
※ 1 : 自然沈着速度の算出には第1回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。				※ 1 : 自然沈着速度の算出には第1回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。																																																						
※ 2 : 格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値				※ 2 : 格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値																																																						
※ 3 : 格納容器過温破損防止シーケンスの解析値				※ 3 : 格納容器過温破損防止シーケンスの解析値																																																						

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

自然沈着のみのケース (A-5, A-11) の容器内気相部濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレイあり (A-6) の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より1/200以上低下した後に沈着が緩やかになること (カットオフ) が認められる。

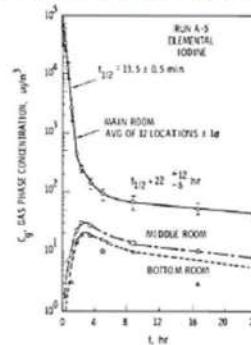


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

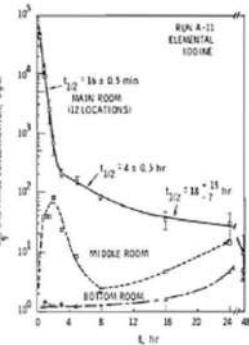


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE実験における沈着の等価半減期

	A-6 ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾
初期	12分	13.5分	16分
カットオフ後 (ノミナル値)	540分(9時間) ^{*4}	22時間	18時間
カットオフ後 (誤差込)	——(記載なし)	34時間	33時間

*4: スプレイが行われた後の値

泊発電所3号炉

自然沈着のみのケース (A-5, A-11) の容器内気相部濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレイあり (A-6) の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より1/200以上低下した後に沈着が緩やかになること (カットオフ) が認められる。

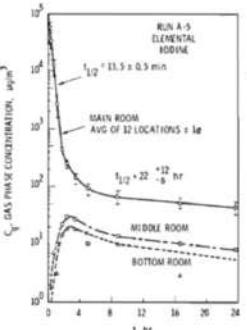


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

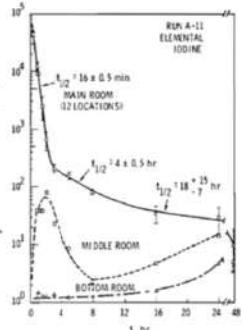


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE実験における沈着の等価半減期

	A-6 ⁽²⁾	B-5 ⁽³⁾	B-11 ⁽³⁾
初期	12分	13.5分	16分
カットオフ後 (ノミナル値)	540分(9時間) ^{*4}	22時間	18時間
カットオフ後 (誤差込)	——(記載なし)	34時間	33時間

*4: スプレイが行われた後の値

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。 これより、カットオフ後の沈着速度はC/V外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。</p> <p>第3表 感度解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th><th>ベース条件</th><th>感度解析</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期 (初期)</td><td>12分 (沈着速度 $9E-4 s^{-1}$)</td><td>同左</td></tr> <tr> <td>等価半減期 (カットオフ DF=200 後)</td><td>同上</td><td>40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)</td></tr> </tbody> </table> <p>第4表 感度解析結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th><th>ベース条件</th><th>感度解析</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素のC/V外への放出割合 (炉心インベントリ比)</td><td>$3.6E-4$ (1.00) [*]1</td><td>$3.7E-4$ (1.03) [*]1</td></tr> </tbody> </table> <p>※1 カッコ内はベース条件に対する割合</p>		ベース条件	感度解析	等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 s^{-1}$)	同左	等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)		ベース条件	感度解析	よう素のC/V外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) [*] 1	$3.7E-4$ (1.03) [*] 1	<p>後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。 これより、カットオフ後の沈着速度はC/V外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。本評価は原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを1とした場合の結果であるが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においても、同様な傾向となる。</p> <p>第3表 感度解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th><th>ベース条件</th><th>感度解析</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期 (初期)</td><td>12分 (沈着速度 $9E-4 s^{-1}$)</td><td>同左</td></tr> <tr> <td>等価半減期 (カットオフ DF=200 後)</td><td>同上</td><td>40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)</td></tr> </tbody> </table> <p>第4表 感度解析結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th><th>ベース条件</th><th>感度解析</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素のC/V外への放出割合 (炉心インベントリ比)</td><td>$3.6E-4$ (1.00) [*]1</td><td>$3.7E-4$ (1.03) [*]1</td></tr> </tbody> </table> <p>※カッコ内はベース条件に対する割合</p>		ベース条件	感度解析	等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 s^{-1}$)	同左	等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)		ベース条件	感度解析	よう素のC/V外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) [*] 1	$3.7E-4$ (1.03) [*] 1	<p>【大飯】記載表現の相違 【大飯】記載内容の相違 ・泊は原子炉格納容器貫通部 DF の影響について記載した。</p>
	ベース条件	感度解析																														
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 s^{-1}$)	同左																														
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)																														
	ベース条件	感度解析																														
よう素のC/V外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) [*] 1	$3.7E-4$ (1.03) [*] 1																														
	ベース条件	感度解析																														
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 s^{-1}$)	同左																														
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)																														
	ベース条件	感度解析																														
よう素のC/V外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) [*] 1	$3.7E-4$ (1.03) [*] 1																														
<p>今回の評価では、CSE実験における実験開始後30分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE実験において、DF=200に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求いた場合の影響を以下に示す。</p> <p>C/V内の自然沈着率を設定した根拠としているA-6試験については、スプレイされることでスプレイによる除去効果があるため、初期濃度に対してDF=200に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。</p> <p>また、スプレイされない試験の結果として、同じくCSEの試験結果(A-5、A-11試験)を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5試験及びA-11試験のC/V内のよう素濃度はDF=200付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考える。</p> <p>なお、仮にA-5試験及びA-11試験のうち等価半減期の長いA-11試験の結果から得られる等価半減期16分を用いてよう素のC/V外への放出割合について算出した結果を表5に示す。評価結果は表5に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状のA-6試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいと言える。</p>	<p>今回の評価では、CSE実験における実験開始後30分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE実験において、DF=200に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。</p> <p>C/V内の自然沈着率を設定した根拠としているA-6試験については、スプレイされることでスプレイによる除去効果があるため、初期濃度に対してDF=200に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。</p> <p>また、スプレイされない試験の結果として、同じくCSEの試験結果(A-5、A-11試験)を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5試験及びA-11試験のC/V内のよう素濃度はDF=200付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考える。</p> <p>なお、仮にA-5試験及びA-11試験のうち等価半減期の長いA-11試験の結果から得られる等価半減期16分を用いてよう素のC/V外への放出割合について算出した結果を表5に示す。評価結果は表5に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状のA-6試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいといえる。本評価は原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを1とした場合の結果であるが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においても、同様な傾向となる。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違 ・泊は原子炉格納容器貫通部 DF の影響について記載した。</p>																														

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉				泊発電所3号炉				相違理由																																									
第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のC/V外への放出割合				第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のC/V外への放出割合				【大飯】記載表現の相違																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th>申請ケース</th><th>感度解析①</th><th>感度解析②</th><th></th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期(初期)</td><td>12分</td><td>同左</td><td>16分※1</td></tr> <tr> <td>等価半減期(DF=200到達後)</td><td>同上</td><td>40時間※2</td><td>同左</td></tr> <tr> <td>よう素のC/V外への放出割合</td><td>約3.6E-04</td><td>約3.7E-04</td><td>約3.7E-4</td></tr> <tr> <td>申請ケースに対する比</td><td>1.00</td><td>1.03</td><td>1.04</td></tr> </tbody> </table>				申請ケース	感度解析①	感度解析②			等価半減期(初期)	12分	同左	16分※1	等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間※2	同左	よう素のC/V外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	約3.7E-4	申請ケースに対する比	1.00	1.03	1.04	<table border="1"> <thead> <tr> <th>申請ケース</th><th>感度解析①</th><th>感度解析②</th><th></th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期(初期)</td><td>12分</td><td>同左</td><td>16分※1</td></tr> <tr> <td>等価半減期(DF=200到達後)</td><td>同上</td><td>40時間※2</td><td>同左</td></tr> <tr> <td>よう素のC/V外への放出割合</td><td>約3.6E-04</td><td>約3.7E-04</td><td>約3.7E-04</td></tr> <tr> <td>申請ケースに対する比</td><td>1.00</td><td>1.03</td><td>1.04</td></tr> </tbody> </table>						申請ケース	感度解析①	感度解析②		等価半減期(初期)	12分	同左	16分※1	等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間※2	同左	よう素のC/V外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	約3.7E-04	申請ケースに対する比	1.00	1.03
申請ケース	感度解析①	感度解析②																																															
等価半減期(初期)	12分	同左	16分※1																																														
等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間※2	同左																																														
よう素のC/V外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	約3.7E-4																																														
申請ケースに対する比	1.00	1.03	1.04																																														
申請ケース	感度解析①	感度解析②																																															
等価半減期(初期)	12分	同左	16分※1																																														
等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間※2	同左																																														
よう素のC/V外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	約3.7E-04																																														
申請ケースに対する比	1.00	1.03	1.04																																														
※1 : A-11試験の結果より設定した値				※1 : A-11試験の結果より設定した値																																													
※2 : A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値				※2 : A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値																																													
<p>また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。</p> <p>そこで、CSEの試験体系と大飯3、4号炉の比表面積について第6表に示す。第6表に示すとおり、CSEの試験体系と大飯3、4号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は大飯3、4号炉に適用可能である。</p>				<p>また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。</p> <p>そこで、CSEの試験体系と泊発電所3号炉の比表面積について第6表に示す。第6表に示すとおり、CSEの試験体系と泊発電所3号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は泊発電所3号炉に適用可能である。</p>																																													
第6表 CSE試験と大飯3、4号炉の比表面積の比較				第6表 CSE試験と泊発電所3号炉の比表面積の比較																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>CSE試験体系</th><th>大飯3、4号炉</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>体積(m³)</td><td>約600</td></tr> <tr> <td>表面積(m²)</td><td>約570</td></tr> <tr> <td>比表面積(m⁻¹)</td><td>約0.96</td></tr> </tbody> </table>				CSE試験体系	大飯3、4号炉	体積(m ³)	約600	表面積(m ²)	約570	比表面積(m ⁻¹)	約0.96	<table border="1"> <thead> <tr> <th>CSE試験体系</th><th>泊発電所3号炉</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>体積(m³)</td><td>約800</td></tr> <tr> <td>表面積(m²)</td><td>約89,000</td></tr> <tr> <td>比表面積(m⁻¹)</td><td>約0.96</td></tr> </tbody> </table>					CSE試験体系	泊発電所3号炉	体積(m ³)	約800	表面積(m ²)	約89,000	比表面積(m ⁻¹)	約0.96																									
CSE試験体系	大飯3、4号炉																																																
体積(m ³)	約600																																																
表面積(m ²)	約570																																																
比表面積(m ⁻¹)	約0.96																																																
CSE試験体系	泊発電所3号炉																																																
体積(m ³)	約800																																																
表面積(m ²)	約89,000																																																
比表面積(m ⁻¹)	約0.96																																																

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

参考-1 : CSE試験体系

TABLE I

Physical Conditions Common to All Spray Experiments

Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³
Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m
Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²
Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²
Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³
Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²
Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³
Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²
Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³
Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a	
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b	

^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer.
 The Carboline Co., St. Louis, Missouri.
^bk = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200 °F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.

泊発電所3号炉

参考-1 : CSE試験体系

TABLE I

Physical Conditions Common to All Spray Experiments

Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³
Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m
Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²
Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²
Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³
Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²
Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³
Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²
Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³
Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a	
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b	

^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer.
 The Carboline Co., St. Louis, Missouri.

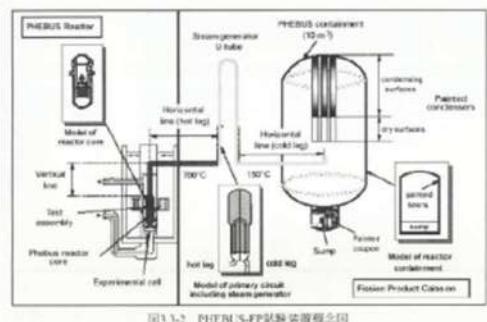
^bk = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200 °F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><u>参考-2：その他の知見(PHEBUS FP 試験)に対する考察について</u></p> <p>PHEBUS-FP計画は、カダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉を用いて、炉心から格納容器に至るFPが移行する過程を、ホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。</p> <p>試験は約23GWd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。</p> <p>PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。</p> <p>試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈積したFPを下部サンプル洗い出す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。</p> <p>PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05%（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることがわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動はCSE実験と同様の傾向である。</p> <p>以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参考資料(1), (2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。</p> <p>(1)原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、平成15年 (2)原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版）、平成15年</p> <p><u>参考-2：その他の知見(PHEBUS FP試験)に対する考察について</u></p> <p>PHEBUS-FP計画は、カダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉を用いて、炉心から格納容器に至るFPが移行する過程をホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。</p> <p>試験は約23GWd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。</p> <p>PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。</p> <p>試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈積したFPを下部サンプル洗い出す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。</p> <p>PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05%（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることがわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動はCSE実験と同様の傾向である。</p> <p>以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参考資料(1), (2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。</p> <p>(1)原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、平成15年 (2)原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版）、平成15年</p>		

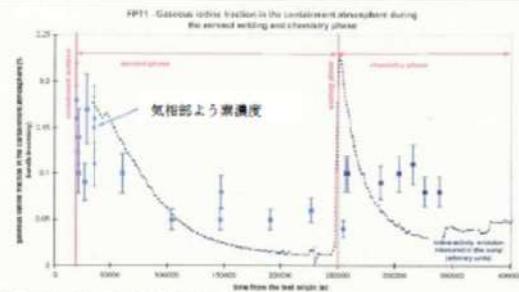
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉



第1図 PHEBUS FP試験装置概念図(1)

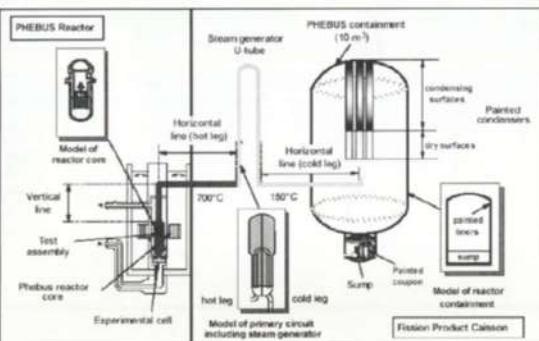
試験結果 - 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合(1) -



●格納容器内のガス状ヨウ素割合(炉心イベントに対する割合)は、エアロゾルフェーズ初期で約0.2%から後期で0.05%程度まで徐々に減少、洗浄後の化学フェーズでは0.1%程度とほぼ一定
 (注)格納容器(イベントに対する割合では、それぞれ約0.3%、0.08%、0.15% (格納容器への放出割合が約64%のため)

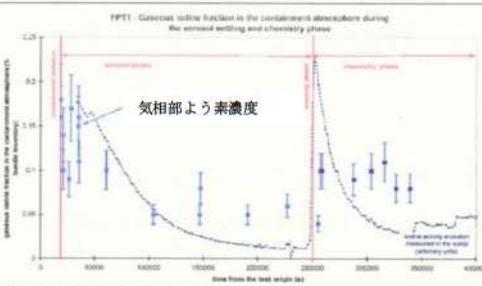
第2図 PHEBUS FP試験結果(2)

泊発電所3号炉



第1図 PHEBUS FP試験装置概念図

試験結果 - 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合(1) -



●格納容器内のガス状ヨウ素割合(炉心イベントに対する割合)は、エアロゾルフェーズ初期で約0.2%から後期で0.05%程度まで徐々に減少、洗浄後の化学フェーズでは0.1%程度とほぼ一定
 (注)格納容器(イベントに対する割合では、それぞれ約0.3%、0.08%、0.15% (格納容器への放出割合が約64%のため)

第2図 PHEBUS FP試験結果(2)

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別紙5</p> <p>原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下、「NUPEC報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。</p> <p>このモデルの概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での重力沈降速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。</p> $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 1.93 \times 10^{-5} (1/s) = 6.94 \times 10^{-3} (1/h)$ <p> λ_d : 自然沈着率 (1/s) V_d : 重力沈降速度 (m/s) A_f : 原子炉格納容器床面積 (m²) (大飯発電所3号炉及び4号炉 1,452 m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m³) (大飯発電所3号炉及び4号炉 72,900 m³) </p> <p>ここで、V_dの算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。</p> $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ <p> r_p : エアロゾル半径(m) ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³) ρ_g : 気体の密度(kg/m³) g : 重力加速度(m/s²) μ_g : 気体の粘度(Pa・s) </p> <p>各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータはNUPEC報告書に記載されている値である。</p>	<p>別紙5</p> <p>原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下、「NUPEC報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。</p> <p>このモデルの概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での重力沈降速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所3号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。</p> $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.65 \times 10^{-3} (1/h)$ <p> λ_d : 自然沈着率(1/s) V_d : 重力沈降速度(m/s) A_f : 原子炉格納容器床面積(m²) (泊発電所3号炉 1,250m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積(m³) (泊発電所3号炉 65,500m³) </p> <p>ここで、V_dの算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。</p> $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ <p> r_p : エアロゾル半径(m) ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³) ρ_g : 気体の密度(kg/m³) g : 重力加速度(m/s²) μ_g : 気体の粘度(Pa・s) </p> <p>各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータはNUPEC報告書に記載されている値である。</p>	【大飯】個別設計による相違

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

第1表 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 1μm のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g (Pa·s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

(参考)

NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」抜粋

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。

- ・有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。

- ・無機ヨウ素（ガス） 9.0×10^{-4} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)

CSE A6 実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$$

- ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)

$1\mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。

$$V_a = \frac{2r_p^2(p_p - p_g)g}{9\mu_g} = \frac{2r_p^2p_p g}{9\mu_g}$$

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6}/2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)}$$

$$\lambda_d = V_a \frac{A_p}{V_a} = 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$$

- ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。

泊発電所3号炉

第1表 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 1μm のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g (Pa·s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

(参考)

NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」抜粋

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。

- ・有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。

- ・無機ヨウ素（ガス） 9.0×10^{-4} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)

CSE A6 実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$$

- ・CsI(エアロゾル)

$1\mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。

$$V_a = \frac{2r_p^2(p_p - p_g)g}{9\mu_g} = \frac{2r_p^2p_p g}{9\mu_g}$$

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6}/2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)}$$

$$\lambda_d = V_a \frac{A_p}{V_a} = 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$$

- ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別紙6</p> <p>スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>重大事故等時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465やMAAPにはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。</p> <p>このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考としたNUREG-1465ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及びNUPEC実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。</p> <p>1. SRP6.5.2エアロゾルに対するスプレイ効果の式</p> <p>米国SRP6.5.2では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。</p> <p>この評価式は、米国新設プラント(US-APWR, AP-1000)の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードであるMELCORやMAAPに組み込まれているものである。</p> $\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$ <p> λ_s : スプレイ除去速度 h : スプレイ液滴落下高さ V_s : スプレイ領域の体積 F : スプレイ流量 E : 捕集効率 D : スプレイ液滴直径 </p>	<p>別紙6</p> <p>スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>重大事故等時に炉心から原子炉格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。したがって、NUREG-1465やMAAPにはこれらの挙動に係る評価式、評価モデルあるいは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。</p> <p>このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考としたNUREG-1465ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及びNUPEC実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。</p> <p>1. SRP6.5.2エアロゾルに対するスプレイ効果の式</p> <p>米国SRP6.5.2では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。</p> <p>この評価式は、米国新設プラント(US-APWR, AP-1000)の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードであるMELCORやMAAPに組み込まれているものである。</p> $\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$ <p> λ_s : スプレイ除去速度 h : スプレイ液滴落下高さ V_s : スプレイ領域の体積 F : スプレイ流量 E : 捕集効率 D : スプレイ液滴直径 </p> <p>また、米国R.G.1.195でもエアロゾルのスプレイ効果として、下記のとおりSRP6.5.2が適用可能としていることから、本評価にも用いている。</p> <p>2.3 Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP! (Ref. A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of the SRP.</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 泊はエアロゾルのスプレイ効果に関する記載の充実化を行っている</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について</p> <p>今回の評価では、E/Dを7と設定した。その妥当性について以下に示す。</p> <p>(1) NUPEC試験</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）に関する総括報告書平成15年3月財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下のとおり実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるというNUREG/CR-0009の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点のDFを「カットオフDF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフDFと同じ50と設定した。SRP6.5.2ではDF50到達以降は、E/Dを1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフDF50を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7と設定した。</p> <p>さらに、同図には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様に蒸気凝縮（拡散挙動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。</p>	<p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について</p> <p>今回の評価では、E/Dを7と設定した。その妥当性について以下に示す。</p> <p>(1) NUPEC試験</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）に関する総括報告書平成15年3月財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下のとおり実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるというNUREG/CR-0009の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点のDFを「カットオフDF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフDFと同じ50と設定した。SRP6.5.2ではDF50到達以降は、E/Dを1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフDF50を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7と設定した。</p> <p>さらに、同図には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様に蒸気凝縮（拡散挙動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。</p>	
<p>(2) 大飯発電所3号炉及び4号炉への適用</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉の今回の評価では、NUPEC模擬試験に基づき、E/D=7としている。</p> <p>NUPEC模擬試験では、PCCV4ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径1.5mm条件の下で、E/D=7との結果が得られている。</p> <p>CSE実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1参照）。</p> <p>よって、NUPECの試験結果であるE/D=7を適用するためには、スプレイ粒径が1.5mmを上回らないことを確認する必要がある。</p> <p>スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、大飯発電所3号機及び4号機の場合、スプレイ粒径1.5 mm以下を達成するためには、スプレイポンプ流量120 m³/hが必要である。</p> <p>今回の評価で用いた大飯発電所3号炉及び4号炉の代替格納容器スプレイ流量は130 m³/h (> 120 m³/h)であり、スプレイ粒径1.5 mm以下を達成できているため、E/D=7を適用することは妥当である。</p>	<p>(2) 泊発電所3号炉への適用</p> <p>泊発電所3号炉の今回の評価では、NUPEC模擬試験に基づき、E/D=7としている。</p> <p>NUPEC模擬試験では、PCCV4ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径1.5mm条件の下で、E/D=7との結果が得られている。</p> <p>PCCVプラントと鋼鉄CVプラントの泊発電所3号炉では、重大事故時の温度や圧力について若干の差があるものと思われるが、CSE実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1参照）。</p> <p>よって、NUPECの試験結果であるE/D=7を適用するためには、スプレイ粒径が1.5mmを上回らないことを確認する必要がある。</p> <p>スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、泊発電所3号炉の場合、スプレイ粒径1.5mm以下を達成するためには、スプレイポンプ流量100m³/h以上が必要である。</p> <p>今回の評価で用いた泊発電所3号炉の代替格納容器スプレイ流量は140m³/h(>100m³/h)であり、スプレイ粒径1.5mm以下を達成できているため、E/D=7を適用することは妥当である。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違 ・鋼製 CV である泊においても知見が活用できることを記載している。 【大飯】個別解析による相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 より抜粋】</p> <p>3.エアロゾル除去速度の算出</p> <p>1.で示したSRP6.5.2のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用いて、2.で示したスプレイ効率 (E/D) 及び伊方3号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積、スプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。</p> <p>ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい¹。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。</p> <p>非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。</p> <p>米国Regulatory Guide 1.183では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環することとする。</p> <p>評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積Vに対する非スプレイ領域の体積割合をfとし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域iにおける浮遊エアロゾル濃度をC_iとし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量Qの空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。</p>	<p>3. エアロゾル除去速度の算出</p> <p>1.で示したSRP6.5.2のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2.で示したスプレイ効率 (E/D)、泊3号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。</p> <p>ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。</p> <p>非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。</p> <p>米国Regulatory Guide 1.183では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環することとする（添付-2参照）。</p> <p>評価の概略図を以下に示す。原子炉格納容器内全体積V_{cr}に対する非スプレイ領域の体積割合をfとし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域iにおける浮遊エアロゾル濃度をC_iとし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量Qの空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。</p>	<p>【大飯】</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は伊方実績の反映としてエアロゾル除去速度の算出についても記載している 伊方3号炉のまとめ資料を掲載し比較した。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 より抜粋】</p> <p>このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。</p> $\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_s) \\ \frac{dC_s}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_s) - (\lambda_s \cdot C_s) \\ N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_s) \cdot V_{cv} \end{cases}$ <p> C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m^3) N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq) f : 非スプレイ領域体積割合 (-) (伊方発電所3号炉 93%) T : 原子炉格納容器内空気混合時間 (h) $T \equiv \frac{V_{cv}}{Q}$: (原子炉格納容器内の空気が十分に混合するまでの時間) V_{cv} : 原子炉格納容器内自由体積 (m^3) (伊方発電所3号炉 67,400 m^3) Q : 原子炉格納容器内空気循環流量 (m^3/h) (伊方発電所3号炉 125,000 m^3) λ_s : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h^{-1}) V_s : スプレイ領域体積 (添字 N : 非スプレイ領域、S : スプレイ領域) </p>	<p>このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び原子炉格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。</p> $\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_s) \\ \frac{dC_s}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_s) - (\lambda_s \cdot C_s) \\ N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_s) \cdot V_{cv} \end{cases}$ <p> C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m^3) N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq) f : 非スプレイ領域体積割合 (-) (泊発電所3号炉 93 %) T : CV 内空気混合時間 (h) $T \equiv \frac{V_{cv}}{Q}$: (CV 内の空気が十分に混合するまでの時間) V_{cv} : CV 内自由体積 (m^3) (泊発電所3号炉 65,500 m^3) Q : CV 内空気循環流量 (m^3/h) (泊発電所3号炉 122,000 m^3) λ_s : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h^{-1}) V_s : スプレイ領域体積 (添字 N : 非スプレイ領域、S : スプレイ領域) </p>	<p>【大飯】</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は伊方実績の反映としてエアロゾル除去速度の算出についても記載している ・伊方3号炉のまとめ資料を掲載し比較した。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 より抜粋】														
<p>ただし、λ_sはスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2で示されている「V_s」は、スプレイ領域体積として、$V_{cv} \times (1-f)$として考える。</p> <p>上記モデルを使用し、非スプレイ領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレイ除去速度を算出し、以下のように設定した。</p>	<p>ただし、λ_sはスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2で示されている「V_s」は、スプレイ領域体積として、$V_{cv} \times (1-f)$として考える。</p> <p>上記モデルを使用し、非スプレイ領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレイ除去速度を算出した。</p>	【大飯】 記載方針の相違 • 泊は伊方実績の反映としてエアロゾル除去速度の算出についても記載している • 伊方3号炉のまとめ資料を掲載し比較した。 【伊方】 記載方針の相違 • 泊ではカットオフDFについて考え方を記載している。 • 伊方でも他条文(59条)では記載しているため掲載した。 • なお、伊方もカットオフDFを考慮していることは表に記載があり、同様の評価条件である。												
【伊方3号炉まとめ資料 59条 捷足資料より抜粋】														
<p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数(DF)がある値に達すると除去速度が緩やかになるというNUREG/CR-0009の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点のDFを「カットオフDF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフDFと同じ50と設定した。SRP6.5.2ではカットオフDFが50を到達以降は、E/Dを1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフDF50を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7として除去速度を算出した。</p> <p>以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度としては以下のように設定した。</p>	<p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数(DF)がある値に達すると除去速度が緩やかになるというNUREG/CR-0009の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点のDFを「カットオフDF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフDFと同じ50と設定した。SRP6.5.2ではカットオフDFが50を到達以降は、E/Dを1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフDF50を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7として除去速度を算出した。</p> <p>以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度として第1表のように設定した。</p> <p>また、第1表をグラフで表したスプレイ除去効果のモデルを第1図に示す。</p>	第1表 エアロゾル除去速度 <table border="1"> <thead> <tr> <th>カットオフ DF</th><th>エアロゾル除去速度</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DF < 50</td><td>0.35 (1/時)</td></tr> <tr> <td>DF ≥ 50</td><td>0.042 (1/時)</td></tr> </tbody> </table>	カットオフ DF	エアロゾル除去速度	DF < 50	0.35 (1/時)	DF ≥ 50	0.042 (1/時)						
カットオフ DF	エアロゾル除去速度													
DF < 50	0.35 (1/時)													
DF ≥ 50	0.042 (1/時)													
【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 を抜粋】														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>カットオフ DF</th><th>エアロゾル除去速度</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DF < 50</td><td>0.35 (1/時)</td></tr> <tr> <td>DF ≥ 50</td><td>0.042 (1/時)</td></tr> </tbody> </table>	カットオフ DF	エアロゾル除去速度	DF < 50	0.35 (1/時)	DF ≥ 50	0.042 (1/時)	第1表 エアロゾル除去速度 <table border="1"> <thead> <tr> <th>カットオフ DF</th><th>エアロゾル除去速度</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DF < 50</td><td>0.36 (1/時)</td></tr> <tr> <td>DF ≥ 50</td><td>0.043 (1/時)</td></tr> </tbody> </table>	カットオフ DF	エアロゾル除去速度	DF < 50	0.36 (1/時)	DF ≥ 50	0.043 (1/時)	
カットオフ DF	エアロゾル除去速度													
DF < 50	0.35 (1/時)													
DF ≥ 50	0.042 (1/時)													
カットオフ DF	エアロゾル除去速度													
DF < 50	0.36 (1/時)													
DF ≥ 50	0.043 (1/時)													

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

添付-1

CSEデータ ("Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment" Nuclear Technology Vol.10, 1971)

CSEでの各試験での条件表を以下に示す。

	Run A-3	Run A-4	Run A-5	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere Temperature, °F	Air 77	Air 77	Steam-air 250	Steam-air 250	Steam-air 250	Steam-air 250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	59	68	44
Nozzle type	*	*	*	*	*	*
Drop MMD, μ ^a	1210 1.53	1210 1.53	1210 1.53	770 1.53	770 1.53	1220 1.50
Geometric standard deviation, σ						
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8 510	45.8 1950	49 1950	49 2020	50.5 1980	145 2320
Total spray volume, gal						
Spray solution	*	*	*	*	*	*

^aSpraying Systems Co. 3/4 TD3, full cone.
^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone.
^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone.

^dMass median diameter.

泊発電所3号炉

添付-1

CSEデータ ("Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment" Nuclear Technology Vol.10, 1971)

CSEでの各試験での条件表を以下に示す。

	Run A-3	Run A-4	Run A-5	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere Temperature, °F	Air 77	Air 77	Steam-air 250	Steam-air 250	Steam-air 250	Steam-air 250	Steam-air 250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	59	68	44	44
Nozzle type	*	*	*	*	*	*	*
Drop MMD, μ ^a	1210 1.53	1210 1.53	1210 1.53	770 1.53	770 1.53	1220 1.50	1220 1.50
Geometric standard deviation, σ							
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8 510	45.8 1950	49 1950	49 1980	50.5 1980	145 2020	145 2320
Total spray volume, gal							
Spray solution	*	*	*	*	*	*	*

^aSpraying Systems Co. 3/4 TD3, full cone.
^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone.
^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone.

^dMass median diameter.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
 Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ_s Observed, min ⁻¹ ^a			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganics ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.385	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.

^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施したA-4、A-6 及びA-7での”Particulate Iodine”の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくしたA-8では、3倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

TABLE IX
 Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ_s Observed, min ⁻¹ ^a			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganics ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.385	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

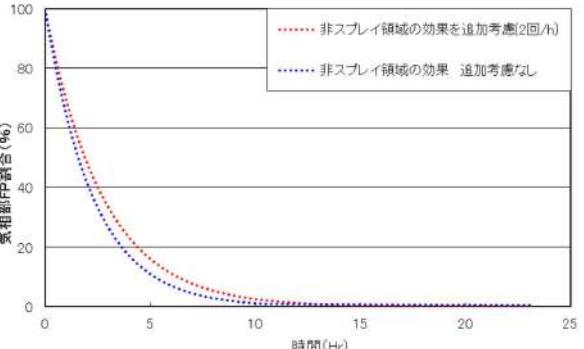
^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.

^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施したA-4、A-6 及びA-7での”Particulate Iodine”的結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくしたA-8では、3倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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	相違理由																											
比較対象なし	<p style="text-align: right;">添付-2</p> <p style="color: #0070C0; text-align: center;">スプレイ領域と非スプレイ領域の取り扱いについて</p> <p>エアロゾルの除去効果については、参考資料に示される条件で実施されたNUPEC試験を基にスプレイ効率と液滴径の比としてE/D=7を用いている。</p> <p>NUPEC試験では、下記のとおりCV自由体積及び代替スプレイ流量を模擬してスケールダウンした体系を用いていることから、E/D=7の中にCV内の流動の効果も加味されたものとなっている。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin-top: 10px;"> <p>同様に、PWRの場合、代表プラントとして国内で運転中の大容量プラントである110万kWe級の4炉群を選定した。この場合、本試験で使用する横置格納容器は実機と比較して体積比で約1/5900であり、一方、AM条件で使用するノズル数は全数の一割（基下段からのスプレイヘッダのみ、120個程度）と少ないため、本試験で使用するスプレイノズルの個数は1個以下となる。すなわち、PWR模擬試験においては実機のスプレイノズルをそのまま使用できないため、FP除去効率に影響を及ぼすと考えられるAMスプレイ時の被覆率分布をできる限り複雑化するシミュレータノズルを使用することとした。また、スプレイ流量に関しては、AM時のスプレイ流量が約120 ton/hrであり、これを1/5900でスケールダウンして、シミュレータノズル1個で0.34リットル/minを基準条件とした。</p> </div> <p>そのため、E/D=7を評価に用い、更に非スプレイ領域によってエアロゾルの除去が見込めない効果を取り込むことは下記のとおり保守的な扱いとなる。</p>  <table border="1"> <caption>Data points estimated from Figure 1</caption> <thead> <tr> <th>時間(Hr)</th> <th>非スプレイ領域の効果を追加考慮(2回/h)</th> <th>非スプレイ領域の効果 追加考慮なし</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>100</td><td>100</td></tr> <tr><td>1</td><td>85</td><td>80</td></tr> <tr><td>2</td><td>70</td><td>65</td></tr> <tr><td>3</td><td>55</td><td>50</td></tr> <tr><td>4</td><td>45</td><td>40</td></tr> <tr><td>5</td><td>35</td><td>30</td></tr> <tr><td>10</td><td>10</td><td>10</td></tr> <tr><td>20</td><td>0</td><td>0</td></tr> </tbody> </table>	時間(Hr)	非スプレイ領域の効果を追加考慮(2回/h)	非スプレイ領域の効果 追加考慮なし	0	100	100	1	85	80	2	70	65	3	55	50	4	45	40	5	35	30	10	10	10	20	0	0	【大飯】 記載方針の相違（記載充実化）
時間(Hr)	非スプレイ領域の効果を追加考慮(2回/h)	非スプレイ領域の効果 追加考慮なし																											
0	100	100																											
1	85	80																											
2	70	65																											
3	55	50																											
4	45	40																											
5	35	30																											
10	10	10																											
20	0	0																											

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																								
比較対象なし	<p>(参考資料) NUPEC PWR模擬試験条件</p> <p>表3.2-3 PWR模擬試験条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>実機プラント</th> <th>本試験</th> <th>注記</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>対象シナリオ</td><td>AHF</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>対象プラント</td><td>PWR4ループ炉</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>CV体積</td><td>71,700m³</td><td>12.2m³</td><td>初期水量2000m³を減じる。スケール比1/5877</td></tr> <tr> <td>CV高さ</td><td>20m</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>スプレイノズル個数</td><td>120</td><td>1</td><td></td></tr> <tr> <td>スプレイ流量</td><td>120m³/hr</td><td>0.34L/min</td><td></td></tr> <tr> <td>ノズル型式</td><td>新倉EX554L</td><td>シミュレータノズル</td><td></td></tr> <tr> <td>ノズル出口径</td><td>10mm</td><td>1.2mm</td><td></td></tr> <tr> <td>スプレイ液滴径</td><td>1500ミクロン（+/-2%）</td><td>1470ミクロン（+/-2%）</td><td></td></tr> <tr> <td>散布形態</td><td>約10hr 連続</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>スプレイ水温</td><td>303K</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>スプレイ水质</td><td>中性</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>CV初期全圧</td><td>0.52MPa</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>水蒸気分圧</td><td>0.39MPa</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>Air分圧</td><td>0.12MPa</td><td>同左</td><td>N₂で代用</td></tr> <tr> <td>H₂分圧</td><td>0.01MPa</td><td>同左</td><td>Heで代用</td></tr> <tr> <td>CV初期温度</td><td>415K</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>CV初期水位</td><td>(不明)</td><td>100mm</td><td>BWR基本ケースに合わせた</td></tr> <tr> <td>エアゾル種類</td><td>CsI</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>CsI濃度</td><td>0.01g/m³</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>CsI粒径</td><td>1ミクロン</td><td>同左</td><td>幾何標準偏差は2.0</td></tr> <tr> <td>試験中のCsI供給</td><td>無し</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>発熱</td><td>3,411MWt</td><td>4.3 kW</td><td>実機は原子炉停止後10時間の発熱レベル（定格出力の0.7%）。試験は一定で供給</td></tr> <tr> <td>蒸気の状態</td><td>飽和蒸気</td><td>同左</td><td></td></tr> <tr> <td>蒸気供給高さ</td><td>CV下部</td><td>同左</td><td></td></tr> </tbody> </table>		実機プラント	本試験	注記	対象シナリオ	AHF	同左		対象プラント	PWR4ループ炉	同左		CV体積	71,700m ³	12.2m ³	初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877	CV高さ	20m	同左		スプレイノズル個数	120	1		スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min		ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル		ノズル出口径	10mm	1.2mm		スプレイ液滴径	1500ミクロン（+/-2%）	1470ミクロン（+/-2%）		散布形態	約10hr 連続	同左		スプレイ水温	303K	同左		スプレイ水质	中性	同左		CV初期全圧	0.52MPa	同左		水蒸気分圧	0.39MPa	同左		Air分圧	0.12MPa	同左	N ₂ で代用	H ₂ 分圧	0.01MPa	同左	Heで代用	CV初期温度	415K	同左		CV初期水位	(不明)	100mm	BWR基本ケースに合わせた	エアゾル種類	CsI	同左		CsI濃度	0.01g/m ³	同左		CsI粒径	1ミクロン	同左	幾何標準偏差は2.0	試験中のCsI供給	無し	同左		発熱	3,411MWt	4.3 kW	実機は原子炉停止後10時間の発熱レベル（定格出力の0.7%）。試験は一定で供給	蒸気の状態	飽和蒸気	同左		蒸気供給高さ	CV下部	同左		【大飯】 記載方針の相違（記載充実化）
	実機プラント	本試験	注記																																																																																																							
対象シナリオ	AHF	同左																																																																																																								
対象プラント	PWR4ループ炉	同左																																																																																																								
CV体積	71,700m ³	12.2m ³	初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877																																																																																																							
CV高さ	20m	同左																																																																																																								
スプレイノズル個数	120	1																																																																																																								
スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min																																																																																																								
ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル																																																																																																								
ノズル出口径	10mm	1.2mm																																																																																																								
スプレイ液滴径	1500ミクロン（+/-2%）	1470ミクロン（+/-2%）																																																																																																								
散布形態	約10hr 連続	同左																																																																																																								
スプレイ水温	303K	同左																																																																																																								
スプレイ水质	中性	同左																																																																																																								
CV初期全圧	0.52MPa	同左																																																																																																								
水蒸気分圧	0.39MPa	同左																																																																																																								
Air分圧	0.12MPa	同左	N ₂ で代用																																																																																																							
H ₂ 分圧	0.01MPa	同左	Heで代用																																																																																																							
CV初期温度	415K	同左																																																																																																								
CV初期水位	(不明)	100mm	BWR基本ケースに合わせた																																																																																																							
エアゾル種類	CsI	同左																																																																																																								
CsI濃度	0.01g/m ³	同左																																																																																																								
CsI粒径	1ミクロン	同左	幾何標準偏差は2.0																																																																																																							
試験中のCsI供給	無し	同左																																																																																																								
発熱	3,411MWt	4.3 kW	実機は原子炉停止後10時間の発熱レベル（定格出力の0.7%）。試験は一定で供給																																																																																																							
蒸気の状態	飽和蒸気	同左																																																																																																								
蒸気供給高さ	CV下部	同左																																																																																																								

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断LOCA時にECCS注入およびCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍以下の場合 最高使用圧力の0.9倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$ <p> L : 漏えい率 L_d : 設計漏えい率 ΔP : 原子炉格納容器内外差圧 ρ : 原子炉格納容器内密度 d : 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t : 添え字“t”は事故時の状態を表す </p> <p>(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合 圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合は圧縮性流体の層流、乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の3式から得られる値のうち、最大の値とする。</p>	<p>原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍以下の場合 最高使用圧力の0.9倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$ <p> L : 漏えい率 L_d : 設計漏えい率 ΔP : 原子炉格納容器内外差圧 ρ : 原子炉格納容器内密度 d : 添え字 “d” は漏えい試験時の状態を表す t : 添え字 “t” は事故時の状態を表す </p> <p>(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合 圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合は圧縮性流体の層流、乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の3式から得られる値のうち、最大の値とする。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違 ・泊は有効性評価での表現に合わせた</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

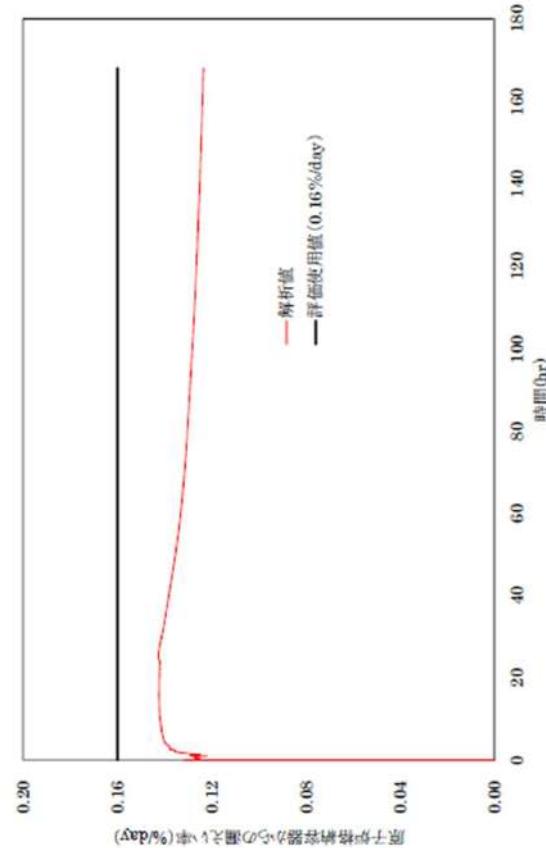
大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">圧縮性流体（層流）</p> $\frac{L_d}{L_d} = \max \left(\frac{\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right) \right)}{\mu_t \cdot \frac{2k_d}{k_d-1} \cdot \frac{P_d}{P_d} \cdot \left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right) \right)}, \frac{\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \rho_d \cdot \left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+2}{k_t}} \right)}{\frac{2k_d}{k_d-1} \cdot \frac{P_d}{P_d} \cdot \rho_t \cdot \left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+2}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}}$ <p style="text-align: center;">圧縮性流体（乱流）</p> <p style="text-align: center;">差圧流</p> <p>P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak} : 漏えい口出口での圧力 ρ_{leak} : 漏えい口出口での気体密度 μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 P_{atm} : 大気圧</p> $\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$	<p style="text-align: center;">圧縮性流体（層流）</p> $\frac{L_t}{L_d} = \max \left(\frac{\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \rho_d \cdot \left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right) \right)}{\mu_t \cdot \frac{2k_d}{k_d-1} \cdot \frac{P_d}{P_d} \cdot \left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right) \right)}, \frac{\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \rho_d \cdot \left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\frac{2k_d}{k_d-1} \cdot \frac{P_d}{P_d} \cdot \rho_t \cdot \left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}}$ <p style="text-align: center;">圧縮性流体（乱流）</p> <p style="text-align: center;">差圧流</p> <p>P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak} : 漏えい口出口での圧力 μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 P_{atm} : 大気圧</p> $\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$	<p>原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.43MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.142%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率0.16%に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約0.54MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。</p> <p>なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.360MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.144%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率0.16%に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約0.40MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。</p> <p>なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。</p> <p>【大飯】個別解析による相違</p> <p>【大飯】個別解析による相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

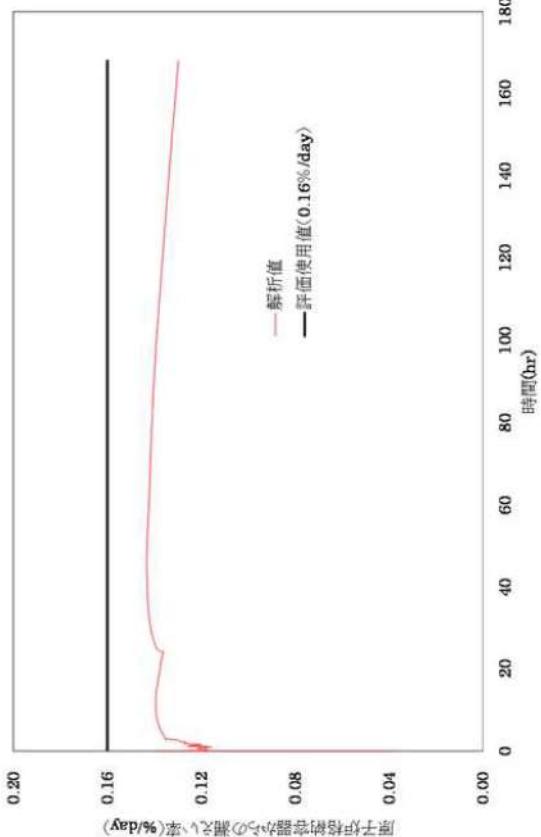
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉



第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率

泊発電所3号炉



第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率

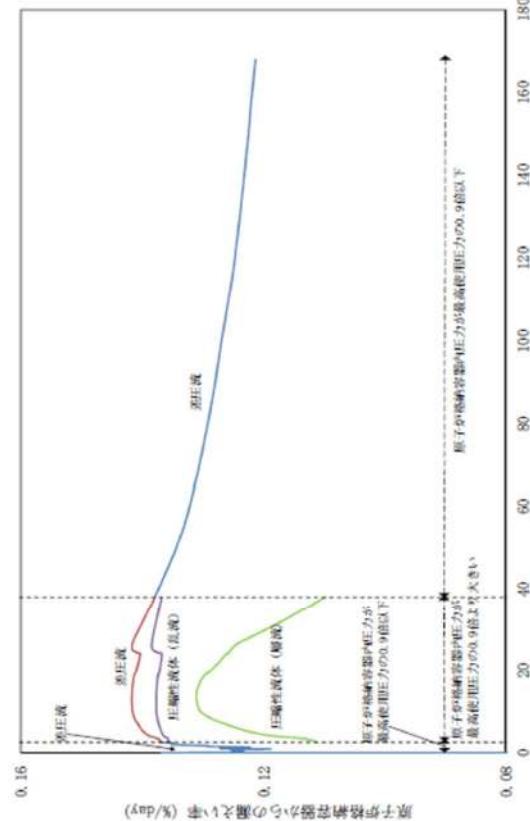
【大飯】個別解析による相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

