

本 原 原 発 第 2 1 号

2 0 2 1 年 9 月 6 日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

名古屋市東区東新町1番地

中 部 電 力 株 式 会 社

代表取締役社長

林 欣吾

社 長 執 行 役 員

『東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ』

(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)」

に対する回答に係る対応について(回答)

令和3年8月23日付け原規規発第2108231号をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙：中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（2021年3月5日）に関する見解等について（回答）（2021年5月10日）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(1) -2③ 関係	(ア)原子炉格納容器（以下「PCV」という。）破損防止対策の意義や役割として、提示された回答に至った根拠を示すこと。 (イ)PCVの過圧の要因として、水蒸気だけではなく非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。 (ウ)PCV破損防止対策は、どのような目的で実施することが適切であるか。	(ア) アクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）（(2)及び(3)関係の定義と同じ）の設計・施工にあたっては、当時は現状で十分な安全性を念には念を入れてさらに向上させるとの認識のもと、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内的事象確率的リスク評価（以下「PRA」という。）等によって得られた知見を踏まえて整備していました。 耐圧強化ベントについては、PCVの機能、隔離設計を阻害しないようにするため、PCV最高使用圧力以上の圧力で作動するように、ラブチャーディスク（以下「RD」という。）はPCVの最高使用圧力で作動する設計としていましたが、福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）事故においては、耐圧強化ベントを有効に機能させることができませんでした。 このため、フィルタベント系（以下「FCVS」という。）については柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去した旨を回答しました。 (イ) SA対策に係る有効性評価においてPCVの過圧の要因として、水蒸気だけでなくジルコニウム-水反応により発生する水素、PCV内構造物の垂鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスを考慮しても、PCV過圧破損を防止できることを確認しています。 (ウ) PCV破損防止対策の目的は、PCV内の様々な状況に対して圧力・温度上昇を抑制することでPCVの健全性を担保し、大量の放射性物質の放出を防止することと考えています。 具体的には、損傷炉心に継続的に注水することでPCV内が過熱状態になることを防止し、格納容器冷却により発生する大量の蒸気による圧力上昇を管理することでPCV内の圧力・温度を抑制することとしています。その後、代替循環冷却系によるPCVバウンダリを維持した除熱やFCVSによる除熱を実施することで、PCVの破損を防止することとしています。	(1) -2	このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要があります。	③	AM対策として整備した耐圧強化ベントは、PCVの機能・隔離設計を阻害しないようにしていましたが、FCVSについては柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。 なお、PCVバウンダリを維持したままPCV内の圧力及び温度を低下させることが可能な代替循環冷却系を整備し、FCVSに優先して使用することとしています。
(1) -3③ 関係	(ア)低圧非常用炉心冷却系の吐出圧力は、原理的には福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）と同様にPCV圧力の影響を受ける系統構成になっているということか。	浜岡1～5号機の低圧非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）の吐出圧力を検出する圧力計は、1F3号機の残留熱除去系の吐出圧力計と同様に、水源であるサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）と配管でつながっており、途中の弁は開運用であるため、PCV圧力の影響を受ける系統構成となっています。 なお、1F3号機と比較して自動減圧系（以下「ADS」という。）の作動条件の1つである低圧ECCS吐出圧力確立の設定圧力が高く、また主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）の作動条件成立から実作動まで120秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。このため、ADSが同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えます。ただし、PCV圧力が高い場合には、ADSの作動信号が誤投入される可能性があることを、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。	(1) -3	なお、3号機のRDにおいてもベントラインの系統構成完了時点では作動圧力には到達しておらず、その後の意図しない自動減圧系（以下「ADS」という。）の動作に伴ってRDが破裂したことでベントに成功している。	③	FCVSについては、柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。 ADSについては、1F3号機と比較して低圧ECCS吐出圧力確立の設定圧力が高く、作動条件成立から実作動まで120秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。 このため、ADSが同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えることから、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（2021年3月5日）に関する見解等について（回答）（2021年5月10日）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2) 及び (3) 関係	(ア)「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」（平成4年5月、原子力安全委員会決定）を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）について、以下の事項を回答すること。 i. アクシデントは、どのような考え方により想定されていたのか。 ii. アクシデントの想定に対して、どのような対策（設計、施工及び運用）を講じる方針としたのか。（想定したアクシデントごとに示すこと） iii. アクシデントの想定に対する対策方針を踏まえて、具体的にどのような対策を講じたのか。（対策方針ごとに示すこと） iv. アクシデントの想定に対する対策は、どのような機能、効果を期待していたのか。（対策ごとに示すこと）	各号機における想定したアクシデント、アクシデントに対する対策及び具体的な対策を表1に、AM対策による既存の安全機能への影響確認結果を表2及び表3に示します。それぞれの考え方については項目ごとに以下に示します。 i 浜岡原子力発電所のAM対策で考慮したアクシデントは、各号機の内の事象PRAの結果を用いて、炉心健全性の維持に係わる事故シーケンスとして「未臨界確保失敗」「高圧注水・減圧失敗」「崩壊熱除去失敗」「電源喪失」等を抽出し、格納容器健全性の維持に係わるモードとして「貫通部過温」「格納容器雰囲気直接加熱」「水蒸気（崩壊熱）による過圧」等を抽出しました。 ii 抽出したアクシデントの発生を防止する対策として、「原子炉停止機能」「原子炉及び格納容器への注水機能」「格納容器からの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」の機能が有効であると考え、既存の設備を最大限活用することを考慮して検討を行いました。検討においては、既存設備の安全機能への影響を確認しました。 iii 上記の検討の結果、具体的なAM対策として以下の対策を講じました。 ① 原子炉停止機能 ・再循環ポンプトリップ（RPT） ・代替制御棒挿入（ARI） ② 原子炉及び格納容器への注水機能 ・補給水系、消火系ポンプによる代替注水 ・原子炉減圧の自動化 ③ 格納容器からの除熱機能 ・ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱 ・余熱除去系の復旧 ・耐圧強化ベント ④ 安全機能のサポート機能 ・電源の融通 ・非常用ディーゼル発電機の復旧 iv 上記のAM対策を講じて各機能を強化した効果をPRAにより確認した結果、例えば、BWR5の浜岡3,4号機であれば、炉心損傷頻度を9割以上、格納容器破損頻度も9割以上低減できることを確認していました。				
