

東北電原運第15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 殿

仙台市青葉区本町一丁目7番1号
東北電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
樋口 康二郎

「『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18日付「『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」に対する回答

「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」
に対する回答

(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。

ご回答

PCVの基本的な設計の考え方は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊または故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とすることとしている。

福島第一原子力発電所事故以前は、PCVの隔離機能の確保を優先した設計としていた。AM検討時においては、既存設備の安全機能へ影響を与えないことを基本方針として対策を検討しており、そのため、PCVの隔離設計を阻害しないように耐圧強化ベントにラプチャーディスクを設置する設計としていた。

福島第一原子力発電所事故以降は、事故の知見を踏まえ、事象進展を考慮し、PCVからの除熱機能の確保も含めたPCV破損防止対策を検討しており、格納容器過圧・過温破損、高圧溶融物放出・格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼および溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）というPCV破損モードへの対策を実施している。

5月10日の回答では、この中で、PCV過圧破損と過温破損の対策の例を記載している。

(1) - 2③関係

(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。

ご回答

PCVの過圧の要因として、水蒸気以外にも水-ジルコニウム反応や水の放射線分解、PCV内の亜鉛・アルミから発生する水素およびMCCIにより発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスを考慮し設計に反映している。

(1) - 2③関係

(ウ) P C V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。

ご回答

P C V破損防止対策としては、様々な状況を想定してもP C Vの破損を防止する対策を実施する必要がある。

S A時においては、福島第一原子力発電所事故のように、想定されるシーケンスと同一ではない事象進展となる可能性があるが、その場合においても、有効性評価審査ガイドで「必ず想定すべき格納容器破損モード」として挙げられている典型的なP C V破損モードのいずれかによってP C Vの破損に至るものと考えられる。

また、女川2号機におけるレベル1.5 P R Aの評価結果を踏まえると、過圧破損（未臨界確保失敗）やインターフェイスシステムL O C A等のP C V破損モードが抽出されるが、いずれのP C V破損モードも炉心損傷防止対策にて対応することから、他に想定すべきP C V破損モードとして考慮する必要はない。

このことから格納容器過圧・過温破損、D C H, F C I, 水素燃焼およびM C C Iといった典型的なP C V破損モードを防止するという目的で対策を実施することが適切であると考える。

(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）

ご回答

当時は、P S AおよびS A時の事象に関する知見に基づき、安全性を一層向上させることを目的として、AM対策について検討を行っていた。

P S A等の知見から、炉心損傷に対する寄与が大きいシーケンスおよび支配的なP C V破損モードを想定する事故シーケンスを特定し、炉心およびP C Vの健全性を維持するために有効な対策を抽出した。P S A等の知見から抽出されたAM対策を表1に、AM対策の具体的内容を表2に示す。

当時、AM対策を考慮したPSAの結果より、AM対策により全炉心損傷頻度および全格納容器破損頻度は約9割以上低減することを確認していた。

また、既存設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図るという基本的な考え方の下、既存設備の安全機能へ影響を与えないことを基本方針として対策を講じていた。当時の既存設備の安全機能への影響確認結果を表3に示す。

一方、耐圧強化ベントを炉心損傷後に使用することも想定はしていたが、現在の知見からすれば、建屋内への水素流入防止や核分裂生成物・水素の配管内での滞留防止の観点で以下の十分でない部分があった。

- ・交流電源の確保を前提としたSGTS電動弁閉止による他系統との隔離設計
- ・炉心損傷後のベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計
- ・連続上り勾配ではない配管設計

このため、耐圧強化ベントの信頼性向上のため、ベント実施時の操作対象弁を全て電動化し、他系統との隔離に必要な電動弁と合わせてガスタービン発電機等から受電可能な設計とするとともに、炉心損傷前にのみ使用する手順に変更することとしている。

表1 P S A等の知見から抽出されたAM対策

事故シーケンス		抽出されたAM対策	
炉心損傷防止	未臨界確保失敗	原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> 再循環ポンプトリップ (R P T) 代替制御棒挿入 (A R I)
	高圧・低圧注水失敗	原子炉への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> 復水補給水系による代替注水 ろ過水系による代替注水
	高圧注水・減圧失敗	原子炉への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉減圧の自動化
	崩壊熱除去失敗	格納容器からの除熱機能	<ul style="list-style-type: none"> 耐圧強化ベント ドライウエル内ガス冷却装置, 原子炉冷却材浄化系による代替除熱 残留熱除去系の復旧
	電源喪失	安全機能のサポート機能	<ul style="list-style-type: none"> 電源の融通 非常用ディーゼル発電機の復旧 非常用補機冷却系の予備機追設*
格納容器破損防止	未臨界確保失敗時の過圧	原子炉停止機能	(炉心損傷防止における対策と同じ)
	貫通部過温	格納容器への注水機能	(炉心損傷における対策により格納容器代替スプレイを可能とする)
	水蒸気(崩壊熱)による過圧	格納容器からの除熱機能	(炉心損傷防止における対策と同じ)
	格納容器雰囲気直接加熱	安全機能のサポート機能	(炉心損傷防止における対策と同じ)