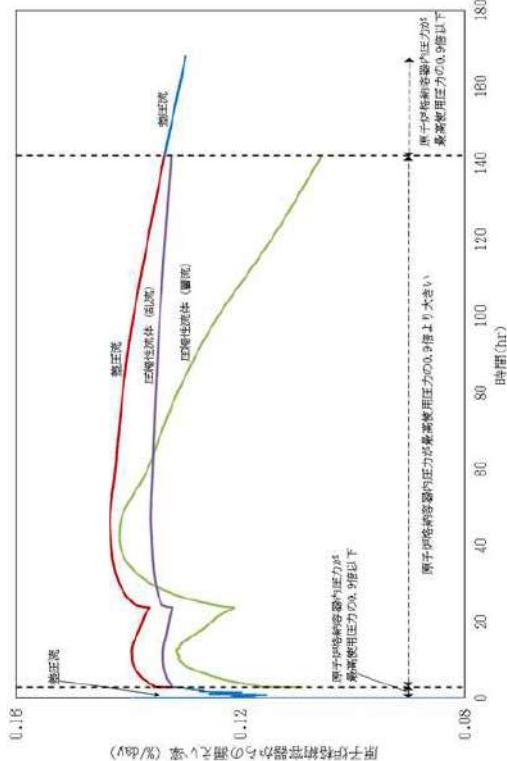
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉



第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率（算出式別）
 ※ 漏えい率を比較し易い様、線軸を $0.08\%/\text{day} \sim 0.16\%/\text{day}$ に拡大している。

泊発電所3号炉



※ 漏えい率を比較し易い様、線軸を $0.08\%/\text{day} \sim 0.16\%/\text{day}$ に拡大している
 第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率（算出式別）

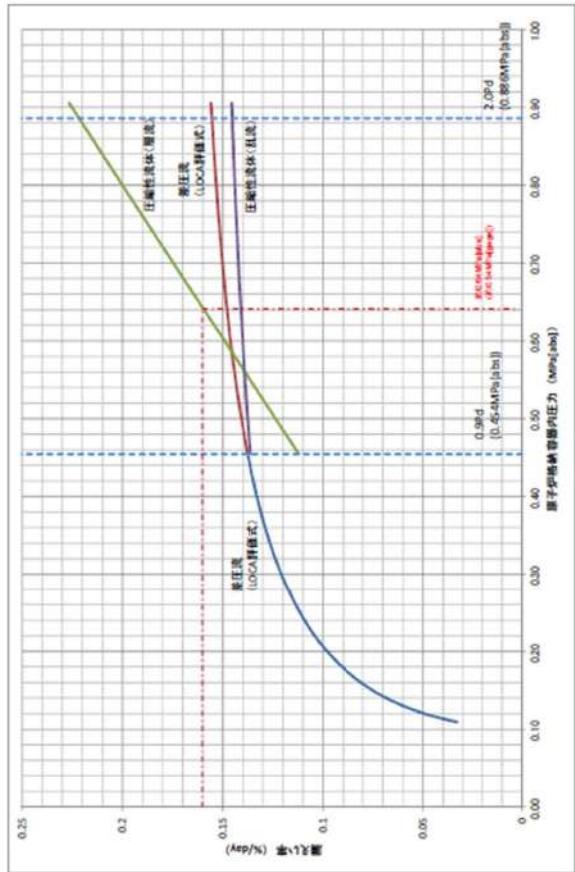
【大飯】個別解析による相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

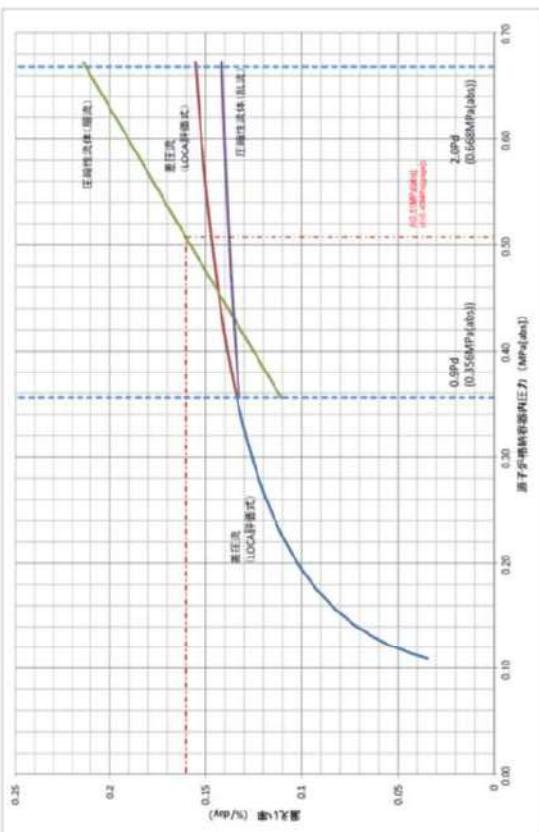
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉



第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

泊発電所3号炉



第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

【大飯】個別解析による相違

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>別紙8 アニュラス空気浄化設備 フィルタ除去効率の設定について</p> <p>1. 微粒子フィルタ除去効率について アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が99.97%以上であることを確認している。 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突、接触することにより捕集される。</p> <ul style="list-style-type: none"> アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ <ul style="list-style-type: none"> a. 温度及び湿度条件について 放出放射能量評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は150°C程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。 アニュラス内温度は最高で70°C程度までの上昇であるため、大飯発電所3号炉及び4号炉アニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることはなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。 b. 保持容量について 大飯発電所3号炉及び4号炉のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約3.9 kg/台(3枚)である。 評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約1.2 kgである。 これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。(第3表及び第1図参照) したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。 <p>第1表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1"> <tr> <td>微粒子フィルタ</td> <td>アニュラス空気浄化設備</td> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td>約 1.2 kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td>約 3.9 kg</td> </tr> </table>	微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 1.2 kg	保持容量	約 3.9 kg	<p>別紙8 アニュラス空気浄化設備 フィルタ除去効率の設定について</p> <p>1. 微粒子フィルタ除去効率について アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査において上記フィルタ除去効率が確保されていることを確認している。 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突、接触することにより捕集される。</p> <ul style="list-style-type: none"> アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ <ul style="list-style-type: none"> a. 温度及び湿度条件について 放出放射能量評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は150°C程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。 アニュラス内温度は最高で120°C程度までの上昇であるが、泊発電所3号炉のアニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタは□℃での性能確認を実施しており、性能が低下することはない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がるこことはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。 b. 保持容量について 泊発電所3号炉のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約8.9kg／6枚(全12枚のうち上流側6枚)である。 評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約0.9kgである。 これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮せず、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。(第3表及び第1図参照) したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。 <p>第1表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1"> <tr> <td>微粒子フィルタ</td> <td>アニュラス空気浄化設備</td> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td>約 0.9 kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td>約 8.9 kg</td> </tr> </table> 	微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg	保持容量	約 8.9 kg	<p>【大飯】確認内容が異なるが、評価条件として99%を用いることの妥当性を示していることは同じ。</p> <p>【大飯】個別解析による相違 ・大飯はアニュラス部への伝熱性が低いコンクリート製PCCVであるが泊は鋼製CVである。 ・泊は大飯よりCV内からアニュラス部への伝熱性が高いため温度が高くなる。 【大飯】 ・泊では具体的な温度を記載した。 【大飯】設計の相違</p> <p>【大飯】個別解析の相違 【大飯】記載方針の相違 ・泊では適合性を示す被ばく評価と異なる条件になるため記載している。</p> <p>【大飯】個別解析の相違</p>
微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 1.2 kg													
保持容量	約 3.9 kg													
微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg													
保持容量	約 8.9 kg													

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由											
<p>2. よう素フィルタ除去効率について</p> <p>アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタによる有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として95%を用いている。よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ <p>a. 温度及び湿度条件について</p> <p>よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。</p> <p>また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することなく、よう素フィルタ除去効率として95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。</p> <p>b. 吸着容量について</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉のアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約765g（充てん量約306kg（17枚）、よう素吸着能力2.5mg（活性炭1gあたり）（米国R.G.1.52より））である。</p> <p>評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約25gである。</p> <p>これは、「1. 微粒子フィルタについて(2) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ」と同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。（第3表及び第2図参照）</p> <p>したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率95%は確保できる。</p> <p>第2表 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ保持容量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>よう素フィルタ</th> <th>アニュラス空気浄化設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フィルタに捕集されるよう素量</td> <td>約 25 g</td> </tr> <tr> <td>吸着容量</td> <td>約 765g</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. よう素フィルタ除去効率について</p> <p>アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタによる有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として95%を用いている。よう素フィルタについては、定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ <p>a. 温度及び湿度条件について</p> <p>よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。</p> <p>また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することなく、よう素フィルタ除去効率として95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。</p> <p>b. 吸着容量について</p> <p>泊発電所3号炉のアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約1.4kg／34枚である。</p> <p>評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約20gである。</p> <p>これは、「1. 微粒子フィルタ除去効率について」と同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。（第3表及び第2図参照）</p> <p>したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率95%は確保できる。</p> <p>第2表 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ吸着容量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>よう素フィルタ</th> <th>アニュラス空気浄化設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フィルタに捕集されるよう素量</td> <td>約 20 g</td> </tr> <tr> <td>吸着容量</td> <td>約 1.4 kg</td> </tr> </tbody> </table>	よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるよう素量	約 25 g	吸着容量	約 765g	よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g	吸着容量	約 1.4 kg	<p>【大飯】個別解析の相違</p> <p>【大飯】記載方針の相違</p> <p>・大飯は内訳を記載</p> <p>【大飯】個別解析の相違</p> <p>【大飯】記載の適正化</p> <p>【大飯】個別解析の相違</p>
よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備												
フィルタに捕集されるよう素量	約 25 g												
吸着容量	約 765g												
よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備												
フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g												
吸着容量	約 1.4 kg												

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>第3表 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th><th>炉心内蓄積質量 (kg)</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素類 (よう素)</td><td>約 2.7E+01 (約 2.5E+01)</td></tr> <tr> <td>Cs 類</td><td>約 4.0E+02</td></tr> <tr> <td>Te 類</td><td>約 7.3E+01</td></tr> <tr> <td>Ba 類</td><td>約 3.0E+02</td></tr> <tr> <td>Ru 類</td><td>約 1.1E+03</td></tr> <tr> <td>Ce 類</td><td>約 1.5E+03</td></tr> <tr> <td>La 類</td><td>約 1.5E+03</td></tr> <tr> <td>合計</td><td>約 4.9E+03</td></tr> </tbody> </table>	核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	約 2.7E+01 (約 2.5E+01)	Cs 類	約 4.0E+02	Te 類	約 7.3E+01	Ba 類	約 3.0E+02	Ru 類	約 1.1E+03	Ce 類	約 1.5E+03	La 類	約 1.5E+03	合計	約 4.9E+03	<p>第3表 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>核種</th><th>炉心内蓄積質量 (kg)</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素類 (よう素)</td><td>2.1E+01 (2.0E+01)</td></tr> <tr> <td>Cs 類</td><td>3.0E+02</td></tr> <tr> <td>Te 類</td><td>5.0E+01</td></tr> <tr> <td>Ba 類</td><td>2.1E+02</td></tr> <tr> <td>Ru 類</td><td>6.9E+02</td></tr> <tr> <td>Ce 類</td><td>9.4E+02</td></tr> <tr> <td>La 類</td><td>1.0E+03</td></tr> <tr> <td>合計</td><td>3.2E+03</td></tr> </tbody> </table>	核種	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	2.1E+01 (2.0E+01)	Cs 類	3.0E+02	Te 類	5.0E+01	Ba 類	2.1E+02	Ru 類	6.9E+02	Ce 類	9.4E+02	La 類	1.0E+03	合計	3.2E+03	<p>【大飯】個別解析の相違</p>
核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	約 2.7E+01 (約 2.5E+01)																																					
Cs 類	約 4.0E+02																																					
Te 類	約 7.3E+01																																					
Ba 類	約 3.0E+02																																					
Ru 類	約 1.1E+03																																					
Ce 類	約 1.5E+03																																					
La 類	約 1.5E+03																																					
合計	約 4.9E+03																																					
核種	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	2.1E+01 (2.0E+01)																																					
Cs 類	3.0E+02																																					
Te 類	5.0E+01																																					
Ba 類	2.1E+02																																					
Ru 類	6.9E+02																																					
Ce 類	9.4E+02																																					
La 類	1.0E+03																																					
合計	3.2E+03																																					

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<pre> graph TD A["長時間運転した場合の 微粒子の炉心内蓄積質量 (よう素は全て粒子状とする)"] --> B["(NUREG-1465に基づく原子炉格納容器内へのCsの放出割合)"] B --> C["(原子炉格納容器内での低減効果)"] C --> D["(原子炉格納容器からの漏えい: 0.16%/day)"] D --> E["(原子炉格納容器外へのCsの放出割合)"] E --> F["(原子炉格納容器から漏えいした微粒子が全量捕集)"] F --> G["微粒子フィルタ捕集量"] </pre>	<pre> graph TD A["長時間運転した場合の 微粒子の炉心内蓄積質量 (よう素は全て粒子状とする)"] --> B["(NUREG-1465に基づく原子炉格納容器内へのCsの放出割合)"] B --> C["(原子炉格納容器内での低減効果)"] C --> D["(原子炉格納容器からの漏えい: 0.16 %/day)"] D --> E["(原子炉格納容器外へのCsの放出割合)"] E --> F["(原子炉格納容器から漏えいした微粒子が全量捕集)"] F --> G["微粒子フィルタ捕集量"] </pre>	

第1図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程

第1図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<pre> graph TD A["長時間運転した場合の よう素の炉心内蓄積質量 (よう素は全て元素状または有機よう素とする)"] --> B["NUREG-1465に基づく原子炉格納容器内へのよう素の放出割合"] B --> C["(原子炉格納容器からの漏えい : 0.16%/day)"] C --> D["(原子炉格納容器内での低減効果)"] D --> E["原子炉格納容器外へのよう素の放出割合"] E --> F["(原子炉格納容器から漏えいしたよう素が全量捕集)"] F --> G["よう素フィルタ捕集量"] </pre>	<pre> graph TD A["長時間運転した場合の よう素の炉心内蓄積質量 (よう素は全て元素状または有機よう素とする)"] --> B["(NUREG-1465に基づく原子炉格納容器内への放出割合)"] B --> C["(原子炉格納容器からの漏えい : 0.16 %/day)"] C --> D["(原子炉格納容器内での低減効果)"] D --> E["原子炉格納容器外へのよう素の放出割合"] E --> F["(原子炉格納容器から漏えいしたよう素が全量捕集)"] F --> G["よう素フィルタ捕集量"] </pre>	

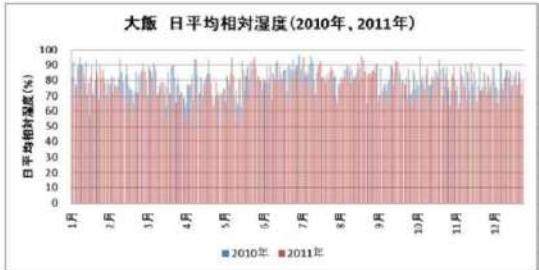
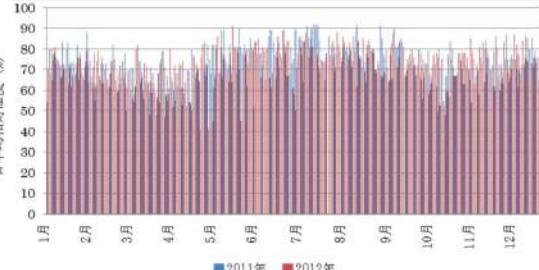
第2図 アニラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程

第2図 アニラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程

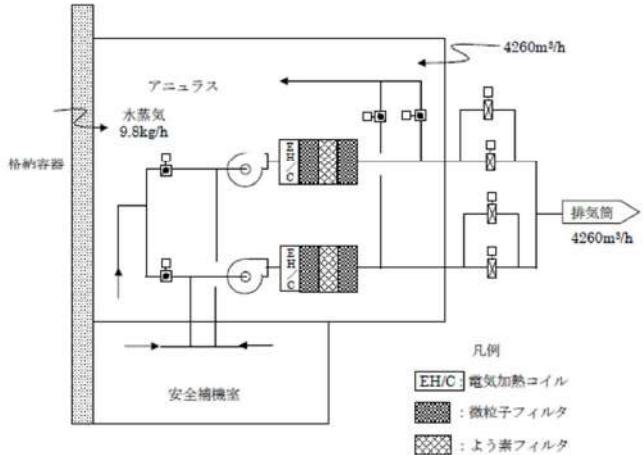
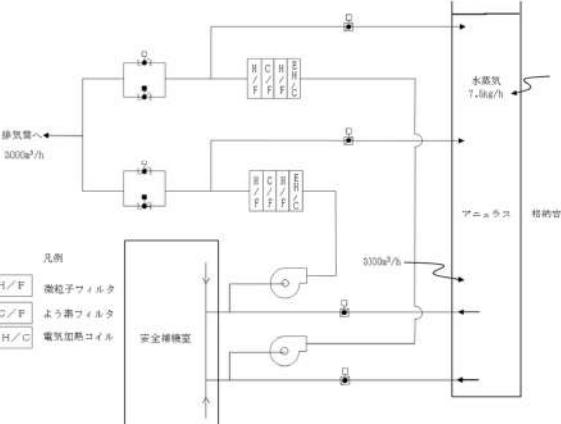
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>添付 <u>よう素フィルタの湿度等を踏まえた除去効率の妥当性について</u></p> <p>(1) よう素フィルタ除去効率試験について よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95%以上）を満足することを確認している。 その際の試験条件は、アニュラス空気浄化設備、中央制御室非常用循環設備ともに「温度：30°C、湿度：95%RH」である。 なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。</p> <p>(2) 大飯発電所の温度状況について 大飯発電所の温度状況については、既設許可添付6に記載の月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値によると、最高値及び最低値はそれぞれ30.9°C、-0.2°Cである。</p> <p>したがって、以下で重大事故等時の温度、湿度条件を評価するにあたっては、よう素フィルタ除去効率は低温側の方が低くなることから、外気温度を保守的に夏季30°C、冬季-1°Cとする。</p> <p>表1 大飯発電所周辺の温度状況（既設許可添付6抜粋）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>高浜発電所の最寄りの気象官署</th><th>舞鶴海洋気象台</th><th>敦賀測候所</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高気温月／最低気温月</td><td>1月 8月</td><td>1月 8月</td></tr> <tr> <td>最高気温の平均値／最低気温の平均値</td><td>-0.2°C 30.6°C</td><td>1.0°C 30.9°C</td></tr> </tbody> </table>	高浜発電所の最寄りの気象官署	舞鶴海洋気象台	敦賀測候所	最高気温月／最低気温月	1月 8月	1月 8月	最高気温の平均値／最低気温の平均値	-0.2°C 30.6°C	1.0°C 30.9°C	<p>添付 <u>よう素フィルタの湿度条件等を踏まえた除去効率の妥当性について</u></p> <p>(1) よう素フィルタ除去効率試験について よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95%以上）を満足することを確認している。 その際の試験条件は、アニュラス空気浄化設備、中央制御室非常用循環系統ともに「温度：30°C、湿度：95%RH」である。 なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。</p> <p>(2) 泊発電所の温度状況について 泊発電所の温度状況については、設置許可添付6に記載する月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値（統計期間1991年～2020年）によると、最高値及び最低値はそれぞれ25.6°C、-5.8°Cである。</p> <p>ただし、過去に本評価を行った際の評価条件は、当時の最高値及び最低値である、25.6°C、-6.1°Cであった（統計期間1981～2010年）。以前の評価条件の方が包絡的な評価となるため、過去に実施した評価条件での検討結果を記載する。</p> <p>表1 泊発電所周辺の温度状況 (設置許可添付6に記載する温度の抜粋)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>泊発電所の最寄りの気象官署</th><th>京都特別地域 気象観測所</th><th>小浜特別地域 気象観測所</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高気温月／最低気温月</td><td>8月 1月</td><td>8月 1月</td></tr> <tr> <td>最高気温の平均値／最低気温の平均値</td><td>24.6 °C -4.7 °C</td><td>25.6 °C -5.8 °C</td></tr> </tbody> </table>	泊発電所の最寄りの気象官署	京都特別地域 気象観測所	小浜特別地域 気象観測所	最高気温月／最低気温月	8月 1月	8月 1月	最高気温の平均値／最低気温の平均値	24.6 °C -4.7 °C	25.6 °C -5.8 °C	<p>【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・統計期間を明確化 【大飯】個別解析による相違 【大飯】記載方針の相違 ・泊は最高値・最低値をそのまま用いて評価している。 ・泊では最新の温度状況の影響について記載している。 <p>【大飯】個別解析による相違</p>
高浜発電所の最寄りの気象官署	舞鶴海洋気象台	敦賀測候所																		
最高気温月／最低気温月	1月 8月	1月 8月																		
最高気温の平均値／最低気温の平均値	-0.2°C 30.6°C	1.0°C 30.9°C																		
泊発電所の最寄りの気象官署	京都特別地域 気象観測所	小浜特別地域 気象観測所																		
最高気温月／最低気温月	8月 1月	8月 1月																		
最高気温の平均値／最低気温の平均値	24.6 °C -4.7 °C	25.6 °C -5.8 °C																		

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 大飯発電所の相対湿度状況について</p> <p>最近2ヵ年(2010年及び2011年)の1月～12月までの大飯発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。</p> <p>横軸に1年間の365日、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH以上の相対湿度の高い日は2010年には年間3日であり、2011年には年間1日であった。相対湿度90%RH以上は年間29日(2010年)、17日(2011年)であった。</p> <p>従って、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95%RHは年間を通して数日しかなく、相対湿度90%RH以上は年間最大8%程度である。</p>  <p>図1 2010年1月～2011年12月の日平均の相対湿度</p>	<p>(3) 泊発電所の相対湿度状況について</p> <p>2011年及び2012年の1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。</p> <p>横軸に1年間の365日、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH以上の相対湿度の高い日はない、相対湿度90%RH以上は年間13日(2011年)、1日(2012年)であった。</p> <p>したがって、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95%RHは年間を通してなく、相対湿度90%RH以上は年間最大4%程度である。</p> <p>なお、2021年においても確認を行ったところ、日平均の相対湿度95%RHは年間を通して2日間しかなく、相対湿度90%RH以上となるのは年間20日(5%程度)であった。</p>  <p>図1 2011年1月～2012年12月の日平均の相対湿度</p>	<p>【大飯】個別解析による相違 (本ページ赤字箇所全て)</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・泊では最新データでの確認結果を記載</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 事故時のような素フィルタ処理空気条件について</p> <p>a. アニュラス空気浄化設備</p> <p>アニュラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故等時のアニュラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約9.8kg/h^(注1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約4,260m³/h^(注2)である。</p> <p>大飯発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項より30°C、95%RH及び-1°C、95%RHとすると、重大事故等時のアニュラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.6kPa、約0.81kPa^(注2)となる。事故時のアニュラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40°C程度)以下になることは考えられないため、アニュラス内温度を40°Cと想定した場合、この時の相対湿度は65%RH以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率は確保できる。</p>  <p>第2図 大飯3/4号炉 アニュラス空気浄化設備系統構成</p>	<p>(4) 事故時のような素フィルタ処理空気条件について</p> <p>a. アニュラス空気浄化設備</p> <p>アニュラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故等時のアニュラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約7.5kg/h^(注1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約3,000m³/h^(注2)である。</p> <p>泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項及び(3)項より25.6°C、95%RH及び-6.1°C、95%RHとすると、重大事故等時のアニュラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.0kPa、約0.92kPa^(注3)となる。事故時のアニュラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40°C程度)以下になることは考えられないため、アニュラス内温度を40°Cと想定した場合、この時の相対湿度は55%RH以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率は確保できる。</p>  <p>図2 泊3号炉 アニュラス空気浄化設備系統構成</p>	<p>【大飯】個別解析による相違 (本ページ赤字箇所全て)</p> <p>【泊】記載方針の相違 ・湿度については(3)にて記載しているため</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
<p>(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。 格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約147,000kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16%/日としている。</p> <p>(注2) アニュラス少量排気量</p> <p>(注3) 30°C、95%RH及び-1°C、95%RHの時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下のとおりとなる。</p> <table border="1"> <tr> <td>外気条件</td><td>30°C、95%RH</td><td>-1°C、95%RH</td></tr> <tr> <td>水蒸気密度【$\rho_{o'}$】</td><td>0.029kg/m³</td><td>0.0043 kg/m³</td></tr> <tr> <td>空気密度【ρ_o】</td><td>1.1kg/m³</td><td>1.3kg/m³</td></tr> <tr> <td>アニュラス少量排気量(ℓ)</td><td>4260m³/h</td><td></td></tr> <tr> <td>CV以外の水蒸気侵入量 【$MO' = \rho_{o'} \times \ell$】</td><td>124kg/h</td><td>18 kg/h</td></tr> <tr> <td>CV以外の空気侵入量 【$MO = \rho_o \times \ell$】</td><td>4,686kg/h</td><td>5,538kg/h</td></tr> <tr> <td>CVからの水蒸気侵入量 (MCV)</td><td>9.8kg/h</td><td></td></tr> <tr> <td>アニュラス内空気絶対湿度 【$X = (MO' + MCV) / MO$】</td><td>0.029kg/kg</td><td>0.0050kg/kg</td></tr> <tr> <td>アニュラス内水蒸気分圧 【$Pw = P \times X / (0.622 + X)$】 $P = 101.3(kPa)$ (大気圧)</td><td>約 4.6kPa</td><td>約 0.81kPa</td></tr> </table>	外気条件	30°C、95%RH	-1°C、95%RH	水蒸気密度【 $\rho_{o'}$ 】	0.029kg/m³	0.0043 kg/m³	空気密度【 ρ_o 】	1.1kg/m³	1.3kg/m³	アニュラス少量排気量(ℓ)	4260m³/h		CV以外の水蒸気侵入量 【 $MO' = \rho_{o'} \times \ell$ 】	124kg/h	18 kg/h	CV以外の空気侵入量 【 $MO = \rho_o \times \ell$ 】	4,686kg/h	5,538kg/h	CVからの水蒸気侵入量 (MCV)	9.8kg/h		アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (MO' + MCV) / MO$ 】	0.029kg/kg	0.0050kg/kg	アニュラス内水蒸気分圧 【 $Pw = P \times X / (0.622 + X)$ 】 $P = 101.3(kPa)$ (大気圧)	約 4.6kPa	約 0.81kPa	<p>(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。 格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約112,000kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16%/日としている。</p> <p>(注2) アニュラス少量排気量</p> <p>(注3) 25.6°C、95%RH及び-6.1°C、95%RHの時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下のとおりとなる。</p> <table border="1"> <tr> <td>外気条件</td><td>25.6 °C, 95 %RH</td><td>-6.1 °C, 95 %RH</td></tr> <tr> <td>水蒸気密度【$\rho_{o'}$】</td><td>0.024 kg/m³</td><td>0.0049 kg/m³</td></tr> <tr> <td>空気密度【ρ_o】</td><td>1.1 kg/m³</td><td>1.3 kg/m³</td></tr> <tr> <td>アニュラス少量排気量(L)</td><td>3000 m³/h</td><td></td></tr> <tr> <td>CV以外の水蒸気侵入量 【$Mo' = \rho_{o'} \times L$】</td><td>72 kg/h</td><td>14.7 kg/h</td></tr> <tr> <td>CV以外の空気侵入量 【$Mo = \rho_o \times L$】</td><td>3300 kg/h</td><td>3900 kg/h</td></tr> <tr> <td>CVからの水蒸気侵入量 (Mew')</td><td>7.5 kg/h</td><td></td></tr> <tr> <td>アニュラス内空気絶対湿度 【$X = (Mo' + Mew') / Mo$】</td><td>0.025 kg'/kg</td><td>0.0057 kg'/kg</td></tr> <tr> <td>アニュラス内水蒸気分圧 【$Pw = P \times X / (0.622 + X)$】 $P = 101.3(kPa)$ (大気圧)</td><td>約4.0 kPa</td><td>約0.92 kPa</td></tr> </table>	外気条件	25.6 °C, 95 %RH	-6.1 °C, 95 %RH	水蒸気密度【 $\rho_{o'}$ 】	0.024 kg/m³	0.0049 kg/m³	空気密度【 ρ_o 】	1.1 kg/m³	1.3 kg/m³	アニュラス少量排気量(L)	3000 m³/h		CV以外の水蒸気侵入量 【 $Mo' = \rho_{o'} \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h	CV以外の空気侵入量 【 $Mo = \rho_o \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h	CVからの水蒸気侵入量 (Mew')	7.5 kg/h		アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (Mo' + Mew') / Mo$ 】	0.025 kg'/kg	0.0057 kg'/kg	アニュラス内水蒸気分圧 【 $Pw = P \times X / (0.622 + X)$ 】 $P = 101.3(kPa)$ (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa	<p>【大飯】個別解析による相違 (本ページ赤字箇所全て)</p>
外気条件	30°C、95%RH	-1°C、95%RH																																																						
水蒸気密度【 $\rho_{o'}$ 】	0.029kg/m³	0.0043 kg/m³																																																						
空気密度【 ρ_o 】	1.1kg/m³	1.3kg/m³																																																						
アニュラス少量排気量(ℓ)	4260m³/h																																																							
CV以外の水蒸気侵入量 【 $MO' = \rho_{o'} \times \ell$ 】	124kg/h	18 kg/h																																																						
CV以外の空気侵入量 【 $MO = \rho_o \times \ell$ 】	4,686kg/h	5,538kg/h																																																						
CVからの水蒸気侵入量 (MCV)	9.8kg/h																																																							
アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (MO' + MCV) / MO$ 】	0.029kg/kg	0.0050kg/kg																																																						
アニュラス内水蒸気分圧 【 $Pw = P \times X / (0.622 + X)$ 】 $P = 101.3(kPa)$ (大気圧)	約 4.6kPa	約 0.81kPa																																																						
外気条件	25.6 °C, 95 %RH	-6.1 °C, 95 %RH																																																						
水蒸気密度【 $\rho_{o'}$ 】	0.024 kg/m³	0.0049 kg/m³																																																						
空気密度【 ρ_o 】	1.1 kg/m³	1.3 kg/m³																																																						
アニュラス少量排気量(L)	3000 m³/h																																																							
CV以外の水蒸気侵入量 【 $Mo' = \rho_{o'} \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h																																																						
CV以外の空気侵入量 【 $Mo = \rho_o \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h																																																						
CVからの水蒸気侵入量 (Mew')	7.5 kg/h																																																							
アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (Mo' + Mew') / Mo$ 】	0.025 kg'/kg	0.0057 kg'/kg																																																						
アニュラス内水蒸気分圧 【 $Pw = P \times X / (0.622 + X)$ 】 $P = 101.3(kPa)$ (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa																																																						
<p>(注4) 事故時のアニュラス内温度を40°Cとすると、40°Cの飽和水蒸気分圧は7.4kPaであるから、 アニュラス内空気の相対湿度は、以下のとおりとなる。</p> <p>30°C、95%RH 時 : $4.6kPa / 7.4kPa \times 100 = 62.2\%RH$ -1°C、95%RH 時 : $0.81kPa / 7.4kPa \times 100 = 11.0\%RH$</p>	<p>(注4) 事故時のアニュラス内温度を40°Cとすると、40°Cの飽和水蒸気分圧は7.4kPaであるから、 アニュラス内空気の相対湿度は、以下の通りとなる。</p> <p>25.6°C、95%RH時 : $4.0kPa / 7.4kPa \times 100 = 54.1\%RH$ -6.1°C、95%RH時 : $0.92kPa / 7.4kPa \times 100 = 12.5\%RH$</p>																																																							

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																							
被ばく評価に用いた気象資料の代表性について 敷地において観測した2010年1月から2010年12月までの1年間の気象資料により解析を行うに当たり、この1年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。	被ばく評価に用いた気象資料の代表性について 敷地において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象資料により解析を行うに当たり、この1年間の気象資料が異常か否かの検討を行った結果、異常ではなかったと判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。	【大飯】個別解析による相違 【大飯】記載表現の相違 ・本検定により得られる情報考慮した表現とした。 【大飯】記載の適正化 ・本評価は居住性評価ではない。 【大飯】個別解析による相違																							
(1) 検定方法 a. 検定に用いた観測記録 本居住性評価では、保守的に地上風（標高30m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高30mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高80mの観測記録を用いて検定を行った。 b. データ統計期間 統計年：2002年1月～2012年12月（10年間） 検定年：2010年1月～2010年12月（1年間） c. 検定方法 異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。	(1) 検定方法 a. 検定に用いた観測記録 本評価では、保守的に地上風（標高20m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高20mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測記録を用いて検定を行った。 b. データ統計期間 統計年：1998年1月～2007年12月（10年間） 検定年：1997年1月～1997年12月（1年間） c. 検定方法 異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。	【大飯】記載表現の相違 ・本検定により得られる情報考慮した表現とした。																							
(2) 検定結果 表1に検定結果を示す。また、標高30mでの棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を表2及び表3に、標高80mでの棄却検定表を表4及び表5に示す。 標高30mでの観測点では28項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が0個であり、標高80mでの観測点では28項目のうち0個といずれの観測点でも棄却された項目がないことから検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。	(2) 検定結果 第1表に検定結果を示す。また、標高20mでの棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を第2表及び第3表に、標高84mでの棄却検定表を第4表及び第5表に示す。 標高20mでの観測点では27項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が0個であり、標高84mでの観測点では27項目のうち0個といずれの観測点でも棄却された項目がないことから検定年の気象は統計年の気象と比べて異常ではなかったと判断される。	【大飯】記載表現の相違 ・本検定により得られる情報考慮した表現とした。																							
表1：異常年検定結果（2010年） <table border="1"><thead><tr><th>観測項目</th><th>検定結果</th></tr></thead><tbody><tr><td>標高30m 風向別出現頻度</td><td>棄却項目なし</td></tr><tr><td>風速階級別出現頻度</td><td>棄却項目なし</td></tr><tr><td>標高80m 風向別出現頻度</td><td>棄却項目なし</td></tr><tr><td>風速階級別出現頻度</td><td>棄却項目なし</td></tr></tbody></table>	観測項目	検定結果	標高30m 風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	標高80m 風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	第1表：異常年検定結果 <table border="1"><thead><tr><th>観測点</th><th>観測項目</th><th>検定結果</th></tr></thead><tbody><tr><td rowspan="2">標高20m</td><td>風向別出現頻度</td><td>棄却項目なし</td></tr><tr><td>風速階級別出現頻度</td><td>棄却項目なし</td></tr><tr><td rowspan="2">標高84m</td><td>風向別出現頻度</td><td>棄却項目なし</td></tr><tr><td>風速階級別出現頻度</td><td>棄却項目なし</td></tr></tbody></table>	観測点	観測項目	検定結果	標高20m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	標高84m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	【大飯】個別解析による相違 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。
観測項目	検定結果																								
標高30m 風向別出現頻度	棄却項目なし																								
風速階級別出現頻度	棄却項目なし																								
標高80m 風向別出現頻度	棄却項目なし																								
風速階級別出現頻度	棄却項目なし																								
観測点	観測項目	検定結果																							
標高20m	風向別出現頻度	棄却項目なし																							
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																							
標高84m	風向別出現頻度	棄却項目なし																							
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																							
	(3) 気象官署の評価について データ拡充の観点から、気象官署のデータについても、以下について検定を行い、データを拡充した。 これらについて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。結果いざれも、有意水準5%で棄却された項目が小樽特別地域気象観測所で0項目、寿都特別地域気象観測所で2項目であったことから、棄却数が少なく検定年の気象は統計年の気象と比べて異常ではなかったと判断した。 検定結果を第6表から第9表に示す。また、気象官署の所在地について第1図に示す。 a. 小樽特別地域気象観測所 1999年2月に風向風速計設置高さの変更（12.3m～13.6m）があったため以下の期間を評価する。 統計年：1988年1月～1998年12月（1997年を除く） 検定年：1997年1月～1997年12月																								

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>b. 寿都特別地域気象観測所 統計年：1998年1月～2007年12月 検定年：1997年1月～1997年12月</p>	<p>【大飯】個別解析による相違 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表 r. 0.0

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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）

表3：電離層電場（電離層高度：300m）(单位：3010 年)

風向	統計年												相變期	
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均值		
N	12.37	18.26	15.49	17.54	19.43	17.58	18.48	19.60	15.51	15.42	16.97	16.90	22.30	11.63
NE	8.21	7.06	7.89	7.67	9.43	8.58	7.78	6.67	6.79	7.27	8.28	8.25	9.64	5.99
EN	2.28	2.35	2.62	2.11	2.47	3.23	3.30	2.94	3.26	2.56	2.71	2.78	3.76	1.66
E	0.69	0.56	0.55	0.52	0.55	0.50	0.57	0.61	0.61	0.63	0.63	0.61	0.44	0.30
EE	0.43	0.41	0.39	0.49	0.33	0.37	0.47	0.38	0.46	0.41	0.41	0.39	0.33	0.30
SE	8.73	8.30	8.61	7.30	8.76	8.87	7.45	5.83	7.82	8.81	8.07	9.67	10.41	5.73
ES	25.24	25.28	27.22	23.99	24.87	26.32	25.56	25.87	25.14	23.88	25.34	26.16	27.71	22.96
SSE	6.32	6.60	7.62	7.53	7.66	7.13	7.66	7.93	9.09	7.89	7.38	8.36	9.25	5.51
SSW	3.35	2.06	2.95	2.71	2.38	2.64	2.70	2.91	3.14	3.62	3.95	3.36	4.13	1.77
SW	4.92	3.06	3.49	3.50	2.60	3.46	2.72	2.91	3.00	3.00	3.26	3.84	4.19	6.40
WSW	3.44	2.26	3.59	3.09	2.60	3.03	2.33	4.68	2.72	2.36	2.37	3.49	3.56	1.18
W	1.39	0.87	1.15	1.15	1.14	0.97	1.07	0.76	1.11	1.13	1.07	1.13	1.49	0.66
WW	2.66	0.92	1.22	1.00	1.05	0.74	0.96	0.62	1.16	1.24	1.20	1.02	2.47	0.45
WW	5.39	4.77	5.65	6.74	5.57	5.78	5.27	5.19	6.55	6.12	5.72	5.74	4.05	0.65
WNW	12.04	14.33	10.74	10.19	9.78	8.86	9.72	9.92	9.19	9.22	9.37	9.04	14.35	3.39
C	1.34	2.27	2.09	1.86	2.22	3.03	3.32	4.04	2.18	2.76	2.41	2.51	4.26	0.56

表3：葉却検定表（風速階級別出現頻度）(標高30m) (候定期：2010年)

大飯発電所	(標高約30m)
風車型風向風速計	
2002年1月～2012年12月	
2010年1月～2010年12月	
%	

風速階級 m/s	統計年						備註	上限	下限	期定 X標地
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年				
0.0~<0.4	1.34	2.27	2.09	1.86	2.22	1.99	3.32	4.04	2.18	2.41
0.5~<1.4	12.01	15.54	16.63	14.51	13.89	13.89	17.67	16.68	17.32	16.49
1.5~<2.4	20.49	20.66	22.82	19.14	19.32	18.98	22.82	22.80	21.70	21.49
2.5~<3.4	19.83	17.89	18.72	19.46	17.23	17.82	16.26	17.12	18.24	17.12
3.5~<4.4	15.49	13.57	13.65	14.54	14.38	13.25	12.27	13.24	13.33	12.70
4.5~<5.4	10.33	9.93	9.15	9.50	10.49	11.50	11.44	9.98	8.69	8.39
5.5~<6.4	6.68	5.98	6.20	5.84	6.96	8.10	10.29	6.47	5.51	6.77
6.5~<7.4	4.29	4.52	3.93	4.27	5.49	5.95	3.80	3.86	4.15	4.49
7.5~<8.4	2.85	3.28	2.22	2.44	3.30	3.27	2.74	2.19	3.32	2.83
8.5~<9.4	1.79	2.46	1.62	2.14	2.41	2.18	1.06	1.37	1.98	2.47
9.5~	4.90	4.61	2.97	3.54	5.38	3.19	1.19	2.08	4.01	4.43

第2表 蕄却検定表(風向別出現頻度)(標高20m)

観測年 風向	数値予報							実測値							判定 ○誤差 ×葉葉
	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	平均値	標準偏差	地上高10m(%)		
N	2.98	2.78	2.83	3.10	2.58	3.69	3.80	4.10	3.65	2.83	3.23	2.81	4.48	1.98	O
NNE	2.50	2.70	3.16	2.96	2.62	3.04	2.16	2.59	2.57	2.30	2.66	2.19	3.41	1.91	O
NE	4.93	4.39	4.61	3.75	4.21	3.69	3.25	3.67	2.43	2.95	3.79	4.71	5.63	1.95	O
ENE	5.39	5.11	4.81	4.51	5.36	5.62	6.44	7.06	6.36	7.34	5.80	5.95	8.06	3.64	O
E	11.59	9.34	10.05	8.84	8.37	8.58	7.80	7.60	7.70	7.86	8.77	11.46	11.77	5.77	O
ESE	12.33	13.21	14.60	14.46	13.20	17.11	14.91	18.56	14.06	14.74	11.04	19.17	10.31	O	O
SE	5.65	6.19	6.11	6.44	6.06	6.15	5.62	6.24	6.46	6.05	6.10	6.42	6.77	5.43	O
SSE	2.99	2.89	2.76	3.00	3.45	3.89	4.43	3.60	3.47	3.52	3.36	2.76	4.69	2.03	O
S	0.90	0.80	0.92	1.44	1.31	1.65	2.26	1.85	1.58	1.67	1.44	1.06	2.54	0.34	O
SSW	0.71	0.63	0.76	0.79	0.98	0.78	0.85	0.81	0.49	0.94	0.77	0.81	1.11	0.43	O
SW	2.06	1.56	1.70	1.21	1.71	1.22	0.79	1.39	1.12	1.26	1.40	1.84	2.26	0.54	O
WSW	3.84	4.82	3.82	3.64	5.11	3.04	2.57	2.67	2.31	2.62	3.41	4.00	5.70	1.12	O
W	9.48	10.12	7.95	7.35	10.41	5.21	6.82	7.11	6.30	6.63	7.68	9.92	11.79	3.57	O
WNW	14.87	13.19	15.32	14.48	14.71	11.94	13.21	12.41	14.31	13.54	13.92	15.49	16.56	11.28	O
NWW	13.47	13.19	15.32	15.78	13.53	15.19	15.62	14.48	13.84	13.35	14.80	13.20	17.93	11.67	O
NNW	5.82	6.88	5.24	7.58	5.46	8.68	9.10	9.00	8.38	8.69	7.48	5.38	11.09	3.87	O

第3表 梶却検定表(風速階級別出現頻度)(標高20m)

泊発電所 3号炉

相違理由

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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）

表4：要却検定表(風向別出現頻度) (標高 80m)(検定年: 2010年)												
大飯発電所3／4号炉												
統計年												
2002年 2003年 2004年 2005年 2006年 2007年 2008年 2009年 2010年 2011年 2012年 平均値												
N	8.69	8.44	8.58	8.97	11.17	9.63	9.36	9.79	7.57	9.02	9.47	11.70
NNE	4.08	4.11	4.48	4.56	5.58	5.63	5.49	5.55	5.60	5.92	5.31	6.35
NE	1.83	2.08	2.39	1.9	2.40	2.48	2.30	2.47	2.85	3.54	1.40	○
ENE	0.80	0.94	1.13	0.84	0.87	0.95	0.93	1.14	1.44	1.25	1.04	0.99
E	1.12	1.39	1.43	1.06	0.68	0.92	1.21	1.21	1.99	1.82	1.28	0.56
EE	6.97	8.63	7.86	6.62	6.40	6.35	5.51	4.43	9.90	11.04	7.37	6.34
SE	20.48	20.57	22.27	20.96	17.83	19.19	17.97	17.50	21.36	19.59	19.88	2.77
SSE	8.93	8.69	9.11	8.65	1.30	12.67	12.76	12.56	9.41	7.64	10.25	12.98
S	3.61	2.66	3.81	3.93	5.60	3.82	4.54	4.66	2.46	3.32	3.45	5.17
SSW	4.37	2.41	3.53	3.95	3.14	3.65	3.52	3.94	2.51	2.49	2.46	4.69
SW	5.18	3.69	3.61	5.71	5.71	5.96	5.16	5.57	4.61	4.55	4.20	1.07
SSEW	4.07	3.06	3.75	3.75	3.65	4.15	3.38	4.89	5.28	4.19	5.38	2.76
SEW	4.02	3.17	3.77	3.23	3.56	3.40	3.01	3.15	3.85	3.47	3.45	4.0
EW	4.41	4.23	4.57	3.84	4.67	4.49	3.95	5.43	5.63	4.73	3.98	6.32
NW	9.49	11.80	9.54	8.62	8.13	4.34	4.67	7.77	7.86	8.48	8.65	7.06
NNW	10.18	13.60	9.60	12.09	11.31	10.89	11.04	13.08	7.92	6.83	9.68	11.76
C	0.96	0.97	0.86	0.79	0.96	1.04	0.89	1.50	1.48	1.01	1.07	1.67
(注) 測定器大、2010年1月以前の風向別出現頻度表、2010年12月以降はドップラーレーダーである。												

表5：要却検定表(風速階級別出現頻度) (標高 80m)(検定年: 2010年)											
大飯発電所3号炉											
統計年											
■	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年
0.0~0.4	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	1.50	0.50	1.48	1.01	1.07
0.5~1.4	6.63	7.77	8.14	7.49	8.90	6.50	6.75	6.50	8.47	9.68	7.68
1.5~2.4	12.01	12.97	14.33	13.55	12.59	10.55	11.37	11.84	14.48	12.95	13.00
2.5~3.4	15.38	14.17	15.71	15.64	14.63	12.67	12.65	12.63	15.66	14.26	13.93
3.5~4.4	14.95	13.48	14.47	15.44	13.23	12.68	12.67	12.63	15.66	14.32	14.74
4.5~5.4	12.94	10.43	11.08	12.18	11.57	11.55	11.87	11.37	11.68	10.53	11.32
5.5~6.4	9.25	8.83	8.49	9.44	8.96	9.56	9.12	9.19	8.19	7.42	8.93
6.5~7.4	7.13	6.53	6.42	6.68	6.31	8.06	7.36	7.38	5.65	5.87	6.74
7.5~8.4	4.98	5.16	5.16	4.79	4.79	5.45	5.42	5.10	4.96	5.26	4.78
8.5~9.4	3.69	4.57	3.98	3.82	4.77	4.14	4.51	3.80	4.25	4.16	4.18
9.5~	11.98	15.13	11.78	10.27	14.06	16.70	18.65	16.03	8.73	8.76	13.21
(注) 測定器大、2010年1月以前の風速階級別出現頻度表、2010年12月以降はドップラーレーダーである。											

第4表 妨却検定表(風向別出現頻度) (標高 84m)

