

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

（項目比較）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		補足-200 工事計画に係る補足説明資料 （安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書）	記載表現の差異
		補足-200-1 第54条に対する適合性の整理表（重大事故等対処設備の健全性評価）	
		補足-200-2 第14, 15, 38条に対する適合性の整理表 （安全設備を含む設計基準対象施設の健全性評価）	
		補足-200-3 環境条件における機器の健全性評価の手法について 1. 概要 2. 圧力に係る適合性評価手法 3. 温度に係る適合性評価手法 4. 湿度に係る適合性評価手法 5. 放射線に係る適合性評価手法 別紙-1 重大事故等時における健全性評価に用いた実証試験	
		補足-200-4 使用済燃料プール監視カメラの耐環境性について	02-補-E-01-0007_改0 先行審査プラントの記載との比較表（補足-200-4 使用済燃料プール監視カメラの耐環境性について）にて別途提示（2021/1/19）
		補足-200-5 共用・相互接続設備について (1) 重要安全施設 (2) 安全施設（重要安全施設以外） (3) 重大事故等対処設備 （参考） (1) 今回の要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外） (2) 今回の基本設計方針に記載されている安全施設（重要安全施設以外）	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

黄色：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		補足-200-6 基準規則で規定される施設・設備の整理	
		補足-200-7 原子炉格納容器内に使用されるテフロン®材の事故時環境下における影響について 1. 概要 2. テフロンの特性 3. 健全性評価対象となるテフロン材使用機器 4. テフロン材使用機器の健全性 4.1 テフロン使用機器の設置場所と環境条件 4.2 テフロン材使用機器の放射線による劣化に対する健全性 5. 結論	
		補足-200-8 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第54条及び第59条から77条に基づく主要な重大事故等対処設備一覧表 添付資料1 原子炉圧力容器の支持構造物、原子炉冷却材圧力バウンダリ構成部等の重大事故等時における設計上の考慮について 添付資料2 設計基準事故対処設備等の個数と設置場所について	記載表現の差異（女川では、使用済燃料プールの監視設備が含まれているため設計基準事故対処設備等と表現）
		補足-200-9 主蒸気逃がし安全弁の環境条件の設定について 1. はじめに 2. 様々なシーケンスを想定した場合のSRV（自動減圧機能）の環境条件について 3. まとめ	設備名称の差異
		添付資料① 高温環境下での主蒸気逃がし安全弁の開保持機能維持について 1. はじめに 2. 評価方法 3. 評価条件 4. 評価結果 5. 本体部の温度上昇による影響	設備名称の差異

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		参考1 MAAPコードによる原子炉压力容器内平均温度評価について 1. MAAPコードによる解析 2. スタンドパイプ/セパレータへの伝熱を考慮した簡易計算 3. SRV（自動減圧機能）の3次元熱流動解析にて使用する原子炉压力容器内気相平均温度について 参考2 MAAPコードにおける下部プレナムでの溶融炉心の挙動について	設備名称の差異
		添付資料② 主蒸気逃がし安全弁用アクチュエータの耐環境性能向上について 1. 概要 2. 耐環境性能向上を目的とした空気シリンダの改良内容 3. 信頼性確認試験 4. 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験 5. 今後の方針	設備名称の差異 設計進捗による詳細設計の記載追加 設計進捗による詳細設計の記載追加 設計進捗による詳細設計の記載追加 項目番号の差異
		添付資料③ 主蒸気逃がし安全弁用電磁弁の耐環境性能向上について 1. 概要 2. 耐環境性能向上を目的としたSRV用電磁弁の改良内容 3. 信頼性確認試験 4. 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験 5. 今後の方針	設備名称の差異 資料構成の差異 項目番号の差異 設計進捗による詳細設計の記載追加

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

黄色：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		補足-200-10 安全設備及び重大事故等対処設備の環境条件の設定について 1. はじめに 2. 安全施設の環境条件について 2.1 一律で設定する環境条件の考慮事項 2.2 個別で設定する環境条件の考慮事項 3. 重大事故等対処設備の環境条件について 3.1 一律で設定する環境条件の考慮事項 3.2 個別で設定する環境条件の考慮事項 3.3 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について 3.4 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて 4. 添付資料	記載表現の相違 記載表現の相違 資料構成の差異（東海第二のSGTSは水素排出設備として、原子炉格納施設の補足説明資料に整理） 審査進捗に伴う差異（NRA技術報告に対する対応を本項にて説明）
		添付資料1 環境放射線の設定方法について (参考資料) 重大事故時における放射線環境条件設定の保守性	
		添付資料2 主蒸気管破断事故起因の重大事故等時を考慮した場合の環境条件について 1. 主蒸気管破断事故（以下「MSLBA」という。）のPRA及び有効性評価における取扱いについて 2. MSLBAに伴う環境条件への影響について 3. MSLBA起因の重大事故等時の事象進展及び期待する主な設備について 4. MSLBA起因の重大事故等時の環境条件について	項目番号の差異
		添付資料3 格納容器雰囲気放射線モニタの環境条件の設定方法について 1. はじめに	項目番号の差異
		添付資料4 熱収支等により環境温度を設定するエリアの設定方法について a. 隣接エリアの温度条件 b. 内部発熱量 c. 空調設備	項目番号の差異

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		参考1 熱収支等による環境温度評価（熱バランスによる簡易計算）	<柏崎との比較> 女川は、原則一律条件にて評価のため作成不要（東海第二同様） 説明方針の差異（女川は、一律温度を超過しているエリアについて、室温評価結果を例示している） 説明方針の差異（女川の当該設備設置エリアは、一律温度を超過していないため作成不要）
		添付資料5 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置について	設備構成の差異（女川は、格納容器内雰囲気酸素濃度の環境改善のため、専用の冷却装置を設置している）
		添付資料6 原子炉建屋原子炉棟内において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について	項目番号、エリア名称、記載表現の差異
		添付資料7 原子炉建屋付属棟及びその他の建屋内において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について	項目番号、エリア名称、記載表現の差異
		添付資料8 ほう酸水注入系の放射線環境条件設定	項目番号の相違
		添付資料9 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について 1. 概要 2. 非常用ガス処理系系統内での水素爆発防止 (参考評価) 枝管における水素滞留評価について	資料構成の差異（東海第二のSGTSは水素排出設備として、原子炉格納施設の補足説明資料に整理）
		添付資料10 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて 1. 概要 2. 対象計装機器とケーブル種別 3. 健全性評価結果	審査進捗に伴う差異（NRA技術報告に対する対応を当該資料にて説明）
			設備構成の差異（女川は当該設備へ先行記載の機能を期待していない）
			評価結果の差異（女川は、一律条件に整理のため作成不要）
			説明方針の差異（女川は、MSLBA時の健全性が確保できることを添付資料2にて説明している）

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			設備構成の差異（女川は，機器付きの空調にて健全性を確保する設備はないため作成不要）
			設備構成の差異（女川は，他社記載設備による対策は不要のため作成不要）
			< 柏崎との比較 > 説明方針の差異（女川は，一律温度を超過しないため作成不要）
			評価結果の差異（女川では，使用済燃料プール監視カメラは一律条件にて健全性を確認しているため作成不要）
		補足-200-11 自主対策設備の悪影響防止について	
		1. はじめに	
		2. 想定される悪影響について	
		2.1 直接的な影響に対する考慮	項目番号の差異
		2.2 間接的な影響に対する考慮	項目番号の差異
		2.3 発電所における運用リソースに対する考慮	項目番号の差異
		3. 自主対策設備の悪影響防止	
		3.1 自主対策設備の悪影響防止に対する基本的方針	
		3.2 原子炉格納容器 pH 調整系	設備名称の差異
		(1) 設備概要	
		(2) 他の設備への悪影響について	
		3.3 原子炉格納容器頂部注水系	設備名称の差異
		(1) 設備概要	
		(2) 他の設備への悪影響について	
		3.4 コリウムシールド	設備構成の差異（女川は，フランジ部は改良 EPDM 製のシール材を用いることで格納容器のシール機能を維持できることから当該設備は用いない）
		(1) 設備概要	設備構成の差異（女川は，更なる安全性向上のために自主対策設備としてコリウムシールドを設置している）
		(2) 他の設備への悪影響について	
		3.5 コリウムバッファー	設備構成の差異（女川は，更なる安全性向上のために自主対策設備としてコリウムバッファーを設置している）
		(1) 設備概要	
		(2) 他の設備への悪影響について	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		添付資料1 原子炉格納容器 pH調整系による原子炉格納容器への影響の確認について 1. 設備概要 2. 原子炉格納容器バウンダリに対する影響について 3. 水素の発生について 3.1 アルミニウムによる水素発生量 3.2 亜鉛による水素発生量 3.3 水素発生による影響について	表現の差異 表現の差異（腐食以外についても記載しているため） 資料構成上の差異（女川は、3.3で説明） <柏崎との差異> 女川は、凝縮槽へ水張りする設備は設置しない
		補足-200-12 重大事故等対処設備の事故後8日以降の放射線に対する評価について 1. 概要 2. 事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定方法 3. 事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定結果 4. 事故後8日以降の放射線に対する評価 ①ドライウエル温度 ②ドライウエル水位 添付 12-1 事故後8日以降に期待する機能の整理 添付 12-2 評価対象設備の選定フロー 添付 12-3 事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定結果 添付 12-4 「4. 事故後8日以降の放射線に対する評価」で抽出されたパラメータ 添付 12-5 ドライウエル温度及び代替パラメータの配置図 添付 12-6 ドライウエル温度の構造イメージ図 添付 12-7 ドライウエル水位と代替パラメータの配置図 添付 12-8 ドライウエル水位の構造イメージ図	設備名称の差異 設備名称の差異 項目番号の差異 項目番号の差異 項目番号の差異 項目番号の差異 項目番号、設備名称の差異 項目番号、設備名称の差異 項目番号、設備名称の差異 項目番号、設備名称の差異

