

東京電力福島第一原子力発電所における
事故の分析に係る検討会
第20回会合

議事次第

1. 日時 令和3年5月18日(火) 14:30 ~ 18:00
2. 場所 原子力規制委員会 13階会議室BCD
3. 議題
 - (1) 今後の調査・分析について
 - (2) 「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」に対する発電用原子炉設置者の見解等について
 - (3) その他
4. 配布資料
 - 資料1：議事次第
 - 資料2-1：「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」を踏まえた対応について（第1回）
 - 資料2-2：福島第一原子力発電所の事故分析に関する調査・分析項目
 - 資料2-3：福島第一原子力発電所の事故分析に関する調査・分析項目の概要
 - 資料3-1：「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」に対する発電用原子炉設置者の見解等について（発電用原子炉設置者からの回答内容）
 - 資料4-1：JAEAにおける試料分析の計画について〔国立研究開発法人日本原子力研究開発機構〕
 - 資料5-1：福島第一原子力発電所1号機及び2号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について〔東京電力ホールディングス株式会社〕
 - 資料5-2：2号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況および今後の計画について〔東京電力ホールディングス株式会社〕
 - 資料5-3：原子力規制庁と協働で実施した2号機オペレーティングフロア調査結果について〔東京電力ホールディングス株式会社〕

「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」を踏まえた対応について（第1回）

令和3年3月31日
原子力規制庁

1. 経緯・趣旨

令和3年3月10日の第63回原子力規制委員会に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（以下「中間取りまとめ」という。）を報告した際に、今後の継続的な調査・分析、発電用原子炉設置者の見解等の確認、及び安全規制との関係の精査について、改めて原子力規制委員会に諮ることとしており、今回は、今後の調査・分析の進め方及び発電用原子炉設置者の見解等の確認について諮る。

2. 今後の調査・分析の進め方

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（以下「事故分析検討会」という。）において、主に以下の事項について、調査・分析を進める。

- ① モニタリングポスト、エリアモニタ、プロセスモニタ等のデータに基づく核種放出挙動の分析（セシウムの放出時期に関する検討）
- ② シールドプラグの汚染状況の追加調査（シールドプラグの裏面、原子炉ウェル等の汚染状況の調査）
- ③ 水素爆発時の原子炉建屋内のガス組成の検討（水素、可燃性有機化合物等を含むガスの物理的・化学的特性の検討）
- ④ 当時のアクシデントマネジメント策による設備や安全上の重要度の異なる設備の接続などの設計方針の確認（原子炉格納容器の耐圧強化ベントシステムの追加設置、1号機非常用復水器の操作等に係る設計方針の確認）
- ⑤ 原子炉建屋に対する継続的な3次元レーザースキャン、線量率の測定

なお、下記3.（発電用原子炉設置者の見解等の確認）の結果等も踏まえて、更に調査・分析事項を追加、精査する。

調査・分析は、引き続き原子力規制庁の職員が中心となって作業を進め、適時、事故分析検討会を開催して検討を行う。また、調査・分析を円滑に進めるとともに、得られた知見を共有するため、福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議において、必要な調整・連携等を図る。

調査・分析の成果は、年度ごとに取りまとめることを念頭に検討を行う。

3. 発電用原子炉設置者の見解等の確認

発電用原子炉設置者に対して、中間取りまとめの内容に対する見解等を、別紙に記載した事項について聴取する。

原子力規制庁から、発電用原子炉設置者に、聴取する事項と回答要領を送付し、1か月を目処に回答の提出を受け、その内容を整理した上で、事故分析検討会において回答内容を確認する。

別紙 中間取りまとめに関する見解等を聴取する事項

中間取りまとめに関する見解等を聴取する事項

下記の事項は、中間取りまとめで確認した事実、確認した事実に基づいて考えられること、及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられることを記述しています。

これらの記述内容ごとに異なる見解の有無を明確にし、その理由を具体的に記述することを求めます。その際、その他の見解や意見がある場合は、その内容の記述を求めます。加えて、更なる調査・検討に関する見解（更なる調査・検討の要否、具体的な調査・検討内容、実施主体及びこれらの理由）、及び自らの各発電用原子炉施設的设计、施工、運用等への反映に係る考え方を記述することも求めます。

記

- (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、ラプチャーディスク（以下「RD」という。）の作動圧力（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。

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る。

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。

- (2) 「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。

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) 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。

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。

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る。

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。

- (4) 放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心熔融後のベント時などに生じると、ドライウェル中の気体がサ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が生じる可能性がある。

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。

- (5) 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。

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。

- (6) 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。

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。

- (7) 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。

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。

また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。

(8) 3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サブプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。

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る。

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る。

(9) 3号機のベント成功回数は2回である。

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。

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。

(参考)

東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る被ばく実績

令和3年3月10日の第63回原子力規制委員会において、ご指示いただいた東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る現地調査における被ばく実績は、以下のとおり。(現地調査参加者：計26名)

(単位：mSv)

	累積線量 (令和元年度)	累積線量 (令和2年度)
A	11.7	9.4
B	15.9	9
C	9.1	8.9
D	14.1	8.5
E	5	6
F	0.1	3.1
G	—	2.5
H	—	1.3
I	—	1.3
J	—	1.3
K	2.8	1.1
L	2.8	1.0
M	—	0.9
N	2.7	0.5
O	0.2	0.5
P	2.7	0.4
Q	—	0.1
R	—	0.0
S	—	0.0
T	0.0	0.0
U	3.9	—
V	0.4	—
W	0.1	—
X	0.1	—
Y	0.0	—
Z	0.0	—

※1：小数点以下第2位を四捨五入した値

※2：—は、現地調査参加実績なし

福島第一原子力発電所の事故分析に関する調査・分析項目

凡例 ★:現場調査、◆:解析、●:分析等、□:実験等 (赤字:2021年度の主な調査・分析事項)

調査・分析の目的等	調査・分析事項	～2020年度	2021年度	2022年度～	備考	
① ペントラインの汚染メカニズムの解明 R2年度までは、汚染状況を把握。 R3年度は、汚染のメカニズムを解明する。 ペントガスの放射性核種の濃度や挙動、配管内の流動解析を進める。	● 1/2号機SGTS配管の汚染メカニズムの検討【分析等】 ● がれき、サンプ水等の試料分析【分析等】 ● SGTSフィルタレイン内部の溜まり水の核種分析【分析等】 ◆ SGTS配管内流動解析・FP沈着検討【解析】 ● ペントガス中のCs-水素-水蒸気の濃度、挙動の分析【分析等】⑤ ★ 1/2号機SGTSフィルタレイン、不活性ガス系の汚染状況調査 γカメラ ★ ペントライン、SGTS、排気筒等の線量率測定 γカメラ ⑤ ★ 原子炉建屋内空調ダクト等の汚染分布調査 スミア・γカメラ	分析・検討 試料採取・分析【JAEA】 解析1【JAEA】 汚染状況調査 汚染状況調査 実施検討	実施検討 実施検討 解析2 実施検討		継続的に実施 解析手法の検討必要	
	② 1～3号機シールドプラグの汚染量の確定 R2年度は、シールドプラグ下面の汚染量を推定。 R3年度は、追加調査を行い、汚染量を確定させる。	★ 1～3号機シールドプラグ裏面、原子炉ウェル等の汚染状況調査 ◆ FP付着シミュレーション【解析】	汚染状況調査 実施検討	追加汚染調査		汚染量を確定させる
	③ 核種放出のタイミングとメカニズムの分析 原子炉の事象進展と敷地内外の放射線率の測定データを基に核種放出の時期、メカニズム等の分析を進める。	● モニタリングポスト等のデータに基づく核種放出挙動の分析【分析等】 ● Cs等の核種の化学形態、移行挙動の検討【分析等】		MP等分 実施検討		
④ 水素燃焼の物理・化学的検証 R2年度は、水素爆発の映像分析・建屋損傷状況から水素爆発の事象進展を推定。 R3年度は、水素の挙動を明らかにするため、水素混合気体の基礎的な物理的・化学的特性を把握する。	● 水素爆発時の炎色、噴煙、凝縮波の検討【分析等】 ● 水素爆発時のガス組成の検討【分析等】③ □ 水素-水蒸気-可燃性ガス混合気体の燃焼実験【実験等】 ● 3号機原子炉建屋火災への可燃性ガスの影響分析【分析等】 ◆ 1号機シールドプラグ等のずれ・破損シミュレーション【解析】	映像分析 実施検討	ガス組成検討 実施検討 実施検討		有機化合物を含む可燃性ガスが存在	
	⑤ 耐圧強化ベントによるPCV破損防止の設計確認 PCV破損防止におけるベントの作動条件と動作状態を明らかにするため、PCVベントの系統構成に係る設計と実際の運用を確認する。	● 耐圧強化ベントの系統構成に係る設計確認【分析等】④	状況調査	設計確認		
⑥ 1号機非常用復水器(IC)の運用変更の確認 事故進展を明らかにするため、1号機におけるICの機能要求と設計・運用の変更の経緯を確認する。	● 1号機ICの設計・運用等の確認【分析等】④	実施検討	設計確認			
⑦ 現場情報のアーカイブ化 廃炉の進捗や建屋の経年劣化等による事故情報の喪失を防ぐため、損傷状況や汚染状況を調査・集約し、アーカイブ化を進める。	★ 3Dレーザースキャナーによる損傷状況調査 レーザースキャナー ⑤ ★ 原子炉建屋内の汚染状況調査 スミア・γカメラ等 ⑤	損傷状況調査 汚染状況調査			継続的に実施	
	⑧ 設計、運転記録等の基礎情報 ★ 設計図面、運転記録等の確認(旧事務本館、情報棟)					

※ 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に関する発電用原子炉設置者の見解等の聴取結果等も踏まえて、更に調査・分析事項を追加、精査する。
 ※ 実施検討事項については、調査・分析の手法や内容の検討の進捗に応じて、調査・分析の計画の具体化を行う。
 ※ 東京電力ホールディングス株式会社における廃炉作業及び福島原子力事故における未確認・未解明事項の調査・検討等の進捗に応じて、調査・分析事項の見直しを行う。

東京電力福島第一原子力発電所の 事故分析に関する調査・分析項目の概要

(1) 放射性物質の放出経路

- ① ベントラインの汚染メカニズムの解明
- ② 1～3号機シールドプラグの汚染量の確定
- ③ 核種放出のタイミングとメカニズムの分析

(2) 水素爆発等

- ④ 水素燃焼の物理・化学的検証

(3) AM策等の機器の設計方針等

- ⑤ 耐圧強化ベントによる原子炉格納容器（PCV）破損防止の設計確認
- ⑥ 1号機非常用復水器（IC）の運用変更の確認

(4) その他

- ⑦ 現場情報のアーカイブ化

① ベントラインの汚染メカニズムの解明(1/4)

背景・趣旨

- 1/2号機SGTS配管(ベントライン)は、1号機の耐圧強化ベントの実施によって、汚染の程度が高いことが確認されたが、ベントに成功していない2号機側の方がベントに成功した1号機側よりも汚染の程度が高く、1/2号機共用排気筒の基部も高い線量率の汚染状況が確認された。
- 2020年度に日本原子力研究開発機構(JAEA)が行ったSGTS配管系及び共用排気筒内におけるベントガスの挙動に関するシミュレーションでは、この汚染状況のメカニズムを十分に理解することはできなかった。

目的



格納容器ベントによるベントラインの汚染メカニズムは、重大事故等(SA)時の放射性物質の挙動把握に資するため、ベントガス中の放射性核種の挙動や濃度、配管内の流動解析を進める。

- [分析等] がれき、サンプル水等の試料分析
- [解析] SGTS配管内流動解析・FP沈着検討
- [現場調査] 1/2号機SGTSフィルタトレイン等の汚染状況調査等

論点等

- 試料分析では、どのような試料の分析が必要か。また、何を測定するか。
- 熱流動解析等では、汚染状況の再現は可能か。また、その条件設定は何か。
- 汚染状況調査等では、空間線量率が高い1号機SGTS室内の調査手法をどのようにするか。等

① ベントラインの汚染メカニズムの解明(2/4)

□ [分析等] がれき、サンプル水等の試料分析



令和2年10月8日原子力規制庁撮影

令和3年度分析試料
(2号機原子炉建屋内スミア)

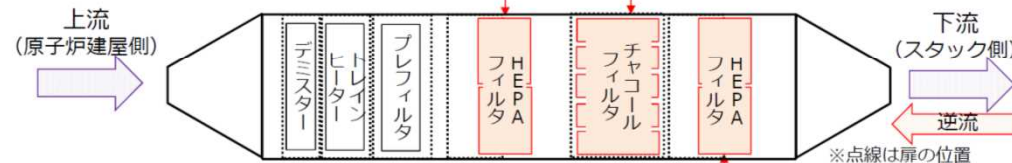
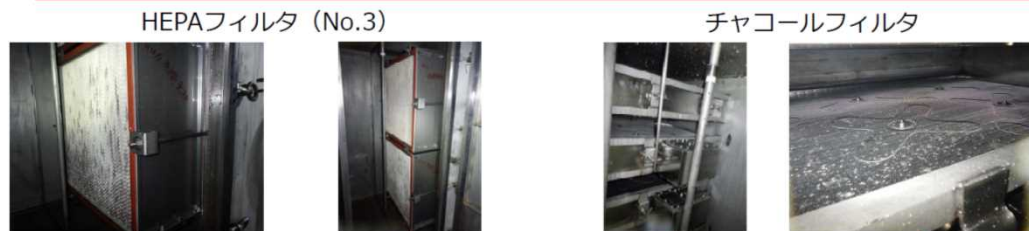
〔 2号機原子炉建屋内のスミア試料(18サンプル)等の分析を実施する。 〕

論点等

- 東京電力が採取した3号機SGTSフィルタトレイン内のスミア試料の分析を行う。
- 2号機原子炉建屋の各階で放射性核種、濃度、同位体比等の違いはあるか。

5. 3号機SGTSフィルタトレインB系内部② (11/16撮影)

TEPCO



HEPAフィルタ (No.1)

測定箇所	表面線量当量率 (mSv/h)			
	11/16測定 (フィルタ表面)		8/19測定時 (扉表面)	
	γ	β+γ	γ	β+γ
高性能フィルタ (No.3)	4.0	12.0	0.90	0.90
チャコールフィルタ	0.9	0.9	1.6	1.6
高性能フィルタ (No.1)	1.8	2.5	1.3	1.5

10

事故分析検討会第16回会合資料4-1 1-4号機SGTS室調査の進捗について
(東京電力ホールディングス株式会社)より抜粋

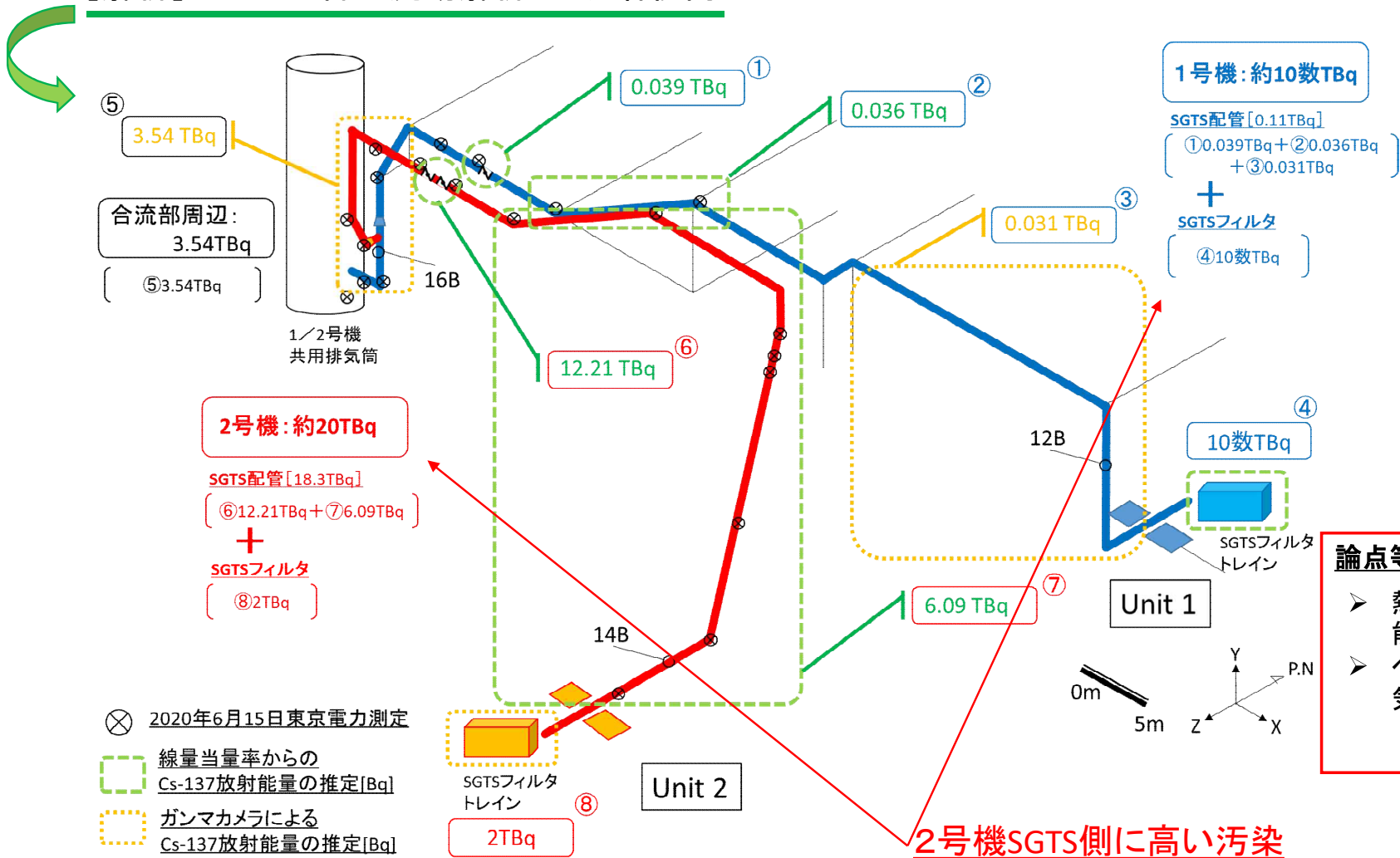
令和3年度分析試料(東京電力採取)

(3号機SGTSフィルタトレイン内スミア等)

〔 3号機SGTSフィルタトレイン内のスミア試料等(24サンプル)の分析を実施する。 〕

① ベントラインの汚染メカニズムの解明(3/4)

□ [解析] SGTS配管内流動解析・FP沈着検討



論点等

- 熱流動解析で汚染状況の再現は可能か。
- ベントガスのCs-水素-水蒸気の混合気体の影響はあるか。

2号機SGTS側に高い汚染

① ベントラインの汚染メカニズムの解明(4/4)

□ [現場調査] 1/2号機SGTSフィルタ
トレイン等の汚染状況調査等



線量率の最大値: 約180(mSv/h)
(竿の先端部分)

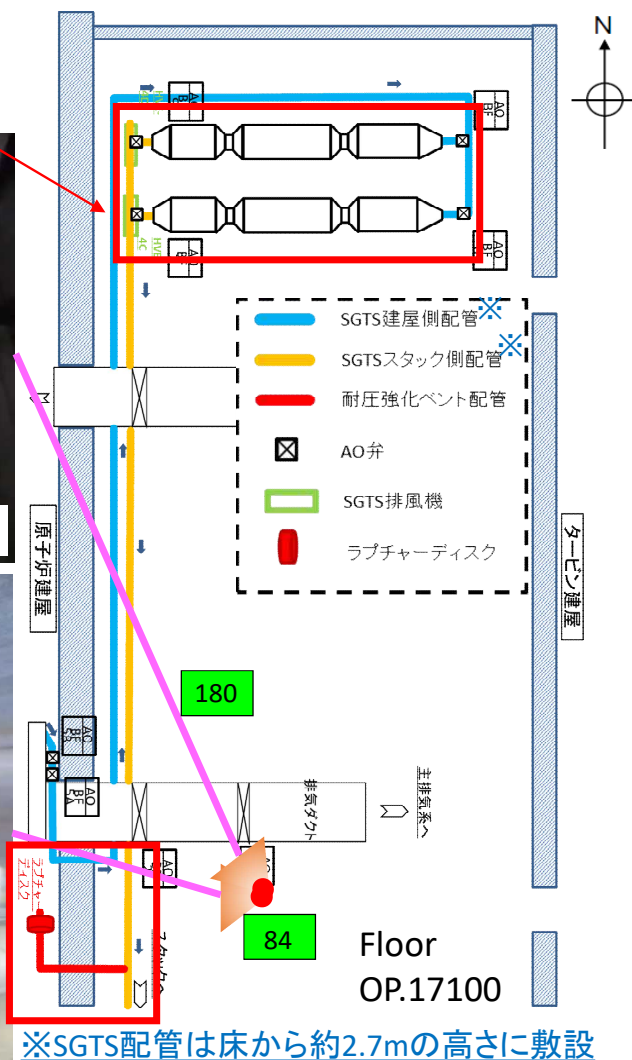


竿の先端に取り付けた線量計にて室内の空間線量率を測定



写真は、令和2年10月9日
原子力規制庁撮影

1号機SGTS室内の汚染状況



論点等

- 1号機SGTS室内は高い空間線量率。
- 1号機SGTSフィルタトレイン、耐圧強化ベントの接続箇所等の線量率の測定は十分に行われていない。
- 汚染状況の調査が必要。

原子力規制庁による測定結果(令和2年10月9日)
mSv/h

1号機SGTS室内概要図

② 1～3号機シールドプラグの汚染量の確定(1/3)

背景・趣旨

- 2, 3号機では、3層構造のシールドプラグの1層目(頂部カバー)の裏面に大量のセシウム(数十PBq)が存在していると推定した。
- 一方、シールドプラグ1層目より下層(中間カバー、底部カバー)のセシウム付着の可能性、原子炉ウエルの汚染状況等は不明であり、シールドプラグ及び原子炉ウエルの汚染量の確定が必要である。
- 汚染状況の調査として、オペレーションフロアからの線量率の測定、シールドプラグのコアサンプルの採取・分析、配管を經由した原子炉ウエル内調査等が考えられる。

目的



原子炉格納容器からの放射性物質の放出・漏えいの主たる経路と考えられるため、シールドプラグ及び原子炉ウエルの汚染状況を調査し、放射性物質の付着メカニズムの検討、付着量(汚染量)の確定を行う。

- [現場調査] 1～3号機シールドプラグ裏面、原子炉ウエル等の
汚染状況調査 等

論点等

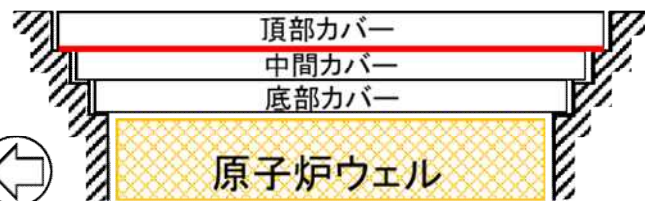
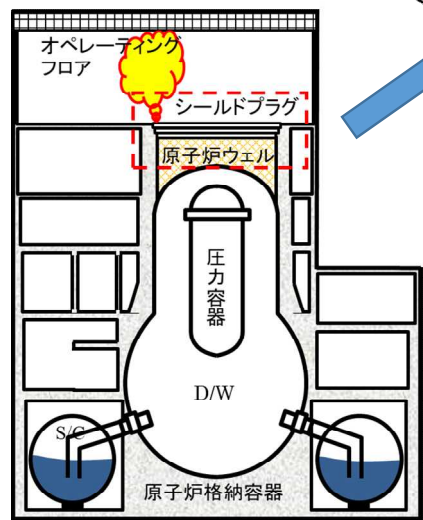
- 2号機オペフロにおける廃炉作業との調整が必要か。
- 汚染状況の調査は、どのような調査手法が可能か。等

② 1～3号機シールドプラグの汚染量の確定(2/3)

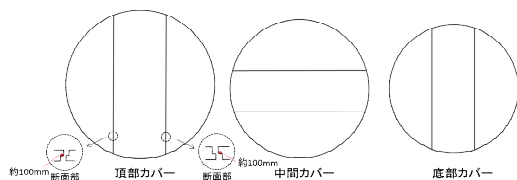
□ [現場調査] 1～3号機シールドプラグ裏面、
原子炉ウェル等の汚染状況調査

論点等

- 2号機オペフロからの線量率測定、コアサンプル採取・分析は可能か。

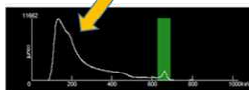


シールドプラグ
(断面構造)

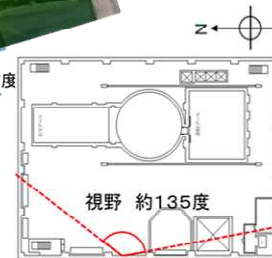


シールドプラグ
(平面構造)

ガンマカメラ及び線量率測定等からシールドプラグの頂部カバーの下面に大量の放射性物質の存在を確認。



セシウム137 直接線



令和2年1月30日原子力規制庁撮影、一部加工

図 ガンマカメラ測定 (2号機原子炉建屋5階オペフロ)

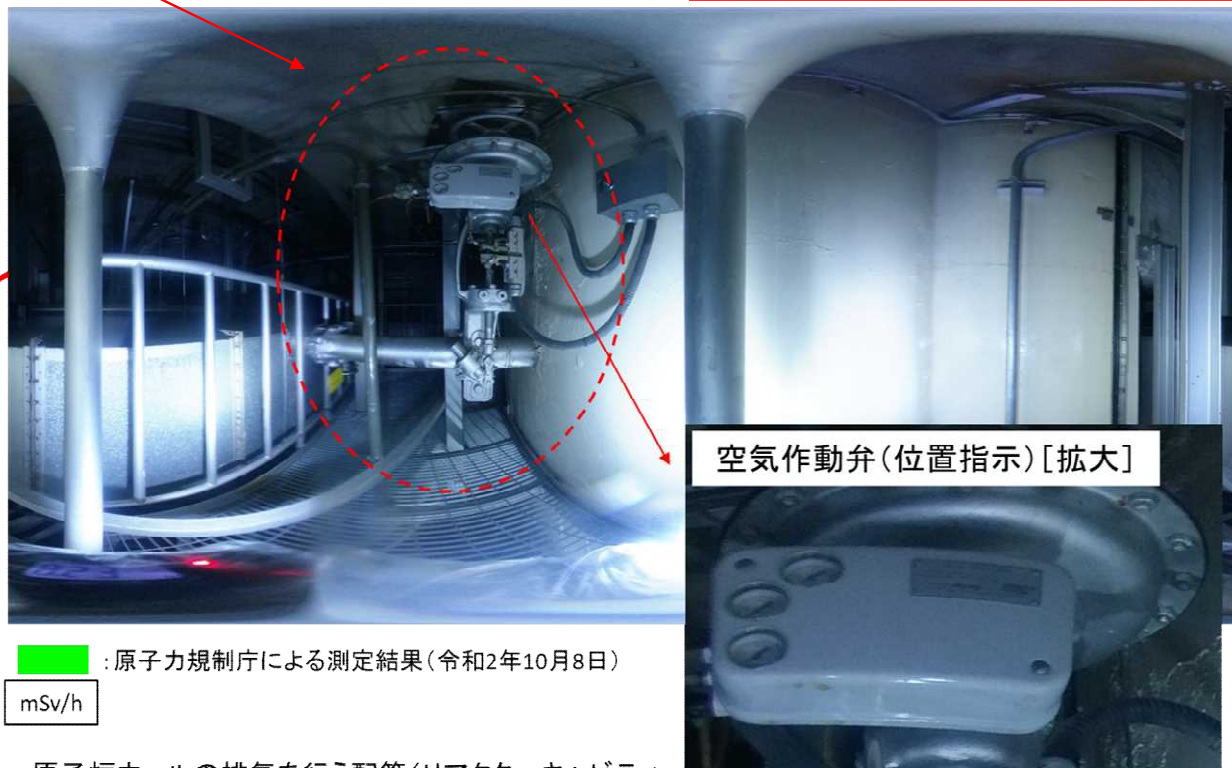
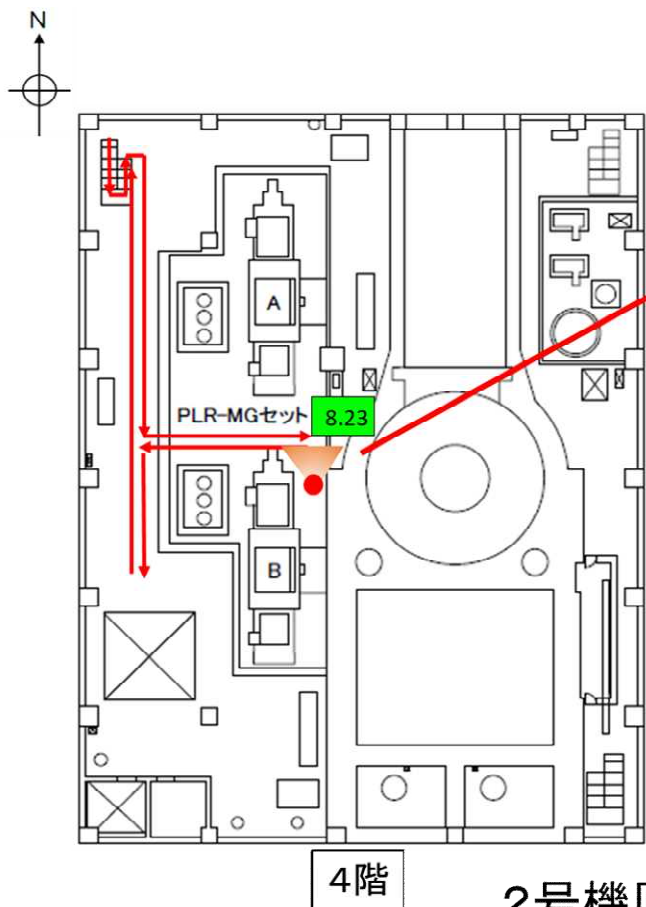
② 1～3号機シールドプラグの汚染量の確定(3/3)

