

電原設第 11 号

2021 年 7 月 2 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 様

中国電力株式会社
代表取締役社長執行役員
清水 希茂

『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 6 月 1 8 日付け『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 (依頼) (原規規発第 2106182 号) にて依頼のありま
した件について、別添のとおり回答致します。

以 上

(別添) 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 (中国電力株式会社)

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(中国電力株式会社)

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7月2日)		(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(1)-1②関係 (ア) 福島原子力事故調査報告書(平成24年6月20日、東京電力株式会社)に示されている2号機においてサブプレッションチェンバからのベントが成功しなかった原因としてドライウェル圧力とサブプレッションチェンバ圧力に差が生じていたことも考えられることについて、原子力規制庁は測定結果等の事実関係に疑義があると考えているが、当該原因について、さらなる仮説はあるか。	1F2号機においてドライウェル圧力とサブプレッションチェンバ圧力に差が生じていたことについて、PCV内の圧力の測定結果に疑義があることについて認識は同じである。 1F2号機の現場状況、設備情報等の詳細を把握していないため、当該原因について、さらなる仮説はない。	(1)-1	2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、ベントラインの系統構成は完了していたが、ラプチャディスク(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。)の設計圧力の1.1倍))に到達せず、ベントは成功しなかった。	②	要 東京電力HD「福島原子力事故調査報告書」によると、2号機においてサブプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)からのベントが成功しなかった原因としては、RDの作動圧力だけでなく、ドライウェル(以下「D/W」という。)圧力が約750kPa[abs]に上昇した一方で、S/C圧力が約300~400kPa[abs]で推移したことも考えられるため、PCV内の圧力が均一化しない状況に関する調査が必要である。 調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考ええる。
(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と考えるか。	以下、島根2号機について回答する。島根3号機についても、同様の対応を予定している。 (ア) 新規規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、根拠となる解析を行っている。 例として過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)のシナリオでは大LOGAに伴い炉心が損傷し、PCV圧力及び温度が上昇するが、PCV代替スプレイにより圧力及び温度の上昇を抑制し、水位制限到達後に格納容器フィルタベント系によりベントすることで減圧・除熱することとしている。これらの対策の有効性は解析により確認しており、PCVの限界圧力・限界温度に到達しないこと、Cs-137の総放出量が評価項目(100TBqを下回っていること)を満足していること、安定状態を維持できることを確認している。 (イ) 新規規制基準の有効性評価において、水蒸気以外には、ジルコニウム-水反応により発生する水素、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素、MCCIで生じる水素やCO、CO ₂ などの非凝縮性ガスによる加圧も考慮してPCVへの影響を評価しており、PCVの過圧破損のおそれはないことを確認している。また、操作の不確かさにより水素発生量が増加した場合の感度を評価しており、PCVの過圧に対して有意な影響がないことを確認している。 (ウ) PCV破損防止対策は、AM対策当時も現在も放射性物質の大量放出防止が最も重要な目的であると考えている。そのうえでAM対策当時はPCVバウンダリの維持を最優先し、できるだけベントを遅延させることとしていた。新規規制基準の有効性評価において検討した結果、格納容器フィルタベント系によりベント時の放射性物質の放出量を低減できるようにした上で、適切なタイミングでベントできるよう、設備、手順、体制等に反映した。	(1)-2	このことを踏まえると、事象進展に際したPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	③	1. AM対策当時の状況 【島根1、2、3号機共通】 PCV破損防止対策として実施する耐圧強化ベントについて、PCVの隔離機能を阻害しないようPCVバウンダリを維持する考えから、(1)-1③に記載の設計としていた。 2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、PCV破損に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 新規規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、過圧・過温破損、DCH、FCI、水素燃焼、MCCIの各PCV破損モードについて対策の意義も考えながら検討しており、設備、手順、体制等に反映している。 【島根3号機】(建設中) 新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
(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)を講じたのか。(対策方針ごとに示すこと) 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)	i. 島根原子力発電所のAM対策で考慮したアクシデントは、各号機の内的事象PSAの結果から抽出しており、炉心の健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスとして、電源喪失、高圧注水・減圧失敗、未臨界確保失敗等、PCVの健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスとして、貫通部過温、PCV雰囲気直接過熱等を抽出した。 ii. 抽出したシーケンスの事象発生を防止するために有効な機能として、電源供給、原子炉への注水機能、原子炉停止機能、PCVへの注水機能、PCVからの除熱機能に係るAM対策が有効であると考え、現有する設備を最大限に活用することを第一に考慮した検討を行った。なお、AM対策の実施にあたり、既存の安全機能への影響を確認している。 iii. 上記検討の結果、以下のAM対策を抽出し、整備した。 ・原子炉停止機能:代替反応度制御 ・原子炉及びPCVへの注水機能:代替注水設備、原子炉減圧の自動化 ・PCVからの除熱機能:PCVからの代替除熱、残留熱除去系の復旧、耐圧強化ベント ・電源供給:電源融通、非常用ディーゼル発電機の復旧 iv. iii.で抽出したAM対策について、ii.で検討した機能、効果を確認するため、AM対策の整備前/整備後の状態でPSAを実施した。この結果、炉心及びPCVの健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスについて、炉心損傷頻度が約7割、PCV破損頻度が約9割低減することを確認しており、AM対策を整備することで期待した電源供給、原子炉への注水機能、原子炉停止機能、PCVへの注水機能、PCVからの除熱機能が有効であることを確認した。 AM対策の検討において、PSAで抽出したシーケンス、AM対策及びAM対策における既存の安全機能への影響確認一覧を添付1に示す。				