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		添付12-9 ドライウェル温度及びドライウェル水位の耐放射線性について 参考1 重大事故等時の条件として考慮した原子炉格納容器内の積算線量の事故条件について 参考2 主パラメータである計器（ドライウェル温度及びドライウェル水位）の事故時の健全性や計測する上での代表性及び使っている有機材料及びその耐熱温度について 参考3 ドライウェル温度及びドライウェル水位の配置について 参考4 一部の部位が原子炉格納容器内にある計装設備の系統構成、設置場所及び個数について 参考5 原子炉建屋原子炉棟内の伝送器の耐放射線性及び事故時の線量率について 参考6 原子炉格納容器外の計装設備（伝送器）の耐放射線性について	項目番号、設備名称の差異 設備名称の差異 設備名称の差異 説明方針の差異（女川では、放射線耐性を個別に確認しており、確認内容について参考6で説明）
		補足-200-13 重大事故等時における現場操作の成立性について 1. はじめに 2. 操作性・作業環境 (1) 操作時間 (2) 作業環境 (a) 温度・湿度 (b) 放射線環境 (c) 照明 (d) アクセス性 (3) 連絡手段 (4) 操作性 3. 添付資料 添付1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について 添付2 インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について	記載表現の差異 記載表現の差異 記載表現の差異

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 (補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		添付3 ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価	評価結果の差異(エリア毎における最大被ばくを受ける現場作業の差異) 記載表現の差異 < 柏崎との差異 > 評価結果の差異(エリア毎における最大被ばくを受ける現場作業の差異)
		補足-200-15 核物質防護設備の安全施設及び重大事故等対処設備への波及的影響の防止について 1. 概要 2. 基本方針 2.1 波及的影響の防止について 2.1.1 地震 2.1.2 火災 2.1.3 溢水 2.1.4 竜巻 2.1.5 津波 2.1.6 積雪・火山	記載表現の差異 項目番号，記載表現の差異 項目番号，記載表現の差異 項目番号の差異 項目番号の差異 項目番号の差異 項目番号の差異 項目番号の差異 項目番号の差異
		添付-1 核物質防護設備の波及的影響の防止について	記載表現の差異
		補足-200-14 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートについて	別途ヒアリング実施
		補足-200-16 ブローアウトパネル関連設備の設計方針	別途ヒアリング実施

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

黄色：前回提出時からの変更箇所

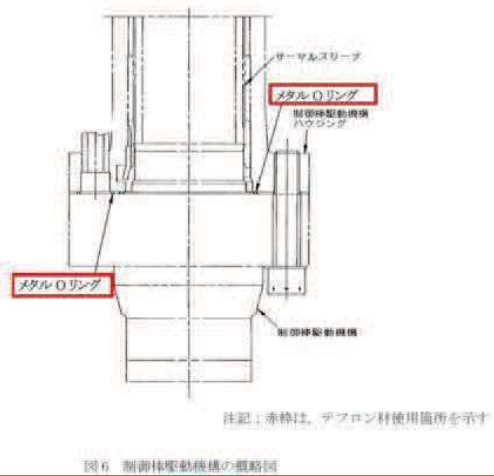
先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

(内容比較)

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																								
P3	3. (1) 表1			<p>補足-200-7 原子炉格納容器内に使用されるテフロン[®]材の事故時環境下における影響について</p> <p>表1 テフロン材を使用している機器及びテフロン使用部品</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>テフロン使用機器</th> <th colspan="2">テフロン使用部品</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>所員用エアロック圧力平衡弁</td> <td>弁シール部のシールリング</td> <td>グランドシール部のシール材</td> </tr> <tr> <td>起動領域モニタ及び出力領域モニタ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動機構</td> <td>メタルOリング</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	テフロン使用機器	テフロン使用部品		所員用エアロック圧力平衡弁	弁シール部のシールリング	グランドシール部のシール材	起動領域モニタ及び出力領域モニタ			制御棒駆動機構	メタルOリング		<p>設備構成の差異 (PCV 内でテフロン材を使用している機器及び使用部品を抽出。女川に記載のない機器、部品はテフロン材を使用していないことから記載しない。)</p> <p><柏崎との比較> 設備構成の差異 (女川に記載のない機器、部品はテフロン材を使用していないことから記載しない。)</p>												
テフロン使用機器	テフロン使用部品																												
所員用エアロック圧力平衡弁	弁シール部のシールリング	グランドシール部のシール材																											
起動領域モニタ及び出力領域モニタ																													
制御棒駆動機構	メタルOリング																												
P4	3. (2) 表2			<p>表2 テフロン材を使用している機器及びテフロン使用部品</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>テフロン材使用機器</th> <th>部品</th> <th>部品の機能</th> <th>機器機能等^{*1}への影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>所員用エアロック</td> <td>シールリング</td> <td>弁のシール機能</td> <td>あり^{*2}</td> </tr> <tr> <td>圧力平衡弁</td> <td>シール材</td> <td>弁グランド部のシール機能</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>起動領域モニタ</td> <td></td> <td>貯水のシール機能</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>出力領域モニタ</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動機構</td> <td>メタルOリング</td> <td>漏えい防止機能</td> <td>なし</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：当該機器の機能及び原子炉格納容器のパウダリ機能への影響 *2：所員用エアロックの内外に2重に設置されており、両方のシール機能が同時に喪失した場合に原子炉格納容器のパウダリ機能への影響が生じる</p>	テフロン材使用機器	部品	部品の機能	機器機能等 ^{*1} への影響	所員用エアロック	シールリング	弁のシール機能	あり ^{*2}	圧力平衡弁	シール材	弁グランド部のシール機能	なし	起動領域モニタ		貯水のシール機能	なし	出力領域モニタ				制御棒駆動機構	メタルOリング	漏えい防止機能	なし	<p>同上</p>
テフロン材使用機器	部品	部品の機能	機器機能等 ^{*1} への影響																										
所員用エアロック	シールリング	弁のシール機能	あり ^{*2}																										
圧力平衡弁	シール材	弁グランド部のシール機能	なし																										
起動領域モニタ		貯水のシール機能	なし																										
出力領域モニタ																													
制御棒駆動機構	メタルOリング	漏えい防止機能	なし																										
P5	3. (2) 健全性評価対象となるテフロン材使用機器（テフロン材使用部品）			<p>⑤ 制御棒駆動機構（CRD）</p> <p>制御棒駆動機構（以下「CRD」という。）は、水圧による制御棒の通常挿入、引抜駆動及び緊急時の急速挿入（スクラム）を行う駆動装置である。</p> <p>テフロン材は、図6に示すとおり、CRDのメタルOリングのテフロンコーティングに使用している。</p> <p>メタルOリングのテフロンコーティングについては、SUS製のメタルOリングのシール面の表面粗さに追従させる目的で施されており、高い面圧でCRDハウジングフランジとCRDフランジに挟まれた装着状態においてOリング表面のテフロンコーティングが仮に劣化したとしても、当該部のシール機能は確保できるものと考ええる。</p>	<p>設備構成の差異 (女川は制御棒駆動機構のテフロン使用箇所について、問題ないことを説明している。)</p> <p><柏崎との比較> 設備構成の差異 (テフロン使用箇所の相違による差異)</p>																								

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 黄色：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P11	図6 制御棒駆動機構の概略図				<p>設備構成の差異 （女川は制御棒駆動機構のテフロン使用箇所について示している。）</p> <p><柏崎との比較> 設備構成の差異 （テフロン使用箇所の相違による差異）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