□ [現場調査] 1～3号機シールドプラグ裏面、
原子炉ウェル等の汚染状況調査

原子炉ウェルに繋がる配管。
周辺の線量率は低い。

論点等

- 空気作動弁の開閉状態はどうなっているか。(弁の位置指示計、弁体の状態の確認等)
- 原子炉ウェルからの漏えい経路の可能性はあるか。汚染状況、損傷状況はどうか。熱、放射線影響を受けているか。



■ : 原子力規制庁による測定結果(令和2年10月8日)
mSv/h

原子炉ウェルの排気を行う配管(リアクターキャビティ差圧調整ダクト)及び空気作動弁

写真は、令和2年10月8日
原子力規制庁撮影

2号機原子炉建屋4階

図面は東京電力資料及び政府事故調報告書より抜粋一部加工

③ 核種放出のタイミングとメカニズムの分析(1/5)

背景・趣旨

- 福島第一原子力発電所の敷地内外のモニタリングポスト、プロセスモニタ、エリアモニタ等で空間線量率が測定されている。
- これらの測定データには、いくつかの空間線量率のピークがあり、福島第一原子力発電所からの放射性物質の放出・漏えいを示している。
- バックグラウンドの低い3月12日前後のデータと1号機の事象進展との比較及び空間線量率の高いピークのある3月15, 20, 24日等のデータの比較を行う。また、敷地内のデータとして、6号機のプロセスモニタのデータを利用する。

目的



原子炉格納容器から放出・漏えいした放射性物質が測定されたものであり、放射性核種の放出挙動を明らかにするため、モニタリングポスト等の空間線量率の測定データを基に核種放出の時期、メカニズム等の分析を進める。

- [分析等] モニタリングポスト等のデータに基づく核種放出挙動の分析
- [分析等] セシウム等の核種の化学形態、移行挙動の検討 等

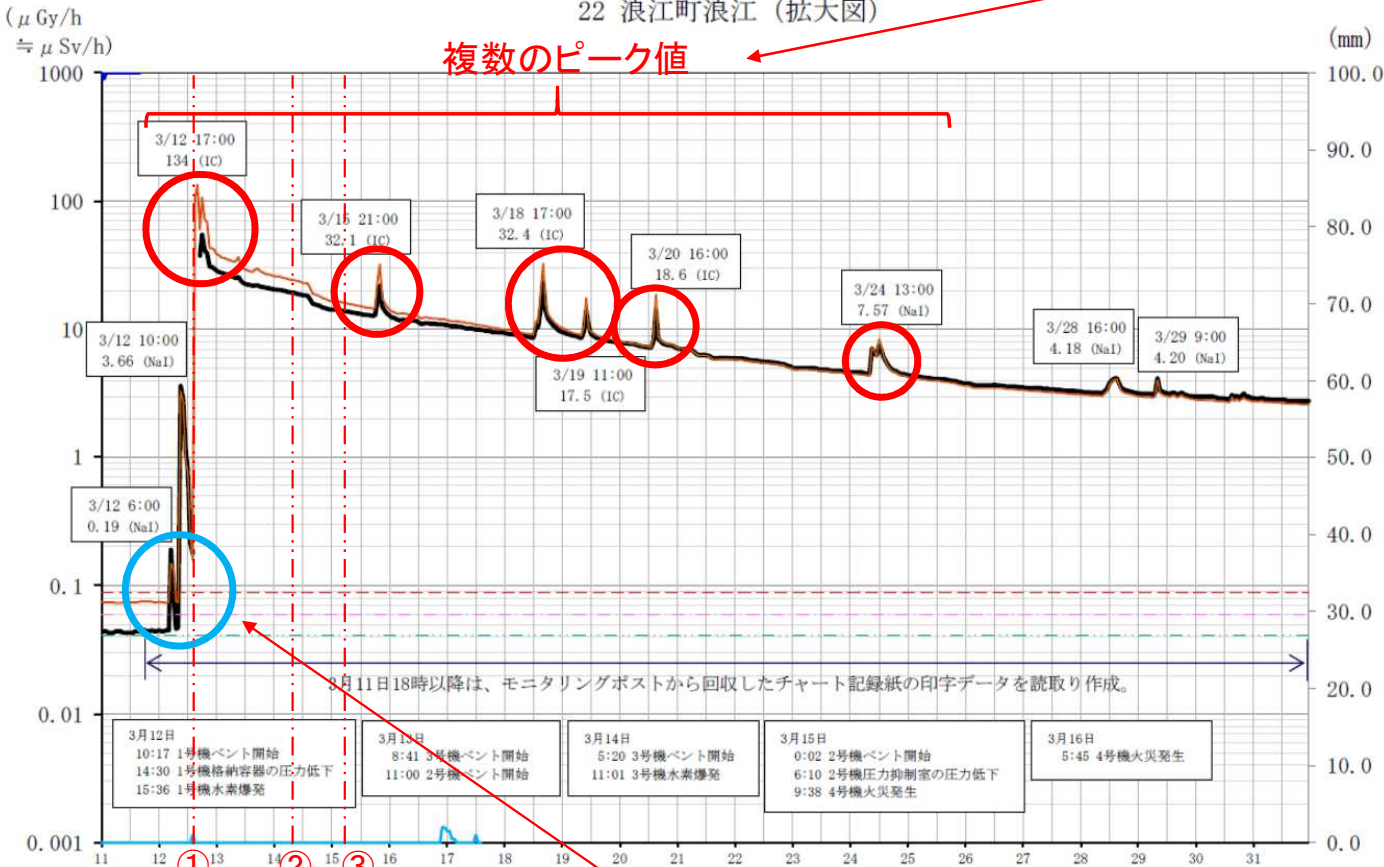
論点等

- 空間線量率のデータは、放射性物質の直接線、スカイシャイン線、クラウドシャイン線等の変動例を考慮する。
- 核種放出の時期は、セシウム等の核種、化学形態、移行挙動等の影響を受けるか。 等

③ 核種放出のタイミングとメカニズムの分析(2/5)

□ [分析等] モニタリングポスト等のデータに基づく核種放出挙動の分析

空間線量率の変動グラフ
22 浪江町浪江 (拡大図)



- ① 1号機水素爆発
- ② 3号機水素爆発
- ③ 4号機水素爆発

放射性物質が漏えい、
1号機の事象進展と比較

発電所敷地から北北西約8.6kmのモニタリングポスト(浪江町浪江)においても複数の空間線量率のピーク

論点等

- 1、3号機の水素爆発と空間線量率のピークは一致しない。
- 複数のモニタリングポストの空間線量率データを比較する。

測定項目 空間線量率
 ----- 過去の最大値
 0.09 μGy/h
 平常の変動幅
 ----- 上限 0.06 μGy/h
 ----- 下限 0.04 μGy/h



東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日より抜粋、一部加工

福島県, “平成23年3月11日~3月31日(東日本大震災発生以降)にモニタリングポストで測定された空間線量率等の測定結果について”より引用
<https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025d/post-oshirase.html>

③ 核種放出のタイミングとメカニズムの分析(3/5)

□ [分析等] モニタリングポスト等のデータに基づく核種放出挙動の分析

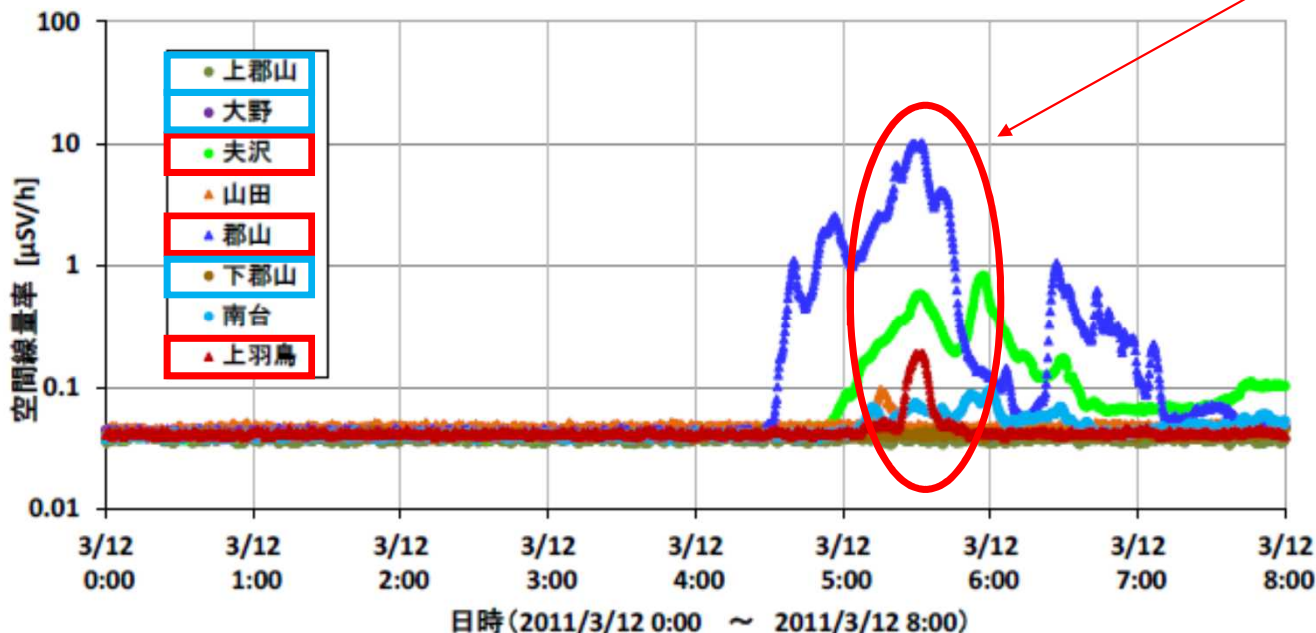


図2 発電所敷地外の空間線量率モニタリングデータ[2]

参考文献

- [1] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所における放射性物質の大気中への放出量の推定について”, 平成 24 年 5 月.
- [2] 福島県, “平成 23 年 3 月 11 日～3 月 31 日 (東日本大震災発生以降) にモニタリングポストで測定された空間線量率等の測定結果について”, <https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025d/post-oshirase.html>.

東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日より抜粋、一部加工

異なる箇所(モニタリングポスト)で同じ時期にピークが観測されている。



論点等

- 異なる方向のモニタリングポスト(郡山、夫沢、上羽鳥等)でピークが一致している。
- 一方、一部のモニタリングポスト(上郡山、下郡山、大野)ではピークが観測されていない。
- モニタリングポストの空間線量率の測定間隔を整理する必要がある。

③ 核種放出のタイミングとメカニズムの分析(4/5)

□ [分析等] モニタリングポスト等のデータに基づく核種放出挙動の分析

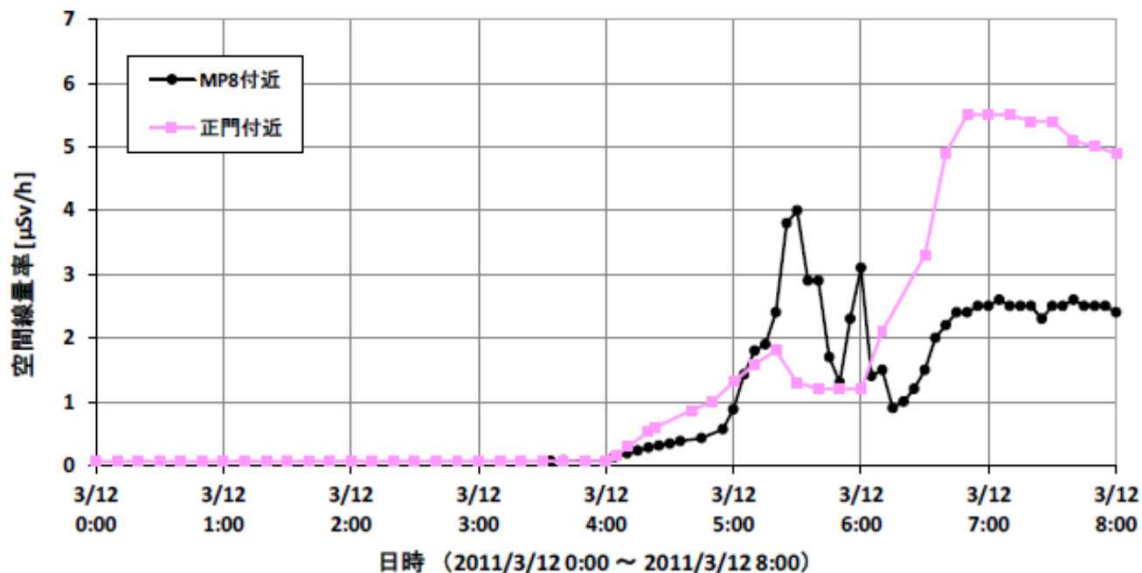


図1 発電所敷地内の空間線量率モニタリングデータ[1]



福島第一原子力発電所
6号機のプロセスモニタ等
の線量率データを精査。

- ・発電所敷地外の空間線量率モニタリングデータ
- ・発電所敷地周辺のモニタリングデータ (MP8付近及び正門付近)
- ・6号機非常用ガス処理系プロセスモニタの線量率データ等の比較を検討

参考文献

- [1] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所における放射性物質の大気中への放出量の推定について”, 平成 24 年 5 月.
- [2] 福島県, “平成 23 年 3 月 11 日~3 月 31 日 (東日本大震災発生以降) にモニタリングポストで測定された空間線量率等の測定結果について”, <https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025d/post-oshirase.html>.

東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日より抜粋、一部加工

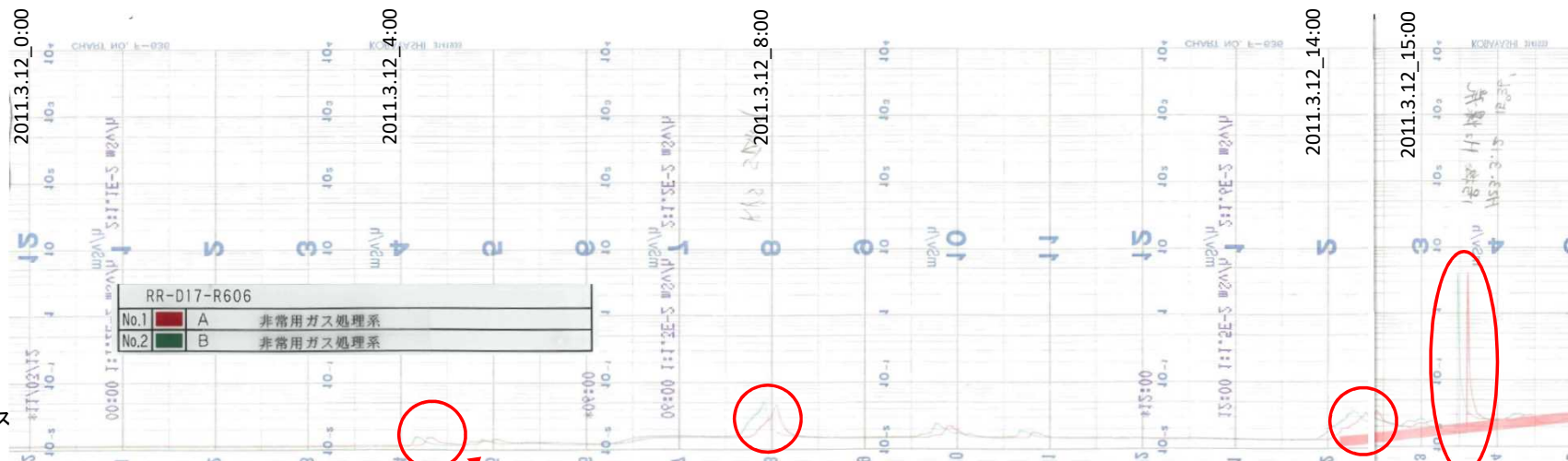
論点等

- 6号機非常用ガス処理系プロセスモニタの線量率データは利用可能か。
- 空間線量率は、直接線、スカイシャイン線、クラウドシャイン線等により、変動が異なるため、線量率データの精査が必要。

③ 核種放出のタイミングとメカニズムの分析(5/5)

□ [分析等] モニタリングポスト等のデータに基づく核種放出挙動の分析

○6号機非常用
ガス処理系排ガス
放射線モニタ
(2011.3.12~)



6号機 非常用ガス処理系排ガス
放射線モニタA,Bを一部加工

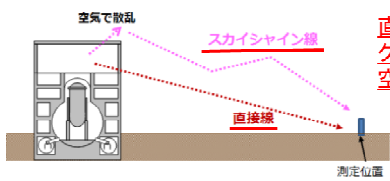


図 3 (A)直接線・スカイシャイン線のイメージと直接線・スカイシャイン線による空間線量率の変動例

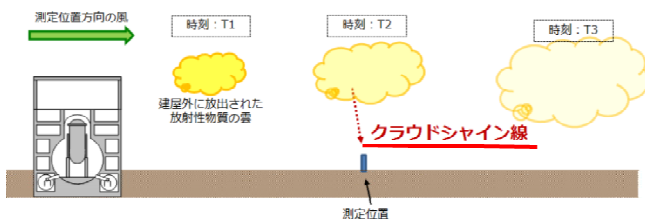
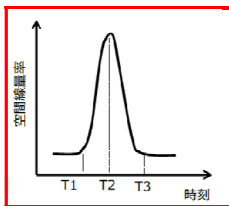
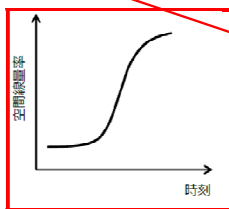


図 4 (B)クラウドシャイン線のイメージとクラウドシャイン線による空間線量率の変動例

直接線、スカイシャイン線、
クラウドシャイン線により
空間線量率の変動が異なる。



6号機のプロセスモニタ(非常
用ガス処理系排ガス放射線モ
ニタ)の線量率データに複数の
ピーク。

△ 1号機水素爆発
(3.12 15:36)
△ 1号機ベント
(3.12 14:30頃)

論点等

- 6号機非常用ガス処理系プロセスモニタの線量率データと比較。

東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日より引用

④ 水素燃焼の物理・化学的検証(1/2)

背景・趣旨

- 3号機の水素爆発時の映像では、火炎及び噴煙の状態から水素以外に可燃性ガスの存在が示唆される。
- 火炎の色や輝度、燃焼時間等から可燃性の有機化合物が相当量存在していたと考えられる。また、爆発直後の衛星写真ではシールドプラグ部分から激しく水蒸気が噴出しており原子炉建屋内部にも相当量の水蒸気が存在したと考えられる。
- これらの水素、可燃性有機化合物、水蒸気及び空気が混合した気体の燃焼条件や形成条件は十分に分かっていない。また、可燃性有機化合物の発生源の推定も必要である。

目的

原子炉建屋の水素爆発には、水素に加えて可燃性有機化合物の存在が影響していると考えられるため、
水素、可燃性有機化合物、水蒸気及び空気の混合気体の燃焼実験など、物理的・化学的特性の検討を行う。

- [分析等] 水素爆発時のガス組成の検討
- [実験等] 水素－水蒸気－可燃性ガス混合気体の燃焼実験
- [分析等] 3号機原子炉建屋火災への可燃性ガスの影響分析
- [解析] 1号機シールドプラグ等のずれ、破損シミュレーション

論点等

- 水素爆発時点の原子炉建屋内の雰囲気はどのような状態か。
- 混合気体の供給可能量及び建屋内蓄積可能量はどの程度か。また、供給源は何か。等

④ 水素燃焼の物理・化学的
検証(2/2)

- [分析等] 水素爆発時の
ガス組成の検討
- [実験等] 水素－水蒸気
－可燃性ガス混合気体の
燃焼実験

3号機水素爆発時の映像

論点等

- 火炎の炎色(黄橙色)や輝度、噴煙の色(黒色)等から、可燃性有機化合物の燃焼か。その供給源は何か。
- 火炎の色や輝度、噴煙の色等は燃焼実験で再現可能か。
- 可燃性有機化合物の発生源は何か。

黒色の噴煙の
上昇



映像処理後(60コマ/秒)
0秒※

水素爆発(前駆爆発)による
原子炉建屋の変形後、
原子炉建屋南東部の屋根に
発生した火炎(水素を含む可
燃性ガスによるもの)

※映像処理前に火炎が最初に確認された
時点を0秒としている。

黄橙色の火炎
の発生



映像処理後(60コマ/秒)
1秒

原子炉建屋中央天井部から
火炎を取り込みつつ噴煙が
上昇、破片を吹き上げ

本資料の画像は、東京電力福島第一原子力発電所
における事故の分析のために、原子力規制委員会
が株式会社福島中央テレビ及び日本テレビ放送網
株式会社から提供を受けたものです。

本資料に掲載の画像を引用などで使用される場合
は、福島中央テレビ及び日本テレビの両社クレジット
を必ず記載し、また、原子力規制委員会の資料から
の引用であることを明記する必要があります。

⑤ 耐圧強化ベントによる原子炉格納容器(PCV)破損防止の設計確認(1/2)

背景・趣旨

- 耐圧強化ベントの配管設計では、格納容器ベントの実施により、ベントガスの自号機SGTSへの逆流及び他号機への流入が生じて、原子炉建屋内への水素や核分裂生成物(FP)の拡散が生じたと考えられる。
- 耐圧強化ベントの追加設置は、当時の発電用原子炉設置者の自主的なアクシデントマネジメント策(AM策)として整備されたものだが、水素やFPへの設計上の考慮を確認する必要がある。

目的



耐圧強化ベントの系統構成に係る設計と実際の運用を確認し、PCV破損防止におけるベントの作動条件及び動作状態を明らかにする。

□ [分析等] 耐圧強化ベントの系統構成に係る設計確認 等

論点等

- 設計時に格納容器ベントの水素及びFPはどの程度考慮されていたのか。
- プラントによる系統構成や運用の違いは何か。等

⑥ 1号機非常用復水器(IC)の運用変更の確認(1/2)

背景・趣旨

- 1号機非常用復水器(IC)は、地震による原子炉スクラム後、主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力の上昇によって、自動起動し、津波襲来までの期間、運転員により開閉操作が行われた。
- しかし、1号機の事故時運転手順書や同様のICが設置されていた日本原子力発電株式会社の敦賀原子力発電所1号機における操作手順とも異なる操作が行われている。

目的



事故当時、1号機の原子炉圧力の操作は、ICによって行われており、1号機の事象進展の主要因であることから、1号機におけるICの機能要求と設計・運用の変更の経緯を確認する。

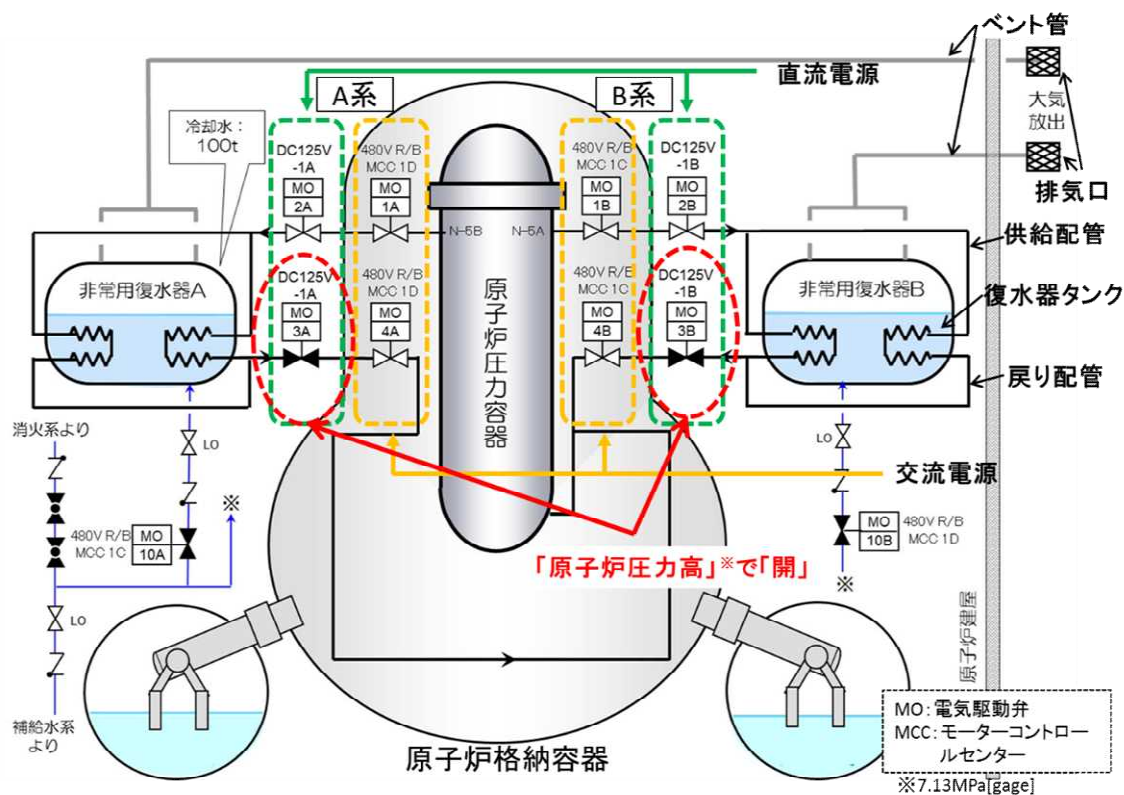
□ [分析等] 1号機ICの設計・運用等の確認 等

論点等

- ICの設定圧は、平成22年に変更されており、事故時運転手順書の改訂等が行われている。その影響はあるか。
- 運転手順書の訓練等はどのように行われていたのか。等

⑥ 1号機非常用復水器(IC)の運用変更の確認(2/2)

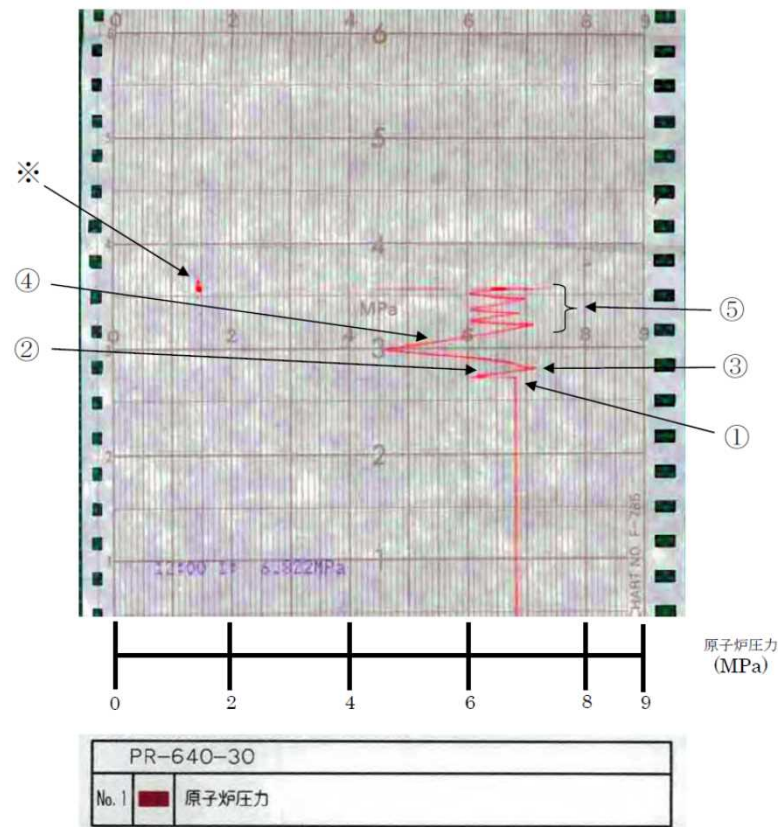
□ [分析等] 1号機ICの設計・運用等の確認 等



出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力)に加筆

1号機非常用復水器の系統概要

【1号機 原子炉圧力】



- ① 14時46分 地震によるスクラム
 - ② MS I V閉止に伴う圧力上昇
 - ③ 14時52分 IC作動とそれに伴う減圧
 - ④ IC停止に伴う圧力上昇
 - ⑤ ICによると思われる圧力変動
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

東京電力株式会社、「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について」, 2011年9月より引用

⑨ 現場情報のアーカイブ化(1/2)

背景・趣旨

- 現地調査では、廃炉の進捗による現場の改変や建屋の経年劣化等が確認されている。
- これらの廃炉の進捗や経年劣化等による事故情報の喪失を防ぐため、損傷状況や汚染状況を調査・集約し、アーカイブ化を進めることが必要。
- 今後の事故分析に活用できる情報・データとして、必要な範囲、精度等をカバーしているか確認が必要。

目的



損傷状況や汚染状況を調査・集約し、アーカイブ化を進めるため、継続的に3Dレーザースキャナー、ガンマカメラ、スミア等による測定を実施し、経年的な変化も含めたデータ整備を図る。