(2) - 1 ③ 関係	(ア)耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなものが存在していたのか。	耐圧強化ベントラインは、上流側（PCV側）は浜岡1,2号機では原子炉格納容器調気系、浜岡3～5号機では不活性ガス系に接続し、下流側（排気筒側）はSGTSに接続しています。このようにAM対策として既設の系統と接続を行ったものとしては、代替制御棒挿入（ARI）の電磁弁等（原子炉停止系に接続）、代替注水設備（「消火系と補給水系を接続」及び「既設の余熱除去系と補給水系の接続配管に弁等を追設」）、電源系（電源融通用のタイライン（460V交流母線に接続）等）があります。 なお、これらに対しては、既存の安全機能に影響を与えないように、既存の安全設備との接続部において機能的隔離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは、既存設備と同等の安全設計とし、また、設備の誤動作を防止するため論理回路を多重構成とする等、設計上の配慮を行う方針としていました。	(2) - 1	「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」（平成4年5月、原子力安全委員会決定）を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス（核分裂生成物、水素等）の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。	③	FCVSは、不活性ガス系の隔離弁より上流側から分岐させ、分岐以降の配管は、隔離弁を含め独立した構成とし、他号機と共用しない構成としています。 FCVSと不活性ガス系との境界弁については、Fail/Openとなる弁はなく、隔離機能を確保するためシート材料をより耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。 耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみを使用する自主設備としました。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（2021年3月5日）に関する見解等について（回答）（2021年5月10日）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2) -2② 関係	(ア)具体的にどのような協力が可能か。	今後の安全性向上の観点から、弊社におけるAM対策整備時の設計の検討経緯について情報提供させていただくことが可能です。	(2) -2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策（耐圧強化ベントライン等）の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	②	AM対策整備時の設計の検討経緯等について、今後の安全性向上の観点から調査する必要があると考えます。（自社、原子力規制庁の調査に協力）
(2) -2③ 関係	(ア)耐圧強化ベントラインの設計（SGTS配管接続を含む）に係る当時の検討経緯及び関連資料を示すこと。	<p>AM対策整備の設計・施工にあたっては、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内的事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。</p> <p>耐圧強化ベントラインについては、上流側（PCV側）は浜岡1,2号機では原子炉格納容器調気系、浜岡3～5号機では不活性ガス系に接続し、下流側（排気筒側）はSGTSへの逆流防止のため、SGTS出口弁下流の排気ラインに接続しています。浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒底部から排気筒中間高さまで敷設していた浜岡1,2号機共用のSGTS排気ラインに接続しており、浜岡3～5号機の排気ラインは号機間共用なく、排気筒底部から排気筒頂部まで敷設しています。</p> <p>SGTS出口弁は、よう素除去用の活性炭を内蔵したSGTSのフィルタ装置の性能低下を防止するために常時閉弁にて運用しており、浜岡1,2号機ではFail-Openの空気作動弁を、浜岡4,5号機では圧縮空気が喪失した場合の誤動作を防止するため、Fail-As-Isの電動弁を採用しています。浜岡3号機では同目的の弁（電動弁）を排風機の上流にあるフィルタ装置と排風機の間設置しています。</p> <p>耐圧強化ベントラインの設置の際には、以上の既存のSGTS出口弁の設置状況を踏まえ、浜岡1,2号機ではSGTS出口弁の駆動源である圧縮空気が喪失した場合に隣接プラントから圧縮空気の供給を受ける手順を定め、浜岡3号機では排風機の下流に逆流防止のためのFail-As-Isの電動弁を追設しました。</p> <p>耐圧強化ベントに係る設備については最高使用圧力の2倍（以下「2Pd」という。）まで機能を担保する方針とし、それに基づいた運用にしていたことが、今回調査したところ、2Pdまでの耐性を詳細に評価し確実にしていたことの確認ができませんでした。具体的には、PCV本体について、当時は海外の研究結果や国内の検討結果（各型式の二次元弾塑性解析）を踏まえて2Pdにおける耐性を判断していましたが、浜岡1～4号機の個別プラントに対する評価までは実施していませんでした。また、PCV隔離弁について、浜岡3,4号機は2Pdにおける耐性は確認できましたが、浜岡1,2号機に関しては、2Pdにおける耐性のうち弁体のシート性について、評価し漏えい防止ができることを確実にしていませんでした。</p> <p>当時の検討経緯に関する関連資料として、添付-1「AM設備の基本設計について（平成9年9月19日承認 社内検討文書）（抜粋）」及び添付-2「過酷事故対策/PCVバウンダリの健全性について（平成10年4月21日 社外打合せ資料）（抜粋）」を添付いたします。</p>	(2) -2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策（耐圧強化ベントライン等）の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	③	<p>AM対策整備の設計・施工にあたっては、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内的事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。</p> <p>耐圧強化ベントラインについては、SGTSへの逆流防止のため、SGTSフィルタ出口弁下流に接続することとし、当時、浜岡3号機については、SGTS出口側に弁がなかったことから、逆流防止のため電動弁の設置を実施しました（浜岡4号機については、既設電動弁あり）。</p> <p>一方、浜岡1,2号機のSGTS出口弁は、既存の設備としてFail/Openの空気作動弁となっていたため、駆動源である圧縮空気が喪失した場合は隣接プラントから圧縮空気の供給を受ける手順を定めていましたが、複数号機が同時発災し、隣接号機の圧縮空気も喪失した場合には出口弁が開弁し得る設計となっていました。</p> <p>耐圧強化ベントに係る設備については2Pdまで機能を担保する方針とし、それに基づいた運用にしていたことが、今回調査したところ、当時、2Pdまでの耐性を詳細に評価し確実にしていたことの確認ができませんでした。具体的には、PCV本体について、当時は海外の研究結果や国内の検討結果（各型式の二次元弾塑性解析）を踏まえて2Pdにおける耐性を判断していましたが、浜岡1～4号機の個別プラントに対する評価までは実施していませんでした。また、PCV隔離弁について、浜岡3,4号機は2Pdにおける耐性は確認できましたが、浜岡1,2号機に関しては、2Pdにおける耐性のうち弁体のシート性について、評価し漏えい防止ができることを確実にしていませんでした。</p>