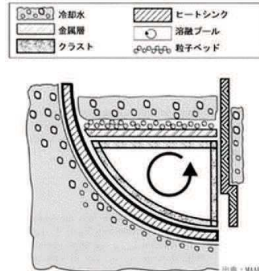
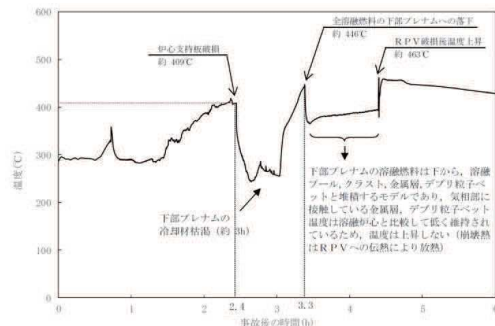
黄色：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
				補足-200-9 主蒸気逃がし安全弁の環境条件の設定について	
				添付資料① 高温環境下での主蒸気逃がし安全弁の保持機能維持について	
P.6	2. 評価方法			このため、MAAP コードによる DCH 有効性評価解析より得られた環境温度条件を入力として、3 次元熱流動解析コード ANSYS FLUENT (Ver. 17.2) により SRV (自動減圧機能) の温度を評価し、SRV 環境試験の温度条件に包含されることを確認することで、重大事故時においても SRV (自動減圧機能) の開保持機能が維持されることを確認する。	評価方法の差異 (評価に用いた解析コードが相違している。)
P.6	2. 評価方法			なお、3 次元熱流動解析は保守的な温度条件を設定した定常解析にて実施する。	評価方法の差異 (東海第二は現実的に評価するために非定常解析を実施しているが、女川では保守的に定常解析のみで評価している。)
P.6	3. (1) 温度条件			図3及び図4に、RPV 内気相平均温度及びドライウエル内気相平均温度の MAAP 解析結果*を示す。この MAAP 解析結果を踏まえ、以下に示す温度条件を設定する。表1に評価条件を示す。 注記*：本評価においては、保守的に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを考慮しない場合における MAAP 解析結果を用いるものとする。	評価条件の差異 (女川では PCV スプレイを考慮しない場合の評価結果を記載している。さらに女川では保守的に定常解析の温度条件のみを設定している。)
P.7	3. (3) 評価モデル			SRV (自動減圧機能) の温度上昇を厳しく評価する観点から、電磁弁の設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。また、図5,6のように開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化している。実機では離れた位置の SRV (自動減圧機能) 2 個を操作するが、解析では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に1個おきに開動作するモデルとしている。	評価モデルの差異 (女川では1個置きに開状態にするモデルを採用している。なお、実機では離れた位置の SRV2 個を操作するため、保守的なモデルとなっている。)

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 [黄色背景]：前回提出時からの変更箇所

先審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P. 22	全文			<p>参考2 MAAPコードにおける下部プレナムでの溶融炉心の挙動について</p> <p>MAAPコードにおける下部プレナムでの溶融炉心の概念を図1に示す。溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。その後、崩壊熱により再溶融する過程において、酸化物との密度差により、上部に金属層が形成される成層化状態を模擬し、溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。溶融プールの温度は高温であるが、周囲のクラストは固化しており伝熱量も低いため、冷却水や下部プレナムの構造材に与える熱影響は軽減される。</p> <p>下部プレナムに水が存在する場合、発生した蒸気は炉心部を通過し過熱蒸気となるが、全溶融燃料の下部プレナムへの落下時点で下部プレナムの水は枯渇しており、炉心部に燃料が存在しないことから、過熱蒸気の発生はなく、気相部への伝熱は輻射が支配的となる。</p> <p>以上から、溶融炉心の全量が下部プレナムに落下した以降は、クラストによって気相部への熱移行が抑えられ、また、気相部への伝熱量と比較して下部プレナムの構造材への伝熱量が多く支配的となることから、RPV内の気相部温度が著しく上昇することはない。</p>  <p>出典：MAAP User's Manual, EPRI</p>	<p><柏崎との比較> 評価結果に伴う差異（下図に示すように、女川は溶融炉心が下部プレナムに落下後、気相温度が低下する期間があることから挙動の説明を記載している）</p>
P. 12	3. (1) 温度条件			 <p>図1 下部プレナムでの溶融炉心の概念</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考								
				添付資料② 主蒸気逃がし安全弁用アクチュエータの耐環境性能向上について									
P. 25	3. (1) 試験条件			<p>改良空気シリンダの信頼性確認試験として、下記の表1に示す環境劣化処置を実施したのちに、DBA時、LOCA試験条件を包絡するよう表2の条件下で蒸気試験を行う。</p> <p>表1 改良シリンダの環境劣化処置</p> <table border="1"> <tr><td>機械劣化処置</td></tr> <tr><td>放射線劣化処置*</td></tr> <tr><td>熱劣化処置*</td></tr> <tr><td>加圧劣化処置</td></tr> <tr><td>振動劣化処置</td></tr> <tr><td>地震劣化処置</td></tr> <tr><td>水力学的動荷重処置</td></tr> <tr><td>事故時放射線照射処置</td></tr> </table> <p>注記*：同時に処置を実施</p>	機械劣化処置	放射線劣化処置*	熱劣化処置*	加圧劣化処置	振動劣化処置	地震劣化処置	水力学的動荷重処置	事故時放射線照射処置	設計進捗に伴う差異（女川は更なる安全性向上対策の改良空気シリンダに対し、一連の環境劣化処置を施した信頼性確認試験を記載している。）
機械劣化処置													
放射線劣化処置*													
熱劣化処置*													
加圧劣化処置													
振動劣化処置													
地震劣化処置													
水力学的動荷重処置													
事故時放射線照射処置													
P. 27	4. (1) 試験条件			<p>格納容器限界温度・圧力環境下において改良空気シリンダにおけるシール材の検証として、事故時放射線照射処置を施したのち、格納容器限界温度・圧力環境である200℃/0.854MPaを満足する試験条件にて蒸気暴露試験（試験条件：表3）を実施し、シール性に影響がないか確認する。</p>	設計進捗に伴う差異（女川は格納容器限界温度・圧力環境下における改良空気シリンダの検証試験を記載している。）								
P. 27	5. 今後の方針			<p>空気シリンダの改良は、設計基準事故時のSRV動作に影響を与える変更となることから、信頼性確認試験を実施し、空気シリンダの改良がプラント運転に影響を与えないことを確認した。また、更なる安全性向上を目的とした重大事故等での格納容器限界温度・圧力環境下における空気シリンダのシール機能に対する検証試験の結果、作動状態及び開保持における供給室素の無漏えいを確認したことから、限界温度・圧力環境下でも空気シリンダのシール部の健全性が保たれることを確認した。</p> <p>今後、実機への導入準備が整い次第、至近のプラント停止中に変更する。</p>	<p>設計進捗に伴う差異（女川は信頼性確認試験及び格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験を実施した旨を記載している。）</p> <p><柏崎との比較> 改良方針の相違（女川はバックシートによる改良案を採用することになっているが、柏崎は二つの改良案を比較検討を進めることになっている。）</p>								

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P. 28	1. 概要			添付資料③ 主蒸気逃がし安全弁用電磁弁の耐環境性能向上について 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、代替高圧窒素ガス供給系（以下「AHPIN系」という。）を設ける設計としている。AHPIN系は、高圧窒素ガス供給系（以下「HPIN系」という。）と独立した高圧窒素ガスポンプ、配管及び弁類から構成し、主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）用電磁弁の排気ラインに高圧窒素ガスポンプの窒素を供給することにより、電磁弁操作を不要としたSRV開操作が可能な設計とする。	記載表現の差異（女川はAHPIN系の系統概要を記載している。） <柏崎との比較> 設計方針の差異（女川は、格納容器限界温度・圧力環境下においてHPIN系に機能を期待しないため、電磁弁操作不要な重大事故等対処設備としてAHPIN系を位置付けている。柏崎は自主対策設備として位置付けている。）
P. 28	1. 概要			高温蒸気環境下におけるHPIN系及びAHPIN系により窒素を供給する経路のシール性能を確保するため、シール材の改良を実施する。 SRV用電磁弁については、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する。 上記のSRV用電磁弁に対して、信頼性確認試験及び格納容器限界温度・圧力環境下におけるシール性能を試験により確認する。	記載表現の差異 設計進捗に伴う差異（女川は更なる安全性向上対策の改良電磁弁に対し、信頼性確認試験及び格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験を記載している。） <柏崎との比較> プラントメーカーの差異（開発経緯の違いにより、女川は改良EPDM材に変更した改良電磁弁に対し、信頼性確認試験と格納容器限界温度・圧力環境下におけるシール性能確認を実施している。柏崎は新規開発電磁弁に対し、同様の試験を実施している。）



赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

黄色：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表

(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P. 30	2. 耐環境性能向上を目的とした SRV 用電磁弁の改良内容			 <p>図2 改良電磁弁概要図</p>	<p>プラントメーカーの差異（女川の改良電磁弁は従来のフッ素ゴムを用いておらず、重大事故等環境下に適した素材を選定している。）</p> <p><柏崎との比較> プラントメーカーの差異（開発経緯の違いにより、女川は改良電磁弁に対して検討をしている。柏崎は改良電磁弁、新規開発電磁弁と段階的に検討している。）</p>
P. 31	3. (1) 試験条件			改良電磁弁シール部の信頼性確認試験として、図4に示す試験手順により蒸気暴露試験（試験装置：図5、試験条件：表1及び図6参照）を実施し、シール機能に対して影響がないことの確認を実施した。	<p>設計進捗に伴う差異（女川は信頼性確認試験を記載している。）</p> <p><柏崎との比較> 試験条件の差異（女川は改良電磁弁に対して試験しており、柏崎は改良電磁弁と新規開発電磁弁に対して試験している。）</p>
P. 33	3. (1) 試験条件				<p>設計進捗に伴う差異（女川は信頼性確認試験を記載している。）</p> <p><柏崎との比較> 試験条件の差異（女川の改良電磁弁と柏崎の改良電磁弁は、試験温度と試験圧力の差異はあるが、どちらも重大事故等時環境下を満足する試験条件という観点で差異はない。）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P. 34	4. (1) 試験条件			格納容器限界温度・圧力環境下における改良電磁弁シール部の検証試験として、事故時放射線照射処理を施したのち、格納容器限界温度・圧力環境である200℃/0.854MPaを満足する試験条件にて蒸気暴露試験（試験条件：表2参照）を実施し、シール性能に対して影響がないことの確認を実施した。	設計進捗に伴う差異（女川は格納容器限界温度・圧力環境下における改良電磁弁シール部の検証試験を記載している。） <柏崎との比較> 試験条件の差異（女川は改良電磁弁に対して試験しており、柏崎は新規開発電磁弁に対して試験している。）
P. 34	4. (2) 試験結果			格納容器限界温度・圧力環境下における蒸気暴露試験の結果、改良電磁弁は、蒸気暴露試験中において漏えいがなく、AHPIN系により窒素を供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。	設計進捗に伴う差異（女川は格納容器限界温度・圧力環境下における改良電磁弁シール部の検証試験を記載している。） <柏崎との比較> 設計方針の差異（女川は格納容器限界温度・圧力環境下においてHPIN系に期待していないため、AHPIN系のシール性能を満足することを確認した記載としている。）
P. 34	5. 今後の方針			改良電磁弁に対して信頼性確認試験及び格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験を実施した結果、AHPIN系により窒素を供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、AHPIN系に用いるSRV用電磁弁4個を改良電磁弁へ交換する。 更に信頼性確認試験の結果を踏まえ、従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して、より長時間にわたってシール性能が発揮されていることを確認したことから、AHPIN系に用いる電磁弁以外の7個についても、プラント起動前までに改良電磁弁に交換する。	設計進捗に伴う差異（女川は具体的に今後の方針を記載している。） <柏崎との比較> プラントメーカーの差異（開発経緯の違いにより、女川はAHPIN系の経路に対して信頼性確認試験と格納容器限界温度・圧力環境下におけるシール性能を確認した改良電磁弁に交換することを記載している。柏崎は改良電磁弁、新規開発電磁弁と段階的に実機導入に向けた準備を進めている。）

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																				
P.5	表3-1			補足-200-10 安全設備及び重大事故等対処設備の環境条件の設定について 表3-1 重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項（1/3） <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>重大事故等対処設備の設置エリア</th> <th>環境条件</th> <th>考慮事項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">1</td> <td rowspan="3">原子炉格納容器内</td> <td>圧力 ・原則 0.854MPa [gauge]</td> <td>・PCV 限界圧力を設定</td> </tr> <tr> <td>温度・湿度 ・原則 200℃ ・原則 100% (蒸気)</td> <td>・PCV バウンダリ許容温度を設定</td> </tr> <tr> <td>放射線 ・原則 300kGy/7 日間</td> <td>・RPV から PCV 内への FP 放出は MAAP 解析結果を参照したうえで、よう素及び中低揮発性核種については NUREG-1465 を参考とした補正を行い、半球中心における線量評価結果 (サブマージョンモデル) を設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2</td> <td rowspan="3">原子炉建屋原子炉棟内</td> <td>圧力 ・大気圧相当</td> <td>・ブローアウトパネル開放設定値</td> </tr> <tr> <td>温度・湿度 ・原則 66℃ (トールラス室: 130℃, 扇所エリア: 80℃) ・原則 100%</td> <td>・PCV から漏えいするガスによる温度上昇は、PCV の圧力と設計漏えい率 (0.9Pd において 0.9%/d)、AEC 評価式及び GE 評価式で求めた値を包括する漏えい率 (2Pd において 1.3%/d) を考慮し保守的に設定・湿度は考えられる最大値</td> </tr> <tr> <td>放射線 ・原則 460Gy/7 日間</td> <td>・PCV 圧力 0.854MPa [gauge] での PCV 漏えい率 (1.3%/d) に相当するジャンクションを MAAP 内でモデル化して設定した漏えい率で漏えいした FP による原子炉建屋原子炉棟内の線量を包絡する値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)</td> </tr> </tbody> </table>	No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件	考慮事項	1	原子炉格納容器内	圧力 ・原則 0.854MPa [gauge]	・PCV 限界圧力を設定	温度・湿度 ・原則 200℃ ・原則 100% (蒸気)	・PCV バウンダリ許容温度を設定	放射線 ・原則 300kGy/7 日間	・RPV から PCV 内への FP 放出は MAAP 解析結果を参照したうえで、よう素及び中低揮発性核種については NUREG-1465 を参考とした補正を行い、半球中心における線量評価結果 (サブマージョンモデル) を設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)	2	原子炉建屋原子炉棟内	圧力 ・大気圧相当	・ブローアウトパネル開放設定値	温度・湿度 ・原則 66℃ (トールラス室: 130℃, 扇所エリア: 80℃) ・原則 100%	・PCV から漏えいするガスによる温度上昇は、PCV の圧力と設計漏えい率 (0.9Pd において 0.9%/d)、AEC 評価式及び GE 評価式で求めた値を包括する漏えい率 (2Pd において 1.3%/d) を考慮し保守的に設定・湿度は考えられる最大値	放射線 ・原則 460Gy/7 日間	・PCV 圧力 0.854MPa [gauge] での PCV 漏えい率 (1.3%/d) に相当するジャンクションを MAAP 内でモデル化して設定した漏えい率で漏えいした FP による原子炉建屋原子炉棟内の線量を包絡する値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)	No.2 温度・湿度の環境条件 原子炉格納容器の型式の違い (女川は、サブプレッションチェンバの影響を考慮し、トールラス室、局所エリアそれぞれに一律温度条件を設定している。) < 柏崎との比較 > 設備構成の差異 (女川は、燃料取替床の温度及び放射線環境条件が原子炉建屋原子炉棟内の一律条件を超過しないため、個々の一律条件を設定していない。)
No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件	考慮事項																						
1	原子炉格納容器内	圧力 ・原則 0.854MPa [gauge]	・PCV 限界圧力を設定																						
		温度・湿度 ・原則 200℃ ・原則 100% (蒸気)	・PCV バウンダリ許容温度を設定																						
		放射線 ・原則 300kGy/7 日間	・RPV から PCV 内への FP 放出は MAAP 解析結果を参照したうえで、よう素及び中低揮発性核種については NUREG-1465 を参考とした補正を行い、半球中心における線量評価結果 (サブマージョンモデル) を設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)																						
2	原子炉建屋原子炉棟内	圧力 ・大気圧相当	・ブローアウトパネル開放設定値																						
		温度・湿度 ・原則 66℃ (トールラス室: 130℃, 扇所エリア: 80℃) ・原則 100%	・PCV から漏えいするガスによる温度上昇は、PCV の圧力と設計漏えい率 (0.9Pd において 0.9%/d)、AEC 評価式及び GE 評価式で求めた値を包括する漏えい率 (2Pd において 1.3%/d) を考慮し保守的に設定・湿度は考えられる最大値																						
		放射線 ・原則 460Gy/7 日間	・PCV 圧力 0.854MPa [gauge] での PCV 漏えい率 (1.3%/d) に相当するジャンクションを MAAP 内でモデル化して設定した漏えい率で漏えいした FP による原子炉建屋原子炉棟内の線量を包絡する値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)																						
柏崎 P.8	3.2 (2) 温度			—	< 柏崎との比較 > 設備構成の差異 (女川は、原子炉建屋原子炉棟において一律条件である 66℃を超過するエリアはないことから記載しない。)																				
P.8	3.2 (2) 温度			パターン 5 原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 66℃を設定するが、当該重大事故等対処設備専用の冷却装置により冷却するものは、個別に 66℃以下の温度を環境温度として設定する (添付資料 5)。	設備構成の差異 (女川は、格納容器内雰囲気酸素濃度について、健全性を確保するために冷却装置を設置することから、個別の環境温度を設定している。)																				
柏崎 P.8	3.2 (2) 温度			—	< 柏崎との比較 > 設備構成の差異 (女川は、屋外の一律条件である 40℃を超過するエリアはないことから記載しない。)																				
柏崎 P.8 東二 P.8	3.2 (2) 温度			—	設備構成の差異 (女川では、使用済燃料プール監視カメラ内部に設置するベルチエ素子及び冷却ファンにより冷却する一体構造により一律条件である 100℃を超過しないことから記載しない。)																				