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7月2日)		(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2)-1③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と非常用ガス処理系のような異なる系統の接続例としては、AM対策として実施した消火系・復水輸送系と残留熱除去系(原子炉への注水又はPCVスプレイ)の接続がある。残留熱除去系との取合いについて、通常時は弁により隔離し、使用時のみ弁操作し系統構成することから、相互の系統に影響を及ぼすことはない。	(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	<p>1. AM対策当時の状況 【島根1号機】(廃止措置中) 耐圧強化ベントラインについては、窒素ガス制御系から分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁等はフェイルオープン(AO弁)で構成されており、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しうる系統構成であった。 【島根2号機】 耐圧強化ベントラインについては、SGTSから分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁はフェイルアスイズの電動駆動弁(以下「MO弁」という。)で構成されており、当該弁は通常時閉で、SGTS停止時にも閉となるため、自号機のSGTSフィルタには逆流しない系統構成であったが、SGTSからの分岐箇所の上流側に原子炉建物からの吸気ラインがあり、その隔離弁はフェイルオープン(AO弁)であるため、自号機の原子炉建物内へベントガスが逆流しうる系統構成であった。 【島根3号機】(建設中) 耐圧強化ベントラインについては、不活性ガス系から分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁はフェイルアスイズのMO弁で構成されており、当該弁は通常時閉で、SGTS停止時にも閉となるため、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しない系統構成であった。</p> <p>2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの他系統との隔離について、以下の対策を実施することとしており、他系統に逆流しない設計としている。 ・格納容器フィルタベント系は、他系統との接続配管に隔離弁を2重で設置する設計としている。 ・耐圧強化ベントラインのSGTSからの分岐箇所を変更し、SGTSとの接続配管には隔離弁を2重で設置する設計としている。 【島根3号機】(建設中) ・格納容器フィルタベント系は、新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ・耐圧強化ベントラインは、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しない系統構成である。</p> <p>各号機の耐圧強化ベントラインの構成については添付参照。</p>
(2)-2③関係 (ア) 1. の「AM対策の共通的な考慮事項」に示されている起回事象(内的事象)を踏まえた設計(「既存設備を最大限に活用して対策を整備。」等)について、これらは設計にどのように反映されたのか。	<p>AM対策の共通的な考慮事項に関して、耐圧強化ベントラインの設計に反映した事項を以下に示す。</p> <p>(1) 既存設備を最大限に活用して対策を整備 PCVからの取り出しラインとして既存の窒素ガス制御系、排気ラインとして既存の非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)を活用することとし、新規ラインとしてSGTSフィルタをバイパスするラインを設置した。</p> <p>(2) シビアアクシデント時に想定される環境条件において実力的に機能が果たせる設計 新規ラインを含めて最高使用圧力・最高使用温度はSGTSの設計条件とし、PCVの最高使用圧力の2倍・最高使用温度までの実力耐性があることを確認した。</p> <p>(3) 耐震クラスはCクラス設計。ただし、異なる耐震クラスとの接続がある場合には上位クラスに整合させる設計 耐震クラスは接続するSGTSの耐震クラスに整合させ、耐震Sクラス(当時耐震Aクラス)とした。</p> <p>(4) 非常用電源から受電して所定の機能が果たせる設計 耐圧強化ベントの際に必要な空気作動弁(以下「AO弁」という。)及び電動弁(以下「MO弁」という。)については、既存の非常用電源から受電して弁操作を行う設計とした。</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>1. AM対策当時の状況 【島根1、2、3号機共通】 AM対策の整備に関しては、共通的な観点として以下を考慮していたが、非常用電源の長時間にわたる喪失(津波等の外部ハザード及びプラントの同時被災)については考慮していなかった。耐圧強化ベントラインについては、系統構成に必要な弁の操作について、非常用電源が使用可能な状態であることを前提条件として設計していた。 【AM対策の共通的な考慮事項】 起回事象として内的事象を対象としたPSAの結果から、炉心損傷への害との大きいシーケンスの事象発生を防止するために有効な対策及びPCVの健全性を維持するために有効な対策を抽出し、抽出されたAM対策については、起回事象(内的事象)を踏まえて以下の設計としていた。 ・既存設備を最大限に活用して対策を整備。 ・シビアアクシデント時に想定される環境条件において実力的に機能が果たせる設計。 ・耐震クラスはCクラス設計。ただし、異なる耐震クラスとの接続がある場合には上位クラスに整合させる設計。 ・非常用電源から受電して所定の機能が果たせる設計。</p> <p>2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの系統構成に必要な弁の操作について、以下の対策を実施することとしており、非常用電源が無い場合でもベントを実施可能な設計としている。 ・格納容器フィルタベント系の排出経路の隔離弁はMO弁であり、人力により容易かつ確実に操作可能な設計。 ・耐圧強化ベントラインの排出経路の隔離弁のうちフェイルクローズのAO弁については、原子炉建物付属棟内に設置した空気ポンペにより操作可能な設計。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</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7月2日)		(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
<p>(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のは、BWR各社での共通認識であったか。</p> <p>(イ) 島根原子力発電所2号機建設時に同発電所1号機の設計から変更した際の検討経緯を示すこと。</p> <p>(ウ) 1. の「【島根2号機】【島根3号機】(建設中)」の1つ目のボツ「SGTS配管については、排気筒頂部高さから確実に排出するために排気筒に接続しない構成に変更。」について、どのように「確実に」排出されるようにしたのか。</p>	<p>(ア) SGTS配管を排気筒底部付近に接続し、SGTSの排気について排気筒を経由して排出する設計は、初期BWRの共通設計であったと考える。また、AM対策の整備にあたって、耐圧強化ベントラインとしてSGTS配管を流路として使用することについては、BWR各社の共通認識であったと考える。</p> <p>島根1号機のSGTS及び耐圧強化ベントラインの排気については、排気筒を経由して排出する設計としていた。</p> <p>(イ) 島根2号機建設時に、SGTS配管の独立性を考慮して設計変更を行うこととした。</p> <p>(ウ) SGTS配管を排気筒に沿わせて単独で排気筒頂部まで設置することとし、SGTS配管は耐震Sクラス(当時Aクラス)で設計するとともに、排気筒については耐震Sクラス(当時Aクラス)の間接支持構造物として設計した。</p>	(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	<p>1. 建設時の状況 【島根1号機】(廃止措置中) SGTS配管は排気筒下部に接続され、排気筒を流路として排気する設計とし、排気筒については耐震Sクラス(当時Aクラス)で設計していた。 【島根2号機】、【島根3号機】(建設中) SGTS配管は排気筒に沿わせて単独で排気筒頂部まで設置する設計としていた。SGTS配管の排気筒周りの構成については、島根2号機建設時に島根1号機の設計から以下の設計変更を実施している。 ・SGTS配管については、排気筒頂部高さから確実に排出するために排気筒に接続しない構成に変更。 ・排気筒については、耐震Sクラス(当時Aクラス)設計から耐震Oクラス設計に変更。 ・SGTS配管を排気筒に沿わせて設置するため、排気筒については耐震Sクラス(当時Aクラス)の間接支持構造物として設計。</p> <p>2. AM対策当時の状況 【島根1号機】(廃止措置中) 耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由し、排気筒を流路としてベントを実施する設計としていた。 【島根2号機】、【島根3号機】(建設中) 耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由し、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としていた。</p> <p>3. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 ・格納容器フィルタベント系は、排気管を原子炉建物に沿わせて原子炉建物頂部まで設置する設計としている。 ・耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由して排気する設計であり、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としている。 【島根3号機】(建設中) ・格納容器フィルタベント系は、新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ・耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由して排気する設計であり、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としている。</p>
<p>(3)-2①関係 (ア) 福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)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。</p>	<p>1Fの排気筒内ではベントガス流速が小さくなるため、セシウムを含むベントガスが滞留したと考えられるが、このベントガスの滞留については、排気筒からベントガスを放出する設計であった島根1号機でも同様に起る現象であったと考える。</p> <p>また、1Fのベントガスについては、排気筒の手前で自号機への逆流及び他号機への流入があったと考えられるが、このうち自号機への逆流については、フェイルオーバーの空気作動弁で隔離する設計であった島根1号機及び島根2号機においても同様に起る現象であったと考える。</p> <p>各号機の耐圧強化ベントラインの構成については添付2に示す。</p>	(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	<p>無</p> <p>排気筒内ではベントガスが滞留し、排気筒頂部から放出される前に排気筒内部にセシウムを含む大量の放射性物質が蓄積したが、排気筒下部の高い汚染の原因となったことについて、異なる見解は無い。 なお、排気筒内ではベントガス流速が小さいため、排気筒内で蒸気凝縮により発生するドレンをベントガスによって排気筒頂部から排出できず、気液対向流が発生し、排気筒内部に付着した放射性物質がドレンに随伴してローボイントに蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった可能性も考えられる。</p>
<p>(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)。</p>	<p>島根2号機の現在の排気系統における水素ガスを含むベントガスの滞留に関する設計は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器フィルタベント系は、排気管を原子炉建物に沿わせて原子炉建物頂部まで設置する設計としており、また、排出経路の枝管のうち可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計としている。 ・耐圧強化ベントラインは、排気筒頂部まで設置しているSGTS配管を流路として排気する設計としており、また、排出経路の枝管にはベントガスが滞留する可能性が否定できない箇所があるものの、炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、ベント中に可燃限界濃度に達することはない。 ・格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの排出経路は、可搬式窒素供給装置により窒素パージを行うことが可能な設計としている。 	(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	<p>【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインについては、排気筒に接続しておらず、排気筒内でベントガスが滞留しない系統構成としている。 また、系統内における水素爆発防止に関しては、以下の対策を実施することとしている。 ・格納容器フィルタベント系は、排気筒内に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を窒素ガスで置換した状態で待機させ、ベント実施後においても可搬式窒素供給装置により窒素パージを行うことが可能な設計としている。排出経路の枝管のうち可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計としている。また、排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、フィルタ装置出口配管に可搬式の水素濃度測定設備を設置する設計としている。 ・耐圧強化ベントラインは、炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、ベント中に可燃限界濃度に達することはないが、系統内の水素濃度低下の観点で、窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</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7月2日)		(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(4) - 2③関係 (ア) 真空破壊弁の故障により、ドライウエ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。	LOCAや圧力容器の損傷によりPCV内に蒸気が漏洩した際に、真空破壊弁の開閉着等によりサブプレッションチェンバの蒸気凝縮効果が得られない場合、蒸気凝縮効果が得られる場合と比較してPCV内の圧力及び温度が上昇する。 しかしながら、PCVスプレイの実施により圧力及び温度は抑制されるため、真空破壊弁の故障による長期的な影響は小さいと考えられる。 LOCAや圧力容器の損傷が無い場合、原子炉で生じる蒸気はSRV又原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)排気管を通じてサブプレッションチェンバへ導かれることから、真空破壊弁の故障による影響は無い。 なお、PRAの高度化として、イベントツリーに真空破壊弁の開閉状態に係る分岐を設けることを検討している。	(4) - 2	このため、当該経路を従来の重大事故等(以下「FSA」という。)時における漏えい経路に追加する必要がある。	③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 被ばく評価及びセシウム等の放出量評価においては、D/Wベントによる評価も実施しており、D/W中の気体がサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路を評価している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
(5) - 1①関係 (ア) 爆燃が発生する水素濃度等について知見が必要との見解か。そうであれば、1F固有の問題ではないのではないか。	空気、水素、水蒸気の3元図によると、水素濃度8%程度は可燃領域に入るが爆轟領域には入っておらず、8%程度で爆燃にまで至るかについては知見拡充が必要であると考えられる。 中間取りまとめによると、1F3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷に至る圧力は300~500kPaであると試算されており、水素燃焼によりその圧力をもたらず水素濃度は8%より高かった可能性があると考えられる。			①	有 水素爆発時の映像分析から3号機の水素爆発は単純な非常に短時間での爆発ではないこと、原子炉建屋3階天井部の梁等の損傷状況及び爆発応答解析結果から原子炉建屋4階での水素の爆燃が示唆されていることについて、異なる見解は無い。 ただし、原子炉建屋4階の水素濃度が8%程度で爆燃が発生したのかについては知見拡充が必要である。
(5) - 1③関係 (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。 (イ) 滞留する水素の濃度が均でない場合の対策をとるべきではないか。 (ウ) 第980回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合(2021年6月3日)資料1(島根原子力発電所2号炉 原子炉ウエル排気ラインの影響及び対策について)の3ページ(以下「水素ガスの挙動に与える影響」という。)の①に示されている内容が成立すると考えた根拠を示すこと。 (エ)「水素ガスの挙動に与える影響」の①に示された内容の信頼性が確保されない場合、「水素ガスの挙動に与える影響」の②及び③に示された内容を見直すことはあり得ると理解してよいか。	以下、島根2号機について回答する。 (ア) PCVのハッチ等のシール部からの水素ガスの漏えいを想定し、ハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更するとともに、ハッチ等の付近には水素濃度計を設置し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備しているため、原子炉建物4階(以下「オペフロ」という。)より下層階の水素爆発を防止できる設計としている。 (イ) 原子炉建物3階以下の局所エリアについては、滞留する水素の濃度が均一とならない可能性があると考えられるが、局所エリアには水素濃度計を設置しており、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備している。 (ウ) 原子炉ウエル排気ラインは原子炉棟空調換気系ダクトに接続し、当該ダクトは原子炉建物3階以下に向かう下向きのダクトの手前で、オペフロに開口する上向きのダクトを有することから、ドライウエル主フランジから原子炉ウエルに漏えいした高温のガスが原子炉ウエル排気ラインに流入する場合、流入するガスの密度は比較的小さいため、オペフロ側に向かう上向きの浮力が生じると考えられることから、この浮力によって原子炉建物3階以下に水素ガスが流入するとしても若干量であると考えられる。 (エ) 原子炉建物3階以下への水素ガスの流入量が若干量でない場合を想定すると、原子炉建物3階以下の原子炉ウエル排気ライン付近への水素濃度計の追加等の対策が必要となる可能性がある。 今回は原子炉ウエル排気ラインについて、原子炉ウエル隔離弁のフェイルクローズの空気作動弁への変更又は原子炉ウエル排気ラインの閉止の対策を実施することとしたが、原子炉建物内の水素ガスの挙動に関する新たな知見が確認された場合には、必要な対応を実施する。	(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、原子炉建屋の破壊の主要因は、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	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、原子炉建物内で水素爆発に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 PCVのハッチ等のシール部からの水素ガスの漏えいを想定し、ハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更するとともに、ハッチ等の付近には水素濃度計を設置し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備しているため、オペフロより下層階の水素爆発を防止できる設計としている。 また、水素を含む高温のガスは開口(大物搬入口)を通じて上昇すると考えられることから、オペフロに静的触媒式水素処理装置(以下「PAR」という。)を設置することとしている。 なお、D/W主フランジからオペフロに水素ガスが漏えいすることを想定した場合には、オペフロから開口(大物搬入口)を通じて下層階に水素ガスが流入することも考えられるが、その場合でもオペフロにPARを設置することにより、各フロアの水素濃度が可然限界未満となることを確認している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
(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) 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) 水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関して、ケーブルの量、塗装の種類等の調査について協力可能である。 (イ) ケーブル被覆等からCO等が発生することが考えられるが、現状では、水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)について詳細な知見は有していない。	(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている火災や爆燃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	要 PCV内の水素ガス以外の可燃性ガスの発生が水素爆発を助長するものであったのか調査が必要である。 調査については、3号機の水素爆発の詳細な状況について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。