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（2021年3月5日）に関する見解等について（回答）（2021年5月10日）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(3) -1③ 関係	(ア)ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計とすることは、BWR各社での共通認識であったか。	AM対策の整備にあたっては、既存設備を最大限活用して一層の安全性の向上を図るとの基本的な考えに基づき、耐圧強化ベントラインとしてSGTS配管を活用することはBWR各社の共通認識であったと考えています。 ただし、排気筒内における排出高さは、個別プラントのSGTSの設計に基づくものでした。	(3) -1	1号機におけるベントは、AM対策により、ベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計、施工及び運用がされていた。	③	FCVSは、ベントガスを、不活性ガス系との接続部から他系統と完全に独立した配管を経由してベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出し、他号機と共用しない構成としています。 FCVS配管については連続上り勾配とするなど、可燃限界を超える水素の滞留が無いことを確認しています。 また、エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定した被ばく評価を実施し、遮蔽を適切に実施することで原子炉建屋内の復旧作業等が実施できることを評価しています。 耐圧強化ベントは、ベントガスを、不活性ガス系、SGTS系を経由して排気筒（頂部まで配管を敷設）を通して排気筒頂部より排出し、また、他号機と共用しない構成としています。使用する際に、ベントガスの原子炉建屋への逆流等系統外への漏えいを防止するように、弁により他の系統と隔離する設計としています。 耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。
(3) -2① 関係	(ア)1Fのベントガスの挙動には、どのような特徴があったと考えるか。	中間取りまとめに示されているように、ベント時にCsを含む大量のエアロゾルはベントガスとして排気筒頂部から全量が放出されるわけではなく排気筒内部に蓄積し、ベント弁閉鎖後にこのエアロゾルが沈降することにより、1F1,2号機共用排気筒底部の著しい汚染が生じたものと考えます。	(3) -2	1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。	①	1F1,2号機共用排気筒については、線量と排気配管の構成から、排気筒下部の高い汚染の原因が明らかにされていることについて異なる見解はありません。
(3) -3③ 関係	(ア)「浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒中間高さまで敷設されていた」について、どのような評価・検討により「中間高さ」までにしたのか。	浜岡1,2号機の耐圧強化ベントの排気ラインは既設のSGTSの排気ラインに接続しております。 浜岡1,2号機のSGTSの排気ラインの高さに係る根拠となる資料は確認できませんでした。排気筒に接続している建屋換気ダクトが万が一破損した場合でも、SGTSの排気ラインが排気筒内中間高さまで立ち上がっていれば、SGTSの排気を排気筒頂部から放出できるとした資料があり、排気ラインの高さの設定にあたって、このような想定を考慮していたことが考えられます。	(3) -3	このことを踏まえると、AM対策が排気系統配管の構造やベントガスの挙動、組成等をどのように考慮していたのか確認する必要があります。	③	耐圧強化ベントの排気ラインは既設のSGTSの排気ラインに接続していました。浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒中間高さまで敷設されていた1,2号機共用のSGTS排気ラインに接続されており、浜岡3~5号機は号機間共用なく、排気筒頂部まで敷設されたSGTS排気ラインに接続されています。 炉心損傷後においても、S/Cのスクラビングによる放射性物質の低減効果により大量の放射性物質の環境放出を回避することを期待していました。ただし、ベントガスの挙動、組成等に対する考慮はなされていませんでした。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（2021年3月5日）に関する見解等について（回答）（2021年5月10日）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(3) -4③ 関係	(ア)貴社の現在の排気系統では、ベントガスはどのように挙動すると考えるか（最も滞留する可能性がある箇所はどこか、など）。 (イ)「エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定」について、どのような事象想定により、どの程度の放射エネルギーが付着することを想定しているのか。	(ア) 炉心損傷後に PCV からのベントガスを排気する系統である FCVS については、「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン」に基づき、連続上り勾配の設計、閉止部におけるベントガスの流動評価、水平部の不燃限界長さの確認等によりベント実施時に配管内に水素が滞留しない設計としています。 (イ) 配管へのエアロゾル付着のメカニズムについては、重力沈降、乱流沈着、拡散沈着、慣性沈着等があります。ベント実施時の配管内の流速は速く、配管へのエアロゾル付着については、乱流沈着による付着（ベントガスの流速に依存）が支配的であると考えられます。PCV からベントフィルタまでの配管は同口径としており、ベントガス流速が顕著に変化する箇所はないことから、乱流沈着による付着に偏りはなく、エアロゾルは配管内面に一様に付着すると想定しています。 放射エネルギーについては、FCVS の設計条件であるエアロゾル移行量に対し、配管 100m あたり 10%が付着すると想定しています。	(3) -4	また、現行の原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動の考え方について確認する必要がある。	③	FCVS は、ベントガスを、不活性ガス系との接続部から他系統と完全に独立した配管を経由してベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出し、他号機と共用しない構成としています。 FCVS 配管については連続上り勾配とするなど、可燃限界を超える水素の滞留が無いことを確認しています。 また、エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定した被ばく評価を実施し、遮蔽を適切に実施することで原子炉建屋内の復旧作業等が実施できることを評価しています。 耐圧強化ベントは、ベントガスを、不活性ガス系、 SGTS 系を経由して排気筒（頂部まで配管を敷設）を通して排気筒頂部より排出し、また、他号機と共用しない構成としています。使用する際に、ベントガスの原子炉建屋への逆流等系統外への漏えいを防止するように、弁により他の系統と隔離する設計としています。 耐圧強化ベントは、信頼性の高い FCVS を新たに設置したことから、 FCVS のバックアップ設備として、炉心損傷前のみを使用する自主設備としました。
(4) -2③ 関係	(ア)真空破壊弁の故障により、ドライウェル中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じた場合、具体的にプラント挙動や事象進展にどのような影響があるか。	真空破壊弁が誤って開弁していたとすると、ドライウェル（以下「D/W」という。）中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じることとなります。 この場合、 LOCA や原子炉圧力容器（以下「 RPV 」という。）破損に伴って多量の水蒸気が発生すると、 D/W の気相部圧力が上昇するとともに、 S/C プール水による圧力抑制効果が低下していることから、真空破壊弁の機能が維持されている場合に比べて、 S/C の気相部の圧力が上昇することが考えられます。また、 S/C からのベントを実施したとしても D/W 内の Cs 等の粒子状放射性物質の S/C プール水による除去効果が低下することからベント時の粒子状放射性物質の放出量が増加することが考えられます。 なお、 S/C プール水による除去効果に期待できない場合であっても、より大きな除去効果を持つ FCVS を介して放出することとなるため、放出量を低減することができる設計となっています。	(4) -2	このため、当該経路を従来の重大事故等（以下「 SA 」という。）時における漏えい経路に追加する必要がある。	③	FCVS は、ベントガスをベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出する設計としています。重大事故等対策に係る有効性評価においては、炉心損傷後に代替循環冷却系が使用できない場合、 FCVS でベントを行うこととしており、 W/W 側からベントするケースに加えて、 D/W 側からベントするケースについても Cs 放出量が 100TBq を下回ることを確認しています。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（2021年3月5日）に関する見解等について（回答）（2021年5月10日）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5) -1③ 関係	<p>(ア)オペレーションフロア以外のフロア（下階）の水素滞留対策をとるべきではないか。</p> <p>(イ)滞留する水素の濃度が均一でない場合の対策をとるべきではないか。</p> <p>(ウ)1F2号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウェル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用（配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など）はどのように行われているのか。</p> <p>(エ)2001年11月に発生した浜岡原子力発電所1号機余熱除去系配管破断事故を踏まえて、どのような水素滞留対策を講じてきたのか。また、1F事故による水素爆発を踏まえて、上記の水素滞留対策をどのように見直したのか。</p>	<p>(ア) オペレーションフロア及び下層階の水素滞留対策は以下のとおりとしています。 SGTSの吸気口はオペレーションフロアに設置しています。SA時にD/W主フランジ及び下層階のPCVハッチ等から漏えいした水素は、空調ダクト、大物搬入口ハッチ等を経由してオペレーションフロアに導きSGTSにより排出することとしています。 オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所には水素濃度計を設置しており、各エリアの水素濃度の監視を行い、可燃限界未満（4vol%未満）に維持できないような異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行及び原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備することとしています。</p> <p>(イ) 水素を滞留させないためには、換気・希釈することが重要であり、PCVハッチ等の水素漏えいが考えられる場所に水素濃度計を設置し、FCVSによるPCVベント及び原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出へ移行するマネジメント対策を整備しています。 水素の挙動については継続的に知見を収集し、新たな知見が得られた場合には、対策への反映を検討していきます。</p> <p>(ウ) 浜岡3号機の原子炉ウェル排気ラインは、下部に2箇所、上部に18箇所あります。下部の2箇所は、原子炉建屋3階の排気ダクトに接続しています。排気ダクトは、壁を貫通した後、垂直に立ち上がり、そこに2つの空気作動ダンパを直列に設置しています。原子炉ウェル排気ラインは、通常運転時、原子炉ウェルを負圧に保ち、原子炉ウェルが乾燥した際に発生するクラッドが拡散することを防止するために設置しており、空気作動ダンパは開としていました。現在、当該排気ラインの閉止工事（閉止板設置）を予定しています。閉止板は、原子炉ウェルの排気口に溶接にて設置するため、水素の漏えい経路には該当しません。また、上部の18箇所は、原子炉ウェルシールドプラグのある位置にありましたが、既に排気ラインの集合部に閉止板を溶接にて設置しています。そのため、このラインも水素の漏えい経路には該当しません。</p> <p>浜岡4号機の原子炉ウェル排気ラインは、原子炉ウェル下部の2箇所のみであり、その構成は浜岡3号機と同様です。既に閉止板を溶接にて設置しているため、水素の漏えい経路には該当しません。</p> <p>浜岡5号機には、原子炉ウェル排気ラインは設置していません。</p> <p>(エ) 原因調査として、当該配管の非凝縮性ガスの蓄積のメカニズムを解明するため、実配管を模擬した蓄積試験を実施しており、配管頂部が閉塞している主蒸気を内包する配管における蓄積メカニズムを検証しています。この結果から、主蒸気を内包する配管のうち、非凝縮性ガスが蓄積する可能性のある配管を抽出し、配管勾配の変更や再結合器の設置等を実施しています。なお、着火のメカニズムについては、自己着火、蒸気による着火及び白金、ロジウム（以下「貴金属」という。）の影響を確認する試験を実施し、蒸気及び貴金属の触媒効果により着火に至った可能性があるかと推定しています。</p> <p>その後、弊社の配管破断事故を契機として、火力原子力発電技術協会（現 原子力安全推進協会）に非凝縮性ガス対応技術検討会が設置され、プラント配管設計又は設計変更の際に基準とするべき「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」等が発行されています。弊社は、このガイドラインの知見を取り入れ、RPVヘッドスプレイ配管の対策を講じてきています。</p> <p>SA時にPCVから水素を含むガスを排出するFCVSは、上記ガイドラインに基づき、ベント実施時に配管内に水素が滞留しない設計としています。</p> <p>1F事故による水素爆発を踏まえ、配管内の水素滞留対策に見直しすべき事項は見出せておりません。</p>	(5) -1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃（水素濃度8%程度）によって生じた圧力による可能性が高い。	③	<p>水素爆発・爆燃についてはトリガーを特定することは困難であり、水素を滞留させないようにすることが重要と考えています。</p> <p>重大事故等時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として、まず水素の発生を防止する対策、次にPCVからの水素の漏えいを防止する対策、更にはPCVから漏えいした水素を原子炉建屋外に排出する対策を実施します。</p> <p>PCVから原子炉建屋に水素が漏えいした場合には、SGTSにより放射性物質を低減しつつ漏えいした水素を含むガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界未満に維持されていることを水素濃度計（原子炉建屋オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所に設置）により監視します。</p> <p>また、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界未満（4%未満）に維持できないような水素の異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行および原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備することとしています。</p>