表4：要却検定表(風向別出現頻度) (標高 84m)(検定年: 2010年)											
泊発電所3号炉											
統計年											
■	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
N	1.22	1.28	1.39	1.57	1.24	1.43	1.45	1.69	1.68	1.49	1.44
NNE	1.06	1.04	1.13	1.09	1.56	1.13	1.29	1.18	0.87	1.17	1.23
NE	3.08	2.94	3.30	3.22	4.36	3.94	3.30	2.89	2.94	3.17	3.31
ENE	9.29	10.16	9.54	9.75	12.54	13.76	11.13	10.66	9.93	11.60	10.84
E	22.98	20.98	21.55	21.00	17.76	20.98	21.08	23.79	18.84	20.26	25.39
ESE	6.58	6.09	6.27	4.89	4.29	5.42	5.92	6.17	6.36	5.81	5.78
SE	2.77	2.75	2.58	2.26	2.49	2.31	2.96	2.51	2.72	2.42	2.64
SSE	1.05	0.97	0.95	0.71	0.89	0.87	1.10	0.88	0.52	0.88	1.03
S	0.62	0.66	0.77	0.85	1.03	0.65	0.79	0.87	0.88	0.82	0.79
SSW	0.45	0.42	0.66	0.67	0.92	0.66	0.57	0.62	0.51	0.65	0.61
SW	0.64	0.62	0.87	0.97	1.66	1.04	0.86	0.88	0.81	0.92	0.61
WSW	3.08	3.35	3.41	3.24	4.36	3.49	3.56	3.73	3.06	4.63	3.60
W	12.50	14.44	11.97	14.18	18.92	12.26	13.30	12.54	13.32	16.26	13.97
WNW	21.36	23.41	23.15	22.67	18.69	19.70	22.22	18.94	19.22	20.38	22.17
NNW	10.41	8.48	8.63	9.07	7.53	8.91	9.33	11.62	9.16	8.50	9.16
NNW	2.32	2.27	2.29	2.23	1.54	2.14	1.93	2.63	2.60	1.72	2.17
(注) 測定器大、2010年1月以前の風速階級別出現頻度表、2010年12月以降はドップラーレーダーである。											

第5表 妨却検定表(風速階級別出現頻度) (標高 84m)

表5：要却検定表(風速階級別出現頻度) (標高 84m)(検定年: 2010年)											
泊発電所3号炉											
統計年											
■	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
0.0~0.4	0.58	0.42	0.54	0.51	0.47	0.87	0.94	0.97	0.91	1.51	0.77
0.5~1.4	6.04	5.42	5.99	6.62	5.20	9.15	7.98	9.08	8.32	7.89	6.97
1.5~2.4	14.95	13.42	14.78	12.82	13.79	16.59	14.51	16.73	14.60	16.07	14.83
2.5~3.4	16.35	14.37	14.67	14.50	14.91	15.47	14.78	15.18	13.88	15.54	14.97
3.5~4.4	11.54	11.75	10.86	11.32	11.28	11.46	11.52	11.28	11.28	11.45	11.97
4.5~5.4	8.89	10.00	9.55	9.62	9.86	9.47	9.19	9.68	9.28	9.52	9.91
5.5~6.4	7.38	8.03	7.98	8.25	7.93	6.97	7.69	7.60	7.85	7.87	8.23
6.5~7.4	5.70	6.71	6.37	6.43	6.61	6.12	6.34	6.26	6.75	6.69	8.12
7.5~8.4	5.79	6.02	5.44	6.13	6.20	4.88	5.68	5.30	6.02	5.28	5.45
8.5~9.4	4.81	5.00	4.40	4.86	5.42	4.72	5.25	3.98	4.66	4.63	4.74
9.5~	17.97	18.87	19.42	19.52	17.90	13.87	15.63	14.13	14.89	13.90	16.61

【大飯】個別解析
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）

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

第6表 薬却検定表(風向)(小樽特別地域気象観測所) (標高12.3m) ※

風向	統計年												観測場所:小樽(%)			
	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1998	平均値	1997	上限	下限		
N	2.80	3.34	2.63	2.88	3.20	2.69	2.05	3.05	2.02	2.82	2.75	2.48	3.78	1.72	O	O
NNE	2.32	2.39	2.46	2.39	2.45	2.31	2.25	3.15	1.72	2.59	2.40	2.58	3.23	1.57	O	O
NE	4.30	4.11	3.59	4.13	3.34	2.90	4.36	3.60	6.22	4.05	4.50	4.50	6.16	1.94	O	O
ENE	8.88	7.58	7.91	8.44	7.15	5.56	6.44	8.31	7.52	6.91	7.47	8.90	9.84	5.10	O	O
E	6.42	6.57	5.98	6.16	6.09	7.43	5.34	5.72	5.97	5.98	6.17	6.11	7.50	4.84	O	O
ESE	2.53	2.70	2.79	2.63	2.66	4.44	2.94	2.47	2.35	2.71	2.80	2.53	4.06	1.54	O	O
SE	1.64	1.82	1.51	1.38	1.20	1.67	1.36	1.13	1.22	1.20	1.41	1.35	1.97	0.85	O	O
SSE	1.23	1.35	1.19	0.98	0.76	0.81	0.88	1.07	0.87	1.19	1.03	0.87	1.51	0.55	O	O
S	1.30	1.28	1.45	1.43	1.07	0.78	0.98	1.48	1.24	1.15	1.22	1.45	1.75	0.69	O	O
SSW	3.89	4.18	4.17	3.36	4.35	2.20	2.83	4.98	4.21	4.35	3.85	4.82	5.81	1.89	O	O
SW	19.36	19.81	23.69	21.40	21.43	14.35	15.27	23.15	22.02	21.83	20.23	21.57	27.70	12.76	O	O
WSW	19.33	16.95	17.43	19.27	17.02	20.54	21.23	16.74	19.59	18.68	18.68	17.57	22.44	14.92	O	O
W	11.24	9.33	8.63	9.14	8.61	12.80	13.30	6.27	9.84	8.59	9.76	8.73	14.83	4.73	O	O
WNW	4.88	5.63	5.09	5.15	5.26	6.44	5.14	5.90	5.34	5.53	5.88	6.86	4.20	O	O	
NW	3.11	4.21	4.11	3.79	4.17	4.58	4.78	4.69	4.86	3.78	4.21	4.21	5.51	2.91	O	O
NNW	2.77	3.54	2.84	3.23	3.21	3.34	2.77	3.57	3.33	2.51	3.11	3.03	3.97	2.25	O	O

第7表 薬却検定表(風速)(小樽特別地域気象観測所) (標高12.3m) ※

風速 階級 (m/s)	統計年												観測場所:小樽(%)			
	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1998	平均値	1997	上限	下限		
0.0~0.4	4.00	5.22	4.53	4.25	8.05	7.37	6.78	5.14	3.74	4.13	5.32	3.43	8.97	1.67	O	O
0.5~1.4	21.48	22.81	21.08	18.88	20.83	17.71	18.08	21.92	21.27	25.21	20.93	22.51	26.29	15.57	O	O
1.5~2.4	28.55	27.86	29.72	27.05	25.80	24.86	24.20	27.33	26.25	27.90	26.95	28.94	30.97	22.93	O	O
2.5~3.4	22.44	21.19	20.48	20.01	19.32	18.84	20.67	19.80	19.96	18.26	20.10	19.71	22.93	17.27	O	O
3.5~4.4	12.30	11.56	12.59	13.52	12.27	14.17	13.94	11.99	13.66	11.89	12.79	12.58	15.03	10.55	O	O
4.5~5.4	6.66	5.96	6.21	8.50	7.57	8.25	8.06	7.16	8.01	6.92	7.33	7.08	9.43	5.23	O	O
5.5~6.4	2.70	3.00	2.81	4.20	3.93	4.95	4.32	4.30	3.75	4.30	3.54	3.75	3.25	2.00	O	O
6.5~7.4	0.96	1.62	1.48	1.96	1.40	2.35	2.16	1.40	1.74	1.31	1.64	1.50	2.64	0.64	O	O
7.5~8.4	0.31	0.64	0.70	0.79	0.52	0.87	1.09	1.00	0.60	0.55	0.71	0.64	1.27	0.15	O	O
8.5~9.4	0.34	0.13	0.24	0.42	0.18	0.37	0.33	0.34	0.19	0.29	0.29	0.52	0.06	O	O	O
9.5~	0.27	0.00	0.16	0.41	0.13	0.26	0.31	0.18	0.13	0.09	0.19	0.08	0.47	-0.09	O	O

※1988~1989年については風向風速の観測は3時間ごとに行われている。

【大飯】個別解析による相違
 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。

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）

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

風向	統計年												観測場所:新都 検定年				判定 ○採択 ×棄却
	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	平均値	1997	上限	下限			
N	7.44	6.71	6.79	6.60	6.46	7.62	6.89	7.41	6.86	7.71	7.05	7.00	8.12	5.98	O		
NNE	1.80	1.64	2.40	1.79	1.63	2.15	2.08	2.16	2.29	1.62	1.93	2.66	1.26	0.58	O		
NE	0.85	0.84	0.96	0.81	0.64	0.73	0.76	1.14	1.14	1.19	0.91	1.13	1.37	0.45	O		
ENE	0.67	0.56	0.67	0.57	0.59	0.63	0.61	0.49	0.59	0.61	0.60	0.73	0.73	0.47	X		
E	0.57	0.59	0.63	0.45	0.55	0.40	0.90	0.57	0.57	0.73	0.60	0.62	0.93	0.27	O		
ESE	0.90	0.82	0.69	0.65	0.72	0.88	0.91	0.70	0.66	1.06	0.80	0.86	1.12	0.48	O		
SE	5.49	4.35	4.22	5.51	5.33	5.93	5.31	4.65	3.52	4.47	4.88	5.08	6.66	3.10	O		
SSE	19.58	15.73	17.38	18.32	16.79	22.90	19.26	19.72	22.10	18.06	18.98	18.13	24.30	13.66	O		
S	12.47	14.92	14.42	13.90	13.34	11.84	12.66	12.59	12.72	11.68	13.05	11.86	15.59	10.51	O		
SSW	3.43	5.11	4.13	3.96	4.52	3.47	3.49	4.03	3.47	3.76	3.94	4.21	5.24	2.64	O		
SW	4.85	5.86	4.61	3.95	5.32	4.99	4.51	4.98	4.68	5.61	4.94	5.48	6.26	3.62	O		
WSW	5.28	5.38	4.06	3.85	5.16	4.29	5.61	5.08	4.57	5.18	4.85	4.74	6.29	3.41	O		
W	4.31	3.96	3.51	2.92	5.01	3.39	4.61	3.90	3.80	3.60	3.90	3.66	5.35	2.45	O		
WNW	11.36	13.32	11.12	11.19	11.93	8.77	10.77	10.90	11.11	9.53	10.94	12.59	13.93	7.95	O		
NW	14.73	14.78	17.36	18.20	14.55	14.43	15.33	14.37	15.20	17.50	15.65	15.10	19.11	12.19	O		
NNW	5.39	4.78	5.92	6.66	6.51	7.03	6.38	6.75	6.02	6.82	6.23	5.48	7.91	4.55	O		

風速 (m/s)	統計年												観測場所:新都 検定年				判定 ○採択 ×棄却
	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	平均値	1997	上限	下限			
0.0～0.4	0.87	0.62	1.12	0.67	0.94	0.55	0.52	0.56	0.70	0.89	0.74	1.61	1.22	0.26	X		
0.5～1.4	15.80	16.53	16.42	12.67	15.47	12.50	13.34	12.79	12.67	16.10	14.43	17.21	18.61	10.25	O		
1.5～2.4	20.19	24.64	22.60	21.26	23.92	22.07	22.94	22.50	21.16	25.21	22.77	24.78	26.18	19.36	O		
2.5～3.4	19.34	21.53	20.43	20.25	20.72	17.57	18.74	18.76	17.42	20.13	19.51	19.98	22.73	16.29	O		
3.5～4.4	18.31	16.06	16.96	19.54	19.11	17.76	16.85	16.37	16.78	16.39	17.41	15.35	20.29	14.53	O		
4.5～5.4	12.30	10.32	10.86	13.77	10.89	13.66	12.61	13.16	14.38	10.72	12.33	10.65	16.00	8.66	O		
5.5～6.4	6.73	5.72	6.43	7.17	5.43	7.94	7.59	8.16	9.03	5.95	7.02	5.92	9.80	4.24	O		
6.5～7.4	3.34	2.73	3.28	2.82	2.08	4.73	3.72	4.40	3.82	2.53	3.35	2.08	5.34	3.36	O		
7.5～8.4	1.38	1.06	1.06	1.26	0.83	2.02	2.19	1.96	1.83	0.95	1.45	1.29	2.64	0.26	O		
8.5～9.4	0.45	0.54	0.50	0.43	0.47	0.73	0.90	0.71	0.58	0.61	0.59	0.65	0.94	0.24	O		
9.5～	0.31	0.25	0.34	0.16	0.15	0.47	0.59	0.63	0.62	0.54	0.41	0.47	0.85	-0.03	O		

※ 新都特別地域気象観測所の風向風速計は1997年12月に高さが標高13.5mから標高13.4mに変更となっているが、変更に伴う影響は軽微であると考えられるため変更後の高さのみを記載している。

【大飯】個別解析による相違
 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>泊発電所から各観測所までの距離</p> <ul style="list-style-type: none"> ・小樽特別地域気象観測所までの距離：約43km ・寿都特別地域気象観測所までの距離：約36km 	<p>【大飯】個別解析による相違 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。</p>

第1図 気象官署の所在地

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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	相違理由
	<p style="text-align: right;">(参考) 至近のデータを用いた検定について</p> <p>泊発電所敷地内において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象データについて至近の気象データを用いた検定についても参考として行った。 統計年は前述の評価における統計年1998年1月～2007年12月との連続性を考慮し、2008年1月～2017年12月と設定した。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 検定に用いた観測データ 気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用していることから、排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測データに加え、標高20mの観測データを用いて検定を行った。</p> <p>b. データ統計期間 統計年：2008年1月～2017年12月 検定年：1997年1月～1997年12月</p> <p>c. 検定方法 不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果 検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測データについては、有意水準5%で棄却された項目が2項目であり、標高20mの観測データについては0項目であった。 検定結果を第10表から第13表に示す。</p>	<p>【大飯】個別解析による相違 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、至近のデータを用いた確認結果を参考として掲載した。</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）

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

第10表 葉却検定表(風向)(標高84m)

風向	統計年	観測場所:敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)										判定 ○採択 ×棄却			
		2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	1997	上限	下限
N	1.51	1.64	1.68	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.49	1.23	1.86	1.12	O
NNE	0.88	1.12	1.09	0.87	1.10	0.86	1.02	1.38	1.24	1.50	1.11	1.23	1.62	0.60	O
NE	2.99	3.43	3.66	3.18	3.47	3.26	4.11	3.19	3.04	3.73	3.41	4.24	2.58	O	
ENE	12.06	12.02	11.42	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.00	14.83	12.44	10.87	16.19	8.69	O
E	21.01	22.30	18.44	19.47	23.30	22.05	18.29	19.84	18.19	16.62	19.96	20.26	25.08	14.84	O
ESE	5.43	4.98	4.54	2.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	4.90	5.21	6.47	3.23	O
SE	2.89	2.75	2.65	2.40	2.57	2.16	1.78	1.59	2.45	1.97	2.32	2.77	3.34	1.30	O
SSE	0.74	0.78	0.67	0.49	0.62	0.56	0.76	0.72	0.88	0.62	0.69	1.03	0.96	0.42	X
S	0.66	0.79	0.85	0.85	0.69	0.81	0.71	0.66	0.53	0.62	0.74	0.70	1.03	0.45	O
SSW	0.52	0.65	0.78	0.54	0.63	0.66	0.73	0.77	0.70	0.82	0.68	0.67	0.92	0.44	O
SW	0.95	1.03	1.50	1.10	1.16	1.16	0.87	0.88	0.63	0.81	1.01	0.61	1.57	0.45	O
WSW	4.29	4.82	5.12	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	3.20	3.91	6.49	0.00	O
W	14.53	16.05	19.21	19.82	16.69	19.41	19.92	18.61	15.95	17.15	17.73	14.10	22.25	13.21	O
WNW	18.46	15.14	16.42	16.42	17.00	17.15	16.01	18.13	24.52	21.02	18.23	22.17	24.67	11.79	O
NW	9.21	9.47	9.23	11.59	8.77	8.76	8.40	9.26	8.13	10.31	9.31	9.30	11.69	6.93	O
NNW	2.43	2.24	1.91	1.88	1.70	1.54	1.92	2.13	1.79	1.72	1.93	2.01	2.60	1.26	O

第11表 葉却検定表(風速)(標高84m)

風速 (m/s)	統計年	観測場所:敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)										判定 ○採択 ×棄却			
		2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	1997	上限	下限
0.0～0.4	1.39	0.88	0.84	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.86	0.42	1.47	0.25	O
0.5～1.4	8.79	8.74	9.88	8.87	8.82	7.79	8.62	9.20	7.07	9.55	8.73	6.11	10.65	6.81	X
1.5～2.4	16.94	15.81	16.14	14.79	15.76	13.79	16.75	16.16	14.31	15.37	15.39	15.25	18.90	13.18	O
2.5～3.4	15.24	14.30	14.39	15.33	14.30	13.71	14.48	13.98	13.46	13.80	14.30	15.10	15.16	12.84	O
3.5～4.4	11.54	11.19	10.55	11.64	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	11.26	12.20	10.32	O	
4.5～5.4	8.96	9.40	8.27	9.17	9.02	9.41	9.06	9.62	8.11	9.47	9.05	9.91	10.24	7.86	O
5.5～6.4	7.97	7.57	7.02	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.63	8.23	8.54	6.72	O
6.5～7.4	6.64	6.88	6.31	6.47	6.23	6.99	5.93	6.39	6.76	7.25	6.59	6.49	7.53	5.65	O
7.5～8.4	5.59	5.53	5.16	5.27	5.50	5.75	5.61	5.50	6.16	5.53	5.45	6.20	4.92	O	
8.5～9.4	4.01	4.85	3.95	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	5.93	4.41	4.54	4.91	6.07	3.01	O
9.5～	12.93	14.85	17.49	15.72	15.39	17.22	15.86	15.16	19.21	15.03	15.89	16.14	19.98	11.80	O

【大飯】個別解析による相違
 • 泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、至近のデータを用いた確認結果を参考として掲載した。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第12表 薄却検定表(風向)（標高20m）

風向	測定場所：敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)										判定 ○採択 ×棄却				
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	1997	上限	下限	
N	3.96	3.59	3.18	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.50	2.81	4.34	2.66	○
NNE	2.38	2.68	2.23	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.15	2.19	2.81	1.49	○
NE	2.75	3.90	4.79	3.50	3.91	3.69	4.52	4.48	3.36	4.86	3.98	4.71	5.60	2.36	○
ENE	6.84	6.04	6.78	6.77	6.66	5.66	6.14	6.68	6.63	8.21	6.84	5.95	8.73	4.95	○
E	7.84	9.57	9.27	9.65	15.28	15.71	5.19	15.02	14.92	14.34	12.88	11.46	20.16	5.20	○
ESE	16.40	16.08	10.18	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	9.82	11.04	18.83	0.81	○
SE	5.80	5.59	5.78	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	6.20	6.42	8.60	3.98	○
SSE	3.18	3.34	2.86	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.69	2.76	3.51	1.87	○
S	1.99	1.40	1.16	1.09	1.41	1.46	1.30	1.50	1.37	0.89	1.36	1.06	2.05	0.67	○
SSW	0.80	0.88	0.92	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.75	0.81	1.04	0.46	○
SW	1.26	1.54	2.42	1.60	1.75	2.52	1.95	1.61	1.82	1.69	1.82	1.84	2.75	0.89	○
WSW	2.80	3.49	4.69	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	3.30	4.00	4.69	1.91	○
W	5.94	7.63	11.30	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.46	8.79	9.92	12.79	4.79	○
WNW	11.56	13.05	16.42	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.92	16.30	14.56	15.49	18.62	10.50	○
NNW	16.13	12.21	12.59	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	14.00	13.20	17.82	10.18	○
NNW	9.41	7.38	4.59	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	6.85	5.38	10.03	3.27	○

第13表 薄却検定表(風速)（標高20m）

風速 階級 (m/s)	測定場所：敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)										判定 ○採択 ×棄却				
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	1997	上限	下限	
0.0~0.4	0.86	1.64	0.85	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.84	0.95	1.72	0.00	○
0.5~1.4	12.02	11.02	10.36	7.99	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	9.13	11.76	13.45	4.81	○
1.5~2.4	17.02	14.65	16.55	16.38	13.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.03	15.14	19.22	12.84	○
2.5~3.4	1.32	1.345	1.345	1.34	1.34	1.34	1.34	1.34	1.34	1.34	1.33	1.33	1.44	1.44	○
3.5~4.4	11.65	11.41	9.88	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.62	11.92	13.68	9.56	○
4.5~5.4	9.79	9.87	8.27	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	11.29	9.68	15.43	7.15	○
5.5~6.4	7.72	8.12	7.32	8.05	7.94	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.91	7.13	9.47	6.35	○
6.5~7.4	5.91	6.45	5.93	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.53	5.75	6.97	4.09	○
7.5~8.4	4.26	5.03	5.01	4.26	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	4.31	4.40	4.55	5.30	3.50	○
8.5~9.4	4.10	4.29	4.26	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.94	4.26	4.88	2.99	○
9.5~	13.33	14.07	17.63	17.95	17.36	17.43	15.27	13.29	16.96	14.54	15.99	14.43	21.00	10.98	○

【大飯】個別解析による相違
 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、至近のデータを用いた確認結果を参考として掲載した。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																			
<p style="text-align: center;">(参考) 2009年気象データの代表性について</p> <p>従来の評価において使用していた2009年の気象データについては、申請時点での至近10年の気象データ（2001年2011年/2009年を除く）に対しては代表性を有していたが、最新の気象データである2012年の気象データも考慮した異常年検定を実施した結果、代表性を有しておらず、また、2011年、2012年についても同様に代表性を有していなかったため、本評価においては、2010年の気象データを使用する。以下に2009年の気象データの異常年検定結果を示す。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 検定に用いた観測記録</p> <p>標高30mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高80mの観測記録を用いて検定を行った。</p> <p>b. データ統計期間</p> <p>統計年：①2002年1月～2012年12月(10年間)及び ②2001年1月～2011年12月(10年間)の2つの統計年</p> <p>検定年：2009年1月～2009年12月(1年間)</p> <p>c. 検定方法</p> <p>異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果</p> <p>表6、表7にそれぞれの統計年での検定結果を示す。また、①2002年1月～2012年12月の統計年に対する棄却検定表を表8～表11に、②2001年1月～2011年12月の統計年に対する棄却検定表を表12～表15に示す。</p> <p>②2001年1月～2011年12月の統計年に対する検定結果は、標高30mでの観測点では28項目のうち、有意水準(危険率)5%で棄却された項目が0個であり、標高80mでの観測点では28項目のうち1個であることから、代表性を有していると判断していたものの、①2002年1月～2012年12月の統計年に対しては、標高30mでの観測点では28項目のうち、有意水準(危険率)5%で棄却された項目が4個であり、標高80mでの観測点では28項目のうち1個であることから、代表性を有していないと判断した。</p> <p>表6：異常年検定結果(検定年：2009年、統計年：①2002年1月～2012年12月)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>観測項目</th> <th>検定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>標高30m 風向別出現頻度</td> <td>棄却項目3項目</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目1項目</td> </tr> <tr> <td>標高80m 風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目1項目</td> </tr> </tbody> </table> <p>表7：異常年検定結果(検定年：2009年、統計年：②2001年1月～2011年12月)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>観測項目</th> <th>検定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>標高30m 風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>標高80m 風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目1項目</td> </tr> </tbody> </table>	観測項目	検定結果	標高30m 風向別出現頻度	棄却項目3項目	風速階級別出現頻度	棄却項目1項目	標高80m 風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目1項目	観測項目	検定結果	標高30m 風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	標高80m 風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目1項目	<p>【大飯】個別解析による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかつた旨を記載している。 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかつたことを確認している。
観測項目	検定結果																				
標高30m 風向別出現頻度	棄却項目3項目																				
風速階級別出現頻度	棄却項目1項目																				
標高80m 風向別出現頻度	棄却項目なし																				
風速階級別出現頻度	棄却項目1項目																				
観測項目	検定結果																				
標高30m 風向別出現頻度	棄却項目なし																				
風速階級別出現頻度	棄却項目なし																				
標高80m 風向別出現頻度	棄却項目なし																				
風速階級別出現頻度	棄却項目1項目																				

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

表8：兼用検定表（風向別出現頻度）（標高30m）（検定年：2009年、統計年：①2002年1月～2012年12月）

観測場所： 大飯発電所（標高30m）
 計定器： 風向型風向風速計
 検定期間： 2002年1月～2012年12月
 検定年： 2009年1月～2009年12月
 単位： %

風向	統計年										検定年										判定		
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	上限	下限		
N	12.37	18.28	15.49	17.54	19.43	17.58	18.48	16.90	15.51	15.42	16.61	19.60	21.50	11.72	○	X	要算						
SNE	8.21	7.06	7.89	7.67	8.28	9.54	7.25	6.79	6.19	7.27	7.87	7.67	9.72	6.03	○								
SW	2.28	2.35	2.62	2.11	2.47	3.23	3.40	2.78	3.06	2.56	2.69	2.94	3.73	1.66	○								
ESE	0.69	0.56	0.57	0.52	0.55	0.73	0.70	0.57	0.61	0.73	0.62	0.62	0.82	0.45	○								
SE	0.43	0.41	0.39	0.49	0.33	0.37	0.46	0.49	0.46	0.46	0.41	0.42	0.38	0.35	0.30	○							
SEE	1.21	0.65	0.70	0.66	0.72	0.86	0.62	0.64	0.63	0.71	0.74	0.73	1.17	0.31	○								
SSE	8.73	8.39	8.81	7.39	8.76	6.97	8.37	6.97	6.97	7.82	8.18	8.18	9.92	6.44	X								
S	6.32	6.60	7.07	7.53	6.76	7.13	7.56	8.26	9.02	23.68	25.37	25.87	27.79	22.94	○								
SSW	3.35	2.06	2.05	3.51	2.38	2.89	2.70	3.86	2.14	3.62	3.04	3.04	4.40	1.88	○								
SSEW	4.92	3.96	3.49	5.00	2.60	3.46	2.74	3.46	2.33	2.33	2.72	2.36	2.44	1.40	○								
SWW	3.44	2.26	2.36	2.69	1.36	2.39	2.33	2.33	2.33	2.33	2.33	2.33	2.33	1.40	○								
W	1.39	0.87	1.15	1.15	1.14	0.97	1.07	1.13	1.11	1.13	1.11	1.13	1.11	0.76	1.43	0.80	X						
WNW	2.66	0.92	1.22	1.02	1.03	0.74	0.96	1.02	1.16	1.24	1.20	1.02	2.47	-0.08	○								
NNW	5.39	4.77	5.25	6.74	5.77	5.78	5.77	5.74	6.55	6.72	5.78	5.19	7.39	4.16	○								
NNW	12.04	14.33	10.74	10.19	9.78	8.86	9.72	9.04	8.01	9.22	10.28	9.92	14.38	6.19	○								
E	1.34	2.27	2.09	1.86	2.22	1.99	3.32	2.51	2.51	2.18	2.18	2.18	2.26	4.04	3.32	0.99	○						

表9：兼用検定表（風速階級別出現頻度）（標高30m）（検定年：①2002年1月～2012年12月）

観測場所： 大飯発電所（標高30m）
 計定器： 風速型風向風速計
 検定期間： 2002年1月～2012年12月
 検定年： 2009年1月～2009年12月
 単位： %

風速階級	統計年										検定年										判定	
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	上限	下限	
0.0~0.1	1.31	2.27	2.09	1.86	2.27	1.92	3.22	2.51	2.18	2.76	2.26	4.04	3.62	0.99	X							
0.5~1.4	0.01	15.84	15.61	14.51	13.59	13.38	16.13	16.88	17.32	15.37	17.67	19.42	11.32	○								
1.5~2.4	20.49	20.56	22.82	21.86	19.14	19.32	18.88	21.19	22.80	20.90	22.62	24.35	17.51	○								
2.5~3.4	19.83	17.89	18.72	19.46	17.20	17.82	16.26	18.96	18.24	17.12	18.15	17.12	20.79	17.51	○							
3.5~4.4	15.49	13.57	13.65	14.54	14.38	13.25	12.27	13.67	13.33	12.70	13.88	13.24	15.89	11.48	○							
4.5~5.4	10.35	8.93	9.15	9.50	10.49	11.50	11.44	8.66	8.69	8.71	9.98	12.45	6.96	○								
5.5~6.4	6.68	6.98	6.29	5.84	6.66	8.10	10.29	5.55	5.01	5.04	6.67	6.47	10.24	3.11	○							
6.5~7.4	4.29	4.52	3.93	4.27	4.65	5.49	5.35	4.15	3.96	4.15	4.35	3.80	6.14	2.95	○							
7.5~8.4	2.85	3.28	2.22	2.44	3.40	3.27	2.74	3.16	2.74	3.16	2.93	2.93	2.19	3.87	1.99	○						
8.5~9.4	1.79	2.46	1.62	2.14	2.41	2.18	1.96	2.22	1.98	2.47	2.03	1.37	3.08	0.99	○							
9.5~	4.90	4.61	2.97	3.54	5.38	3.19	1.19	2.99	4.01	4.43	3.72	2.08	6.61	0.83	○							

泊発電所3号炉

【大飯】個別解析による相違
 • 大飯は從来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。
 • 泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

表10：東芝炉定義（風向別出現頻度）(標高80m) (検定年：2009年、統計年：①2002年1月～2012年12月)

風向	風計年												測定期間											
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値	2009年	上	限	下	限	2009年	上	限	下	限	平均値	
N	8.69	8.44	8.58	9.37	9.47	9.36	9.47	7.57	7.74	5.92	5.54	9.34	9.79	11.42	11.62	6.36	○	大飯発電所 (標高80m) 測定期間 ：ドップラーノード ：2002年1月～2012年12月 検定年 ：% 単位 ：	○	○	○	○	X	○
NE	4.68	4.11	4.48	4.56	5.63	5.93	5.99	5.82	5.69	5.92	5.54	5.55	7.42	7.62	8.36	6.36	○	○	○	○	○	○	3.40	
E	1.83	2.08	2.39	1.91	2.40	2.48	2.80	3.09	3.20	2.50	2.62	3.60	1.39	1.50	1.44	1.44	○	○	○	○	○	○	1.39	
SE	0.50	1.13	0.54	0.54	0.57	0.55	1.03	0.64	1.44	1.25	1.02	1.44	1.50	1.55	1.55	1.55	○	○	○	○	○	○	1.55	
S	1.12	1.39	1.43	1.06	0.68	0.92	1.21	0.83	1.90	1.82	1.24	1.24	1.24	1.24	1.24	1.24	○	○	○	○	○	○	1.24	
SW	6.97	8.63	7.86	6.65	6.40	6.33	5.51	6.54	8.96	11.64	7.46	4.43	11.49	11.49	11.49	11.49	○	○	○	○	○	○	11.49	
W	20.45	20.57	22.27	20.96	17.30	19.19	17.97	19.57	21.36	19.56	19.89	17.50	23.17	16.60	16.60	16.60	○	○	○	○	○	○	16.60	
SW	6.93	8.69	9.11	8.65	12.30	12.67	12.70	12.89	9.41	7.64	10.25	12.98	15.34	5.16	5.16	5.16	○	○	○	○	○	○	5.16	
SWW	3.61	2.06	3.51	3.65	3.46	3.55	4.31	3.55	2.35	2.46	2.35	2.35	3.59	4.09	4.09	4.09	○	○	○	○	○	○	4.09	
SWW	4.37	5.41	3.65	3.96	3.14	3.61	3.83	4.05	2.51	2.19	2.17	2.17	3.91	3.91	3.91	3.91	○	○	○	○	○	○	3.91	
SWW	5.18	3.99	4.31	5.71	3.96	3.16	3.37	4.14	4.51	4.97	4.32	3.62	6.30	6.30	6.30	6.30	○	○	○	○	○	○	6.30	
SWW	4.07	3.96	3.27	3.46	3.55	3.60	4.60	4.15	3.19	4.89	3.25	3.15	3.98	3.98	3.98	3.98	○	○	○	○	○	○	3.98	
SWW	4.22	3.92	3.47	3.77	3.23	3.56	3.40	3.35	3.15	3.85	3.52	3.01	4.37	4.37	4.37	4.37	○	○	○	○	○	○	4.37	
SWW	4.41	4.23	4.37	4.84	4.67	4.49	3.95	3.98	6.15	6.15	4.67	4.53	6.36	6.36	6.36	6.36	○	○	○	○	○	○	6.36	
SWW	9.49	11.80	9.34	8.62	8.13	7.34	7.34	7.34	7.67	7.67	7.66	7.86	8.48	8.58	7.77	7.77	○	○	○	○	○	○	7.77	
SWW	10.18	13.60	9.60	12.05	11.21	10.89	11.96	9.98	7.92	6.83	6.83	6.83	11.96	11.96	11.96	11.96	○	○	○	○	○	○	11.96	
C	0.96	0.97	0.86	0.86	0.79	0.61	0.69	1.06	1.06	1.06	1.06	1.06	1.06	1.06	1.06	1.06	○	○	○	○	○	○	1.06	

(注) 測定期間は、2010年11月以前に風車並列風向選択、2010年12月以降はドップラーノードによる。

表11：東芝炉定義（風速階級別出現頻度）(標高80m) (検定年：①2002年1月～2012年12月)

風速階級 m/s	風計年												測定期間											
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値	2009年	上	限	下	限	2009年	上	限	下	限	平均値	
0.0~0.4	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.89	1.06	1.06	1.07	1.50	1.45	1.04	0.80	1.67	1.67	1.67	1.67	○	○	○	○	○	○	1.67
0.5~1.4	6.63	7.77	8.14	7.40	8.90	6.50	6.75	7.95	8.47	9.65	7.82	6.54	10.27	5.36	○	○	○	○	○	○	○	○	○	10.27
1.5~2.4	12.01	12.97	14.33	13.65	12.59	10.86	11.37	13.00	14.48	15.48	13.06	11.84	16.49	9.64	○	○	○	○	○	○	○	○	○	16.49
2.5~3.4	15.48	14.17	15.71	15.64	14.63	12.61	12.86	15.48	17.49	17.97	15.12	13.37	18.87	11.37	○	○	○	○	○	○	○	○	○	18.87
3.5~4.4	14.95	13.48	14.44	15.44	13.23	12.58	12.50	14.74	15.66	14.36	14.14	14.63	16.83	11.45	○	○	○	○	○	○	○	○	○	16.83
4.5~5.4	12.94	10.43	11.06	12.18	11.57	11.15	10.87	12.64	11.98	10.53	11.45	11.37	13.51	9.39	○	○	○	○	○	○	○	○	○	13.51
5.5~6.4	9.25	8.83	8.49	9.44	8.85	9.56	9.12	9.06	8.18	7.42	8.82	9.19	10.35	7.39	○	○	○	○	○	○	○	○	○	10.35
6.5~7.4	7.13	6.53	6.32	6.68	6.31	5.96	7.36	6.17	5.65	5.87	6.62	7.38	8.34	4.90	○	○	○	○	○	○	○	○	○	8.34
7.5~8.4	4.98	5.15	4.75	4.79	4.77	6.45	5.32	4.78	4.96	5.19	5.10	6.35	6.31	3.90	○	○	○	○	○	○	○	○	○	6.35
8.5~9.4	3.69	4.57	3.98	3.82	4.07	4.77	4.14	4.18	3.89	4.25	4.13	4.51	4.94	3.92	○	○	○	○	○	○	○	○	○	4.94
9.5~	11.98	15.13	11.78	10.27	14.06	16.70	18.65	10.93	8.73	8.73	8.76	12.70	16.03	20.64	4.75	○	○	○	○	○	○	○	○	20.64

(注) 測定期間は、2010年11月以前に風車並列風向選択、2010年12月以降はドップラーノードによる。

泊発電所3号炉

相違理由	測定期間												風速階級別出現頻度											
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値	2009年	上	限	下	限	2009年	上	限	下	限	平均値	
【大飯】個別解析による相違	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
・大飯は從來の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

表 12：葉却検定表（風向別出現頻度）(標高 30m)(検定年：2009 年、統計年：②2001 年 1 月～2011 年 12 月)

大飯発電所 3 / 4 号炉											
風向	統計年										
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年
N	16.78	12.37	18.26	15.49	17.54	19.43	17.58	18.48	16.09	15.51	16.74
NE	8.93	8.21	7.06	7.89	7.67	9.54	8.28	7.78	8.25	6.99	8.04
E	0.97	0.28	0.35	0.62	0.41	0.41	0.23	0.39	0.25	0.74	0.74
SE	0.27	0.69	0.56	0.51	0.52	0.55	0.73	0.70	0.51	0.62	0.58
S	0.30	0.43	0.41	0.39	0.49	0.46	0.37	0.47	0.34	0.46	0.41
SW	0.21	1.21	0.65	0.70	0.65	0.72	0.86	0.62	0.64	0.63	0.69
WSW	1.99	8.73	8.30	8.81	7.30	8.76	7.45	6.97	7.32	6.99	7.32
SSW	24.16	25.24	25.28	27.22	23.99	24.87	26.32	25.66	26.16	25.4	25.39
S	10.15	6.32	6.80	7.01	7.53	6.76	7.13	7.56	9.02	7.64	7.93
SWW	2.53	3.35	2.06	2.95	3.57	2.80	2.72	3.86	3.14	4.25	4.81
SW	2.82	4.92	3.06	3.49	5.00	2.60	3.46	4.19	5.00	2.91	6.04
WSW	3.02	3.44	2.26	2.36	2.69	1.83	2.03	2.33	2.39	2.51	3.63
W	1.75	1.39	0.57	1.15	1.15	0.97	1.15	1.11	1.11	1.10	1.75
WNW	0.49	2.66	0.92	1.22	1.00	1.00	0.93	0.74	0.96	1.02	0.60
NNW	4.65	5.39	4.77	5.25	6.74	6.25	6.78	5.78	5.27	6.35	5.57
C	6.74	1.34	2.27	2.09	1.88	2.22	1.99	3.32	2.51	2.18	2.63

表 13：葉却検定表（風速階級別出現頻度）(標高 30m)(検定年：②2001 年 1 月～2011 年 12 月)

泊発電所 3 号炉											
風速階級 m/s	統計年										
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年
0.0~0.4	6.74	1.34	2.27	2.09	1.85	2.22	1.99	3.32	2.51	2.18	4.04
0.5~1.4	16.76	12.01	15.84	16.64	14.54	13.84	13.89	16.48	16.43	16.68	15.31
1.5~2.4	22.68	20.49	20.66	22.82	21.86	19.14	19.32	21.49	22.89	21.03	17.67
2.5~3.4	17.59	19.33	17.89	18.72	19.46	17.23	17.82	16.26	18.96	13.24	17.12
3.5~4.4	12.92	15.49	13.67	13.65	14.54	14.38	13.25	12.27	13.67	13.32	13.70
4.5~5.4	8.36	10.33	8.93	9.15	9.50	10.49	11.50	11.44	8.66	8.69	9.70
5.5~6.4	5.04	6.68	5.98	6.20	5.84	6.96	8.10	10.20	5.55	5.51	6.61
6.5~7.4	3.50	4.29	4.52	3.93	4.27	4.65	5.49	5.05	4.35	3.86	4.18
7.5~8.4	2.18	2.35	3.28	2.22	2.44	3.30	3.27	2.74	3.16	2.74	2.82
8.5~9.4	1.90	1.79	2.46	1.62	2.14	2.41	2.18	1.06	2.22	1.98	1.37
9.5~	2.32	4.90	4.61	2.97	3.54	5.38	3.19	1.19	2.99	4.01	3.51

表 14：漏洩検定表（風向別出現頻度）(標高 80m) (検定年: 2009 年、統計年: ②2001 年 1 月～2011 年 12 月)

観測場所 : 大飯発電所 (標高 80m)
 漏洩器 : 風向別漏洩計
 ドップラーソーダ
 計測期間 : 2001年1月～2011年12月
 検定年 : 2009年1月～2009年12月
 単位 : %

風向	統計年												検定年	上限	下限	測定年		
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	平均値						
N	8.12	8.69	8.44	8.58	11.47	9.63	9.36	9.47	7.57	9.03	9.79	11.56	6.50	○	○			
NNE	4.95	4.68	4.11	4.48	4.56	6.58	5.69	5.82	5.24	5.55	7.13	3.35	○	○	X			
NE	2.13	1.82	2.08	2.36	1.91	2.40	2.45	2.80	2.85	3.00	2.39	2.62	3.35	1.43	○	○		
ENE	0.61	0.80	0.94	1.13	0.83	0.57	0.95	1.03	1.14	0.93	1.14	0.96	1.14	0.44	○	○	○	
E	0.91	1.12	1.39	1.43	1.06	0.68	0.92	1.21	0.93	1.04	1.15	1.15	1.15	0.44	○	○	○	
EE	5.77	6.97	8.63	7.86	6.62	6.33	6.34	6.34	6.30	6.33	6.45	6.68	4.18	○	○	○	○	
SE	21.05	20.48	20.57	22.27	22.06	17.83	19.19	17.97	19.57	21.36	20.03	17.50	23.42	16.65	○	○	○	○
SSE	7.54	8.93	8.69	9.16	8.65	12.30	12.67	12.70	12.98	9.41	10.24	12.96	5.12	○	○	○	○	○
SE	3.57	3.61	2.66	3.81	3.93	3.59	3.65	4.24	3.75	3.66	4.66	4.56	2.13	○	○	○	○	○
SW	2.97	4.37	3.41	3.63	3.96	3.14	3.63	3.53	3.03	3.51	3.42	3.94	4.87	○	○	○	○	○
SWW	4.60	5.18	3.99	4.31	5.71	2.96	4.16	4.74	4.81	4.38	3.62	5.32	2.44	○	○	○	○	○
SW	3.43	4.07	3.06	3.37	3.66	3.53	3.60	4.15	4.19	3.89	3.80	3.88	5.06	2.54	○	○	○	○
W	4.25	4.22	3.02	3.47	3.77	3.23	3.56	3.40	3.55	3.55	3.56	3.01	4.55	2.58	○	○	○	○
WNW	5.17	4.41	4.23	4.37	4.84	4.67	4.49	3.95	3.98	5.63	4.53	4.53	5.82	3.32	○	○	○	○
WW	9.70	9.49	11.89	9.34	6.62	8.13	7.34	7.67	7.06	7.86	7.70	7.77	12.08	5.32	○	○	○	○
NWW	12.18	10.18	13.60	9.60	12.05	11.31	10.89	11.96	9.08	7.92	10.87	13.08	14.90	6.85	○	○	○	○
C	3.05	0.98	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	1.06	1.07	1.50	1.20	0.80	2.82	-0.43	○	○	○	○

(注) 漏洩器は、2010年11月以前は風車型風向漏洩計、2010年12月以降はドップラーソーダである。

表 15：漏洩検定表（風速階級別出現頻度）(標高 80m) (検定年: 2009 年、統計年: ②2001 年 1 月～2011 年 12 月)

観測場所 : 大飯発電所 (標高 80m)
 測定器 : 風向別漏洩計
 ドップラーソーダ
 計測期間 : 2001年1月～2011年12月
 検定年 : 2009年1月～2009年12月
 単位 : %

風速階級 m/s	統計年												検定年	上限	下限	測定年		
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	平均値						
0.0~0.1	3.05	0.96	0.97	0.88	0.79	1.01	0.69	1.06	1.07	1.50	1.20	0.80	2.80	0.43	○	○	○	
0.5~1.4	7.13	6.63	7.77	8.14	4.27	9.40	8.90	6.50	6.75	7.95	8.47	6.54	9.50	5.63	○	○	○	
1.5~2.4	11.98	12.01	12.05	14.97	14.33	13.55	12.59	10.85	11.37	13.00	14.48	12.71	11.84	15.55	9.87	○	○	○
2.5~3.4	14.36	15.48	14.17	15.71	15.64	14.63	12.67	12.86	15.48	17.49	14.85	14.85	18.26	11.45	○	○	○	○
3.5~4.4	14.55	14.45	13.48	14.47	15.71	15.64	13.23	12.58	12.59	14.74	15.66	14.86	14.86	11.46	○	○	○	○
4.5~5.4	12.66	12.91	16.43	11.08	12.18	11.57	11.15	10.87	12.63	11.08	11.66	11.37	13.73	9.58	○	○	○	○
5.5~6.4	9.38	9.25	8.89	8.49	9.44	8.86	9.56	9.12	9.06	8.18	9.04	9.19	10.12	7.95	○	○	○	○
6.5~7.4	6.69	7.13	6.53	6.42	6.68	6.31	8.06	7.36	6.17	5.65	6.70	7.38	8.31	5.09	○	○	○	○
7.5~8.4	4.44	4.38	5.15	4.75	4.79	4.77	6.45	5.32	4.78	4.96	5.04	5.35	6.34	3.73	○	○	○	○
8.5~9.4	3.87	3.69	4.57	3.98	3.82	4.07	4.77	4.14	4.18	3.80	4.09	4.51	4.92	3.26	○	○	○	○
9.5~	11.67	11.38	15.13	11.78	10.27	14.06	16.70	18.65	10.93	8.73	12.99	16.03	20.31	5.67	○	○	○	○