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7月2日)		(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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、以下の協力は可能か。 i. 主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)に関する設計情報(設計図書、施工図面等)の共有 ii. SRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有 iii. SRVの作動に関する実証実験の実施 (イ) 上記以外に協力可能な内容はありますか。ある場合は、どのような協力が可能か。	(ア) 当社として以下の協力が可能である。なお、「iii. SRVの作動に関する実証実験の実施」に関しては、協力内容について今後調整が必要であるとする。 i. SRVに関する設計情報(設計図書、施工図面等)の共有 ii. SRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有 iii. SRVの作動に関する実証実験の実施 (イ) SRVの不安定動作に関する協力内容は、現状上記以外には無いと考えられるが、今後、SRVの不安定動作に関する新たな知見が確認された場合には、必要な協力をを行う。	(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(中途閉鎖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	要 SRVの不安定動作について、逃がし弁機能の制御機構等の未解明要素に関する調査が必要である。 調査については、SRVの不安定動作について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。
(6)-1③関係 (ア) 島根原子力発電所の各号機に設置されているSRVは東芝設計と異なるか。	島根1, 2, 3号機のSRVの設計内容(作動機構等)を添付3に示すが、東芝設計の詳細情報を有していないため、その差異については把握していない。	(6)-1		③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、SRV作動に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SRVの不安定動作の要因の一つとして推測される駆動用窒素の不足に関しては、以下のとおり対策を実施している。 ・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計とし、重大事故等の収束に必要な窒素ガス供給量を有する窒素ガスボンベ(15個)及び予備の窒素ガスボンベ(15個)を配備することとしている。 ・ SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール部を改良EPDM製シール材に変更することとしている。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
(6)-2②関係 (ア) シビアアクシデント(以下「SA」という。)環境下での健全性(耐環境性)の確認では、機器の不安定動作が生じた場合の影響をどのように考えているのか。	SA環境下での健全性として、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、機器の耐環境性について確認している。 SRVに関しては、SRV本体、SRVシリンダ、SRV用電磁弁等についてSA環境下での耐環境性を確認しており、SRVの耐環境性向上対策として、SRVシリンダ及びSRV用電磁弁のシール部を改良EPDM製シール材に変更することとし、シール性能を蒸気暴露試験により確認している。 SRV以外で不安定動作の可能性がある機器に関しては、SA環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求がある機器として、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁及び逆止弁があるが、駆動源喪失時にはMSIV及びAO弁はフェイルクローズ、MO弁はフェイルアサイズとなり、それらの弁はSA環境下での健全性を確認していることから、不安定動作は発生しないと考えられる。 また、SA環境下で使用する計測機器については、耐環境試験等により、SA環境条件に対する耐環境性を有する設計とすることとしており、計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段についても整備している。	(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。	②	否 SRV以外の機器における不安定動作の可能性については、島根原子力発電所ではPCV内のSA時に動的要求があるSRV以外の機器についてSA環境下での健全性を確認しているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
(6)-2③関係 (ア) 1FのSRV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) 不安定動作が生じる可能性がある機器として、SRV以外にどのような機器があるか。	(ア) 1FのSRVの不安定動作の要因の一つとして推測される駆動用窒素の不足に関しては、逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計としている。1FのSRVで不安定動作が生じた原因は特定されていないが、島根2号機のSRVはSA環境下での健全性を確認しており、現状想定しているSA環境下では不安定動作は生じないと考えられる。 (イ) SA時の環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求があるSRV以外の機器として、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁、逆止弁があるが、(6)-2②関係の回答のとおり、不安定動作は生じないと考えられる。	(6)-2		③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、SA状態に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SA時の環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求があるSRV以外の機器としては、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁及び逆止弁があるが、駆動源喪失時にはMSIV及びAO弁はフェイルクローズ、MO弁はフェイルアサイズとなり、それらの弁はSA環境下での健全性を確認しているため、不安定動作は発生しないと考えられる。 SA条件下における計測機器の信頼性については、(7)-3に記載する。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。