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（2021年3月5日）に関する見解等について（回答）（2021年5月10日）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5) -2② 関係	(ア)水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する調査にも協力可能と理解してよいか。 (イ)水素以外の可燃性ガスに関する調査について、自社で実施することについてどのように考えるか。 (ウ)可燃性ガスの発生源として原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構のケーブル等が考えられるが、ケーブルの量、塗装の種類等を踏まえて、炉内の温度上昇により、どのような可燃性ガスが生じると考えるか。	(ア) 調査にあたっては、弊社プラントデータの提供等、協力をさせていただきます。 (イ) 水素以外の可燃性ガスの対策は水素対策同様、換気や発生の防止が重要と考えています。現状の建屋水素対策であるSGTSによる換気対策や水素検知によりPCVベント等に移行するマネジメント対策は水素以外の可燃性ガスにもある程度有効な対策となっていると考えています。 (ウ) 溶融炉心の発熱によりPCV内のケーブルから発生する可燃性ガスの種類及び量は、ケーブルの種類(使用材料、構造)によって異なると考えています。弊社で使用しているケーブルの仕様からどのような可燃性ガスが発生するか知見を拡充する必要があり、得られた知見を幅広く活用できるようメーカ、研究機関等と共同での実施を検討していきたくと考えています。	(5) -2	また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。	②	1F3号機における水素以外の可燃性ガスに関する組成・発生量や可燃限界量などの知見を収集する必要があると考えます。(原子力規制庁の調査に協力)
(6) -1② 関係	(ア)中間取りまとめ別添15に示す検討内容を踏まえて、どのような検討が必要であると考えるか。また、どのような検討が実施可能か。	SRVの逃がし弁機能の不安定動作のうち、原因が不明である開信号解除の不成立について、本事象に係る新たな知見が得られた場合には、弊社SRVにおいて同原因で開信号解除の不成立発生の調査を実施し、必要に応じて対策を検討することが必要であると考えています。 今後の本事象に係る知見取得のために、弊社におけるSRVの設計情報について、提供させていただくことが可能です。	(6) -1	主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能の不安定動作(中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。	②	SRVの逃がし弁機能の不安定動作(中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立)の原因が不明であるため、更なる調査が必要と考えます。(自社、他の電力会社)
(6) -2③ 関係	(ア)1Fの主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能で不安定動作が生じたことを踏まえて、全交流動力電源喪失条件下では貴社のSRVにどのような不安定動作が生じると考えるか。 (イ)「機能を発揮できなくなる」について、「不安定動作が生じる可能性」とはどのような関係にあるのか(「機能を発揮できなくなる」と「不安定動作が生じる可能性はない」は同じと考えているのか)。	(ア) SRVの窒素供給が断たれた場合、アキュムレータ内の窒素で全開動作を行うことになりませんが、繰り返し動作による窒素の消費に伴う圧力低下が生じることから、開弁する力と閉弁する力の関係から不安定動作が生じると考えられます。 このため、SRVの逃がし弁機能不安定動作が生じたことの原因の1つとして推定されている駆動源(窒素)の不足に対しては、窒素ガス供給設備の多重化等の対策を実施しております。 今後、SRV不安定動作に係る更なる安全性向上に資する知見が得られた場合には、必要に応じて設計に反映するよう検討を行っていきます。 (イ) 計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給を受ける重大事故等対処設備(計測機器を除く)について、継続的な動作要求のある機器を抽出した結果、SRV以外にはないと考えられます。 前回回答においては、SRV以外については、全交流動力電源喪失時に計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合においても、安全な状態となるFail-Safeの設計がなされていること等から、「SRVを除くSA設備については、計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合、機能を発揮できなくなる設備は無いことを確認しています。」と記載をしました。 一方、前回回答の「SRV以外の不安定動作の調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。」については、SRV以外の重大事故等対処設備において機能を維持した状態で不安定動作を生じる設備があると考えているわけではありませんが、1F事故の調査においてSRV以外の重大事故等対処設備における不安定動作等の新たな知見が確認された場合には、その対策について検討が必要と考えている旨を記載したものです。	(6) -2	このことを踏まえると、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)条件下でのSRVの逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系の隔離による影響(窒素圧の低下等)及び不安定動作が確認されたSRV以外の機器における不安定動作の可能性について、網羅的に把握する必要がある。	③	SRVを除くSA設備については、計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合、機能を発揮できなくなる設備は無いことを確認しています。 SRV以外の不安定動作の調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（2021年3月5日）に関する見解等について（回答）（2021年5月10日）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(7) - 1 ② 関係	(ア)計測機器が設計基準事故条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、どのようなことが考えられるか。また、この原因を解明するためにどのような調査が必要であるかと考えるか。	基準面器を使用している原子炉水位計、原子炉圧力計及び S/C 水位計は基準水面との差圧を水位又は圧力信号として出力しており、蒸発等により基準水面が変動すると指示値に影響を及ぼすことが考えられます。計器が正しい値を示していないことが疑われる場合は、他チャンネルの計器指示値等の関連パラメータを確認し、原子炉水位不明時にはその対応手順を定めています。計器指示値の変動への影響調査には、計器の測定原理、耐環境仕様、計器誤差及び 1F 事故時のプラント状況等の調査が必要と考えます。 なお、SA 対策に必要なパラメータは、想定される使用条件における耐環境性能を有しており、代替監視手段（代替パラメータによる推定、可搬型計測器による監視（温度、圧力、水位及び流量））を整備しています。	(7) - 1	SRV の安全弁機能の作動開始圧力が低下していたなど、SA 条件下では様々な機器が設計基準事故条件下とは異なる挙動をしている。	②	1F における SRV 及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えます。（他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力）
(7) - 2 ① 関係	(ア)シビアアクシデント（以下「SA」という。）時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。	事業者として、メーカー・研究機関とも協調して知見を集積していくべきと考えます。知見の集積にあたっては、全社共通的な設備に関するものは電力大での対応を検討する等、合理的に進められるよう連携を図りたいと考えています。	(7) - 2	このため、SA 時の機器の挙動に関する知見を集積する必要があります。	①	1F における SRV 及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えているため、異なる見解はありません。
(7) - 2 ② 関係	(ア)SA 時の機器の実力値（作動回数の限界値等）を把握すべきではないか。	重大事故等対処設備については、SA 環境下で機能喪失しない設計としていますが、実力値を把握することは有益な知見となるため、SA 時の機器の実力値を把握するための調査を行うことは有効と考えています。			②	1F における SRV 及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えます。（他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力）
(8) - 2 ③ 関係	(ア)自動減圧系を含めて、SA 時に動作を期待する機器の作動信号については、機器の破損防止等のためのインターロックが SA 時の操作に与える悪影響をどのように考えているか（SA 時の操作時にインターロックのために動作しない等の悪影響を考慮しているか）。	インターロックは、設備の異常に対する早期検知・対応、運転員の誤操作防止等、プラントの安全性・信頼性向上を目的として設置しています。これらは、設計想定事象の範囲内であれば有効に機能しますが、その範囲を超える事象にあっては、対応操作に悪影響（操作時間の遅延、操作不可）を与える可能性があります。 このため、設計面及び運用面において以下を考慮しています。 ・インターロックの除外（設計・運用面） 通常は所内電源系に接続されており、SA 時に所内電源設備から独立した電源で動作することを要求されている設備（低圧代替注水系及び格納容器代替スプレイ系の弁）は、緊急時電源使用時には、通常の制御回路とは別の制御回路に切り替えることにより、インターロックを除外できるように設計しています。 また、運用面では、運転員がインターロック不要な状況であることを警報等で確認のうえ、機器の破損防止等のインターロックをリセットもしくはジャンパー・リフトできるよう、手順書を整備することとしています。さらに、今後、誤動作等の通常の動作範囲を超えた事象とその影響度合いを整理し、対応方針を検討していきます。 ・電源喪失時の考慮（設計面） SA 時に操作する弁は、緊急時電源使用時においても中央制御室からの操作を基本としています。このうち、FCVS の隔離弁（電動弁）等については、二次格納施設外に設置した遠隔手動操作装置により、電源喪失時（弁作動信号喪失時）であっても現場で確実に操作ができる設計としています。	(8) - 2	このことを踏まえると、SA 時の ADS の作動に関する設計条件等を確認する必要があります。	③	FCVS については、柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントの RD は撤去することとしました。 ADS については、1F3 号機と比較して低圧 ECCS 吐出圧力確立の設定圧力が高く、作動条件成立から実作動まで 120 秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。 このため、ADS が同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えることから、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。
(8) - 3 ③ 関係	(ア)PCV からの水素漏えいによる PCV の減圧は、PCV の圧力上昇を緩和するため影響は小さいとのことであるが、水素漏えいによる悪影響として、どのようなことが考えられるか。	水素漏えいによる悪影響として、漏えいが継続した場合、水素爆発のおそれにより建屋近傍での可搬型設備が使用できなくなる等、SA 対策の実施を困難にする可能性があります。このため、PCV から原子炉建屋へ漏えいした水素への対策を整備します。（(5) - 1 ③関係(ア)への回答参照）	(8) - 3	また、PCV 圧力が上昇する主要因として、水蒸気発生が想定されてきたが、水素による加圧及び漏えいによる減圧などのふるまいが、従来の事故シーケンスに対してどの程度影響するのか具体的に確認する必要があります。	③	重大事故等対策に係る有効性評価においては、TQUV (RPV 破損) ケースも含めて、燃料被覆管等の反応に伴って発生する水素による加圧を考慮しています。 漏えいが生じると PCV 圧力上昇が緩和されることから、PCV の減圧のふるまいについては、対策の有効性を確認する事故シーケンスに影響を与えるものではないと考えます。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（2021年3月5日）に関する見解等について（回答）（2021年5月10日）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) -1① 関係	(ア)成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、どのようなことが考えられるか。 (イ)成功した2回以外にベント成功と判断できるベント操作はあるか。	(ア) 成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、東京電力の福島原子力事故調査報告書に記載がある通り、空気ボンベや仮設コンプレッサーによるベント弁の駆動用空気圧の維持や、小型発電機による空気供給ラインの電磁弁の励磁の維持が難しかったことが考えられます。 (イ) 1F3号機における減圧挙動から、成功した2回以外はベント成功と判断できるベント操作はないと考えます。	(9) -1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	1F3号機における減圧挙動から、ベント成功回数は2回であるとの見解について異なる見解はありません。
(9) -2① 関係	(ア)40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。	40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、1F4号機では当時全交流動力電源の喪失に伴いSGTSが停止しており、原子炉建屋内の気体が外部に排出されなかったことが考えられます。	(9) -2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	1F3号機における2回目のベント後1F4号機の水素爆発までの時間から、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったとの見解について異なる見解はありません。
(9) -3③ 関係	(ア)建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか（どちらの対策を優先させるべきと考えるか）。	原子炉建屋の水素濃度を可燃限界未満（4%未満）に維持できないような水素の異常な漏えいの兆候が見られる場合、炉心が損傷し、PCVの損傷に至った可能性のある状況と想定します。このような場合にも、損傷炉心冷却やPCV除熱といったSA対策を実施する必要があると考えます。 原子炉建屋の水素滞留対策と損傷炉心冷却やPCV除熱といったSA対策については、これらと比較してどちらが優先ということではなく、現場作業員の安全を優先に考えつつ、予め定めた兆候ベースの手順に従い対応するものと考えます。異常な兆候が見られた場合についてもPCVのパラメータ（温度、圧力、水素・酸素濃度等）、原子炉建屋水素濃度等を継続的に監視し、現場の状況に応じた判断を段階的に実施し、水素滞留対策を含めたSA対策を実施することになると考えています。 このため、複雑なプラント状態を関連パラメータから判断できる情報収集力と判断力を備えられるよう努めてまいります。	(9) -3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	③	浜岡3～5号機では排気筒を共用していないことから、1F3,4号機のような他号機からの水素の流入が起こることがありません。 PCVから原子炉建屋への水素の漏えいについては、原子炉建屋オペフロやPCVハッチ等付近に水素濃度計を設置して監視します。 水素濃度に異常が検知された場合は原則として速やかに作業員を退避させることとし、詳細は今後検討していきます。