(注) 漏洩器は、2010年4月以前は風車型風向漏洩計、2010年4月以降はドップラーソーダである。

泊発電所 3 号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別紙10 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p> <p>1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について 本評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。 以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。</p> <p>1. 1乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について 以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。</p> <p>(1) 乾性沈着率 単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。</p> $D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \quad \text{---(1)}$ <p>D_{di} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²] V_{gd} : 沈着速度 [m/s] χ/Q₀ : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)</p> <p>(2) 湿性沈着率 単位放出率当たりの湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告^{※1} より濃度を相対濃度 (χ/Q) で表現すると以下の式で表される。</p> $D_n = \Lambda \cdot \int_0^z \chi / Q(z) dz \quad \text{---(2)}$ <p>D_n : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²] Λ : 洗浄係数 [1/s] χ/Q(z) : 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]</p>	<p>別紙10 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p> <p>1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について 本評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。 以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。</p> <p>1. 1乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について 以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。</p> <p>(1) 乾性沈着率 単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。</p> $D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \quad \text{---(1)}$ <p>D_{di} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²] V_{gd} : 沈着速度 [m/s] χ/Q₀ : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)</p> <p>(2) 湿性沈着率 単位放出率当たりの湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告^{※1} より濃度を相対濃度 (χ/Q) で表現すると以下の式で表される。</p> $D_n = \Lambda \cdot \int_0^z \chi / Q(z) dz \quad \text{---(2)}$ <p>D_n : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²] Λ : 洗浄係数 [1/s] χ/Q(z) : 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]</p>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																													
<p>表1 大飯3、4号炉における湿性沈着量評価（評価点②）</p> <table border="1"> <tr> <td>累積出現頻度 97%値</td><td>$\chi/Q(\text{s}/\text{m}^2)$</td><td>約 4.8×10^{-4}</td></tr> <tr> <td>① 乾性沈着率($1/\text{m}^2$)</td><td></td><td>約 1.5×10^{-6}</td></tr> <tr> <td>② 地表面沈着率($1/\text{m}^2$) (乾性+湿性)</td><td></td><td>約 1.9×10^{-6}</td></tr> <tr> <td>降雨量(mm/h)</td><td></td><td>0</td></tr> <tr> <td>降雨時と非降雨時の比 (②/①)</td><td></td><td>約 1.3</td></tr> </table> <p>表2 大飯3、4号炉における湿性沈着量評価（評価点A）</p> <table border="1"> <tr> <td>累積出現頻度 97%値</td><td>$\chi/Q(\text{s}/\text{m}^2)$</td><td>約 5.7×10^{-4}</td></tr> <tr> <td>① 乾性沈着($1/\text{m}^2$)</td><td></td><td>約 1.7×10^{-7}</td></tr> <tr> <td>② 地表面沈着率($1/\text{m}^2$) (乾性+湿性)</td><td></td><td>約 2.5×10^{-6}</td></tr> <tr> <td>降雨量(mm/h)</td><td></td><td>0.5</td></tr> <tr> <td>降雨時と非降雨時の比 (②/①)</td><td></td><td>約 1.5</td></tr> </table>	累積出現頻度 97%値	$\chi/Q(\text{s}/\text{m}^2)$	約 4.8×10^{-4}	① 乾性沈着率($1/\text{m}^2$)		約 1.5×10^{-6}	② 地表面沈着率($1/\text{m}^2$) (乾性+湿性)		約 1.9×10^{-6}	降雨量(mm/h)		0	降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.3	累積出現頻度 97%値	$\chi/Q(\text{s}/\text{m}^2)$	約 5.7×10^{-4}	① 乾性沈着($1/\text{m}^2$)		約 1.7×10^{-7}	② 地表面沈着率($1/\text{m}^2$) (乾性+湿性)		約 2.5×10^{-6}	降雨量(mm/h)		0.5	降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.5	<p>第1表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価（評価点⑧）</p> <table border="1"> <tr> <td>累積出現頻度 97%値</td><td>$\chi/Q(\text{s}/\text{m}^2)$</td><td>約 4.4×10^{-4}</td></tr> <tr> <td>① 乾性沈着率($1/\text{m}^2$)</td><td></td><td>約 1.3×10^{-6}</td></tr> <tr> <td>② 地表面沈着率($1/\text{m}^2$) (乾性+湿性)</td><td></td><td>約 1.5×10^{-6}</td></tr> <tr> <td>降雨量(mm/h)</td><td></td><td>0</td></tr> <tr> <td>降雨時と非降雨時の比 (②/①)</td><td></td><td>約 1.1</td></tr> </table>	累積出現頻度 97%値	$\chi/Q(\text{s}/\text{m}^2)$	約 4.4×10^{-4}	① 乾性沈着率($1/\text{m}^2$)		約 1.3×10^{-6}	② 地表面沈着率($1/\text{m}^2$) (乾性+湿性)		約 1.5×10^{-6}	降雨量(mm/h)		0	降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.1	【大飯】個別解析による相違
累積出現頻度 97%値	$\chi/Q(\text{s}/\text{m}^2)$	約 4.8×10^{-4}																																													
① 乾性沈着率($1/\text{m}^2$)		約 1.5×10^{-6}																																													
② 地表面沈着率($1/\text{m}^2$) (乾性+湿性)		約 1.9×10^{-6}																																													
降雨量(mm/h)		0																																													
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.3																																													
累積出現頻度 97%値	$\chi/Q(\text{s}/\text{m}^2)$	約 5.7×10^{-4}																																													
① 乾性沈着($1/\text{m}^2$)		約 1.7×10^{-7}																																													
② 地表面沈着率($1/\text{m}^2$) (乾性+湿性)		約 2.5×10^{-6}																																													
降雨量(mm/h)		0.5																																													
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.5																																													
累積出現頻度 97%値	$\chi/Q(\text{s}/\text{m}^2)$	約 4.4×10^{-4}																																													
① 乾性沈着率($1/\text{m}^2$)		約 1.3×10^{-6}																																													
② 地表面沈着率($1/\text{m}^2$) (乾性+湿性)		約 1.5×10^{-6}																																													
降雨量(mm/h)		0																																													
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.1																																													
<p>以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、χ/Q97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。</p> <p>なお、評価に使用するパラメータを表3に示す。</p> <p>表3 地表沈着関連パラメータ</p> <table border="1"> <tr> <th>パラメータ</th><th>値</th><th>備考</th></tr> <tr> <td>乾性沈着速度</td><td>0.3 (cm/s)</td><td>NUREG/CR-4551 Vol.2</td></tr> <tr> <td>V_{ts}</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>鉛直拡散幅 Σ_z</td><td>気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$</td><td>1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2800 (m²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)</td></tr> <tr> <td>洗浄係数 Δ</td><td>$\Delta = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)</td><td>日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)</td></tr> <tr> <td>気象条件</td><td>2010年</td><td>2010年1月～2010年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用</td></tr> </table>	パラメータ	値	備考	乾性沈着速度	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2	V_{ts}			鉛直拡散幅 Σ_z	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2800 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)	洗浄係数 Δ	$\Delta = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)	気象条件	2010年	2010年1月～2010年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用	<p>以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、χ/Q97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。</p> <p>なお、評価に使用するパラメータを表2に示す。</p> <p>表2 地表沈着関連パラメータ</p> <table border="1"> <tr> <th>パラメータ</th><th>値</th><th>備考</th></tr> <tr> <td>乾性沈着速度 v_{ts}</td><td>0.3 (cm/s)</td><td>NUREG/CR-4551 Vol.2</td></tr> <tr> <td>鉛直拡散幅 Σ_z</td><td>気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$</td><td>1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2700 (m²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)</td></tr> <tr> <td>洗浄係数 Δ</td><td>$\Delta = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)</td><td>日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)</td></tr> <tr> <td>気象条件</td><td>1987年</td><td>1987年1月～1987年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用</td></tr> </table>	パラメータ	値	備考	乾性沈着速度 v_{ts}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2	鉛直拡散幅 Σ_z	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2700 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)	洗浄係数 Δ	$\Delta = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)	気象条件	1987年	1987年1月～1987年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用													
パラメータ	値	備考																																													
乾性沈着速度	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2																																													
V_{ts}																																															
鉛直拡散幅 Σ_z	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2800 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)																																													
洗浄係数 Δ	$\Delta = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)																																													
気象条件	2010年	2010年1月～2010年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用																																													
パラメータ	値	備考																																													
乾性沈着速度 v_{ts}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2																																													
鉛直拡散幅 Σ_z	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2700 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)																																													
洗浄係数 Δ	$\Delta = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)																																													
気象条件	1987年	1987年1月～1987年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用																																													

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

2. 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度0.3cm/sはNUREG/CR-4551（参考文献1）に基づいて設定している。NUREG/CR-455では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551では0.5μm～5μmの粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討（添付2参照）から、本評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slinnの検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1μm～5μmの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度である。

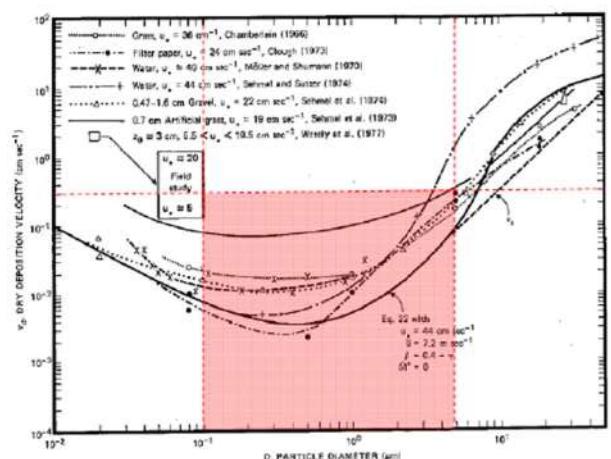


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹¹⁻¹³ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for α , and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 様々な粒径における地表面沈着速度（参考文献2）

泊発電所3号炉

2. 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度0.3cm/sはNUREG/CR-4551（参考文献1）に基づいて設定している。NUREG/CR-4551では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551では0.5μm～5μmの粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の椡討（添付2参照）から、本評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slinnの検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1μm～5μmの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度である。

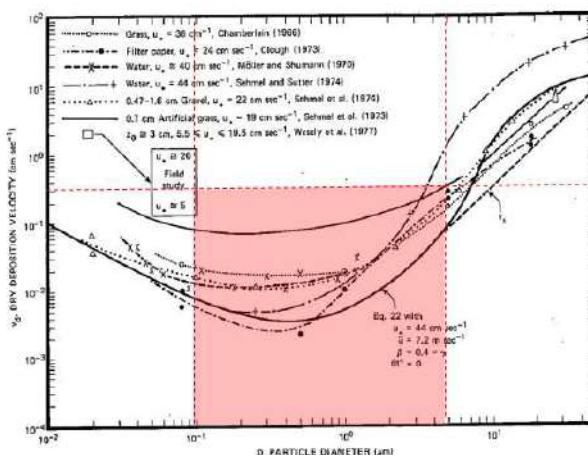


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹¹⁻¹³ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for α , and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 様々な粒径における地表面沈着速度（参考文献2）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、本評価における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。</p> <p>シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。</p> <p>①格納容器内の沈着による除去過程 格納容器内のエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が$5\mu\text{m}$の場合、その沈着率は、NUPEC報告書（参考文献3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径$1\mu\text{m}$の場合に比べ、25倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。</p> <p>②アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径$0.15\mu\text{m}$を考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97%以上）を確認している。 微粒子フィルタは、粒子径$0.15\mu\text{m}$が最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、$5\mu\text{m}$以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径$0.15\mu\text{m}$に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。</p> <p>以上より、本評価シナリオにおいては、アニュラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒子径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕集される。また、アニュラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、$5\mu\text{m}$以上の粒径のエアロゾルは十分捕集され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくくと考えられる。</p> <p>以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は$0.1\mu\text{m} \sim 5\mu\text{m}$の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、本評価における乾性沈着速度として0.3cm/sを適用できると考えている。</p>	<p>また、本評価における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。</p> <p>シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。</p> <p>①格納容器内の沈着による除去過程 格納容器内のエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が$5\mu\text{m}$の場合、その沈着率は、NUPEC報告書（参考文献3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径$1\mu\text{m}$の場合に比べ、25倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。</p> <p>②アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径$0.15\mu\text{m}$を考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97%以上）を確認している。 微粒子フィルタは、粒子径$0.15\mu\text{m}$が最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、$5\mu\text{m}$以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径$0.15\mu\text{m}$に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。</p> <p>このため、本評価シナリオにおいては、アニュラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒子径の大きいエアロゾルは多く原子炉格納容器内に捕集される。また、アニュラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、$5\mu\text{m}$以上の粒径のエアロゾルは十分捕集され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくくと考えられる。</p> <p>以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は$0.1\mu\text{m} \sim 5\mu\text{m}$の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、本評価における乾性沈着速度として0.3cm/sを適用できると考えている。</p>	【大飯】記載表現の相違

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
参考文献1 J. L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol. 2 Rev. 1 Part 7, 1990	参考文献1 J. L. Sprung等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol. 2 Rev. 1 Part 7, 1990	【大飯】記載表現の相違
参考文献2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspensionand for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in RadiationDose. Calculations, Nuclear Safety Vol. 19 No. 2, 1978	参考文献2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose Calculations, Nuclear Safety Vol. 19 No. 2, 1978	
参考文献3 NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」	参考文献3 NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

添付1

地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方について

1. 地表面沈着について

図1及び式(1)に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下、沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度、及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。

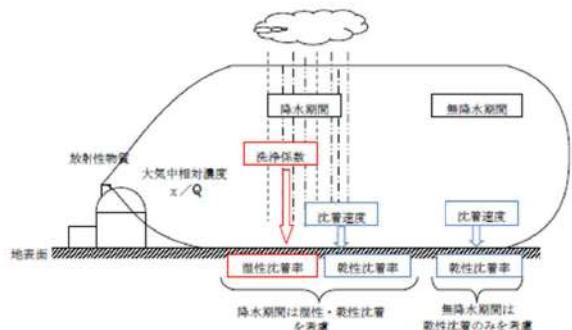


図1 地表面沈着のイメージ

<沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad \text{.....(1)}$$

 D : 合計沈着率 ($1/m^2$) D_d : 乾性沈着率 ($1/m^2$) D_w : 湿性沈着率 ($1/m^2$) χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m^3) (地上放出時の軸上濃度) $\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m^3) V_g : 沈着速度 (m/s) Λ : 洗浄係数 ($1/s$)ただし、 $\Lambda = aP^b$ a, b : 洗浄係数パラメータ (-) P : 降水強度 (mm/hr) z : 鉛直長さ (m)

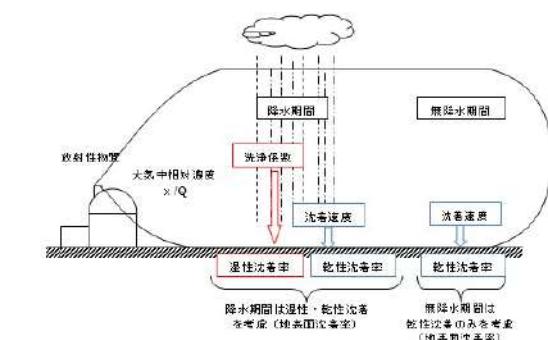
泊発電所3号炉

添付1

地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方について

1. 地表面沈着について

第1図及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下、沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。



第1図 地表面沈着のイメージ

<地表面沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad \text{.....①}$$

 D : 地表面沈着率 ($1/m^2$) (単位放出率当たり) D_d : 乾性沈着率 ($1/m^2$) D_w : 湿性沈着率 ($1/m^2$) χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m^3) (地上放出時の軸上濃度) $\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m^3) V_g : 沈着速度 (m/s) Λ : 洗浄係数 ($1/s$)ただし、 $\Lambda = aP^b$ a, b : 洗浄係数パラメータ (-) P : 降水強度 (mm/hr) z : 鉛直長さ (m)

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

2. 地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度97%の求め方に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（図2参照）。

① 各時刻における気象条件から、式(1)を用いて χ/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価方位における χ/Q がゼロとなるため、合計沈着率もゼロとなる。

図2の例は、評価対象方位をN、NNWとした場合であり、 χ/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から合計沈着率を算出する。評価対象方位（N、NNW方位）以外の方位に風が吹いた時刻については、合計沈着率はゼロとなる。

② 上記①で求めた1時間毎の合計沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さいほうから数えて累積出現頻度が97%を超えたところの沈着量を、地表面沈着率の累積出現頻度97%とする。（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 χ/Q の累積出現頻度と異なる）

NNWが評価対象方位の場合								
降水がない時刻は、湿性沈着率はゼロ								
日時	風向	風速 (m/s)	大気 安定度	χ/Q (mm ⁻¹)	乾性沈着率 (1mm ⁻¹) (1)	降水量 (mm/hr)	湿性沈着率 (1mm ⁻¹) (2)	合計沈着率 (1+2)
1/1 1:00	N	1.0	D	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴	0	0	○×10 ⁻⁴
1/1 2:00	NNW	2.3	E	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴	1.0	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴
1/1 3:00	E	3.1	D	—	—	1.5	—	0
...
12/21 23:00	NNW	2.5	D	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴	0	0	○×10 ⁻⁴

NN, NNEが評価対象方位の場合								
降水がない時刻は、湿性沈着率はゼロ								
日時	方位 (風向)	風速 (m/s)	大気 安定度	χ/Q (mm ⁻¹) (1)	乾性沈着率 (1mm ⁻¹) (1)	降水量 (mm/hr)	湿性沈着率 (1mm ⁻¹) (2)	合計沈着率 (1+2)
1/1 1:00	W (SE)	1.0	D	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴	0	0	○×10 ⁻⁴
1/1 2:00	SW (SSW)	2.3	E	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴	1.0	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴
1/1 3:00	E (W)	3.1	D	—	—	1.5	—	0
...
12/21 23:00	SW (SSW)	2.5	D	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴	0	0	○×10 ⁻⁴

評価対象方位の時刻のみ χ/Q 及び乾性沈着率が出現			
No	出現頻度 (%)	χ/Q (mm ⁻¹)	合計沈着率 (1+2)
1	0.000	—	0
2	0.003	—	0
...
○○	97.004	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴
○○	97.010	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴
...
××	100.000	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴

地表面沈着率の累積出現頻度 97% → ○○ 97.004 ○×10⁻⁴ ○×10⁻⁴

合計沈着率の並び替えであり、気象条件によって χ/Q は必ずしも並ぶとは限らない。
(本来の χ/Q 並びとは順番が異なる)

図2 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方
(評価対象方位がN、NNWの例)

2. 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度97%値の求め方に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第2図参照）。

① 各時刻における気象条件から、式①を用いて χ/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価方位における χ/Q がゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。

第2図の例は、評価対象方位をNW、NNWとした場合であり、 χ/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW、NNW方位）以外の方位に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

② 上記①で求めた1時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さいほうから数えて累積出現頻度が97%を超えたところの沈着量を、地表面沈着率の累積出現頻度97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 χ/Q の累積出現頻度と異なる）。

NW, NNEが評価対象方位の場合								
降水がない時刻は、湿性沈着率はゼロ								
日時	方位 (風向)	風速 (m/s)	大気 安定度	χ/Q (mm ⁻¹) (1)	乾性沈着率 (1mm ⁻¹) (1)	降水量 (mm/hr)	湿性沈着率 (1mm ⁻¹) (2)	地表面沈着率 (1+2)
1/1 1:00	W (SE)	1.0	D	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴	0	0	○×10 ⁻⁴
1/1 2:00	SW (SSW)	2.3	E	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴	1.0	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴
1/1 3:00	E (W)	3.1	D	—	—	1.5	—	0
...
12/21 23:00	SW (SSW)	2.5	D	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴	0	0	○×10 ⁻⁴

評価対象方位の時刻のみ χ/Q 及び乾性沈着率が出現			
No	出現頻度 (%)	χ/Q (mm ⁻¹)	合計沈着率 (1+2)
1	0.000	—	0
2	0.003	—	0
...
○○	97.004	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴
○○	97.010	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴
...
××	100.000	○×10 ⁻⁴	○×10 ⁻⁴

地表面沈着率の累積出現頻度 97% → ○○ 97.004 ○×10⁻⁴ ○×10⁻⁴

地表面沈着率の並び替えであり、気象条件によって χ/Q は必ずしも並ぶとは限らない。
(本来の χ/Q 並びとは順番が異なる)

第2図 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方
(評価対象方位がNW、NNWの例)

相違理由

【大飯】
記載方針の相違
・例示する包囲の相違

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

添付2

シビアアクシデント時にCV内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として $0.1\text{ }\mu\text{m}\sim 5\text{ }\mu\text{m}$ の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時にはCV内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「CV内でのエアロゾルの挙動」及び「CV内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関(NRCなど)や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等(表1の①、③、④)を調査した。以上の調査結果を表1に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲(CV、RCS配管等)及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いではなく、CV内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、 $0.1\text{ }\mu\text{m}\sim 5\text{ }\mu\text{m}$ の範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。

表1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径(μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約 $0.5\sim 5$ (図1参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (添付-1)	CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラービング効果のモデル化を紹介したレポート。
③	AECLが実施した実験 ^{※3}	0.1~3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
④	PBF-SFD ^{※4}	0.29~0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
⑤	PHÉBUS FP ^{※5}	0.5~0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP 実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)

泊発電所3号炉

添付2

シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として $0.1\text{ }\mu\text{m}\sim 5\text{ }\mu\text{m}$ の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には原子炉格納容器内にスプレー等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関(NRCなど)や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等(表1の①、③、④)を調査した。以上の調査結果を表1に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲(原子炉格納容器、一次冷却材配管等)及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いではなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、 $0.1\text{ }\mu\text{m}\sim 5\text{ }\mu\text{m}$ の範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。

表1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径(μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約 $0.5\sim 5$ (図1参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (添付-1)	CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラービング効果のモデル化を紹介したレポート。
③	AECLが実施した実験 ^{※3}	0.1~3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
④	PBF-SFD ^{※4}	0.29~0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
⑤	PHÉBUS FP ^{※5}	0.5~0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP 実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

参考文献

※1 : J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

※2 : D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3 : STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

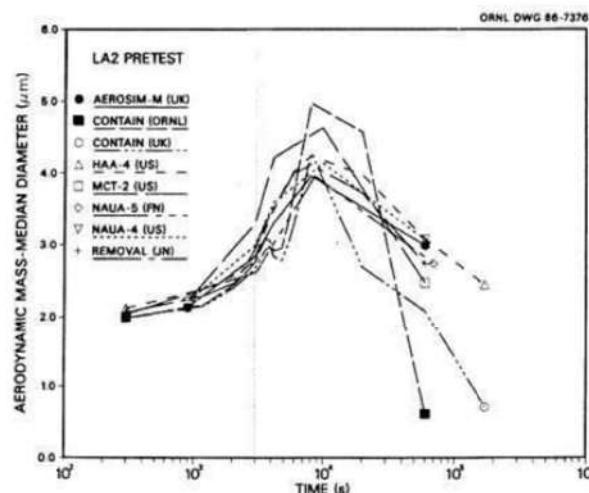


Fig. 11. LA2 pretest calculations – aerodynamic mass median diameter vs time.

図1 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

泊発電所3号炉

参考文献

※1 : J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

※2 : D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3 : STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

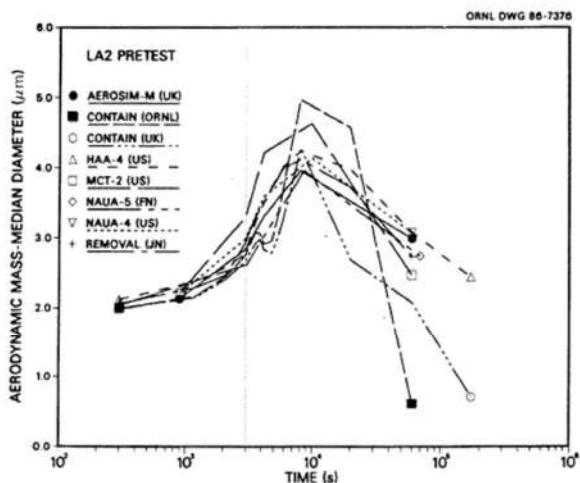


Fig. 11. LA2 pretest calculations – aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付-1 NUREG/CR-5901の抜粋</p> <p>so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.</p> <p>(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of ln(0.05 g/kilogram H₂O) = -3.00 to ln(100 g/kilogram H₂O) = 4.61.</p> <p>(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.</p> <p>(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.</p> <p>(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be S(w) where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:</p> $\sigma_t = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p>where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.</p> <p>(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.</p>	<p style="text-align: center;">添付-1 NUREG/CR-5901の抜粋</p> <p>so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.</p> <p>(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of ln(0.05 g/kilogram H₂O) = -3.00 to ln(100 g/kilogram H₂O) = 4.61.</p> <p>(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.</p> <p>(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.</p> <p>(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be S(w) where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:</p> $\sigma_t = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p>where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.</p> <p>(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.</p>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.</p> <p>(11) <u>Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution</u>. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.</p> <p>(12) <u>Aerosol Material Density</u>. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3, SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.</p> <p>Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.</p> <p>(13) <u>Initial Bubble Size</u>. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:</p> $D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$ <p>where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:</p> $D_b = 0.0105 \sqrt{\sigma_i / g(\rho_i - \rho_g)}^{1/2}$ <p>where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120°. The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:</p>	<p>Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.</p> <p>(11) <u>Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution</u>. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.</p> <p>(12) <u>Aerosol Material Density</u>. Early in the course of core debris interaction with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3, SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.</p> <p>Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.</p> <p>(13) <u>Initial Bubble Size</u>. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:</p> $D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$ <p>where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:</p> $D_b = 0.0105 \sqrt{\sigma_i / g(\rho_i - \rho_g)}^{1/2}$ <p>where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120°. The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:</p>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要</p> <p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHEBUS FP</p> <p>The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPTO of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d_{g}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm. SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there</p> <p>添付-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要</p> <p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHEBUS FP</p> <p>The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPTO of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d_{g}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm. SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there</p>		

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表 r.0.0

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉		泊発電所3号炉	相違理由
試験の概要			
試験名又は報告書名等 AECLが実施した実験	試験の概要 CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。	試験名又は報告書名等 AECLが実施した実験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。	PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。	PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 1.7.7</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について</p> <p>重大事故等発生時に、原子炉格納容器（以下「CV」という。）内の圧力、温度が上昇した場合における、CV内の冷却状況の確認方法について説明する。</p> <p>1. 現状と課題 重大事故等時におけるCV内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能なCV内全体雰囲気の圧力、温度計により、確認できるようになっている。 しかしながら、より的確に事故等対応の判断を行うためには、CV冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、CV外に設置された温度計でのCV冷却状況確認の可否について検討した。 大飯3号炉及び4号炉のCV外温度計の現状は下表のとおりであり、格納容器再循環ユニットの出口温度計だけが計測不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。</p>	<p>添付資料 1.7.8</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について</p> <p>重大事故等発生時に、原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合における、原子炉格納容器内の冷却状況の確認方法について説明する。</p> <p>1. 現状と課題 重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能な原子炉格納容器内全体雰囲気の圧力、温度計により、確認できるようになっている。 しかしながら、より的確に事故等対応の判断を行うためには、原子炉格納容器冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、原子炉格納容器外に設置された温度計での原子炉格納容器冷却状況確認の可否について検討した。 泊3号炉の原子炉格納容器外温度計の現状は第1表のとおりであり、海水通水時の格納容器再循環ユニットの入口及び出口温度計だけがトレンド監視不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。</p>	<p>本項の内容は、技術的能力 1.15 「添付資料 1.15.12 原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について」にと同一資料である。</p> <p>【大飯】用語の統一 「CV」→「原子炉格納容器」として統一。以下同じ。</p> <p>【大飯】申請プランとの相違 【大飯】記載表現の相違 【大飯】設備構成の相違 ・海水通水時において、大飯では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計上流より注水するが、泊では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計下流より注水するため、格納容器再循環ユニットの入口温度についてもトレンド監視不可となる。（可搬型温度計測装置の設置によって格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度の監視可能となることは大飯と同様）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉		
冷却モード	対象ヒートシンク	説明 (CV外温度計の状況等)
余熱除去系再循環	余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。
格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。
格納容器再循環ユニット冷却 (補機冷却水通水)	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度 (原子炉補機冷却水冷却器出口温度及び入口温度) が、トレンド監視可能。
格納容器再循環ユニット冷却 (海水)	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニット入口温度 (原子炉補機冷却水冷却器出口温度) が、トレンド監視可能。 格納容器再循環ユニット出口温度は指示計なし。

2. 対応内容

重大事故等時において、CV冷却状況確認は、基本的にはCV圧力監視で対応可能であるが、それに加え、CV冷却状況確認手段に多様性を持たせるために、冷却不調の場合の追加対応であること及び計測が必要となるまでに時間的な裕度があることを踏まえて、記録機能を備えた可搬型の温度計を配備する。測定にあたっては、格納容器再循環ユニット入口配管及び出口配管にて温度を測定する。

なお、重大事故等時の原子炉補機冷却水による格納容器内自然対流冷却時に、沸騰防止のために原子炉補機冷却水サービスタンクを加圧することから、既設圧力計の代替計器として可搬型の計器にて原子炉補機冷却水サービスタンクの圧力を計測する。

3. 可搬型温度計測の概要

(1) 温度計測機器の構成

温度ロガー、温度センサー、データコレクタ (データ収集用)

(2) 温度計の仕様

測定範囲：約 200°Cまで計測可能

(格納容器過温破損 (全交流動力電源喪失+補助給水失敗) における CV 霧囲気温度の最高値 (144°C) が計測可能であり、余裕をみて十分測定可能な範囲としている。)

重　　量：約 100g (1台当たり)

温度センサー：配管表面に添付

SUS バンド等で配管に巻きつけ (取付け及び取外し可能。)

電　　源：リチウム電池 (使用可能時間 約 10ヶ月)

データ保有量：約 10 日分 (約 1 分間隔 (プラントコンピューター (PCCS) 相当) のデータ測定及び保有が可能。)

泊発電所3号炉

第1表 原子炉格納容器外温度計の現状

冷却モード	対象ヒートシンク	説明 (原子炉格納容器外での温度監視方法等)
余熱除去系再循環	余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。
格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、トレンド監視可能。
格納容器再循環ユニット冷却 (補機冷却水通水)	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度 (原子炉補機冷却水冷却器の出口及び入口温度) が、トレンド監視可能。
格納容器再循環ユニット冷却 (海水)	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度ともに、トレンド監視不可。

2. 対応内容

重大事故等時において、原子炉格納容器冷却状況確認は、基本的には原子炉格納容器圧力監視で対応可能であるが、それに加え、原子炉格納容器冷却状況確認手段に多様性を持たせるために、冷却不調の場合の追加対応であること及び計測が必要となるまでに時間的な裕度があることを踏まえて、記録機能を備えた可搬型の温度計を配備する。測定にあたっては、格納容器再循環ユニット入口配管及び出口配管にて温度を測定する。

なお、重大事故等時の原子炉補機冷却水による格納容器内自然対流冷却時に、沸騰防止のために原子炉補機冷却水サービスタンクを加圧することから、既設圧力計の代替計器として可搬型の計器にてサービスタンクの圧力を計測する。

3. 可搬型温度計測の概要

(1) 温度計測機器の構成

温度ロガー、温度センサー、データコレクタ (データ収集用)

(2) 温度計の仕様

測定範囲：約 200°Cまで計測可能

(霧囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) における原子炉格納容器霧囲気温度の最高値 (141°C) が計測可能であり、余裕をみて十分測定可能な範囲としている。)

重　　量：約 100g (1台当たり)

温度センサー：配管表面に添付

SUS バンド等で配管に巻きつけ (取付け及び取外し可能。)

電　　源：リチウム電池 (使用可能時間 約 10ヶ月)

データ保有量：約 10 日分 (約 1 分間隔 (プラント計算機 (PCCS) 相当) のデータ測定及び保有が可能。)

【大飯】設備構成の相違
・泊では格納容器スプレイ系再循環時ににおいて、格納容器スプレイ冷却器出口温度にてトレンド監視が可能。

【大飯】設備構成の相違
・海水通水時において、大飯では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計上流より注水するが、泊では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計下流より注水するため、格納容器再循環ユニットの入口温度についてもトレンド監視不可となる。(可搬型温度計測装置の設置によって格納容器再循環ユニット入口温度および出口温度の監視可能となることは大飯と同様)

【大飯】記載表現の相違
・泊は有効性評価における記載表現と整合を図っている。想定する事故シナリオは大飯と同様。

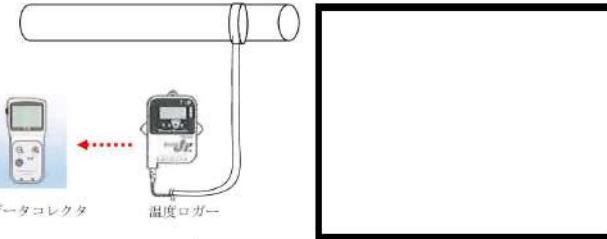
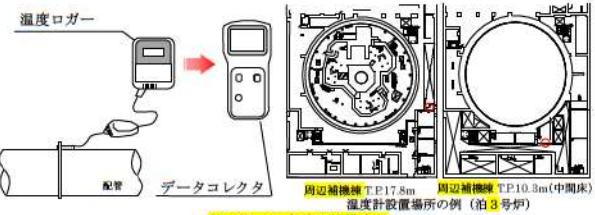
【大飯】解析結果の相違

【大飯】設備名称の相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 温度計測体制</p> <p>可搬型計測器の配備に際しては、手順書を作成するとともに、必要な要員を配置し、教育、訓練等を実施する。</p> <p>具体的には、当該可搬型温度計測器は大容量ポンプによる格納容器再循環ユニットへの海水の通水の際に使用するため、可搬型温度計測器の設置は召集要員にて行い温度監視は運転員が行うこととし、社内マニュアルに反映する。</p> <p>(4) 温度計取付け模式図</p>  <p>データコレクタ 温度ロガー</p> <p>仲間みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> <ul style="list-style-type: none"> 現地に温度センサー及び温度ロガーを設置して温度測定を実施。 データの吸い上げは現場で可能。 データコレクタにより、温度のトレンドが確認可能。 	<p>(3) 温度計測体制</p> <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の配備に際しては、手順書を作成するとともに、必要な要員を配置し、教育及び訓練等を実施する。</p> <p>具体的には、当該可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）は可搬型大型送水ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水の通水の際に使用するため、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の設置は運転員にて行うこととし、社内マニュアルに反映する。</p> <p>(4) 温度計取付け模式図</p>  <p>温度ロガー データコレクタ 配管</p> <p>周辺補機室 TP17.8m 周辺補機室 TP10.3m(中間床)</p> <p>第1図 温度計取付模式図</p> <ul style="list-style-type: none"> 現地に温度センサー及び温度ロガーを設置して温度測定を実施。 データの吸い上げは現場で可能。 データコレクタにより、温度のトレンドが確認可能。 	<p>【大飯】記載表現の相違 【大飯】設備名称の相違 【大飯】体制の相違</p>
<p>4. 重大事故等時の格納容器再循環ユニット出入口温度差の監視</p> <p>重大事故等時において、格納容器内自然対流冷却を実施する場合は、原子炉補機冷却水配管に温度センサを取り付け、被ばく低減のためCVから離れた場所で可搬型温度計測装置により温度を監視し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施した場合の格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を表1に示す。また、重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線を図1に示す。この出入口温度差と実際の出入口温度差を比較し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。</p>	<p>4. 重大事故等時の格納容器再循環ユニット出入口温度差の監視</p> <p>重大事故等時において、格納容器内自然対流冷却を実施する場合は、原子炉補機冷却水配管に温度センサーを取り付け、被ばく低減のため原子炉格納容器から離れた場所で可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）により温度を監視し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施した場合の格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を第2表に示す。また、重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線を第2図に示す。この出入口温度差と実際の出入口温度差を比較し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違 【大飯】設備名称の相違 【大飯】記載表現の相違</p>
		<p>【大飯】解説結果の相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

C.V圧力	飽和蒸気温度 (℃)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m³/h)	出入口温度差 (℃)
0.392MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	約144	約12.3	141	約75
0.784 MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	約168	約13.0	141	約80

表1 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却時の出入口温度

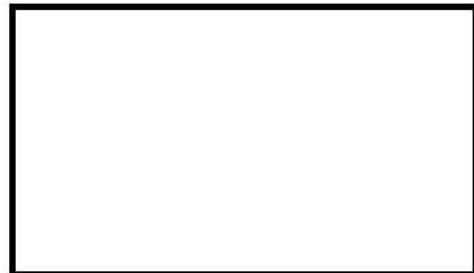


図1 重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要

原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、既設圧力計と代替計器として可搬型の計器である原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力にて計測する。

(1) 計器仕様

・原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力

仕様（計測範囲）：0.0～1.6MPa

タンク加圧目標：0.3MPa

5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要

原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、既設圧力計（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用））と代替計器として可搬型の計器である原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）にて計測する。

(1) 計器仕様

・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用）

仕様（計測範囲）：0～1.0MPa[gage]

・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）

仕様（計測範囲）：0～1.0MPa[gage]

タンク加圧目標：0.28MPa[gage]

【大飯】記載方針の相違

・既設圧力計名称の明確化

【大飯】設備名称の相違

【大飯】記載方針の相違

・既設圧力計仕様を記載（伊方と同様）

【大飯】設備名称の相違

【大飯】設備仕様の相違

・設備の相違により計測範囲が異なる。（必要な範囲を計測できることに相違なし）

泊発電所3号炉

第2表 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却時の出入口温度

格納容器圧力	飽和蒸気温度 (℃)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m³/h)	出入口温度差 (℃)
0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約5.6	82	約60
0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約6.5	82	約70



第2図 重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線

：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。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																										
《参考図面》																																												
○大飯3号炉及び4号炉 溫度計測計器 原子炉補機冷却水サージタンク圧力																																												
<p>○大飯3号炉及び4号炉 溫度計測計器 原子炉補機冷却水サージタンク圧力</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>温度測定位置</th> <th>温度確認箇所及び確認方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 原子炉補機冷却水供給側</td> <td>PCCS</td> </tr> <tr> <td>② 原子炉補機冷却水戻り側</td> <td>PCCS</td> </tr> <tr> <td>③ 格納容器再循環ユニット入口温度</td> <td>可搬型温度計測装置</td> </tr> <tr> <td>④ 格納容器再循環ユニット出口温度</td> <td>可搬型温度計測装置</td> </tr> <tr> <td>⑤ 余熱除去系再循環 余熱除去冷却器出口</td> <td>PCCS、記録計</td> </tr> <tr> <td>⑥ 余熱除去系再循環 余熱除去冷却器入口</td> <td>PCCS、記録計</td> </tr> </tbody> </table> <p>※③、④の確認箇所は変更の可能性がある。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>計器名称</th> <th>確認方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑦ AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力</td> <td>指示計</td> </tr> <tr> <td>⑧ 原子炉補機冷却水サージタンク加压ライン圧力</td> <td>現地指示計</td> </tr> </tbody> </table>	温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法	① 原子炉補機冷却水供給側	PCCS	② 原子炉補機冷却水戻り側	PCCS	③ 格納容器再循環ユニット入口温度	可搬型温度計測装置	④ 格納容器再循環ユニット出口温度	可搬型温度計測装置	⑤ 余熱除去系再循環 余熱除去冷却器出口	PCCS、記録計	⑥ 余熱除去系再循環 余熱除去冷却器入口	PCCS、記録計	計器名称	確認方法	⑦ AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力	指示計	⑧ 原子炉補機冷却水サージタンク加压ライン圧力	現地指示計	<p>○泊3号炉 溫度計測計器 原子炉補機冷却水サージタンク圧力</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>温度測定位置</th> <th>温度確認箇所及び確認方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水</td> <td>PCCS</td> </tr> <tr> <td>② 原子炉補機冷却水戻り母管</td> <td>PCCS</td> </tr> <tr> <td>③ 格納容器スプレイ冷却器出口</td> <td>PCCS</td> </tr> <tr> <td>④ 格納容器再循環ユニット入口補機冷却水</td> <td>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）</td> </tr> <tr> <td>⑤ 格納容器再循環ユニット出口補機冷却水</td> <td>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）</td> </tr> <tr> <td>⑥ 余熱除去冷却器出口</td> <td>PCCS</td> </tr> <tr> <td>⑦ 余熱除去冷却器入口</td> <td>PCCS</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>計器名称</th> <th>確認方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)</td> <td>現場指示計</td> </tr> <tr> <td>⑦ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)</td> <td>現場指示計</td> </tr> </tbody> </table>	温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法	① 原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水	PCCS	② 原子炉補機冷却水戻り母管	PCCS	③ 格納容器スプレイ冷却器出口	PCCS	④ 格納容器再循環ユニット入口補機冷却水	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）	⑤ 格納容器再循環ユニット出口補機冷却水	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）	⑥ 余熱除去冷却器出口	PCCS	⑦ 余熱除去冷却器入口	PCCS	計器名称	確認方法	⑥ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	現場指示計	⑦ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	現場指示計	<p>【大飯】申請プラントの相違 【大飯】設備名称の相違 【大飯】海水通水箇所の相違 ・大飯では大容量ポンプにて原子炉補機冷却水冷却器出口温度計上流より海水注水するが、泊では可搬型大型送水ポンプにて原子炉補機冷却器出口温度計下流より注水する。</p> <p>【大飯】設備名称の相違 【大飯】設備構成の相違 ・泊では格納容器スプレイ系再循環時ににおいて、格納容器スプレイ冷却器出口温度にてトレンド監視が可能であるため本表に当該計器を追記している。 ・泊3号炉は、デジタルプラントであるため、余熱除去系冷却器出口及び入口温度を記録するアナログの記録計は設置していない。</p> <p>【大飯】設備名称及び記載表現の相違</p>
温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法																																											
① 原子炉補機冷却水供給側	PCCS																																											
② 原子炉補機冷却水戻り側	PCCS																																											
③ 格納容器再循環ユニット入口温度	可搬型温度計測装置																																											
④ 格納容器再循環ユニット出口温度	可搬型温度計測装置																																											
⑤ 余熱除去系再循環 余熱除去冷却器出口	PCCS、記録計																																											
⑥ 余熱除去系再循環 余熱除去冷却器入口	PCCS、記録計																																											
計器名称	確認方法																																											
⑦ AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力	指示計																																											
⑧ 原子炉補機冷却水サージタンク加压ライン圧力	現地指示計																																											
温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法																																											
① 原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水	PCCS																																											
② 原子炉補機冷却水戻り母管	PCCS																																											
③ 格納容器スプレイ冷却器出口	PCCS																																											
④ 格納容器再循環ユニット入口補機冷却水	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）																																											
⑤ 格納容器再循環ユニット出口補機冷却水	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）																																											
⑥ 余熱除去冷却器出口	PCCS																																											
⑦ 余熱除去冷却器入口	PCCS																																											
計器名称	確認方法																																											
⑥ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	現場指示計																																											
⑦ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	現場指示計																																											

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
添付資料1.7.8	添付資料1.7.9																									
<p>炉心損傷時における原子炉格納容器破損防止等操作について</p> <p>重大事故発生時は、MCCI防止のため恒設代替低圧注水ポンプ等による格納容器スプレイにて原子炉下部キャビティに注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器（以下「C/V」という。）圧力が高い状態では、格納容器スプレイによる冷却（減圧）を実施し、海水による格納容器内自然対流冷却準備が整えば、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に移行する。格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却による冷却（減圧）中は、C/V圧力1Pd-50kPaとなれば格納容器スプレイを停止する。また、原子炉容器内に残存デブリの兆候が見られた場合又は残存デブリの冷却が必要な場合は、C/V内の重要機器及び重要計器が水没しない高さまでC/V内へ注水する。</p> <p>以下に、MCCI防止対応から残存デブリ冷却までの操作におけるC/V注水量の関係について整理する。</p> <p>(1) 対応操作概要 各操作目的、対応操作概要及び各対応操作に対するC/V注水量の関係を示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作目的</th><th>対応操作概要</th><th>技術的能力に係る審査基準</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① MCCI防止</td><td>恒設代替低圧注水ポンプ等によりC/Vへスプレイし、格納容器再循環サンプ水位（広域）71%になればスプレイを停止する。</td><td>「1.8原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整理</td></tr> <tr> <td>② 格納容器冷却</td><td>格納容器再循環ユニットによる冷却を実施するが、C/V圧力が392kPa以上であれば、恒設代替低圧注水ポンプ等によるスプレイも実施する。C/Vへスプレイ中、C/V圧力が1Pd-50kPaまで低下すればスプレイを停止する。</td><td>「1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理</td></tr> <tr> <td>③ 残存デブリ冷却</td><td>格納容器冷却中に原子炉容器に残存デブリの兆候[*]が見られた場合は、C/V内の重要機器及び重要計器が水没しない高さを上限に、残存デブリの兆候が解消されるまで格納容器又は代替格納容器スプレイによりC/V内へ注水する。 ※：兆候は、C/V圧力及び温度の上昇により確認する。</td><td>「1.4原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整理</td></tr> </tbody> </table> <p>C/V 総注水量</p> <p>C/V 水位 21.5m</p> <p>C/V 再循環サンプ水位 71%</p> <p>① MCCI防止</p> <p>② 格納容器冷却</p> <p>③ 残存デブリ冷却</p>	操作目的	対応操作概要	技術的能力に係る審査基準	① MCCI防止	恒設代替低圧注水ポンプ等によりC/Vへスプレイし、格納容器再循環サンプ水位（広域）71%になればスプレイを停止する。	「1.8原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整理	② 格納容器冷却	格納容器再循環ユニットによる冷却を実施するが、C/V圧力が392kPa以上であれば、恒設代替低圧注水ポンプ等によるスプレイも実施する。C/Vへスプレイ中、C/V圧力が1Pd-50kPaまで低下すればスプレイを停止する。	「1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理	③ 残存デブリ冷却	格納容器冷却中に原子炉容器に残存デブリの兆候 [*] が見られた場合は、C/V内の重要機器及び重要計器が水没しない高さを上限に、残存デブリの兆候が解消されるまで格納容器又は代替格納容器スプレイによりC/V内へ注水する。 ※：兆候は、C/V圧力及び温度の上昇により確認する。	「1.4原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整理	<p>炉心損傷時における原子炉格納容器破損防止等操作について</p> <p>重大事故発生時は、MCCI防止のため代替格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器下部への注水にて原子炉下部キャビティに注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器（以下「C/V」という。）圧力が高い状態では、格納容器スプレイによる冷却（減圧）を実施し、海水による格納容器内自然対流冷却準備が整えば、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に移行する。格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却による冷却（減圧）中は、C/V圧力1Pd-0.05MPaとなれば格納容器スプレイを停止する。また、原子炉容器内に残存溶融炉心の兆候が見られた場合又は残存溶融炉心の冷却が必要な場合は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでC/V内へ注水する。</p> <p>以下に、MCCI防止対応から残存溶融炉心冷却までの操作におけるC/V注水量の関係について整理する。</p> <p>(1) 対応操作概要 各操作目的、対応操作概要及び各対応操作に対するC/V注水量の関係を示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作目的</th><th>対応操作概要</th><th>技術的能力に係る審査基準</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① MCCI防止</td><td>代替格納容器スプレイポンプ等により原子炉格納容器下部へ注水し、格納容器再循環サンプ水位（広域）が81%になれば原子炉格納容器下部への注水を停止する。</td><td>「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整理</td></tr> <tr> <td>② 原子炉格納容器冷却</td><td>格納容器再循環ユニットによる冷却を実施するが、C/V圧力が0.28MPa以上であれば、代替格納容器スプレイポンプ等によるスプレイも実施する。格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却による冷却中、C/V圧力が1Pd-0.05MPaまで低下すれば冷却を停止する。</td><td>「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理</td></tr> <tr> <td>③ 残存溶融炉心冷却</td><td>格納容器冷却中に原子炉容器に残存溶融炉心の兆候[*]が見られた場合は、原子炉格納容器水位の設定位置（格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さ）を上限に、残存溶融炉心の兆候が解消されるまで格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによりC/V内へ注水する。 ※：兆候は、C/V圧力及び温度の上昇により確認する。</td><td>「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整理</td></tr> </tbody> </table>	操作目的	対応操作概要	技術的能力に係る審査基準	① MCCI防止	代替格納容器スプレイポンプ等により原子炉格納容器下部へ注水し、格納容器再循環サンプ水位（広域）が81%になれば原子炉格納容器下部への注水を停止する。	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整理	② 原子炉格納容器冷却	格納容器再循環ユニットによる冷却を実施するが、C/V圧力が0.28MPa以上であれば、代替格納容器スプレイポンプ等によるスプレイも実施する。格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却による冷却中、C/V圧力が1Pd-0.05MPaまで低下すれば冷却を停止する。	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理	③ 残存溶融炉心冷却	格納容器冷却中に原子炉容器に残存溶融炉心の兆候 [*] が見られた場合は、原子炉格納容器水位の設定位置（格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さ）を上限に、残存溶融炉心の兆候が解消されるまで格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによりC/V内へ注水する。 ※：兆候は、C/V圧力及び温度の上昇により確認する。	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整理	<p>【大飯】 記載表現の相違</p>
操作目的	対応操作概要	技術的能力に係る審査基準																								
① MCCI防止	恒設代替低圧注水ポンプ等によりC/Vへスプレイし、格納容器再循環サンプ水位（広域）71%になればスプレイを停止する。	「1.8原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整理																								
② 格納容器冷却	格納容器再循環ユニットによる冷却を実施するが、C/V圧力が392kPa以上であれば、恒設代替低圧注水ポンプ等によるスプレイも実施する。C/Vへスプレイ中、C/V圧力が1Pd-50kPaまで低下すればスプレイを停止する。	「1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理																								
③ 残存デブリ冷却	格納容器冷却中に原子炉容器に残存デブリの兆候 [*] が見られた場合は、C/V内の重要機器及び重要計器が水没しない高さを上限に、残存デブリの兆候が解消されるまで格納容器又は代替格納容器スプレイによりC/V内へ注水する。 ※：兆候は、C/V圧力及び温度の上昇により確認する。	「1.4原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整理																								
操作目的	対応操作概要	技術的能力に係る審査基準																								
① MCCI防止	代替格納容器スプレイポンプ等により原子炉格納容器下部へ注水し、格納容器再循環サンプ水位（広域）が81%になれば原子炉格納容器下部への注水を停止する。	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整理																								
② 原子炉格納容器冷却	格納容器再循環ユニットによる冷却を実施するが、C/V圧力が0.28MPa以上であれば、代替格納容器スプレイポンプ等によるスプレイも実施する。格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却による冷却中、C/V圧力が1Pd-0.05MPaまで低下すれば冷却を停止する。	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理																								
③ 残存溶融炉心冷却	格納容器冷却中に原子炉容器に残存溶融炉心の兆候 [*] が見られた場合は、原子炉格納容器水位の設定位置（格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さ）を上限に、残存溶融炉心の兆候が解消されるまで格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによりC/V内へ注水する。 ※：兆候は、C/V圧力及び温度の上昇により確認する。	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整理																								