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7月2日)		(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(7)-1①関係 (ア) SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因として、他にどのような要因が考えられるか。	SRVの安全弁機能は、SRV上流側の原子炉圧力の上昇に伴いバネに打ち勝って、圧力が自動解放される単純な機構であり、バネの横弾性係数が低下したこと以外の要因としては、事故時の繰り返し作動により弁体シート面に顕著な荒れが生じることで、作動開始圧力が低下することが考えられる。	(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。	①	無 SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下については、PCV雰囲気温度上昇に伴い弁体押さえバネの温度が上昇し、バネの横弾性係数が低下したことが要因として考えられることについて、異なる見解は無い。
(7)-2①関係 (ア) SA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。	SA時に想定される環境下での機器の挙動については、評価を行い、健全性を確認しているが、想定を超える環境下での機器の挙動については、1F事故調査で得られた知見に基づき、事業者及びメーカーにて対策への反映を検討するべきと考える。	(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る。	①	無 SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要があることについて、異なる見解は無い。
(7)-2②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。	機器の設計においては、使用条件を想定した上で設計余裕を確保し、その余裕を把握することを基本としている。 SRVの作動回数に関して、逃がし安全弁窒素ガス供給系の窒素ガスポンプは、以下の①及び②を考慮した必要個数15個に加え、故障時及び保守点検時のバックアップとして5個以上確保することし、余裕を見て合計30個を確保する設計としている。 ① 事故発生からRCICポンプが運転している間(8時間)の逃がし弁機能を動作させるために必要なポンプ個数 ② SRVを7日間開保持するために必要なポンプ個数			②	要 SA時に機能を期待している機器のSA環境下における健全性については確認しているが、SA時の機器の挙動に関する知見について今後も調査が必要である。調査については、SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因等について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。
(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) 中間取りまとめ及び福島原子力事故調査報告書に記載のとおり、ベントに成功しなかった要因として、駆動用空気の漏えいや電磁弁の励磁回路の不具合によりベント弁が開できなかったこと、ドライウェルからの漏えいがあったことが考えられる。 (イ) 中間取りまとめ及び福島原子力事故調査報告書に記載のとおり、3号機のベントは2回以外には成功していないと考えられる。	(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 ベント成功回数については、PCVの減圧速度等から2回と考えられるため、異なる見解は無い。
(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。	1F3号機から4号機に水素ガスを含むベントガスが流入しているが、4号機の原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界到達後、水素爆発するまでの間、着火源が無かったことが要因として考えられる。	(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	無 4号機原子炉建屋内における水素爆発については、水素ガスを大量に含む3号機のベントガスがSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、異なる見解は無い。
(9)-3③関係 (ア) 建屋内の水素滞留について様々な対策を実施していることは承知したが、対策を実施しても、なお、建屋内に水素滞留が生じると仮定した場合、どのような対策が必要であると考えるか。	静的触媒式水素処理装置(PAR)による水素処理及びベントによる水素排出を実施した上で、原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合においては、原子炉建屋内から水素ガスを排出する設備が有効であると考えており、オペフロに設置するブローアウトパネルにより水素ガスを外部へ排出することとしている。 なお、ベント実施後に原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合には、緊急時対策委員がブローアウトパネルの開放操作を実施する手順を整備している。	(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	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、原子炉建物内で水素滞留に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 PCVからの漏えいが想定される箇所(原子炉建物原子炉棟4階、SRV補修室、CRD補修室、所員用エアロック室、トラス室)及びSGTS吸込配管近傍に水素濃度計を設置し、水素の漏えい状況を監視する設計としており、水素濃度計の指示値が上昇した場合には、PCVからの漏えいが考えられることから、運転員はベントによる水素排出及びPARIによる水素処理状況を確認する運用とする。 また、建物周辺(屋外含む)で作業を実施している緊急時対策委員については、水素濃度計の指示値が上昇した場合は、緊急時対策本部の指示に従って、ベント実施基準(2.5vol%)までに、安全確保のため緊急時対策所等に待避する運用とする。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を今後実施する予定である。