※女川1号機固有の特徴を踏まえた対策

表2 AM対策の具体的内容

<p>(1) 原子炉停止機能に係るAM対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護系による自動スクラム, 運転員による手動スクラムおよびほう酸水注入系に加えて, 原子炉停止機能を向上させるため, 原子炉保護系とは別に設置した計測制御系により異常(原子炉圧力高, 原子炉水位低)を検知し, 再循環ポンプトリップ機能(R P T)および代替制御棒挿入機能(A R I)を追加した。
<p>(2) 原子炉および格納容器への注水機能に係るAM対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系に加えて, 原子炉への注水機能を向上させるため, 冷却水系を必要としない復水補給水系およびろ過水系を有効活用し, 残留熱除去系を介して注水できるよう配管の接続等を変更することで, 原子炉への代替注水を可能とした。 また, 残留熱除去系による格納容器への注水機能を向上させるため, 上記の原子炉への代替注水に係る対策により, 格納容器への代替スプレイおよびベデスタルへの間接的な注水を可能とした。 さらに, 従来の自動減圧機能は中小L O C Aを想定していたものの, 過渡事象時に高圧注水が動作しない場合は自動で動作しないことから, これに対応する新たな自動減圧機能として論理回路を追加した。
<p>(3) 格納容器からの除熱機能に係るAM対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系に加えて, 格納容器過圧破損防止としての減圧操作の適用範囲を広げ, 格納容器からの除熱機能を向上させるため, S G T Sの低圧設計部を経由せず, 直接排気筒へ接続する耐圧強化ベントを設置した。 また, 格納容器から除熱可能な既設設備の有効活用として, ドライウエル内ガス冷却装置および原子炉冷却材浄化系の手動起動により代替除熱を行う手順を整備した。 この他, 残留熱除去系が故障した場合に復旧するための手順を整備した。
<p>(4) 安全機能のサポート機能に係るAM対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全機能のサポート機能のうち電源供給手段について, 外部電源の復旧および非常用ディーゼル発電機に加え, 高圧交流電源の号機間融通を行うための手順書を整備および低圧交流電源のタイラインを追設した。また, これにより直流母線の充電も可能となり, 原子炉隔離時冷却系等の継続運転も可能とした。 また, 非常用ディーゼル発電機が故障した場合に復旧するための手順を整備した。 さらに, P S A等の知見からプラント固有の系統構成を踏まえた対策として, 女川1号機において, 非常用炉心冷却系のサポート系である非常用補機冷却系は独立した2系列を有していたものの, 信頼性をさらに向上させるため, 動的機器であるポンプおよび電動弁を多重化した。

表3 既存設備の安全機能への影響確認結果（女川2号機の例）

設計上配慮すべき項目	御(ERT)代替反応度制御	御(ABI)代替反応度制御	原子炉減圧の自動化	代替注水	ト耐圧強化ベント	源からの低圧電通	隣接プラント	表現方法
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	-	-	-	-	○	-	-	格納容器第一隔離弁と第二隔離弁の間の配管に分岐を設置した耐圧強化ベントでは、耐圧強化ベントラインに隔離弁を設け、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に出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、既設制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能)と分離する設計とした。新設した電磁弁等の位置、構成は、制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能)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、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、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、復水補給水系とろ過水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、また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