□ : 桁組みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 炉心損傷後におけるC／V内の水素濃度を考慮した減圧運用について</p> <p>炉心損傷時にはZr-水反応等により水素が発生することから、C／V内を減圧する際は水素分圧の上昇による水素濃度の上昇に留意し、爆轟に至らないように配慮する必要がある。</p> <p>a. 炉心損傷時のC／V減圧運用</p> <p>炉心損傷後におけるC／V減圧操作時は、減圧に伴い水素濃度が高くなることから、爆轟領域である水素濃度13vol%（ドライ）を超えないように配慮する。</p> <p>そのため、以下の水素濃度を目安に減圧運用を行う。</p> <p>水素濃度目安：8vol%（ドライ）※</p> <p>※：ただし、減圧を継続する必要がある場合は、8vol%（ドライ）以上であっても操作の実効性と悪影響を評価し、減圧を継続することもある。</p> <p>炉心損傷後のC／V減圧操作については、C／V圧力が最高使用圧力から50kPa〔gage〕低下すれば停止する手順としており、この運用により図1に示す通り100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することができる。また、水素濃度は、可搬型原子炉格納容器水素濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続できる。</p> <p>（参考：図2に爆轟領域と可燃領域を示した空気、水素、水蒸気の3元図を示す。また、図1に示す75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係も示す。）</p> <p>なお、図1は気体の状態方程式を用い、全炉心内のジルコニウム量の75%又は100%が水と反応した場合に、C／V内水素濃度が均一になるものとして表したものである。計算には、C／V内の水素濃度の観点から保守的に厳しい条件を設定している。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 800px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; height: 800px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;">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。</div>	<p>(2) 炉心損傷後におけるC／V内の水素濃度を考慮した減圧運用について</p> <p>炉心損傷時にはZr-水反応等により水素が発生することから、C／V内を減圧する際は水素分圧の上昇による水素濃度の上昇に留意し、爆轟に至らないように配慮する必要がある。</p> <p>a. 炉心損傷時のC／V減圧運用</p> <p>炉心損傷後におけるC／V減圧操作時は、減圧に伴い水素濃度が高くなることから、爆轟領域である水素濃度13vol%（ドライ）を超えないように配慮する。</p> <p>そのため、以下の水素濃度を目安に減圧運用を行う。</p> <p>水素濃度目安：8vol%（ドライ）※</p> <p>※：ただし、減圧を継続する必要がある場合は、8vol%（ドライ）以上であっても操作の実効性と悪影響を評価し、減圧を継続することもある。</p> <p>炉心損傷後のC／V減圧操作については、C／V圧力が最高使用圧力から0.05MPa〔gage〕低下すれば停止する手順としており、この運用により図1に示すとおり100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することができる。また、水素濃度は、格納容器内水素濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続できる。</p> <p>（参考：図2に爆轟領域と可燃領域を示した空気、水素、水蒸気の3元図を示す。また、図1に75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係も示す。）</p> <p>なお、図1は気体の状態方程式を用い、全炉心内のジルコニウム量の75%又は100%が水と反応した場合に、C／V内水素濃度が均一になるものとして表したものである。計算には、C／V内の水素濃度の観点から保守的に厳しい条件を設定している。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 800px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;">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。</div>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

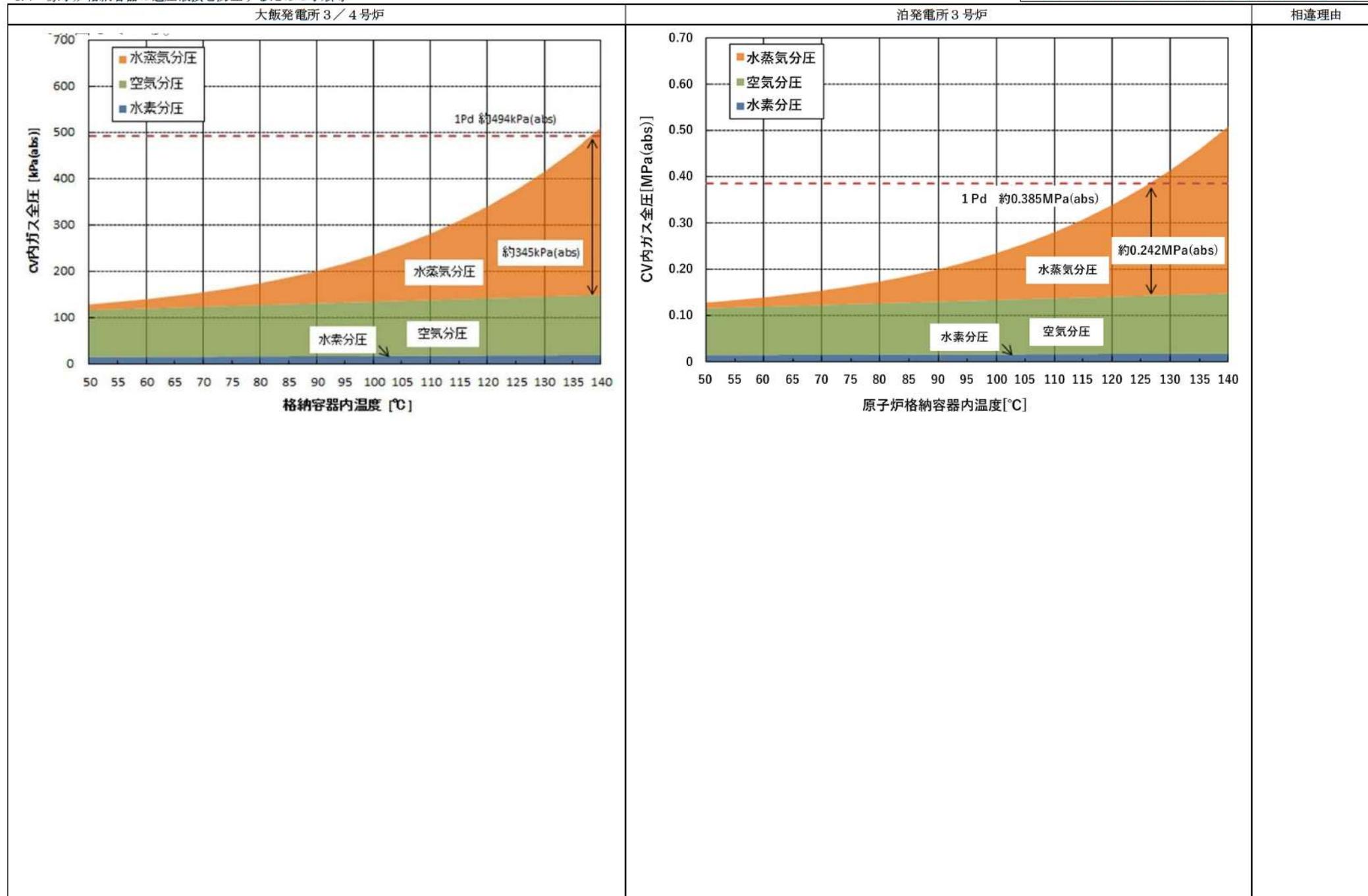
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(参考)</p> <ul style="list-style-type: none"> 可燃領域 爆轟以外の燃焼反応を起こす領域 爆轟領域 強い圧力波を伴い、音速より速い速度で燃焼が伝播する爆轟燃焼が生じる領域 <p>図2 空気、水素、水蒸気の3元図</p> <p>図2に示した75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係についてはC/V内を飽和状態と仮定し気体の状態方程式に基づいて図1を作図しており、図1の横軸(C/V内圧力)は、下図に示すとおり、水素と空気と水蒸気の各分圧の和になる。</p> <p>ある温度における各ガスの分圧は、体積が一定の場合、各ガスのモル数に比例するため、1Pd(392kPa [gage] (494kPa [abs]))時の水蒸気濃度70%は、C/V内ガス全圧(494kPa [abs])に対する水蒸気分圧(345kPa [abs])の比によって算出している。</p>	<p>(参考)</p> <ul style="list-style-type: none"> 可燃領域 爆轟以外の燃焼反応を起こす領域 爆轟領域 強い圧力波を伴い、音速より速い速度で燃焼が伝播する爆轟燃焼が生じる領域 <p>図2 空気、水素、水蒸気の3元図</p> <p>図2に示した75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係については、C/V内を飽和状態と仮定し気体の状態方程式に基づいて図1を作図しており、図1の横軸(C/V内圧力)は、下図に示すとおり、水素と空気と水蒸気の各分圧の和になる。</p> <p>ある温度における各ガスの分圧は、体積が一定の場合、各ガスのモル数に比例するため、1Pd(0.283 MPa [gage] (0.385MPa [abs]))時の水蒸気濃度63%は、C/V内ガス全圧(0.385MPa [abs])に対する水蒸気分圧(0.242MPa [abs])の比によって算出している。</p>	<p>【大飯】設備の相違 ・原子炉格納容器の型式の相違により 圧力が相違する。</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等



泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

【比較のため、川内1／2号炉の添付資料1.8.4を掲載】(比較箇所のみ抜粋)

(3) 格納容器内の局所的な水素濃度分布について

LOCA時は、破断口において局所的に水素濃度が高くなる。

川内1/2号炉の破断口があるループ室では、炉内Zr-水反応で発生した水素が破断口から放出されることにより、ウェット水素濃度が13vol%以上となるが、その期間は短時間であり、図1のとおり3元図の爆轟領域に達していない。

従って、川内1/2号炉では局所的な水素濃度評価においても、水素爆轟の可能性は低いと判断している。

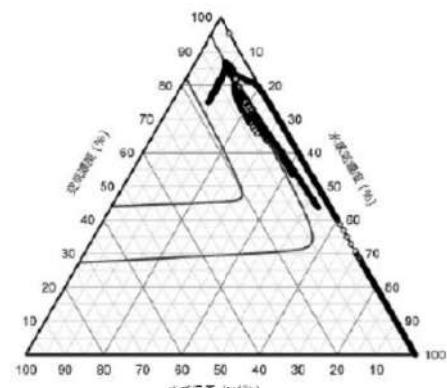


図1 破断口ループ室の3元図

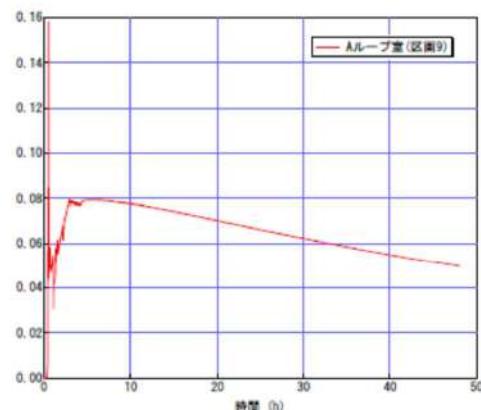


図2 破断口ループ室水素濃度

有効性評価添付資料3.4.2 「GOTHICにおける水素濃度分布の評価について」より抜粋

泊発電所3号炉

(3) 原子炉格納容器内の局所的な高濃度水素による影響について

評価で想定している破断口があるBループ室及び原子炉下部キャビティでは、炉内Zr-水反応で発生した水素が破断口から放出されることにより、ウェット水素濃度が比較的高くなる。原子炉下部キャビティのウェット水素濃度は13%以上となるが、その期間は短時間であり、図4のとおり3元図の爆轟領域に達していない。

したがって、局所的な水素濃度評価においても、水素爆轟の可能性は低いと判断している。

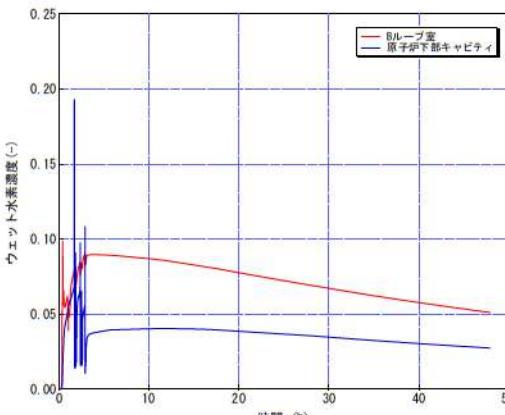


図3 水素濃度の推移

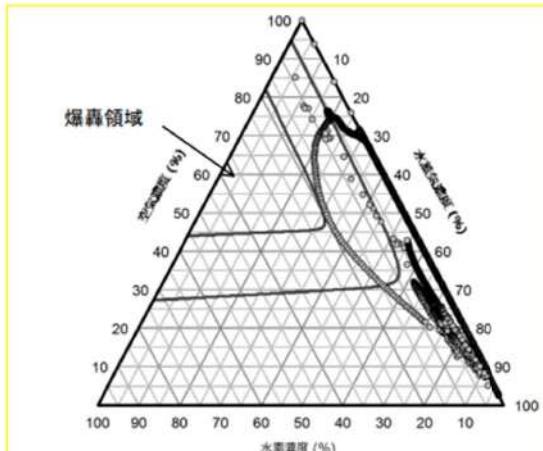


図4 原子炉下部キャビティの3元図

有効性評価7.2.4. 水素燃焼 添付資料7.2.4.3 「GOTHICにおける水素濃度分布の評価について」より抜粋

相違理由

【大飯】

記載方針の相違

- ・泊は川内1/2号炉の審査実績を踏まえた構成としているため、当該プラントを比較対象としている。

【川内】

記載表現の相違

【川内】

解析結果の相違

- ・泊はウェット水素濃度が比較的高くなる区画が破断口があるループ室と原子炉下部キャビティであり、3元図にて爆轟領域に達していないことを確認している。(伊方と同様)

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

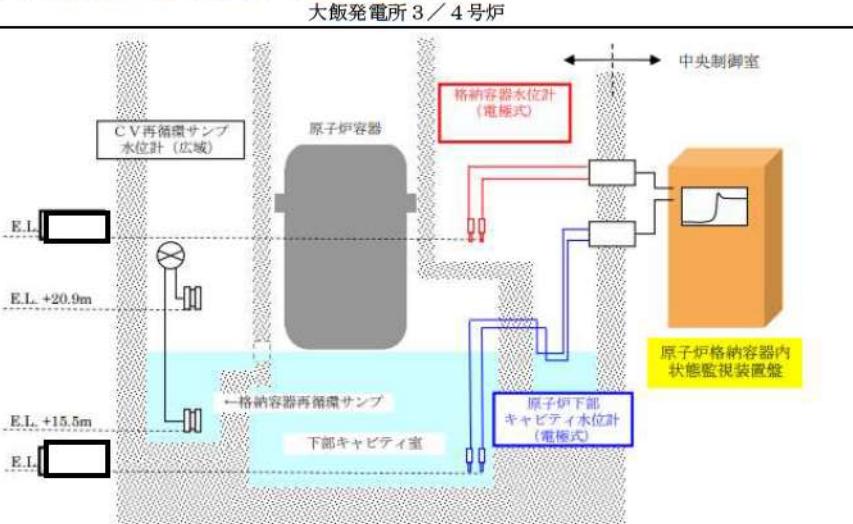
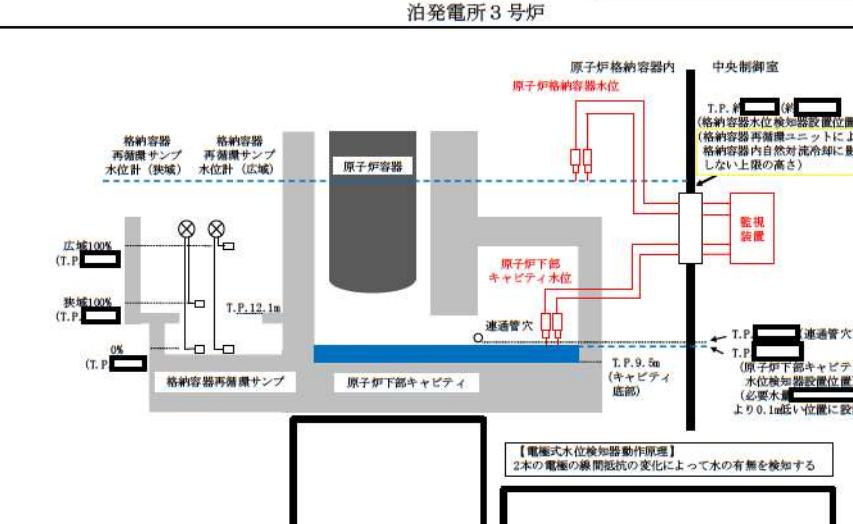
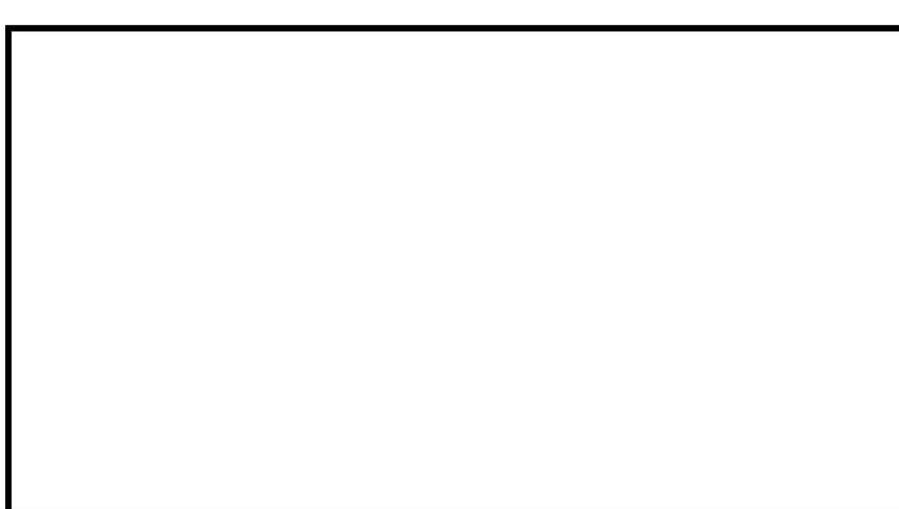
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 各対応操作時のC／V注水量管理</p> <p>C／Vへの注水時は、重要機器及び重要計器の水没を防止するため、C／V内の注水量を管理する必要がある。各操作におけるC／V内注水量の管理については、以下の通りである。</p> <p>a. 格納容器スプレイ (MCCI 防止)</p> <p>格納容器スプレイ中は、原子炉下部キャビティ水位が必要最低水量以上になったことを原子炉下部キャビティ水位計により把握でき、また、格納容器再循環サンプ水位計によりC／Vへの注水量を把握することができる。</p> <p>b. 格納容器冷却（減圧）</p> <p>格納容器冷却（減圧）中は、A格納容器スプレイ流量計、燃料取替用水ピット水位計等によりC／Vへの注水量を把握し、また原子炉格納容器水位計により確認することで、C／V内の重要機器及び重要計器が水没しない高さまで注水されたことを把握できる。</p> <p>c. 残存デブリ冷却</p> <p>残存デブリ冷却に伴うC／V注水中は、A格納容器スプレイ流量計、燃料取替用水ピット水位計等によりC／Vへの注水量を把握し、また原子炉格納容器水位計により確認することで、C／V内の重要機器及び重要計器が水没しない高さまで注水されたことを把握できる。</p> <p>(4) C／V内の水位検知</p> <p>C／V内水位については、格納容器再循環サンプ水位計（広域）での計測に加え、A格納容器スプレイ流量計等の注水量により、C／V内の水位が把握可能である。</p> <p>更なる監視性向上のため、電極式の水位計をC／Vへの注水を停止する条件となる高さまで水位が到達したことを検知する位置 (E.L. []) に設置する。（図1、2）</p> <p>[] : 條件の範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p>(4) 各対応操作時のC/V注水量管理</p> <p>C/Vへの注水時は、重要機器及び重要計器の水没を防止するため、C/V内の注水量を管理する必要がある。各操作におけるC/V内注水量の管理については、以下のとおりである。</p> <p>a. 原子炉格納容器下部への注水 (MCCI防止)</p> <p>原子炉格納容器下部への注水中は、原子炉下部キャビティ水位が必要最低水量以上になったことを原子炉下部キャビティ水位検出器により把握でき、また、格納容器再循環サンプ水位（広域）によりC/Vへの注水量を把握することができる。</p> <p>b. 原子炉格納容器冷却（減圧）</p> <p>原子炉格納容器冷却（減圧）中は、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等によりC/Vへの注水量を把握し、また、格納容器水位により確認することで、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを把握できる。</p> <p>c. 残存溶融炉心冷却</p> <p>残存溶融炉心冷却に伴うC/V注水中は、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等によりC/Vへの注水量を把握し、また、格納容器水位により確認することで、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを把握できる。</p> <p>(5) C/V内の水位検知</p> <p>a. 原子炉下部キャビティの水位検知</p> <p>原子炉下部キャビティ水位については、C/V最下階フロアと原子炉下部キャビティの間が連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティへ流入する経路が確保されており、C/V内の水位がT.P. 12.1m フロアを超える場合、格納容器再循環サンプが満水となれば格納容器再循環サンプ水位計により計測が可能である。</p> <p>更なる監視性向上のため、溶融炉心が原子炉容器を貫通した際のMCCIを抑制することができる水量が蓄水されていることを直接検知する電極式の水位監視装置を設置する。</p> <p>検知器の設置位置は、解析によって示されるMCCIを抑制するための必要水量等には不確かさが含まれるため、早期に概ね必要水量が蓄水されていることを確認する位置として、保守的に原子炉容器破損時に炉心燃料の全量（約 [] ）が落下した場合の早期冷却固化に必要な水量（約 [] : T.P. 約 [] ）より0.1m低いT.P. 約 [] に設置する。（図5及び図6参照）</p> <p>b. C/V内の水位検知</p> <p>C/V内水位については、格納容器再循環サンプ水位計による計測に加え、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量計等の注水量により、C/V内の水位が把握可能である。</p> <p>更なる監視性向上のため、電極式の水位計をC/Vへの注水を停止する条件となる高さまで水位が到達したことを検知する位置 (T.P. 約 []) に設置する。（図5参照）</p> <p>[] : 條件の範囲は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違 ・原子炉格納容器下部への注水順に用いる監視計器の相違と同様に、原子炉格納容器冷却（減圧）及び残存溶融炉心冷却においても流路が同じであるため監視計器が相違する。</p> <p>【大飯】 記載内容の相違 ・泊は、原子炉下部キャビティ及びC/V内水位検知について項目分けすることで記載を充実化している。</p> <p>【大飯】 設備の相違</p> <p>【大飯】 記載内容の相違 ・泊の水位監視装置の設置位置について、考え方方が類似している川内1/2号炉の記載内容を比較対象としている。</p> <p>【川内、大飯】 記載表現の相違</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

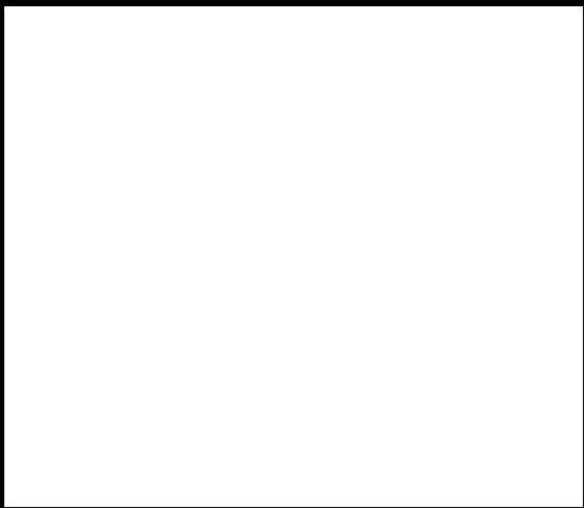
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
 <p>図 1 原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位監視装置概要</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	 <p>図 5 原子炉下部キャビティ水位・格納容器水位監視装置概要図</p> <p>【電極式水位検知器動作原理】 2本の電極の線間抵抗の変化によって水の有無を検知する</p> <p>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。</p>	
 <p>図 2 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	 <p>図 6 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係</p> <p>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。</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
(5) C/V内水量とC/V内水位の関係 C/V内水量とC/V内水位の関係について、以下の図の通りである。  枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。	(6) C/V内水量とC/V内水位の関係 C/V内水量とC/V内水位の関係について、以下の図のとおりである。  □: 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。	【大飯】 記載表現の相違
 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。		

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため、高浜3／4号炉の添付資料1.8.4を掲載】(比較箇所のみ抜粋)</p> <p>(7) 格納容器圧力計が使用できない場合のスプレイ停止判断について</p> <p>重大事故時は、自然対流冷却を阻害しない水位（格納容器再循環ユニットダクト開放部より0.5m下部EL.約20.2m）までC／Vへの注水を実施する。</p> <p>再循環サンプ広域水位77%（EL.約12.7m）から自然対流冷却を阻害しない水位までに設置されている格納容器圧力計4台（EL.約17.5m）は使用できなくなるものの、1台の格納容器圧力計はダクト開放部よりも高い位置（EL.約20.7m）以上に設置されているためC／V圧力の監視は可能である。</p> <p>なお、格納容器圧力計及び自然対流冷却を阻害しない位置に電極式水位計を設置する。これにより両者の水没を防止することができる。</p> <p>また、格納容器温度計は、十分な高所（EL.約32.3m）に設置されており、水没の可能性は極めて低く、格納容器圧力計が動作不能となった場合でも、C／V内の温度変化を監視することで、飽和蒸気圧力と飽和蒸気温度の相関関係からC／V内圧力を推定することができる。</p> <p>(6) 格納容器圧力計が使用できない場合のスプレイ停止判断について</p> <p>重大事故時に、C／V内の重要機器及び重要計器を水没させないため、格納容器内への注水量が4,400m³で注水を停止することとしている。これにより、格納容器圧力計は水没しない手順としている。</p> <p>なお、格納容器圧力計（広域）設置位置より低い位置に電極式水位計を設置することで水没を防止することができる。</p> <p>仮に、格納容器圧力計が動作不能となった場合でも、C／V内の温度変化を監視することで、飽和蒸気圧力と飽和蒸気温度の相関関係からC／V内圧力を推定することができる。</p>	<p>(7) 格納容器圧力計が使用できない場合のスプレイ停止判断について</p> <p>重大事故時は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始すれば、格納容器スプレイを停止するが、原子炉容器内に残存溶融炉心の徵候が見られた場合又は残存溶融炉心の冷却が必要な場合は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでC/V内への注水を実施する。</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（広域）81%から格納容器内自然対流冷却を阻害しない水位までに設置されている格納容器圧力計4台（T.P.約[]m）は使用できなくなるものの、2台の格納容器圧力計は格納容器再循環ユニットダクト開放部よりも高い位置（T.P.約[]m）に設置されているためC/V圧力の監視は可能である。</p> <p>また、格納容器温度計は、十分な高所（T.P.約[]m）に設置しており、水没の可能性は極めて低く、格納容器圧力計が動作不能となった場合でも、C/V内の温度変化を監視することで、飽和蒸気圧力と飽和蒸気温度の相関関係からC/V内圧力を推定することができる。</p> <p>[] : 條件の内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊は高浜3/4号炉の審査実績を踏まえた記載としているため、当該プランを比較対象としている。 【高浜】設備の相違 【高浜】 記載表現の相違 設備名称の相違 【高浜】 記載内容の相違</p> <p>【大飯】 記載内容の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

(7) 原子炉下部キャビティへの流入経路について

LOCA時のRCS破断水および原子炉格納容器に注水されたスプレイ水が原子炉下部キャビティへ流入する経路について、図1および図2に示す。

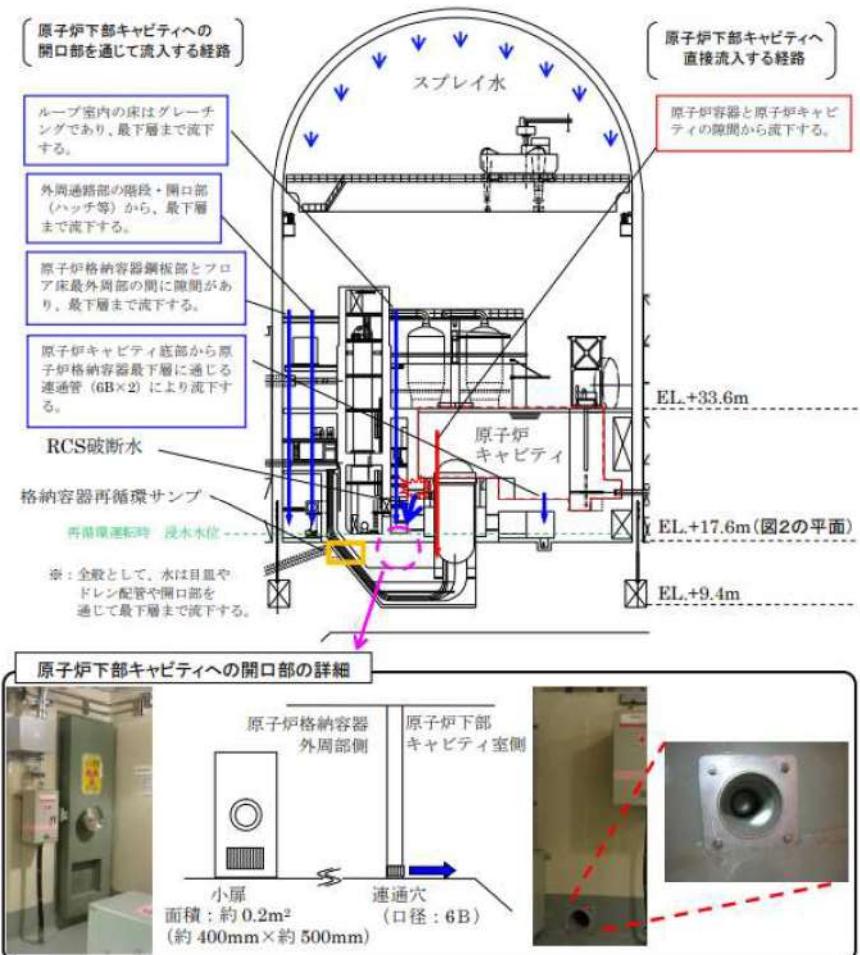


図1 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路(断面図)

泊発電所3号炉

(8) 原子炉下部キャビティへの流入経路について

LOCA時のRCS破断水および原子炉格納容器に注水されたスプレイ水が原子炉下部キャビティへ流入する経路について、図7および図8に示す。

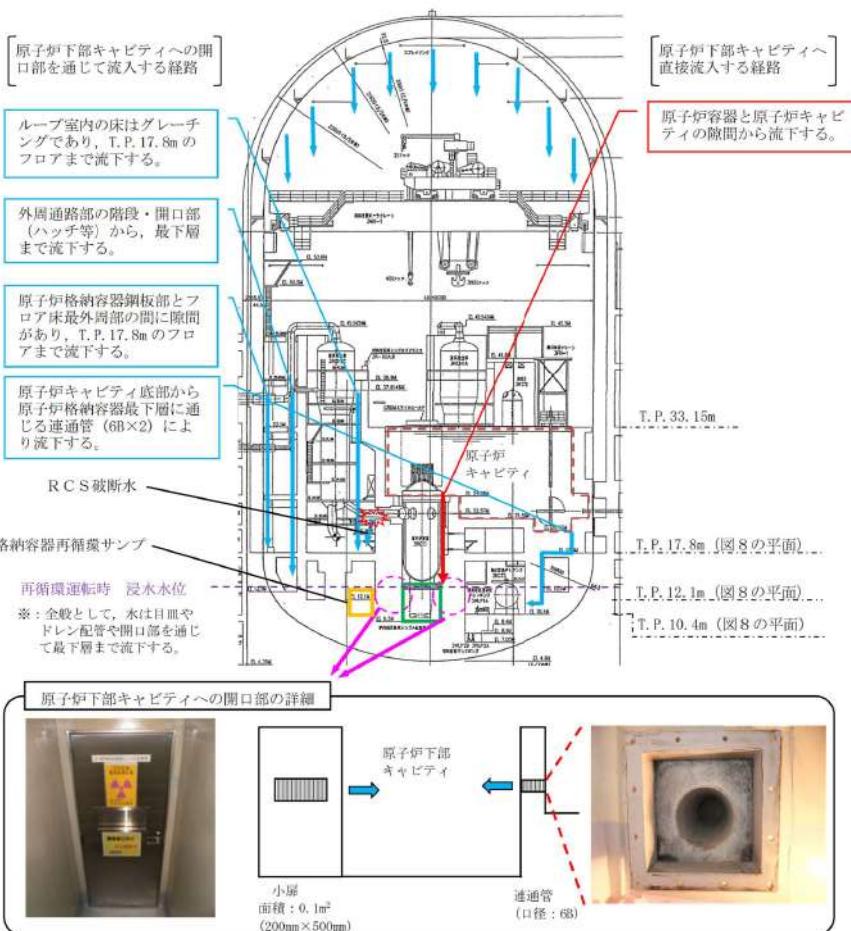


図7 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路(断面図)

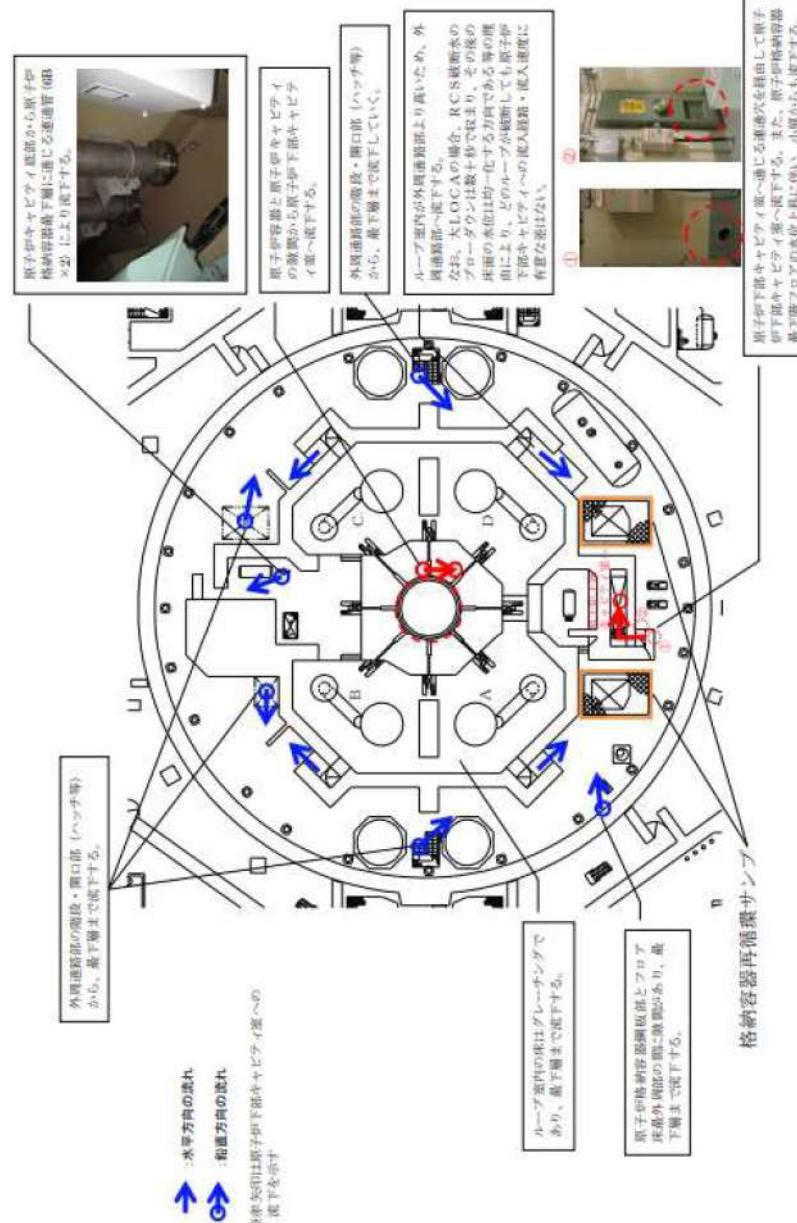
相違理由

設計方針の相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路 (EL17.6M平面図)</p>	 <p>図8 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路 (T.P. 17.8m, T.P. 12.1m/10.4m 平面図)</p>	<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）</p> <p>● : 水平方向の流れ ○ : 鉛直方向の流れ ※赤矢印は原子炉下部キャビティへの流下示す。</p> <p>原子炉容器と原子炉キャビティの隙間から原子炉下部キャビティへ流下する。</p> <p>ループ室内が外周通路部より高いため、外周通路部へ流下する。 なお、大LOCAの場合、RCS破断水のプロダクションは数十秒で収まり、その後の床面の水位は均一化する方向である等の理由により、どのループが破断しても、原子炉下部キャビティへの流入経路・流入速度に有意な差はない。</p> <p>原子炉格納容器鋼板部とフロア床最外周部の間に隙間があり、T.P. 17.8mのフロアまで流下する。</p> <p>原子炉下部キャビティ底部から格納容器最下層に通じる連通管(6B×2)により流下する。</p> <p>原子炉下部キャビティへ通じる連通管を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。</p> <p>設計方針の相違</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

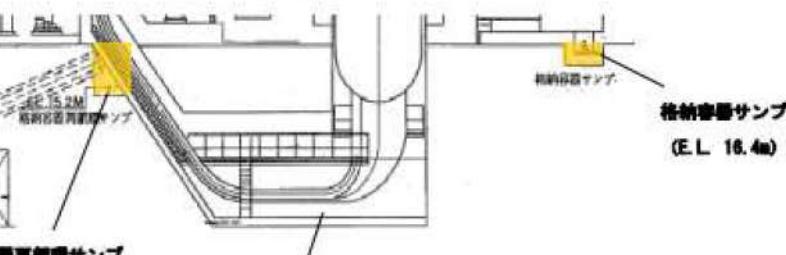
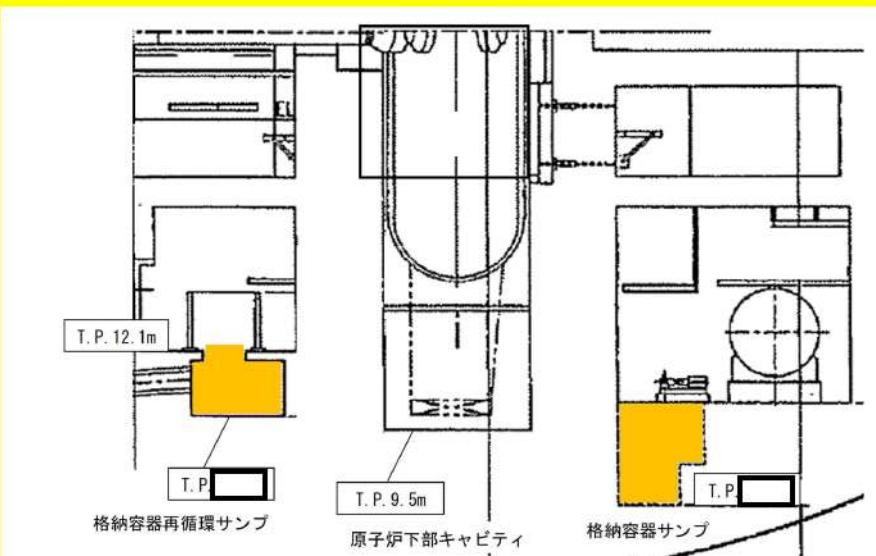
大飯発電所 3／4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由															
 <table border="1" data-bbox="112 508 988 651"> <tr> <th></th> <th>3号機</th> <th>4号機</th> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)</td> <td data-bbox="415 547 988 627"></td> <td data-bbox="415 547 988 627"></td> </tr> <tr> <td>格納容器サンプ容量</td> <td data-bbox="415 627 988 651"></td> <td data-bbox="415 627 988 651"></td> </tr> </table>		3号機	4号機	格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)			格納容器サンプ容量			 <table border="1" data-bbox="1089 706 1560 857"> <tr> <th></th> <th>3号機</th> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)</td> <td data-bbox="1403 738 1560 849"></td> </tr> <tr> <td>格納容器サンプ容量</td> <td data-bbox="1403 849 1560 857"></td> </tr> </table>		3号機	格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)		格納容器サンプ容量		設計方針の相違
	3号機	4号機															
格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)																	
格納容器サンプ容量																	
	3号機																
格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)																	
格納容器サンプ容量																	

図 3 原子炉格納容器内断面図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

図 9 原子炉格納容器内断面図

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。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯發電所3／4号炉

(8) 原子炉下部キャビティへの流入箇所

原子炉格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティに通じる連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。また、原子炉格納容器最下階フロアの水位上昇に伴い、小扉からも流入する。

原子炉下部キャビティに流入する経路断面概要を図4に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を図5に示す。



図4 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図

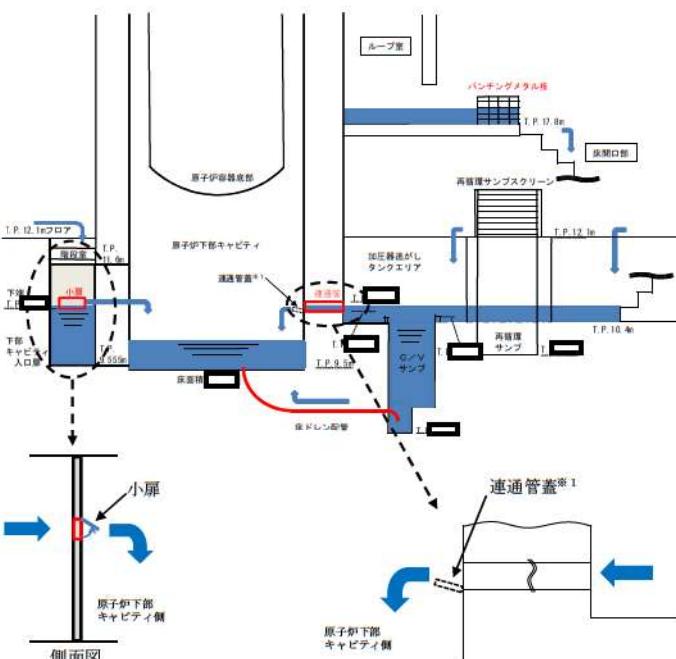
枚開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

泊発電所3号炉

1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所

原子炉格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティに通じる以下の開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。

原子炉下部キャビティに流入する経路断面概要を図10に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を図11及び図12に示す。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティと格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、連通管蓋を設置。

図10 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図

■ 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。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		設計方針の相違
図5 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係	図11 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（既設連通管のみから流入の場合）	設計方針の相違

本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) 解析コードMAAPによれば、MCCIの発生に対してもっとも影響の大きい「大LOCA+ECCS失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約1.4時間後）に合計60トン^{※2}の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に大飯3,4号機に装荷される炉心有効部の全量約130トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約65m³とした。解析結果によれば、原子炉容器破損時（約1.4時間後）における原子炉下部キャビティ水量は約68m³（水位として約1.3m）であり、十分な水量が確保されている。

※2：MAAP解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると設定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

※3：初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通穴等により適宜注水される。

(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通穴を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、以下については考慮しない。

- ・原子炉容器外周隙間からの流入

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) 解析コードMAAPによれば、MCCIの発生に対してもっとも影響の大きい「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約1.6時間後※2）に合計□トン^{※2}の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に泊3号炉に装荷される炉心有効部の全量約□トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約□m³とした。解析結果によれば、原子炉容器破損時（約1.4時間後）における原子炉下部キャビティ水量は約□m³（水位として約1.5m）であり、十分な水量が確保されている。

※2 MAAP解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

※3 初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通管等により適宜注水される。

(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、以下については考慮しない。

- ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入
- ・原子炉容器外周隙間からの流入

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。

設計方針の相違

設計方針の相違

- ・泊3号炉は下部キャビティ床にドレン配管があるため、ドレン配管から逆流する経路がある。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	■	<p><u>記載方針の相違</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯では連通穴が2重化されていることから、小扉のみの流入による評価を行っていない。

図12 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 溶融炉心等の物量及び必要な冷却水量の設定については、図11と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、保守的に以下については考慮しない。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断LOCA時の初期の流入水（RCS配管破断水（約■））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティに流入すると仮定した。
- (d) 実際にはRCS配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

■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。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

a. 連通穴

原子炉下部キャビティへの流入経路として、炉内計装用シンプル配管室への連通穴を施工する。
 連通穴は1箇所のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、2箇所設置することで多重性を持った設計とする。

(図3)



図3 連通穴施工イメージ

b. 小扉

1箇所の連通穴からの流入のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、原子炉格納容器最下階フロアの水位が上昇すれば、2箇所に設置する連通穴に加えて、小扉からも原子炉下部キャビティへ格納容器スプレイ水が流入する。(図4)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

泊発電所3号炉

泊発電所3号炉

(1) 連通管

原子炉下部キャビティへの流入経路として、原子炉下部キャビティへの連通管を設置している。連通管は1箇所のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、連通管と異なる位置に小扉を設置することで流路の多重性及び多様性を持った設計とする。(図13)

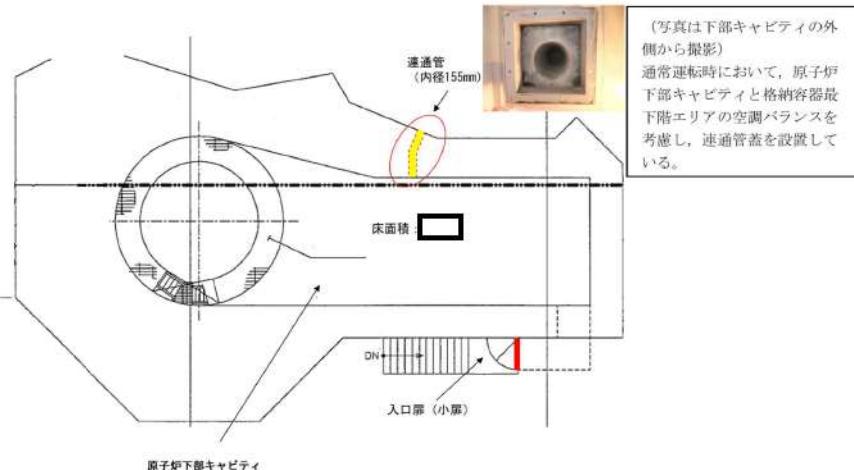


図13 連通管設置状況

(2) 小扉

連通管からの流入のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、原子炉下部キャビティへの水の流入経路の多重性を確保するため、原子炉下部キャビティの入口扉を開口部（小扉）を設置し、小扉からも原子炉下部キャビティへ格納容器スプレイ水が流入する。(図14)