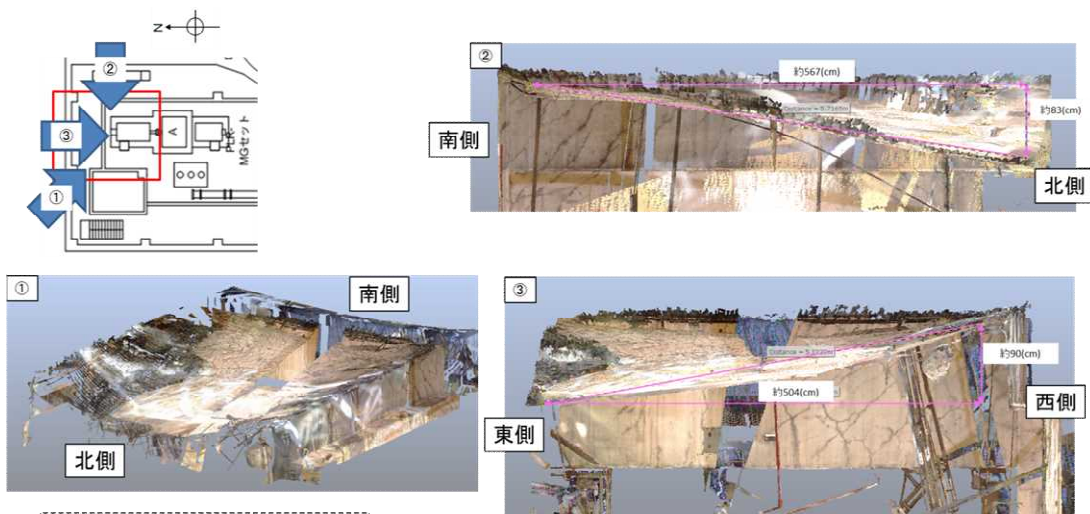
- [現場調査] 3Dレーザースキャナーによる損傷状況調査
- [現場調査] スミア・ガンマカメラ等による原子炉建屋内の
汚染状況調査 等

論点等

- レーザースキャナー等のデータ精度はどの程度必要か。
- 必要な情報の範囲、精度は明確か。 等

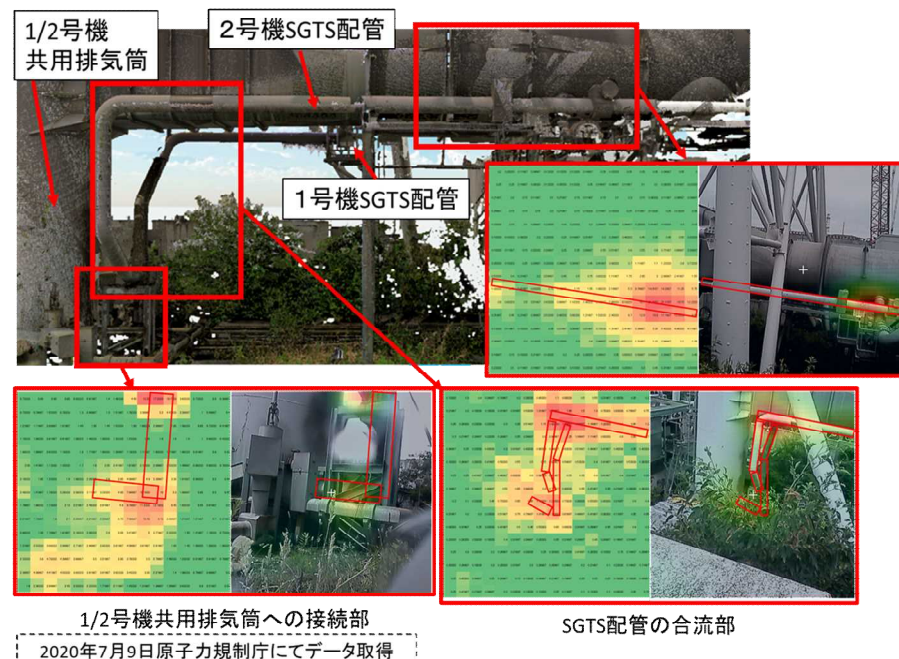
⑨ 現場情報のアーカイブ化(2/2)

- [現場調査] 3Dレーザースキャナーによる損傷状況調査
- [現場調査] スミア・ガンマカメラ等による原子炉建屋内の汚染状況調査

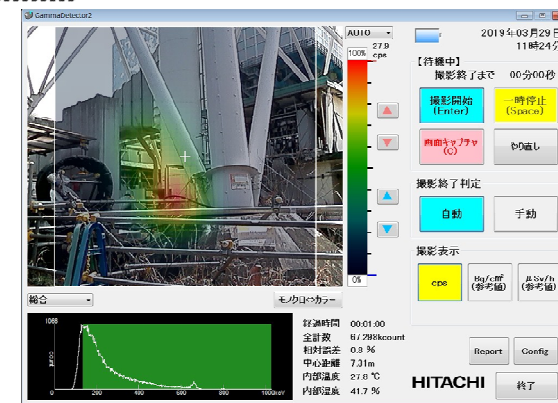


令和2年7月2日原子力規制庁にてデータ取得

図 3Dレーザースキャン測定 (4号機原子炉建屋4階北西側天井)



1/2号機共用排気筒への接続部
2020年7月9日原子力規制庁にてデータ取得



平成31年3月29日原子力規制庁撮影

図 ガンマカメラ測定 (1/2号機共用排気筒及びSGTS配管)

資料6

**「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」に対する発電用原子炉設置者の見解等に
ついて（発電用原子炉設置者からの回答内容）**

令和3年5月12日
原子力規制庁

1. 経緯・趣旨

令和3年3月31日の第70回原子力規制委員会において、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（以下「中間取りまとめ」という。）に対する見解等を発電用原子炉設置者に聴取することが了承された。

その後、令和3年5月10日までに、各発電用原子炉設置者から中間取りまとめに対する見解等が提出された。

本日は、各発電用原子炉設置者から提出された見解等を報告するとともに、今後の進め方について諮る。

2. 各発電用原子炉設置者から提出された見解等

別紙のとおり。

※行政機関の保有する情報の公開に関する法律（平成11年法律第42号）第5条に定める不開示情報（以下「不開示情報」という。）については、必要な処理を施している。

3. 今後の進め方

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（以下「事故分析検討会」という。）において回答内容を順次確認する。なお、不開示情報が含まれる内容を扱う場合は、事故分析検討会への出席者を原子力規制委員会委員長及び原子力規制庁職員に限定した上で、非公開で行う。

回答内容の確認結果については、適宜、原子力規制委員会へ報告する。

(別紙)

各発電用原子炉設置者から提出された見解等

目次

北海道電力株式会社	3
東北電力株式会社	14
東京電力ホールディングス株式会社	27
中部電力株式会社	47
北陸電力株式会社	62
関西電力株式会社	97
中国電力株式会社	116
四国電力株式会社	138
九州電力株式会社	151
日本原子力発電株式会社	178
電源開発株式会社	189

北電原第33号
2021年5月10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

住 所 札幌市中央区大通東1丁目2番地
会 社 名 北海道電力株式会社
代表者氏名 代表取締役社長 藤井 裕

「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)

令和3年4月5日付け原規規発第2104051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の回答 (北海道電力株式会社)

以上

中間取りまとめに関する見解等の回答（北海道電力株式会社）

中間取りまとめに関する見解等の回答様式

<回答項目>

①異なる見解の有無及びその理由

②更なる調査・検討の要否及びその理由

※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体（自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか）並びにそれらの理由

③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方

④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
記載例	中間取りまとめで確認した事実、確認した事実に基づいて考えられること、及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること	①	有 or 無 △△については、■■のため、見解が異なる。 △△については、□□のため、異なる見解は無い。
		②	要 or 否 △△については、◎◎のため、〇〇に関する調査が必要である。 △△については、◇◇のため、更なる調査は不要である。
		③	左記の事項は、▼▼として設計に反映する方針である。
		④	

枠囲みの範囲は、機密に係る事項のため公開することはできません。

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由
(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、ラプチャーディスク(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。	①	無 2号機における原子炉格納容器ベントが成功しなかった理由は、ラプチャーディスクの作動圧力に到達しなかったためであることに対して、異なる見解は無い。
		②	否 2号機における原子炉格納容器ベントが成功しなかった理由は、ラプチャーディスクの作動圧力に到達しなかったためであることが解明されていることから、更なる調査は不要である。
		③	特定重大事故等対処施設として設置を計画しているフィルタベントシステム(以下、「FVS」という) [] また、 [] []設計する計画である。
		④	特に無し。
(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る。	①	無 原子炉格納容器ベントが成功しなかったことは重要な事象のため、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ことについて、異なる見解は無い。
		②	否 当社の特定重大事故等対処施設によるPCV破損防止対策は、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討し、ベント機能を期待する時には確実に機能を確立できる設計とする計画であることから、更なる調査は不要である。
		③	FVSの [] また、 [] よって、事象進展に応じたPCV破損防止対策としては、 [] []設計とする計画である。
		④	特に無し。
(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。	①	無 3号機のベントが成功した理由は、意図しない自動減圧系の動作によりラプチャーディスクが破裂したためであることに対して、異なる見解は無い。
		②	否 3号機のベントが成功した理由は、意図しない自動減圧系の動作によりラプチャーディスクが破裂したためであることが解明されているため、更なる調査は不要である。
		③	FVSは、 []設計とする計画である。 また、FVSは、 []設計を計画している。 なお、PWRプラントの自動減圧系に相当する系統の動作ロジックについては、確認事項(8)-1にて回答する。
		④	特に無し。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガスの逆流、汚染及び水素流入の要因は、AM対策の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SGTS配管への接続に起因していることについて、異なる見解は無い。
		②	否 自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガスの逆流、汚染及び水素流入の要因は、AM対策の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SGTS配管への接続に起因していることが解明されているため、更なる調査は不要である。
		③	FVS設計では、 <input type="text"/> 設計とする計画である。 <input type="text"/>
		④	特に無し。
(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。	①	無 AM設備を既存の重要安全施設に接続したことによる悪影響への対策は重要なため、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用の考え方を確認することについて、異なる見解は無い。
		②	否 当社における設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用の考え方を確認したことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>■当社のAM対策における設計、施工、運用への反映に係る考え方は次のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計段階については、設計基準事象(DB)のバックアップとして悪影響を及ぼさないよう、異系統を接続する際には接続部への隔離機能を設けている。隔離機能は、駆動源を喪失しても隔離機能を維持する設計としている。 ・施工を含めた詳細設計以降の考え方は、通常の品質保証活動にて隔離境界を明確にして品質重要度に応じた詳細設計および施工管理を実施している。 ・運用では、AM対策当時において十分に確認されていなかった重大事故等時の現場操作性を含めた機能の成立性は、新規制対応で確認を実施している。 <p>■AM対策における設計の考え方について、当時のPWRにおいても外部事象の想定が不足していたことに関しては、東京電力福島第一原子力発電所と同様であったと考えられる。新規制対応においては、安全性向上評価届出等を通じて外部事象をはじめ自主的安全性向上に資する最新知見の把握を継続的に進めることとしており、その結果得られた知見等については、安全対策設備の設計、施工および運用へ適切に反映する。</p>
		④	特に無し。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 1号機は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ことについて、異なる見解は無い。
		②	否 1号機は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ことが解明されているため、更なる調査は不要である。
		③	FVSは、 <input type="text"/> 設計が異なる。
		④	特に無し。
(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	無 1/2号機共用排気筒下部で高い汚染が確認された要因は、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ためであることについて、異なる見解は無い。
		②	否 1/2号機共用排気筒下部で高い汚染が確認された要因は、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ためであることが解明されているため、更なる調査は不要である。
		③	格納容器の減圧・冷却にかかるAM対策は、格納容器再循環ユニットを使用した格納容器自然対流冷却および消火水スプレイを設けており、格納容器からのベント機能をAM対策として設けていない。
		④	特に無し。
(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る。	①	無 1/2号機共用排気筒下部で高い汚染が確認されたことへの対策は重要なため、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ことについて、異なる見解は無い。
		②	否 当社のAM対策としては、格納容器からのベント機能を設けていないことから、更なる調査は不要である。
		③	(3)-2に同じ。
		④	特に無し。
(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。	①	無 1/2号機共用排気筒下部で高い汚染が確認されたことへの対策は重要なため、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を確認することについて、異なる見解は無い。
		②	否 当社のAM対策としては、格納容器からのベント機能を設けていない。また、当社のFVSは、 <input type="text"/> 設計とする計画であることから、更なる調査は不要である。
		③	当社のAM対策としては、格納容器からのベント機能を設けていない。また、当社のFVSは、 <input type="text"/> 設計とする計画である。
		④	特に無し。

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由	
(4)-1	放射性物質の漏えい経路について, 真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると, ドライウェル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が生じる可能性がある。	①	無	真空破壊弁がバウンダリ機能を喪失した場合, スクラビングを経由しないPCV外への放出経路となる可能性について, 異なる見解はない。
		②	否	真空破壊弁の機能喪失時における環境放出に与える影響についても評価済みであり, 更なる調査は不要である。
		③		格納容器の過負圧を防止するため設置している格納容器真空逃がし系は, 格納容器内側隔離弁および格納容器外側隔離弁を設置した系統構成として設計し, 事故時においては格納容器外側隔離弁が格納容器隔離信号により閉止するため, 格納容器内側隔離弁である真空逃がし弁の開固着やシート部リーク等の単一故障を想定しても格納容器バウンダリ機能が維持可能であり, 格納容器漏えい率として見込んでいない格納容器外への放出経路が生じない設計としている。 FVSの [] 設計とする。
		④	特に無し。	
(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。	①	無	(4)-1に同じ。
		②	否	(4)-1に同じ。
		③		(4)-1のとおり, 格納容器真空逃がし系を設計している。格納容器外側隔離弁は格納容器隔離信号により閉止するFail Close弁であり, 設置するアニュラス内の事故時最高温度を考慮しても設計仕様温度を超えることはなく, シート性能の維持が可能な設計としている。よって漏えい経路として新たに追加する必要はない。
		④	特に無し。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	原子炉建屋破損の主要因が滞留した水素の爆燃による可能性が高いとすることについて、異なる見解はない。
		②	否	画像解析および建屋内設備の損傷状況から1号機および3号機とも水素爆燃が生じていたこと、水素は耐圧強化ベントの使用により建屋内に逆流したことが解明されており、更なる調査は不要である。
		③		格納容器内で発生した水素は、格納容器内の水素濃度低減設備により処理する設計としており、格納容器から漏えいする水素を含む雰囲気ガスは、アニュラス内において水素濃度が可燃濃度下限の4%に達しないととも、アニュラス空気浄化システムにより希釈・排気することで、格納容器外にて可燃濃度を超える水素が滞留しないよう設計している。アニュラス内水素濃度についても、水素濃度計により監視できる設計としている。
		④		特に無し。
(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。	①	無	3号機と1号機の建屋破損状況を比較した結果から、3号機では水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとすることについて、異なる見解はない。
		②	要	3号機の建屋破損時の画像解析から1号機と異なった爆発形態であることが判明しているが、可燃性ガスの性状・発生メカニズム等について未解明であり、今後、異なった爆発形態となった原因について調査する必要があると考えられる。今後、水素爆発時の原子炉建屋内のガス組成の調査・分析を進めるとしていることから、当該調査内容・成果を確認していく(原子力規制庁の調査に協力)。
		③		可燃性ガスの発生メカニズム等は未解明であるものの、事故時において高温環境となる格納容器内にて生成する場合、(5)-1の③の水素と同様、格納容器外へ漏えいする水素以外のガスについても、アニュラス空気浄化系により希釈・排気することにより、アニュラス部におけるガス濃度は低く抑えることが可能な設計としている。事故時における水素以外の可燃性ガスの発生メカニズムおよびその影響について、今後判明する可燃性ガスにかかる知見等をふまえ、対策を検討していく必要がある。
		④		特に無し。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	逃がし弁機能の動作が不安定であった理由は説明されておらず、原因不明とすることについて、異なる見解はない。
		②	否	SRVの逃がし弁機能の不安定動作の原因は説明されていないが、洩の類似弁である加圧器逃がし弁は、格納容器温度が上昇する環境において動作を期待しておらず、更なる調査は不要である。
		③		類似の機能を有する加圧器逃がし弁は、格納容器隔離時における駆動用空気源を格納容器内に設置せず、バックアップ駆動源を接続するまでは駆動源喪失ポジションとなる設計とし、格納容器隔離による駆動用空気源の遮断された状態において、バックアップ駆動源(窒素ポンプ)およびバックアップ電源(可搬型バッテリー)を必要時に接続することで遠隔操作を可能とするSA対策を整備している。 加圧器逃がし弁は、開度調整機構のないON-OFF弁であり、駆動源が全開に要する圧力に満たない場合には中途開となり、そのまま固着する可能性はあるものの、加圧器逃がし弁上流に設置している加圧器逃がし弁元弁を閉止することにより1次冷却材の漏えいを停止することが可能な設計としている。そのため、加圧器逃がし弁の不安定動作により1次冷却材系統の挙動に影響することはない。
		④	特に無し。	
(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。	①	無	SA環境において動作を期待する設備について不安定動作となる可能性がないか把握することについて、異なる見解はない。
		②	否	SA時に動作を期待する設備について、SA環境における健全性を確認しており、更なる調査は不要である。
		③		不安定動作を懸念する設備は、動的設備かつ通常運転時と設置環境が大きく変化する設備を考える必要があり、設置環境の変化が大きいエリアとして、原子炉格納容器内および原子炉格納容器に隣接する区画があげられ、該当する区画での動的設備として弁があげられる。なお、以下に記載する逃がし弁以外の安全弁他についての見解は(7)にて記載する。 重大事故等時に通常運転状態から大きく環境変化が想定される格納容器内に設置し、重大事故等収束に使用する逃がし弁は加圧器逃がし弁のみであり、不安定動作に対する考えが(6)-1のとおりである。重大事故等の発生により高温状態となる主蒸気管室内に設置する主蒸気逃がし弁は、手動操作機構を備えており、制御系の不調や駆動源喪失時においては、手動にて開度調整が可能な設計としており、意図しない不安定動作が発生した場合においても手動調整が可能である。
		④	特に無し。	

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由	
(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	SA条件下において安全弁機能の作動開始圧力が低下していたなどの調査結果に対し、異なる見解はない。
		②	否	SA設備について、SA時の環境影響を考慮した設備健全性を評価しており、更なる調査は不要である。
		③		SA条件下において設計基準事故と環境条件が大きく異なるエリアは、格納容器内および格納容器に隣接するエリアがあり、該当するエリアにおいてSA対応のために動作が必要である設備として弁を設置している。該当エリアに設置している弁は、格納容器内に設置している加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、主蒸気管室に設置している主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁、その他の格納容器貫通部室に設置している格納容器隔離弁がある。 加圧器安全弁、主蒸気安全弁は、環境温度の上昇により福島第一原子力発電所のSRVと同様、作動開始圧力の低下が生じる。弁周囲環境が高温ではない事象発生初期の動作に期待しており、格納容器内温度が有意に上昇し、弁周囲環境が高温となる状況においては、両弁とも内包流体の圧力低下により弁作動圧力に到達することはなく、プラント挙動、SA対策に影響を与えない。 加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は、SA対策として遠隔操作不能を想定した代替駆動源による機能回復または手動操作が可能な設計とすることで、意図した動作を可能な設計としており、プラント挙動に影響を与えない。 上記以外の弁において、SA条件下の動作に期待する弁は電動弁であり、設置エリアの環境において代替電源の供給により意図した動作が可能な設計とする。 代替電源による給電は、起動時負荷上昇を考慮して代替電源の容量を超えない接続負荷を設定し、対応手順に従って負荷接続することで、代替電源による安定した給電ができる設計とする。
		④	特に無し。	
(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環境における設備が確実に動作する知見を集積する必要があることについて、異なる見解はない。
		②	否	SA設備について、SA時の環境影響を考慮した設備健全性を評価しており、更なる調査は不要である。
		③		(7)-1のとおり、SA時の環境を考慮した動的設備である弁について、それぞれのSA時環境を考慮しても、プラント挙動、SA対策に影響を与えない。但し、SA環境における動作不安定などの挙動について知見を収集し、必要に応じ動作の安定化を図るなど更なる改善につなげていく。
		④	特に無し。	
(7)-3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無	(7)-2に同じ。
		②	否	(7)-2に同じ。
		③		各設備のSA環境下での耐環境性を確認するとともに、測定原理の異なる複数の計測器にて対象とする物理量の変化を監視するよう、使用する計測器を選定している。このため、一つの計測機能の喪失を想定しても、プラント挙動を把握する機能を喪失しないよう設計する。
		④	特に無し。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(8)-1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サブプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無	(1)-3に同じ。
		②	否	(1)-3に同じ。
		③	FVSは [] 設計とする計画である。 当社の系統機能確立のロジック成立条件として、動的機器の動作状態は弁リミットSW、回転機器についてはP/C、C/Cの電磁接触器の動作にて検知することとしている。ロジックを構成する系統・設備が確実に動作していることを成立条件とする設計としており、プロセス計測値(ポンプ出口圧力など)にて系統機能確立を判断するロジック設計としていない。このため、事故時における系統状態の変化により期待する系統機能の確立と誤判断するロジック構成とはしていない。	
		④	特に無し。	
(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る。	①	無	(1)-3に同じ。
		②	否	(1)-3に同じ。
		③	ADSに相当する自動減圧ロジック・系統は設置していない。その他は(8)-1に同じ。	
		④	特に無し。	
(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る。	①	無	水素発生による事故シーケンスに対する影響を具体的に確認する必要があることについて、異なる見解はない。
		②	否	水素を主とする環境下においては水蒸気飽和状態における格納容器挙動が変化すると考えるが、泊においてはSA時の水素発生量を定量的に評価しており、最大量の水素発生を想定した格納容器挙動を具体的に確認していることから、更なる調査は不要である。
		③	水素発生を最大限に見込んだ格納容器圧力への影響について、イグナイタ効果を考慮しない保守的な条件にて評価しており、水素分圧に比較し水蒸気分圧が高い状態であることを確認している。	
		④	特に無し。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 ベント成功は初期の2回のみであることについて、異なる見解はない。
		②	否 3回目以降のベント効果と想定していた格納容器挙動について、ベントによらない格納容器内挙動であるとする見解がまとめられており、更なる調査は不要である。
		③	FVSは、 <input type="text"/> <input type="text"/> 設計とする。
		④	特に無し。
(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 3号機で発生した水素が、SGTSを介して4号機の原子炉建屋に流入し水素爆発が発生したことについて、異なる見解はない。
		②	否 3号機のベント成功が初期の2回のみとする結論に至っており、4号機においては水素が発生する環境にはなかったことから、3号機の最後のベント時(2回目)に4号機に流入した水素によって4号機建屋が水素爆発により損壊したことについて、更なる調査は不要である。
		③	格納容器にて発生した水素は、格納容器内の水素濃度低減設備(PAR、イグナイタ)により可燃濃度未満に保つとともに、格納容器からの漏えい水素はアニュラス空気浄化設備により排気筒から排気する設計としている。格納容器雰囲気気の排出系は共用設計とせず、他号炉への水素影響を及ぼさない設計としており、他号炉に水素が流入し滞留することのない設計としている。 <input type="text"/>
		④	特に無し。
(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。	①	無 水素滞留が想定される環境下における作業安全の確保を検討する必要があることについて、異なる見解はない。
		②	否 3号機からの排出水素が4号機に流入・滞留した状態が継続していたとの結論を得ており、更なる調査は不要である。
		③	(9)-2のとおり共用設計としないことにより他号炉に水素流入・滞留することなく、アニュラス排気系により排気筒から水素排出する設計とすることにより、原子炉建屋等の作業員が活動するエリアへの水素流入・滞留を防止する対策を講じており水素滞留・可燃濃度に達する可能性は低い設計としているが、アニュラス内の水素濃度および格納容器内の水素濃度を監視することにより想定外の水素発生状況ではないことを確認していく。
		④	特に無し。

東北電原運第6号
2021年 5月10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 (回答)

令和3年4月5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) (原規規発第2104051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：(別紙2) 中間取りまとめに関する見解等の回答