表 1 浜岡 1～5 号機の AM 対策の抽出結果

項目	想定したアクシデント (事故シナリオ又は格納容器破損モード)	アクシデントに対する対策	具体的な対策 (AM 対策)	対象号機				
				1号	2号	3号	4号	5号
炉心健全性の維持	高圧注水・減圧失敗	原子炉への注水機能	・原子炉減圧の自動化	○	○	○	○	※2
	電源喪失	安全機能のサポート機能	・電源の融通 ・非常用ディーゼル発電機の復旧	○	○	○	○	○
	LOCA 時の注水失敗	原子炉への注水機能	・補給水系、消火系ポンプによる代替注水	○	○	※3	※3	○
	高圧・低圧注水失敗	原子炉への注水機能	(「LOCA 時の注水失敗」と同じ)	○	○	○	○	○
	未臨界確保失敗	原子炉停止機能	・再循環ポンプトリップ (RPT) ・代替制御棒挿入 (ARI)	○	○	○	○	※4
崩壊熱除去失敗	格納容器からの除熱機能	・ドライウェルクーラー※1、原子炉冷却材 浄化系を利用した代替除熱 ・余熱除去系の復旧 ・耐圧強化ベント	○	○	○	○	○	
格納容器健全性の維持	貫通部過温	格納容器への注水機能	(「LOCA 時の注水失敗」と同じ)	○	○	○	○	○
	格納容器雰囲気直接加熱	安全機能のサポート機能	(「電源喪失」と同じ)	○	○	○	○	○
	水蒸気 (崩壊熱) による過圧	格納容器からの除熱機能	(「崩壊熱除去失敗」と同じ)	○	○	○	○	○
	溶融物接触	格納容器への注水機能	(「LOCA 時の注水失敗」と同じ)	○	○	※5	※5	※5
	未臨界確保失敗時の過圧	原子炉停止機能	(「未臨界確保失敗」と同じ)	○	○	○	○	○

- ※1：浜岡 1～4 号機の名称。浜岡 5 号機の名称はドライウエル内ガス冷却系。
- ※2：浜岡 5 号機では高圧注水系を 3 系統設けているため、AM 対策として自動減圧ロジックを追加していない。
- ※3：PRA の実施結果より、浜岡 3,4 号機では「LOCA 時の注水失敗」は事故シーケンスとして抽出されていない。
- ※4：浜岡 5 号機では基本設計段階で代替反応度制御を採用している。
- ※5：格納容器の構造上、浜岡 3～5 号機では「熔融物接触」は事故シーケンスとして抽出されない。

表 2 既存の安全機能への影響確認 (浜岡 1~4 号機)