(2) - 1 ③関係

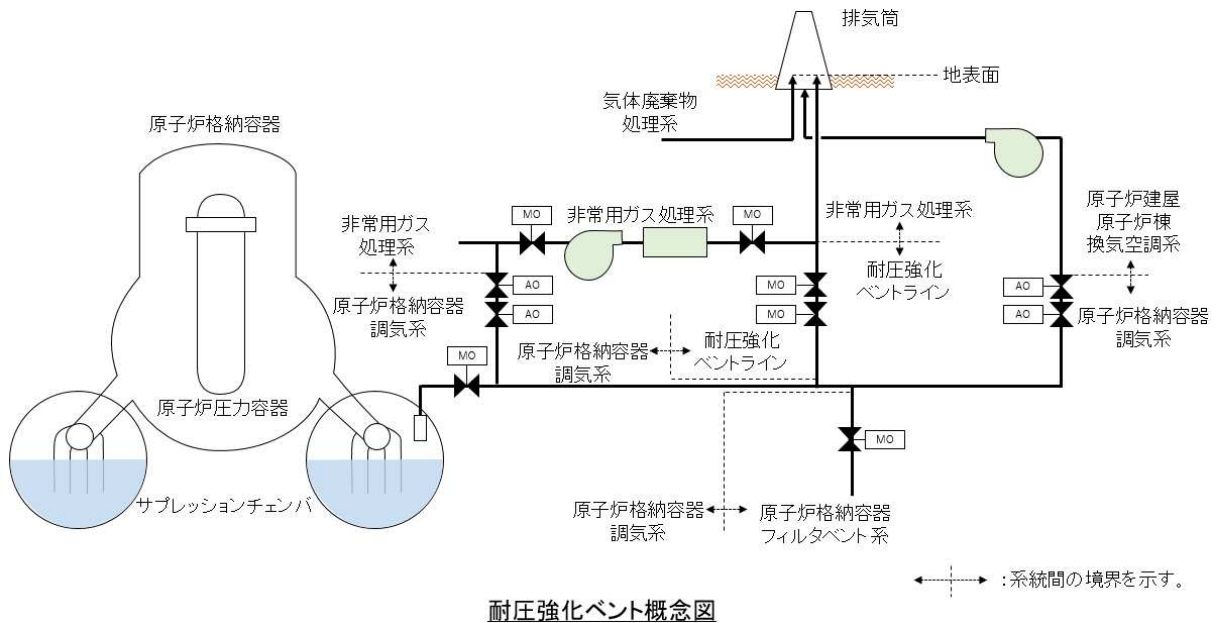
(ア) 耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなものが存在していたのか。

ご回答

耐圧強化ベントラインは、原子炉格納容器調気系から分岐し、SGTSと合流した後に、排気筒を経由し排出する流路を構成しており、SGTS以外には他系統と接続されていない。

SGTS（耐圧強化ベントライン）配管は、排気筒下端（地表面）まで配管敷設され排気筒内で開放される構造となっており、排気筒内には気体廃棄物処理系配管があり、また、排気筒は原子炉建屋原子炉棟換気空調系の排気ダクトと接続されている。

なお、AM対策において既存系統に接続した系統については、前項（2）及び（3）関係の回答「表3 既存設備の安全機能への影響確認結果」に記載のとおりである。



(3) - 1 ③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。

ご回答

AM対策の整備では、既存設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図るという基本的な考え方はBWR各社の共通認識としていた。この共通認識の下、当社は既設の原子炉格納容器調気系から接続する耐圧強化ベントラインを新たに設置し、既設のSGTS配管へ合流する設計としていた。耐圧の強化および既存設備の安全機能へ影響を与えないことの検討は行っていたが、SGTS配管へ合流した先の排気筒に係る検討は行われていなかったものと考えられる。

(3) - 2 ①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。

ご回答

PCVベントの挙動の特徴として、運用と組成の面から以下の点が挙げられる。

まず、運用面としては、福島第一原子力発電所事故においては、PCVベントを間欠的に実施したことがあげられる。

また、組成面として、一般的には炉心損傷後のベントガスには、水蒸気のほか炉心損傷に伴い発生する水素や各種エアロゾルが含まれ、加えてMCCIが発生した場合には一酸化炭素が発生することとなるが、福島第一原子力発電所事故においては、熔融炉心のPCV下部への落下に伴いMCCIが発生していたと考えられることから、PCVベント時のベントガスには水素等に加えて、一酸化炭素が含まれていたと考えられる。

なお、適合性審査の有効性評価において、MCCIの発生を想定しているが、PCV下部への注水対策によりMCCIによる浸食を抑制することで、一酸化炭素の発生量が軽微であることを確認している。

(3) - 4 ③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）。

ご回答

原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計としている。

また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止している。系統内で可燃性ガスが滞留する可能性のある箇所^{*}については、可燃性ガスを連続して排出できるバイパスラインを設置し、また、フィルタ装置に接続される枝管は下向きまたは水平に設置することにより、可燃性ガスの局所的な滞留を防止している。