中間取りまとめに関する見解等の回答様式

<回答項目>

- ①異なる見解の有無及びその理由
- ②更なる調査・検討の要否及びその理由
※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由
- ③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方
- ④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
記載例	中間取りまとめで確認した事実、確認した事実に基づいて考えられること、及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること	①	有 or 無 △△については、■■のため、見解が異なる。 △△については、□□のため、異なる見解は無い。
		②	要 or 否 △△については、◎◎のため、○○に関する調査が必要である。 △△については、◇◇のため、更なる調査は不要である。
		③	左記の事項は、▼▼として設計に反映する方針である。
		④	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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、ラブチャーディスク(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。	①	無	中間とりまとめにおいて、福島第一原子力発電所2号機RD付近の線量率(50 μ Sv/h)が同3号機RDの線量率(最大55mSv/h)よりも3桁程度低いことが示されていることから、2号機RDは破裂しておらず、2号機のPCVベントは1度も成功していないと考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否	①のとおり、PCVベントの成否に関する挙動はRD付近の線量率から推定できるため、PCVベント成否に関して福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③		福島第一原子力発電所事故を踏まえ、女川2号機(※)の耐圧強化ベント系のRDは撤去し、隔離弁を1弁から2弁に見直した上で炉心損傷前のみ使用する手順としている。また、原子炉格納容器フィルタベント系については、RDを設置するものの、従前のようなPCVの隔離機能維持ではなく、待機時の窒素充填を目的としていることから、開放設定圧力は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。 ※以下、自社設備に関する記述は、特に言及がない限り女川2号機を例に記述する。
		④		原子炉格納容器フィルタベント系があるため、耐圧強化ベント系は必須の設備ではないが、炉心損傷前のベントに対しては有効な設備であると考えているため、RDを撤去し、隔離弁を1弁から2弁に見直した上で使用することとしている。今後も、特定重大事故等対処施設として設置する原子炉格納容器フィルタベント系を含め、PCV破損防止対策について総合的な検討を実施し、更なる安全性向上策について検討していく。
(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る。	①	無	当社としても、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ると認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否	原子炉格納容器フィルタベント系は、過圧破損モードによるPCV破損の対処を目的とした設備である。当社においては③のとおり、事象進展を考慮し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、過圧破損と過温破損の両面からPCVの破損を防止する対策を検討していることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③		福島第一原子力発電所事故を踏まえて、損傷炉心を冷却する対策および炉心の著しい損傷が発生した場合においてPCV内の圧力および温度を低下させる対策を実施する設計としており、有効性評価において対策の有効性を確認している。具体的には、低圧代替注水系(常設)等により損傷炉心の冷却を継続することで過温破損に至ることを回避するとともに、代替循環冷却系によるPCV除熱によってPCVの破損を防止し、代替循環冷却系を使用できない状況においては、原子炉格納容器フィルタベント系によりPCV内の減圧および除熱を可能とする設計としている。
		④	なし	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 中間とりまとめのとおり、福島第一原子力発電所3号機のRD破壊とPCVベント成功は、設計の意図と異なる条件でADSが作動したことによるものと考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否 中間とりまとめにおける福島第一原子力発電所3号機のADS作動条件として「RHRポンプ吐出圧力確立(0.344MPa[gage])」があるが、当時観測されたサブプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)の圧力(0.354MPa[gage])を同一ラインにある圧力計が誤検知し、ADSが作動したことでRDが破壊されたと推定できるため、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	<p>冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)時の低圧注水系ポンプが作動していない時のADS作動は、減圧により冷却材喪失を促進させる。これを防止するため、ADS作動条件に「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」を設定することで減圧後の注水手段の確保を作動の前提条件としている。</p> <p>「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」の設定値は、当初設計からポンプ停止時圧力約0.46MPa[gage]より高く、ポンプ運転時の最低出口圧力0.86MPa[gage]より低い値として0.69MPa[gage]としている。これは1Pd(0.427MPa[gage])より高い圧力であり、PCV圧力が1Pdを超過した場合に同様の状況に至る可能性があるが、以下の理由および今回の知見を手順に反映することにより影響はないと考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷なしの場合:PCV圧力が1Pdに到達した場合、PCVベントを実施するため、PCV圧力は1Pd以上の圧力(※)に至らないことから当該の状況は発生しないこと。 ※ADS作動条件「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」(0.69MPa[gage])が誤検知される圧力 ・炉心損傷ありの場合:PCV圧力は1Pd以上の圧力に至る場合があるが、初期対応として、今回の福島第一原子力発電所3号機のように注水がない場合においては、主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)にて手動減圧することから、当該の状況においては、原子炉は既に減圧されていると考えられること。 ・仮に、ADSが作動すべき状況ではない場合においてADSが作動した場合には、手動でADS作動阻止が可能な設計としていること。 <p>(参考)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ADS作動条件:「D/W圧力高」AND「L1 & L3」AND「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」 ・アクシデントマネジメント(以下「AM」という。)用ADS作動条件:「L1 & L3」AND「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	中間とりまとめのとおり、耐圧強化ベントラインがSGTS配管へ接続され、炉心損傷後のベントガスが流入したことが汚染や水素流入による原子炉建屋破損等の原因と考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否	①のとおりSGTS配管への接続により炉心損傷後のベントガスが流入し、原子炉建屋破損リスクの増大等を招いたと考えられるため、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③	<p>耐圧強化ベント系については、SGTSフィルタを経由することなく原子炉格納容器調気系から耐圧性を強化した配管を直接排気筒側へ接続することで、PCV過圧防止のための減圧操作の適用範囲を広げ、PCVからの除熱機能を向上させる目的でAM対策として導入した。AM対策の導入に際しては、既存設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図る方針のもとで設計を行った。また、耐圧強化ベント系の設計にあたり、PCV破損防止の達成を一義的な目的とした。こうしたことから、耐圧強化ベント系は、既存設備であるSGTS配管の一部を経由して、各号機独立に設置している排気筒から排出する設計とした。AM対策においては、耐圧強化ベント系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、以下のとおり、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十分でない部分があった。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>当社は、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、炉心損傷後のベントガスの逆流等による原子炉建屋の破損を回避するため、耐圧強化ベント系は、他系統との隔離に必要な電動弁を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、炉心損傷前のみを使用する手順としている。なお、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは、他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。原子炉格納容器フィルタベント系は、他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。</p>	
		④	耐圧強化ベント系は、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、上記のベントガスの逆流防止対策以外にも信頼性向上のため、各種設計変更を実施している。具体的には、(1)-1③に記載のとおり、RDは撤去しており、PCV圧力がRD作動圧力に到達しないことでベント操作が不能とならないように配慮している。また、(6)-2④に記載のとおり、ベント実施時の操作対象弁を全て電動化し、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴いベント操作が不能とならないよう配慮している。さらに、中央制御室からの遠隔操作ができない場合でも、操作対象弁(電動弁)にハンドルを設けており、当該弁の設置場所にて容易かつ確実に人力による操作が可能な設計としている。	
(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。	①	無	当社としても、AM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計基準対象施設等への接続を含めた設計、施工および運用の考え方を確認する必要性を認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否	過去に整備したAM対策を今後も使用するにあたり、設計基準対象施設等への接続を含め設計、施工および運用の考え方を確認し、③のように耐圧強化ベントラインの運用方法を改める等の対策を検討していることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	AM対策導入に際して既存設備への影響は評価していたものの、耐圧強化ベントラインの当該接続については適切な評価がなされていなかった。このことを踏まえ、耐圧強化ベント系は、SGTS配管の一部を経由して、各号機独立に設置している排気筒から排出する設計であるが、福島第一原子力発電所のようなベントガスの逆流等による原子炉建屋の破損を回避するため、他系統との隔離に必要な電動弁は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、炉心損傷前のみを使用する手順に見直している。新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。原子炉格納容器フィルタベント系は他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。	
		④	なし	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 中間とりまとめにおいて、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構造であることが確認されていることから、異なる見解は無い。
		②	否 ①のとおりベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される構造であることが確認されていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③	当社においても、耐圧強化ベント系は、SGTS配管の一部を経由して排気筒から排出する設計であるが、福島第一原子力発電所とは異なり、当初設計より排気筒は号機間で共有しておらず、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみ使用する手順に見直している。また、排気中に含まれる放射性物質および可燃性ガスは微量であるものの、他系統との隔離機能を少なくとも1つは設ける設計としている。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系は他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。
		④	なし
(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	無 中間とりまとめにおいて、福島第一原子力発電所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考えられることから、異なる見解は無い。
		②	否 ①のとおり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考えられることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③	当社の耐圧強化ベント系は、排気筒底部にて放出されるが、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみ使用する手順に見直しているためエアロゾルの蓄積は起こらない。また、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。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、ベントガスの滞留を防止する設計としている。
		④	原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、フィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されていることから現場の放射線量を下げること、重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の操作および復旧作業に影響を及ぼさない設計としている。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟外から人力で弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作設備を設置する。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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る。	①	無 当社としても、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ると考えられることから、異なる見解は無い。
		②	否 AM導入当時の資料によれば、S/CのDF確保の観点から、PCV内のガス組成は考慮していた。一方、現状の知見からみれば、炉心損傷後の使用に伴う水素や核分裂生成物の滞留、水素の逆流、建屋での水素燃焼の検討が十分ではなかった。 このことを踏まえ、当社としては排気系統におけるベントガスの挙動を考慮し、新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系はフィルタ装置から放出口までの配管を連続上り勾配とする等、設計に反映しており、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	ベントガスの挙動を考慮した設計および手順としている。耐圧強化ベント系は、排気筒底部にて放出されるが、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみを使用することに見直しているためエアロゾルの蓄積は起こらない。また、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。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、原子炉格納容器ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計としている。 系統内で可燃性ガスが蓄積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するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計としている。
		④	なし
(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。	①	無 当社としては、原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動を考慮して設計していることから、異なる見解は無い。
		②	否 排気系統におけるベントガスの挙動を考慮し、新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系はフィルタ装置から放出口までの配管を連続上り勾配とする等、設計に反映しており、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	耐圧強化ベント系は、排気筒底部にて放出されるが、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみを使用する手順に見直しているためエアロゾルの蓄積は起こらない。また、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。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、原子炉格納容器ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計としている。 系統内で可燃性ガスが蓄積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するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計としている。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(4)-1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル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が生じる可能性がある。	①	無 当社としては、真空破壊弁の故障が発生すると、例えば炉心溶融後に原子炉圧力容器の破損口等より直接ドライウェル(以下「D/W」という。)内に放出された放射性物質が原子炉格納容器ベント実施時にS/Cを経由せず環境へ放出されると考えるため、異なる見解はない。
		②	否 真空破壊弁は差圧により動作し、動作機構も極めて単純であるため新たな故障モードは考えづらいことから、故障可能性について福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、真空破壊弁の故障発生の可能性を完全に否定できるものではないことから、当社としては、確率論的リスク評価において真空破壊弁の故障を取り込んだモデルの整備を進めているところである。
		③	左記に対しては、信頼性向上対策として、真空破壊弁のガスケット部を高温耐性に優れた改良EPDM材に変更する方針である。 また、真空破壊弁の故障については、発生頻度は低いと考えているものの、仮に発生した場合には圧力抑制機能喪失により事象進展への影響があることおよびS/C水によるスクラビングをバイパスすることによるCs-137放出量への影響が考えられることから、安全性向上評価において提出する確率論的リスク評価において考慮する方針である。
		④	真空破壊弁については、原子炉格納施設の一部として重要度分類においてMS-1として位置づけられるとともに、保安規定においても運転上の制限が定められている機器である。 また、適合性審査の有効性評価において、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてS/CからPCVベントを実施した場合のCs-137放出量評価に加えて、D/WからPCVベントを実施した場合の評価を実施しており、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の影響を確認している。
(4)-2	このため、当該経路を従来の重大事故等(以下「SA」という。)時における漏えい経路に追加する必要がある。	①	無 真空破壊弁は事故時に繰り返し作動する機器であり、故障発生の可能性を完全に否定できるものではないため、当社としては、確率論的リスク評価において真空破壊弁の故障を取り込んだモデルの整備を進めているところである。
		②	要 適合性審査の有効性評価において、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の影響は確認しているが、今後更に確率論的リスク評価の知見を踏まえ、プラント挙動、事象進展評価等への影響について、継続的な調査・検討を実施していく(自社)。
		③	(4)-1③に記載のとおり。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 中間取りまとめにおける水素爆発時の映像および原子炉建屋内部の損傷状況を踏まえると、爆燃により生じた圧力により原子炉建屋の破損は起こったと考えられるため、異なる見解はない。
		②	要 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は、さらに明確にすべき点があると考えことから、更なる調査・検討が必要と考える。(原子力規制庁の調査に協力)
		③	原子炉建屋内については、水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満とするSA対策を整備する方針としている。具体的には、原子炉建屋下層階への水素漏れも考慮し、原子炉建屋内の複数の階層に原子炉建屋内水素濃度計を設置することにより水素濃度を継続的に測定・監視するとともに、オペレーティングフロアへの流路により原子炉建屋内の水素を静的触媒式水素結合装置に導き処理することで、水素濃度上昇を抑制する。また、オペレーティングフロアの水素濃度が2.3vol.%に到達した場合にはベントを実施することにより、PCVから原子炉建屋への水素漏れを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満となるよう手順を整備している。加えて、原子炉ウエルへの注水手段を整備することにより原子炉建屋内への水素の漏れを抑制する。仮にオペレーティングフロアでの水素の成層化等が発生する場合においても、原子炉建屋ベント設備を整備し水素を排出する。なお、原子炉建屋内に水素が滞留している場合の作業員の安全確保については、(9)-3③に記載のとおり。
		④	原子炉ウエルへの注水等により、PCVヘッドからの漏れが抑制され、結果としてオペレーティングフロアに直接水素が漏れいしなくなると、原子炉建屋下層階からの漏れい量が増加することが考えられる。しかし、原子炉建屋内の水素流動解析により、原子炉建屋下層階のみから水素が漏れいした場合においても、原子炉建屋下層階で水素が滞留することではなく、オペレーティングフロアに設置した静的触媒式水素結合装置に導き処理することで可燃限界(4vol%)に到達しないことを確認している。
(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。	①	無 中間取りまとめにおける水素爆発時の映像を踏まえると、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いと考えることから、異なる見解はない。
		②	要 (5)-1②に記載のとおり。
		③	SAIに対しては、SA設備によりPCV圧力および温度の上昇を抑制するとともに、(5)-1③に記載のとおり原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満とするような対策を整備する方針である。水素以外の可燃性ガスの水素爆発防止対策への影響等について、今後も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。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	中間取りまとめにおけるデータ類を踏まえると、逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因が不明であると考えられることから、異なる見解はない。
		②	否	SRVの逃がし弁機能については、重要度分類においてMS-3として位置付けられ、MS-1に位置づけられる安全弁機能とともに影響を緩和する機能として整理される。 逃がし弁機能の不安定動作が生じた場合、SRVの閉状態が継続する場合と開状態が継続する場合に分類される。 閉状態が継続する場合、逃がし弁機能により原子炉圧力制御ができないものの、安全弁機能により原子炉圧力は制御可能である。また、開状態が継続する場合は、冷却材がSRVからS/Cへ流出することとなるが、その場合の対応はLOCA時の対応として包絡される。 また、SA時においては、原子炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)を用いた急速減圧の実施による低圧注水への速やかな移行が重要であると考えており、SRVによる原子炉圧力制御状態に関わらず、SA設備による低圧注水手段を確保し、速やかに急速減圧を実施する手順としている。万一、原子炉圧力制御状態が変動した場合においても、変動の影響は軽微であることを確認している。 以上のとおり、SRVの不安定動作が発生した場合についても事故対応への影響は軽微であると考えていることから、福島第一原子力発電所事故におけるSRVの不安定動作に係る更なる調査・検討は不要と考える。
		③		②に記載のとおり、逃がし弁機能に不安定動作が生じた場合においても、対策への影響は軽微であることを確認している。 また、SRVの信頼性向上対策として、SRV用アクチュエータの空気シリンダおよび電磁弁のシール部を高温耐性に優れた改良EPDM材に変更する方針であり、SA時環境下における健全性の確認を実施している。加えて、作動原理が異なる対策として、電磁弁排気ラインから直接窒素を供給し、SRVを作動させる対策を行う方針である。 万一、原子炉への注水ができない場合においてもSRVの機能が維持されることを適合性審査において確認している。 さらに、炉心熔融を判断しPCVへの事前水張りを実施する際にはPCV代替スプレイを用いることで、事前水張りに併せて、D/Wの冷却を実施する手順とする。SRVは、D/W内に設置されていることから、この手順により、SRVの熱的環境を緩和することができる。 適合性審査における確率論的リスク評価においては、SRVが閉状態および開状態を継続する場合についても考慮し、評価を実施している。
		④	なし	
(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。	①	無	当社としては、特にPCV内に設置される機器については、SA時の環境条件が高温・高圧となるため、福島第一原子力発電所事故時の挙動を網羅的に把握することが今後のSA対策を検討する上で重要になると考えられることから、異なる見解はない。
		②	否	③に記載のとおり、SBO状態も含めた事故状態を考慮した環境条件を想定し、設備設計を行っており、SRV以外の機器の不安定動作の可能性について福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③		SA設備の設計において、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重および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、耐環境性を有する設計としている。
		④		計装用圧縮空気系は、常用系の設備の他、主蒸気隔離弁(外弁)に供給されているが、計装用圧縮空気系が機能喪失すると主蒸気隔離弁(外弁)は自動閉止するため事故対応に影響はない。また、SA設備によるベント実施時においては、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。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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 中間とりまとめのとおり、SRVの安全弁機能の作動開始圧力低下などの設計と異なる挙動は、PCV温度上昇に伴い、安全弁のバネの横弾性係数低下などが原因と考えられることから、異なる見解は無い。
		②	否 SRVの安全弁機能については、作動開始圧力が低下したとしても、原子炉圧力容器の過度の圧力上昇を抑える本来の機能には影響しないことから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。
		③	SA時においては、原子炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)を用いた急速減圧の実施による低圧注水への速やかな移行が重要であると考えており、逃がし安全弁機能による原子炉圧力制御状態に関わらず、SA設備による低圧注水手段を確保し、速やかに急速減圧を実施する手順としている。SRVの耐環境性に関しては(6)-1③に記載のとおり。その他SA設備の設計については、(6)-2③の記載のとおり。
		④	なし
(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 当社としても、SA時の機器の挙動に関する知見の集積が必要であると認識しているため、異なる見解はない。
		②	否 新規基準におけるSA設備の設計において、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重および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、耐環境性を有する設計としていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	(6)-2③に記載のとおり。
		④	なし
(7)-3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無 当社としては、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性についての検証が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否 (7)-2②に記載のとおり。
		③	(6)-2③に記載のとおり。 また、計器故障時の代替パラメータによる対応手段により、パラメータの推定が可能な設計としている。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(8)-1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無 (1)-3①に記載のとおり。
		②	否 (1)-3②に記載のとおり。
		③	(1)-3③に記載のとおり。
		④	なし
(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る。	①	無 当社としては、SA時のADS作動に関する設計条件等の確認が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否 ③に記載のとおり設備を設計しており、SAに至る各事象に対して対処できると考えているため、SA時のADSの作動に関する設計条件等について、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	SAに至る各事象に対して対処するため、LOCAへの対処を想定し設計しているADSに加え、過渡事象への対処を想定し設計しているAM-ADSを整備している。また、過渡事象のうち原子炉停止機能が喪失する事象に対してはADS作動阻止回路を整備し、ADSおよびAM-ADS作動に伴う冷水注入による急激な出力上昇を防止する設計としている。さらに意図しないADS作動に対しては手動で阻止可能な設計としている。また、設計においては、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重および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、耐環境性を有する設計としている。
		④	なし
(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る。	①	無 当社としては、水素による加圧およ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確認が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否 ③に記載のとおり、適合性審査の有効性評価において解析コードMAAPを用いた事象進展解析により、PCV内で発生する水素によるPCV加圧を考慮した評価を実施し、影響の程度を確認していることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	適合性審査の有効性評価において解析コードMAAPを用いた事象進展解析により、水素によるPCV加圧を考慮した評価を実施し対策の成立性を確認しており、整備済の手順で対応が可能であることを確認している。さらに、PCV内のグレーチング等で用いられている亜鉛およびアルミニウムの金属腐食反応により水素が発生する場合を仮定しても、PCV圧力へ有意な影響がないことを確認している。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 中間とりまとめのとおり、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、およびD/W圧力とウェットウェル圧力の挙動から、2回と考えられることから、異なる見解は無い。
		②	否 ①に記載のとおりであることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。
		③	(6) - 2④に記載のとおり、SA設備によるベント実施時においては、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。
		④	なし
(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 中間とりまとめのとおり、4号機の爆発は、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し、その後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。
		②	否 ③に記載のとおり、他号機への流入、他系統への逆流、原子炉建屋内の水素爆発に対する対策を行うこととしていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。
		③	当社は排気筒やベント配管を他号機と共有してないことから、他号機への水素流入事象は発生しない設計としている。また、(2) - 1③に記載のとおり、原子炉格納容器フィルタベント系は他系統への逆流等の悪影響を及ぼさない設計としている。さらに、原子炉建屋内の水素爆発防止対策については、(5) - 1③の記載のとおり、SA対策を整備する。
		④	(5) - 1④に記載のとおり。
(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。	①	無 当社としても、水素が滞留した原子炉建屋周辺におけるSA対策や復旧作業等の安全確保に関する検討が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否 ③に記載のとおり、SA対策や復旧作業等の安全確保を踏まえた対応を行うこととしていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	フィルタベント操作を行う際には、原子炉建屋では水素が滞留する状況も想定されるが、その場合作業員の安全確保を踏まえ以下の対応を行う。 ・中央制御室から、遠隔操作にて対応する。 ・遠隔操作が不可な場合には現場操作となるが、原子炉建屋内の環境悪化も想定し、原子炉建屋付属棟(二次格納施設の外側)にて対応できる設計とする。 また、原子炉建屋への水素漏えいの抑制対策については、(5) - 1のとおりであるが、仮に原子炉格納容器フィルタベント系、原子炉建屋ベント設備を開放したにも関わらず、原子炉建屋の水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある場合には、同建屋周辺の作業員の安全確保を最優先とし、ベント実施時と同様に、屋外作業禁止、一時退避の検討を行う。
		④	なし

原管発官R3第55号

令和3年5月10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

東京都千代田区内幸町1丁目1番3号

東京電力ホールディングス株式会社

代表執行役社長 小早川 智明

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間とりまとめ」

(2021年3月5日) に関する見解等について (回答)

令和3年4月5日付け, 原規規発第2104051号にてご依頼のありました, 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間とりまとめに関する見解等について, 別紙のとおり回答いたします。