(2) 及び (3) 関係

第 1 表 島根 1, 2, 3 号機の AM 対策の抽出結果

項目	検討すべきシーケンス	有効な対策	AM 対策	対象号機
炉心健全性の維持	電源喪失	電源供給	・隣接プラントからの電源融通 ・非常用ディーゼル発電機の復旧	島根 1, 2, 3 号機
	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	島根 1, 2 号機 ^{※1}
	未臨界確保失敗	原子炉停止機能	・代替反応度制御 (再循環ポンプトリップ (RPT), 代替制御棒挿入 (ARI))	島根 1, 2, (3) ^{※2} 号機
	LOCA 時の注水失敗	原子炉への注水機能	・復水輸送系, 消火系ポンプによる代替注水 ^{※3}	島根 1, 2, 3 号機
	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)	島根 1, 2, 3 号機
	崩壊熱除去失敗	PCV からの除熱機能	・原子炉浄化系, ドライウェルクーラーを利用した代替除熱 ^{※3} ・残留熱除去系の復旧 ・耐圧強化ベント	島根 1, 2, 3 号機
PCV 健全性の維持	貫通部過温	PCV への注水機能	(「LOCA 時の注水失敗」と同じ)	島根 1, 2, 3 号機
		PCV からの除熱機能	(「崩壊熱除去失敗」と同じ)	島根 1, 2, 3 号機
	PCV 雰囲気直接加熱	電源供給	(「電源喪失」と同じ)	島根 1, 2, (3) ^{※4} 号機
	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)	島根 1, 2, (3) ^{※4} 号機
	水蒸気 (崩壊熱) による過圧	PCV からの除熱機能	(「崩壊熱除去失敗」と同じ)	島根 1, 2, 3 号機
	溶融物接触	PCV への注水機能	(「LOCA 時の注水失敗」と同じ)	島根 1 号機 ^{※5}

※1 島根 3 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。

※2 島根 3 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。

※3 島根 1, 2 号機における系統名称を示す。

※4 PSA の実施結果より, 島根 3 号機では「PCV 雰囲気直接加熱」及び「未臨界確保失敗時の過圧」は検討すべきシーケンスとして抽出されていない。

※5 原子炉格納容器の構造上, 島根 2, 3 号機では「溶融物接触」は検討すべきシーケンスとして抽出されていない。

第2表 AM対策における既存の安全機能への影響確認一覧（島根1，2号機）

設計上考慮すべき項目	代替反応度制御 (RPT)	代替反応度制御 (ARR)	原子炉減圧の 自動化	代替注水	耐圧強化イベント	隣接プラントからの 低圧電源融通等	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、機种的隔離、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. 原子炉冷却ポンプカウングリの耐圧、隔離設計を阻害しないこと	-	-	-	-	-	-	（該当する設備変更を伴うAMがない）
3. 原子炉格納容器の機能、隔離設計を阻害しないこと	-	-	-	○	○	-	ベDESTAL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カウングリと同じ設計とした。 耐圧強化イベントラインには隔離弁ととも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気泡として排出するのを防止するためのバックアップとした。
4. 既存システム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、信号回路を既存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用線路は、既存の原子炉緊急停止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、原子炉緊急停止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用線路は、既存の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、残留熱除去系と復水輸送系の接続配管には隔離弁を設け、残留熱除去系から隔離弁までを残留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、残留熱除去系と復水輸送系の接続配管には隔離弁を設け、残留熱除去系から隔離弁までを残留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. 格納容器閉鎖用気を制御する系統	-	-	-	○	○	-	代替注水を行う際使用する配管のうち、残留熱除去系と復水輸送系の接続配管には隔離弁を設け、残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同じ設計とした。 耐圧強化イベントラインは、非常用ガス処理系と接続することから、隔離弁等より上位クラスとの機能分離がなされる範囲まで非常用ガス処理系と同じ設計とした。
(4) 最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統	-	-	-	-	-	-	（該当する設備変更を伴う）
(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、復水輸送系と消火系の接続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. 安全評価に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、設計標準事象内での既存の安全評価事象に悪影響を与えない。又、既存の標準事象に絡まれる。また、手動操作により動作する設備は、設計標準事象外の状態を検出して使用する手順としたことから、既存の安全評価に悪影響を与えない。電源の種別については電源の創始動作であるため、既存の安全評価に悪影響を与えない。