なお、炉心損傷前はPCV内の可燃性ガスが微量であることから、耐圧強化ベントを使用する手順としているが、耐圧強化ベントのPCVから排気筒に至る配管は、連続上り勾配になっていないため、可燃性ガスが系統内に滞留する可能性があり、炉心損傷後は使用しないこととしている。

※：PCVからフィルタ装置までの流路の間で、上向きに分岐した後、弁により隔離されている他系統へ接続する配管。当該箇所は原子炉建屋内に2箇所ある。

(4) - 2②関係

(ア)具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。

(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。

ご回答

真空破壊弁は差圧により動作して弁体の自重により閉止する単純な動作機構を持つ信頼性が高い設備であると考えているものの、D/WとS/C気相部を結ぶ真空破壊弁が故障した場合、D/W中の気体がS/Cにおけるスクラビングを経由しない放出経路が生じるため、Cs-137放出量が増加する影響があると考えられる。また、LOCA時に真空破壊弁が全閉しない場合、破断口からD/Wに漏えいした蒸気を含む冷却材等が、直接S/C気相部に移行することになるため、S/C水による圧力抑制効果が低下してPCV圧力の上昇につながる影響があると考えられる。

そのため、これらの現実的な影響をPRAにおける成功基準の検討において整理するとともに、真空破壊弁の故障が含まれる代表的な事故シーケンスの発生頻度等を踏まえて、現状の対策の有効性を確認していく必要があると考えている。

なお、適合性審査においてS/Cにおけるスクラビングを経由しない放出経路が生じた場合でもCs-137放出量が100TBqを下回ることを確認している。

(5) - 1②関係

(ア)更なる調査・検討として、具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。

ご回答

福島第一原子力発電所における水素爆発発生時の水素濃度や水素以外の可燃性ガスの寄与等についての更なる調査・検討については、対象となる材料の推定、材料の物量や存在箇所の調査、材料が可燃性ガスを発生する温度条件の把握を含めた詳細な水素以外の可燃性ガスの爆発発生メカニズムの検討等が必要と考えている。

調査・検討にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。

(5) - 1 ③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。

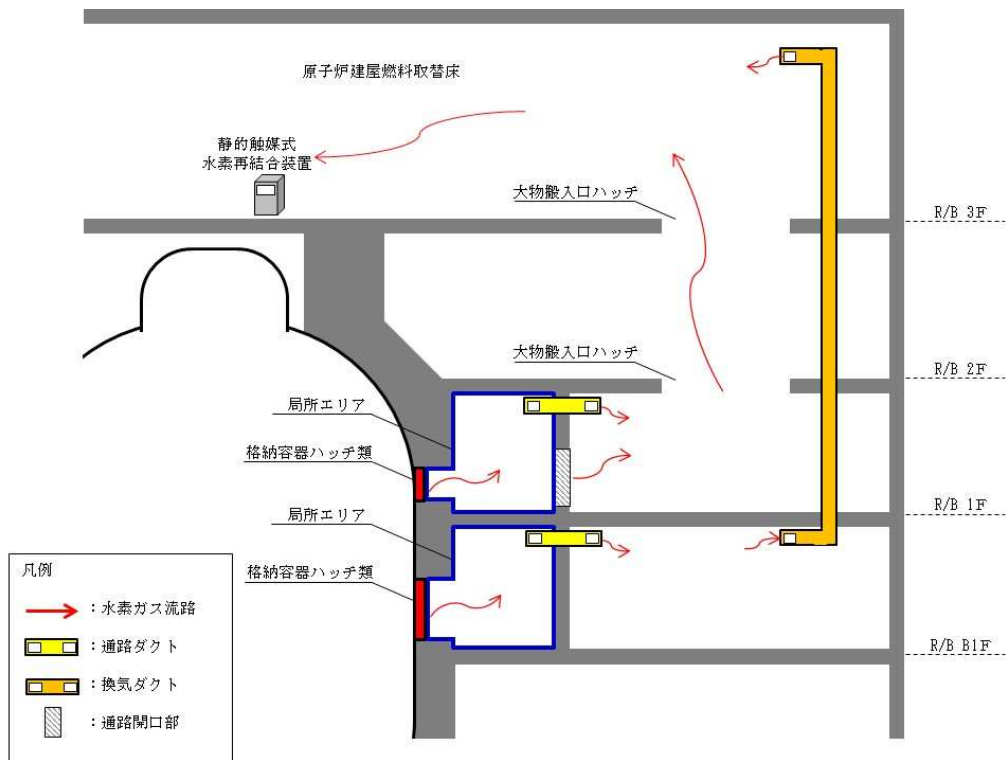
ご回答

以下のとおり、原子炉建屋原子炉棟については下層階の水素滞留対策を実施している。

PCVからの水素漏えいは、D/W主フランジおよびPCVハッチ類の貫通部から想定され、漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋下層階から原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）まで上昇し、滞留する。滞留した水素は、原子炉建屋地上3階に設置する静的触媒式水素再結合装置により酸素と再結合処理されることで、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制することとしている。