別紙

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に関する見解等

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に関する見解等

<回答項目>

- ①異なる見解の有無及びその理由
- ②更なる調査・検討の要否及びその理由
- ③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方
- ④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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、ラプチャーディスク(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。	①	無 平成29年「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討」(以下「未解明報告」という。)においても、2号機ではベントは成功していないと推定しており、異なる見解はない。
		②	否 2号機においてベントが成功しなかった理由について、ラプチャーディスクの設計圧力に到達しなかったためという見解は一致している。また、事象を踏まえた設計等への反映を実施しており、事象の要因確認のための更なる調査は不要と考える。
		③	<p>福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、下記内容を設計へ反映している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベントラインに設置していたラプチャーディスクは、弁誤開放時に容易に原子炉格納容器バウンダリ喪失が発生しないよう配慮していたが、意図した操作が信頼性高く実施できるよう、ラプチャーディスクを撤去し、弁操作によりベントを実施するように設計を変更している。 ・格納容器圧力逃がし装置(以下「フィルタベント系統」という。)についても、弁操作によりベントを実施できる設計としている。 ・ベント実施時の弁操作に対する信頼性を確保するため、遠隔操作(電動駆動又は空気作動)と人力操作の複数を用意しており、操作の多様性を確保した設計としている。 <p>[空気作動弁]</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室からの遠隔操作 二次格納施設外から遠隔空気駆動用弁操作ポンペによる操作(電源喪失時) 二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作(電源喪失時) <p>[電動駆動弁]</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室からの遠隔操作 二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作(電源喪失時) <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベント系統の排気ラインには、水素爆発を防止するために系統内に窒素封入する際の大気との隔壁を形成する目的でラプチャーディスクを設置するが、ベントの妨げとならないよう、開放設定圧力は100kPa程度としている。
		④	特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	PCV破損防止対策の意義や役割の検討の必要性について、異なる見解はない。
		②	否	PCV破損防止対策の意義や役割を踏まえ、設計及び運用について検討しており、更なる調査は不要と考える。ただし、④のとおり、当社はPCV破損防止対策の検討は継続的に実施していく。
		③		<p>BWRのベントに対する設計、運用の考え方は下記のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベントは、事象の進展に応じて変化するパラメータに基づき判断することとしている。 ・原子炉格納容器はサブプレッションプールにより停止後の崩壊熱を一定程度蓄えるという思想であり、また、シビアアクシデント(以下「SA」という。)時はベント管及び逃がし安全弁の排気管を通じたサブプレッションプールのスクラビングによる粒子状物質をプールへ移行させるという観点から、ベントに対して、下記に示す基準を設定している。 <p>[外部注水制限]:サブプレッションプールの水位による制限(真空破壊弁下端)</p> <p>[限界圧力]:原子炉格納容器限界圧力(2Pd)による制限</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベント設備の設置以降は、粒子状物質は当該設備により十分に低減できることとなったが、希ガスの影響及び除熱系の復旧に対する時間確保(代替熱交換器車による代替除熱系の準備には約10時間程度を要するが、ベントした場合は、プルーム通過後数時間は屋外作業を制限することになるため)等を考慮し、原子炉格納容器が有する機能を可能な範囲で利用するという思想を前提としている。 ・ただし、注水ができない状態が続き、原子炉格納容器の過温による影響等により、原子炉建屋に設置した水素濃度計により顕著な漏えいが確認された場合は、以下の基準でベントを実施し、建屋への水素漏えいを最小限に抑制する措置を講じることとしている。 <p>[PCV水素漏えい]:原子炉格納容器からの顕著な水素漏えいによる制限</p>
		④		<p>これまで、フィルタベント設備等の設置等、PCV破損防止対策は講じているが、各国で行われているIVR(外部冷却によるRPV破損回避)、MCCI対策に関する研究(ROSAU)、プールスクラビングに関する検討(IPRESCA)等の新たな知見を拡充する取り組みを継続していく。</p> <p>また、除熱系の信頼性向上等、PCV破損防止対策の更なる信頼性向上の検討を継続的に実施していく。</p>
(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。	①	無	未解明報告においても、3号機はADSの動作による急速減圧に伴う原子炉格納容器圧力上昇によりラプチャーディスクが破裂したとの推定をしており、異なる見解はない。
		②	否	3号機においてラプチャーディスクの設計圧力に到達せず、意図しないADSの動作に伴ってラプチャーディスクが破裂したという見解は一致しており、事象の要因確認のための更なる調査は不要と考える。
		③		(確実なベントの実施に関する設計等への反映の考え方については、(1)－1③に記載する。) (SA時のADSの動作に関する設計等への反映の考え方については、(8)－2③に記載する。)
		④		特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	SGTSを介したベントガスの逆流等により水素爆発を起こしたという見解について、異なる見解はない。なお、ベントガスの自号炉への逆流及び他号炉への流入については、SGTSと耐圧強化ベントラインを隔離する弁が全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)により操作不能であり全開状態であったこと、ベントに用いる排気ラインを号機間で共用していたことも要因の一つであると考えられる。	
		②	要	当社がSGTS フィルタレイン調査により採取したサンプルについて、JAEAにて分析を行い、ベントガスの流入経路やそのメカニズムに対する知見を引き続き拡充していく。	
		③	(設計等への反映の考え方については、(2)－2③に記載する。)		
		④	特になし。		
(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。	①	無	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性については、異なる見解はない。	
		②	要	<p>AM対策の設計、施工、運用について、確認(整理)した結果は以下のとおり。</p> <p>【設計段階】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当時のAM対策が福島第一原子力発電所事故において有効に機能しなかった理由(論点)を整理した結果、基本設計段階において外部事象による全交流電源喪失及び複数号炉の同時被災が考慮されてなかったという点が要因として大きいと考える(添付1)。 ・上記の論点に対して、福島第一原子力発電所を含む当社プラントにおけるAM対策の対応状況を整理した結果、いずれも設計の前提条件に差異は見受けられなかった(添付2)。 ・AM策として福島第一原子力発電所事故において機能したものを整理した結果、サポート系含め津波の影響を受けなかった設備は当該機能に期待することが可能であった(添付3)。なお、福島第一原子力発電所1～3号機は事故時に消防ポンプを消火系に接続し原子炉注水を行っているが、これらはAM策として整備した設備の応用動作によるものであった。 ・詳細設計については、基本設計における要件どおり実施されており、確認された図書においては強度評価・耐震評価なども適切に行われていた。また、当時の既工認に変更が必要となる設計変更である場合は、必要な許認可手続きを実施していた。 ・設計基準対象施設等への接続についても、当時より悪影響を及ぼさないよう、耐震クラスは上流側に合わせたクラスを適用するなど、現行の考え方との特段の相違はない(当時の通商産業省による検討報告書(平成6年)においても設計要件として明示されている事項)。 <p>【施工段階】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施工においても、必要に応じて電気事業法に基づく溶接検査の実施、各種作動確認を行うなど適切な品質管理活動を実施している。 <p>【運用段階】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・AM対策設備に対する保全活動について、他の原子炉施設同様に適切な保全方式を設定し管理しており、保全重要度の考え方を採用した2009年以降は、対策設備に該当した場合、保全重要度を最重要として保全内容、周期を決定している。耐圧強化ベントラインのラプチャーディスクは2定検に1回交換を実施している。 ・AM対策設備の定例試験として、その機能を確認するための各実動作試験は実施されていないが、原子炉注水や格納容器注水時に使用する電動駆動弁は、弁の単体開閉試験をプラント停止時の定例試験として実施している。耐圧強化ベントで使用する一次隔離弁は、プラント停止時のPCVパージ時に系統構成として開操作する対象弁であり、手順に基づき動作確認を行っており、二次隔離弁は定期事業者検査「原子炉格納容器隔離弁機能検査」において動作確認を行っている。 <p>なお、これら各段階において、AM対策整備報告書(平成14年)以降、CRD注水の優先化、MCCI緩和のための操作反映など、その後のSAに関する知見に基づく運転手順の高度化は一部行われていたが、訓練など通じた運用、設備の見直しなどの取り組みは行われていなかった。</p>	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
		③	<p>AM 対策等への設計、運用等への反映の考え方は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当時から考慮していた設計段階における考慮事項(悪影響の防止等)については、設計変更管理において適切に管理することを継続する。 ・AM 対策が福島第一原子力発電所事故において有効に機能しなかった理由(論点)に対する安全設計上の確認事項は、現行の安全対策設備では考慮した設計としており、SBO を含めた想定する重大事故等において、期待した機能が発揮できるよう確認している。 ・また、不確かな事象及び新たな知見を反映する等、自ら原子力安全を向上させる(残余のリスクを低減させる)ための対策(改善)の検討を継続的に行う(取り組み内容は「第 4 回 継続的な安全向上に関する検討チーム(2020 年 10 月 16 日)」会合の「資料 2-3 継続的に安全性を高める取り組みについて(東京電力 HD)」参照)。 <p>ベントガスの逆流等に対しては、下記の内容を設計、運用等へ反映している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベントラインの排気経路における SGTS(SGTS 排風機入口側)及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所には、系統を隔離する弁を直列に各 2 弁ずつ設置している(通常時閉、電源喪失時にはフェイルクローズとなる空気作動弁と通常時閉の手动弁)。 ・耐圧強化ベントラインの格納容器二次隔離弁より下流側における SGTS(SGTS フィルタ装置出口側)及び原子炉建屋との接続箇所に設置される隔離弁については、耐圧強化ベントによるベント実施前に「閉」確認する運用としており、また、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用する場合は、SGTS 出口弁直下の窒素供給ラインに可搬型窒素供給装置を接続して窒素を供給することで、耐圧強化ベントラインから SGTS 側へ逆流しないような構成としている。 ・フィルタベント系統においても、他系統への逆流を防止するため、他系統との隔離弁は直列に 2 弁ずつ設置しており、排気口については他系統と接続していない。また、隔離弁のうち、重大事故時に開状態となる可能性のある弁については、重大事故時にも使用可能な電源から給電するとともに、更なる信頼性向上のため弁駆動部からエクステンションを設置することで、二次格納施設外からの人力操作が可能な構成としている。 ・隔離弁については、定期検査時にこれらの隔離弁の分解点検、ならびに動作試験を実施できる構成としている。
		④	特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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配管の一部を經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。	①	無	1号機のベントについて、AM対策により、ベントガスがSGTS配管の一部を經由して排気筒から排出される設計としていたことについて、異なる見解はない。
		②	否	見解は一致しており、更なる調査は不要と考える。
		③	(耐圧強化ベントラインからSGTSへのベントガスの逆流に関する設計等への反映の考え方については、(2)-2③に記載する。)	
		④	特になし。	
(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	無	1/2号機のSGTS配管が排気筒基部接続であったことにより、ベントガスが滞留し、高い汚染の原因となったことについて、異なる見解はない。
		②	否	見解は一致しており、更なる調査は不要と考える。
		③	福島第一原子力発電所3/4号機以降のプラントにおけるAM対策である耐圧強化ベントについても、SGTS配管の一部を經由する設計であるが、SGTS配管を排気筒内の頂部付近まで敷設しており、排気筒内部でのベントガスの滞留は起こらない設計としている。	
		④	特になし。	
(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る。	①	無	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性について、異なる見解はない。
		②	要	AM対策設計時の検討状況を確認した結果は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・当時の検討においては、GEプラント採用した経緯もあり、米国BWROG等、諸外国のベント設計等を参考にしているが、耐圧強化範囲の議論が中心であった。プールスクラビングによる放出低減効果について、一部議論はされているが、炉心損傷後のベントガス組成を考慮した排出経路の妥当性の検討に関する経緯は確認できていない。 ・排気筒の設計については、プラントが建設された年代によって異なるが、当時の設計基準事故等の線量評価で期待している機能として問題となるものではないが(設計基準事故等の線量評価において吹上高さを考慮しないため、SGTS配管より放出面積が大きい排気筒から放出される場合でも線量評価における有効高さは変わらない)、AM対策としてベントによる排出機能を付加した段階において、排気筒内を含めた流路における炉心損傷後のガス排出による影響の考察に関する経緯は確認できていない(当時の耐圧強化ベントの設計に関する議論は、耐圧強化ベントを設置することによる炉心損傷頻度に対する効果及びその配管追設範囲等が中心であった。) ・なお、当時のAM対策の考え方として既設設計を有効活用するとの考え方を前提に検討していたことも要因の一つであると考え。
		③	(排気系統におけるベントガスの挙動に関する設計等への反映の考え方については、(3)-4③に記載する。)	
		④	特になし。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	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性について、異なる見解はない。
		②	否	現行のフィルタベント系統及び耐圧強化ベントラインは、ベントガスの挙動等を考慮して設計しており、更なる調査は不要と考える。
		③		<p>フィルタベント系統の設計、運用等について、下記内容を反映している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベント系統は、原子炉建屋頂部付近の環境への放出口まで単独で配管を敷設することで、排気経路でベントガス及びベントガスに含まれる放射性物質が滞留することはない設計としている。 ・排気中に含まれる水素ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガスで置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、ベント時の閉塞部における局所的な燃焼の可能性に対しては、排出経路に水素ガスが蓄積する可能性のある部分にはバイパスラインを設け、水素ガスを連続して排出できる設計としている。 <p>耐圧強化ベントラインの設計、運用等について、下記内容を反映している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベントは、SGTS 配管の一部を経由する設計であるが、SGTS 配管が排気筒内の頂部付近まで配管を敷設しており、排気筒内部でのベントガス及びベントガスに含まれる放射性物質が滞留することはない設計としている。 ・排出経路に水素ガスが蓄積する可能性のある部分についてはバイパスラインを設け、水素ガスを連続して排出できる設計としている。さらに、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用する場合は、SGTS 出口弁直下の窒素供給ラインに可搬型窒素供給装置を接続して窒素を供給することで、耐圧強化ベントラインから SGTS 側へ水素が逆流しないような構成としている。
		④		特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(4) - 1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル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が生じる可能性がある。	①	無 サブプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)圧力がドライウェル(以下「D/W」という。)圧力を上回った際に、真空破壊弁が開固着した場合、当該経路が発生する可能性があるという点で意見の相違はない。 一方で以下の理由から、開固着の可能性、発生時期については限定的と考える。 ・真空破壊弁は差圧により開放し、弁体の自重により閉止する単純な動作機構であり、繰り返しの動作による固着は考えにくい。また、差圧の解消に必要な流路面積に対して、必要面積以上となるよう、真空破壊弁を設置していることから、弁体に過大な圧力が掛かることにより開固着となることも考えにくい。 ・真空破壊弁の機能は、冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)時に当該弁が閉状態であることで、D/W に漏えいした冷却材等をベント管に導くこと、及び、D/W スプレー等によって生じる D/W と S/C の差圧を均圧し、ダイアフラムフロアへの差圧による荷重を増加させないことである。そのため、通常運転時、真空破壊弁は閉状態であることを踏まえると、LOCA 直後は閉状態であり、開放状態で固着することは考えられない。 ・LOCA に伴うブローダウン等による過渡的な挙動が落ち着き、D/W スプレー等を実施し、D/W 圧力<S/C 圧力の圧力差が生じた際に、繰り返し動作すると考えられ、その期間において完全に閉とならない状態に至る可能性を否定できないが、全開固着のような状態には至らないものとする。
		②	要 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に関する今後の調査については、(4) - 2②に記載する。
		③	真空破壊弁が設計差圧に相当する荷重で開放することを福島第一原子力発電所 1 号機は全開に要するトルクを測定し規定値以下であることを、福島第一原子力発電所 2 号機以降は荷重から求めた制御用圧縮空気系の圧力を駆動用シリンダーに送りその圧力で全開することを定期事業者検査時に確認している。
		④	真空破壊弁が開放した時点で、弁体シール部に設置されているガスケットが蒸気に晒される。これによりガスケットの性状が変質した場合、弁体が閉じたときにシールしない可能性がある。そのため、更なる信頼性向上の観点から、真空破壊弁のガスケットを事故環境に対してより耐久性のある改良 EPDM に変更する。
(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。	①	無 当該経路が発生する可能性を否定できるものではないという点で異なる見解はないが、(4) - 1①のとおり、単純な動作機構であること及び大幅な開放状態での固着は考えにくいこと、並びに事象が発生する期間を踏まえ、設定する必要がある。
		②	要 当社にて安全解析を実施する際には、真空破壊弁が全閉しない場合の影響を確認することとする。なお、以下の観点より不確かさ評価の一環として見ていくことが適切と考える。 ・LOCA 時に炉心損傷した場合、放射性物質は D/W に放出される。真空破壊弁の開固着を仮定すると、サブプレッションプールによるスクラビング効果は低下するが、その場合においても、ベント実施までの長期間、自然沈着及び格納容器スプレーによる除去効果によって、粒子状放射性物質、無機ヨウ素は除去される。 ・有効性評価の大 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO シナリオでは、ベント時にサブプレッションプールによるスクラビング効果に期待できないケースとして、D/W 側のベント操作による放出を評価しており、その総放出量は十分低い水準であること、及び、前述の通り格納容器スプレーによる除去効果もあることから、真空破壊弁の開固着の影響は極めて軽微と考えるが、一部の真空破壊弁に漏えい経路が発生した場合における影響を確認する。 ・LOCA 発生直後を除き、それ以降の格納容器圧力抑制は、D/W スプレーによる効果が大きく、S/C による圧力抑制効果はその時点の水温も高く、相対的に低くなると考えるが、格納容器圧力挙動等への影響についても確認する。
		③	当該経路を SA 時における漏えい経路に追加する必要があるか(4) - 2②の結果を踏まえ、検討する。
		④	特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	原子炉建屋の破損の主要因について、異なる見解はない。
		②	要	当社にて実施する廃炉作業の進捗に応じ、現場調査等で得られた情報をもとに、水素漏えいの排出経路に関する情報として整理をする等、今後も継続的に知見を拡充していく。
		③		<p>原子炉建屋への以下の水素漏えい抑制等の対策、評価を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トップヘッドフランジ、パーソナルエアロック、機器ハッチ等のガスケットを改良 EPDM に変更 ・バックアップシール材の塗布により、水素の漏えいを抑制(自主対策) ・ウェル注水によるトップヘッドフランジ部の温度上昇抑制による影響緩和(自主対策設備) ・原子炉建屋へ流出した水素を処理するため、オペフロに静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」という。)を設置 ・漏えいポテンシャルが高いと思われるハッチ等の近傍に水素漏えい検知器を設置(5箇所) ・PARによる水素抑制対策を実施しているにも関わらずオペフロで顕著な増加が確認された場合のベント手順を整備 ・建屋トップベントの設置(自主対策設備) ・オペフロ及び各階層の水素濃度が可燃限界未満に維持されることは解析により確認(原子炉建屋原子炉区域の各階層は周回通路及び機器搬入用ハッチによりオペフロにつながっていることから、事故時に原子炉格納容器から漏えいした水素は自然対流によりオペフロに流入し、PARにより適切に処理される) <p>また、耐圧強化ベントラインからの逆流に関する設計、運用への反映事項については、(2) - 2③に記載する。</p>
		④		特になし。
(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。	①	無	3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙について、異なる見解はない。
		②	要	<p>検討会では、PCV 内のケーブル等の可能性が挙げられているが、ケーブルはもとより PCV 内の塗膜片及びその他機器・構造物においても、有機材料を使用しているため、溶融炉心との接触によりそれらより可燃性ガスが発生する可能性が推定される。</p> <p>これらの可燃性ガス発生メカニズムを把握することは必要と考えており、特定することは非常に困難であると思われるが、当社は、物量の多いケーブルや塗料に対して発生する可燃性ガスの種類、量を把握し、その結果に応じ、対応策について検討する。</p>
		③		(5) - 2②の検討結果を踏まえて対策を検討する。
		④		特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	SRV の逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因が不明ということについて、異なる見解はない。	
		②	要	SRV の不安定動作については、今後の事故調査・分析において、当社主体で推定の確からしさ及び要因の特定など、引き続き知見を拡充する取り組みを実施する。	
		③		逃がし弁機能用アキュムレータへの窒素供給が不十分な状況における中途開閉状態での、開信号解除の不成立に関しては、その状態が継続したとしても、原子炉圧力が一定程度低く維持されるため、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)等の高圧注水系の注水機能継続に影響しないと考えている。 SBO を含む SA 環境下では、低圧注水機能へ移行する際の自動減圧機能又は手動による急速減圧がより重要な役割を担うと考えており、それらに関する設計等への反映の考え方については、(6)－2③に記載する。	
		④		逃がし弁機能は、設計基準事象のうち、運転時の異常な過渡変化(以下「異常な過渡変化」という。)において期待しており、異常な過渡変化の解析期間において、その開閉動作は1回であり、逃がし弁機能用アキュムレータの容量の範囲内である。また、以降についても SRV の間接関連系である高圧窒素ガス供給系 (HPIN) によって窒素補給が可能な設計としている。 一方、福島第一原子力発電所 3 号機の事象は、原子炉圧力の高い状態が継続し、かつ、SBO により窒素補給がされないまま、SRV が多数回作動したという点で事象が異なると考える。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 SBO 条件下での SRV 及び SRV 以外の機器における不安定動作の可能性を網羅的に確認する必要性について、異なる見解はない。
		②	否 SBO 条件下において不安定動作の可能性がある動的機器について抽出した結果、対象設備は SRV 以外にはないと考えられる。抽出の概要を以下に示す。 ・SRV 以外の機器における不安定動作の可能性を網羅的に把握するため、SBO 状況下で使用する系統から動的機器(電動駆動弁、空気作動弁、逆止弁及び注水源となるポンプ)を抽出する(ただし、計器に関しては(7)-3②で整理していることから除外)。 ・このうち SBO 時に継続的な動作要求のない機器(PCV 隔離弁等)は、不安定動作は生じないため対象から除く。 ・また、可搬型設備や屋外及び建屋内で直接操作が可能な機器は、事故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生じないため対象から除く。 ・最終的に抽出される機器は、逆止弁、RCIC のポンプ・弁、高圧代替注水系のポンプ・弁となるが、逆止弁は構造が単純であることから不安定動作は生じにくいこと、RCIC ポンプは事故時の背圧の影響を考慮したトリップ設定値の変更や駆動電源の強化などを図っており、高圧代替注水ポンプは RCIC ポンプのようなインターロックを設定していないことから、これらのポンプも不安定動作は発生しない。
		③	SA 時においては、SRV による圧力制御により、低圧状態へ移行するための急速減圧が特に重要と認識しており、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、下記内容を設計、運用に反映している。 ・逃がし弁機能の作動信号を出す圧力計について、SA 環境下(SBO 含む)での健全性を確認した計器を採用し、SA 電源から給電可能な設計としている。 ・原子炉減圧機能喪失の要因の一つとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、格納容器圧力高が発生せず自動減圧機能が作動しない場合があるため、原子炉水位の低下を検知し代替自動減圧機能により SRV を作動させる設計としている。 ・逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの窒素充填圧力が喪失した場合でも、高圧窒素ガス供給系の窒素ガスポンプからアキュムレータに手動の弁操作で窒素を供給・蓄圧することにより、SRV を作動できる設計としている。 ・さらに、複数の手段を確保するため、独立した代替高圧窒素ガス供給ラインを設置し、代替高圧窒素ガス供給ラインにより、ポンプからの窒素供給のみで SRV の動作が可能な設計としている(自主対策設備)。 ・常設直流電源系統喪失時に対しては、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び可搬型直流電源設備から電源の供給が可能な設計とし、その手順を整備している。 ・電磁弁については、熱的耐性を向上させるために、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良 EPDM 材へ変更している。 ・SRV への熱的影響の緩和のため、原子炉格納容器圧力が上昇していない場合でも、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°C を到達した際に代替格納容器スプレーを実施する手順を整備している。
		④	特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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	SA 環境下において SRV の安全弁機能の作動開始圧力が低下していたという点について、異なる見解はない。	
		②	否	SRV の安全弁機能の作動開始圧力に関する調査について、PCV 内温度上昇による安全弁のバネの弾性係数の低下を考慮したものと事故時の安全弁作動圧力が概ね値として一致していることから、更なる調査は不要と考える。	
		③	SA 環境下における安全弁の作動開始圧力の低下は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に対する裕度を与えることになることから安全側の変動であり、また、窒素供給圧力の観点において自動減圧機能、手動による急速減圧等を阻害するものではないため、設計等への反映は不要と考える。 一方で、SBO 含む SA 環境下においては、低圧注水機能へ移行する際の自動減圧機能又は手動による急速減圧がより重要な役割を持つと考えており、それらについての設計等への反映の考え方については、(6) - 2③に記載する。		
		④	特になし。		
(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の集積について、SA 時の対応において設計と異なる機器の挙動の可能性は事前に把握しておくべきであるため、異なる見解はない。	
		②	要	対象機器の選出についての検討状況は(6) - 2②に同じ。 現状、SRV 以外で SBO 条件下において不安定動作の可能性のある動的な安全機能を有する機器はないと考えられるが、当社は引き続き新たな知見としての集積に取り組む。	
		③	現行の SA 時に使用する機器は、想定する重大事故等の環境下(温度・圧力・線量)において、期待した機能を発揮することの確認を行っているが、今後においても、SA 条件下における新たな知見等が得られた際には、設計等への反映を適宜行っていく。		
		④	特になし。		
(7) - 3	また、AM 対策の圧力計を含めて、SA 条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無	SA 条件下での計測機器の信頼性について検証する必要性について、異なる見解はない。	
		②	要	耐環境試験において、蒸気暴露中に電気配線貫通部の絶縁抵抗が低下する事象が確認されているため、電力共同研究にて影響評価を実施する。 SA 環境下に耐えられる計器と、耐えられない計器が混在していることによる操作への悪影響について検証する必要がある。	
		③	以下の内容を設計、運用等に反映している。 ・想定する重大事故等時において期待する計器については、重大事故等の環境を模擬した耐環境試験を実施し、機能維持可能であることを検証している。また、蒸気暴露中のケーブル絶縁抵抗低下が計器誤差に与える影響がないことも評価している。 ・また、上記計器が監視不能となった場合においても、当該パラメータを推定するための計器と手順を整備している。 ・原子炉水位計については、基準容器内の状況が分かるよう温度計を設置するとともに、基準容器への注水手段も設けている(自主対策)。 また、(7) - 3②で新たに確認された結果を踏まえ、設計、運用等への反映について、引き続き、検討を実施していく。		
		④	特になし。		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(8) - 1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サブプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無	3号機のベントは、意図しないADSの作動に伴ってラプチャーディスクが破れて成立したということについて、異なる見解はない。
		②	否	3号機においてラプチャーディスクの設計圧力に到達せずに、意図しないADSの作動に伴ってラプチャーディスクが破裂したという見解は一致しており、事象の要因確認のための更なる調査は不要と考える。
		③		(確実なベントの実施に関する設計等への反映の考え方については、(1)-1③に記載する。) (SA時のADSの作動に関する設計等への反映の考え方については、(8)-2③に記載する。)
		④	特になし。	
(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る。	①	無	SA時のADSの作動に関する設計条件等を確認する必要性について、異なる見解はない。
		②	要	未解明報告において既に特定されていた問題であったため、現行の設計条件については当社にて確認を行っている。 この他、PCV圧力及びそれに接続する管の圧力によってインターロックが働くものがないか当社にて確認を行うことが必要と考えている。
		③		ADSの設定値については、6号機:0.69MPa、7号機:0.94MPaであり福島第一原子力発電所に比べて高く設定している。更なる信頼性向上のため、設定値の見直しについて当社は引き続き検討する。 (8)-2②のADS以外の影響として、RCICタービン排気圧力高によるRCICタービントリップ、SRV窒素供給圧力不足によるSRV不動作、PCV圧力高信号による格納容器内雰囲気モニタ系(以下「CAMS」という。)水素/酸素濃度計測用サンプリング停止の可能性が考えられるため、以下の対策を実施している。 ・福島第一原子力発電所3号機でRCICタービン排気圧力高を検知し、RCICタービンがトリップした可能性があるため、RCICタービン排気圧力高トリップ設定値をS/C圧力2Pdを考慮した設定値への見直し ・SRVへの窒素供給圧力を一定範囲で制御しているが、D/W圧力2Pdの条件下にてSRVが確実に動作可能なようにD/W圧力2Pdを考慮した設定値への見直し ・PCV圧力高を検知し、CAMS水素/酸素濃度計測のためのサンプリングを停止するインターロックがあるため、PCV圧力2Pdを考慮した設定値への見直し
		④	特になし。	
(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る。	①	有	水素の発生による格納容器の圧力上昇は、従来の事故シーケンス(大LOCA+SBO、DCH)で考慮されているため、改めて影響の確認は不要と考える。 また、水素の漏えいを考慮すると、格納容器の圧力上昇が抑制されることになるため、影響の確認は不要と考える。
		②	否	(8)-3①のとおり、水素の発生による影響については、有効性評価において確認しているため、追加の調査は不要と考える。
		③		水素等の影響については、下記のとおり設計で考慮している。 ・BWRは、サブプレッションプールに崩壊熱を保持させることで、格納容器容積を小さくするとの設計思想であることから、現対応においても、水素発生量の不確かさを踏まえた評価を行い対策の有効性を確認している。 ・福島第二原子力発電所で発生した、グレーチングの垂鉛メッキからの水素発生、アルミニウムの反応による水素発生も考慮している。
		④	特になし。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無	3号機のベント成功回数は2回であるということについて、異なる見解はない。
		②	否	未解明報告における推定のとおり、3号機のベント成功回数は2回の可能性が高いと考えており、更なる調査は不要と考える。
		③		特になし。
		④		特になし。
(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	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、滞留し、その後に爆発に至ったということについて、異なる見解はない。
		②	否	更なる調査は不要と考える。
		③		福島第二原子力発電所、柏崎刈羽原子力発電所においては号機間で排気筒の共有はしておらず、他号機への水素流入は発生しない設計としている。
		④		特になし
(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。	①	無	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の必要性について、異なる見解はない。
		②	否	更なる調査は不要と考える。
		③		設計、運用等への反映の考え方は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋への水素漏えいを抑制する設計等への反映については、(5)-1③に記載する。 ・PAR等による原子炉建屋の水素爆発防止対策を実施しているが、それにも関わらず原子炉建屋内の水素濃度が2.2%（可燃限界未満の濃度）に到達し、水素爆発発生のおそれがある場合には、原子炉建屋内への水素漏えい抑制を目的に、ベントを実施する。ベントの実施により敷地内線量が上昇するため、放射線防護の観点から、ベント実施から敷地内線量が低下するまでの間は屋外作業を禁止している。なお、ベントの実施に加えて建屋トップベントを実施したにも関わらず、水素濃度が低下しない場合は、水素濃度が可燃限界に到達する前に、人身安全最優先の考え方に基づき、原子炉建屋周辺の屋外作業は禁止する等、運用の見直しを行う。
		④		特になし。

添付1 福島第一原子力発電所事故におけるアクシデントマネジメント対策の機能状況と設計等における課題の抽出

機能	AM 対策	論点抽出		論点に対する安全設計の観点からの確認
		事故対応で機能を発揮できたか	機能を発揮できなかった場合、悪さはどこにあったか【論点】	
原子炉停止機能	代替反応度制御 (RPT 及び ARI)	1～3号機は自動スクラムが成功、また、4～6号機は停止中のため動作要求なし	—	—
	手動スクラム	1～3号機は自動スクラムが成功、また、4～6号機は停止中のため機能要求なし	—	—
	水位制御及びほう酸水注入系の手動操作	1～3号機は自動スクラムが成功、また、4～6号機は停止中のため機能要求なし	—	—
原子炉及び格納容器への注水機能	代替注水手段 (復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段)	復水補給水系:津波後電源喪失と電動機被水により稼働不能 消火系:津波後電源喪失により稼働不能(M/DFP)。津波後被水の影響等による稼働不能(D/DFP)	・電源設備及び注水機器に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足(安全機能のサポート機能参照)	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか
	代替注水手段 (格納容器冷却系から停止時冷却系を介した原子炉への注水手段)(1号機)	津波後電源喪失により稼働不能	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足(安全機能のサポート機能参照)	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか
	原子炉減圧の自動化 (1号機除く)	・津波後電源(直流)喪失により稼働不能(2号機)。なお、3号機は津波後直流電源の充電機能が喪失したことで消費分を充電できず直流電源機能を維持できなかった ・低圧注水系も電源喪失しており、自動化ロジックは機能しなかった	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足(安全機能のサポート機能参照) ・原子炉減圧手段の多様化の不足	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか 2. SRV 以外の減圧手段は検討されていたか
	ECCS 等の手動起動	津波後電源喪失により稼働不能	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足(安全機能のサポート機能参照)	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか
	原子炉の手動減圧及び低圧注水操作	手動減圧:津波後電源(直流)喪失により稼働不能 低圧注水操作:各系統設備の欄に記載のとおり	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足(安全機能のサポート機能参照) ・原子炉減圧手段の多様化の不足	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか 2. SRV 以外の減圧手段は検討されていたか
	代替注水手段 (給復水系、制御棒駆動水圧水系による原子炉への注水手段)	津波後電源・海水(冷却)系喪失により稼働不能	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足(安全機能のサポート機能参照)	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか
	代替注水手段 (海水系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段)(3～6号機)	津波後電源・海水(冷却)系喪失により稼働不能	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足(安全機能のサポート機能参照)	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか

機能	AM 対策	論点抽出		論点に対する安全設計の観点からの確認
		事故対応で機能を発揮できたか	機能を発揮できなかった場合、悪さはどこにあったか【論点】	
格納容器からの除熱機能	耐圧強化ベント	隔離弁の操作が想定通りに実施できなかった	<ul style="list-style-type: none"> ・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足(安全機能のサポート機能参照) ・隔離弁操作手段の不足 	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか 3. サポート系(直流電源喪失、駆動用空気)が喪失した場合及び解放後の開維持について、設計上の考慮がされていたか
		排気筒内において SGTS 配管が独立ではない	<ul style="list-style-type: none"> ・既設設備の活用を前提としており、炉心損傷後ベント時の水素及びエアロゾル排出に対する設計上の考慮がされていなかった 	4. 耐圧強化ベント系の炉心損傷後の水素及びエアロゾル挙動に対する設計上の考慮 a. 排気筒、SGTS 配管は独立に設置されているか b. 炉心損傷後の当該系に与える影響(水素及びエアロゾル挙動)は考慮されていたか c. AM 対策の設計検討において、排出高さについてどのように考えられていたか d. 出口高さはどのように決定されたか 5. AM 対策に対し基本設計が現場に反映されていることを確認するプロセスはあったか (許認可対象設備と同様の設計変更管理がなされるなど、基本設計が詳細設計に反映されていることの確認プロセス(設計検証)はあったか)
		共用排気筒及びダクトを通じた原子炉建屋への逆流	<ul style="list-style-type: none"> ・共用排気筒の SGTS 配管合流部によるベント逆流の影響が設計上考慮されていなかった ・SGTS の隔離弁(出口弁・入口弁)がフェイルオープンであるなど、全電源喪失を前提とした排出経路の妥当性が確認されていなかった 	6. 耐圧強化ベント系は、排気筒頂部まで独立か。プラント間で共用している部分はあるか 7. 耐圧強化ベント系の炉心損傷後の排出経路のバウンダリ妥当性について検討されたか
安全機能のサポート機能	電源融通	<ul style="list-style-type: none"> ・1~4 号機は津波後電源喪失により融通不能 ・5 号機は 6 号機からの電源融通成功 	<ul style="list-style-type: none"> ・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足 	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか 8. 複数基立地である場合、同時被災を前提とした電源供給手段が検討されていたか
	非常用ディーゼル発電機の専用化	<ul style="list-style-type: none"> ・1~5 号機は津波により機能喪失 ・6 号機は AM 対策で新設した 1 台のみ使用可能(空冷 D/G) 	<ul style="list-style-type: none"> ・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足 	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか 8. 複数基立地である場合、同時被災を前提とした電源供給手段が検討されていたか
共通事項	操作・復旧環境	格納容器より漏えいした FP 又は水素により、現場対応・復旧環境が悪化し、活動を阻害	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器からの漏えいなどによるシビアアクシデント環境下における操作・復旧作業などに対する現場成立性が考慮されていなかった 	9. シビアアクシデント下の環境条件が現場操作又は機器復旧手順等において考慮されていたか

添付 2 論点に対する福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所及び柏崎刈羽原子力発電所におけるアクシデントマネジメント対策の状況について

No	確認事項	確認結果(当時の考え方)
1	AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか。	配慮されていない(耐震 C クラス設計)。
2	SRV 以外の減圧手段は検討されていたか。	検討されていない。
3	サポート系(直流電源喪失、駆動用空気)が喪失した場合及び解放後の開維持について、設計上の考慮がされていたか。	考慮されていない。
4	耐圧強化ベント系の炉心損傷後の水素及びエアロゾル挙動に対する設計上の考慮	
	a. 排気筒、SGTS 配管は独立に設置されているか。	<ul style="list-style-type: none"> 福島第一原子力発電所 1/2 号機共用の排気筒では、SGTS 排気ラインは排気筒頂部まで設置されていない。 福島第一原子力発電所 1/2 号機以外の号機では、SGTS 排気ラインは排気筒頂部まで設置されている。
	b. 炉心損傷後の当該系に与える影響(水素及びエアロゾル挙動)は考慮されていたか。	当時の検討において炉心損傷後の排気ガスの影響を設計上考慮したとの経緯は見当たらない。
	c. AM 対策の設計検討において、排出高さについてどのように考えられていたか。	耐圧強化範囲についての検討が主であり、SGTS 配管接続先以降の排出高さに関する検討は行われていない。
d. 出口高さはどのように決定されたか。	排気筒の設計は昭和 40 年代(プラント建設時)のものであり、プラントの建設年代によって設計は異なるが、SGTS 配管が福島第一原子力発電所 1/2 号機共用の排気筒頂部まで設置していない理由及び後続号機と設計・施工が異なる根拠が示された記録は見当たらない。 (設計基準事故時被ばく評価という点では、吹上高さ[実効放出高さ]に期待していないため、SGTS 配管が頂部までである場合と、排気筒底部での接続の評価上の相違は生じない。)	
5	AM 対策に対し基本設計が現場に反映されていることを確認するプロセスはあったか。(許認可対象設備と同様の設計変更管理がなされるなど、基本設計が詳細設計に反映されていることの確認プロセス(設計検証)はあったか)。	AM 対策実施に係る技術検討書として、当時の規制機関などとの議論を踏まえた基本設計の方針に対する具体的な要求事項をまとめ、それに従い各々詳細設計及び施工がなされているという点で、通常の設計変更管理と特段異なる扱いをしているとの事実は確認されていない。

No	確認事項	確認結果(当時の考え方)
6	耐圧強化ベント系は、排気筒頂部まで独立か。プラント間で共用している部分はあるか。	<ul style="list-style-type: none"> ・福島第一原子力発電所 1/2 号機共用、3/4 号機共用及び 5/6 号機共用の排気筒では、各プラントの SGTS 排気ラインは排気筒直前で合流している。1/2 号機では SGTS 排気ラインは排気筒頂部まで設置されていないが、3/4 号機及び 5/6 号機では SGTS 配管は排気筒頂部まで設置されている。 ・福島第二原子力発電所 1～4 号機、柏崎刈羽原子力発電所 1～7 号機では、SGTS 排気ラインは各々のプラントで独立しており、SGTS 配管は排気筒頂部まで設置されている。
7	耐圧強化ベント系の炉心損傷後の排出経路のバウンダリ妥当性について検討されたか。	<p>全交流電源喪失を考慮した構成にはなっていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・福島第一原子力発電所 1～6 号機は SGTS 出口弁がフェイルオープンのため、全交流電源喪失時に SGTS ファン、フィルタトレイン等からベントガスの R/B への回り込みが発生する可能性がある。また、1/2 号機、3/4 号機及び 5/6 号機においては、それぞれ SGTS 排気ラインが排気筒直前で合流するため、他プラントへの回り込みも発生する可能性がある。 ・福島第二原子力発電所 1～4 号機は、SGTS 入口弁がフェイルオープンのため、全交流電源喪失時に SGTS 入口配管を経由して、ベントガスの R/B への回り込みが発生する可能性がある。ただし、SGTS 排気ラインは各プラントで独立しているため、他プラントへの回り込みは発生しない。 ・柏崎刈羽原子力発電所 1～3 号機は、格納容器ベント時にバウンダリとなる弁が電動弁であるため、全交流電源喪失時に当該弁は閉じたままであり、ベントガスの R/B への回り込みは発生しない。4～7 号機は、SGTS 出口弁は電動弁であり、全交流電源喪失時に当該弁は閉じたままであるが、ベントラインの U シール弁(電動弁)は「開⇒閉」操作する必要があり、閉操作できなかった場合はベントガスの R/B への回り込みが発生する可能性がある。なお、6 号及び 7 号機においては、全交流電源喪失時においても、代替電源から受電することで閉操作可能な設計としており、また、手順が定められている。さらに、電動弁であることから、現場での閉操作も可能である。なお、SGTS 排気ラインは排気筒頂部まで各プラントで独立しているため、他プラントへの回り込みは発生しない。
8	複数基立地である場合、同時被災を前提とした電源供給手段が検討されていたか。	<ul style="list-style-type: none"> ・隣接プラントからの電源融通手段は整備されていた(隣接プラントからの 6.9kV 融通及び 480V 融通)が、同時被災は想定していなかった。
9	シビアアクシデント下の環境条件が現場操作又は機器復旧手順等において考慮されていたか。	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の現場におけるベント操作時の線量などについて、考慮されたとの経緯は見当たらない。