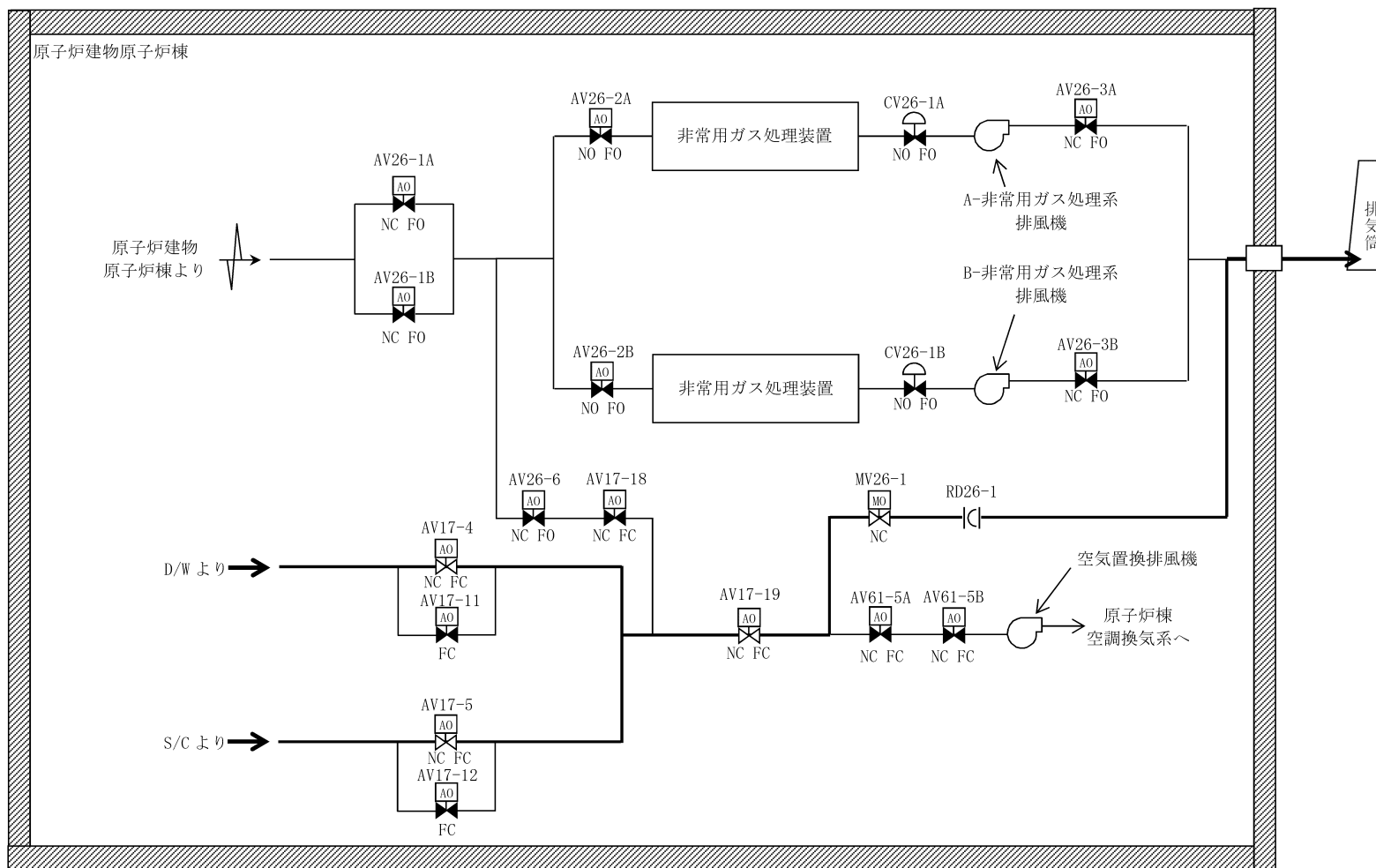
○：該当する設備変更あり -：該当する設備変更なし *：自動起動する設備

第3表 AM対策における既存の安全機能への影響確認一覧（島根3号機）

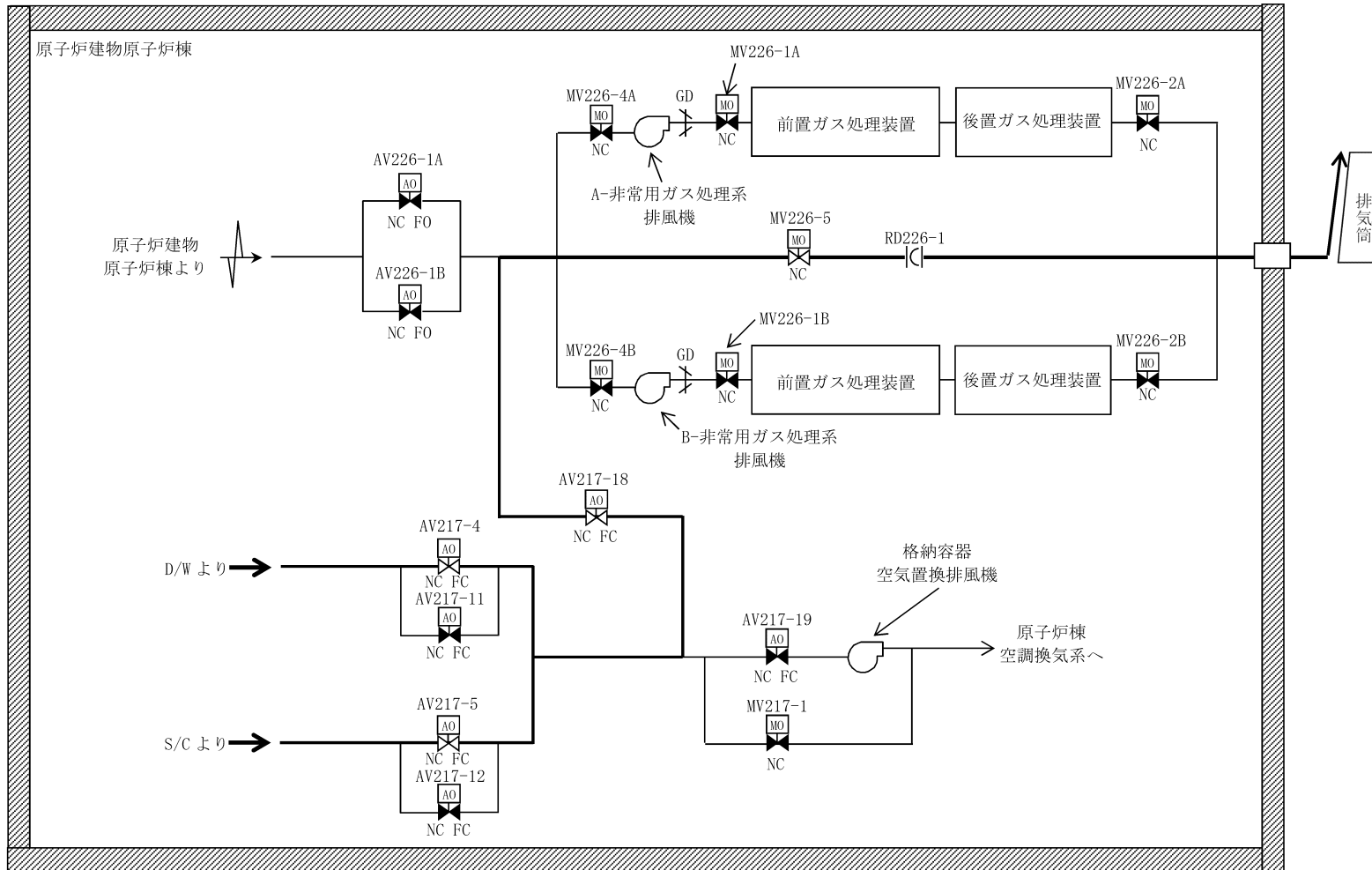
設計上配慮すべき項目	代替注水	耐圧強化ベント	隣接原子炉施設からの電源融通	対応方法
1. 安全設備の多重性，独立性を阻害しないこと	○	○	○	安全機能を有する設備とアクシデントマネジメントに関する設備との間では，機能的分離，物理的分離がなされ，安全機能に影響を与えない設計とする。
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧，隔離設計を阻害しないこと	-	-	-	(該当する設備変更を伴うアクシデントマネジメント策はない)
3. 原子炉格納容器の機能，隔離設計を阻害しないこと	○	○	-	耐圧強化ベントラインには隔離弁を設け，隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同一の設計とする。 また，耐圧強化ベントラインの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に流出す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する。 下部ドライウエ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一の設計とする。
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	○	-	-	代替注水を行う際に使用する配管のうち，残留熱除去系と復水補給水系の接続部配管には隔離弁を設け，残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同一の設計とする。
b. 残留熱を除去する系統	○	-	-	同上
c. 原子炉格納容器除熱系	○	-	-	同上
d. 格納容器雰囲気制御する系統	○	○	-	代替注水を行う際に使用する配管のうち，残留熱除去系と復水補給水系の接続部配管には隔離弁を設け，残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同一の設計とする。 耐圧強化ベントラインは非常用ガス処理系に接続することから，ラプチャーディスクの上流側と下流側を非常用ガス処理系のそれぞれ接続する箇所と同一の設計とする。
(4)電源系	○	○	○	電源の接続部においては遮断器を設置することにより安全機能に影響を与えない設計とする。
(5)その他	○	-	-	代替注水を行う際使用する配管のうち，復水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。また，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。