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。

記載方針の相違
 ・泊3号炉は連通管を設置済みである。

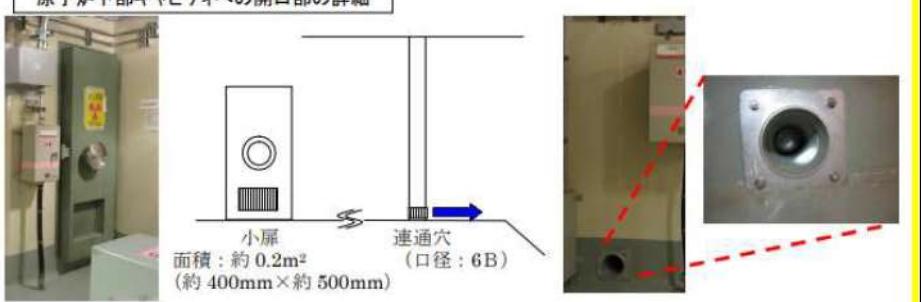
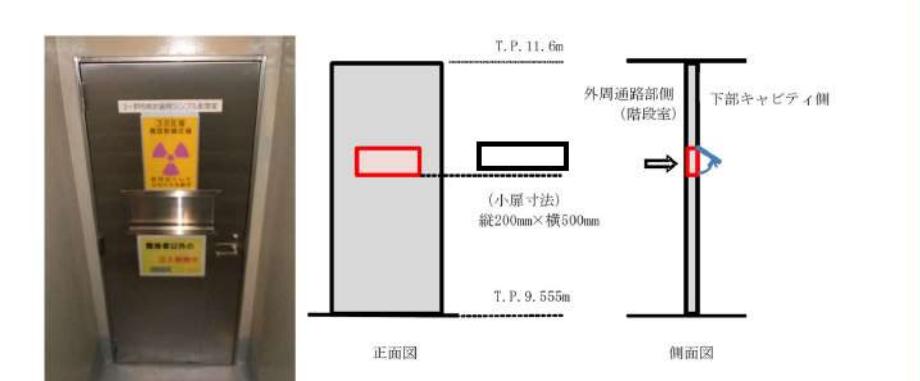
設計方針の相違
 ・泊3号炉は連通管と異なる方向(ほぼ同じ高さ)に連通管よりも大きい開口部を持つ小扉を設置することで多重性及び多様性を持った設計としている。

設計方針の相違
 ・泊3号炉では、最下層フロアの水位上昇を待たずとも連通管とほぼ同じレベルにある小扉から格納容器スプレイ水が流入することで、多重性を確保した設計としている。

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3／4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p>原子炉下部キャビティへの開口部の詳細</p>  <p>図 4 炉内計装用シンプル配管室入口扉小扉</p> <p>原子炉下部キャビティへの開口部の詳細</p> <p>大飯発電所 3／4号炉</p> <p>泊発電所 3号炉</p> <p>相違理由</p> <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）</p>	 <p>図 14 原子炉下部キャビティ入口扉小扉</p> <p>正面図</p> <p>側面図</p> <p>T.P. 11.6m</p> <p>外周通路部側（階段室）</p> <p>下部キャビティ側</p> <p>(小扉寸法) 縦200mm×横500mm</p> <p>T.P. 9.555m</p>	<p>■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。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

(9)原子炉下部キャビティへの流入健全性について

a. 原子炉下部キャビティ内側からの閉塞の可能性について

溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下した際、溶融炉心等で連通穴（内側）が閉塞しないことを以下のとおり確認した。

○解析コードMAAPによれば、「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、以下の合計約□トンの溶融炉心等がLOCA後4時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。

○上記の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう炉内構造物等の重量を約□トンとし、合計□トン分が下部キャビティ室に堆積することを想定する。

・実際に溶融が想定される箇所は、下部炉内構造物のうち、溶融炉心が下部ブレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部ブレナム内にある構造物であるが、これらが多めに溶け込むことを想定して、下部炉心板以下の全構造物の溶融とする。

・原子炉容器については、クリープ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。（溶融炉心と接するため、微量に溶け込む。）

・原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が溶融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下すること。

・原子炉下部キャビティ室にあるサポート等が全て溶融すること。

構成物	材質	重量 (MAAP)	重量 (今回想定)	比重*	体積
① 溶融炉心（全量）	UO ₂		約11	約23m ³	
	ZrO ₂				
② 炉内構造物等	SUS304等		約6	約8	
合計			約200トン		

※：空隙率を考慮せず

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティ室に蓄積される溶融炉心等は約□m³となる。これら溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は約□m²であるので、堆積高さは約□cmとなることから、原子炉下部キャビティ内側室床面から流入経路が閉塞することはない。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

泊発電所3号炉

2. 原子炉下部キャビティへの流入健全性について

(1) 原子炉下部キャビティ内側からの閉塞の可能性について

溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際、溶融炉心等で連通管及び小扉が内側から閉塞しないことを以下のとおり確認した。

○解析コードMAAPによれば、「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、下表に示すとおり①溶融炉心（全量）（約□トン）と②炉内構造物等（約□トン）の合計約□トンの溶融炉心等が、LOCA後3時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。

○上記の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう②炉内構造物等の重量を約□トンとし、合計□トン分が原子炉下部キャビティに堆積することを想定する。

・実際に溶融が想定される箇所は、下部炉内構造物のうち、溶融炉心が下部ブレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部ブレナム内にある構造物であり、これらは約□トンである。これらが多めに溶け込むことを想定して、下部炉心板以下の全構造物約□トンの溶融とする。

・原子炉容器については、クリープ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。（溶融炉心と接するため、微量に溶け込む。）

・原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が溶融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下すること。

・原子炉下部キャビティにあるサポート等が全て溶融することを想定する。これらの総重量は□トンである。

以上を全て合計した約□トンに対して、保守的になるように切りが良い数値として、②炉内構造物等の重量を約□トンと設定した。

	構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重*	体積
① 溶融炉心（全量）	UO ₂		約11	約23m ³	約11	
	ZrO ₂					
② 炉内構造物等	SUS304等		約6	約8	約6	約17m ³
合計						

※：空隙を考慮せず

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティに蓄積される溶融炉心等は約□m³となる。これら溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティに堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティの水平方向断面積は約□m²であるので、堆積高さは約□cmとなることから、原子炉下部キャビティへの連通管まで約□cm以上あることから、溶融炉心等の堆積高さを多めに見た場合でも原子炉下部キャビティへの連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。

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。

相違理由

記載方針の相違
設計方針の相違
・炉心及び炉内構造物の相違による重量の相違

記載方針の相違
・想定する重量に対してより保守的に重慮を設定した。

記載方針の相違
・連通管及び小扉と体積高さの関係を明確化した。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 原子炉下部キャビティ外側からの閉塞の可能性について</p> <p>原子炉下部キャビティへの流入口である連通穴は、原子炉格納容器内に発生する可能性のあるデブリにより連通穴が閉塞することのない設計とする。</p> <p>なお、連通穴を閉塞させる恐れのある異物は以下のとおりである。</p> <p>(a) プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査終了後、取り残された異物</p> <p>(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物</p> <p>(a) 定期検査時に持ち込まれる異物について</p> <p>①定期検査時の作業のため、一時的に使用する異物</p> <ul style="list-style-type: none"> ・テープ ・プラスティック、ビニール製品 ・ロープ ・ウェス、布切れ等 <p>②対応</p> <p>定期検査期間中は異物が放置されていないことを目視により点検するとともに、放置された異物が発見された場合は原子炉起動までに除去する等の適切な措置を講じている。また、定期検査終了後には、異物等が残っていないことを原子炉格納容器内点検にて確認している。</p> <p>引き続き、適正に異物管理を実施することで、連通穴の健全性を確保することが可能である。</p> <p>(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物について</p> <p>①想定する事故シーケンス</p> <p>連通穴による原子炉下部キャビティへの流入が想定される状況は、炉心損傷時であるが、炉心損傷に至る事故シーケンスとしては、主として1次冷却材管のLOCA又は過渡事象が起因となる。そのうち発生異物量が最大となる、1次冷却材管の大破断LOCAを想定して発生異物への対策を考察する。</p> <p>②大破断LOCA時に発生する異物</p> <ul style="list-style-type: none"> ・破損保温材（繊維質）：ロックウール、グラスウール ・破損保温材（粒子状）：ケイ酸カルシウム ・その他粒子状異物：塗装 ・堆積異物（繊維質、粒子） <p>上記異物のうち、各種保温材については、1次冷却材管の破断点を中心として想定される破損影響範囲において発生することから、ループ室内で発生する。それら以外の粒子状異物及び堆積異物に関してはループ室内外で発生する。</p>	<p>(2) 原子炉下部キャビティ外側からの閉塞の可能性について</p> <p>原子炉下部キャビティへの流入口である連通管と小扉は、原子炉格納容器内に発生する可能性のあるデブリにより閉塞することのない設計とする。</p> <p>なお、連通管及び小扉を閉塞させる恐れのある異物は以下のとおりである。</p> <p>(a) プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査終了後、取り残された異物</p> <p>(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物</p> <p>(a) 定期検査時に持ち込まれる異物について</p> <p>①定期検査時の作業のため、一時的に使用する異物</p> <ul style="list-style-type: none"> ・テープ ・プラスティック、ビニール製品 ・ロープ ・ウェス、布切れ等 <p>②対応</p> <p>定期検査期間中は異物が放置されないことを目視により点検するとともに、放置された異物が発見された場合は原子炉起動までに除去する等の適切な措置を講じている。また、定期検査終了後には、異物等が残っていないことを原子炉格納容器内点検にて確認している。</p> <p>引き続き、適正に異物管理を実施することで、連通管及び小扉の健全性を確保することが可能である。</p> <p>(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物について</p> <p>①想定する事故シーケンス</p> <p>連通管及び小扉による原子炉下部キャビティへの流入が想定される状況は、炉心損傷時であるが、炉心損傷に至る事故シーケンスとしては、主として1次冷却材管のLOCA又は過渡事象が起因となる。そのうち発生異物量が最大となる、1次冷却材の大破断LOCAを想定して発生異物への対策を考察する。</p> <p>②大破断LOCA時に発生する異物</p> <ul style="list-style-type: none"> ・破損保温材（繊維質）：ロックウール ・その他粒子状異物：塗装 ・堆積異物（繊維質、粒子） <p>上記異物のうち、各種保温材については、1次冷却材管の破断点を中心として想定される破損影響範囲において発生することから、ループ室内で発生する。それら以外の粒子状異物及び堆積異物に関してはループ室内外で発生する。</p>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では大飯における2重の連通穴と同等の多重性を確保するため、連通管と小扉を使用する。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊ではデブリ対策として格納容器内でグラスウール及びケイ酸カルシウムを使用していない。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>③対応</p> <p>i. ループ室内で発生する異物への対応</p> <p>大破断LOCA時にループ室内で発生する異物は、大部分が蒸気発生器保温材及び1次冷却材管保温材であり、ループ室内のグレーチングの開口部等を通過した大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万一連通穴（Φ155mm）に到達することを防止するために、各ループ室最下階入口（5箇所）に、下部80cmに網目30mm×100mmのグレーチングを取り付けた金網扉を設置する。（図1）</p> <p>保温材等の異物は、ループ室入口の金網扉に至るまでループ室各階の床グレーチングにて補足される。（図2）また、ループ室床面グレーチングとループ室入口の金網扉の網目の大きさは同じであり、ループ室床のグレーチングを通過した保温材等によりループ室入口の金網扉が閉塞することは無い。また、この網目を通る異物については連通穴（Φ155mm）を閉塞させることは考えにくい。</p> <p>ii. ループ室外で発生する異物への対応</p> <p>大破断LOCA時にループ室外で発生しうる異物は、塗装等の粒子状異物及び堆積異物であるが、万一、ループ室床面（E.L.+17.6m）に落下しても、流路が複雑かつ長いこと等により、原子炉下部キャビティまで到達し難い。（図3）更に、連通穴は原子炉格納容器最下層床面近傍に位置しており、また穴径も155mmであることから、ループ室外で発生する塗装等の粒子状異物及び堆積異物が、連通穴を閉塞させるような大型の異物に該当するとは考えにくい。さらに、連通穴は複数設置することで多重性を持った設計としている。</p> <p>(c)まとめ</p> <p>プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査時及び終了後に異物が放置されていないことを目視により点検している。</p> <p>設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物は、発生異物量が最大となる1次冷却材管の大破断LOCAを想定している。連通穴を閉塞させるような大きな塊の保温材は大破断LOCA時にループ室で発生するものの、ループ室床面等のグレーチングで捕捉されるなど原子炉下部キャビティまで到達し難いが、さらにループ室出口に柵を設ける対策を講じている。さらに、原子炉下部キャビティへの流入経路である連通穴は複数確保して多重性を確保する。</p> <p>以上のことにより、原子炉下部キャビティへの流入の健全性を確保する。</p>	<p>③対応</p> <p>i. ループ室内で発生する異物への対応</p> <p>大破断LOCA時にループ室内で発生する異物は、大部分が蒸気発生器保温材及び1次冷却材管保温材であり、ループ室内のグレーチングの開口部等を通過した大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万一連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）に到達することを防止するために、T.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタル板を設置する。（図15）（この他に機器搬入口の開口部が1箇所あり、既にグレーチングを設置している。）</p> <p>保温材等の異物は、T.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部の手摺部のパンチングメタル板に至るまでループ室各階の床グレーチングにて捕捉される。（図16）また、ループ室床面グレーチングとパンチングメタル板の網目の大きさは同程度であり、ループ室床のグレーチングを通過した保温材等によりパンチングメタル板が閉塞することはない。また、この網目を通る異物については連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）を閉塞させることは考えにくい。</p> <p>ii. ループ室外で発生する異物への対応</p> <p>大破断LOCA時にループ室外で発生しうる異物は、塗装等の粒子状異物及び堆積異物であるが、万一、ループ室床面（T.P.17.8m）に落下しても、流路が複雑かつ長いこと等により、原子炉下部キャビティまで到達し難い。（図17）更に、連通管及び小扉は原子炉格納容器最下層床面近傍に位置しており、また穴径及びサイズもそれぞれ155mm、200mm×500mmであることから、ループ室外で発生する塗装等の粒子状異物及び堆積異物が、連通管及び小扉を閉塞させるような大型の異物に該当するとは考えにくい。さらに、連通管（内径155mm）と小扉（200mm×500mm）をそれぞれ設置することで多重性を持った設計としている。</p> <p>(c)まとめ</p> <p>プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査時及び終了後に異物が放置されていないことを目視により点検している。</p> <p>設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物は、発生異物量が最大となる1次冷却材管の大破断LOCAを想定している。連通管及び小扉を閉塞させるような大きな塊の保温材は大破断LOCA時にループ室で発生するものの、ループ室床面等のグレーチングで捕捉されるなど原子炉下部キャビティまで到達し難いが、さらにT.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部の手摺部にパンチングメタル板を設ける対策を講じている。さらに、原子炉下部キャビティへの流入経路は連通管（内径155mm）と小扉（200mm×500mm）をそれぞれ設置することで多重性を確保する。</p> <p>以上のことにより、原子炉下部キャビティへの流入の健全性を確保する。</p>	<p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊では設置場所の相違からパンチングメタル板を使用しているが、網目サイズをグレーチングと同程度とすることで異物の捕捉性能に相違はない。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ループ室床高さの設計が相違している。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊では大飯における2重の連通穴と同等の多重性を確保するため、連通管と小扉を使用する。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 構造は異なるが、異物の捕捉性能は同等である。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 開口部のサイズを明確化した。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
図1 保温材等のテブリ対策	<p>LOCA 発生場所 (ループ室内)</p>  <p>機器搬入口の開口部には既にグレーチングが設置されており、大型の破損保温材等は捕捉される。</p> <p>(写真A) 階段開口部に設置したパンチングメタル</p> <p>(写真B) 階段開口部に設置したパンチングメタル</p> <p>大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。(写真A)</p> <p>T, P, 17, 8m フロア</p> <p>■ : 水平方向の水の流れ □ : 下層階への水の流れ ■ : 床開口部</p> <p>LOCA時の大型の破損保温材を含んだ水は、ループ室入口を経出し、階段開口部2箇所及び機器搬入口1箇所を通過して、最下階へ流下する。従ってこの3箇所で、大型の破損保温材等を捕捉できるよう、対処を図る。</p>	設計方針の相違

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

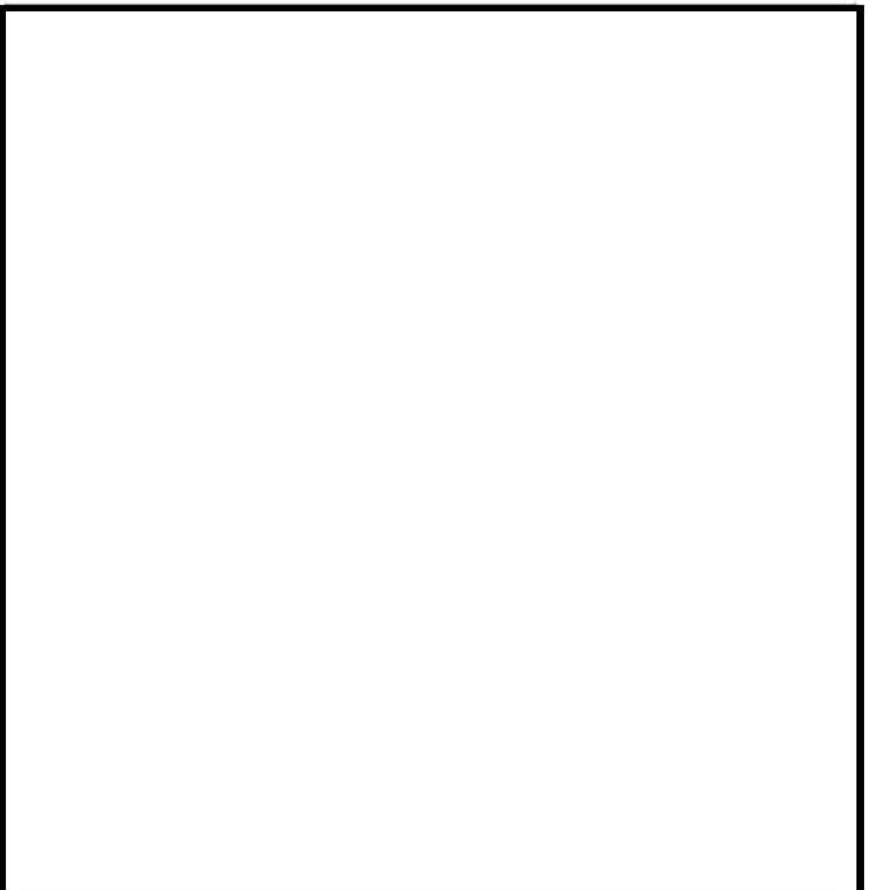
図15 保温材等のデブリ対策

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。

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3／4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
		設計方針の相違
図 2 各機器とグレーチングの位置関係	図 16 各機器とグレーチングの位置関係	 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。

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

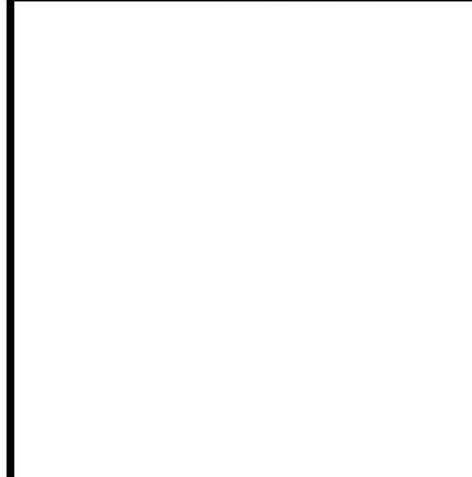
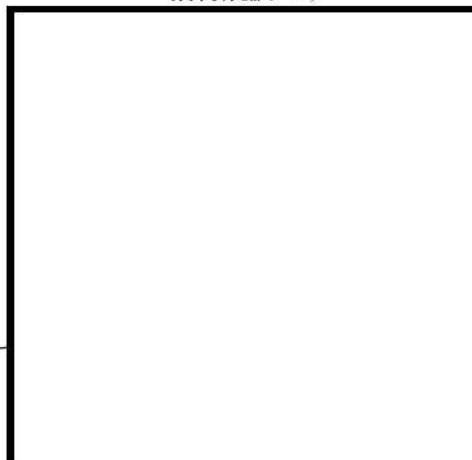
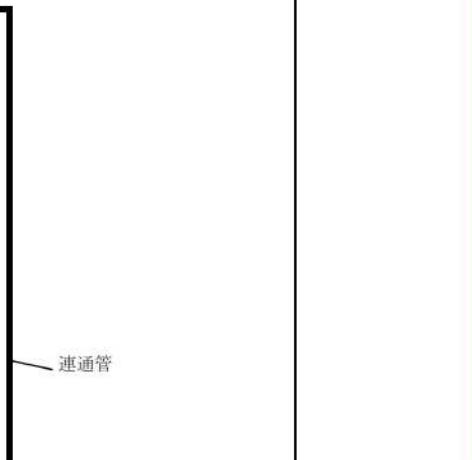
大飯発電所 3／4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
	 T. P. 17.8m フロア 小扉 連通管	 : 床開口部 <u>設計方針の相違</u>
 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。	 T. P. 10.4m フロア 連通管	 <u>設計方針の相違</u>

図 3-1 各ループ室から原子炉下部キャビティまでの流路
(大飯 3号機断面図の例)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

図 3-2 各ループ室から原子炉下部キャビティまでの流路
(大飯 3号機 17.6M 平面図)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

図17 各ループ室から原子炉下部キャビティまでの流路
(T. P. 17.8m/10.4m平面図)

 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。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

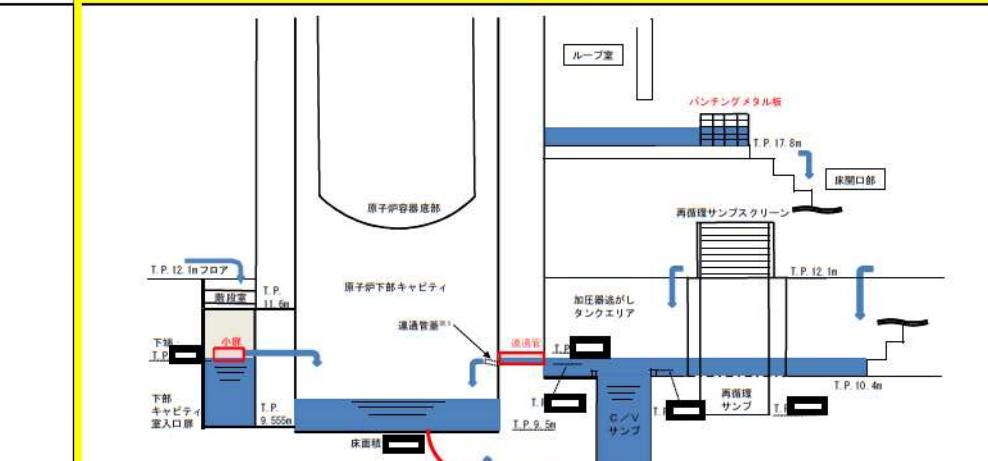
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(10)まとめ</p> <p>原子炉下部キャビティへ通じる炉内計装用シンプル配管室への注水を確実にするために、以下の対策を実施する。（図1）</p> <p>①原子炉下部キャビティへの流入経路確保</p> <p>原子炉下部キャビティへ通じる炉内計装用シンプル配管室への連通穴2箇所設置。 また、炉内計装用シンプル配管入口扉に小扉を従来より設置している。</p> <p>②保温材等のデブリ対策</p> <p>各ループ室最下階入口（4箇所）にデブリ捕捉用の柵を設置する。</p> <p>これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティへの注水を確実に実施することができる。</p> <p>○大破断LOCAにより発生する保温材等のデブリは、デブリ捕捉用の柵により捕捉することができるため、連通穴にこれらのデブリが到達することはない。また、連通穴についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。</p> <p>○溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティに堆積することを想定した場合においても、連通穴の設置高さは堆積高さと比べ高いことから、内側から注水経路が閉塞することはなく有効に機能する。</p> <p>【比較のため、川内1／2号炉の添付資料1.8.4を掲載】（比較箇所のみ抜粋）</p> <p>なお、運転中の定期的な巡視において、原子炉下部キャビティ連通穴、小扉及び格納容器再循環サンプルクリーンの周辺に、閉塞に繋がる異物がないことを目視にて確認する。また、定期的に小扉及び連通穴の健全性確認を実施する。</p>	<p>3.まとめ</p> <p>原子炉下部キャビティへの注水を確実にするために、以下の対策を実施する。（図18）</p> <p>①原子炉下部キャビティへの流入経路確保</p> <p>原子炉下部キャビティ入口扉に小扉を設置。 また、原子炉下部キャビティへの連通管を従来より設置している。</p> <p>②保温材等のデブリ対策</p> <p>T.P. 17.8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部にデブリ捕捉用のパンチングメタル板を設置する。</p> <p>これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティへの注水を確実に実施することができる。</p> <p>○大破断LOCAにより発生する保温材等のデブリは、デブリ捕捉用のパンチングメタル板及びグレーチングにより捕捉することができるため連通管及び小扉にこれらのデブリが到達することはない。また、連通管及び小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。</p> <p>○溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティに堆積することを想定した場合においても、連通管及び小扉の設置高さは堆積高さと比べ高いことから、内側から注水経路が閉塞することはなく有効に機能する。</p>	<p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は連通管と異なる方向のほぼ同じ高さに連通管よりも大きい開口部を持つ小扉を設置することで多重性及び多様性を持つ設計としている。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では設置場所の相違からパンチングメタル板を採用しているが、捕捉性能も同等である ・泊では床面開口部にグレーチングを設置している。

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3／4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
 <p>図 1 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面図</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	 <p>図 18 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面図</p> <p>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。</p>	<p>設計方針の相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

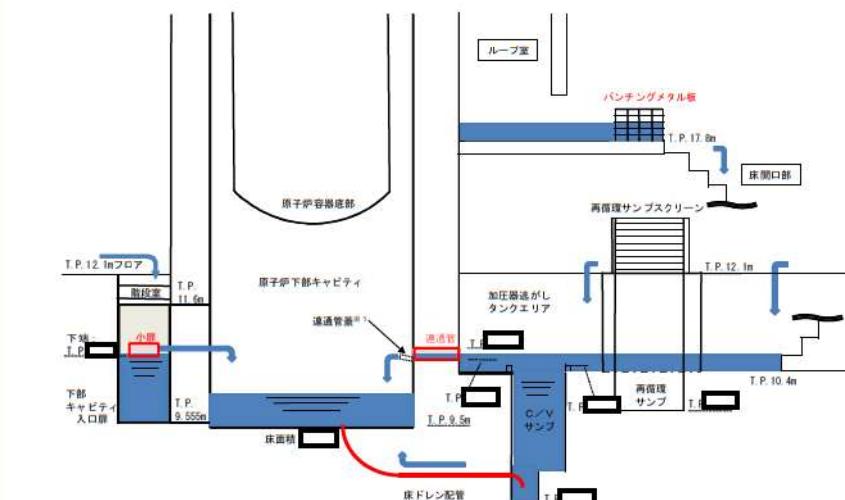
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
別紙	別紙	
原子炉下部キャビティへの蓄水時間について		
<p>1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所 原子炉格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティに通じる連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。また、原子炉格納容器最下階フロアの水位上昇に伴い、小扉からも流入する。</p> <p>図2に連通穴から原子炉下部キャビティへ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を示す。</p> <p>なお、解析コードMAAPによると、図3のとおり溶融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.4時間後）までに確保可能である。</p>		
<p>1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所 原子炉格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティに通じる開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。</p> <p>図2及び図3に連通管又は小扉から原子炉下部キャビティへ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を示す。</p> <p>原子炉下部キャビティに通じる開口部は2箇所（連通管及び小扉）あり、仮にどちらか一方が閉塞した場合においても、図2及び図3のとおり冷却に必要な冷却水の確保は可能である。</p> <p>なお、解析コードMAAPによると、図4のとおり溶融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.6時間後）までに確保可能である。</p>		<p><u>記載方針の相違</u> ・泊3号炉は小扉が連通管と同じ高さとなるためほぼ同時に流入する。</p> <p><u>記載方針の相違</u> ・泊では大飯における2重の連通穴と同等の多重性を確保するため、連通管と小扉を使用する。</p> <p><u>設計方針の相違</u></p>

図1 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティと格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、連通管蓋を設置。

図1 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図

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。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		図2 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係 既設連通管のみから流入の場合
図2 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係	本関係図の設定条件は以下のとおりである。 (a) 解析コードMAAPによれば、MCCIの発生に対してもっとも影響の大きい「大LOCA+ECCS失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約1.4時間後）に合計□トン ^{*1} の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に大飯3,4号機に装荷される炉心有効部の全量約□トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するに必要な水量として約□m ³ ^{*2} とした。 ※1: MAAP解析では、初期炉心熱出力を□%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると設定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。 ※2: 初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通穴等により適宜注水される。	本関係図の設定条件は以下のとおりである。 (a) 解析コードMAAPによれば、MCCIの発生に対してもっとも影響の大きい「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約1.6時間後）に合計□トン ^{*2} の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に泊3号炉に装荷される炉心有効部の全量約□トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するに必要な水量として約□m ³ ^{*3} とした。 ※2 MAAP解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。 ※3 初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通管等により適宜注水される。

(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通穴を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、原子炉容器外周隙間からの流入については考慮しない。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3／4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
		<p><u>記載方針の相違</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯では連通穴が2重化されていることから、小扉のみの流入による評価を行っていない。

図3 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

本関係図の設定条件は以下のとおりである。

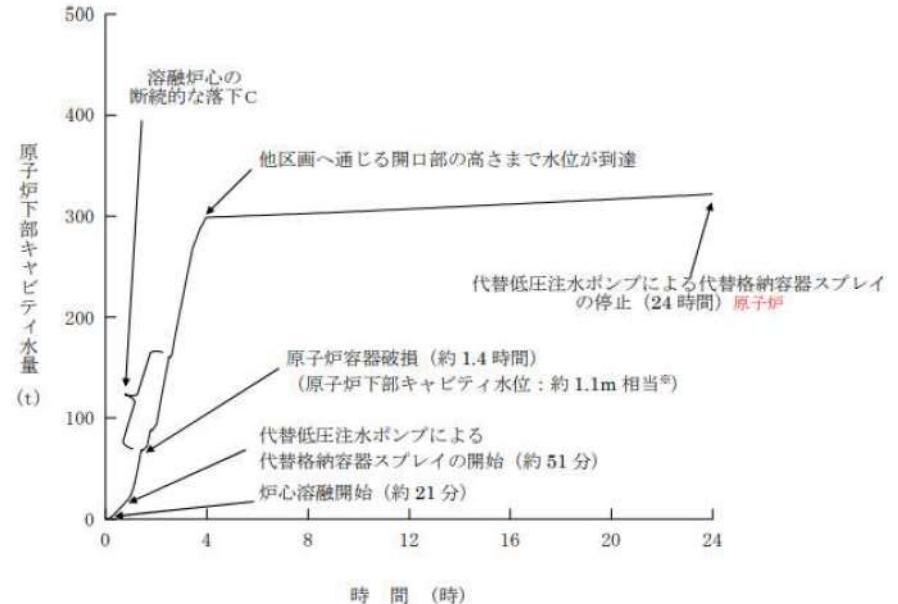
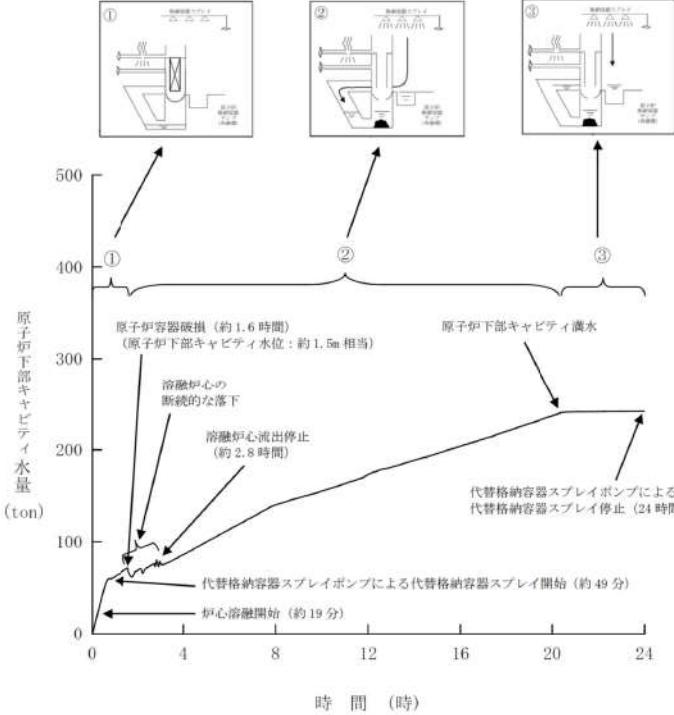
- (a) 溶融炉心等の物量及び必要な冷却水量の設定については、図2と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、保守的に以下については考慮しない。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 [] ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティに流入すると仮定した。
- (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

[] 桁組みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図3 原子炉下部キャビティ水量の推移</p> <p>※原子炉下部キャビティ防護壁設置後については約1.3mとなる。</p>	 <p>図4 原子炉下部キャビティ水量の推移</p> <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）</p>	<p>設計方針の相違 ・格納容器配置等の相違 による</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																									
<p>添付資料1.7.9</p> <p>設計基準事故対処設備の故障想定を実施しない技術的能力項目の 機能喪失原因対策分析について</p> <p>設計基準事故対処設備の故障想定を実施しない技術的能力項目（下表に掲げる項目）については、更なる対策の抽出を行うために他の技術的能力に掲げる機能喪失原因対策（フォールトツリー図）を参照している。 その関連を下表に整理する。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th><th>技術的能力 名称 (設計基準事故対処設備の故障想定なし)</th><th>フォールトツリー図を参照する 他の技術的能力の項目</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1.7</td><td>原子炉格納容器の過圧破損を防止する ための手順等</td><td>1.1～1.6</td></tr> <tr> <td>1.8</td><td>原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する ための手順等</td><td>1.1～1.6</td></tr> <tr> <td>1.9</td><td>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止 するための手順等</td><td>1.1～1.6</td></tr> <tr> <td>1.10</td><td>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を 防止するための手順等</td><td>1.1～1.6</td></tr> <tr> <td>1.12</td><td>工場等外への放射性物質の拡散を 抑制するための手順等</td><td>1.1～1.6</td></tr> <tr> <td>1.16</td><td>原子炉制御室の居住性等に関する手順等</td><td>直接的に事故事象に対応する手順で ないため、フォールトツリー図は不要</td></tr> <tr> <td>1.17</td><td>監視測定等に関する手順等</td><td>同 上</td></tr> <tr> <td>1.19</td><td>通信連絡に関する手順等</td><td>同 上</td></tr> </tbody> </table> <p>【参照する技術的能力の項目名称】</p> <p>1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p>	項目	技術的能力 名称 (設計基準事故対処設備の故障想定なし)	フォールトツリー図を参照する 他の技術的能力の項目	1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止する ための手順等	1.1～1.6	1.8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する ための手順等	1.1～1.6	1.9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止 するための手順等	1.1～1.6	1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を 防止するための手順等	1.1～1.6	1.12	工場等外への放射性物質の拡散を 抑制するための手順等	1.1～1.6	1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	直接的に事故事象に対応する手順で ないため、フォールトツリー図は不要	1.17	監視測定等に関する手順等	同 上	1.19	通信連絡に関する手順等	同 上
項目	技術的能力 名称 (設計基準事故対処設備の故障想定なし)	フォールトツリー図を参照する 他の技術的能力の項目																									
1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止する ための手順等	1.1～1.6																									
1.8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する ための手順等	1.1～1.6																									
1.9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止 するための手順等	1.1～1.6																									
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を 防止するための手順等	1.1～1.6																									
1.12	工場等外への放射性物質の拡散を 抑制するための手順等	1.1～1.6																									
1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	直接的に事故事象に対応する手順で ないため、フォールトツリー図は不要																									
1.17	監視測定等に関する手順等	同 上																									
1.19	通信連絡に関する手順等	同 上																									

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	添付資料 1.7.10-(1)	相違理由													
【女川2号炉の添付資料1.7.7を掲載】																
<p>解釈一覧</p> <p>1. 判断基準の解釈一覧</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>手順</th> <th>判断基準記載内容</th> <th>解釈</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）</td> <td>b. フィルタ装置への水補給 a. フィルタ装置スクラバ液液移送 e. フィルタ装置への薬液補給</td> <td>フィルタ装置の水位が規定水位まで低下した場合 サブレッショングランプ内の圧力が規定値以下 フィルタ装置の水位が [] まで低下し、フィルタ装置への水補給を実施した場合</td> </tr> </tbody> </table>				手順	判断基準記載内容	解釈	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	b. フィルタ装置への水補給 a. フィルタ装置スクラバ液液移送 e. フィルタ装置への薬液補給	フィルタ装置の水位が規定水位まで低下した場合 サブレッショングランプ内の圧力が規定値以下 フィルタ装置の水位が [] まで低下し、フィルタ装置への水補給を実施した場合							
手順	判断基準記載内容	解釈														
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	b. フィルタ装置への水補給 a. フィルタ装置スクラバ液液移送 e. フィルタ装置への薬液補給	フィルタ装置の水位が規定水位まで低下した場合 サブレッショングランプ内の圧力が規定値以下 フィルタ装置の水位が [] まで低下し、フィルタ装置への水補給を実施した場合														
<p>解釈一覧</p> <p>1. 判断基準の解釈一覧</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>手順</th> <th>判断基準記載内容</th> <th>解釈</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交換動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）</td> <td>(1) 格納容器スプレー (3) 代替格納容器スプレー</td> <td>a. 格納容器スプレーポンプによる原子炉格納容器内のスプレー b. 電動機駆動消防ポンプ又はディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器へのスプレー d. 代替給水ピット水槽とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレー e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレー</td> <td>原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている 原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている 代替給水ピットの水位が確保され、使用できる 原水槽の水位が確保され、使用できる</td> <td>燃料取替用水ピット水位が [] %以上 燃料取替用水ピット水位が [] %以上 代替給水ピット水位の目視による確認 原水槽水位の目視による確認</td> </tr> <tr> <td>1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交換動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）</td> <td>(2) 代替格納容器スプレー</td> <td>a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー b. B-格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー c. ディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー f. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレー</td> <td>原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている 原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている 原子炉格納容器内へスプレーするために必要な原水タンクの水位が確保されている 原水槽の水位が確保され、使用できる</td> <td>燃料取替用水ピット水位が [] %以上 燃料取替用水ピット水位が [] %以上 原水タンク水位が1,400mm以上 代替給水ピット水位の目視による確認</td> </tr> </tbody> </table>				手順	判断基準記載内容	解釈	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交換動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）	(1) 格納容器スプレー (3) 代替格納容器スプレー	a. 格納容器スプレーポンプによる原子炉格納容器内のスプレー b. 電動機駆動消防ポンプ又はディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器へのスプレー d. 代替給水ピット水槽とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレー e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレー	原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている 原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている 代替給水ピットの水位が確保され、使用できる 原水槽の水位が確保され、使用できる	燃料取替用水ピット水位が [] %以上 燃料取替用水ピット水位が [] %以上 代替給水ピット水位の目視による確認 原水槽水位の目視による確認	1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交換動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）	(2) 代替格納容器スプレー	a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー b. B-格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー c. ディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー f. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレー	原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている 原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている 原子炉格納容器内へスプレーするために必要な原水タンクの水位が確保されている 原水槽の水位が確保され、使用できる	燃料取替用水ピット水位が [] %以上 燃料取替用水ピット水位が [] %以上 原水タンク水位が1,400mm以上 代替給水ピット水位の目視による確認
手順	判断基準記載内容	解釈														
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交換動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）	(1) 格納容器スプレー (3) 代替格納容器スプレー	a. 格納容器スプレーポンプによる原子炉格納容器内のスプレー b. 電動機駆動消防ポンプ又はディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器へのスプレー d. 代替給水ピット水槽とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレー e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレー	原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている 原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている 代替給水ピットの水位が確保され、使用できる 原水槽の水位が確保され、使用できる	燃料取替用水ピット水位が [] %以上 燃料取替用水ピット水位が [] %以上 代替給水ピット水位の目視による確認 原水槽水位の目視による確認												
1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交換動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）	(2) 代替格納容器スプレー	a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー b. B-格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー c. ディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー f. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレー	原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている 原子炉格納容器内へスプレーするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている 原子炉格納容器内へスプレーするために必要な原水タンクの水位が確保されている 原水槽の水位が確保され、使用できる	燃料取替用水ピット水位が [] %以上 燃料取替用水ピット水位が [] %以上 原水タンク水位が1,400mm以上 代替給水ピット水位の目視による確認												

[] 桁組みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

【女川2号炉の添付資料1.7.7を掲載】

2. 操作手順の解釈一覧			
手順	操作手順記載内容	解釈	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 代替循環冷却却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	a. 代替循環冷却却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却却ポンプ出口流量指示値の上昇(150m ³ /h程度)	
	b. 原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始	代替循環冷却却ポンプ出口流量指示値の上昇(150m ³ /h程度)及び残留熱除去系洗浄ライン流量指示値にて90 m ³ /h程度	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	c. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作含む)	フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置の水位が
	d. フィルタ装置への水補給	通常水位範囲内に到達	フィルタ装置の水位が
	e. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の電圧ページ	電圧の供給を開始	可搬型空気ガス供給装置流量(220m ³ /h)にて注入を実施
	f. フィルタ装置スクラバ溶液移送	通常水位範囲内に到達	フィルタ装置の水位が
	g. 規定期量の薬液	規定期量の薬液	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (3) 原子炉格納容器pH調整	h. 規定期量の薬液が注入されたことを格納容器pH調整系タンク水位指示値により確認後	2.6m ³ 以上注入されたことを格納容器pH調整系タンク水位指示値にて確認後	

泊発電所3号炉

添付資料 1.7.10-(2)

2. 操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 格納容器内自然対流冷却 a. C, D 一格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	(2) 格納容器内自然対流冷却 a. C, D 一格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	最高使用圧力 格納容器圧力が約 [] MPa[gage]
1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D 一格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	(1) 格納容器内自然対流冷却 a. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D 一格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	最高使用圧力 格納容器圧力が約 [] MPa[gage]

[]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。

相違理由

【大飯】

記載方針の相違
(女川実績の反映)

・泊は、「操作手順」の系統構成等に対する具体的な操作対象機器について添付資料 1.7.10 に整理している。

・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。
【女川】

設備の相違による操作対象弁の相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

【女川2号炉の添付資料1.7.7を掲載】

3. 弁番号及び弁名称一覧 (1/2)

弁番号	弁名称	操作場所
E11-MO-F083	代替循環冷却水ブイバイパス弁	中央制御室
E11-MO-F082	代替循環冷却ボンプ流量調整弁	中央制御室
E11-MO-F080	代替循環冷却ポンプ吸込弁	中央制御室
E11-MO-F010A	R/R A 格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-MO-F004A	R/R A 系 LPC1 注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F009A	R/R A 格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-MO-F003A	R/R 熱交換器 (A) バイパス弁	中央制御室
P13-MO-F070	T/B 隔離時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F071	R/B B/F 急停止隔離弁	中央制御室
P13-MO-F171	R/B F/F 急停止隔離弁	中央制御室
E11-MO-F086	R/R MILC 通路第一弁	中央制御室
E11-MO-F087	R/R MILC 通路第二弁	中央制御室
E11-MO-F004B	R/R B 系 LPC1 注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F062B	R/R B 格納容器冷却水ライン先端流量調整弁	中央制御室
T48-A0-F020	シート用 SGTS 侧隔離弁	中央制御室
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTS 削止め弁	中央制御室
T48-A0-F021	ペント用 HVAC 侧隔離弁	中央制御室
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 削止め弁	中央制御室
T48-A0-F043	PCT 削止め化ペント用連絡配管隔離弁	中央制御室
T48-A0-F044	PCT 削止め化ペント用連絡配管止め弁	中央制御室
T63-MO-F001	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T63-MO-F002	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T48-MO-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地下1階 (原子炉建屋付属棟内)
T48-MO-F019	B/V ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T48-MO-F063	S/C 制PSA 室素供給ライン第一隔離弁	中央制御室
T48-MO-F011	D/V 補給用室素ガス供給用第一隔離弁	中央制御室
T63-F042A	フィルタ装置(A)補給水ワイン弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T63-F042B	フィルタ装置(B)補給水ワイン弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T63-F042C	フィルタ装置(C)補給水ワイン弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)

泊発電所3号炉

添付資料 1.7.10-(3)

3. 弁番号及び弁名称一覧 (1/2)

弁番号	弁名称	操作場所
3V-CC-117A	A - 余熱除去冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室
3V-CC-117B	B - 余熱除去冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室
3V-CC-177A	A - 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室
3V-CC-177B	B - 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室
3RCV-056	原子炉補機冷却水サージタンクベント弁	中央制御室
-	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ口金弁	周辺補機棟T.P. 43. 6m
3V-CC-760	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用窒素供給バルル入口弁	周辺補機棟T.P. 43. 6m
3V-CC-762	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用窒素供給バルル入口弁 2	周辺補機棟T.P. 43. 6m
3V-CC-766	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用窒素供給バルル減圧弁	周辺補機棟T.P. 43. 6m
3V-CC-768	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用窒素供給バルル出口弁	周辺補機棟T.P. 43. 6m
3V-CC-004	原子炉補機冷却水サージタンク薬品添加口第2止め弁	周辺補機棟T.P. 43. 6m
3V-CC-003	原子炉補機冷却水サージタンク薬品添加口第1止め弁	周辺補機棟T.P. 43. 6m
3V-CC-770	原子炉補機冷却水サージタンク可搬型圧力計接続用配管窒素供給止め弁	周辺補機棟T.P. 43. 6m
3V-CC-203B	C, D - C/V再循環ユニット補機冷却水入口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-CC-208C	C - C/V再循環ユニット補機冷却水出口C/V外側隔離弁	中央制御室, 周辺補機棟T.P. 24. 8m
3V-CC-208D	D - C/V再循環ユニット補機冷却水出口C/V外側隔離弁	中央制御室, 周辺補機棟T.P. 24. 8m
3V-CC-044B	原子炉補機冷却水戻り母管B側連絡弁	中央制御室
3V-CC-054C	C - 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室
3V-CC-151B	B - 使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁	中央制御室
3V-CC-044A	原子炉補機冷却水戻り母管A側連絡弁	中央制御室
3V-CC-054A	A - 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室
3V-CC-054B	B - 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室
3V-CC-151A	A - 使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁	中央制御室
3V-CC-203A	A, B - C/V再循環ユニット補機冷却水入口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-CC-055A	原子炉補機冷却水供給母管A側連絡弁	中央制御室
3V-CC-055B	原子炉補機冷却水供給母管B側連絡弁	中央制御室
3V-CC-191	格納容器昇圧気ガスサンブル冷却器補機冷却水入口弁	周辺補機棟T.P. 24. 8m
3V-CC-261A	A - サンブル冷却器補機冷却水入口弁	周辺補機棟T.P. 17. 8m
3V-CC-261B	B - サンブル冷却器補機冷却水入口弁	周辺補機棟T.P. 17. 8m
3V-CC-231A	B - 充てんポンプ, 電動機補機冷却水A供給ライン第1切替弁	周辺補機棟T.P. 10. 3m
3V-CC-232A	B - 充てんポンプ, 電動機補機冷却水A供給ライン第2切替弁	周辺補機棟T.P. 10. 3m
3V-CC-242A	A - 充てんポンプ, 電動機補機冷却水出口弁	周辺補機棟T.P. 10. 3m
3V-CC-231B	B - 充てんポンプ, 電動機補機冷却水B供給ライン第1切替弁	周辺補機棟T.P. 10. 3m
3V-CC-232B	B - 充てんポンプ, 電動機補機冷却水B供給ライン第2切替弁	周辺補機棟T.P. 10. 3m
3V-CC-242C	C - 充てんポンプ, 電動機補機冷却水出口弁	周辺補機棟T.P. 10. 3m