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

黄色：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
東二 P.8	3.2 (2) 温度			—	設備構成の差異（女川は、MSLBA 起因の SA 時の蒸気流路上の設備について健全性を確認しており、耐性担保のための対策は不要であることから記載しない。）
P.8	3.2 (3) 湿度			パターン1 原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 100%を設定するが、当該重大事故等対処設備を設置するエリアが重大事故等に空調設備により管理されており、湿度が上昇する原因がなく、重大事故等時の湿度を確認したものは、確認した値を環境湿度として設定する。	設備構成の差異（女川は、原子炉建屋原子炉棟内において、空調設備により湿度を管理するエリアが存在することから、パターン1として記載している。）
東二 P.8	3.2 (3) 湿度			—	設備構成の差異（女川は、原子炉建屋付属棟及びその他の建屋内において、一律条件である 90%を超過するエリアは空調設備により管理するエリア（女川のパターン2）以外にないことから記載しない。）
東二 P.9	3.2 (3) 湿度			—	設備構成の差異（女川は、MSLBA 起因の SA 時の蒸気流路上の設備について健全性を確認しており、耐性担保のための対策は不要であることから記載しない。）
P.9	3.2 (4) 放射線			パターン4 原子炉建屋付属棟及びその他の建屋内は、原則として一律 10Gy を設定するが、当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故等時に 10Gy を超えるおそれのあるものは個別に確認した値を環境放射線として設定する（添付資料7）。	<柏崎との比較> 設備構成の差異（女川は、当該エリアに対し、遮蔽壁による線量減衰を考慮していないことから上段について記載しない。）
柏崎 P.10	3.2 (4) 放射線			—	設備構成の差異（女川は、屋外の一様条件である 10Gy を超過するエリアが存在しないことから記載しない。）
柏崎 P.10 東二 P.10	3.2 (4) 放射線			—	考慮事項の差異（女川は、燃料取替床の線量値が原子炉建屋原子炉棟内の一律条件を下回るため個別設定不要であり記載しない。）

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P. 9	3.2 (4) 放射線			パターン6 原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律460Gyを設定するが、生体遮蔽の内側で原子炉格納容器からの放射線影響を受けることにより460Gyを超えるおそれのあるエリアは、保守的に、原子炉格納容器内の放射線量である300kGyを環境放射線として設定する（添付資料3）。	設備構成の差異（女川の生体遮蔽の内側で原子炉からの放射線影響を受ける対象設備は格納容器内雰囲気放射線モニタ（ドライウエル側）であり、個別に環境放射線を設定していることから、パターン6として記載している。）
P. 23	3.3 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について			非常用ガス処理系は、重大事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において、ガス中の放射性物質を、排気筒を経由して原子炉建屋外に排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減することを目的として設置するものである。 当該系統は、原子炉建屋3階（燃料取替床）から吸気する系統構成となっており、重大事故時に系統に流入するガスに水素が含まれることから影響評価が必要である。 評価した結果、女川原子力発電所第2号機では、非常用ガス処理系使用時における原子炉建屋3階（燃料取替床）の水素濃度が可燃限界未満であること及び流入する水素ガス量を保守的な評価条件にて評価した場合においても水素爆発に対して、問題のないことを確認している（添付資料9）。	整理の差異（東海第二はSGTSを水素濃度低減設備として整理しており、原子炉格納施設の説明書に当該資料を添付しているが、女川ではSGTSを水素濃度低減設備として整理していないため、同資料を環境条件に関する資料として整理し、健全性の説明書に紐付けている。）
P. 23	3.4 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて			原子炉格納容器内の重大事故環境を模擬した蒸気暴露試験において、蒸気暴露中のケーブルの絶縁低下が計器誤差に与える影響について報告されている。これに対して、MIケーブルは、ケーブル長約100mの場合においても、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことが確認されている。 女川原子力発電所第2号機においては、原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルは、起動前までに全てMIケーブルに交換することとしている。また、ケーブル長は最長で約□mであることを確認している。 以上より、原子炉格納容器内の重大環境下で機能が要求される計装機器ケーブルは、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことを確認している。（添付資料10）。	審査進捗に伴う差異（NRA技術報告に対する対応を本項にて説明するため差異となっている。）

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P. 26	図 1			添付資料 1 環境放射線の設定方法について ② 原子炉格納容器内への放射性物質の放出 (希ガス、ヨウ素及びセシウム等の高揮発性核種の放出については、MAAP コードの解析結果を用いるものとする。 その他の中・低揮発性の核種については、MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合、希ガスグループの放出割合及び NUREG-1465 の Table3.12 の知見を利用し、放出割合を評価する*1。) *1:「重大事故等対処設備について(補足説明資料)59条 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」と同様の手法を用いた評価(59-9-添2-3 核分裂生成物の放出割合について)	放射性物質の放出の考え方の差異(女川は、注記にあるように設置許可時の被ばく評価と同様、MAAP 解析結果を用いている。東海第二については各放射性物質が PCV 内に全量放出されているものとして評価している。) なお、女川は評価においても P.32 の参考資料で示すとおり、全体的な評価の保守性は確保されている。 (柏崎と同様の考え方)
P. 28	図 2			③ 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への放射性物質の移行量及び積算放射エネルギーの算出 (②で算出した原子炉格納容器気相部への移行量に対して、原子炉格納容器内の圧力に応じて原子炉格納容器の漏えい率として 0.9~1.3%/日*に相当する漏えい孔を MAAP コードの解析モデルで設定し、原子炉格納容器の圧力に応じて気相中の放射性物質が原子炉建屋原子炉棟内に移行する量を MAAP コードにて解析する。また、積算放射エネルギーの算出に当たっては、事故後 7 日間の時間減衰を考慮して算出する。 希ガス及び有機ヨウ素について、SGTS 稼働時に換気率 0.5 回/日に応じて、原子炉建屋原子炉棟内から環境への放出を考慮する。ただし、その他の核種については保守的に SGTS 稼働の有無によらず、原子炉建屋原子炉棟内に留まるものとする(原子炉建屋原子炉棟内から環境への放出なし。) *：開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じ設定。MAAP 解析上で、原子炉格納容器の圧力に応じ漏えい率が変化するものとする。開口面積は 1Pd 以下で 0.9%/日、1Pd~1.5Pd で 1.1%/日、1.5Pd~2.0Pd で 1.3%/日に相当する漏えい孔を設定。【有効性評価 添付資料 3.1.2.8 参照】	放射性物質の放出の考え方の差異(女川は、注記にあるように設置許可時と同様、原子炉建屋原子炉棟内への移行については PCV の漏えい率に相当する漏えい孔を MAAP コードの解析モデルとして設定して評価している。また、実態を踏まえ SGTS 稼働時には SGTS の効果を考慮している。東海第二については一律一定の漏えい率を設定して評価を実施している。) (柏崎と同様の考え方)

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 [黄色]：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		添付資料 2 主蒸気管破断事故起因の重大事故等時を考慮した場合の環境条件について			
P. 35, 36	表 1, 2			<p>表内の事象</p> <p>MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TQUV</p> <p>MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TQUX</p> <p>MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TW (RHR 喪失)</p>	<p>表現の差異（「重大事故に至るおそれがある事故」については記載や整理方法の差異）</p> <p>考慮事項の差異（「MSLBA 起因の重大事故」については本来は高圧代替注水系等の重大事故等対処設備にて炉心損傷が回避可能な事故シーケンスであること、PRA（内部事象運転時 PRA）及び有効性評価において MSLBA は発生頻度、事象進展の観点から個別の起因事象として扱う必要のないものとして整理していることから、女川では対象外としている。」（柏崎と同様）</p>
P. 38	図 2			 <p>図 2 蒸気の漏えいが微小で有意な温度上昇がないエリア</p>	<p>蒸気影響が微小なエリアについては、MSLBA 条件を適用しないことを記載している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