○：該当する設備変更有り -：該当する設備無し

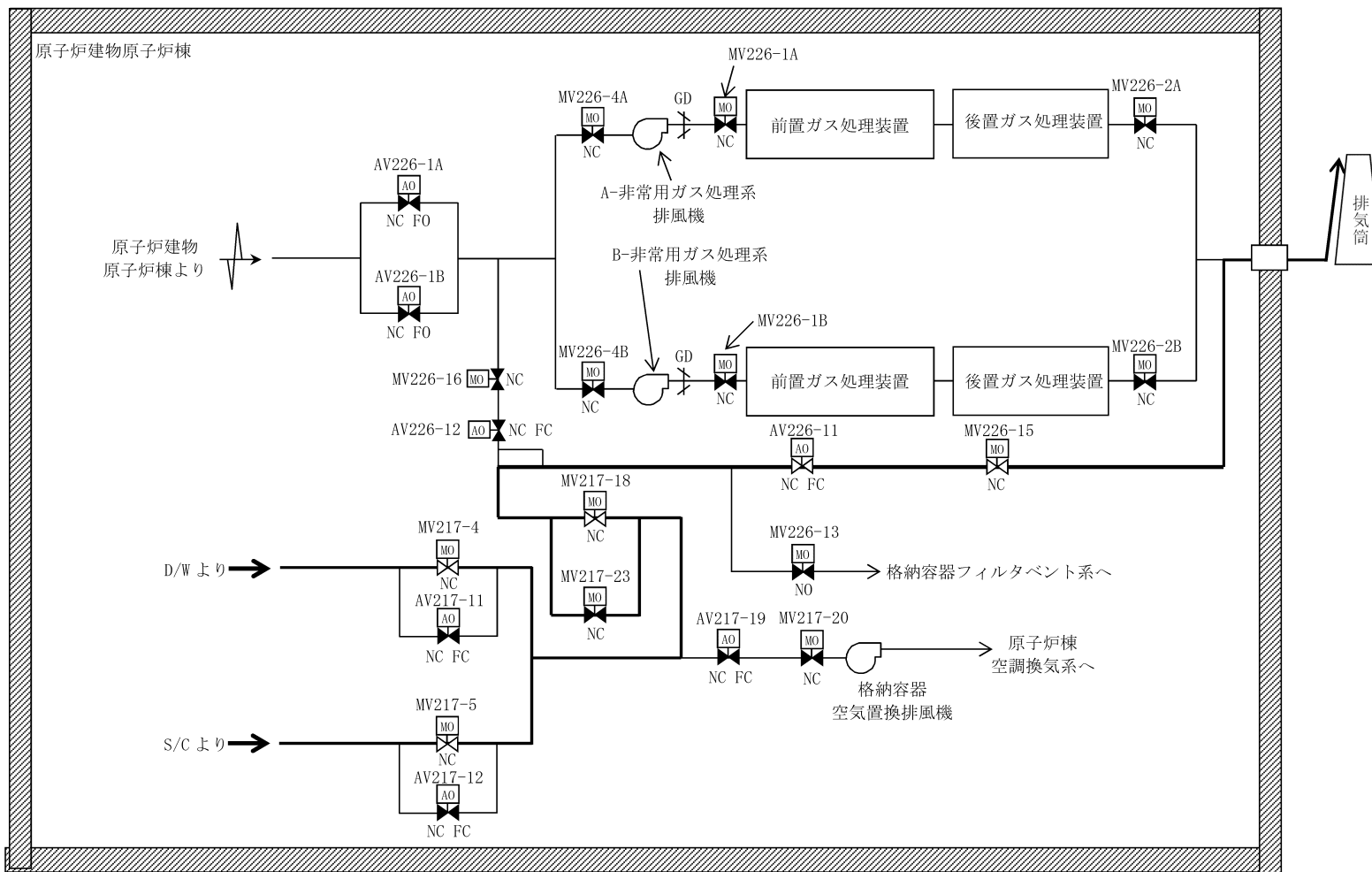
(3) - 2 ①関係



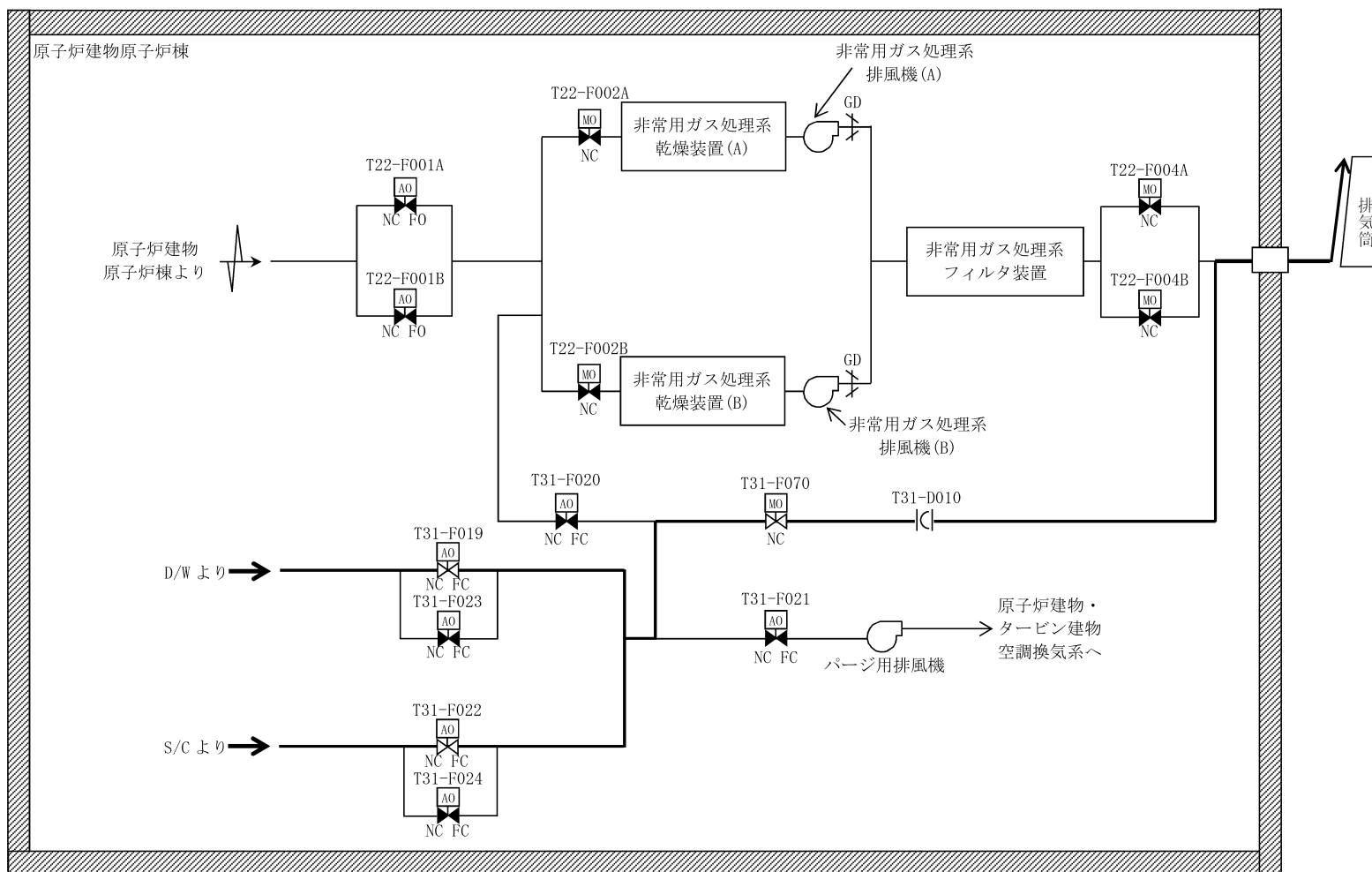
第 1 図 島根 1 号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (AM 対策当時)



第2図 島根2号機 耐圧強化ベントラインシステム概要図 (AM対策当時)



第3図 島根2号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (現状の設計)