添付3 事故時において福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所において機能したアクシデントマネジメント対策について

No.	AM対策	AM対策概要	事故時における機能状況
1	福島第一原子力発電所 5号及び6号機における原子炉への代替注水及び使用済燃料プールへの代替注水	<p>【代替注水手段】 既設の復水補給水系及び消火系を有効活用し、残留熱除去系を介して原子炉注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料プール注水を可能にした。</p>	福島第一原子力発電所 5号及び6号機において、復水補給水系により断続的に原子炉への注水を継続し、原子炉水位調整を行った。また、復水補給水系により使用済燃料プールへの水の補給を実施し、ほぼ満水状態を維持した。
2	福島第一原子力発電所 6号機から5号機への電源融通	<p>【非常用D/Gの専用化】 1号及び2号機間、3号及び4号機間並びに5号及び6号機間で共用していた非常用D/Gをそれぞれ1号、3号及び5号機に専用化し、2号、4号及び6号機にそれぞれ空冷式の非常用D/Gを追設した。</p> <p>【隣接号機からの電源の融通】 隣接原子炉施設間に低圧のAC電源(480V)のタイラインを設置し、電源融通を可能にした。</p>	空冷式であり津波の影響を受けなかった6号機の非常用D/G6Bから、AM対策である本設電源ケーブル(タイライン)を介して、5号機への電源融通を実施した。
3	福島第一原子力発電所 1～3号機における消防車による原子炉への代替注水	<p>【代替注水手段】 AM対策として整備された注水手段ではなかったが、消防車を原子炉への注水手段とした。原子炉への注水経路としては、AM対策の一つとして設置した消火系からの注水ラインを利用した。</p>	福島第一原子力発電所 1～3号機において、防火水槽や海水を水源とし、消火系ラインを介した消防車による原子炉注水を実施した。
4	福島第一原子力発電所 3号機におけるディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器への代替スプレイ	<p>【代替注水手段】 No.1と同じ。</p>	福島第一原子力発電所 3号機において、ディーゼル駆動消火ポンプにより圧力抑制室スプレイ及びドライウェルスプレイを実施した。
5	福島第二原子力発電所 1号、2号及び4号機における原子炉への代替注水及び原子炉格納容器への代替スプレイ	<p>【代替注水手段】 No.1と同じ。</p>	福島第二原子力発電所 1号、2号及び4号機において、復水補給水系により原子炉への注水を継続し、原子炉水位調整を行った。また、格納容器の冷却のために、復水補給水系によるドライウェルスプレイ、圧力抑制室スプレイを適宜実施した。
6	福島第二原子力発電所 1～4号機における耐圧強化ベントの事前準備	<p>【耐圧強化ベント】 排気筒へ接続する耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設け、格納容器からの除熱機能を向上した。</p>	福島第二原子力発電所 1～4号機において、格納容器耐圧ベントの事前準備としてライン構成(圧力抑制室出口弁以外)を実施した。なお、格納容器ベント実施の判断後、SGTSを停止した後に圧力抑制室出口弁を開けて格納容器耐圧強化ベントを実施する予定だった。結果的には、格納容器圧力が格納容器耐圧ベント実施圧力まで至らなかったことから、格納容器耐圧ベントは実施していない。

本 原 原 発 第 6 号

2 0 2 1 年 5 月 1 0 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(回答)

令和3年4月5日付け原規規発第2104051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の回答

以 上

中間取りまとめに関する見解等の回答

<回答項目>

①異なる見解の有無及びその理由

②更なる調査・検討の要否及びその理由

※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由

③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方

④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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、ラプチャーディスク(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。	①	無	福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)3号機のRD付近の線量率と1F2号機のRD付近の線量率の比較から、ベントは成功しなかったとの見解について異なる見解はありません。なお、東京電力における過去の調査結果から、サプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)の圧力がRDの作動圧力に達していないことが確認されています。	
		②	否	1F2号機のRDが作動しなかったことは明らかであるため、更なる調査は不要と考えます。	
		③	<p>AM対策((2) - 1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、内の事象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(1Pd)以上の圧力で実施するように、RDはPCVの1Pdで作動する設計としていました(RDの作動圧力については、破裂試験により確認していました。)</p> <p>フィルタベント系(以下「FCVS」という。)のRDについては、柔軟な対応が可能となるよう、FCVSの設計当初から想定される排気圧力と比較して十分に低い圧力で作動するRDを設置しています。なお、RDの設置にあたっては、破裂試験等を行い、作動圧力の確認を実施することとしています。</p> <p>耐圧強化ベントは、信頼性が高い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。また、RDは撤去し、弁の操作により炉心損傷前のベントが実施できるような系統構成に変更しています。</p> <p>AM対策においては、耐圧強化ベントについて、原子炉注水に成功しているもののPCVからの除熱に失敗しているTWシーケンス(崩壊熱除去機能喪失)に主眼をおき、窒素ガスや電磁弁の電源が維持されている状態を想定して設計を行っており、それらが維持できない場合は、PCV圧力が1Pdの圧力において一定期間はSRV((6) - 1の定義と同じ)は開保持されると評価されるもののSRVの開保持ができなくなる可能性があります。</p> <p>1F事故においては、PCV圧力が上昇したことにより、SRVの開保持機能が維持できず、RPVやPCVへの代替注水が阻害された可能性があると考えます。</p> <p>原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。 ((6) - 1③参照)</p>		
		④	該当無し		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	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るとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	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ることを確認する上で、更なる調査は不要と考えます。
		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、FCVSI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、FCVSIに優先して使用することとしています。
		④	該当無し	
(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。	①	無	ベントラインの系統構成完了時間とPCV圧力の挙動から、系統構成完了時点でPCV圧力がRDの作動圧力に到達していなかったとの見解について異なる見解はありません。 また、ベント成功の要因については、ADSのインターロックの条件成立のタイミングと、S/C内の圧力上昇のタイミングから、ADS作動によるS/Cの内圧上昇によりRDが破裂したとの見解についても異なる見解はありません。
		②	否	意図しないADSの作動メカニズム等、ベント成功に至るまでのメカニズムは分析されているため、更なる調査は不要と考えます。
		③		FCVSI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。
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(2) - 1	<p>「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。</p>	①	無	<p>現地調査等によるSGTSフィルタの汚染状況から、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へベントガスが逆流したとの見解について異なる見解はありません。 逆流の原因については、SGTSと耐圧強化ベントの境界弁の仕様がFail/Openとなっているなどが挙げられていることについて、異なる見解はありません。</p>
		②	否	<p>ベントガスの逆流が生じたことについては、現場汚染状況などから明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。</p>
		③		<p>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。</p> <p>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。</p>
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	耐圧強化ベントラインからの自号機への逆流事象を踏まえると、AM対策整備時の考え方を確認することは今後の安全性向上に寄与するものと考えられるため、異なる見解はありません。
		②	要	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)
		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ますが、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>
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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配管の一部を經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。	①	無	1F1号機の耐圧強化ベントについては、系統概要図等から、SGTS配管の一部を經由して排気筒から排出される設計等がなされていたとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	1F1号機の耐圧強化ベントについては、設計等が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	(3)-4③に記載。	
		④	該当無し	
(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	無	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。
		②	否	1F1,2号機共用排気筒下部の高い汚染の原因が明らかにされているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	(3)-4③に記載。	
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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る。	①	無	(3)-2①と同じ。	
		②	否	(3)-2②と同じ。	
		③	<p>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。</p> <p>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。</p>		
		④	該当無し		
(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。	①	無	(3)-2①と同じ。	
		②	否	(3)-2②と同じ。	
		③	<p>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經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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>耐圧強化ベントは、ベントガスを、不活性ガス系、SGTS系を經由して排気筒(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。</p> <p>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。</p>		
		④	該当無し		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(4) - 1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル中の気体がサ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が生じる可能性がある。	①	無	福島第二原子力発電所(以下「2F」という。)1号機における真空破壊弁シートガスケットの外れから、ドライウェル中の気体がサ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が生じる可能性があるとの見解について異なる見解はありません。	
		②	否	PCV外に放出される経路が生じる可能性があるとの見解について、更なる調査は不要と考えます。	
		③		真空破壊弁の開閉機構については、7kPa程度の差圧により開弁し、自重により閉弁する極めて単純なものであり、動作機能が確保されていたとする中間取りまとめの見解からも真空破壊弁が固着する可能性は低いと考えます。 真空破壊弁のシートガスケットについては、SA時の環境に耐えられるように、より耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。 なお、FCVSは、ベントガスがベントフィルタを経由せず放出されることがない設計としています。	
		④	該当無し		
(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。	①	無	(4) - 1①と同じ。	
		②	否	(4) - 1②と同じ。	
		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。	
		④	該当無し		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	1F3,4号機の原子炉建屋の内部の損傷状況などから、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によって生じた圧力による可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	原子炉建屋の破損の主要因が明らかにされているため、更なる調査は不要と考えます。
		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>
		④	該当無し	
(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。	①	無	1F3号機の水素爆発時の超画像処理映像から、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。
		②	要	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)
		③		<p>PCVから漏えいする可能性がある可燃性ガスについては、(5) - 1③に記載の通り発生量の多い水素に着目し、リークポテンシャルの高い箇所における検知・監視などの対策が有効であると考えています。</p> <p>水素以外の可燃性ガスの発生源や水素爆発防止対策に対する影響など、今後、可燃性ガスに関する知見等を収集し、必要な対策を検討するなど更なる安全性向上に取り組んでいきます。</p>
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	SRVの逃がし弁機能の挙動から、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との見解について異なる見解はありません。	
		②	要	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)	
		③	<p>SRVに中途開閉状態が生じたとしても、RPVの過圧は防止され、RCIC等により原子炉への注水による水位維持は可能であると考えています。</p> <p>原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SRVの自動減圧機能が喪失した場合の減圧(例:原子炉自動減圧インターロック(代替自動減圧機能)) ・常設直流電源系統などが喪失した場合の減圧(例:可搬型代替直流電源設備などの整備) ・窒素が喪失した場合の減圧(例:代替高圧窒素ガス供給系などの整備) <p>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。</p>		
		④	該当無し		
(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。	①	無	SBO条件下での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との見解について異なる見解はありません。	
		②	要	1FにおけるSBO条件下で発生したSRV以外の不安定動作について、更なる調査が必要と考えます。(他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力)	
		③	<p>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。</p> <p>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。</p>		
		④	該当無し		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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の高温時の安全弁機能の挙動から、SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたとの見解について異なる見解はありません。なお、東京電力における過去の調査結果から、原子炉水位計の高温時の挙動が明らかになっており、測定値への影響が発生することが確認されています。
		②	要	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)
		③	<p>周囲温度上昇によるSRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下などが生じた場合であっても、安全弁によるRPVの過圧を防止する機能は維持されるものと考えています。また、以下の通り安全弁の挙動は事象進展に大きく影響しないものの、その挙動を運転操作手順書に反映し、教育訓練等により確認することを計画します。</p> <p>原子炉が高圧の状態水位が維持され、低圧代替注水が準備出来ている場合において、S/P水温度が80°Cに到達した場合の原子炉減圧はSRVによって実施することとしており、周囲温度上昇によるSRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下が起こることはありません。</p> <p>原子炉が高圧の状態炉心が損傷し水素が発生する事象(TQUV(RPV破損)として評価している事象)では、原子炉水位がBAF(有効燃料棒底部)+10%に到達した時点での原子炉減圧はSRVによって実施することとしており、SRVの安全弁機能の挙動が事象進展に有意な影響を与えることはありません。</p> <p>なお、原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。((6)-1③参照)</p> <p>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。</p>	
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	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。
		②	要	(7)-1②と同じ。
		③		SA時使用する機器(SA機器)については、有効性評価で想定されるSA条件(SA時の環境条件)を設定し、その環境において機能することを確認しています。 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。
		④	該当無し	
(7)-3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無	(7)-2①と同じ。
		②	要	(7)-1②と同じ。
		③		SA時に使用する計測機器については、SA時の環境条件を設定し、その環境において機能することを確認しています。また、代替パラメータによる推定手段を整備しています。 SA時に使用する計測機器の信頼性向上のため、1F事故を受けてSA時の環境条件で使用可能な計測機器を開発する目的で実施した国プロ「過酷事故用計装システムに関する研究」で開発したSA用計装機器も積極的に採用しています。(水素濃度計、燃料プール水位計、PCV内水位計など) 原子炉水位計については、1F事故の知見から基準面器(コラム)からの水抜けを検知出来るよう、温度計を設置しています。 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。
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(8)-1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無	(1)-3①と同じ。
		②	否	(1)-3②と同じ。
		③	(1)-3③に記載。	
		④	該当無し	
(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る。	①	無	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るとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	(1)-3②と同じ。
		③	(1)-3③に記載。	
		④	該当無し	
(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る。	①	無	燃料被覆管等の反応に伴って発生する水素による加圧が生じることから、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るとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	PCV破損防止の観点から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るため、更なる調査は不要と考えます。
		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。	
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無	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。
		②	否	ベント成功回数が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	1 - (1) ③と同じ。	
		④	該当無し	
(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	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。
		②	否	1F4号機の水素爆発までの時系列が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	
		④	該当無し	
(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。	①	無	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との見解について異なる見解はありません。
		②	否	水素爆発が発生した際の建屋及び建屋周辺への影響は明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	(9) - 2 ③に記載。	
		④	該当無し	

原 第 11 号

2021 年 5 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

北陸電力株式会社

代表取締役社長 金井 豊
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

平素は格別のご高配を賜り，厚く御礼申し上げます。

さて，令和 3 年 4 月 5 日付け（原規規発第 2104051 号）にてご依頼のありました「『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）」につきまして，別紙のとおり回答いたしますので，ご査収下さいますようお願いいたします。

以 上

別紙 「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)に関する当社見解等の回答（北陸電力）

「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)に関する当社見解等の回答(北陸電力)

<回答項目>

①異なる見解の有無及びその理由

②更なる調査・検討の要否及びその理由

※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由

③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方

④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
記載例	中間取りまとめで確認した事実、確認した事実に基づいて考えられること、及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること	①	有 or 無 △△については、■■■のため、見解が異なる。 △△については、□□のため、異なる見解は無い。
		②	要 or 否 △△については、◎◎のため、○○に関する調査が必要である。 △△については、◇◇のため、更なる調査は不要である。
		③	左記の事項は、▼▼として設計に反映する方針である。
		④	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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、ラプチャーディスク(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。	①	<p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F2号機においてラプチャーディスクの作動圧力に到達せずベントが成功しなかったことについて、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：「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」(以下「東京電力報告書」という。)の「12. 1 (3) ②2号機のベント操作」及び「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告 平成29年12月25日 東京電力ホールディングス株式会社」(以下「未解明問題報告書」という。)の添付1-4「3.2.2号機の代替注水時におけるプラント挙動について」</p>
		②	否 現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		③	<p>志賀原子力発電所の耐圧強化ベント系のラプチャーディスクは1F2号機と同様に格納容器の最高使用圧力で作動する設定としておりましたが、その作動圧力をベントを阻害しない圧力まで低下させる予定です。志賀2号機の格納容器フィルタ付ベント装置に設置するラプチャーディスクも同様の設定とする予定です。志賀1号機も、再稼働に際しては同様の対応を実施する予定です。</p> <p><詳細> 耐圧強化ベント系のラプチャーディスクは、隔離弁からの漏えい又は誤操作によって格納容器の隔離機能を阻害しないよう設置されており、その作動圧力は格納容器の最高使用圧力(1Pd)としておりました。これは、耐圧強化ベント系が格納容器の過圧破損防止対策として整備されていたこと、及び当時のベント開始基準が1Pd以上であったことを踏まえ、ベント開始基準以下の圧力で耐圧強化ベント系が作動しないことを確実にするためでした。</p> <p>一方、1F事故を踏まえ、志賀2号機では、耐圧強化ベント系のラプチャーディスクをベントを阻害しない圧力まで作動圧力を低下させた設計に変更する予定です。これは、当初のラプチャーディスクの設置目的(隔離弁からの漏えい又は誤操作によって格納容器の隔離機能を阻害しない)を踏襲しつつ、ベントの成功を確実にすることを目的としております。</p> <p>また、格納容器フィルタ付ベント装置には上記の目的に加え待機時の窒素封入も目的として、作動圧力が低いラプチャーディスクを設ける予定です。</p> <p>さらに、炉心損傷後においては、格納容器破損箇所からの管理されない核分裂生成物、水素等の放出を低減するために、過温等の格納容器圧力が比較的低い状態で格納容器が破損する場合に備えたベント基準を設けることを検討しております。</p> <p>なお、格納容器ベント弁を確実に開するための施策として、志賀2号機では、1F事故以前から耐圧強化ベント系の格納容器ベント弁(空気作動弁)にはボンベセットによる空気供給手段を整備していました。また、格納容器ベント弁には手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても現場操作が可能な設計でした。さらに、1F事故後には圧縮空気ポンベの追加配備や小型発電機等の配備を実施しております。</p> <p>新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置の格納容器ベント弁は電動弁とし、非常用交流電源設備が喪失した場合に備えてガスタービン発電機等を配備する予定です。さらに、格納容器ベント弁に対して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が可能な設計とする予定です。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p> <p>なお、ベントラインのラプチャーディスクに関しては、最新知見を踏まえて様々な事故シナリオを考慮した上で、今後もその設置要否及び作動圧力について検討していきます。</p>
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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る。	①	無	事象進展に応じた格納容器破損防止対策の意義や役割を検討することについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	事象進展に応じた格納容器破損防止対策の意義や役割については、当社として(1)-2③のとおり検討しており、現状、更なる調査・検討が必要と考えておりません。	
		③	<p>格納容器ベント設備の意義や役割については、(1)-1③に記載しているとおりです。 (1)-1③に記載されている以外にも、志賀2号機では、格納容器破損防止対策（過圧／過温）として、次のとおり原子炉注水、格納容器冷却、格納容器除熱手段等を整備する予定です。</p> <p><主な格納容器破損防止対策></p> <p>【原子炉注水】 - 常設ポンプ（常設代替低圧ポンプ（新設）及び復水移送ポンプ（既設））を用いた常設代替低圧注水系 - 可搬型ポンプ（可搬型代替低圧ポンプ）を用いた可搬型代替低圧注水系</p> <p>【格納容器冷却】 - 常設ポンプ（常設代替低圧ポンプ（新設）及び復水移送ポンプ（既設））を用いた常設代替原子炉格納容器スプレイ系及び常設原子炉格納容器下部注水系 - 可搬型ポンプ（可搬型代替低圧ポンプ）を用いた可搬型代替原子炉格納容器スプレイ系及び可搬型原子炉格納容器下部注水系</p> <p>【格納容器除熱】 - 常設ポンプ（復水移送ポンプ（既設））、可搬型熱交換設備（新設）等を用いた代替残留熱除去設備</p> <p>【その他】 - 格納容器のトップヘッドフランジやその他貫通孔のシール材として改良EPDMを採用</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(2) - 1	<p>「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ージメントについて」(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ージメント対策(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。</p>	①	無	1F1号機及び3号機において、耐圧強化ベント系から非常用ガス処理系を介して原子炉建屋内へのベントガスの逆流、汚染及び水素流入が発生したことについては、当社として異なる見解はありません。
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		③	<p>志賀2号機の耐圧強化ベント系は、1F事故以前からベントガスが逆流しないよう、ベント時に他系統と隔離可能な設計としております。志賀1号機の耐圧強化ベント系は、原子炉建屋との隔離弁である非常用ガス処理系の入口弁がFail Openの空気作動弁ですが、1F事故以前からベントガスの逆流を発生させないようボンベセットによる空気供給手段を整備し、計装用圧縮空気系が喪失した場合においても隔離可能な設計としております。</p> <p>志賀2号機に新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置は独立した配管を設置し、他系統との独立性を確保する予定であり、志賀1号機も再稼働に際しては同様の対応をする予定です。</p> <p><詳細> 【1F事故以前の状況】 ●志賀2号機 (ABWR) : 耐圧強化ベント系は非常用ガス処理系に接続 (添付2 図-5 参照) ・非常用ガス処理系と耐圧強化ベント系の隔離弁は通常時閉でFail As-Isの電動弁とFail Closeの空気作動弁であり、Fail Openではありませんでした。Fail As-Isの電動弁には現場操作が可能なように手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。 ・耐圧強化ベント系と換気空調系の隔離弁は通常時閉でFail Closeの空気作動弁でした。なお、手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。 ・ベント時には他系統との隔離弁を全て閉止することを手順で明確化していました。 ・なお、格納容器ベント弁は計装用圧縮空気系が機能喪失することを想定し、ボンベセットによる供給手段を整備していました。さらに手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</p> ●志賀1号機 (BWR5) : 耐圧強化ベント系は非常用ガス処理系に接続 (添付1 図2. 3 参照) ・非常用ガス処理系と耐圧強化ベント系の隔離弁は通常時閉でFail As-Isの電動弁とFail Openの空気作動弁でした。Fail As-Isの電動弁は現場操作が可能なように手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。 Fail Openの空気作動弁には手動ハンドルは設けていなかったものの、計装用圧縮空気系が喪失した場合を想定し、ボンベセットによる空気供給手段を整備していました。 ・耐圧強化ベント系と換気空調系の隔離弁は通常時閉でFail Closeの空気作動弁でした。 ・ベント時には他系統との隔離弁を全て閉止することを手順で明確化していました。 ・なお、格納容器ベント弁は計装用圧縮空気系が機能喪失することを想定し、ボンベセットによる空気供給手段を整備していました。 【1F事故後の対応】 ●志賀2号機 格納容器フィルタ付ベント装置の設計にあたっては、以下を考慮する予定です。 ・サプレッションチェンバのベントラインは新規の格納容器ペネトレーションを用いて、他系統と独立した配管を設置します。 ・ドライウエルのベントラインは不活性ガス系配管を一部共用するものの、格納容器第一隔離弁 (通常時閉でFail Closeの空気作動弁) の手前で分岐し、他系統との独立性を確保します。 ●志賀1号機 ・耐圧強化ベント系の他系統との隔離弁 (Fail Openの空気作動弁) や格納容器ベント弁には、現場で手動操作が可能なよう手動ハンドルを追設しております。 ・その他の対応については、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。	
		④	なし	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用の考え方を確認することについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	<p>設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用の考え方は以下のとおりです。なお、当社として更なる調査を実施することで他社も含めたAM対策整備当時の考え方を確認することに意義はあると考えており、今後も貴庁の調査に協力します。</p> <p>【AM対策整備当時の考え方】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用については、隔離弁により上位クラスとの機能分離がなされるまでは同じクラスの設計とし、格納容器バウンダリに直接接続する部分は隔離設計とする等、既存の安全機能に悪影響を与えないように設計を考慮しております。具体的には添付1、添付2のとおりです。これらについては、当社から旧原子力安全・保安院に報告しており、旧原子力安全・保安院から旧原子力安全委員会に報告しています。 添付1：志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書（抜粋） 添付2：志賀原子力発電所2号炉のアクシデントマネジメント検討報告書（抜粋） また、AM対策設備全般について「定期検査中に機能の確認試験が可能な設計とする」こととしており、設置時に試験可能性は考慮しています。これらの機器は社内規定に基づき保全対象とした上で、保全計画を定め、これに基づく点検等を実施しております。 	
		③	(2) - 1 ③に記載		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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配管の一部を經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。	①	無	1F1号機におけるベントは、AM対策により、ベントガスが非常用ガス処理系配管の一部を經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ことについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	<p>志賀1/2号機ともに、自主保安として整備したAM対策である耐圧強化ベント系は、1Fと同様に非常用ガス処理系配管の一部を經由しております。</p> <p>志賀2号機で新たに設置予定の格納容器フィルタ付ベント装置は、次の点を考慮する予定です。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションチェンバのベントラインは新規の格納容器ペネトレーションを用いることとし、他システムと独立した配管を設置します。 ・ドライウエルのベントラインは不活性ガス系配管を一部經由するものの、格納容器第一隔離弁の手前で分岐させ、他システムとの独立性を確保します。 <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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	無	1F1/2号機共用排気筒において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になったことについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	<p>志賀1/2号機の非常用ガス処理系排気管は、設置当初から排気筒の頂部高さまで敷設されており、自主保安として整備したAM対策である耐圧強化ベント系の設置にあたり非常用ガス処理系配管の共用を行った結果、排気筒頂部でベントガスが放出される構造となっております。</p> <p>また、志賀2号機に新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置では、排気管を主排気筒外側に独立して設置し、耐圧強化ベント系と同様に排気筒頂部高さまで敷設する構造とする予定です。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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を確認する必要がある。	①	無	AM対策が耐圧強化ベント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を確認することについて、当社として異なる見解はありません。
		②	要	<p>AM対策での耐圧強化ベント配管の構造やベントガスの挙動、組成等の考慮は以下のとおりです。なお、当社として更なる調査を実施することで他社も含めたAM対策整備当時の考え方を確認することに意義はあると考えており、今後も貴庁の調査に協力します。</p> <p>【AM対策整備当時の考え方】 エアロゾル・よう素に関しては、サプレッションチェンバメント時のプールスクラビングによる環境への放出低減を考慮していました。水素に対する設計上の考慮については、格納容器内雰囲気窒素置換は行っていたものの、耐圧強化ベント系統内の水素滞留について検討していた記録はありませんでした。</p>
		③		<p>(3) - 2③に記載している内容に加えて以下を考慮しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> 志賀2号機の格納容器フィルタ付ベント装置は、系統内に水素が滞留し、水素燃焼が発生しないよう、通常運転時から窒素を封入するとともに、格納容器フィルタ付ベント装置までを下り勾配、格納容器フィルタ付ベント装置以降を登り勾配とする予定です。また、配管分岐部にも水素が滞留しない設計とする予定です。さらに、ベント終了後においては窒素供給を実施する予定です。 格納容器ベント後の配管等への核分裂生成物付着も考慮した上で被ばく線量評価を実施し、SA作業の成立性を確認する予定です。 耐圧強化ベント系は、水素滞留防止の観点から炉心損傷後には使用しないことを検討しており、水素流入の可能性は小さいと考えております。一方、その配管経路は原子炉建屋上層階から非常用ガス処理系トレンチを介して排気筒に繋がっており連続登り勾配でないこと、配管分岐部が複数あり分岐部における水素滞留の可能性が否定できないことを踏まえ、対応を検討中です。 <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>
		④		なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	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を確認することについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	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を確認することについて、当社の考えは(3)-3③のとおりであり、現状、更なる調査・検討が必要と考えておりません。	
		③	(3)-3③に記載		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(4)-1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル中の気体がサ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が生じる可能性がある。	①	<p>真空破壊装置はSA設備とすることを検討しており、SA設備はSA環境下での耐性を備えた設備とすること、真空破壊装置自体が単純な動作をする逆止弁であることを踏まえると、SA時においてその機能が喪失する可能性は小さいと考えております。</p> <p>一方、真空破壊装置は、2F1号機においてガスケットが脱落していること、格納容器内に8個設置されていることから、故障の可能性は否定し切れないと考えております。真空破壊装置に故障が発生した場合にはドライウェル中の気体がサプレッションプールスクラビングを経由せずに格納容器外に放出される経路が生じることについて、当社として異なる見解はありません。</p>
		②	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		③	<p>真空破壊装置はSA設備とすることを検討しており、SA設備はSA環境下における耐性を備えた設備とする予定です。なお、志賀2号機の真空破壊装置のガスケットは改良EPDMに交換することを検討しております。</p> <p>諸外国の確率論的リスク評価の知見を踏まえ、残余のリスクを評価する観点から確率論的リスク評価の高度化の中で真空破壊装置の故障（1弁開固着）のモデル化を進めております。</p> <p>格納容器フィルタ付ベント装置はサプレッションプールスクラビングを経由しないドライウェルベントも考慮した設計としており、新規制基準適合性審査におけるベント時のセシウム放出量評価や被ばく評価においては、ドライウェルベントを実施した場合の評価も行う予定です。仮に真空破壊装置が故障し、サプレッションプールスクラビングがバイパスされたとしてもドライウェルベント時の評価に包絡されると考えております。</p>
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	真空破壊装置の漏えい経路を従来の重大事故等時における漏えい経路に追加することについては、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	真空破壊装置の漏えい経路を従来の重大事故等時における漏えい経路に追加することについては、(4) - 1 ③に記載のとおり、確率論的リスク評価の高度化の中で真空破壊装置の故障(1弁開固着)のモデル化を進めており、今後、当社で適切に対応してまいります。	
		③	(4) - 1 ③に記載		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	<p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、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によって生じた圧力による可能性が高いことについて、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料1-10「1号機原子炉建屋で発生した水素爆発の解析」</p>	
		②	要	<p>1Fで発生した原子炉建屋内水素爆発については、爆発の発生箇所等について更なる調査が必要と考えております。本件は、貴庁又は他電力会社殿で引き続き調査・検討されるものと考えております。なお、調査・検討にあたって当社プラントデータの提供等、必要な協力はさせていただきます。</p>	
		③		<p>志賀2号機では、原子炉建屋の水素対策として次の施策（検知・処理・排出）を実施する予定です（一部実施済）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋オペフロに原子炉建屋可燃性ガス再結合器及び水素濃度計を設置 ・ブローアウトパネルを現場で手動開放し、原子炉建屋から排出する設備及び手順を整備 <p>さらに、上記に加え次の施策を実施することを検討しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開放面積が広い格納容器ハッチ付近に水素濃度計を設置し、原子炉建屋内の広い範囲で漏えいを検知 ・原子炉建屋内の水素濃度上昇を検知した場合は、格納容器フィルタ付ベント装置にて格納容器内の水素を大気中へ放出し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制 ・格納容器ハッチから原子炉建屋可燃性ガス再結合器がある原子炉建屋オペフロに水素を導く経路を確保 <p>その他、格納容器からの水素漏えい防止対策として次の施策を実施する予定です。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設又は可搬型ポンプによる格納容器スプレイによる格納容器内冷却 ・常設ポンプ、可搬型熱交換設備等を用いた格納容器内除熱 ・格納容器トップヘッドフランジ等のシール材を改良EPDMに変更 ・原子炉ウェル注水による格納容器トップヘッドフランジの冷却 <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>	
		④		なし	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	1F3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙は水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いことについては、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	水素以外の可燃性ガスの寄与の有無、有の場合はその種類と量について、今後の更なる調査・検討が必要と考えております。本件は、貴庁又は他電力会社殿で引き続き調査・検討されるものと考えております。なお、調査・検討にあたって当社プラントデータの提供等、必要な協力はさせていただきます。	
		③	水素以外の可燃性ガスの寄与の有無、有の場合はその種類と量が判明していない段階であることから、今後の調査・検討結果を踏まえて適切に対応してまいります。		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因が不明という点について、当社として異なる見解はありません。
		②	要	逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因又は不安定動作による影響について、更なる調査・検討が必要と考えており、自社又は他のBWR電力と協力して実施していくことを考えております。
		③	<p>逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作は原因が不明なため、今後の調査・検討結果を踏まえて当社プラントに反映すべき事項が出てきた場合は適切に対応してまいります。</p> <p>一方、今回の事象は逃がし安全弁の原子炉圧力制御機能(逃がし弁機能)に影響は与えているものの、逃がし安全弁は原子炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)がより重要と考えており、志賀2号機においては原子炉減圧機能の強化として次の対応を実施する予定です(一部実施済)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁駆動用窒素ガスポンプの追加配備 ・逃がし安全弁駆動電源の多様化(可搬型蓄電池等) ・逃がし安全弁補助作動装置の設置 <p>さらに、原子炉減圧機能の強化として次の施策を実施することを検討しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁を保護するための格納容器スプレイ手順の整備 <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>	
		④	なし	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	全交流動力電源喪失条件下での逃がし安全弁の逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離による影響並びに不安定動作が確認された逃がし安全弁以外の機器における不安定動作の可能性を把握することについては、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	全交流動力電源喪失条件下での逃がし安全弁の逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離による影響並びに逃がし安全弁以外の機器における計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離に伴う不安定動作の可能性を把握することについては、更なる調査・検討が必要と考えており、自社又は他のBWR電力と協力して実施していくことを考えております。 なお、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)から空気(窒素)を供給している空気(窒素)作動弁については、従来から駆動空気(窒素)喪失時に安全側の動作をする設計(本来の機能を阻害しない設計)としておりますが、SA下における動作について今後精査をしていきます。	
		③	(6) - 1 ③にて回答		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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	<p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F事故において自動減圧系や逃がし安全弁が設計と異なる挙動をしていたことについて、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料3-3「3号機13日9時頃に発生した原子炉圧力の低下挙動について」</p>	
		②	否	現状，更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	<p>志賀2号機では，SA設備・SA計測機器に対して次の方針で設計する予定です。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・新設のSA設備・SA計測機器は，SA環境下で有効に機能するように設計します。 ・既設を活用したSA設備・SA計測機器も，SA環境下での健全性を確認の上，必要な場合は設計を変更します。 ・さらに，代替パラメータによる推定手段を整備し，多様性を確保します。 ・今後SA環境下での機器の設計上の想定と異なる挙動にかかる新知見が得られた場合には，当社プラントへの反映要否を検討の上，適切に対応します。 <p>志賀1号機も，再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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の集積については、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	新規制基準適合性の観点では、SA設備はSA環境下での耐性を備え、期待された機能を発揮できる設備とする予定であるため、設計上の想定と異なる挙動が起こることは考えにくいものの、今後SA環境下での機器の設計上の想定と異なる挙動にかかる新知見が得られた場合には、当社プラントへの反映要否を検討の上、適切に対応してまいります。自社又はBWR電力で協力して実施するものと考えております。	
		③	(7) - 1 ③に記載		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(7) - 3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無	SA時の計測機器の信頼性の検証については、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	新規制基準適合性の観点では、SA計測機器はSA環境下での耐性を備え、期待された機能を発揮できる計測機器とする予定であるため、設計上の想定と異なる挙動が起こることは考えにくいものの、今後SA環境下での計測機器の設計上の想定と異なる挙動にかかる新知見が得られた場合には、当社プラントへの反映要否を検討の上、適切に対応してまいります。自社又はBWR電力で協力して実施するものと考えております。	
		③	(7) - 1 ③に記載		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(8)-1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	<p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F3号機において自動減圧系が設計の意図と異なる条件(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことにより格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力に達してベントが成立したことについては、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未解明問題報告書 添付資料3-3「3号機13日9時頃に発生した原子炉圧力の低下挙動について」</p>
		②	否 現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		③	<p>志賀2号機では、1F3号機と同様の事象が発生することは考え難いです。理由は次のとおりです。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自動減圧系起動信号のインターロックとして残留熱除去系ポンプ吐出圧を用いていますが、格納容器の最高使用圧力の2倍(620kPa[gage])にサプレッションチェンバの静水頭(満水でも200kPa程度)を考慮しても十分に高い設定値となっております。 ・さらに、運転手順書では、不要な自動減圧系作動防止を目的に、格納容器圧力が最高使用圧力を超える可能性があるSOP手順を導入する時点で自動減圧系作動阻止操作を実施する予定としております。 ・代替自動減圧機能も同様です。 <p>志賀1号機では、自動減圧系起動信号のインターロックとして残留熱除去系ポンプ運転中の信号を用いていることから、1F3号機と同様の事象が発生することはありません。</p>
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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る。	①	無	SA時の自動減圧系の作動に関する設計条件等を確認することについては、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	志賀1/2号機については(8) - 1 ③に記載のとおり検討しているため、現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	(8) - 1 ③に記載		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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る。	①	無	格納容器圧力が上昇する要因として、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ことについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	当社プラントについては、(8) - 3③のとおり対応を検討しているため、現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	<p>志賀2号機では、新規制基準適合性審査の中で水蒸気発生以外に水素等による過圧（ジルコニウム-水反応による水素発生、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生等）を考慮した上で、格納容器圧力が制限値を下回る評価を示す予定です。</p> <p>なお、漏えいによる減圧等のふるまいは、格納容器圧力を緩和する方向に働くことから、格納容器内の圧力挙動評価等において改めてその影響を考慮する必要性は小さいと考えております。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	<p>無</p> <p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F3号機のベント成功回数が2回であったことについては、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料3-8「3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について」</p>
		②	<p>否</p> <p>現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。</p>
		③	<p>1F3号機では、格納容器ベント操作を複数回実施したものの、ベント弁駆動用空気圧の不足、ベント弁励磁回路の不具合、小型発電機の故障による電磁弁励磁維持の問題等が原因でベント弁が開しなかったと考えられています。</p> <p>志賀2号機では、1F事故以前から耐圧強化ベント系の格納容器ベント弁（空気作動弁）にはボンベセットによる空気供給手段を整備していました。また、格納容器ベント弁には手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても現場操作が可能な設計でした。さらに、1F事故後には圧縮空気ポンプの追加配備や小型発電機等の配備を実施しております。</p> <p>また、新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置の格納容器ベント弁は電動弁とし、非常用交流電源設備が喪失した場合に備えてガスタービン発電機等を配備する予定です。さらに格納容器ベント弁に対して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が可能な設計とする予定です。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>
		④	<p>なし</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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	<p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F3号機のベント時に非常用ガス処理系配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったことについては、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料3-8「3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について」</p>	
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	<p>志賀2号機では、原子炉建屋内水素濃度計の指示値上昇等、原子炉建屋で水素爆発が起こる恐れがある場合には、原子炉建屋内及びその周辺での作業を禁止する等の安全措置について今後検討し、反映していきます。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p> <p>なお、志賀1/2号機においては、プラント間で排気筒を共用していないため、他号機へのベントガス（水素、核分裂生成物等）の流入は構造上起こりえません。</p>		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	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ことについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	(9) - 2 ③に記載		
		④	なし		