黄色：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
				添付資料 3 格納容器雰囲気放射線モニタの環境条件の設定方法について	
P. 43	1.			以下では、格納容器内雰囲気放射線モニタ（ドライウェル側）の環境温度の設定について考え方を示す。	設備構成の差異（女川は、先行プラントと格納容器のタイプが異なるため、環境温度の設定の考え方について格納容器内雰囲気放射線モニタのドライウェル側のみ記載している。なお、格納容器内雰囲気放射線モニタのサブプレッションチェンバ側は原子炉建屋原子炉棟（トールラス室）の環境放射線及び環境温度を設定する。）
				添付資料 4 熱収支等により環境温度を設定するエリアの設定方法について	
柏崎 P. 参考 1-1 ~1-3	全ページ			—	< 柏崎との比較 > 女川は、参考 1 の環境温度評価において隣室温度を一律温度条件を用いて評価を実施しているため作成しない。（東海第二と同様）
P. 67 ~ 78	全ページ			参考 1 熱収支等による環境温度評価（熱バランスによる簡易計算）の全内容	設備構成の差異（先行プラントと同様に女川は、一律温度条件を超過する HPCW ポンプ室及び代替循環冷却ポンプ室の室温評価結果を記載している。なお、東二は一律温度条件を超過している設備を参考 1 にて格納容器逃がし装置格納槽を代表で記載している。）
柏崎 P. 参考 3-1 ~3-25 東二 P. 60-65	全ページ			—	設備構成の差異（女川の原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置しており、また、一律温度条件を超過しないため作成しない。）
				添付資料 5 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置について	設備構成の差異（女川は、格納容器内雰囲気酸素濃度の環境改善のため、専用の冷却装置を設置している。）
P. 79	全ページ			添付資料 5 の全内容	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 黄色：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
				添付資料6 原子炉建屋原子炉棟内において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について	
P. 81	図1			<p>図1 ② 原子炉格納容器（サブプレッションプール）内への放射性物質の放出 （代替循環冷却系の水源であるサブプレッションプールへの放出過程については、MAAP コードの解析結果を包絡するよう、よう素及びセシウムは炉内蔵量の全量がサブプレッションプール内に放出されるものとし、その他の核種についてはNUREG-1465に基づく放出割合を参照して設定する。）</p> <p>③ 各核種に応じたエネルギーを有するため、エネルギー範囲ごとに代表エネルギーとしてグルーピングし、代表エネルギーごとに7日間での積算線源強度を算出 （積算線源強度計算については、代替循環冷却系の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分する。）</p> <p>④ 代替循環冷却系を使用する場合の原子炉建屋原子炉棟内の評価点での線量を評価するため、下図のようにモデル化し、QAD コードにて積算線量を算出</p>	記載方針の差異（実質的な差異なし。）
P. 82	図1			<p>図1 ⑤設備と代替循環冷却系の最も近い距離等を算出 （離隔距離は設備図書等から算出した。なお、保守的に配管及び機器表面の放射線影響を設定すること等により、離隔距離の算出を省略できるものとする。）</p>	記載方針の差異（女川は、各設備に対して線源との離隔距離をそれぞれ算出し、距離による減衰効果を考慮した線量を設定している旨を記載。）
東二 P. 82	図1			—	遮蔽設計の差異（女川は、鉛の遮蔽材なしで健全性を確保している。）
P. 83	図2			<p>図2 ④設備と格納容器内券囲気ガスサンプリング配管の最も近い距離等を算出 （離隔距離は設備図書等から算出した。なお、保守的に配管及び機器表面の放射線影響を設定すること等により、離隔距離の算出を省略できるものとする。）</p>	記載方針の差異（女川は、各設備に対して線源との離隔距離をそれぞれ算出し、距離による減衰効果を考慮した線量を設定している旨を記載。）
P. 84	図3			<p>図3 ⑥設備と非常用ガス処理系フィルタ装置の最も近い距離等を算出 （離隔距離は設備図書等から算出した。なお、保守的にフィルタ表面の放射線影響を設定すること等により、離隔距離の算出を省略できるものとする。）</p>	記載方針の差異（女川は、各設備に対して線源との離隔距離をそれぞれ算出し、距離による減衰効果を考慮した線量を設定している旨を記載。）
P. 85	図4			<p>図4 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源（原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図</p>	掲載箇所の差異（フィルタベント系フィルタ装置の設置場所が異なるため、東海第二は添付書類11に、柏崎では添付書類6に記載している。）

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P. 86	図4			図4 ⑤ 設備と原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最も近い距離等を算出（離隔距離は設備図書等から算出した。なお、保守的にフィルタ装置表面の放射線影響を設定すること等により、離隔距離の算出を省略できるものとする。）	記載方針の差異（女川は、各設備に対して線源との離隔距離をそれぞれ算出し、距離による減衰効果を考慮した線量を設定している旨を記載。）
P. 86	図4			図4 ⑥ ④、⑤での算出及び評価結果に基づき、環境条件を設定（求めた放射線影響に加え、雰囲気中の放射性物質からの影響を考慮し、合算した線量を設定する。）	遮蔽設計の差異（女川は、鉛の遮蔽材なしで健全性を確保している。）
P. 87	図5			図5 ② 原子炉格納容器内気相部での放射性物質の濃度を算出（「添付資料1 図1③ 原子炉格納容器内気相部における放射性物質の存在量の算出」と同様、MAAP コード解析結果及びNUREG-1465に基づく放出割合を参照して設定する。） ③ 格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管内の放射性物質を以下の条件により算出し、下図のようにモデル化*1し、QAD コードにて積算線量を算出 【ガス、エアロゾル状の放射性物質】：保守的に格納容器気相部内と同濃度の放射性物質が配管に常に存在する（流れ続ける）ものとする。 【沈着する放射性物質】：7日間で配管内に流入する放射性物質の10%が、配管長100mに均一付着するものとする*2	記載方針の差異（実質的な差異なし。）

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P. 87	図 5			図 5 ④ 設備と原子炉格納容器フィルタベント系の配管の最も近い距離等を算出 (離隔距離は設備図書等から算出した。なお、保守的に配管表面の放射線影響を設定すること等により、離隔距離の算出を省略できるものとする。)	記載方針の差異(女川は、各設備に対して線源との離隔距離をそれぞれ算出し、距離による減衰効果を考慮した線量を設定している旨を記載。)
P. 87	図 5			図 5 ⑤ ③、④での算出及び評価結果に基づき、環境条件を設定 (求めた放射線影響に加え、雰囲気中の放射性物質からの影響、原子炉格納容器フィルタベント系の配管以外の放射線源からの影響を考慮し、これらを合算した線量を設定する。)	遮蔽設計の差異(女川は、鉛の遮蔽材なしで健全性を確保している。)
P. 88, 89	図 6			図 6 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(サブプレッションチェンバ)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図	設備構成の差異(女川は、先行プラントと格納容器のタイプが異なるため、サブプレッションチェンバ内に存在する放射性物質による直接線の影響を考慮している。)
P. 92	表 4			表 4 重大事故時における原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の線源強度	掲載箇所の差異(東海第二では添付資料 11、柏崎では添付書類 6に掲載)
P. 95, 96	図 7, 図 8, 図 9, 図 10			図 7 代替循環冷却系配管及び機器表面からの距離と線量 図 8 格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管表面からの距離と線量 図 9 非常用ガス処理系フィルタ装置表面からの距離と線量 図 10 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置表面からの距離と線量	記載方針の差異(女川は、距離による減衰効果について図に記載している。)
P. 98, 99	表 7			表 7 参照	記載方針の差異(女川は、距離による減衰を考慮して設定した放射線環境条件を表として記載している。東海第二は表の記載なし)

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

＜参考＞柏崎刈羽原子力発電所第7号機

女川原子力発電所第2号機

表7 放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備 (1/2)

No.	対象設備	機器番号	空間 ¹⁾		代替循環冷却系 ²⁾		非常用ガス処理系 フィルタ装置 ²⁾⁴⁾		格納容器内雰囲気 ガスサンプリング配管 ²⁾		原子炉格納容器 フィルタベント系 ²⁾		サブプレッショ ンチェンバ ²⁾⁴⁾	合計	
			[kGy]	距離[cm] ³⁾	線源種類	[kGy]	距離[cm] ³⁾	[kGy]	距離[cm] ³⁾	線源種類	[kGy]	距離[cm] ³⁾			線源種類
1	水圧制御ユニット	C12-9001	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	0	3/8B配管	0.2	-	-	-	21.9
2	残留熱除去系ポンプ	E11-C001A	0.46	0	500A配管	51.7	-	-	-	-	-	-	-	-	52.2
3	残留熱除去系熱交換器	E11-8001A	0.46	0	350A配管	78.5	200	2.8	-	-	-	-	-	-	81.7
		E11-8001B	0.46	0	350A配管	47.4	-	-	-	-	-	50	600A配管	0.2	-
4	フィルタ装置	T63-A001A T63-A001B T63-A001C	0.46	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	147
5	フィルタ装置出口側ラフチャージディスク	T63-D002	0.46	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	147
6	原子炉圧力	B21-PT051A	0.46	0	350A配管	45.6	-	-	-	-	-	-	-	-	46.0
7	原子炉圧力 (SA)	B21-PT060A	0.46	0	350A配管	45.6	-	-	-	-	-	-	-	-	46.0
		B21-PT045A	0.46	0	350A配管	45.6	-	-	-	-	-	-	-	-	46.0
		B21-PT045D	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	0	400A配管	1.3	-	22.9
8	原子炉水位 (広帯域)	B21-LT052A	0.46	570	350A配管	2.1	-	-	0	3/8B配管	0.6	-	-	-	3.0
		B21-LT036A	0.46	570	350A配管	2.1	-	-	0	3/8B配管	0.6	-	-	-	3.0
		B21-LT036D	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	-	-	-	-	21.7
		B21-LT037B	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	-	-	-	-	21.7
		B21-LT037D	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	-	-	-	-	21.7
9	原子炉水位 (燃料域)	B21-LT044A	0.46	0	250A配管	0.6	-	-	-	-	-	-	-	-	1.1
10	原子炉水位 (SA燃料域)	B21-LT059	0.46	0	250A配管	0.6	-	-	-	-	-	-	-	-	1.1
11	高圧代替注水系ポンプ出口流量	E61-FT004	0.46	900	熱交換器	2.1	-	-	-	-	-	-	-	-	2.6
12	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイング洗浄流量)	E11-FT017A	0.46	0	250A配管	0.6	-	-	-	-	-	-	-	-	1.1
13	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	E11-FT017B	0.46	240	250A配管	1.1	-	-	-	-	0	400A配管	1.3	-	2.8
14	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	E51-FT004	0.46	100	500A配管	14.4	-	-	-	-	-	-	-	-	14.9
15	残留熱除去系ポンプ出口流量	E11-FT006A	0.46	0	350A配管	2.5	-	-	-	-	-	-	-	-	3.0
16	原子炉格納容器代替スプレイング流量	E11-FT018A	0.46	0	350A配管	1.3	400	0.8	-	-	-	-	-	-	2.6
17	原子炉格納容器注水流量	E11-FT018B	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	0	400A配管	1.3	-	22.9
18	原子炉格納容器注水流量	F13-FT035	0.46	690	250A配管	0.9	-	-	-	-	-	-	-	-	1.4
19	ドライウェル圧力	T48-PT034	0.46	50	100A配管	0.4	300	0.1	0	3/8B配管	0.7	-	-	-	1.5
19	圧力制御室圧力	T48-PT019	0.46	910	熱交換器	1.2	-	-	0	3/8B配管	0.4	0	600A配管	0.6	2.5