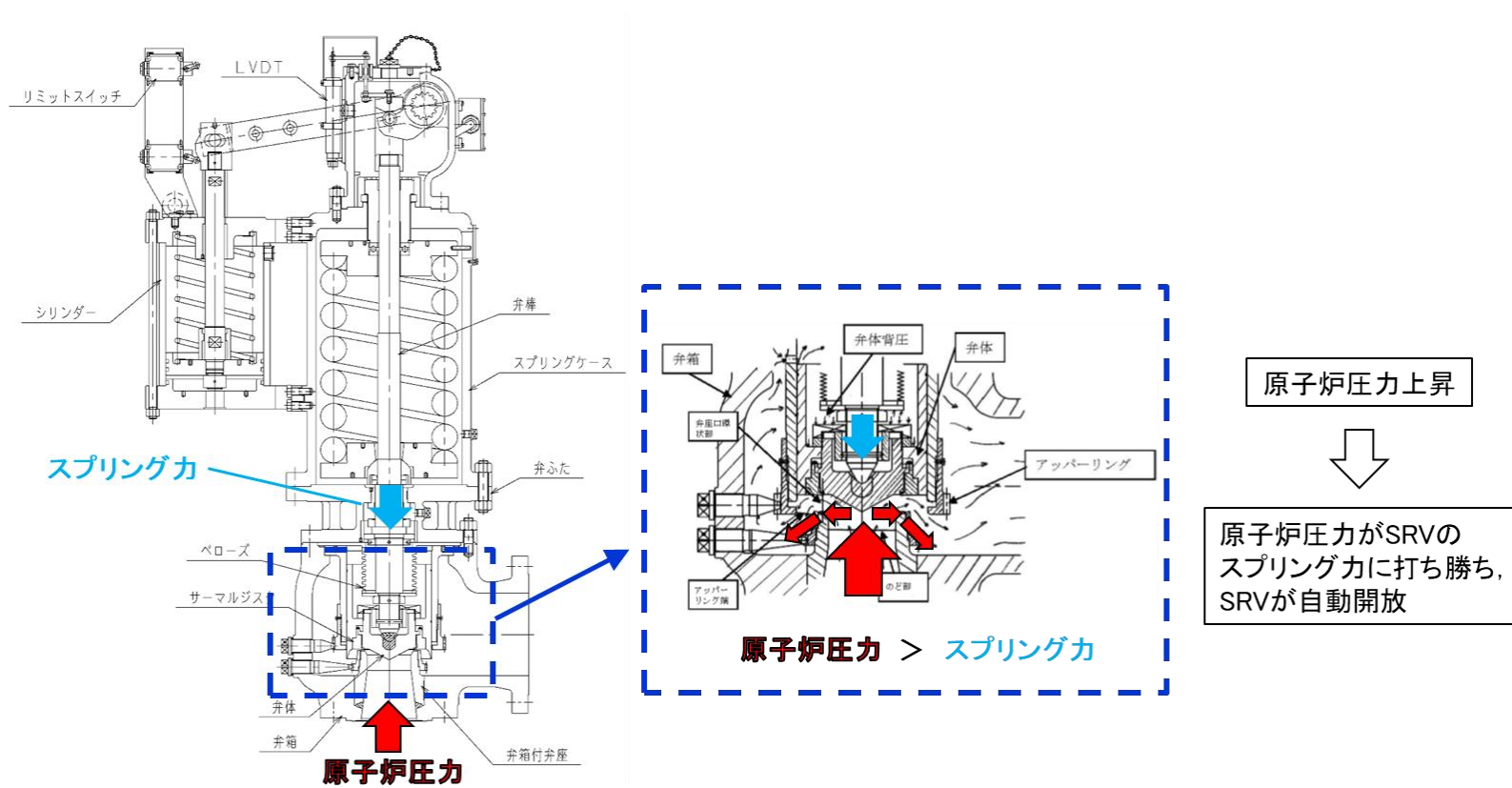
第4図 島根3号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (AM対策当時)

(6) - 1 ③関係

逃がし安全弁 (SRV) の 3つの機能に関する作動機構等は以下のとおり。

(1) 安全弁機能

原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、弁入口圧力 (原子炉圧力) が上昇し、スプリング設定値以上の圧力になった場合に、メカニカルに自動開放する。

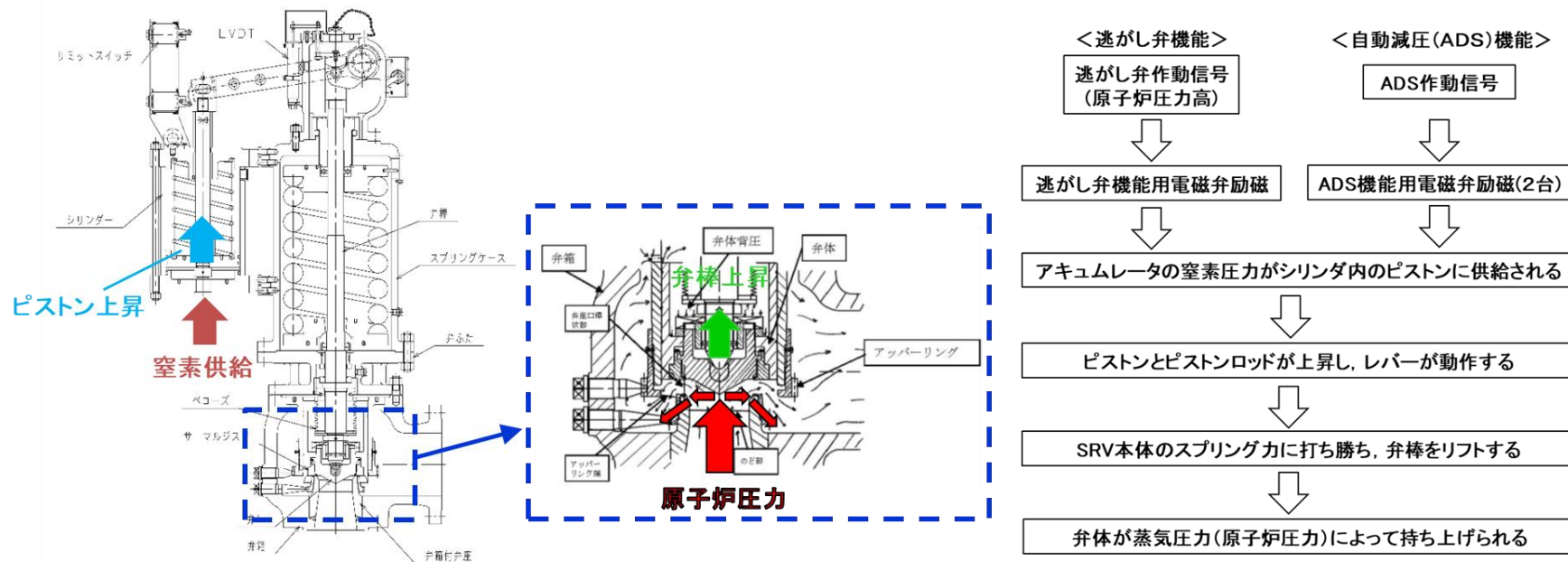


(2) 逃がし弁機能

原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりシリンダ内のピストンを駆動して強制的に開放する。

(3) 自動減圧 (ADS) 機能

自動減圧 (ADS) 機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とPCV圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁を強制的に開放する。



(補足) 電磁弁の機能概要

逃がし弁機能若しくは自動減圧 (ADS) 機能の作動信号が入ると、電磁弁のポートが切り替わり、逃がし安全弁窒素ガス供給系より SRV のシリンダに窒素が供給され強制的に弁を開放する。