設計上配慮すべき項目	代替反応度制御 (RPT)	代替反応度制御 (ARI)	原子炉減圧の自動化	代替注水	耐圧強化ベント	400V 電源の接続プラン	実現方法
1. 安全設備の多重性、独立性を阻害しないこと	○	○	○	○	○	○	既存の安全機能を有する設備と新たに設置した設備との間では、機能的隔離、物理的分離がなされ、既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリの機能、隔離設計を阻害しないこと	—	—	—	—	—	—	(該当する設備変更を伴うアクシデントマネジメント策はない)
3. 原子炉格納容器の機能、隔離設計を阻害しないこと	—	—	—	—	○	—	耐圧強化ベントラインには隔離弁を設け、隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同じ設計とした。また、耐圧強化ベントライン隔離弁以降にラプチャーディスクを設け、原子炉格納容器内の気体が大気へ流出するのを防止するためのバックアップとした。このため、隔離弁からラプチャーディスクまでを原子炉格納容器バウンダリの最高使用圧力及び最高使用温度で設計した。
4. 既存系統の安全機能を阻害しないこと							
(1)安全保護系	○	○	○	—	—	—	代替反応度制御及び原子炉減圧の自動化において、原子炉水位等のセンサーは安全保護系と共有するが、信号回路を現有の安全保護系と分離し、安全保護系に悪影響を与えない設計とした。
(2)原子炉停止系	—	○	—	—	—	—	代替反応度制御で新設した計測制御系は、既設原子炉停止 (原子炉スクラム) 系と分離する設計とした。代替反応度制御で新設した電磁弁等の位置、構成は、原子炉停止 (原子炉スクラム) 系の機能を阻害しない設計とした。
(3)a. 非常用炉心冷却系	—	—	○	○	—	—	原子炉減圧の自動化で新設した計測制御系は、既設自動減圧系と分離する設計とした。代替注水を行う際使用する配管のうち、余熱除去系と補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、余熱除去系から隔離弁までを余熱除去系と同じ設計とした。
(3)b. 残留熱を除去する系統	—	—	—	○	—	—	代替注水を行う際使用する配管のうち、余熱除去系と補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、余熱除去系から隔離弁までを余熱除去系と同じ設計とした。
(3)c. 原子炉格納容器除熱系	—	—	—	○	—	—	同上
(3)d. 格納容器雰囲気制御する系統	—	—	—	○	○	—	代替注水を行う際使用する配管のうち、余熱除去系と補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、余熱除去系から隔離弁までを余熱除去系と同じ設計とした。耐圧強化ベントラインは、非常用ガス処理系出口側配管と接続することから、ラプチャーディスク後、接続部までの配管を非常用ガス処理系と同じ設計とした。
(4)最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	—	—	—	—	—	—	(該当する設備変更はない)
(5)電源系	○	○	○	○	○	○	信号回路等の電源部は、遮断器等で分離するまでの間は接続する既存電源系と同等の設計とした。
(6)その他	—	—	—	○	—	—	代替注水を行う際使用する配管のうち、補給水系と消火系の接続部配管には隔離弁を設けることにより、相互に悪影響を与えない設計とした。
5. 安全評価上悪影響を及ぼさないこと	○*	○*	○*	○	○	○	自動起動する設備については、チャンネルの単一故障を想定し、論理回路を多重構成とすることにより誤動作の防止を図ったため、設計基準事象内での現行の安全評価事象には悪影響を与えない、又は現行の評価事象に包絡される。また、手動操作により動作する設備は、設計基準事象外の状態を検知して使用する手順としたことから、現行の安全評価に影響を与えない。電源の融通については電源の復旧操作であるため、現行の安全評価に影響を与えない。

○：該当する設備変更あり —：該当する設備変更なし *：自動起動する設備

表3 既存の安全機能への影響確認（浜岡5号機）

設計上配慮すべき項目	代替注水	耐圧強化システム	融通 460V 電源 から6.9kV 隣接プラント	対応方法
1. 安全設備の多重性、独立性を阻害しないこと	○	○	○	安全機能を有する設備とアクシデントマネジメント策として設置する設備との間では、機能的隔離、物理的分離をして、安全機能に影響を与えない設計とする。
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリの機能、隔離設計を阻害しないこと	—	—	—	(該当する設備変更を伴うアクシデントマネジメント策はない)
3. 原子炉格納容器の機能、隔離設計を阻害しないこと	—	○	—	下部ドライウェル注水ラインには隔離弁を設け、隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同じ設計とする。 耐圧強化ベントラインには隔離弁を設け、隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同じ設計とする。 また、耐圧強化ベントライン隔離弁以降にラブチャーディスクを設け、原子炉格納容器内の気体が大気に出るのを防止するためのバックアップとする。このため、隔離弁からラブチャーディスクまでを原子炉格納容器バウンダリの最高使用圧力及び最高使用温度で設計する。
4. 安全機能を阻害しないこと				
(1)安全保護系	—	—	—	(該当する設備変更を伴うアクシデントマネジメント策はない)
(2)原子炉停止系	—	—	—	同上
(3)a. 非常用炉心冷却系	○	—	—	代替注水を行う際使用する配管のうち、余熱除去系と補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、余熱除去系から隔離弁までを余熱除去系と同じ設計とする。
(3)b. 残留熱を除去する系統	○	—	—	同上
(3)c. 原子炉格納容器除熱系	○	—	—	同上
(3)d. 格納容器雰囲気制御する系統	○	○	—	代替注水を行う際使用する配管のうち、余熱除去系と補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、余熱除去系から隔離弁までを余熱除去系と同じ設計とする。 耐圧強化ベントラインは、非常用ガス処理系出口側配管と接続することから、ラブチャーディスク後、接続部までの配管を非常用ガス処理系と同じ設計とする。
(4)電源系	○	○	○	信号回路等の電源部は、遮断器等で分離するまでの間は接続する電源系と同等の設計とする。
(5)その他	○	—	—	代替注水を行う際使用する配管のうち、補給水系と消火系の接続部配管には隔離弁を設けることにより、相互に影響を与えない設計とする。
5. 安全評価上影響を及ぼさないこと	○	○	○	手動操作により動作する設備は、設計基準事象外の状態を検知して使用する手順とすること及びアクシデントマネジメントに係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから、安全評価に影響を与えない。電源の融通については電源の復旧操作であるため、安全評価に影響を与えない。

○：該当する設備変更あり —：該当する設備変更なし

格納容器からの除熱機能強化（格納容器ベント）

本機能強化は、

- ①原子炉からの崩壊熱の除去に最終的に失敗した場合に、PCVの圧力が徐々に上昇して加圧破損するのを防止するために、PCVのベントができるようにする（フェーズIベント）
 - ②炉心損傷後、PCVに注水して損傷炉心を冷却する際、発生する蒸気によってPCVが過圧破損するのを防止するためにPCVのベントができるようにする（フェーズIIベント）
- ことを目的とする。

1. 格納容器からの除熱機能個別の基本的要求事項

（第41回設計評価検討会にて審議済み）

- (1) ベント実施圧力は、Pd（格納容器最高使用圧力：4.35kg/cm²g）から2Pdの間で状況に応じてベントが可能であること。
- (2) ベント容量は、格納容器最高使用圧力において、定格出力の1%に相当する崩壊熱が除去できること。
- (3) 設計圧力、設計温度は、2Pd及びこの圧力に対応した飽和温度までの実用上の耐性があること。
- (4) ベント流量が調整できること。
- (5) ベント不要時の隔離ができること。
- (6) 中央制御室で手動操作できること。
- (7) ベントガスの線量測定ができること。

2. 設備設計要件

- (1) 上記「1. 格納容器からの除熱機能個別の基本的要求事項」に直接対応する設計要件ア. ベント実施圧力

Pdから2Pdまでの間で状況に応じてベントを実施できるように、ベントラインにおける電動弁及びラプチャーディスクもPdから2Pdまでの間でその必要機能を果たすことができる設計とする。

イ. ベント容量

除去する崩壊熱量は定格出力の1%、原子炉格納容器内圧は最高使用圧力（4.35kg/cm²g）として、以下の容量をベント可能な設計とする。

号機	1	2	3	4
必要ベント容量	2.4 t/h	3.6 t/h	4.8 t/h	4.8 t/h
口径				

ウ. 設計圧力/設計温度

ベント開始圧力 (2 P d) まで機能を担保する必要があるため、設計圧力は 2 P d (8.7kg/cm²g)、設計温度は 2 P d に対応した飽和温度 (178℃) とする。

エ. ベント流量調整

格納容器ベントラインにおける電動の流量調整弁により、流量調整ができる設計とする。

オ. ベント不要時の隔離

ベント不要時に隔離できるように、ベントラインに隔離弁及びその下流にラプチャーディスクを設置する。

カ. 操作場所

中央制御室の遠隔操作盤により、弁の手動操作及びその動作状況の把握が可能であること。

キ. ベントガス放射線の測定

ベントガスの線量測定が可能な設計とする。

(2) その他の設計要件

ア. 電源

本設備に使用する機器の電源は、非常用電源とする。

イ. AO弁の作動源

補機冷却系喪失によるIA系喪失時に、ベントライン上のAC系隔離弁(AO弁)の不動作を回避できること。IA系喪失時にAO弁の作動が必要になった場合は、IAラインを利用し、隣接プラントからIAの供給を受けるものとする。

ウ. 系統構成 (添付資料(1) 参照)

- ・SGTSフィルタバイパスライン(耐圧強化ベントライン)をAC系第1隔離弁下流からSGTSフィルタ出口弁下流に設置する。
- ・SGTSフィルタバイパスラインには、ベント流量の調整が可能な電動玉型弁(隔離弁)を配置する。なお、設計基準事故時に格納容器の気体が、万一SGTSをバイパスして大気中に放出されることがないように、第二隔離弁の下流側にラプチャーディスクを設置する。
- ・3号機については、SGTS出口側に弁が無いことから、ベント実施時のSGTSへの逆流防止のため電動弁を設置する。