表7 放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備 (2/2)

No.	対象設備	機器番号	空間 ¹⁾		代替循環冷却系 ²⁾		非常用ガス処理系 フィルタ装置 ²⁾⁴⁾		格納容器内雰囲気 ガスサンプリング配管 ²⁾		原子炉格納容器 フィルタベント系 ²⁾		サブプレッショ ンチェンバ ²⁾⁴⁾	合計		
			[kGy]	距離[cm] ³⁾	線源種類	[kGy]	距離[cm] ³⁾	[kGy]	距離[cm] ³⁾	線源種類	[kGy]	距離[cm] ³⁾			線源種類	[kGy]
20	格納容器内雰囲気気水素濃度	D23-HZT001A	0.46	50	250A配管	0.4	200	0.1	0	3/8B配管	0.7	-	-	-	1.5	
		D23-HZT001B	0.46	50	100A配管	0.4	300	0.3	0	3/8B配管	0.7	-	-	-	1.7	
		D23-HZT002A	0.46	50	250A配管	0.4	200	0.1	0	3/8B配管	0.7	-	-	-	1.5	
		D23-HZT002B	0.46	50	100A配管	0.4	300	0.3	0	3/8B配管	0.7	-	-	-	1.7	
21	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	D23-RE006A	0.46	0	500A配管	67.3	-	-	-	-	-	-	-	143	211	
		D23-RE006B	0.46	0	500A配管	67.3	-	-	-	-	-	-	-	-	143	211
22	フィルタ装置水素濃度	T63-TE011A	0.46	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	147	
		T63-TE011B	0.46	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	147	
		T63-TE011C	0.46	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	147	
		T63-TE011D	0.46	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	147	
23	フィルタ装置出口水素濃度	T63-HZ208	0.46	-	-	-	-	-	-	-	0	400A配管	0.7	-	1.2	
		T63-HZ209	0.46	-	-	-	-	-	-	-	0	400A配管	0.7	-	1.2	
24	残留熱除去系熱交換器入口流量	E11-TE010A	0.46	0	350A配管	78.5	200	2.8	-	-	-	-	-	-	81.7	
		E11-TE010B	0.46	910	熱交換器	1.2	-	-	0	3/8B配管	0.2	50	600A配管	0.2	-	2.0
25	残留熱除去系熱交換器出口流量	E11-TE007A	0.46	0	350A配管	75.7	200	2.8	-	-	-	-	-	-	78.9	
		E11-TE007B	0.46	0	350A配管	47.4	-	-	-	-	-	50	600A配管	0.2	-	48.0
26	残留熱除去系ポンプ出口圧力	E11-PT005A	0.46	0	350A配管	2.5	-	-	-	-	-	-	-	-	3.0	
		T71-HZ201	0.46	60	350A配管	0.8	50	0.5	-	-	-	-	-	-	1.8	
27	原子炉建屋内水素濃度	T71-HZ205	0.46	0	500A配管	67.3	-	-	-	-	-	-	-	-	143	211
		D23-OZT003A	0.46	50	250A配管	0.4	200	0.1	0	3/8B配管	0.4	-	-	-	1.2	
28	格納容器内雰囲気気酸素濃度	D23-OZT003B	0.46	50	100A配管	0.4	300	0.1	0	3/8B配管	0.4	-	-	-	1.2	
		F54-PT007B	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	0	400A配管	1.3	-	22.9	
30	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	F42-PT014A	0.46	60	350A配管	0.5	-	-	0	3/8B配管	0.4	-	-	-	1.3	
		F42-PT014B	0.46	910	熱交換器	1.2	-	-	0	3/8B配管	0.4	0	600A配管	0.6	-	2.5
31	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	E61-PT003	0.46	110	350A配管	14.8	-	-	-	-	-	-	-	-	15.3	
32	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	E51-PT003	0.46	100	500A配管	14.4	-	-	-	-	-	-	-	-	14.9	
33	非常用ガス処理系除塵機	T46-C001A	0.46	50	熱交換器	47.3	300	1.4	-	-	-	-	-	-	49.1	
		T46-C001B	0.46	110	100A配管	1.6	1000	0.2	-	-	-	-	-	-	2.2	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 黄色：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P.105	評価対象			添付資料7 原子炉建屋付属棟及びその他の建屋内において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について ・放射線環境条件を設定する上で代表性のある事故シナリオを想定し、原子炉建屋付属棟内及びその他の建屋内における放射線源（代替循環冷却系、中央制御室再循環フィルタ装置、緊急時対策所非常用フィルタ装置）の線量評価を行い、評価結果以上の線量を当該エリアにおける環境条件として設定する。	設備構成の差異（個別線源として考慮する設備の差異）
P.111	図3, 図4			図3 中央制御室再循環フィルタ装置表面からの距離と線量 図4 緊急時対策所非常用フィルタ装置表面からの距離と線量	記載方針の差異（女川は、距離による減衰効果について図に記載している。）
P112	表3			表3参照	記載方針の差異（女川は、距離による減衰を考慮して設定した放射線環境条件を表として記載している。柏崎、東海第二は表の記載なし）

表3 放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備

No.	対象設備	機器番号	空間 ¹⁾	代替循環冷却系 ²⁾			中央制御室再循環フィルタ装置 ^{2,4)}		緊急時対策所非常用フィルタ装置 ^{2,4)}		合計
			[kGy]	距離[cm] ³⁾	線源種類	[kGy]	距離[cm] ³⁾	[kGy]	距離[cm] ³⁾	[kGy]	
1	代替循環冷却ポンプ	E11-C002	0.01	0	250A配管	57.7	-	-	-	-	57.7
2	中央制御室排風機	V30-C002A	0.01	-	-	-	0	0.1	-	-	0.2
		V30-C002B	0.01	-	-	-	60	0.1	-	-	0.2
3	中央制御室再循環送風機	V30-C003A	0.01	-	-	-	0	0.1	-	-	0.2
		V30-C003B	0.01	-	-	-	60	0.1	-	-	0.2
4	中央制御室再循環フィルタ装置	V30-D201	0.01	-	-	-	0	0.1	-	-	0.2
5	緊急時対策所遮蔽	-	0.01	-	-	-	-	-	0	1.0	1.0
6	緊急時対策所非常用送風機	V83-C003A	0.01	-	-	-	-	-	0	1.0	1.0
		V83-C003B	0.01	-	-	-	-	-	0	1.0	1.0
7	緊急時対策所非常用フィルタ装置	V83-D002A	0.01	-	-	-	-	-	0	1.0	1.0
		V83-D002B	0.01	-	-	-	-	-	0	1.0	1.0