【大飯】
記載方針の相違
(女川実績の反映)
・泊は、「操作手順」の系統構成等に対する具体的な操作対象機器について添付資料 1.7.10 に整理している。

・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

【女川】
設備の相違による操作対象弁の相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

【女川2号炉の添付資料1.7.7を掲載】

3. 弁番号及び弁名称一覧 (2/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T63-F045A	フィルタ装置(A)屋外側重大事故時用給水ライン弁	屋外
T63-F045B	フィルタ装置(B)屋外側重大事故時用給水ライン弁	屋外
T63-F045C	フィルタ装置(C)屋外側重大事故時用給水ライン弁	屋外
T63-F051	建屋内事故用給水ライン弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋付属構内)
T63-F701	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋付属構内)
T63-F702	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋付属構内)
T63-F703	フィルタ装置出口水素濃度計計出口弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋付属構内)
T48-F055	PSA 亂素供給ライン弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋付属構内)
T48-F066	FCVS 亂素供給ライン弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋付属構内)
T48-F067	建屋内PSA 亂素供給ライン弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋付属構内)
T63-F035	FCVS 排水移送ライン第一隔離弁	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋付属構内)
T63-M0-F066	FCVS 排水移送ライン第一隔離弁	中央制御室
T63-M0-F065	FCVS 排水移送ライン第二隔離弁	中央制御室
T63-F063	FCVS 排水移送ライン弁	屋外
T63-F004	フィルタ装置出口弁	原子炉建屋 地上2階(原子炉建屋付属構内)
T63-F049A	フィルタ装置(A)氮素注入ライン弁	屋外
T63-F049B	フィルタ装置(B)氮素注入ライン弁	屋外
T63-F049C	フィルタ装置(C)氮素注入ライン弁	屋外
T81-M0-F002	PMCS ボンブ吸込弁	中央制御室
T81-M0-F004	PMCS 注入第1隔離弁	中央制御室

泊発電所3号炉

添付資料 1.7.10-(4)

3. 弁番号及び弁名称一覧 (2/2)

弁番号	弁名称	操作場所
3V-OC-134B	B－高圧注入ポンプ電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-OC-140B	B－高圧注入ポンプ、油冷却器補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-CC-563	B－格納容器スプレイポンプ補機冷却水出口止め弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-OC-124B	B－余熱除去ポンプ電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-CC-128B	B－余熱除去ポンプ補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-CC-124A	A－余熱除去ポンプ電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-OC-128A	A－余熱除去ポンプ補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-OC-184A	A－格納容器スプレイポンプ電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-OC-188A	A－格納容器スプレイポンプ補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-OC-134A	A－高圧注入ポンプ電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-OC-140A	A－高圧注入ポンプ、油冷却器補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P. -1.7m
3V-OC-222A	A－制御用空気圧縮装置補機冷却水入口弁	周辺補機棟T.P. 10.3m
3V-CC-222B	B－制御用空気圧縮装置補機冷却水入口弁	周辺補機棟T.P. 10.3m
3V-CC-058	C－原子炉補機冷却水供給母管止め弁	周辺補機棟T.P. 2.3m
3V-OC-071A	原子炉補機冷却水モニタAライン入口止め弁	周辺補機棟T.P. 2.3m
3V-CC-075A	原子炉補機冷却水モニタAライン戻り弁	周辺補機棟T.P. 2.3m
3V-CC-105A	A, B－原子炉補機冷却水ポンプ電動機補機冷却水出口弁	周辺補機棟T.P. 2.3m
3V-CC-071B	原子炉補機冷却水モニタBライン入口止め弁	周辺補機棟T.P. 2.3m
3V-OC-075B	原子炉補機冷却水モニタBライン戻り弁	周辺補機棟T.P. 2.3m
3V-CC-105B	C, D－原子炉補機冷却水ポンプ電動機補機冷却水出口弁	周辺補機棟T.P. 2.3m
3V-CC-020A	原子炉補機冷却水Aサービジライン止め弁	周辺補機棟T.P. 43.6m
3V-CC-020B	原子炉補機冷却水Bサービジライン止め弁	周辺補機棟T.P. 43.6m
3V-CC-551	D－原子炉補機冷却水冷却器出口海水供給ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T.P. 2.3m
3V-CC-054D	D－原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室
3V-CC-557	C, D－格納容器再循環ユニット補機冷却水排水ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T.P. 17.8m
3V-CC-559	C, D－格納容器再循環ユニット補機冷却水排水ライン絞り弁 (SA対策)	周辺補機棟T.P. 17.8m

【大飯】

記載方針の相違

(女川実績の反映)

・泊は、「操作手順」の系統構成等に対する具体的な操作対象機器について添付資料 1.7.10 に整理している。

・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

【女川】

設備の相違による操作対象弁の相違

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

4.7 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための手順等

1.7 原子力施設各部の過度反応を防止するための措置等		泊発電所3号炉		相違理由
大飯発電所3／4号炉	【女川2号炉の添付資料1.7.8を掲載】	泊発電所3号炉	添付資料1.7.11	
	添付資料1.7.8			
フォールトツリー解析の実施の考え方について		フォールトツリー解析の実施の考え方について		
<p>重大事故等対処のための手段及び設備の抽出にあたっては、設計基準事故対処設備の故障を想定し、その機能を代替するために、各設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する手法（以下「機能喪失原因対策分析」という。）を用いている。</p> <p>以下に機能喪失原因対策分析の実施の考え方を整理する。</p> <p>1. 機能喪失原因対策分析が必須な条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「設計基準事故対処設備が有する〇〇機能が喪失した場合」に対処するための手順等を整備する条文を第1表「機能喪失原因対策分析が必須な条文」に示す。</p> <p>機能喪失原因対策分析は、設計基準事故対処設備が有する機能に属する設備を網羅的に抽出することができ、その弱点の把握が明確となる。これを用いて、フロントライン系（設計基準事故対処設備）及びサポート系（動力源、冷却源）の故障を想定し、各々について事故対処に有効な機能を有する代替手段を抽出した。</p> <p>2. 機能喪失原因対策分析が必須でない条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「ある目的（〇〇するため、〇〇が必要な場合）」に対処するための手順等を整備する条文を第2表「機能喪失原因対策分析が必須でない条文」に示す。</p> <p>これらの条文は、重大事故等時の個別の目的に対応する手段を抽出する。</p> <p>この目的を達成するため、事故対処に有効な手段を全て整備することとしており、重大事故等対処設備はもとより設計基準事故対処設備を含む既設設備（以下「既設設備」という。）による手段を含む。</p> <p>条文要求で整備する対策を抽出する際の考え方として、条文要求を満足させるために既設設備が重大事故等時に使用可能であれば、重大事故等対処設備として整備する。また、既設設備に重大事故等対処設備としての機能が不足しているものは、その機能を付加することができれば重大事故等対処設備として整備する。条文要求を満足する既設設備がないものについては、新規に設計し重大事故等対処設備として整備する。これにより条文要求に対応できる設備を網羅することができる（第1図）。</p> <p>条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。</p> <p>なお、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しない主な理由としては、耐震性がないこと、容量が小さいこと、準備に時間を要することなどが挙げられる。</p> <p>設備選定の考え方、その結果を第3表「機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果」に示す。</p> <p>第2表内の「自主的に実施した機能喪失原因対策分析」欄に「〇」で示した条文は、設計基準事故対処設備が使用できない場合を想定し、機能喪失原因対策分析を実施することで抜けなく重大事故対策を抽出するために自主的に実施したものである。また、機能喪失原因対策分析を実施していない条文は、故障を想定する設計基準事故対処設備に該当する設備がないものであり、前述の考え方を基に目的に応じた対応手段を抜けなく整備する。</p>	<p>重大事故等対処のための手段及び設備の抽出に当たっては、設計基準事故対処設備の故障を想定し、その機能を代替するために、各設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する手法（以下「機能喪失原因対策分析」という。）を用いている。</p> <p>以下に機能喪失原因対策分析の実施の考え方を整理する。</p> <p>1. 機能喪失原因対策分析が必須な条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「設計基準事故対処設備が有する〇〇機能が喪失した場合」に対処するための手順等を整備する条文を第1表「機能喪失原因対策分析が必須な条文」に示す。</p> <p>機能喪失原因対策分析は、設計基準事故対処設備が有する機能に属する設備を網羅的に抽出することができ、その弱点の把握が明確となる。これを用いて、フロントライン系（設計基準事故対処設備）及びサポート系（動力源、冷却源）の故障を想定し、各々について事故対処に有効な機能を有する代替手段を抽出した。</p> <p>2. 機能喪失原因対策分析が必須でない条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「ある目的（〇〇するため、〇〇が必要な場合）」に対処するための手順等を整備する条文を第2表「機能喪失原因対策分析が必須でない条文」に示す。</p> <p>これらの条文は、重大事故等時の個別の目的に対応する手段を抽出する。</p> <p>この目的を達成するため、事故対処に有効な手段をすべて整備することとしており、重大事故等対処設備はもとより設計基準事故対処設備を含む既設設備（以下「既設設備」という。）による手段を含む。</p> <p>条文要求で整備する対策を抽出する際の考え方として、条文要求を満足させるために既設設備が重大事故等時に使用可能であれば、重大事故等対処設備として整備する。また、既設設備に重大事故等対処設備としての機能が不足しているものは、その機能を付加することができれば重大事故等対処設備として整備する。条文要求を満足する既設設備がないものについては、新規に設計し重大事故等対処設備として整備する。これにより条文要求に対応できる設備を網羅することができる（第1図）。</p> <p>条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。</p> <p>なお、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しない主な理由としては、耐震性がないこと、容量が小さいこと、準備に時間を要すること等が挙げられる。</p> <p>設備選定の考え方、その結果を第3表「機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果」に示す。</p> <p>第2表内の「自主的に実施した機能喪失原因対策分析」欄に「〇」で示した条文は、設計基準事故対処設備が使用できない場合を想定し、機能喪失原因対策分析を実施することで抜けなく重大事故対策を抽出するために自主的に実施したものである。また、機能喪失原因対策分析を実施していない条文は、故障を想定する設計基準事故対処設備に該当する設備がないものであり、前述の考え方を基に目的に応じた対応手段を抜けなく整備する。</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映） ・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、比較対象は女川としている。 【女川】記載表現の相違</p> <p>【女川】記載表現の相違</p>		

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

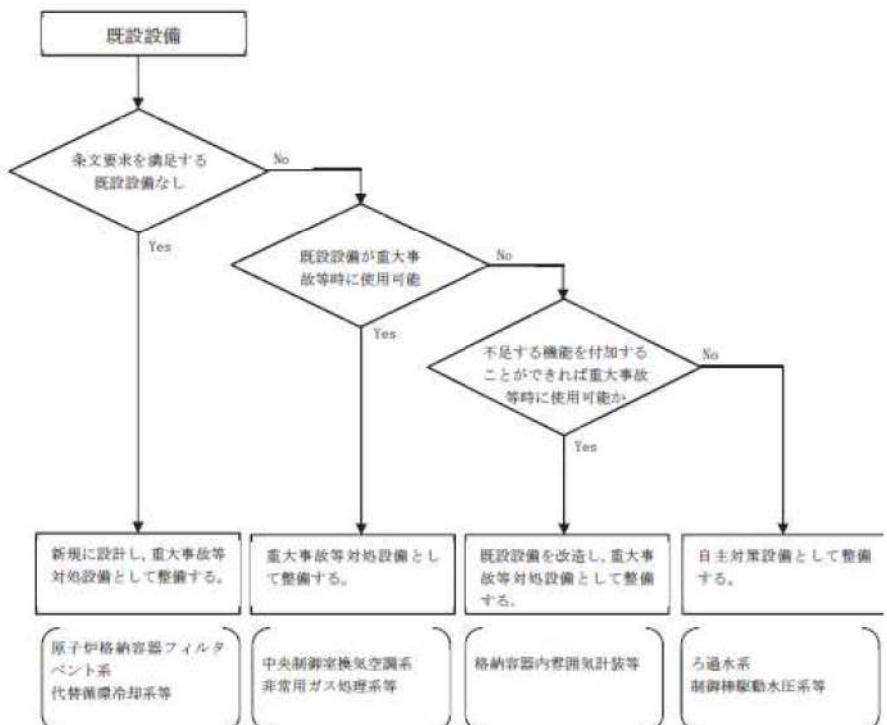
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

第1表 機能喪失原因対策分析が必須な条文

条文	設計基準事故対処設備が有する機能	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 (代表的な設備)
1.2	高圧時の発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ
1.3	高圧時の発電用原子炉の減圧	主蒸気逃がし弁（自動減圧機能）
1.4	低圧時の発電用原子炉の冷却	残留熱除去系（低圧注水モード、原子炉停止時冷却モード）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブレッショングブル水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ
1.6	原子炉格納容器内の冷却機能	残留熱除去系（サブレッショングブル水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ

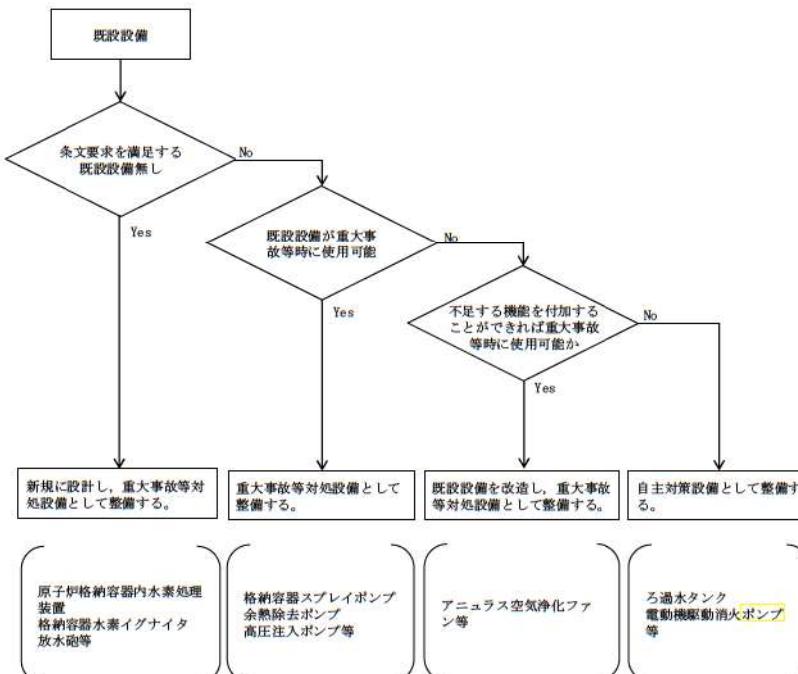


第1図 機能喪失原因対策分析が必須でない条文における要求事項の設備選定の考え方

泊発電所3号炉

第1表 機能喪失原因対策分析が必須な条文

条文	設計基準事故対処設備が有する機能	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 (代表的な設備)
1.2	高圧時の発電用原子炉の冷却	電動補給水ポンプ、タービン動補給ポンプ、直流水源
1.3	高圧時の発電用原子炉の減圧	加圧器逃がし弁、直流水源
1.4	低圧時の発電用原子炉の冷却	余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、ディーゼル発電機
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能	原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ
1.6	原子炉格納容器内の冷却機能	格納容器スプレイポンプ



第1図 機能喪失原因対策分析が必須でない条文における要求事項の設備選定の考え方

【女川】
PWRとBWRの設備の相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

第2表 機能喪失原因対策分析が必須でない条文

条文	要求事項における手順等の目的	自主的に実施した機能喪失原因対策分析 実施していないものについては目的達成のための対応手段と具体的な抽出の過程及び設備等
1.1	原子炉緊急停止 発電用原子炉を未臨界に移行する	○
1.7	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等を整備 (1.5で整備した最終ヒートシンクへ熱を輸送する原子炉格納容器フィルタベント系を使用する。)
1.8	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための手段を整備 (1.2及び1.4で整備した発電用原子炉を冷却する手段に加え、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための手段として、復水移送ポンプ等を使用する。)
1.9	水素爆発による原子炉格納容器破損防止	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段を整備 (1.7で整備した原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手段に加え、原子炉格納容器内を不活性化するための手段として、可搬型窒素ガス供給装置を使用する。)
1.10	水素爆発による原子炉建屋の損傷防止	水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手段を整備 (静的触媒式水素再結合装置を使用する。)
1.11	使用済燃料プールの冷却、臨界防止	○
1.12	発電所外への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に大容量送水ポンプ（タイプII）等を使用する。)	発電所外への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に可搬型大容量海水送水ポンプ車、化学消防自動車等を使用する。)
1.13	重大事故等の収束に必要な水源の確保、供給	○
1.14	重大事故等発生時の必要な電力の確保	○
1.15	重大事故等対処に必要なパラメータの推定	○
1.16	中央制御室に運転員がとどまるため	中央制御室の居住性に係る手段を整備 (既存設備である中央制御室換気空調系及び非常用ガス処理系に加え、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等を使用する。)
1.17	放出される放射性物質濃度等の監視等	放射性物質の濃度及び放射線量の推定、気象条件を測定する手段を整備 (既存設備であるモニタリングポスト、気象観測設備に加え、可搬型モニタリングポスト、代替気象観測設備等を使用する。)
1.18	緊急時対策所に要員がとどまるため	○
1.19	通信連絡を行う必要がある場所との通信連絡	発電所内外の通信連絡するための手段を整備 (既存設備である送受話器（ペーパング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）に加え、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）等を使用する。)

泊発電所3号炉

第2表 機能喪失原因対策分析が必須でない条文

条文	要求事項における手順等の目的	自主的に実施した機能喪失原因対策分析 実施していないものについては目的達成のための対応手段と具体的な抽出の過程及び設備等
1.1	原子炉緊急停止 発電用原子炉を未臨界に移行する	○
1.7	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等を整備 (1.5及び1.6で整備した原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる格納容器スプレイボンプ及びC、D－格納容器再循環ユニット等を使用する。)
1.8	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための手段を整備 (1.4及び1.6で整備した発電用原子炉を冷却する手段及び原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段に加え、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段として、格納容器スプレイボンプ、余熱除去ポンプ等を使用する。)
1.9	水素爆発による原子炉格納容器破損防止	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段を整備 (原子炉格納容器内に発生する水素を水素濃度制御設備により低減する手段として、原子炉格納容器内水素処理装置等を使用する。)
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の破損防止	水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手段を整備 (アニュラス部の水素を排出する手段として、アニュラス空気浄化ファン等を使用する。)
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却、臨界防止	○
1.12	発電所外への放射性物質の拡散抑制	発電所外への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に可搬型大容量海水送水ポンプ車、化学消防自動車等を使用する。)
1.13	重大事故時に必要な水源の確保、供給	○
1.14	重大事故等発生時の必要な電力の確保	○
1.15	重大事故等対処に必要なパラメータの推定	○
1.16	中央制御室に運転員がとどまるため	中央制御室の居住性に係る手段を整備 (既存設備である中央制御室換気空調装置及びアニュラス空気浄化ファンに加え、酸素濃度・二酸化炭素濃度計等を使用する。)
1.17	放出される放射性物質濃度等の監視等	放射性物質の濃度及び放射線量の推定、気象条件を測定する手段を整備 (既存設備であるモニタリングポスト、気象観測設備に加え、可搬型モニタリングポスト、代替気象観測設備等を使用する。)
1.18	緊急時対策所に要員がとどまるため	○
1.19	通信連絡を行う必要がある場所との通信連絡	発電所内外の通信連絡するための手段を整備 (既存設備である送受話器（ペーパング）、電力保安通信用電話設備に加え、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）等を使用する。)

【女川】
PWRとBWRの設備の相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

第3表 機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果

(1) 1.7 原子炉格納容器の過圧破損防止

原子炉格納容器の過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備を選定する必要があるため、**新たに整備した設備及び既存設備**を選定する。

原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 • 代替循環冷却ポンプ • 原子炉補機代替冷却水系 • 大容量送水ポンプ（タイプ1） <u>淡水貯水槽（No.1）</u> <u>淡水貯水槽（No.2）</u> • 残留熱除去系 配管・弁 • 補給水系配管・弁 • ホース・接続口 • 常設代替交流電源設備 • 代替所内電気設備 • 燃料補給設備	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 • 残留熱除去系熱交換器 • 代替循環冷却ポンプ • 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） • サブレッシンチエンバ • 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ • スプレイ管 • 原子炉圧力容器 • 原子炉格納容器 • 非常用取水設備 • 常設代替交流電源設備 • 代替所内電気設備 • 燃料補給設備	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 • 代替循環冷却ポンプ • 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） • 原子炉補機代替冷却水系 • 残留熱除去系熱交換器 • 大容量送水ポンプ（タイプ1） • サブレッシンチエンバ <u>淡水貯水槽（No.1）</u> <u>淡水貯水槽（No.2）</u> • 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ • 補給水系配管・弁 • スプレイ管 • ホース・接続口 • 原子炉圧力容器 • 原子炉格納容器 • 非常用取水設備 • 常設代替交流電源設備 • 代替所内電気設備 • 燃料補給設備

下線部は自主対策設備を示す

泊発電所3号炉

第3表 機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果

(1) 1.7 原子炉格納容器の過圧破損防止

原子炉格納容器の過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備を選定する必要があるため、**1.5 及び 1.6 で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備並びに既存設備**を選定する。

原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備

1.5で整備した設備	1.6で整備した設備	1.7で整備した設備
—	—	格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ • 格納容器スプレイポンプ • 燃料取替用水ビット • 格納容器スプレイ冷却器 • 非常用炉心冷却設備 配管・弁 • 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 • スプレイノズル • スプレーリング • 原子炉格納容器 • 原子炉補機冷却設備 • 非常用取水設備 • 非常用交流電源設備
—	—	C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 • C, D-格納容器再循環ユニット • C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ • C, D-原子炉補機冷却海水冷却器 • 原子炉補機冷却水サージタンク • 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベ • ホース・弁 • C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ • C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ • C, D-原子炉補機冷却海水冷却器海水入口ストレーナ • 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 • 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却海水設備）配管・弁 • 原子炉格納容器 • 非常用取水設備 • 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度） <u>非常用交流電源設備</u> <u>窒素供給装置</u>
—	—	代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却 • 代替格納容器スプレイポンプ • 燃料取替用水ビット • 補助給水ビット • 非常用炉心冷却設備 配管・弁 • 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 • 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 • スプレイノズル • スプレーリング • 原子炉格納容器 • 非常用交流電源設備 • 常設代替交流電源設備 • 可搬型代替交流電源設備 • 代替所内電気設備

下線部は、自主対策設備を示す

相違理由

【女川】
PWR と BWR の設備の相違

【女川】記載方針の相違

・泊は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する手段を 1.5 及び 1.6 にお

いても整備していることから、1.5 及び 1.6 並びに既存設備を元に 1.7 の対応設備を整備している。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉			泊発電所3号炉	相違理由
新たに整備した設備	既存設備	I.7で整備した設備		
<p>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置 ・フィルタ装置出口側圧力開放板 ・遮隔手動操作装置 ・ホース延長回収車 ・可搬型空素ガス供給装置 ・濃縮補給装置 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・ホース・空素供給用ヘッド・接続口 ・ホース・汎用水ヘッド・接続口 ・排水設備 ・大容量送水ポンプ（タイプ1） ・送水ポンプ（N.e.1） ・送水ポンプ（N.e.2） ・所内常設式直流電源設備 ・常設代用直流電源設備 ・可搬型代用直流電源設備 ・燃料補給設備 	<p>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・ホース・空素供給用ヘッド・接続口 ・ホース・汎用水ヘッド・接続口 ・排水設備 ・原子炉格納容器（真空破壊装置を含む） ・大容量送水ポンプ（タイプ1） ・送水ポンプ（N.e.1） ・送水ポンプ（N.e.2） ・所内常設式直流電源設備 ・常設代用直流電源設備 ・可搬型代用直流電源設備 ・燃料補給設備 	<p>電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電動機駆動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消防栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインズル ・スプレーリング ・原子炉格納容器 ・常用電気設備 ・非常用交流電源設備 		
不活性ガス（窒素）による系統内の置換	不活性ガス（窒素）による系統内の置換	不活性ガス（窒素）による系統内の置換		
<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型空素ガス供給装置 ・ホース・空素供給用ヘッド・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代用直流電源設備 ・燃料補給設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型空素ガス供給装置 ・ホース・空素供給用ヘッド・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代用直流電源設備 ・燃料補給設備 	<ul style="list-style-type: none"> 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインズル ・スプレーリング ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 	
原子炉格納容器負圧破損の防止	原子炉格納容器負圧破損の防止	原子炉格納容器負圧破損の防止		
<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型空素ガス供給装置 ・ホース・空素供給用ヘッド・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代用直流電源設備 ・燃料補給設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型空素ガス供給装置 ・ホース・空素供給用ヘッド・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代用直流電源設備 ・燃料補給設備 	<ul style="list-style-type: none"> 代替給水ピットを水槽とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ピット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインズル ・スプレーリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 	
新たに整備した設備	既存設備	I.7で整備した設備		
<p>原子炉格納容器内圧調整</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器油調整系ポンプ ・原子炉格納容器油調整系油調整シグマ ・原子炉格納容器油調整系配管・弁 ・常設代用交流電源設備 	<p>原子炉格納容器内圧調整</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 	<p>原子炉格納容器内圧調整</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器油調整系ポンプ ・原子炉格納容器油調整系油調整シグマ ・原子炉格納容器油調整系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代用交流電源設備 	<p>原水槽を水槽とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系純水タンク ・ろ過水タンク ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレインズル ・スプレーリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉		
	1.5で整備した設備	1.6で整備した設備	1.7で整備した設備
	<p>可搬型大型送水ポンプ車を用いたC,D一格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・C,D一格納容器再循環ユニット ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度） ・常設代替交流電源設備 ・燃料捕給設備 	<p>可搬型大型送水ポンプ車を用いたC,D一格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・C,D一格納容器再循環ユニット ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度） ・常設代替交流電源設備 ・燃料捕給設備 	<p>可搬型大型送水ポンプ車を用いたC,D一格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・C,D一格納容器再循環ユニット ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度） ・常設代替交流電源設備 ・燃料捕給設備
	<p>B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B一格納容器スプレイポンプ ・可搬型ホース ・燃料取扱用水ピット ・B一格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納室壁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・常設代替空冷電源設備 	<p>B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B一格納容器スプレイポンプ ・可搬型ホース ・燃料取扱用水ピット ・B一格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納室壁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・常設代替空冷電源設備 	<p>B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B一格納容器スプレイポンプ ・可搬型ホース ・燃料取扱用水ピット ・B一格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納室壁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・常設代替空冷電源設備
	<p>ディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消防ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納室壁 ・常設代替空冷電源設備 	<p>ディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消防ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納室壁 ・常設代替空冷電源設備 	<p>ディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消防ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納室壁 ・常設代替空冷電源設備

下線部は、自主対策設備を示す

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

(2) 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するためには、原子炉格納容器下部へ注水できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するためには、原子炉圧力容器へ注水できる設備を選定する必要があるため、1.2 及び 1.4 で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉圧力容器へ注水できる以下の設備を選定する。

①原子炉格納容器下部へ注水できる設備

新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備
原子炉格納容器下部注水系（常設） (復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 ・補給水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流水源設備 ・代替所内電気設備	原子炉格納容器下部注水系（常設） (復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁 ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流水源設備 ・代替所内電気設備	原子炉格納容器下部注水系（常設） (復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁 ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流水源設備 ・代替所内電気設備
原子炉格納容器下部注水系（常設） (代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 ・代替循環冷却ポンプ ・残留熱除去系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉循環代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	原子炉格納容器下部注水系（常設） (代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 ・サブレッショングルーピング ・代替循環冷却ポンプ ・残留熱除去系 热交換器・配管・弁・ストレーナ ・補給水系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・原子炉循環冷却水系（原子炉循環冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備	原子炉格納容器下部注水系（常設） (代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 ・サブレッショングルーピング ・代替循環冷却ポンプ ・残留熱除去系 热交換器・配管・弁・ストレーナ ・補給水系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・原子炉循環冷却水系（原子炉循環冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備 ・原子炉循環冷却水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備

泊発電所3号炉

(2) 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するためには、原子炉格納容器下部へ注水できる設備を選定する必要があるため、1.6 で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉格納容器下部へ注水できる設備及び既存設備を選定する。

また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するためには、原子炉容器へ注水できる設備を選定する必要があるため、1.4 で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉容器へ注水できる以下の設備を選定する。

①原子炉格納容器下部へ注水できる設備

1.6で整備した設備	1.8で整備した設備
—	格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水 ・格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ピット ・格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備
代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却 ・代替格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ピット ・補助給水ピット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水 ・代替格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ピット ・補助給水ピット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備
電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内の冷却 ・電動機駆動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・常用電源設備 ・非常用交流電源設備	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 ・電動機駆動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・常用電源設備 ・非常用交流電源設備

下線部は、自主対策設備を示す

【女川】
PWR と BWR の設備の相違
【女川】記載方針の相違
・泊は、原子炉格納容器下部への注水手段を 1.6 に、原子炉容器への注水手段を 1.4 に整備していることから、1.4 及び 1.6 並びに既存設備を元に既存設備を選定していいる。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉			泊発電所3号炉	相違理由
新たに整備した設備	既存設備	L.8で整備した設備	1.6で整備した設備	1.8で整備した設備
<p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ（タイプI） <u>海水貯水槽（No.1）</u> ・海水貯水槽（No.2） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・補給水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 	<p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補給水系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・燃料補給設備 	<p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ（タイプI） <u>海水貯水槽（No.1）</u> ・海水貯水槽（No.2） ・ホース延長・回収車 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 	<p>海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 	<p>海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備
<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補給水系 配管・弁 ・高圧心スプレイ系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流水源設備 ・代替所内電気設備 	<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水移送ポンプ ・海水貯水タンク ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・スプレイ管 ・高圧心スプレイ系 配管・弁 ・燃料ブール補給水系 弁 ・原子炉格納容器 ・所内常設蓄電式直流水源設備 	<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水移送ポンプ ・海水貯水タンク ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・スプレイ管 ・高圧心スプレイ系 配管・弁 ・燃料ブール補給水系 弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設常設蓄電式直流水源設備 ・代替所内電気設備 	<p>代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ピット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 	<p>代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ピット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備
<p>代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却ポンプ ・残留熱除去系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉循機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	<p>代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブレーションチャンバ ・残留熱除去系交換器 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・スプレイ管 ・原子炉格納容器 ・原子炉循機冷却水系（原子炉循機冷却水系を含む。） ・非常用取水設備 	<p>代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブレーションチャンバ ・残留熱除去系交換器 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・スプレイ管 ・原子炉格納容器 ・原子炉循機冷却水系（原子炉循機冷却水系を含む。） ・非常用取水設備 ・原子炉循機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	<p>代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却ポンプ ・サブレーションチャンバ ・残留熱除去系交換器 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・スプレイ管 ・原子炉格納容器 ・原子炉循機冷却水系（原子炉循機冷却水系を含む。） ・非常用取水設備 ・原子炉循機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	<p>原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系純水タンク ・ろ過水タンク ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備
<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ（タイプI） <u>海水貯水槽（No.1）</u> ・海水貯水槽（No.2） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 	<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スプレイ管 ・原子炉格納容器 ・燃料補給設備 	<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ（タイプI） <u>海水貯水槽（No.1）</u> ・海水貯水槽（No.2） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 	<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ（タイプI） <u>海水貯水槽（No.1）</u> ・海水貯水槽（No.2） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 	<p>原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系純水タンク ・ろ過水タンク ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備
<p>ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補給水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 	<p>ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ろ過水ポンプ ・ろ過水タンク ・ろ過水系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・スプレイ管 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 	<p>ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ろ過水ポンプ ・ろ過水タンク ・ろ過水系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・スプレイ管 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 	<p>下線部は、自主対策設備を示す</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉			泊発電所3号炉	相違理由
②原子炉圧力容器へ注水できる設備			②原子炉容器へ注水できる設備	
1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備
<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁 ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流水源設備 ・代替所内電気設備 	<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁 ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流水源設備 ・代替所内電気設備 	<ul style="list-style-type: none"> 充てんポンプによる発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> ・充てんポンプ ・燃料取替用水ピット ・再生熱交換器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・化学体積制御設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・ほう酸ポンプ ・ほう酸タンク ・1次系補給水ポンプ ・1次系循水タンク ・給水処理設備 配管・弁 ・化学体積制御設備 配管・弁 	<ul style="list-style-type: none"> 充てんポンプによる原子炉容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・充てんポンプ ・燃料取替用水ピット ・再生熱交換器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・化学体積制御設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 	B-格納容器スプレイポンプ（RHRSCSS連絡ライン使用）による発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> ・B-格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ピット ・B-格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備
<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（常設）（直流水動低圧注水系ポンプ）による発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> ・直流水動低圧注水系ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管 ・直流水動低圧注水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替直流水源設備 ・所内常設蓄電式直流水源設備 ・常設代替電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（常設）（直流水動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・直流水動低圧注水系ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管 ・直流水動低圧注水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替直流水源設備 ・所内常設蓄電式直流水源設備 ・常設代替電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ピット ・補助給水ピット ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ピット ・補助給水ピット ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	下線部は、自主対策設備を示す 下線部は、自主対策設備を示す

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉			泊発電所3号炉	相違理由
1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備
<p>代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却ポンプ ・サブレーションチエンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備 ・原子炉補機代替冷却水系 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 	<p>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却ポンプ ・サブレーションチエンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備 ・原子炉補機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 		<p>電動機駆動消防ポンプ又はディーゼル駆動消防ポンプによる発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電動機駆動消防ポンプ ・ディーゼル駆動消防ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・常用電源設備 	<p>電動機駆動消防ポンプ又はディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電動機駆動消防ポンプ ・ディーゼル駆動消防ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・常用電源設備
<p>ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ろ過水ポンプ ・ろ過水タンク ・ろ過水系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 	<p>ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ろ過水ポンプ ・ろ過水タンク ・ろ過水系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 		<p>海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・非常用取水設備 ・燃料補給設備 	<p>海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・非常用取水設備 ・燃料補給設備
<p>高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系ポンプ ・復水貯蔵タンク ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系 配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 ・補給水系 配管 ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁 ・燃料ブルーブ給水系 弁 ・原子炉冷却材浄化系 配管 ・復水給水系 配管・弁・スパー ・原子炉圧力容器 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 	-	<p>高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系ポンプ ・復水貯蔵タンク ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系 配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 ・補給水系 配管 ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁 ・燃料ブルーブ給水系 弁 ・原子炉冷却材浄化系 配管 ・復水給水系 配管・弁・スパー ・原子炉圧力容器 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 	<p>代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ピット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・燃料補給設備 	<p>代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ピット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・燃料補給設備
			<p>原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系循水タンク ・ろ過水タンク ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・燃料補給設備 	<p>原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系循水タンク ・ろ過水タンク ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・燃料補給設備
				下線部は、自主対策設備を示す

下線部は自主対策設備を示す

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉			泊発電所3号炉	相違理由
1.2で整備した設備 制御棒駆動水圧系による遮断抑制 ・制御棒駆動水ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備 ・常設代替交流電源設備	1.4で整備した設備 —	1.8で整備した設備 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 ・制御棒駆動水ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備 ・常設代替交流電源設備	1.4で整備した設備 B－充てんポンプ（自己冷却）による発電用原子炉の冷却 ・B－充てんポンプ ・燃料取替用水ピット ・再生熱交換器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・化学体積制御設備 配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備） ・配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・常設代替交流電源設備	1.8で整備した設備 B－充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水 ・B－充てんポンプ ・燃料取替用水ピット ・再生熱交換器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・化学体積制御設備 配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備） ・配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・常設代替交流電源設備
下線部は自主対策設備を示す			B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による発電用原子炉の冷却 ・B－格納容器スプレイポンプ ・可搬型ホース ・燃料取替用水ピット ・B－格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備） ・配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・常設代替交流電源設備	B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による原子炉容器への注水 ・B－格納容器スプレイポンプ ・可搬型ホース ・燃料取替用水ピット ・B－格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備） ・配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・常設代替交流電源設備
下線部は、自主対策設備を示す			ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレーリング ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備	ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内への注水 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレーリング ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

(3) 1.9 水素爆発による原子炉格納容器破損防止

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、水素濃度を低減できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備
-	原子炉格納容器調気系による原子炉格納容器内の不活性化 ・原子炉格納容器調気系 ^① ・原子炉格納容器	原子炉格納容器調気系による原子炉格納容器内の不活性化 ・原子炉格納容器調気系 ^② ・原子炉格納容器
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・燃料補給設備	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・燃料補給設備	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・燃料補給設備
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化 ・可搬型窒素ガス供給装置 ^② ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・燃料補給設備 ^②	-	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化 ・可搬型窒素ガス供給装置 ^② ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・燃料補給設備 ^②
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・フィルタ装置出口水素濃度	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 ・原子炉格納容器フィルタベント系	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・フィルタ装置出口水素濃度
-	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系 再結合装置プロワ ・可燃性ガス濃度制御系 再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 ・残留熱除去系	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系 再結合装置プロワ ・可燃性ガス濃度制御系 再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 ・残留熱除去系

下線部は自主対策設備を示す

泊発電所3号炉

(3) 1.9 水素爆発による原子炉格納容器破損防止

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、水素濃度を低減できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備
原子炉格納容器内水素処理装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・原子炉格納容器内水素処理装置 ・原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	原子炉格納容器内水素処理装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・原子炉格納容器内水素処理装置 ・原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	原子炉格納容器内水素処理装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・原子炉格納容器 ・原子炉格納容器内水素処理装置 ・原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・原子炉格納容器
格納容器水素イグナイタによる原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・格納容器水素イグナイタ ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・格納容器水素イグナイタ温度監視装置 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	格納容器水素イグナイタによる原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・格納容器水素イグナイタ温度監視装置 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	格納容器水素イグナイタによる原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・格納容器水素イグナイタ ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・格納容器水素イグナイタ温度監視装置 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・原子炉格納容器
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・可搬型ホース・接続口 ・格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスピベ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・燃料補給設備	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・可搬型ホース・接続口 ・格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスピベ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・燃料補給設備	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・可搬型ホース・接続口 ・格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスピベ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・燃料補給設備

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉			泊発電所3号炉	相違理由	
新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備
格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・格納容器内水素濃度(D/W) ・格納容器内水素濃度(S/C)	—	格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・格納容器内水素濃度(D/W) ・格納容器内水素濃度(S/C)	ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車(送水車用) ・可搬型ホース・接続口 ・格納容器空気サンブルライン隔離弁操作用可搬型密着ガスポンベ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・ガス分析計 ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車(送水車用) ・可搬型ホース・接続口 ・格納容器空気サンブルライン隔離弁操作用可搬型密着ガスポンベ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・非常用取水設備 ・燃料補給設備	ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・ガス分析計 ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車(送水車用) ・可搬型ホース・接続口 ・格納容器空気サンブルライン隔離弁操作用可搬型密着ガスポンベ ・ホース・弁 ・格納容器空気サンブルライン隔離弁操作用可搬型密着ガスポンベ ・常設代替交流電源設備 ・格納容器空気サンブルライン隔離弁操作用可搬型密着ガスポンベ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・非常用取水設備 ・燃料補給設備
格納容器内界囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内界囲気水素濃度 ・原子炉補機代替冷却水系	格納容器内界囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内界囲気水素濃度 ・格納容器内界囲気酸素濃度 ・原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ・非常用取水設備	格納容器内界囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内界囲気水素濃度 ・格納容器内界囲気酸素濃度 ・原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ・非常用取水設備	—	—	—
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	代替電源による必要な設備への給電 ・所内常設蓄電式直流電源設備	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	—	—	—

※1：原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではない。

※2：可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

下線部は、自主対策設備を示す

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

(4) 1.10 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するためには、水素を制御する設備又は水素を排出できる設備、及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備
静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素再結合装置 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制 ・原子炉建屋原子炉棟	静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素再結合装置 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ・原子炉建屋原子炉棟
原子炉建屋内の水素濃度監視 ・原子炉建屋内水素濃度	-	原子炉建屋内の水素濃度監視 ・原子炉建屋内水素濃度
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	代替電源による必要な設備への給電 ・所内常設蓄電式直流電源設備	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備
原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 ・燃料ブール補給水系 配管・弁 ・燃料ブール冷却净化系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 ・燃料ブール補給水系 ・燃料ブール冷却净化系 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 ・燃料ブール補給水ポンプ ・補給水系 配管 ・高圧切心スプレイ系 配管・弁 ・燃料ブール補給水系 配管・弁 ・燃料ブール冷却净化系 配管・弁 ・淡水貯蔵タンク ・原子炉ウェル ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備
原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水 ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッダ ・淡水貯水槽（No.1） ・淡水貯水槽（No.2） ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料補給設備	原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水 ・燃料ブール冷却净化系 配管・弁 ・ホース・注水用ヘッダ ・淡水貯水槽	原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水 ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッダ ・燃料ブール冷却净化系 配管・弁 ・淡水貯水槽（No.1） ・淡水貯水槽（No.2） ・原子炉ウェル ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料補給設備

下線部は自主対策設備を示す

泊発電所3号炉

(4) 1.10 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するためには、水素を制御する設備又は水素を排出できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備
アニュラス空気浄化設備による水素排出 ・アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備	アニュラス空気浄化設備による水素排出 ・アニュラス空気浄化ファン ・アニュラス空気浄化フィルタユニット ・排気筒 ・アニュラス空気浄化設備ダクト・ダンパ・弁 ・圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・非常用交流電源設備	アニュラス空気浄化設備による水素排出 ・アニュラス空気浄化ファン ・アニュラス空気浄化フィルタユニット ・アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベ ・ホース・弁 ・排気筒 ・アニュラス空気浄化設備ダクト・ダンパ・弁 ・圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備
アニュラス部の水素濃度監視 ・可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	アニュラス部の水素濃度監視 ・アニュラス水素濃度 ・試料採取設備 配管・弁 ・非常用交流電源設備	アニュラス部の水素濃度監視 ・可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット ・ホース・弁 ・アニュラス水素濃度 ・試料採取設備 配管・弁 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備

下線部は、自主対策設備を示す

新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備
原子炉建屋ベント設備による水素排出 ・原子炉建屋ベント設備 ・大容量送水ポンプ（タイプII） ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水槽 ・燃料補給設備	-	原子炉建屋ベント設備による水素排出 ・原子炉建屋ベント設備 ・大容量送水ポンプ（タイプII） ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水槽 ・燃料補給設備

下線部は自主対策設備を示す

相違理由
【女川】 PWRとBWRの設備の相違
【女川】記載表現の相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

(5) 1.12 発電所外への放射性物質の拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためには、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う必要があるため、新たに整備した設備を選定する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、消火を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備
大気への放射性物質の拡散抑制 ・大容量送水ポンプ（タイプII） ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備	大気への放射性物質の拡散抑制 ・貯留槽 ・取水口 ・取水路 ・海水ポンプ室	大気への放射性物質の拡散抑制 ・大容量送水ポンプ（タイプII） ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水砲 ・貯留槽 ・取水口 ・取水路 ・海水ポンプ室 ・燃料補給設備
大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ <u>ガンマカメラ</u> ・ <u>サーモカメラ</u>	-	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ <u>ガンマカメラ</u> ・ <u>サーモカメラ</u>
海洋への放射性物質の拡散抑制 ・シルトフェンス ・放射性物質吸着材	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・シルトフェンス ・放射性物質吸着材
初期対応における延焼防止処置 ・屋外消火栓 ・大型化学廃物貯木庫 ・消防設備室	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・耐酸性防水槽 ・防火水槽 ・ろ過水タンク ・消防設備室	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・耐酸性防水槽 ・防火水槽 ・ろ過水タンク ・屋外消火栓 ・高層遮断装置 ・大型化学廃物貯木庫 ・消防設備室
航空機燃料火災への泡消火 ・大容量送水ポンプ（タイプII） ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬液混合装置 ・燃料補給設備	航空機燃料火災への泡消火 ・貯留槽 ・取水口 ・取水路 ・海水ポンプ室 ・燃料補給設備	航空機燃料火災への泡消火 ・大容量送水ポンプ（タイプII） ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬液混合装置 ・貯留槽 ・取水口 ・取水路 ・海水ポンプ室 ・燃料補給設備

下線部は自主対策設備を示す

泊発電所3号炉

(5) 1.12 発電所外への放射性物質の拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためには、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、消火を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備
大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型大容量海水送水ポンプ車 ・放水砲 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース ・ホース延長・回収車（送水車用） ・可搬型スプレイノズル ・燃料補給設備 ・代替給水ピット	大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型大容量海水送水ポンプ車 ・放水砲 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース ・ホース延長・回収車（送水車用） ・可搬型スプレイノズル ・非常用取水設備 ・燃料補給設備 ・代替給水ピット ・貯水槽 ・ <u>2次系純水タンク</u> ・ <u>ろ過水タンク</u>	大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型大容量海水送水ポンプ車 ・放水砲 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース ・ホース延長・回収車（送水車用） ・可搬型スプレイノズル ・非常用取水設備 ・燃料補給設備 ・代替給水ピット ・貯水槽 ・ <u>2次系純水タンク</u> ・ <u>ろ過水タンク</u>
大気への放射性物質の拡散抑制 ・ <u>ガンマカメラ</u> ・ <u>サーモカメラ</u>	-	大気への放射性物質の拡散抑制 ・ <u>ガンマカメラ</u> ・ <u>サーモカメラ</u>
海洋への放射性物質の拡散抑制 ・集水網シルトフェンス ・放射性物質吸着材	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・集水網シルトフェンス ・放射性物質吸着材 ・荷揚機シルトフェンス
初期対応における延焼防止措置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・消防ホース ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ピット ・小型放水砲 ・泡消火薬液コンテナ式運搬車 ・大規模火災用消防自動車 ・燃料補給設備	初期対応における延焼防止措置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・消防ホース ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ピット ・小型放水砲 ・泡消火薬液コンテナ式運搬車 ・大規模火災用消防自動車 ・燃料補給設備	初期対応における延焼防止措置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース ・ホース延長・回収車（送水車用） ・消防ホース ・代替給水ピット ・貯水槽 ・ <u>2次系純水タンク</u> ・ <u>ろ過水タンク</u> ・屋外消火栓 ・放水砲 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・資機材運搬用車両（泡消火薬液） ・非常用取水設備 ・燃料補給設備
航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型大容量海水送水ポンプ車 ・放水砲 ・泡混合設備 ・燃料補給設備	航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型大容量海水送水ポンプ車 ・放水砲 ・泡混合設備 ・燃料補給設備	航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型大容量海水送水ポンプ車 ・非常用取水設備

下線部は、自主対策設備を示す

【女川】 PWRとBWRの設備の相違 【女川】記載方針の相違 ・泊は、1.12において既存の設備も使用することから「及び既存設備」と記載する。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