原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）が1.3vol%に到達するまでは、SGTSを使用することから、原子炉建屋下層階から原子炉建屋地上3階への水素の移動が促進されるものと考ええる。

PCVハッチ類には、原子炉建屋下層階の小部屋形状になっている箇所（局所エリア）に設置されたものがあるが、局所エリアに漏えいした水素も、空調ダクト等を通じて原子炉建屋地上3階の静的触媒式水素再結合装置に導かれるため、原子炉建屋下層階で水素が滞留しない構造になっている。



局所エリアから原子炉建屋燃料取替床までの水素流路イメージ

(5) - 1 ③関係

(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。

ご回答

前項(5) - 1 ③関係(ア)の回答のとおり、原子炉建屋下層階の水素は原子炉建屋地上3階まで上昇し、滞留する構造になっている。

原子炉建屋地上3階に滞留した水素は、静的触媒式水素再結合装置の反応熱による上昇気流の発生に伴い、対流により拡散され、均一化されるものとする。

また、原子炉建屋原子炉棟全体においても、時間経過と共に水素濃度が均一化することを確認している。

(5) - 2 ②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。

ご回答

調査にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。

(5) - 2 ②関係

(イ)可燃性ガスの発生源として原子炉压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。

ご回答

ケーブルの電気絶縁材として使用される合成ゴムが、400℃以上の窒素と蒸気の雰囲気環境下において、エタンやアセチレン、プロピレンといった非凝縮性ガスや酸性化合物を生成するという海外の知見については認識しているが、加熱時間や圧力、合成ゴムの組成等、実験の詳細は把握していない。

(6) - 2 ②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。

ご回答

機器の健全性確認において、設置場所における環境条件と機器の環境耐性を比較することにより、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認しており、機器の不安定動作は生じないものと考えている。

なお、機器の不安定動作の要因として駆動用の空気や窒素不足が挙げられるが、SRV以外

のSA設備は、駆動用の空気や窒素を使用しない設計としている。

(主蒸気逃がし安全弁については、(6) - 2③関係 (ア) に記載。)

(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。

ご回答

SRVの窒素供給が停止した場合、アキュムレータの残圧で作動を行うことになるため、窒素の消費による圧力低下と弁開に必要な圧力との関係により、不安定動作が生じるものと考えられる。

このため、SA対策として、高圧窒素ガス供給系(非常用)を整備し、さらに、SRVのアクチュエータに直接窒素を供給する代替高圧窒素ガス供給系を設置することにより、SRVの作動に必要な窒素の喪失に備えた対策を実施している。

なお、SRVの不安定動作に対する検証をする場合、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。

(6) - 2③関係

(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。

ご回答

機器の健全性確認において、設置場所における環境条件と機器の環境耐性を比較することにより、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認しており、不安定動作を生じる可能性がある機器はないものと考えている。

なお、機器の不安定動作の要因として駆動用の空気や窒素不足が挙げられるが、SRV以外のSA設備は、駆動用の空気や窒素を使用しない設計としている。

また、動的機器ではないが、最も厳しい環境条件となるPCV内に設置するSA設備には、SRV以外に計装設備(原子炉水位(凝縮槽)、PCV内水素濃度、D/W水位等)があるものの、仮にパラメータの計測が困難となった場合には、代替パラメータによる推定の対応手段を整備している。

(7) - 1 ①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。

ご回答

SRVの作動機構はバネ力により閉止する構造であり、バネ力以上の圧力が加われば開放する構造である。中間取りまとめのとおり、SRVの安全弁機能の作動開始圧力低下要因は、弁体押さえバネの温度上昇によるバネ力低下、弁座の荒れによる弁のシート性低下であり、他の要因はないものと考えている。

(7) - 2 ①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。

ご回答

SA時に機能に期待するSA設備については、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを事業者にて確認している。また、SA時にSA設備による対策に期待しない場合、想定される環境条件を超えることも考えられるが、そのような状況における機器の挙動に関する知見についても、継続的に収集していく方針としている。新たな知見が得られ次第、対策を検討していく等、更なる安全性向上策について検討していく。