エ. 耐震設計

原則として耐震Cクラスとする。ただし、配管系および弁は流量調整用隔離弁までを既存のAC系、それ以降をSGTS系に合わせる。

3. 追加する設備

- (1) サプレッションプールから主排気筒までのSGTSバイパス配管、弁及びラプチャーディスク
- (2) SGTSフィルタトレインの出口弁（3号のみ）

4. 既設安全機能への影響

(1) SGTSフィルタバイパスライン（耐圧強化ベント配管）

AC系第一隔離弁と第二隔離弁の間に耐圧強化ベント配管のサクションをつなぎ込むため、新たに格納容器バウンダリが必要になることから、常時閉の電動隔離弁を配置する。なお、本弁は設計基準事故時にも使用しないことから、誤開防止のためにAM盤にて閉キーロックする。

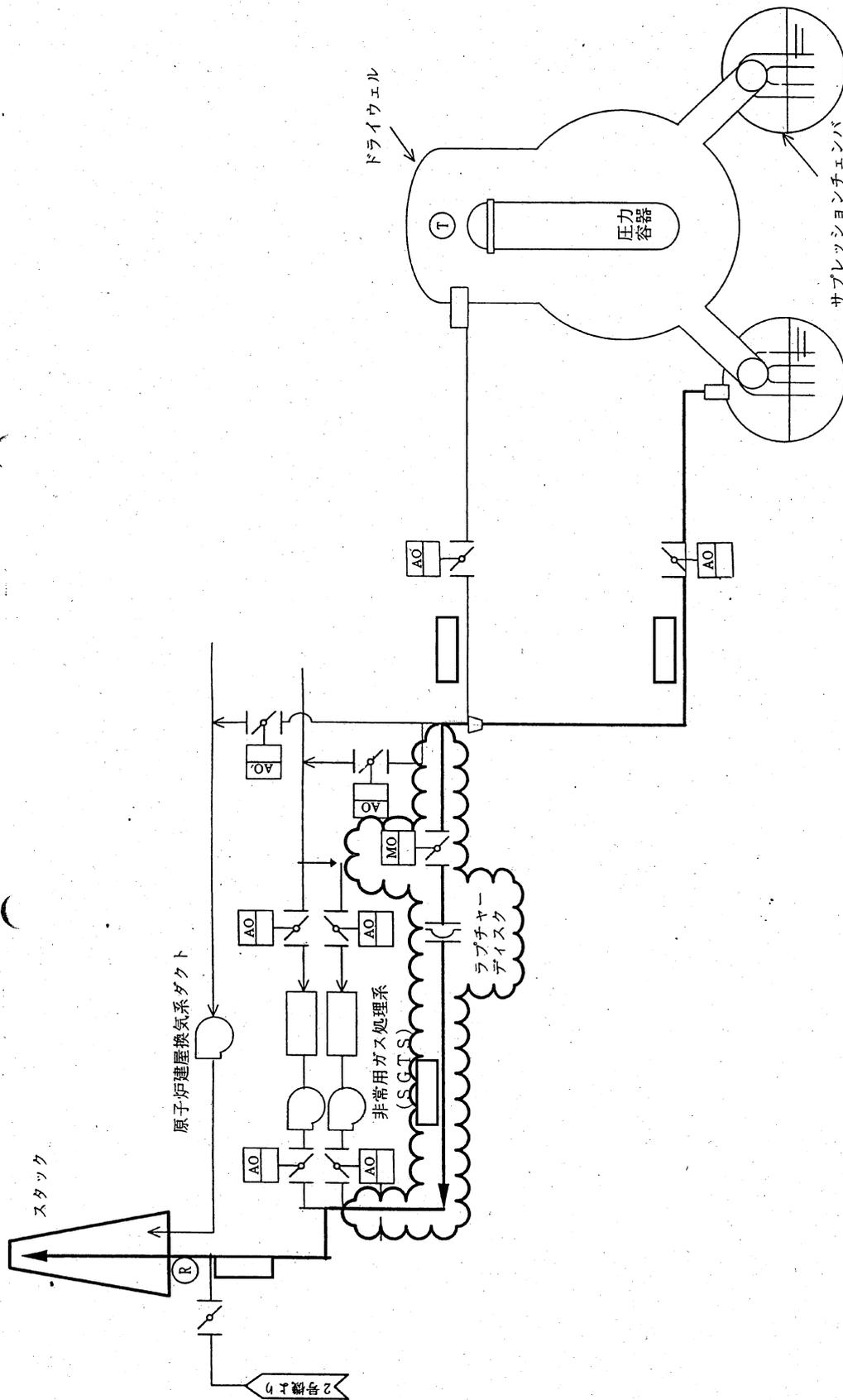
(2) ベント実施時のSGTSへの逆流防止

3号機については、SGTS出口側に弁が無いことから、ベント実施時のSGTSへの逆流防止のため電動弁を設置する。

5. 添付資料

(1) 系統構成

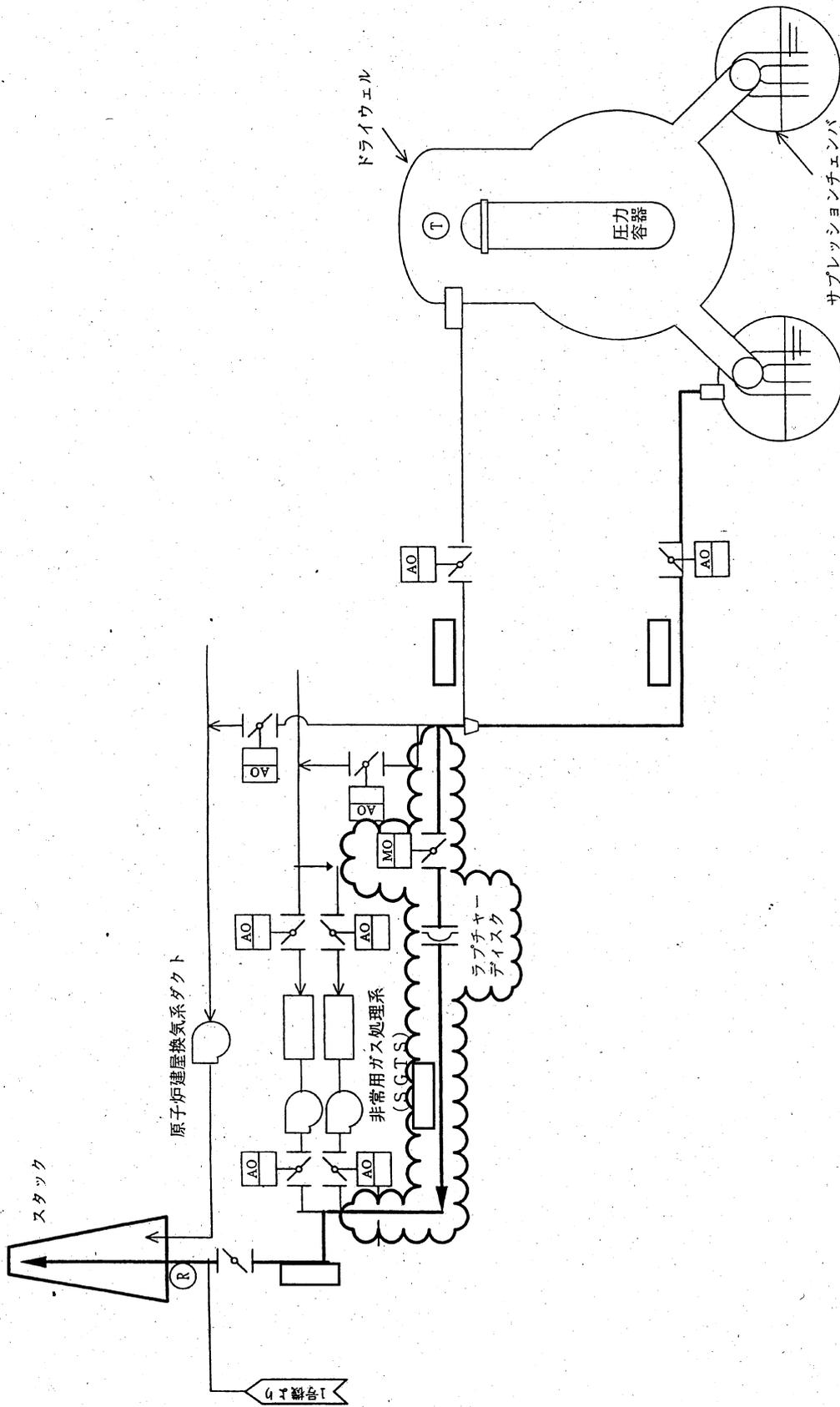
以 上



H-1 耐圧強化ベント設備

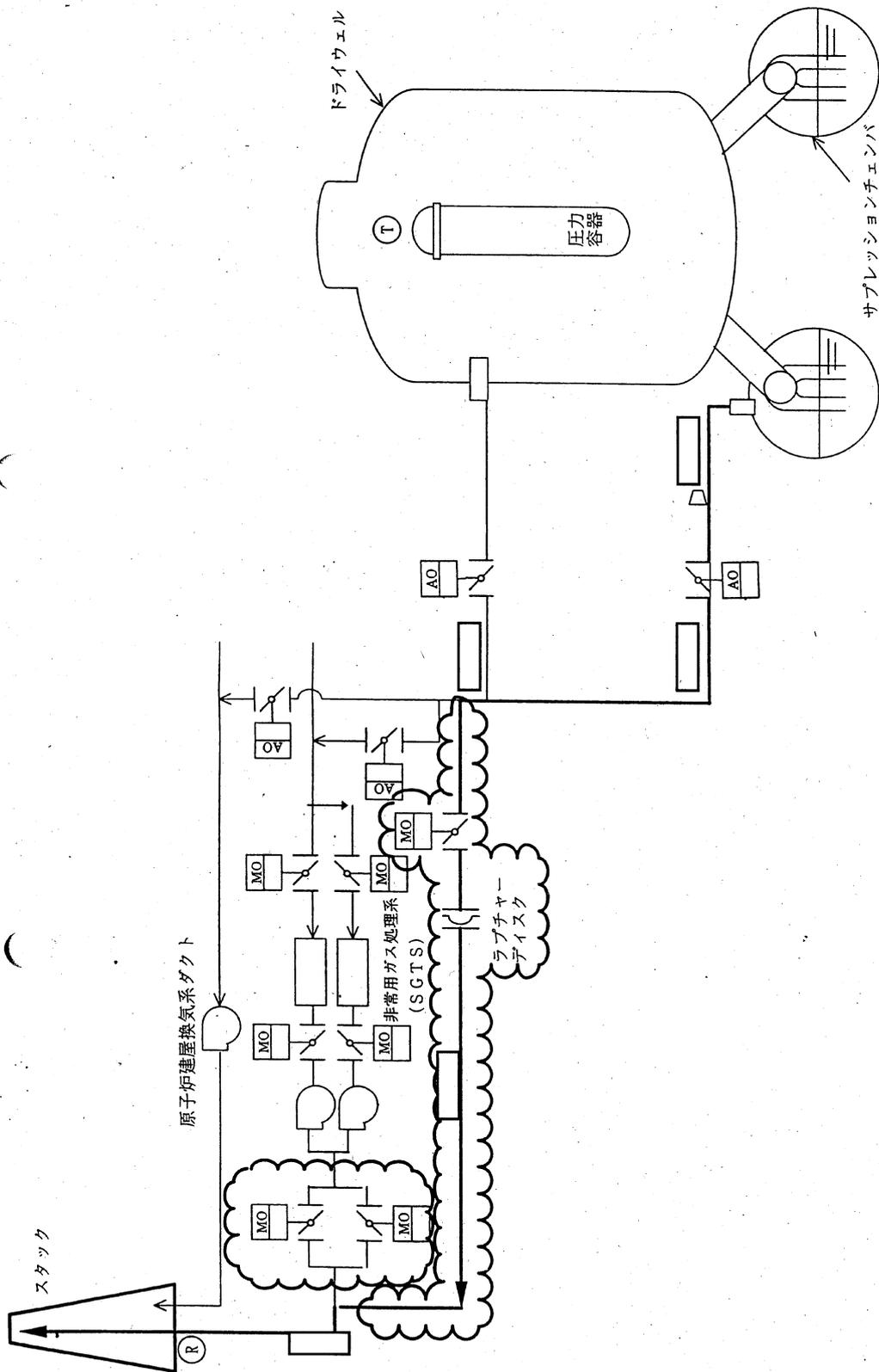
- 1 1 -

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。



- 12 -

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。



H-3 耐圧強化ベント設備

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。

過酷事故対策/PCVバウンダリの健全性について
(平成10年4月21日 社外打合せ資料) (抜粋)

H10-4-21

過酷事故対策/PCVバウンダリの健全性について

1. はじめに

過酷事故時のマネジメント及び対策については、平成4年の原子力安全委員会見解を受けて、各電力殿が自主的に検討・整備していく事となっています。

これを踏まえて、中電殿委託により個別安全評価(IPE)を行い、アクシデントマネジメントガイドライン(AMG)のプロトタイプの整備と過酷事故対策のための追加設備検討を行いました。

PCVベント設備については、過圧破損前にベント開始する事でPCVの健全性を確保する目的で追加設置する事となっていますが、AMGの観点からは、

- ・基本的に除熱系が復旧すればPCVベントの必要がなくなる事から、PCVベントまでの時間を可能な限り長くし除熱系復旧の為の時間を十分確保する。