(6) 1.16 中央制御室の居住性

重大事故が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
居住性の確保 ・中央制御室待避所遮蔽 ・中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ） ・中央制御室待避所加圧設備（配管・弁） ・蓋計 ・酸素濃度計 ^{※3} ・二酸化炭素濃度計 ^{※3} ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・データ表示装置（待避所） ・可搬型照明（SA） ・可搬型照明 ^{※4} ・常設代替交流電源設備	居住性の確保 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室送風機 ・中央制御室排風機 ・中央制御室再循環送風機 ・中央制御室再循環フィルタ装置 ・中央制御室換気空調系ダクト・ダンバ ・非常用照明	居住性の確保 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室送風機 ・中央制御室排風機 ・中央制御室再循環送風機 ・中央制御室再循環フィルタ装置 ・中央制御室換気空調系ダクト・ダンバ ・中央制御室待避所遮蔽 ・中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ） ・中央制御室待避所加圧設備（配管・弁） ・蓋計 ・酸素濃度計 ^{※3} ・二酸化炭素濃度計 ^{※3} ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・データ表示装置（待避所） ・可搬型照明（SA） ・常設代替交流電源設備 ・非常用照明 ・可搬型照明 ^{※4}
被ばく線量の低減 ・原子炉建屋プローアウトパネル閉止装置 ・常設代替交流電源設備	被ばく線量の低減 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス処理系空気乾燥装置 ・非常用ガス処理系フィルタ装置 ・非常用ガス処理系配管・弁 ・排気筒 ・原子炉建屋原子炉排 ・非常用交流電源設備	被ばく線量の低減 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス処理系空気乾燥装置 ・非常用ガス処理系フィルタ装置 ・非常用ガス処理系配管・弁 ・排気筒 ・原子炉建屋原子炉排 ・原子炉建屋プローアウトパネル閉止装置 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備
汚染の持ち込み防止 ・乾電池内蔵型照明 ^{※4} ・防護具類及びチエンジングエリア設営用資機材 ^{※4}	汚染の持ち込み防止 ・非常用照明	汚染の持ち込み防止 ・非常用照明 ・乾電池内蔵型照明 ^{※4} ・防護具類及びチエンジングエリア設営用資機材 ^{※4}

下線部は自主対策設備を示す

※3：計測器本体を示すため計器名を記載。

※4：可搬型照明。乾電池内蔵型照明、防護具類及びチエンジングエリア設営用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。

泊発電所3号炉

(6) 1.16 中央制御室の居住性

重大事故が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
居住性の確保 ・可搬型照明（SA） ・酸素濃度・二酸化炭素濃度計 ・常設代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・全面マスク ^{※1} ・可搬型照明	居住性の確保 ・中央制御室遮へい ・中央制御室非常用循環ファン ・中央制御室給気ファン ・中央制御室循環ファン ・中央制御室給気ユニット ・中央制御室非常用循環フィルタユニット ・中央制御室空調装置ダクト・ダンバ ・中央制御室運転保安灯 ・非常用交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・全面マスク ^{※1} ・可搬型照明	居住性の確保 ・中央制御室遮へい ・中央制御室非常用循環ファン ・中央制御室給気ファン ・中央制御室循環ファン ・中央制御室給気ユニット ・中央制御室非常用循環フィルタユニット ・中央制御室空調装置ダクト・ダンバ ・無停電運転保安灯 ・可搬型照明（SA） ・酸素濃度・二酸化炭素濃度計 ・常設代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・全面マスク ^{※1} ・可搬型照明
汚染の持ち込み防止 ・可搬型照明（SA） ・常設代替交流電源設備 ・防護具及びチエンジングエリア用資機材 ^{※1}	汚染の持ち込み防止 ・無停電運転保安灯	汚染の持ち込み防止 ・無停電運転保安灯 ・可搬型照明（SA） ・常設代替交流電源設備 ・防護具及びチエンジングエリア用資機材 ^{※1}
放射性物質の濃度低減 ・アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備	放射性物質の濃度低減 ・アニュラス空気浄化ファン ・アニュラス空気浄化フィルタユニット ・排気筒 ・原子炉建屋原子炉排 ・原子炉建屋プローアウトパネル閉止装置 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備	放射性物質の濃度低減 ・アニュラス空気浄化ファン ・アニュラス空気浄化フィルタユニット ・排気筒 ・アニュラス空気浄化設備ダクト・ダンバ・弁 ・圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・非常用交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備

※1：「全面マスク」及び「防護具及びチエンジングエリア用資機材」は資機材であるため重大事故等対処設備としない。

【女川】

PWR と BWR の設備の相違

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

(7) 1.17 監視測定

重大事故等が発生した場合でも、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備
放射線量の測定 ・可搬型モニタリングポスト ・データ処理装置	放射線量の測定 ・ミニタリソルボス+ ・可搬型放射線計測装置 (電離離子サーベイメータ)	放射線量の測定 ・ミニタリソルボス+ ・可搬型モニタリングポスト ・データ処理装置 ・可搬型放射線計測装置 (電離離子サーベイメータ)
放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリングポスト ・データ処理装置	—	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリングポスト ・データ処理装置
—	空気中の放射性物質濃度の濃度の測定 ・放射線測定 (ダスト・土壤サンプル、放射 ダスト削除装置及び放射性 ガス削除装置)	空気中の放射性物質濃度の濃度の測定 ・放射線測定 (ダスト・土壤サンプル、放射 ダスト削除装置及び放射性 ガス削除装置)
—	空気中の放射性物質の濃度の代替 測定 ・可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・土壤サンプル、 ソルベイメータ及びソルベ ーイメータ)	空気中の放射性物質の濃度の代替 測定 ・可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・土壤サンプル、 ソルベイメータ及びソルベ ーイメータ)
—	気象観測项目的測定 ・気象観測装置	気象観測项目的測定 ・気象観測装置
気象観測项目的代替測定 ・代替気象観測装置 ・データ転送装置	—	気象観測项目的代替測定 ・代替気象観測装置 ・データ転送装置
—	放射性物質濃度(空気中、土 地中)の測定 ・可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・土壤サンプル、 ソルベイメータ、ソルベ ーイメータ及びソルベ ーイメータ) ・半導体式放射線計測装置 (半導体式放射線計測装置 又は半導体式放射線計 測装置) ・ガスフロー計測装置	放射性物質濃度(空気中、水、土 中)の測定 ・可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・土壤サンプル、 ソルベイメータ、ソルベ ーイメータ及びソルベ ーイメータ) ・半導体式放射線計測装置 又は半導体式放射線計 測装置 ・ガスフロー計測装置

下載辦法自由知識設備有限公司

新たに整備した設備	既存設備	L-17で整備した設備
海上モニタリング ・小型船	海上モニタリング ・可動型放熱計測装置 (可動型ダスト・ヒューズサンプラ、 イヤサーべイメータ、分離サンプラー ・メータ、ソニックサンプラー ・メータ及び電離離子センサ・メータ)	海上モニタリング ・小型船 ・可動型放熱計測装置 (可動型ダスト・ヒューズサンプラ、 イヤサーべイメータ、ソニックサン プラー・メータ、ソニックサン プラー及び電離離子センサ・メータ)
-	パックグラフクントの低減対策 ・袖出し保護カバー ・業主シート ・遮蔽材	パックグラフクントの低減対策 ・袖出し保護カバー ・業主シート ・遮蔽材
-	セニタリングボルトの代替電源 ・無電源機能装置	セニタリングボルトの代替電源 ・無電源機能装置
セニタリングボルトの代替次回電 源からの給電 ・新設代替支援電源装置	-	セニタリングボルトの代替次回電 源からの給電 ・新設代替支援電源装置

下線部は自主対策設備を示す

泊発電所 3号炉

(7) 1.17 監視測定

重大事故等が発生した場合でも、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備
放射線量の測定 ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型モニタリングポスト監視用端末 ・電離線サーベイメータ	放射線量の測定 ・モニタリングポスト ・モニタリングステーション	放射線量の測定 ・モニタリングポスト ・モニタリングステーション ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型モニタリングポスト監視用端末 ・電離線サーベイメータ
放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型モニタリングポスト監視用端末	—	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型モニタリングポスト監視用端末
—	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能測定装置 （ガスクロマトグラフ・ガスクロマトグラフ測定装置及びパトロシナムガスクロマトグラフ測定装置）	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能測定装置 （ガスクロマトグラフ・ガスクロマトグラフ測定装置及びパトロシナムガスクロマトグラフ測定装置）
空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・放射能測定装置 （可搬型ダスト・ヨウ素ランプ、GM型染色サーベイメータ及びNaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ）	—	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・放射能測定装置 （可搬型ダスト・ヨウ素ランプ、GM型染色サーベイメータ及びNaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ）
—	気象観測項目の測定 ・気象観測装置	気象観測項目の測定 ・気象観測装置
気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測装置 ・可搬型気象観測装置監視用端末	—	気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測装置 ・可搬型気象観測装置監視用端末
緊急時対策費交付による気象観測項目の測定 ・可燃性気象観測装置 ・可燃性気象観測装置監視用端末	—	緊急時対策費交付による気象観測項目の測定 ・可燃性気象観測装置 ・可燃性気象観測装置監視用端末
放射性物質濃度（空気中、水中、土壤）の測定 ・放射能測定装置 （可搬型ダスト・ヨウ素ランプ、GM型染色サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、GMR染色サーベイメータ及びNaIシンチレーションサーベイメータ）	放射性物質濃度（空気中、水中、土壤）の測定 ・Ge半導体測定装置 ・Ge半導体測定装置 ・可搬型Ge半導体測定装置 ・Tosシンチレーション計測装置 ・GM計測装置	放射性物質濃度（空気中、水中、土壤）の測定 ・放射能測定装置 （可搬型ダスト・ヨウ素ランプ、GM型染色サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、GMR染色サーベイメータ及びNaIシンチレーションサーベイメータ） ・Ge半導体測定装置 ・三極管Ge半導体測定装置 ・Tosシンチレーション計測装置 ・GM計測装置

下線部は、自主対話設備を示す

新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備
海上モニタリング • 小型船 • 電離層サーバイメータ • 放射電波測定装置 (可聴域ダスト、よう素チャンプラー、GM汚染サーバイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーバイメータ、β線サーバイメータ及びα線シンチレーションサーバイメータ)	—	海上モニタリング • 小型船 • 電離層サーバイメータ • 放射電波測定装置 (可聴域ダスト、よう素チャンプラー、GM汚染サーバイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーバイメータ、β線サーバイメータ及びα線シンチレーションサーバイメータ)
—	パックグラウンドの低減対策 • 検出器保護カバー ^{※2} • 养生シート ^{※2} • 遮蔽材 ^{※2}	パックグラウンドの低減対策 • 検出器保護カバー • 养生シート • 遮蔽材
—	モニタリングボスト、モニタリングシステムの代替電源 • 地震監視装置 • 走行車両遮断	モニタリングボスト、モニタリングシステムの代替電源 • 地震監視装置 • 走行車両遮断
モニタリングボスト、モニタリングシステムの代替電源からの給電 • 常設代替交流電源装置	—	モニタリングボスト、モニタリングシステムの代替電源からの給電 • 常設代替交流電源装置

下級部は、自主効率設備を

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3／4号炉

(8) 1.19 通信連絡

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要がある場合と通信連絡を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備
発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内）	発電所内の通信連絡 ・有線（建屋内） ・送受話器（ページング）（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備（固定型） ・携行型通話装置 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内） ・送受話器（ページング）（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備（車載型）	発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間） ・インターフォン ・データ伝送設備（発電所内） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内）
代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策所用代替交流電源設備 ・緊急時対策所用高圧母線J系 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替電源設備からの給電の確保 ・非常用交流電源設備	代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策所用代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備
発電所外（社内外）の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備（屋上アンテナ） ・衛星通信装置 ・有線（建屋内）	発電所外（社内外）の通信連絡 ・有線（建屋内） ・局端加入電話設備 ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備（屋上アンテナ） ・衛星通信装置 ・有線（建屋内） ・局端加入電話設備 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム ・専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）	発電所外（社内外）の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（FAX） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及U/I-P-FAX） ・データ伝送設備（発電所外） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・衛星通信装置 ・有線（建屋内）

下線部は自主対策設備を示す

泊発電所3号炉

(8) 1.19 通信連絡

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要がある場合と通信連絡を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備
発電所内の通信連絡設備 ・データ伝送設備（発電所内） ・運転指令設備（警報装置含む。） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間） ・インターネット ・データ伝送設備（発電所内） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内）	発電所内の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備	発電所内の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間） ・インターネット ・データ伝送設備（発電所内） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内） ・運転指令設備（警報装置含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備
代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策所用代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策所用代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策所用代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備
発電所外の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（FAX） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及U/I-P-FAX） ・データ伝送設備（発電所外） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・衛星通信装置 ・有線（建屋内）	発電所外の通信連絡設備 ・データ伝送設備（発電所外） ・加入電話設備 ・専用電話設備 ・無線電話 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム	発電所外の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（FAX） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及U/I-P-FAX） ・データ伝送設備（発電所外） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・衛星通信装置 ・有線（建屋内） ・加入電話設備 ・専用電話設備 ・無線電話 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム

下線部は、自主対策設備を示す

【女川】

PWR と BWR の設備の相違

泊発電所 3号炉審査資料	
資料番号	SAT108-9 r. 6.0
提出年月日	令和5年5月31日

泊発電所 3号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料
比較表

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を 冷却するための手順等

令和5年5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。

大飯発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<u>比較結果等をとりまとめた資料</u>			
<h3>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)</h3> <p>1-1) 設計方針・運用・体制等を変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 : 下記2件 <ul style="list-style-type: none"> ・屋外に設置していた自主対策設備の淡水源である「代替屋外給水タンク」を溢水対策に伴い撤去し、新たに「代替給水ピット」を設置するため、関連する資料を修正した。【例：比較表 p.1.8-126】 ・屋外に設置する自主対策設備であるろ過水タンク及び2次系純水タンクの溢水対策に伴い、タンクの耐震化、タンク容量の見直し及び2次系純水タンクの設置数の見直し（4基 ⇒ 2基）等の変更を行ったため、関連する資料を修正した。【例：添付資料 1.8.3】 <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> <ul style="list-style-type: none"> 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. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : 下記1件 <ul style="list-style-type: none"> ・資料構成は、炉型が同じである大飯3／4号炉の対応手段及び操作手順の参照を基本とした上で、配管・弁の流路等を含めた設備の選定方針、文章構成や表現については、女川2号炉の審査実績を反映している。また、各図面においても、女川2号炉の審査実績を踏まえた資料構成や記載の充実化等の見直しを行っている。 c. 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 d. 当社が自主的に変更したもの : なし <p>1-3) バックフィット関連事項</p> <p>なし</p>			

大飯発電所3／4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

2. 大飯3／4号炉まとめ資料との比較結果の概要

2-1) 設備の相違（以下については、相違理由欄に No.を記載する）

No.	大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
①	<p>【可搬型設備による代替格納容器スプレイ及び代替炉心注水に使用する設備】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬式代替低圧注水ポンプ ・<u>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）</u> ・<u>仮設組立式水槽</u> ・<u>送水車</u> 	<p>【可搬型設備による原子炉格納容器下部への注水及び原子炉容器への注水に使用する設備】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・<u>代替給水ピット</u> ・原水槽 ・<u>2次系純水タンク</u> ・<u>ろ過水タンク</u> 	<p>【設計方針の相違（自主対策設備）】（例：比較表 p 1.8-8）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯3/4号炉は、可搬式代替低圧注水ポンプの水源として仮設組立式水槽を使用し、送水車により海水を水槽に給水する。 ・泊3号炉は、可搬型大型送水ポンプ車の水源として海水、淡水である代替給水ピット又は原水槽が選択可能であり、水源から直接被供給先に注水できることから、すべての水源を記載している。原水槽への補給は、淡水である2次系純水タンク及びろ過水タンクから移送することにより行う。 ・大飯3/4号炉は、可搬式代替低圧注水ポンプ専用の電源車が必要であるが、泊3号炉の可搬型大型送水ポンプ車は、車両エンジンを駆動源とすることから、専用の電源車は必要ない。専用の電源車を必要としないのは、伊方3号炉及び玄海3/4号炉と同様である。 ・原子炉格納容器下部への注水及び原子炉容器への注水に用いる可搬型設備により、水源から直接被供給先に注水する方針は、柏崎6/7号炉と同様である。また、海水及び淡水を注水する方針は、柏崎6/7号炉、伊方3号炉、川内1/2号炉及び玄海3/4号炉と同様である。
②	<p>【恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び代替炉心注水に使用する設備】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・恒設代替低圧注水ポンプ ・<u>空冷式非常用発電装置</u> ・<u>燃料油貯蔵タンク</u> ・重油タンク ・<u>タンクローリー</u> 	<p>【代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水及び原子炉容器への注水に使用する設備】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイポンプ ・<u>非常用交流電源設備</u> ・常設代替交流電源設備 	<p>【設計方針の相違（重大事故等対処設備）】（例：比較表 p 1.8-8）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯3/4号炉は、恒設代替低圧注水ポンプを起動する場合に空冷式非常用発電装置から給電する系統構成となっている。 ・泊3号炉は、非常用交流電源設備であるディーゼル発電機が健全であれば、非常用高压母線からも代替格納容器スプレイポンプへ給電可能であり、川内1/2号炉及び玄海3/4号炉と同様である。なお、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に代替格納容器スプレイポンプを起動する場合は、大飯3/4号炉と同様に常設代替交流電源設備により、代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 ・大飯3/4号炉は、空冷式非常用発電装置への燃料補給に使用する設備を記載しているが、泊3号炉は女川審査実績を反映し、可搬型タンクローリーによる燃料補給に使用するディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク（SA）、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプのこれら設備を「常設代替交流電源設備」に含めて整理している。

※ 相違点を強調する箇所を下線部にて示す。

※ 本比較結果の概要において、設備を比較する場合は、女川2号炉の審査実績により追加した配管・弁等の記載は省略している。

大飯発電所3／4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

2-1) 設備の相違（以下については、相違理由欄にNo.を記載する）

No.	大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
③	【充てんポンプによる炉心注水の水源】 ・燃料取替用水ピットが使用できない場合に、 <u>復水ピットが使用可能</u> 。	【充てんポンプによる原子炉容器への注水の水源】 ・燃料取替用水ピットを使用し、 <u>補助給水ピットは水源として使用できる設備としていない</u> 。	【設計方針の相違（重大事故等対処設備）】（例：比較表 p.1.8-16） ・泊3号炉は、補助給水ピットを充てんポンプの水源として使用できないが、重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイポンプにて補助給水ピットを水源とした原子炉容器への注水が可能である。充てんポンプ（充てん／高圧注入ポンプ）の水源を燃料取替用水ピット（燃料取替用水タンク）のみとしているのは、高浜1/2号炉、伊方3号炉、川内1/2号炉及び玄海3/4号炉と同様である。
④	【溶融炉心を冠水するために必要な原子炉下部キャビティ水位】 ・格納容器再循環サンプ広域水位：61%以上	【溶融炉心を冠水するために必要な原子炉下部キャビティ水位】 ・格納容器再循環サンプ水位（広域）71%以上	【設計方針の相違】（例：比較表 p.1.8-26） ・原子炉格納容器型式の相違（泊3号炉：鋼製型、大飯3/4号炉：PCCV型）等により水位は異なるが、溶融炉心を冠水するために十分な水位であることに相違なし。
⑤	【電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイの系統構成】 「運転員等は、中央制御室及び現場で電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより代替格納容器スプレイを行うための系統構成を実施する。」	【電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器下部への注水の系統構成】 「運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B及びCは、中央制御室及び現場で電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉格納容器下部への注水の系統構成を行うとともに、 <u>現場で消火水系配管と格納容器スプレイ系配管の接続のため可搬型ホースの取付けを実施し、発電課長（当直）に報告する。</u> 」	【設計方針の相違（自主対策設備）】（例：比較表 p.1.8-35） ・大飯3/4号炉は、消火ポンプによる代替格納容器スプレイの系統構成を弁操作により実施する。 ・泊3号炉は、消火ポンプによる原子炉格納容器下部への注水の系統構成を弁操作及び可搬型ホース接続により実施する。 ・泊3号炉の可搬型ホース接続は、先行PWRプラントの消火ポンプの系統構成において用いられているものではないが、伊方3号炉及び玄海3/4号炉は消防自動車による格納容器スプレイ（玄海3/4号炉は「代替格納容器スプレイ」。以降同様。）の系統構成においてホース接続を用いており、消火設備による格納容器スプレイの系統構成においてホース接続する点は同様である。
⑥	【A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイの系統構成】 「緊急安全対策要員は、現場でA格納容器スプレイポンプ（自己冷却） <u>ディスタンスピース2箇所の取替え</u> ・・・」	【B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成】 「運転員（現場）B及びCは、現場でB－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）運転準備のため、 <u>可搬型ホース及びベンディングホースの接続</u> ・・・」	【設計方針の相違（自主対策設備）】（例：比較表 p.1.8-55） ・大飯3/4号炉は、格納容器スプレイポンプの自己冷却ラインの系統構成において、ディスタンスピースの取替えを行う。 ・泊3号炉は、B－格納容器スプレイポンプの自己冷却ラインの系統構成において、可搬型ホースの接続を行う。泊3号炉の可搬型ホースの接続により格納容器スプレイポンプの自己冷却ラインの系統構成を行う手順としている点は、伊方3号炉と同様である。

※ 相違点を強調する箇所を下線部にて示す。

※ 本比較結果の概要において、設備を比較する場合は、女川2号炉の審査実績により追加した配管・弁等の記載は省略している。

大飯発電所3／4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

2-1) 設備の相違（以下については、相違理由欄にNo.を記載する）

No.	大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
⑦	<p>【恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順の監視計器】</p> <p>【監視項目「原子炉格納容器内への注水量」】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・A格納容器スプレイ流量計 ・A格納容器スプレイ積算流量計 ・恒設代替低圧注水積算流量計 	<p>【代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水手順の監視計器】</p> <p>【監視項目「原子炉格納容器内への注水量」】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 	<p>【設計方針の相違（重大事故等対処設備）】（例：比較表 p. 1.8-32）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯3/4号炉は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ時の注水流量を「A格納容器スプレイ流量計」（多様性拡張設備）、「A格納容器スプレイ積算流量計」及び「恒設代替低圧注水積算流量計」により監視する。 ・泊3号炉は、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水時の注水流量を「代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量」にて監視する。原子炉格納容器内への注水量を1つの重大事故対処設備の監視計器により確認するのは、伊方3号炉及び玄海3/4号炉と同様である。 ・泊3号炉と大飯3/4号炉の監視計器は異なるが、重大事故等対処設備により原子炉格納容器内への注水量を監視する手順は同様である。
⑧	<p>【恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水手順の監視計器】</p> <p>【監視項目「原子炉圧力容器内への注水量」】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・A余熱除去流量計 ・恒設代替低圧注水積算流量計 	<p>【代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水手順の監視計器】</p> <p>【監視項目「原子炉圧力容器内への注水量」】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 	<p>【設計方針の相違（重大事故等対処設備）】（例：比較表 p. 1.8-68）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯3/4号炉は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水時の注水流量を「A余熱除去流量計」及び「恒設代替低圧注水積算流量計」により監視する。 ・泊3号炉は、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水時の注水流量を「代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量」にて監視する。原子炉圧力容器内への注水量を1つの重大事故対処設備の監視計器により確認するのは、玄海3/4号炉と同様である。 ・泊3号炉と大飯3/4号炉の監視計器は異なるが、重大事故等対処設備の監視計器により原子炉圧力容器内への注水量を監視する手順は同様である。
⑨	<p>【A格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水手順の監視計器】</p> <p>【監視項目「原子炉圧力容器内への注水量」】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・A余熱除去流量計 	<p>【B一格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水手順の監視計器】</p> <p>【監視項目「原子炉圧力容器内への注水量」】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B一格納容器スプレイ流量 ・B一格納容器スプレイポンプ出口積算流量（AM用） 	<p>【設計方針の相違（重大事故等対処設備）】（例：比較表 p. 1.8-66）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯3/4号炉は、A格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水時の注水流量を「A余熱除去流量計」にて監視する。 ・泊3号炉は、B一格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による原子炉容器への注水時の注水流量を「B一格納容器スプレイ流量」（自主対策設備）及び「B一格納容器スプレイポンプ出口積算流量（AM用）」にて監視する。原子炉圧力容器内への注水量を重大事故対処設備及び自主対策設備の監視計器により確認するのは、美浜3号炉と同様である。 ・泊3号炉と大飯3/4号炉の監視計器は異なるが、重大事故等対処設備の監視計器により原子炉圧力容器内への注水量を監視する手順は同様である。
⑩	<p>【恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える場合の手順】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの電動弁の操作により切替えが可能。 	<p>【代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替える場合の手順】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの電動弁の操作及び<u>現場での手動弁の操作</u>により切替えを実施。 	<p>【設計方針の相違（重大事故等対処設備）】（例：比較表 p. 1.8-32）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯3/4号炉は、電動弁の操作により注水先の切替えを実施するため、中央制御室からの遠隔操作のみで対応可能。 ・泊3号炉は、中央制御室からの電動弁の操作に加え、現場の手動弁により流量調整を行う手順であり、注水先の切替えに現場操作が必要。注水先の切替えに現場操作が必要なのは、伊方3号炉と同様である。 ・泊3号炉は、有効性評価「格納容器過圧破損」において、事象発生後約49分までに代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイが可能であり、当該弁の現場操作による重大事故対策の作業の成立性に影響はない。

※ 相違点を強調する箇所を下線部にて示す。

※ 本比較結果の概要において、設備を比較する場合は、女川2号炉の審査実績により追加した配管・弁等の記載は省略している。

大飯発電所3／4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

2-2) 運用の相違（以下については、相違理由欄にNo.を記載する）

No.	大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
①	<p>【ディーゼル消火ポンプ及びA格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）の優先順位】</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合に</p> <p><u>①</u>ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイを実施し、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合に</p> <p><u>②</u>A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイを実施する。</p>	<p>【ディーゼル駆動消火ポンプ及びB－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器下部への注水（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）の優先順位】</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水ができない場合に</p> <p><u>①</u>B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器下部への注水を実施し、B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器下部への注水ができない場合に</p> <p><u>②</u>ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p>	<p>【設計方針の相違（自主対策設備）】（例：比較表 p 1.8-87）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯3/4号炉は、格納容器スプレイポンプ（自己冷却）よりもディーゼル消火ポンプによる格納容器スプレイの方が作業に要する時間が短いため、恒設代替低圧注水ポンプが使用できない場合は、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手し、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合は、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイの手順に着手する。 ・泊3号炉のB－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の系統構成は、準備に要する時間がディーゼル駆動消火ポンプとほぼ同等の作業時間であることから、大流量でかつ、ほう酸水をスプレイ可能なB－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を優先して使用する。格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を優先して使用する点は、玄海3/4号炉及び伊方3号炉と同様である。
②	<p>【可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順着手の判断基準】</p> <p>【交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時】</p> <p><u>「恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイが必要となった場合。」</u></p>	<p>【海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水の手順着手の判断基準】</p> <p>【交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時】</p> <p>「代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器下部への注水が代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合。」</p> <p>【全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時】</p> <p>「B－格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器下部への注水をB－格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。」</p>	<p>【設計方針の相違（自主対策設備）】（例：比較表 p 1.8-37, 58）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯3/4号炉の技術的能力 1.6, 1.7では、有効性評価「格納容器過圧破損」及び「格納容器過温破損」において、格納容器へスプレイする恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水ピットが枯渇する前に、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイから可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイに手段を切り替える手順であることから、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイが必要と判断した場合に、可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイも同時に準備を開始することとしており、技術的能力 1.8 でも同じ手順となっている。 ・泊3号炉は原子炉格納容器下部へ注水する代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットが枯渇する前に燃料取替用水ピットに海水を補給し、代替格納容器スプレイポンプで原子炉格納容器下部への注水を継続する手順である。このため、原子炉格納容器下部への注水時に使う場合の可搬型大型送水ポンプ車は代替格納容器スプレイポンプ及びB－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）故障時のバックアップとして使用し、自主対策設備として位置付けていることから判断基準が異なる。泊3号炉の交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時における手順着手の判断基準は、伊方3号炉、川内1/2号炉及び玄海3/4号炉と同様である。また、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時における手順着手の判断基準は、川内1/2号炉及び伊方3号炉と同様である。

※ 相違点を強調する箇所を下線部にて示す。

大飯発電所3／4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

2-2) 運用の相違（以下については、相違理由欄にNo.を記載する）

No.	大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>— (泊3号炉との比較対象なし)</p>	<p>【代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）の前段の記載事項】</p> <p>「全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象（大破断）が同時に発生した場合、又は補助給水機能が喪失した場合においては、炉心損傷に至る可能性があり、MCCIによる原子炉格納容器破損を防止するため、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器とし、常設代替交流電源設備より受電すれば、原子炉下部キャビティに注水する。また、B一充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水を行う。」</p>	<p>【設計方針の相違（重大事故等対処設備）】（例：比較表 p 1.8-53）</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊3号炉は、有効性評価において炉心損傷に至る可能性がある事象の「全交流動力電源喪失＋大LOCA」又は「全交流動力電源喪失＋補助給水機能喪失」の場合には、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器とし、原子炉格納容器の破損防止を優先する。また、溶融炉心の落下・防止のための原子炉容器への注水はB一充てんポンプ（自己冷却）を使用する。 全交流電源喪失と1次冷却材喪失（大破断）が同時に発生した場合において、泊3号炉の代替格納容器スプレイポンプに相当する設備の注水先を原子炉格納容器とし、泊3号炉のB一充てんポンプ（自己冷却）に相当する設備により原子炉容器へ注水する方針は、伊方3号炉、川内1/2号炉及び玄海3/4号炉と同様である。 泊3号炉の手順着手の判断基準は、先行プラン実績のないものとなっているが、「全交流動力電源喪失＋大LOCA」又は「全交流動力電源喪失＋補助給水機能喪失」発生時に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水手順に着手することを明確化するため、手順着手の判断基準に記載する方針としている。 大飯3/4号炉は、炉心損傷前は炉心注水を優先し、炉心損傷を判断した後、炉心注水から格納容器スプレイに切り替える方針である。なお、大飯3/4号炉も溶融炉心の落下・遅延防止手段において、泊3号炉同様に常設の恒設代替低圧注水ポンプを格納容器スプレイに使用している場合には、B充てんポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う手順としている。
③	<p>【「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）の手順着手の判断基準】</p> <p>「炉心が損傷し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合に（格納容器再循環サンプ広域水位61%未満）、格納容器ヘスプレイするためには必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。」</p>	<p>【「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水」（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）の手順着手の判断基準】</p> <p>「全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、1次冷却材喪失事象が同時に発生し、1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合あるいは補助給水機能喪失により補助給水流量等が確認できない場合において、溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保されず（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%未満）、原子炉格納容器下部へ注水するために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。 又は、炉心が損傷し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合に（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%未満）、原子炉格納容器下部へ注水するために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。」</p>	

※ 相違点を強調する箇所を下線部にて示す。

大飯発電所3／4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

2-2) 運用の相違（以下については、相違理由欄にNo.を記載する）

No.	大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
④	<p>【充てんポンプによる炉心注水及び格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）の優先順位】</p> <p>高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水ができない場合に</p> <p>①A格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を実施し、A格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水ができない場合に</p> <p>②充てんポンプによる炉心注水を実施する。</p>	<p>【充てんポンプ及び格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）の優先順位】</p> <p>高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる原子炉容器への注水ができない場合に</p> <p>①充てんポンプによる原子炉容器への注水を実施し、充てんポンプによる原子炉容器への注水を開始後、又は充てんポンプによる炉心注水ができない場合に</p> <p>②B一格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を実施する。</p>	<p>【設計方針の相違（重大事故等対処設備）】（例：比較表 p.1.8-65, 88, 148）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプが使用できない場合は、中央制御室からの操作により、早期に原子炉容器へ注水可能な充てんポンプによる注水をB一格納容器スプレイポンプよりも優先して行う。なお、充てんポンプによる注水とB一格納容器スプレイポンプによる注水は同時に実施可能な設備構成となっていることから、充てんポンプによる注水開始後はB一格納容器スプレイポンプによる注水準備を開始し、両ポンプによる注水を行う。充てんポンプとB一格納容器スプレイポンプによる注水を並行して行う手順は、伊方3号炉と同様である。 ・大飯3/4号炉は、A格納容器スプレイポンプの電源操作のみで当該ポンプを起動可能であり、20分で対応可能である。 ・泊3号炉のB一格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水は現場の弁操作が必要であり、起動までに25分かかることから、中央操作のみで起動可能である充てんポンプによる原子炉容器への注水を優先している。

※ 相違点を強調する箇所を下線部にて示す。

2-3) 記載方針の相違（以下については、相違理由欄にNo.を記載する）

No.	大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
①	<p>【「1.8.1 (2) c. 手順等」の記載】</p> <p>これらの手順は、<u>発電所対策本部長^{※2}</u>、<u>当直課長</u>、<u>運転員等^{※3}</u>及び<u>緊急安全対策要員^{※4}</u>の対応として…手順等に定める（第1.8.1表、第1.8.2表）。</p> <p><u>※2 発電所対策本部長：重大事故等発生時における発電所原子力防災管理者及び代行者をいう。</u></p> <p><u>※3 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち当直課長の指示に基づき運転対応を実施する要員をいう。</u></p> <p><u>※4 緊急安全対策要員：重大事故等対策要員のうち発電所対策本部長の指示に基づき対応する運転員等以外の要員をいう。</u></p>	<p>【「1.8.1 (2) c. 手順等」の記載】</p> <p>これらの手順は、<u>発電課長（当直）</u>、<u>運転員及び災害対策要員</u>の対応として…手順書等に定める（第1.8.1表）。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・大飯3/4号炉は、技術的能力1.0にて整理する要員の名称以外に「運転員等」という名称を使用していることから、要員名称の定義を記載している。（例：比較表 p.1.8-25） ・泊3号炉は、技術的能力1.0にて整理する要員の名称を記載している場合、改めて要員名称の定義は記載しないこととしており、記載方針は女川2号炉及び伊方3号炉と同様である。

※ 相違点を強調する箇所を下線部にて示す。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

2-4) 記載表現、設備名称等の相違（以下については、相違理由を省略する）

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
・格納容器	・原子炉格納容器	・記載表現の相違（例：比較表 p 1.8-5）
・格納容器スプレイ	・原子炉格納容器下部への注水	・記載表現の相違（例：比較表 p 1.8-10）
・代替格納容器スプレイ	・原子炉格納容器下部への注水	・記載表現の相違（例：比較表 p 1.8-14）
・炉心注水 又は 代替炉心注水	・原子炉容器への注水	・記載表現の相違（例：比較表 p 1.8-15）
・多様性拡張設備	・自主対策設備	・記載表現の相違（例：比較表 p 1.8-6）
・代替電源	・常設代替交流電源設備	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-6）
・原子炉	・原子炉容器	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-5）
・AM用消火水積算流量計	・AM用消火水積算流量	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-35）
・可搬式代替低圧注水ポンプ	・可搬型大型送水ポンプ車	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-8）
・原子炉下部キャビティ水位計	・原子炉下部キャビティ水位検出器	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-28）
・A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	・B-格納容器スプレイポンプ 又は B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-12）
・B充てんポンプ（自己冷却）	・B-充てんポンプ 又は B-充てんポンプ（自己冷却）	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-21）
・恒設代替低圧注水ポンプ	・代替格納容器スプレイポンプ	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-8）
・A格納容器スプレイポンプ（RHS-CSS連絡ライン使用）	・B-格納容器スプレイポンプ 又は B-格納容器スプレイポンプ（RHS-CSS連絡ライン使用）	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-16）
・A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHS-CSS連絡ライン使用）	・B-格納容器スプレイポンプ 又は B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHS-CSS連絡ライン使用）	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-22）
・電動消火ポンプ	・電動機駆動消火ポンプ	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-8）
・ディーゼル消火ポンプ	・ディーゼル駆動消火ポンプ	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-8）
・N o. 2淡水タンク	・ろ過水タンク	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-8）
・復水ピット	・補助給水ピット	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-8）
・空冷式非常用発電装置	・代替非常用発電機 又は 常設代替交流電源設備	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-31）
・格納容器再循環サンプ広域水位	・格納容器再循環サンプ水位（広域）	・設備名称の相違（監視計器）（例：比較表 p 1.8-28）
・恒設代替低圧注水積算流量計	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	・設備名称の相違（監視計器）（例：比較表 p 1.8-32）
・A格納容器スプレイ流量計	・B-格納容器スプレイ流量	・設備名称の相違（監視計器）（例：比較表 p 1.8-56）
・充てん水流量	・充てん流量	・設備名称の相違（監視計器）（例：比較表 p 1.8-76）
・原子炉下部キャビティ連通穴	・原子炉下部キャビティに通じる連通管	・記載表現の相違（例：比較表 p 1.8-29）

※ 相違点を強調する箇所を下線部にて示す。

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
・原子炉圧力容器	・原子炉容器	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-5）
・代替交流電源設備	・常設代替交流電源設備	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-6）
・スプレイ管	・スプレイノズル及びスプレイリング	・設備名称の相違（例：比較表 p 1.8-26）
・原子炉格納容器下部注水	・原子炉格納容器下部への注水	・記載表現の相違（例：比較表 p 1.8-1）

※ 相違点を強調する箇所を下線部にて示す。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

2-5) 相違識別の省略（以下については、各対応手順の共通の相違理由のため、本文中の相違識別と相違理由は省略する）

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
【「操作手順」の対応要員】 ・当直課長 ・運転員等 ・発電所対策本部長 ・緊急安全対策要員	【「操作手順」の対応要員】 ・発電課長（当直） ・運転員 ・災害対策要員	・対応要員、要員名称の相違（例：比較表 p 1.8-25） ・泊3号炉の本審査項目で整理する操作手順は、発電課長（当直）の指示により運転員と災害対策要員にて対応するため、発電所対策本部長へ依頼する作業はない。また、可搬型設備を取り扱う災害対策要員は、運転班の要員であることから、運転員と災害対策要員は連携して対応が可能である。 ・泊3号炉のように、可搬型SA設備を取り扱う災害対策要員に対して発電課長（当直）の指示により対応する体制としている点では、伊方3号炉も同様であり、伊方3号炉は発電所災害対策本部の設置まで、発電所災害対策本部要員も当直長の指揮下にて初動対応を行う体制としている。 ・大飯3/4号炉の要員名称の定義については「記載方針の相違①」にて整理する。 ・大飯3/4号炉の本審査項目で整理する操作手順は、当直課長の指示により運転員等が対応するとともに、発電所対策本部長の指示により緊急安全対策要員が対応する。なお、手順着手は当直課長が判断し、運転員等と発電所対策本部長へ作業開始を指示する。 ・操作手順の比較において、これら要員名称の相違、作業開始指示及び完了報告に関する事項の相違識別は省略する。
【「操作の成立性」の対応要員と所要時間】 「上記の対応は中央制御室にて <u>1ユニット当たり</u> 運転員等 <u>○名</u> 、現場にて <u>1ユニット当たり</u> 運転員等 <u>○名</u> により作業を実施し、 <u>所要時間は約○分</u> と想定する。」	【「操作の成立性」の対応要員と所要時間】 「上記の操作は、運転員（中央制御室） <u>○名</u> 、運転員（現場） <u>○名</u> にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから…開始まで <u>○分</u> 以内で可能である。」	・泊3号炉は複数号炉の審査ではないため、「1ユニット当たり」の記載は必要ない。（例：比較表 p 1.8-29） ・対応要員、操作対象機器の配置場所等の相違により、各対応手段の所要時間は相違することから、対応要員数と所要時間の相違識別は省略する。（例：比較表 p 1.8-29） ・なお、第1.8.1表「機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」の「設備分類b（37条に適合する重大事故等対処設備）」に該当する対応手段については、重大事故対策の有効性評価における各事故シーケンスにおいて、重大事故等対策の成立性を確認しており、各対応手段が要求される時間までに実施可能であることに相違はない。

※ 相違点を強調する箇所を下線部にて示す。

自發電所 3号炉 技術的能力 比較表

表色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ (b) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ (c) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ c. その他の手順項目にて考慮する手順 d. 優先順位 (2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 a. 代替格納容器スプレイ (a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ (b) ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ (c) A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ (d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ b. その他の手順項目にて考慮する手順 c. 優先順位 1.8.2.2 溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止の手順等 (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 a. 炉心注水 (a) 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水 (b) 充てんポンプによる炉心注水 b. 代替炉心注水 (a) A格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水 (b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	b. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 c. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 d. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 e. 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 f. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 g. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 【比較のため、前ページより再掲】 (1) 原子炉格納容器下部注水 a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水	(b) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水 (c) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 (d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 (e) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 (f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 (2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順 a. 原子炉格納容器下部への注水 (a) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水 (b) B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器下部への注水 (c) ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 (d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 (e) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 (f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 a. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 c. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 d. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水	【大飯】設備の相違(相違理由①) 【大飯】設備の相違(相違理由①) 【大飯】設備の相違(相違理由①) 【大飯】記載箇所の相違(女川実績の反映) ・泊は1.8.2.3にて同等の内容を整理。 【大飯】記載箇所の相違(女川実績の反映) ・泊は1.8.2.4にて同等の内容を整理。 【大飯】記載表現の相違(女川実績の反映) 【大飯】運用の相違(相違理由①) 【大飯】運用の相違(相違理由①) 【大飯】設備の相違(相違理由①) 【大飯】設備の相違(相違理由①) 【大飯】設備の相違(相違理由①) 【大飯】設備の相違(相違理由①) 【大飯】記載箇所の相違(女川実績の反映) ・泊は1.8.2.3にて同等の内容を整理。 【大飯】記載箇所の相違(女川実績の反映) ・泊は1.8.2.4にて同等の内容を整理。 【大飯】記載表現の相違(女川実績の反映) 【大飯】記載表現の相違(女川実績の反映)

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

大飯発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
(c) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	e.ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	(e) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水	【大飯】設備の相違(相違理由①)
(d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	f.高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	(f) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水	【大飯】設備の相違(相違理由①)
c. その他の手順項目にて考慮する手順	g.ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	(g) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水	【大飯】設備の相違(相違理由①)
d. 優先順位	h.制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	(h) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水	【大飯】記載箇所の相違(女川実績の反映) ・泊は1.8.2.3にて同等の内容を整理。
(2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等	<p>【比較のため、前ページより再掲】</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水 a.低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水</p>		
a. 代替炉心注水	<p>(2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順</p> <p>a. 原子炉容器への注水 a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水 b. B充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水 c. B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRSS連絡ライン使用）による原子炉容器への注水 d. ディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水 e. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p>		
(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	<p>a. 原子炉容器への注水 a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水 b. B充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水 c. B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRSS連絡ライン使用）による原子炉容器への注水 d. ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水 e. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 f. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 g. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水</p>		
(b) B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	<p>a. 原子炉容器への注水 a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水 b. B充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水 c. B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRSS連絡ライン使用）による原子炉容器への注水 d. ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水 e. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 f. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 g. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水</p>		
(c) A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	<p>a. 原子炉容器への注水 a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水 b. B充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水 c. B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRSS連絡ライン使用）による原子炉容器への注水 d. ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水 e. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 f. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 g. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水</p>		
(d) ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	<p>a. 原子炉容器への注水 a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水 b. B充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水 c. B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRSS連絡ライン使用）による原子炉容器への注水 d. ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水 e. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 f. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 g. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水</p>		
(e) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	<p>a. 原子炉容器への注水 a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水 b. B充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水 c. B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRSS連絡ライン使用）による原子炉容器への注水 d. ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水 e. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 f. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 g. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水</p>		
b. その他の手順項目にて考慮する手順	<p>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p>		
c. 優先順位	<p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p>		
添付資料1.8.1 重大事故等対処設備の電源構成図	<p>添付資料 1.8.1 審査基準、基準規則と対処設備との対応表</p>		
添付資料1.8.2 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備整理表	<p>添付資料 1.8.2 対応手段として選定した設備の電源構成図</p>		
添付資料1.8.3 多様性拡張設備仕様	<p>添付資料 1.8.3 重大事故等対策の成立性 1.原子炉格納容器下部注水系（可搬型）又は原子炉格納容</p>		

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 1.8.4 炉心損傷時における原子炉格納容器破損防止等操作について</p> <p>添付資料 1.8.5 原子炉及び格納容器内への注水時における格納容器内の水位及び注水量の管理について</p> <p>添付資料 1.8.6 溶融炉心冷却における原子炉下部キャビティ注水停止操作について</p> <p>添付資料 1.8.7 恒設代替低圧注水泵による代替格納容器スプレイ</p> <p>添付資料 1.8.8 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>添付資料 1.8.9 可搬式代替低圧注水泵による代替格納容器スプレイ</p> <p>添付資料 1.8.10 A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ</p> <p>添付資料 1.8.11 代替格納容器スプレイと代替炉心注水を同時に行う場合の対応設備の組み合わせについて</p> <p>添付資料 1.8.12 設置許可本文、添付十（追補1）への原子炉下部キャビティ注水に係る手順の記載方針について</p>	<p>器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.4 格納容器下部への初期水張り運用について</p> <p>添付資料 1.8.5 原子炉容器及び原子炉格納容器内への注水時における原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理について</p> <p>添付資料 1.8.6 溶融炉心冷却における原子炉下部キャビティ注水停止操作について</p> <p>添付資料 1.8.7 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.8 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.9 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.10 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.11 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.12 B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.13 原子炉格納容器下部への注水と原子炉容器への注水を同時に行う場合の対応設備の組み合わせについて</p> <p>添付資料 1.8.14 設置許可本文、添付十（追補1）への原子炉下部キャビティ注水に係る手順の記載方針について</p> <p>添付資料 1.8.15 全交流動力電源喪失を想定した場合における代替循環冷却系による初期水張りについて</p> <p>添付資料 1.8.6 解釈一覧 1. 判断基準の解釈一覧 2. 操作手順の解釈一覧 3. 弁番号及び弁名称一覧</p>	<p>添付資料 1.8.4 炉心損傷時における原子炉格納容器破損防止等操作について</p> <p>添付資料 1.8.5 原子炉容器及び原子炉格納容器内への注水時における原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理について</p> <p>添付資料 1.8.6 溶融炉心冷却における原子炉下部キャビティ注水停止操作について</p> <p>添付資料 1.8.7 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.8 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.9 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.10 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.11 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.12 B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>添付資料 1.8.13 原子炉格納容器下部への注水と原子炉容器への注水を同時に行う場合の対応設備の組み合わせについて</p> <p>添付資料 1.8.14 設置許可本文、添付十（追補1）への原子炉下部キャビティ注水に係る手順の記載方針について</p> <p>添付資料 1.8.15 全交流動力電源喪失を想定した場合における代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水について</p> <p>添付資料 1.8.16 解釈一覧 1. 判断基準の解釈一覧 2. 弁番号及び弁名称一覧</p>	<p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】設備の相違(相違理由①)</p> <p>【大飯】設備の相違(相違理由①)</p> <p>【大飯】設備の相違(相違理由①)</p> <p>【大飯】資料構成の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大飯】資料構成の相違(女川実績の反映) 【女川】資料構成の相違</p>

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力

比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>＜要求事項＞</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり格納容器バウンダリへの接触を防止することにより、溶融し格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための対処設備を整備している。</p> <p>また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉を冷却するための対処設備を整備している。</p> <p>ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）による原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。</p> <p>また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備する。</p> <p>ここで、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）による原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。</p> <p>また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備する。</p> <p>ここで、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大飯】記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大飯】記載表現の相違(女川実績の反映)</p>