添付目次

添付 1 志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書
平成 1 4 年 5 月 北陸電力株式会社（抜粋）

添付 2 志賀原子力発電所 2 号炉のアクシデントマネジメント検討
報告書 平成 1 5 年 7 月 北陸電力株式会社（抜粋）

志賀原子力発電所の
アクシデントマネジメント整備報告書

(抜粋)

平成 14 年 5 月

北陸電力株式会社

つつ外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動することを手順書化している。

今回、P S A等の知見から、電源供給能力の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策として電源の融通、非常用ディーゼル発電機の復旧手順の整備を実施した。

(1) 電源の融通

3区分の電源構成のメリットを活かし、原子炉施設内で高圧炉心スプレイ系専用の非常用ディーゼル発電機により、予備充電器を介して直流電源を供給し、また、6.9 k Vの交流電源を融通し、電源供給能力を向上させるものである(図-2.4)。

外部電源が喪失し、高圧炉心スプレイ系専用の非常用ディーゼル発電機を除く原子炉施設内の非常用ディーゼル発電機の起動にすべて失敗して、かつ直流電源が喪失したとしても、本アクシデントマネジメント策により、予備充電器を介した直流電源の供給及び6.9 k Vの交流電源の融通が可能となる。このため、必要な機器への電源供給、原子炉隔離時冷却系等の継続運転、ほかの非常用ディーゼル発電機の復旧作業が可能となる。

電源融通の操作手順については、事故時運転操作要領(事象ベース)に定めた。

(2) 非常用ディーゼル発電機の復旧

全交流電源が喪失する事象では、事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この余裕時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧させ、電源供給能力を向上するものである。基本的な手順は、非常用ディーゼル発電機の故障の認知、故障箇所の同定、保守要員による故障機器の復旧作業であり、これらの手順について、今回整備を行ったAM復旧手順書に定めた。

3. 2 既存の安全機能に与える影響の確認

アクシデントマネジメント策の整備に当たり設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪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(安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類)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、設計上の考慮を払っている。さらに、新設した配管等が地震等により万一破損した場合でも既存の安全設備に悪影響を与えないよう配慮している。

これらの設計上の考慮に加え、設備の運用や運転員の誤操作の防止についても、手順書類の整備、スイッチカバーの設置等により考慮を払っていること、現行の安全評価にも影響を与えないことを確認している。

以上のことから、アクシデントマネジメント策の整備が既存の安全機能に影響を与えることはない（表－3参照）。

3. 3 アクシデントマネジメントの有効性

BWR－2／3、BWR－4、BWR－5、ABWRの各型式の代表炉について、今回整備したアクシデントマネジメント策を考慮したPSAを実施することにより、アクシデントマネジメントの有効性を定量的に確認した。

当発電所の炉型はBWR－5であり、アクシデントマネジメント策の整備により炉心及び格納容器の健全性維持に関する支配的な事故シーケンスの発生頻度は、代表炉と同程度の低減が見込まれ、健全性が脅かされる可能性が適切に低減されたものと判断した。

なお、詳細については、別途「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」にまとめている。

表-3 既存の安全機能への影響確認一覧

設計上配慮すべき項目	(RPT) 代替反応度制御	(ARI) 代替反応度制御	原子炉減圧の 自動化	代替注水	耐圧強化ベント	HPCS-D/Gからの 電源融通	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、機能的分離、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 策はない)
3. 格納容器の隔離設計を阻害しないこと	-	-	-	-	○	-	耐圧強化ベントラインは非常用ガス処理系に接続するが、隔離弁及び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した。また、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個所と同一の設計とした。
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は、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、既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。
(2) 原子炉停止系	-	○	-	-	-	-	代替反応度制御で新設した計測制御系は、既存の原子炉緊急停止系作動回路と分離する設計とした。また、新設した電磁弁等の位置、構成は、原子炉緊急停止系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した。
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した。
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	-	-	-	○	○	-	代替注水を行う際使用する配管のうち、残留熱除去系と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した。 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個所と同一の設計とした。
(4) 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	-	-	-	-	-	-	(該当する設備変更を伴う AM 策はない)
(5) 電源系	○	○	○	○	○	○	信号回路、電動弁の電源部は、接続する既存電源系と同等の設計とした。また、電源の接続においては遮断器を設置することにより既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。
(6) そのほか	-	-	-	○	-	-	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	○*	○*	○*	○	○	○	自動起動する設備の設置については、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ており、設計基準事象内の現行の安全評価事象に悪影響を与えない、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

赤字：AM整備当時の図面から追記・修正した箇所

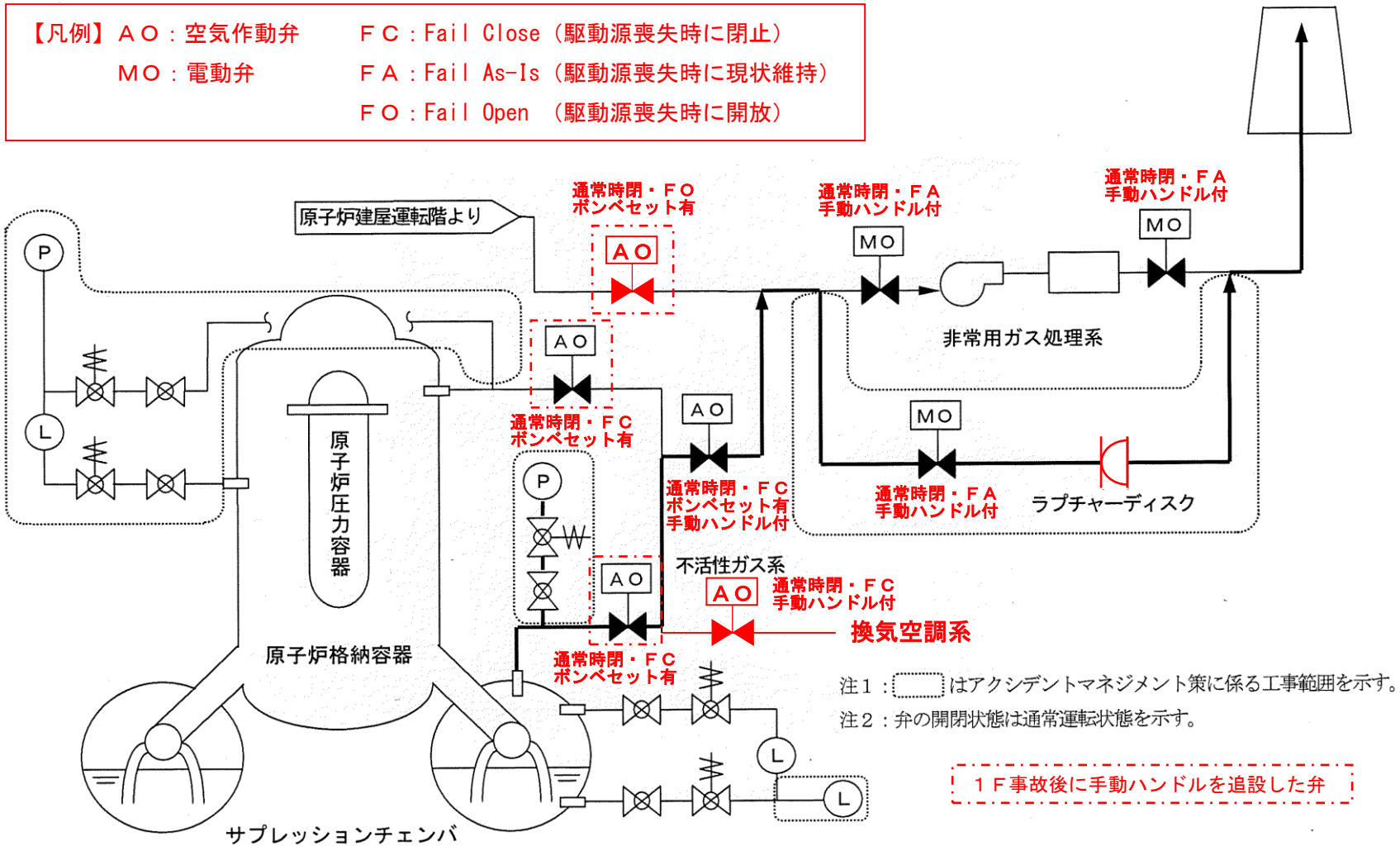


図-2. 3 耐圧強化ベント（概念図）

志賀原子力発電所 2 号炉の
アクシデントマネジメント検討報告書

(抜粋)

平成 1 5 年 7 月
北陸電力株式会社

表2 安全機能への影響確認一覧

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. 格納容器雰囲気を制御する系統	○	○	—	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

赤字：AM検討当時の図面から追記した箇所

【凡例】 AO：空気作動弁 FC：Fail Close（駆動源喪失時に閉止）
 MO：電動弁 FA：Fail As-Is（駆動源喪失時に現状維持）
 FO：Fail Open（駆動源喪失時に開放）

35

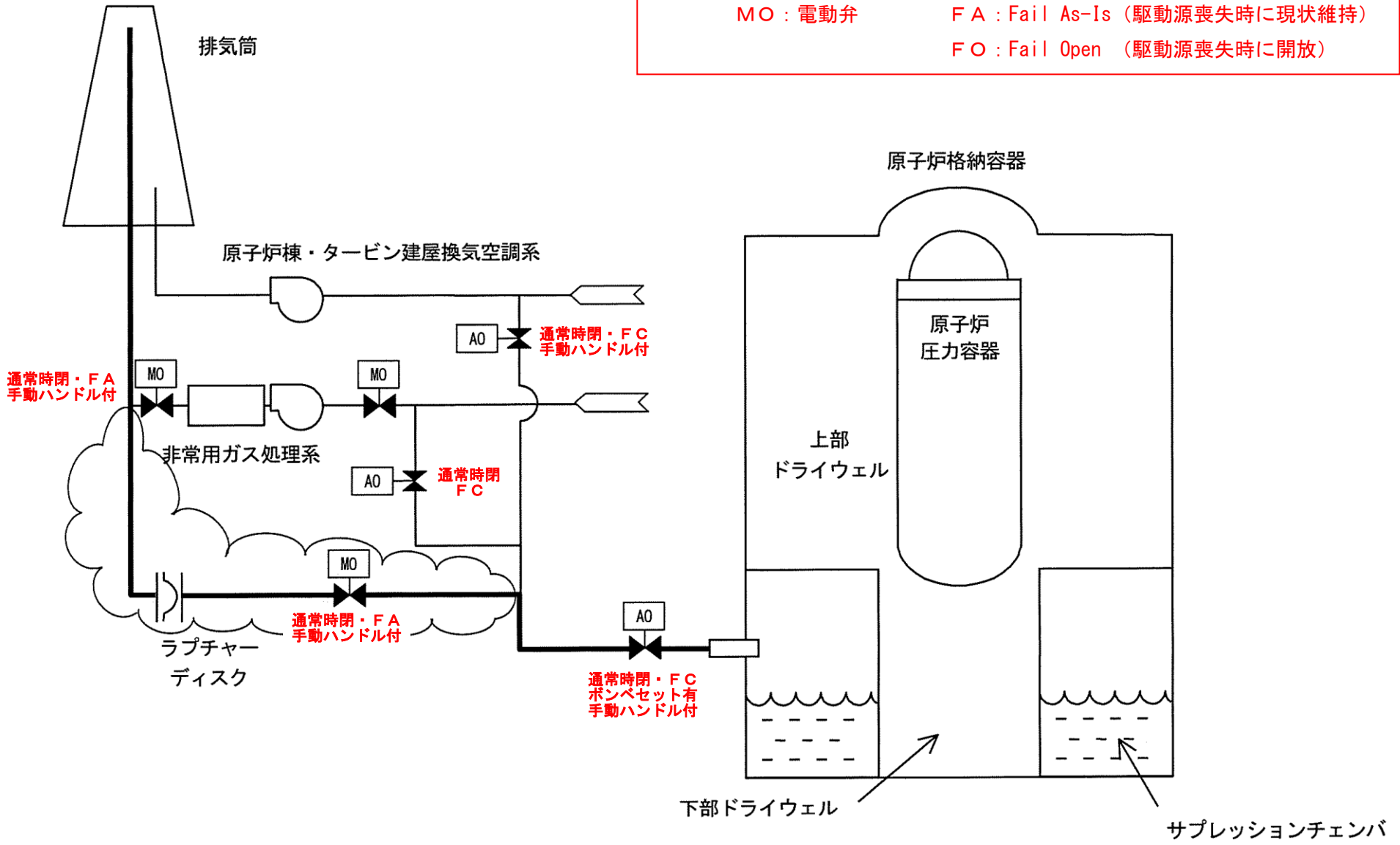


図-5 耐圧強化ベント設備（設備）

関 原 発 第 7 1 号
2 0 2 1 年 5 月 1 0 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

大阪市北区中之島 3 丁目 6 番 1 6 号
関 西 電 力 株 式 会 社
執行役社長 森本 孝

「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)

令和3年4月5日付け原規規発第 2104051 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の回答（関西電力株式会社）

以 上

中間取りまとめに関する見解等の回答様式

<回答項目>

①異なる見解の有無及びその理由

②更なる調査・検討の要否及びその理由

※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体（自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか）並びにそれらの理由

③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方

④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
記載例	中間取りまとめで確認した事実、確認した事実に基づいて考えられること、及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること	①	有 or 無	△△については、■■■のため、見解が異なる。 △△については、□□のため、異なる見解は無い。
		②	要 or 否	△△については、◎◎のため、〇〇に関する調査が必要である。 △△については、◇◇のため、更なる調査は不要である。
		③		左記の事項は、▼▼として設計に反映する方針である。
		④		

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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、ラプチャーディスク(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。	①	<p>無</p> <p>PCVの圧力がRDの作動圧力を超過している期間において隔離弁が開状態を維持していたか否かは必ずしも明確になっていないと考えられる※が、RD近傍の線量率測定結果からベントが成功しなかったと判断する点には疑問点はなく、異なる見解はない。</p> <p>※「東京電力HD 福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告」の「課題リスト ~2号機~ No.2号機-9」に記載のとおり、「ベント小弁が3月14日 23時55分には閉状態であったとされている」や「3月15日 0時01分頃 2号機ベント操作(ドライウェルベント小弁)数分後閉確認」と記載されている。</p>
		②	<p>否</p> <p>左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。</p>
		③	<p>当社が [] 設置したフィルタベントシステム(以下「FV」という。)は、 []</p> <p>[]</p> <p>[] 設計としている。厳密には、 []</p> <p>[]</p> <p>なお、 []</p> <p>[] 設計としている。</p>
		④	<p>①~③に記載した以外の見解や意見は特になし。</p>

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	RD は隔離機能確保の観点から設置されたものと考えられるが、原子炉格納容器から既に漏えいが発生しており、原子炉格納容器圧力が上昇しないような状況に至り、環境への放射性物質の放出抑制の観点からベントを早期に実施することが必要な場合には、RD がベントを阻害する要因になり得る。したがって、隔離機能と冷却機能のバランスを考慮した最適な設計を検討する必要があるという点で、左記について異なる見解はない。
		②	否	左記の検討方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
		③		(1)-1③に記載のとおり、当社が設置した FV には、 <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> 設計としている。したがって、 <input type="text"/> <input type="text"/> となっている。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	ADS の作動条件成立に関する推定に矛盾点は見受けられず、ADS の作動によって RD が作動しベントが成功したとする推定に疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③		当社が設置した FV では、 <input type="text"/> <input type="text"/> 本件と同様の事象が発生することはない。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2)-1	<p>「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ージメントについて」(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ージメント対策(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。</p>	①	無 配管の汚染状況等から、ベントガスのSGTSを経由した原子炉建屋への流入が起こり、その結果として水素爆燃が発生したとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否 左記事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>当社のFVラインは [] 設計等への反映は不要である。</p> <p>なお、原子力規制庁が中間とりまとめの別添6「5. 引き続き調査が必要な課題」として記載されている事項は、現在の判断・評価の説明性を高める内容であると考え、今後の調査結果を踏まえ、現在の判断・評価と異なる知見が得られるようなことがあれば検討してまいりたい。</p>
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	ベントガスの逆流という設計想定外の事象を踏まえて、AM 対策の有効性の観点から設計、施工及び運用の考え方を網羅的に確認する方針に対して、異なる見解はない。	
		②	否	AM 対策の有効性の観点から設計、施工及び運用の考え方を確認する方針が示されているものであり、更なる調査・検討は不要である。	
		③	<p>当社の FV 系統は [] 設計等への反映は不要である。</p> <p>当社においては、AM 対策設備を既存設備に接続する際には隔離弁を設置（通常時「閉」運用とし電動弁は常時電源「切」）することで、上位クラスに悪影響を及ぼさないための設計上の配慮を行っている。東京電力福島第一原子力発電所の耐圧強化ベントラインについても同様の配慮がなされていたものと考え、本件は、設計基準事故あるいは重大事故等発生時に期待する機能に応じてフェイルオープンやフェイルクローズのような異なる動作が求められる機器への配慮について示唆されているものと認識している。</p> <p>具体的に、SGTSはLOCA時等において原子炉建屋内に放出された放射性物質をフィルタで除去した上で排気筒から放出する系統であるためフェイルオープンの設計としていたものと考え、耐圧強化ベントによるベントガスの流入を考慮するとフェイルクローズの設計であることが望ましかったと言える。</p> <p>当社の AM 対策設備のうち当時の既存設備と接続する AM 対策設備は、代替再循環、消火水ポンプを用いた原子炉格納容器内注水（消火水スプレイ）が挙げられるが、いずれの隔離弁についても当初よりフェイルオープンやフェイルクローズの設計となっていない（手動弁、もしくは電動弁「常時電源：切」）ことを確認した。</p>		
		④	<p>③では DB 設備との接続という観点で当社対策に直接的な影響がないことを確認したが、東京電力福島第一原子力発電所において AM 対策が有効に機能しなかった要因は基本設計検討時に外部事象の想定（複数基同時発災、電源号機間融通不可による長期間全交流動力電源喪失等）が不足していたことにあると考えられる。この点は当時の PWR の AM 対策検討時においても同様であったことを踏まえ、安全性向上評価届出等を通じて外部事象をはじめ自主的安全性向上に資する最新知見の把握を継続的に進めるとともに、得られた知見等について安全対策設備の設計、施工及び運用の検討に適切に取り入れてまいりたい。</p>		