- ・放射能(希ガス)の減衰を図り、万一のベントの際にも周辺環境への被爆量を極力低減する。

事が望ましく考えます。

一方、既設プラントでPCVバウンダリを構成する機器の一部は、AMGで期待されている耐圧性を十分満たせない可能性がある事が分かり、一部既設設備の改造も視野に入れた検討が必要と考えます。

本書は、現状の説明と今後の方針を御協議頂くため作成したものです。

2. 現状

2.1 個別安全評価(IPE)での原子炉格納容器耐性の扱い

IPEでは、国内外での知見をもとに原子炉格納容器の耐性として、「最高使用圧力の2倍程度の耐力を有するものと推定される」と結論づけている。(添付資料(1))

又、プラント個別に原子炉格納容器内雰囲気的事象解析を行い、PCVベントが必要となるのは事故後かなりの時間の経過後であって、十分なアクシデントマネジメントが可能であるとしている。(添付資料(2),(3))

但し、原子炉格納容器の耐性は、プラント個別に評価・設定したのではなく、そ

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。

の当時の知見をもとに目安として定めたものである。

2. 2 耐圧ベント設備追設工事内容

- 1) ベントライン（SGTSバイパスライン）設置
- 2) ベントライン上の電動弁及び通常時のリークタイト確保のためのラプチャディスク設置
- 3) ベントガスと接する既設設備の改造
- 4) 上記ベント作業を行うための計測制御設備

2. 3 設備上の課題

過酷事故条件下での耐圧ベント設備に関連する既設設備の耐性上の課題を、現知見より纏めた。（尚、設計条件を越える検討である事から機器設計上の担保事項ではない。）

- ・PCV本体：既往の研究では代表的な格納容器型式についての概略評価結果として約2Pdの耐性があることが推測されている。しかしながら、個別のプラントでは、構造形状等の相違から上記耐性を下廻る部位が発生する可能性も考えられる。よって、個別プラント評価を実施する必要があると考えられる。
- ・PCV隔離弁：H-3以降のプラントでは実力上2Pd以上の耐性を有していると考えられるが、H-1/2AC系の隔離弁はシール部の構造がH-3と相違しており、耐性が十分でないものと考えられる。（添付資料(4)参照）
- ・電気ベネ：最新のモジュールタイプでは2Pd程度の実力上の耐圧性を確認している（NUPECにて）が、運転プラントの一部には耐性を評価する上でデータが十分でない電気ベネがある。（尚、シール材には樹脂を使用している事から、熱劣化等評価上の課題も残る。）

尚、耐性上問題となる可能性のある個所の絞り込みについては、PCVパウンダリ図のチェックを行う事で実施した。（添付資料5 参照）