(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。

ご回答

想定する環境条件をはるかに超える状態における機器の挙動や作動回数等の知見拡充は、一層の安全性向上を図るうえで有益であり、継続的な調査が有効であると考えている。

(9) - 1 ①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。

ご回答

3号機では、2011年3月13日8時41分にベントライン系統構成は完了したものの、このタイミングではPCV圧力が低かったためラプチャーディスクが開放されず、ベントが開始されなかったと考えられる。その後、意図しない自動減圧系の動作によるPCV圧力の上昇により、ラプチャーディスクが開放し、1回目のベントが成功したと考えられるが、しばらくして空気作動弁であるベント弁が駆動用空気圧抜けにより閉止し、ベント継続に失敗している。

仮設設備によるベント弁の駆動用空気の確保等により、2回目のベントに成功するが、駆動用空気圧の不足等によりベント弁を開維持できず、以降、ベントに成功しなかったと考えられる。

ベントに成功しなかったのは、空気作動弁であるベント弁に対し、駆動源である計装用圧縮空気系からの空気供給に失敗したことが要因と考えられる。

福島第一原子力発電所事故を踏まえた対策として、原子炉格納容器フィルタベント系については、ベント操作対象弁を電動化し、ガスタービン発電機等から受電可能な設計とすることにより、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴い遠隔操作が不能とならないよう配慮している。また、遠隔手動操作機構を設け、二次格納施設外から遠隔で手動操作可能な設計としている。なお、待機時の窒素充填を目的として設置するラプチャーディスク開放設計圧力は100kPa[gage]であり、ベント開始圧力(1Pd(427kPa[gage]))より十分低く設定している。

耐圧強化ベントについては、空気作動弁を電動弁化し、ラプチャーディスクを撤去し新たに電動弁を設置した上で、炉心損傷前のみ使用する運用としている。

(9) - 1 ①関係

(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。

ご回答

中間取りまとめのとおり、福島第一原子力発電所3号機のベント成功回数については、S/Cベント時における圧力低下速度^{*1}、およびD/W圧力とS/C圧力の挙動^{*2}から、ベント成功と判断できるベント操作は2回のみと考えられる。

※1：成功した2回のベントに比べ、その他タイミングでのPCV圧力低下速度は緩やか

※2：S/Cベントにつき、ベント成功時にはS/C圧力<D/W圧力となる。この挙動に合致したのは、成功した2回のベントのみ

(9) - 2 ①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。

ご回答

原子炉建屋は、二次格納施設としてPCVから漏えいした放射性物質等が直接大気に漏えいすることがないように設計している。また、PCVから漏えいした放射性物質等については、SGTSにより処理し、原子炉建屋内より排出する設計としている。

一方、福島第一原子力発電所4号機においては、水素爆発が発生するまでは原子炉建屋が健全であったため、原子炉建屋内へ水素が蓄積するとともに、全交流動力電源喪失が継続することでSGTSにより原子炉建屋内の気体の排出ができず、原子炉建屋内に長期間水素が滞留したと考えられる。

(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。

(イ)建屋内に滞留する水素の濃度は可燃限界を超える場合が想定されるか。

ご回答

静的触媒式水素再結合装置は、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になることを条件に設計しており、また、PCVからの水素の漏えい量は、有効性評価結果よりも過酷な条件を想定して保守的に設定している。さらに、静的触媒式水素再結合装置の設置台数についても、保守的に水素処理性能が50%低下することを見込み、設定している。

なお、静的触媒式水素再結合装置の機能を維持管理するために、定期点検時に試験装置を用いた性能試験を実施していく。

項目	静的触媒式水素再結合装置 設計条件	有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
水素発生量	約990kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約282kg (AFC (燃料有効部被覆管) 約29%相当)
原子炉格納容器 漏えい率	10%/day (一定)	約1.0%/day (最大)

また、原子炉建屋内水素濃度(原子炉建屋燃料取替床)が2.3vol%に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントの実施によって、PCVからの漏えいを抑制する運用としている。

上記ベントの実施にも関わらず、原子炉建屋原子炉棟内に水素滞留が生じた場合には、原子炉建屋ベント設備により原子炉建屋地上3階(原子炉建屋燃料取替床)の天井部分から水素を排出する運用としている。

したがって、原子炉建屋原子炉棟内に滞留する水素濃度が可燃限界を超えることは想定されない。

以上