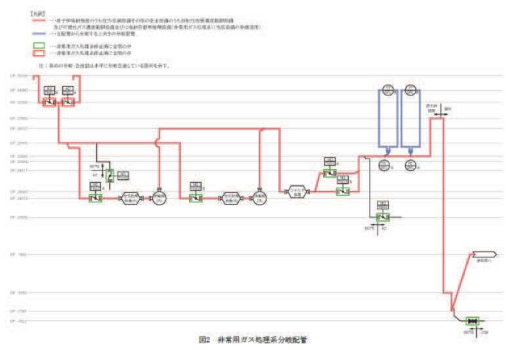
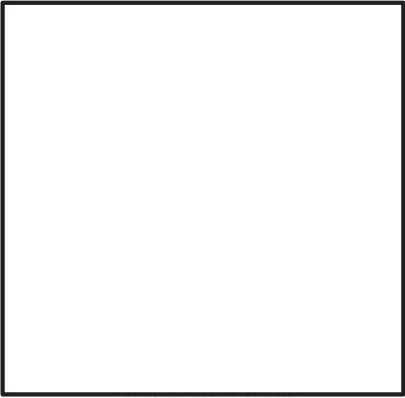
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
				添付資料 9 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について	
P. 117 ～124	全体構成			補足-200「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料」のうち、補足-200-10「安全設備及び重大事故等対処設備の環境条件の設定について 添付資料 10 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について」	東海第二は68条(原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備)として原子炉建屋ガス処理系を使用しているため補足-270-5「 <u>原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料</u> 」の参考資料として原子炉建屋ガス処理系の水素爆発防止対策について説明している。 一方、女川の非常用ガス処理系は74条(運転員の被ばくを低減するための設備)のみであり、68条設備として期待していないことから、「 <u>原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料</u> 」の参考資料として整理しない。 女川として本資料は水素環境下における機器の健全性に係る内容であることから、健全性に関する説明書の補足説明資料として整理した。 なお女川の資料構成、説明内容が東海第二の補足-270-5「 <u>原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料のうち参考 1 原子炉建屋ガス処理系の水素爆発防止対策について</u> 」と類似構成であるため、参考として比較を実施。
P. 117	1. 概要 1.1 概要 1.2 設置目的 1.3 設備概要			非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)の目的、設備概要を記載	同上
P. 118	2. 非常用ガス処理系系統内での水素爆発防止 (1) 系統起動時の影響評価 (2) 系統停止時の影響評価			非常用ガス処理系は、系統を起動させた後、耐圧強化ベント系の使用が必要になった場合には、停止操作を実施する。また、原子炉建屋3階(燃料取替床)の水素濃度が上昇し、1.3vol% (※)に到達した場合にも非常用ガス処理系の停止操作を行う。	停止運用の差異 (東二は補足-270-5. <u>原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料のうち参考 1 原子炉建屋ガス処理系の水素爆発防止対策について</u> より引用)

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P. 120	図2 非常用ガス処理系分岐配管			 <p>図2 非常用ガス処理系分岐配管</p>	<p>設備構成の違いによる評価箇所の差異（評価方法については同様）</p> <p>（東二は補足-270-5. 原子炉格納施設の酸素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料のうち参考1 原子炉建屋ガス処理系の酸素爆発防止対策についてより引用）</p>
P. 121	図3 非常用ガス処理系分岐部			 <p>図3 非常用ガス処理系分岐部</p>	<p>酸素滞留評価を実施する評価部位の仕様の差異（評価方法については同様）</p> <p>（東二は補足-270-5. 原子炉格納施設の酸素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料のうち参考1 原子炉建屋ガス処理系の酸素爆発防止対策についてより引用）</p>
				<p>添付資料10 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて</p>	
P. 125	全ページ			<p>添付資料10の全内容</p>	<p>審査進捗に伴う差異（NRA 技術報告に対する対応を当該資料で説明）</p>

本資料のうち枠囲みの内容は、当社の商業機密を含むため、又は他社の機密事項を含む可能性があるため公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 黄色：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P.3	3. 自主対策設備の悪影響防止			補足-200-11 自主対策設備の悪影響防止について 自主対策設備の悪影響防止の方針について分類結果を表1、各自主対策設備に関する悪影響の検討結果を表2に示す。Eに分類される以下の設備については、他の設備への影響が多岐に渡ることから、他の設備への影響について評価した結果を次項以降に示す。 ・原子炉格納容器 pH調整系 ・原子炉格納容器頂部注水系 ・コリウムシールド ・コリウムバッファ	設備構成の差異（女川は、バックアップシールド材は使用しないこととしている。また、更なる安全性向上のために自主対策設備としてコリウムシールド、コリウムバッファを設置する。）
東二 P.8 柏崎 P.7	3.4 バックアップシールド材			—	同上
P.6	3.4 コリウムシールド			全内容	同上
P.7	3.5 コリウムシールド			全内容	同上

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P. 50	添付 12-9 算出根拠			<p>補足-200-12 重大事故等対処設備の事故後 8 日以降の放射線に対する評価について</p> <p>▼算出根拠 (① <input type="text"/> kGy - ②263kGy - ③300kGy) ÷ ④8.8kGy/日 + 7 日 ÷ <input type="text"/> 日</p> <p>① 環境認定試験により健全性を確認した積算線量：<input type="text"/> kGy ② 通常運転中の 15 年間の積算線量：263kGy*1 ③ 重大事故等発生から 7 日間の積算線量：300kGy(格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを想定した積算線量に余裕を持たせた値) ④ 7 日時点での線量率から算出した 1 日当たりの線量率（解析値）：8.8kGy/日（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを想定した場合の 1 日当たりの線量率）*2</p> <p>注記*1：放射線による劣化を考慮する必要がある有機材料は原子炉格納容器貫通部ボックス付属ケーブル処理ボックス内の MI ケーブルと電線接続部に使用していることから、原子炉格納施設内の原子炉格納容器貫通部ボックス設置エリアの通常運転中の環境条件の設計値を示している。</p> <p>線量の積算期間については、女川原子力発電所第2号機の機器設計環境仕様書に記載の線量（通常運転時：700kGy/40年）を引用し、想定される運転期間である15年間における積算線量として263kGyを設定している。 *2：事故後8日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。</p>	<p>女川は運転開始後から想定される運転期間として線量積算の期間を保守的に15年と設定している。（東海第二は60年延長プラントとして、20年の運転期間を設定。）</p> <p>女川は、設計図書（通常運転時における40年積算値で700kGy）から想定される運転期間である15年を考慮した値（700kGy*15/40=262.5kGy≒263kGy）を記載している。</p>
P. 77	添付 12-9 参考 5			<p>○事故後 100 日時点までの積算線量</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の放射線線量評価は、「原子炉格納容器内からの漏えい起因する線量」及び「線源配管からの直接線による線量」の寄与を合わせて考慮する。</p> <p>事故後 8 日以降に期待するドライウェル圧力、残留熱除去系洗浄ライン流量等の伝送器は、原子炉格納容器内からの漏えい起因する線量（事故後 100 日時点までの積算線量：約 200 Gy）及び局所線源からの直接線による線量の寄与を考慮しても環境認定試験により健全性を確認している <input type="text"/> の線量を超過しないことを確認していることから、事故後 100 日以上の健全性維持に期待できる。</p>	<p>女川は、遮蔽設計による線量減衰を考慮せず線源からの隔離のみで設備の健全性を担保できるため、東海第二同様の記載（遮蔽設計）は不要である。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P.1	2. 操作性・操作環境 (2) (b)			補足-200-13 重大事故等時における現場操作の成立性について 以下のような操作において被ばくのおそれがあり、「原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作」が最も実効線量の高くなる操作であるが、マスク着用によりその実効線量は約 78 mSv（添付3）となり、緊急時の線量限度である 100mSv を超えることはない。 <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ（タイプ I）による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給：約 55mSv ・燃料補給準備：約 17mSv ・燃料補給：約 6.2mSv ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作：約 78mSv ・原子炉補機代替冷却水系 準備操作：約 49mSv ・高圧炉心スプレイ系からの漏えい停止操作（現場操作）：約 5.3mSv ・代替循環冷却系による格納容器除熱：約 1.8mSv ・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールへの注水：約 35mSv 	現場での作業項目や作業時間等の差異

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 [黄色]：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表
 （補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料）

ページ	項目	《参考》 柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
				補足-200-15 核物質防護設備の安全施設及び重大事故等対処設備への波及的影響の防止について	
P.1	2.1.1 地震			2.1.1 地震 [Redacted]	項目番号の差異 設計方針の相違 記載表現の差異 記載表現の差異 設計方針の相違 (防護柵等が根本から倒壊しても周辺の可搬型重大事故対処設備等へ接触することがないように、防護柵の高さ以上の離隔距離を確保している。)
P.2	2.1.4 竜巻			2.1.4 竜巻 防護設備の大半は、設計飛来物より小型の設備であり、設計飛来物である鋼製材（長さ4.2m×幅0.3m×高さ0.2m、質量135kg、飛来時の最大水平速度46.6m/s、飛来時の最大鉛直速度16.7～34.7m/s）の運動エネルギーに含まれるため、安全施設及び重大事故等対処設備に影響を与えることはない。 [Redacted]	項目番号の差異 記載表現の差異 設計基準値の相違 記載表現の差異 記載表現の差異 同上

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

黄色：前回提出時からの変更箇所

2021年2月9日

02-補-E-01-0008 改0

先行審査プラントの記載との比較表

(補足-200 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料)

ページ	項目	《参考》 柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P.2	2.1.5 津波			2.1.5 津波	項目番号の差異 記載表現の差異 設備の相違 津波特有の事故シーケンスを事故シーケンスグループとして選定していないため女川では不要