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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配管の一部を經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。	①	無	左記については設計図書等により確認されたものであり、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	新規制基準施行以前の当社のAM対策としては、ベントを設置していないことから、設計等に反映する事項はない。	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	無	SGTS配管から排気筒に入った際に流路面積が増加した結果、流速が急激に低下し排気筒基部にベントガスが滞留したと考えることに疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	新規制基準施行以前の当社のAM対策としては、ベントを設置していないことから、設計等に反映する事項はない。	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	左記については確認された事実を踏まえた確認の方針として、異なる見解はない。
		②	否	左記については AM 対策検討時の考え方を詳細に確認する方針が示されているものであり、更なる調査・検討は不要である。
		③		新規制基準施行以前の当社のAM対策としては、ベントを設置していないことから、設計等に反映する事項はない。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	左記については確認された事実を踏まえた確認の方針として、異なる見解はない。
		②	否	左記の確認の方針は明確であり、さらに調査・検討は不要である。
		③		当社の FV の設計では、 設計したものである。 また、 設計としている。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(4)-1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル中の気体がサプレッションプールにおけるスクラビングを經由せずに PCV 外に放出される経路が生じる可能性がある。	①	無	真空破壊弁とサプレッションチェンバの設備構成を踏まえると、真空破壊弁が故障した際にはスクラビングを經由せず放出される経路が生じる可能性について、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	当社の FV においては [] 設計等に反映する事項はない。	
		④	①～③に記載した以外のその他の見解や意見は特になし。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	PRA の観点から漏えい経路として追加するという考え方について、異なる見解はない。
		②	要	中間とりまとめの別添5「3. 真空破壊弁の機能不全によるスクラビングバイパスの可能性」に記載のとおり、現時点においてSGTS配管の汚染量や真空破壊弁でのガスケットずれの影響等を踏まえると、真空破壊弁の機能が維持されていたと考える方が妥当という結論が得られている。したがって、重大事故等発生時における真空破壊弁の開固着発生メカニズムと可能性について検討を継続する必要がある。（他の電力会社）
		③	当社の FV においては [] 設計等に反映する事項はない。 当社の大飯 3,4 号機を除く、鋼製の原子炉格納容器の発電所では、通常運転時の原子炉格納容器スプレイ誤作動を想定し、負圧破損防止の観点から原子炉格納容器の内外圧差により内側に動作する真空逃げ弁が設置されているが、事故時に原子炉格納容器内が負圧になることはなく、当該弁が作動し、開固着となるといった想定をする必要はない。このため、PRA 上は閉止状態における漏えいのみ考慮している。	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	爆発時の映像や建屋の損傷状況を踏まえると、水素の爆燃の可能性は高いとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>PWRではBWRと異なり、水-ジルコニウム反応により発生し原子炉格納容器内に拡散した水素が、ベント等の際に原子炉建屋に流入するような設備設計とはなっていないが、一部の水素は原子炉格納容器の外にあるアニュラス部に漏洩し拡散する。したがって、BWRの原子炉建屋に相当するPWRのアニュラス部の水素爆発への設計上の考慮の問題と認識している。</p> <p>原子炉建屋等における水素爆発に対しては、設置許可基準規則の第五十三条で対策等について既に講じており、具体的には以下のとおりである。</p> <p>アニュラス部における水素爆発に対しては、原子炉格納容器からアニュラス部への漏えいを想定しても、アニュラス部の水素濃度が可燃域（水素濃度4%）に達しないことに加え、アニュラス部より水素を排出するアニュラス空気浄化設備を介して、排気筒から排出可能であることから、アニュラス部における水素爆発が防止できることを確認している。</p> <p>なお、アニュラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、上述のとおり、アニュラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。</p> <p>なお、廃止措置中のプラントの使用済燃料ピットには燃料が保管されているが、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合においても、燃料被覆管温度は最高でも 380℃であり、燃料の健全性が確保されることを確認している。</p>	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	3号機と1号機の水素爆発の映像や燃焼形態の違いなどから、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	要	具体的にどのような可燃性ガスが発生したかは本中間取りまとめを踏まえても不明であることから、2021年3月31日に開催された原子力規制委員会の資料3「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」を踏まえた対応について(第1回)」の「2. 今後の調査分析の進め方」の③に記載のとおり、水素爆発時の原子炉建屋内のガス組成について、原子力規制庁殿が調査・分析を進めるとしており、これらの調査・分析において協力できる点があれば協力する。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		原子炉格納容器内の潤滑油、ケーブル、塗料等が高温に曝される可能性があるが、潤滑油の引火点はおおむね200℃以上、ケーブルの被覆材の着火温度は200℃以上、塗料は事故時の耐環境性を考慮し選定しており、火災発生防止を踏まえた設計としている。 また、原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)は他設備から一定の離隔距離を確保して設置する等、他設備への影響も考慮した配置設計としているため、原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)による水素燃焼時の熱影響による可燃性ガスの発生可能性も小さいものと考えられる。 水素以外の可燃性ガスの発生については、何らかの要因により瞬時に大量に発生することではなく、熱分解等により経時的に発生し、原子炉格納容器内に拡散していくことが想定される。また、これらのガスは、原子炉格納容器内に設置している静的水素再結合装置(PAR)により処理されたり原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)による水素燃焼等にあわせて燃焼することから、アニュラス部へ可燃性ガスが大量に漏れいするおそれはないものと考えられる。((5) - 1に記載のとおり原子炉建屋(アニュラス部)での水素対策により水素爆発の懸念はないものとする。))。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	本件の原因となり得る物理現象等に関する知見を持ち合わせておらず、現時点において異なる見解はない。
		②	否	窒素不足による主蒸気逃がし安全弁の不安定動作の具体的な要因について、(6)－2に記載の確認方針に加え、更なる調査・検討は現時点では不要である。
		③		BWRのSRVの逃がし弁機能に相当するのは、PWRでは加圧器逃がし弁が挙げられる。全交流動力電源喪失時等に制御用空気を喪失した際には、窒素ポンベを利用した加圧器逃がし弁による原子炉容器の減圧が可能であること、また、窒素ポンベも事故時に必要な容量を確保している。今後、新たな知見が確認されれば、都度、機器の健全性への影響を確認していく。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	確認された左記の事実を踏まえた確認の方針について、異なる見解はない。
		②	否	左記の確認の方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
		③		重大事故等発生時に系統側の状況に応じて繰り返し動作する可能性がある機器としては、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁が挙げられる。これらの重大事故等対処設備は全交流動力電源喪失時を含む重大事故等の環境下で健全性が確保されることを確認している。今後、新たな知見が確認されれば、その内容を踏まえ、機器の健全性への影響を確認していく。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	設計通りの作動が行われていないことはパラメータ等から明らかであり、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③		<p>中間とりまとめにおいては、周囲温度上昇による安全弁バネの温度上昇に伴う弾性係数の低下が、安全弁作動圧力の低下の原因と推定されている。</p> <p>PWRでは炉心損傷するような重大事故において加圧器安全弁の作動に期待する事象として「格納容器過温破損（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）」が挙げられる。当該事象では、事象初期の一次冷却材圧力の上昇に伴い、加圧器安全弁に期待することとなるが、その時点において原子炉格納容器雰囲気温度はほとんど上昇しておらず、周囲温度上昇を原因とする加圧器安全弁の有意な作動圧力低下は起こらない。</p> <p>加えて、当該事象では重大事故等時の耐環境性が確認されている加圧器逃がし弁の強制開により一次冷却材圧力の減圧操作を実施するため、安全弁の静的動作による事象収束に対する影響は非常に軽微である。</p>
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	確認された事実を踏まえた左記の調査方針について、異なる見解はない。
		②	否	左記の調査方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
		③		<p>許認可では事故時環境における重大事故等対処設備等の耐環境性について確認しており、現時点においては重大事故等発生時において、機能を果たせるものと考えている。</p> <p>今後、新たな知見が確認されれば、都度、機器の健全性への影響を確認していく。</p>
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(7) - 3	また、AM 対策の圧力計を含めて、SA 条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無	確認された事実を踏まえた調査方針について、異なる見解はない。	
		②	否	左記の調査方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。	
		③	許認可では事故時環境における重大事故等対処設備等の耐環境性について確認しており、現時点においては重大事故等発生時において、機能を果たせるものと考えている。 今後、新たな知見が確認されれば、都度、機器の健全性への影響を確認していく。		
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。		

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(8)－1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無	ADSの動作条件を踏まえると、低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知し、ADSの動作に伴い原子炉容器から主蒸気逃げ弁を介してドライウェルの圧力が上昇し、ラプチャーディスクの破壊圧力に達したという説明に疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	上記のとおり事象進展に対する矛盾点は存在せず、更なる調査・検討は不要である。
		③		BWRの主蒸気逃げ安全弁に相当するPWRの設備としては加圧器逃げ弁や加圧器安全弁が挙げられるが、これらの弁には複数の条件により自動動作する機能はなく、運転員操作による開機能または静的な圧力逃げ機能のみである。また、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリの自動弁についても複数条件により自動動作する機能はない。したがって、炉心注水がなされていない状況で、運転員等の判断を介さず自動的に原子炉冷却材圧力バウンダリを開放し、1次冷却材保有水量を放出するようなことは考えられない。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	ADSの動作条件を踏まえると、低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したという点について疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	左記の確認方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
		③		(8)－1③に記載のとおり、BWRの主蒸気逃げ弁に相当するPWR設備としては加圧器逃げ弁や加圧器安全弁が挙げられるが、当該弁は複数の条件により自動動作する機能はなく、運転員操作による開機能または静的な圧力逃げ機能のみである。また、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリの自動弁についても複数条件により自動動作する機能はない。したがって、炉心注水がなされていない状況で、運転員等の判断を介さず自動的に原子炉冷却材圧力バウンダリを開放し、1次冷却材保有水量を放出するようなことは考えられない。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	事象進展の妥当性を検討する上で各パラメータが何の現象、操作に伴い、どのように推移するのかを確認することは重要であり、異なる見解はない。
		②	否	左記の調査方針は明確であり、更なる調査・検討の必要はない。
		③	<p>本事項は、ADS の作動条件の1つである RHRP の出口圧力が、サプレッションチェンバの圧力の影響を受ける構造となっており、作動条件を設定する際には LOCA 時等に発生する水蒸気に加え、炉心損傷等により発生する水素等による加圧を考慮する必要があることに加え、PCV からの漏えいが発生している際には、サプレッションチェンバの圧力が上昇せず、作動条件に至らない可能性があるという点についても考慮する必要があることを示唆しているものと認識している。</p> <p>(8)－1③に記載のとおり、BWRの主蒸気逃がし弁に相当するPWR設備としては加圧器逃がし弁や加圧器安全弁が挙げられるが、当該弁は複数の条件により自動動作する機能はなく、運転員操作による開機能または静的な圧力逃がし機能のみである。したがって、炉心注水がなされていない状況で、運転員等の判断を介さず自動的に原子炉冷却材圧力バウンダリを開放し、1次冷却材保有水量を放出するようなことは考えられない。</p>	
		④	<p>原子炉設置変更許可のうち添付書類十の有効性評価解析では、原子炉格納容器内で発生するガスとして、水蒸気に加え、炉心での水－ジルコニウム反応による水素発生、熔融炉心によるコンクリート分解に伴う水素発生等を考慮した評価を実施している。また、評価結果である原子炉格納容器圧力を厳しくする観点から、原子炉格納容器からの漏えいによる効果については考慮していないが、(5)－1③に記載のとおり原子炉格納容器からアニュラスに漏えいした水素挙動についても別途確認している。</p>	

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 ベント時の圧力挙動に対する中間取りまとめの検討内容を踏まえると、左記のとおりベント回数を2回とする見解に疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	特重施設で設置したベント設備の運用として、 と考える。 ただし、 信頼性の高い設計となっている。
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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 3号機および4号機の排気塔が共用設備であり、系統構成上、3号機のベントガスが4号機に逆流する系統構成であったことや、4号機側のベントラインの配管系の汚染状況を踏まえると、4号機の原子炉建屋内に水素が流入は考えられ、4号機の建屋内で水素が滞留し、爆発に至ったという見解に疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	当社の FV ラインは [] 設計等への反映は不要である。 また、(5) - 1 ③に記載のとおり、原子炉格納容器、アニュラス部および補助建屋への漏えい等を考慮しても、水素滞留による水素爆発の懸念はないものとする。 なお、アニュラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、(5) - 1 ③に記載のとおり、アニュラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。
		④	③では、他号炉や他系統への水素ガスの流入の可能性が無いことを確認したが、東京電力福島第一原子力発電所において AM 対策が有効に機能しなかった要因は基本設計検討時に外部事象等を起因とした複数基同時発災を想定した際の、ユニット間共用・相互接続に対する検討が不足していたことにあると考えられる。この点は新規制基準施行以前の PWR においても同様であったが、新規制基準施行以降は、設置許可基準規則 第十二条 6 項に基づき、現時点において、ユニット間の共用・相互接続を原則排除した設計、施工及び運用となっている。 今後も安全性向上評価届出等を通じて外部事象をはじめ自主的安全性向上に資する最新知見の把握を継続的に進めるとともに、得られた知見等について安全対策設備の設計、施工及び運用の検討に適切に取り入れてまいりたい。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	重大事故等が発生した際には、建屋周辺での作業が発生することから、放射線影響に加え、水素滞留の可能性等、作業員の安全確保が重要であることについて、異なる見解はない。
		②	否	今回の中間取りまとめにおいて、1号機のベントガスの自プラントへの逆流の議論や、事故発生の号機以外への考慮として、3号機のベントガスが4号機に逆流するという点に疑問点はなく、更なる調査・検討は不要である。
		③	(9)－2③に記載の通り。	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

電原設第5号
2021年5月10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(回答)

令和3年4月5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)』(原規規発第2104051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の回答(中国電力株式会社)

(別添)

中間取りまとめに関する見解等の回答(中国電力株式会社)

<回答項目>

- ①異なる見解の有無及びその理由
- ②更なる調査・検討の要否及びその理由
※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由
- ③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方
- ④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
記載例	中間取りまとめで確認した事実、確認した事実に基づいて考えられること、及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること	①	有 or 無 △△については、■■のため、見解が異なる。 △△については、□□のため、異なる見解は無い。
		②	要 or 否 △△については、◎◎のため、〇〇に関する調査が必要である。 △△については、◇◇のため、更なる調査は不要である。
		③	左記の事項は、▼▼として設計に反映する方針である。
		④	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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、ラプチャーディスク(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。	①	無 2号機におけるベントの成否については、RD付近の線量率がベントガスにより生じると考えられる汚染の程度をはるかに下回っているほか、3号機のRD付近の線量率と比較して明らかに低いことから、2号機のRDは破裂しておらず、同号機は一度もベントに成功しなかったと考えられるため、異なる見解は無い。
		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、ドライウエル(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る。
		③	1. AM対策当時の状況 【島根1, 2, 3号機共通】 シビアアクシデント時以外の場合に弁の誤操作や漏えいによってSGTSフィルタをバイパスすることを防止するため、耐圧強化ベントラインのSGTSフィルタをバイパスする箇所にRDを設置することとし、RDの設定破裂圧力は、島根1, 2号機において450kPa[gage]、島根3号機において327kPa[gage]に設定していた。 【RDの設定破裂圧力の考え方】 ・ 事故発生防止については、確実にPCV健全性を保つ観点から、ベント開始圧力をPCVの最高使用圧力である1Pdに設定。 ・ 事故影響緩和(炉心損傷後のベント)については、PCV内に大量のFPが放出されており、可能な限り時間的な余裕を確保する観点から、ベント開始圧力をPCV健全性が確認されている2Pd(最高使用圧力の2倍)に設定。 ・ RDの設定破裂圧力はベント開始圧力1Pd~2Pdを踏まえ、PCVの隔離機能を阻害しないよう、破裂圧力の許容差(±5%)を考慮しても1Pd(島根1, 2号機: 427kPa[gage]、島根3号機: 310kPa[gage])を下回らない圧力に設定。 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、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】 早期にベントが必要になった場合でも確実にベントを成功させるよう、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のRDの設定破裂圧力は、ベント開始圧力よりも十分に低い圧力(80kPa[gage])に設定することとしている。 ・ 耐圧強化ベントラインのRDは撤去することとし、SGTSフィルタをバイパスする箇所には隔離弁を2重で設置する設計としている。 【島根3号機】(建設中) 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。 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。
		④	2号機のRDの作動圧力については、東京電力HD「福島原子力事故調査報告書」によると、PCVの最高使用圧力と同じ427kPa[gage]であり、PCV設計圧力の1.0倍であると考えられる。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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る。	①	無 AM対策当時のPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要があることについて、異なる見解は無い。ただし、新規制基準対応においては既に意義や役割を検討済みである。
		②	否 新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いることから、更なる調査は不要である。
		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ではなく、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。
		④	その他の見解等はない。
(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。	①	無 東京電力HD「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告 添付資料3-3」で報告されているPCV圧力がRDの設定圧力には到達していなかったこと及びベント成功に繋がったと考えられる以下の内容から、意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる見解は無い。 ・ PCV圧力が一旦急上昇し、その後に低下傾向を示していること。 ・ PCV圧力の急上昇と同じタイミングで原子炉圧力が急減したこと。 ・ S/C圧力がADS設定値に達していたこと等、ADS作動に必要な条件がすべて達成されていたと考えられること。 ・ SRV作動を示す点滅があったこと。
		②	否 ①の報告内容に異論はなく、適切な推定であると考えられることから、更なる調査は不要である。
		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ではなく、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】 隔離弁の操作のみでベントできるよう、格納容器フィルタベント系のRDは設定破裂圧力を十分に低い圧力に設定し、耐圧強化ベントラインのRDは撤去することとしている。 RDの作動圧力については(1)-1、ADSの意図しない作動については(8)-2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。
		④	その他の見解等はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2)-1	<p>「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ージメントについて」(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ージメント対策(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。</p>	①	<p>無</p> <p>耐圧強化ベントラインはSGTS配管へ接続され、SGTSフィルタ出口とはフェイルオープン(以下「AO弁」という。)及びグラビティダンパで隔離される構成であり、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へベントガスが逆流しうる系統構成であったこと及びSGTSフィルタで汚染が確認されていることから、1号機及び3号機においては自号機へのベントガスの逆流、汚染があったと考えられるため、異なる見解は無い。</p>
		②	<p>要</p> <p>1号機及び3号機においては自号機へのベントガスの逆流に伴い、水素も逆流したと考えられるが、原子炉建屋内まで逆流しているか不明であるため、原子炉建屋へのベントガスの逆流に関する調査する必要がある。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る。</p>
		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(以下「AO弁」という。)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ズイズの電動駆動弁(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(以下「AO弁」という。)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ズイズの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いため、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、新規規基準対応として、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>
		④	<p>その他の見解等はない。</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	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ことについて、異なる見解は無い。
		②	否	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については、島根原子力発電所のAM対策当時の状況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。)
		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】 起因事象として内的事象を対象としたPSAの結果から、炉心損傷への寄与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、起因事象(内的事象)を踏まえて以下の設計としていた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 <p>【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>
		④		その他の見解等はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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配管の一部を經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。	①	無 1号機におけるベントに関して、ベントガスがSGTS配管の一部を經由して排気筒から排出される設計となっていたことについて、異なる見解は無い。
		②	否 1号機におけるベントに関して、ベントガスがSGTS配管の一部を經由して排気筒から排出される設計となっていたことについて、更なる調査は不要である。
		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C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配管を經由し、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配管を經由し、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はないため、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配管を經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配管を經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>
		④	その他の見解等はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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	無 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ことが、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、排気筒内面に付着した放射性物質がドレンに随伴してローポ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。
		②	否 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ことが、排気筒下部の高い汚染の原因となったことについて、更なる調査は不要である。
		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、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、原子炉建物頂部まで設置している専用の排気管4本で排出する設計であり、排気管内において滞留するようなベントガス流速とはならないため、排気管下部で高い汚染は発生しないと考えられる。なお、排気管内面に付着する放射性物質が全てドレンに随伴して排気管下部に溜まることを想定して線量率を評価した結果、排気管下部周辺への短時間のアクセス等は可能な線量率であることを確認している。 ・耐圧強化ベントラインは、単独で排気筒頂部まで設置しているSGTS排気管から排出する設計であり、SGTS排気管内において滞留するようなベントガス流速とはならないため、SGTS排気管下部で高い汚染は発生しないと考えられる。 【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。
		④	その他の見解等はない。
(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る。	①	無 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ることについて、異なる見解は無い。
		②	否 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については、島根原子力発電所のAM対策当時の状況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。)
		③	【島根1, 2, 3号機共通】 1. 建設時の状況 SGTSについては、フィルタにより処理したガスを排気筒頂部高さ(島根1号機:排気筒、島根2, 3号機:SGTS排気管)から高所排出する設計としていた。 設計基準事故時及び通常運転時にSGTSを経由して排出されるガスは、原子炉建物内又はPCV内の雰囲気(空気又は窒素)であるため、SGTS配管構成の検討においてガスの滞留や水素ガスの混合状態は考慮されていなかった。 2. AM対策当時の状況 耐圧強化ベントラインについては、SGTS配管を経由し、ベントガスを排気筒頂部高さ(島根1号機:排気筒、島根2, 3号機:SGTS排気管)から排出する設計としていたが、排出経路におけるベントガスの滞留については考慮していなかった。 また、炉心損傷に至った場合に水-金属反応により発生する水素ガスがPCV内に放出されることは想定していたものの、耐圧強化ベントラインについては、不活性化されているPCV内の雰囲気ガスを排出すること、配管内は空間容積が小さく、開放系であったことから、水素燃焼により配管が損傷することは考慮していなかった。 なお、耐圧強化ベントラインを設計した当時の事故シナリオでは、有効性評価の水素燃焼シナリオのように長期間(事故後1週間)水素ガスが発生するシナリオを考慮していなかった。
		④	その他の見解等はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 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を確認する必要があることについて、異なる見解は無い。
		②	否 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は、島根原子力発電所の排気系統ではベントガスの滞留及び水素爆発防止を考慮した設計としているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
		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ではなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【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、排気管内でベントガスが滞留しない系統構成としている。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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バ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型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。 <p>【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。</p>
		④	その他の見解等はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(4)-1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル中の気体がサ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が生じる可能性がある。	①	無	スクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路について、真空破壊弁の故障により生じる可能性を否定できるものではないため、異なる見解は無い。
		②	要	福島第二原子力発電所1号機において真空破壊弁のシール材が外れた原因及び時期が不明であるため、原因分析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。</p> <p>【島根2号機】 スクラビングを経由しない場合はサプレッションプールにおける放射性物質の除去が期待できないが、その場合でも格納容器フィルタベント系により放射性物質を除去することが可能である。また、耐圧強化ベントラインは、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用することとしている。</p> <p>なお、真空破壊弁については、フランジ部の溝に伸縮性のあるガスケットを広げてはめ込む構造で、簡単には外れにくい構造としており、仮にガスケットが溝から完全に外れた場合、フランジと弁体の機械加工された部分が接触することから、D/W側からの圧力が掛かっている状態においてはS/Cに大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。なお、弁体とフランジの間にガスケットの噛み込みが発生した場合においても、ガスケットの厚み程度では隙間は小さく、D/W側から圧力が掛かっている状態であれば、大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。</p> <p>真空破壊装置のガスケットについてはシリコンゴム製であったが、シリコンゴムは高温蒸気環境での劣化が確認されていたことから、改良EPDM製シール材に変更することとしている。</p> <p>【島根3号機】(建設中) 島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p>
		④	その他の見解等はない。	
(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。	①	無	スクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路を漏えい経路として追加することについて、異なる見解は無い。
		②	否	被ばく評価及びセシウム放出量評価において、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ため、更なる調査は不要である。
		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。</p> <p>【島根2号機】 被ばく評価及びセシウム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。</p> <p>【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。</p>
		④	今後、PRAIにおいて、真空破壊弁の故障により蒸気凝縮されないことでPCV圧力が上昇する場合を考慮した評価を実施する予定である。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	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。
		②	要 3号機の原子炉建屋4階で水素の爆燃が発生したことについて、原子炉建屋4階への水素の漏えい経路及び爆燃に至った水素濃度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燃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。
		④	その他の見解等はない。
(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。	①	無 水素爆発時の映像で確認された火炎の色から、3号機の水素爆発において水素ガス以外の可燃性ガスが寄与している可能性があることについて、異なる見解は無い。
		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。
		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】 SA時に発生する可燃性ガスに関して、MCCIIによりペDESTAL内の壁面コンクリートが約4cm侵食されることで約1kgのCOが発生するが、COがPCV気相部に均一に分布すると仮定した場合、CO濃度は約0.004%であり、COの可燃限界濃度12.5%よりはるかに低いと評価している。 可燃性ガスによる爆発に関しては、事故時の発生量が多く、可燃限界濃度も低い水素ガスに着目し、水素爆発対策を実施している。 【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。
		④	その他の見解等はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	SRVの不安定動作について、駆動用窒素の不足のみならず、逃がし弁機能の制御機構等に何らかの未解明要素があることについて、異なる見解は無い。	
		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。	
		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はなく、SRV作動に至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【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ポンペ(15個)及び予備の窒素ガスポンペ(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。</p> <p>【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。</p>		
		④	その他の見解等はない。		
(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。	①	無	SRV以外の機器における不安定動作の可能性を網羅的に把握する必要があることについて、異なる見解は無い。	
		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。)	
		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はなく、SA状態に至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【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弁はフェイルアズイズとなり、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。</p> <p>【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。</p>		
		④	その他の見解等はない。		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	
		②	否	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、更なる調査は不要である。	
		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、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の安全弁機能の作動圧力が低下した要因として考えられるPCV雰囲気温度上昇に対しては、格納容器代替スプレイ系によりPCV雰囲気温度低下が可能な設計としている。 【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。		
		④	その他の見解等はない。		
(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。	
		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。	
		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時に機能を期待している機器については、SA環境下における健全性を確保する設計としている。 【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。		
		④	その他の見解等はない。		

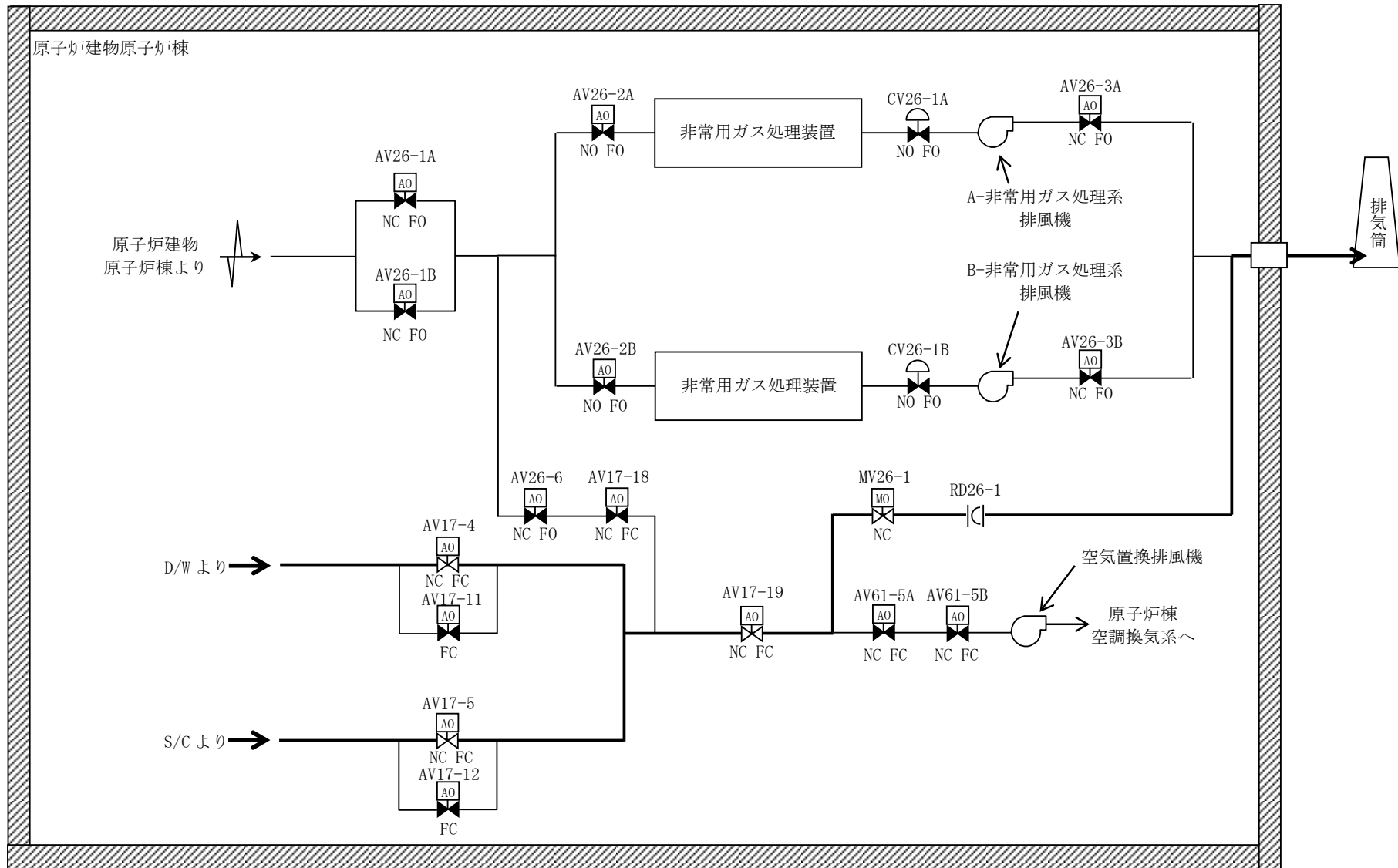
番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(7) - 3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無 原子炉圧力計の基準面器の水位が低下すると実際の圧力よりも指示値が小さくなること等が確認されているため、SA条件下での計測機器の信頼性の検証が必要であることについて、異なる見解は無い。
		②	否 SA条件下での計測機器の信頼性については、島根原子力発電所ではSA計器に対してSA条件を考慮した耐環境試験等を実施することとしているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
		③	<p>【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、SA計器の使用に至る事象は考えられないため対策不要。なお、燃料プールの冷却の把握として、事故時環境(温湿度)を考慮した熱電対式の水位・温度計を設置している。</p> <p>【島根2号機】 [AM対策計器] AM対策として設置していたD/W、S/C圧力計等は、設計基準事故時の環境条件を考慮した設計としていたが、計測レンジについてはシビアアクシデント時のパラメータ変動範囲を考慮した設計としていた。</p> <p>[SA計器] SA条件下での計測機器の信頼性を確保するため、SA計器に対して以下を実施することとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐環境試験を実施し、各機器の設置場所におけるSA時の環境条件(温度、圧力、湿度及び放射線)に対する耐環境性を有する設計とする。 ・非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合においても、代替電源設備により給電できる設計とする。 ・代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、一部の計測機器について、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。 ・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よりパラメータの推定ができる設計とする。 <p>【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>
		④	その他の見解等はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(8)-1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サブプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無	意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否	意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる調査は不要である。
		③	RDの作動圧力については(1)-1、ADSの意図しない作動については(8)-2に記載する。	
		④	その他の見解等はない。	
(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る。	①	無	S/C圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したことに伴い、意図せずADSが作動したと考えられるため、SA時のADSの作動に関する設計条件等の確認が必要であることについて、異なる見解は無い。
		②	否	SA時のADSの作動に関する設計条件等については、島根原子力発電所では低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知するような設計ではないため、異なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
		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はなく、ADS作動に至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【島根2号機】 低圧ECCSポンプ運転信号としてポンプ出口圧力ではなく、ポンプモータの遮断器閉信号をADS作動論理に取り込む設計としているため、福島第一原子力発電所3号機と同様の事象が生じることはない。</p> <p>【島根3号機】(建設中) 先行ABWRと同様の設計とし、RCICを除くECCSポンプ運転信号としてポンプ出口圧力をADS作動論理に取り込んでいる。ポンプ運転信号として検出する圧力の設定値は、PCV圧力2Pdから更に余裕を持った設定値としており、福島第一原子力発電所3号機と同様の事象は生じないと考えているが、同事象を踏まえ、設計見直しの必要性について今後検討を行う。</p>	
		④	その他の見解等はない。	

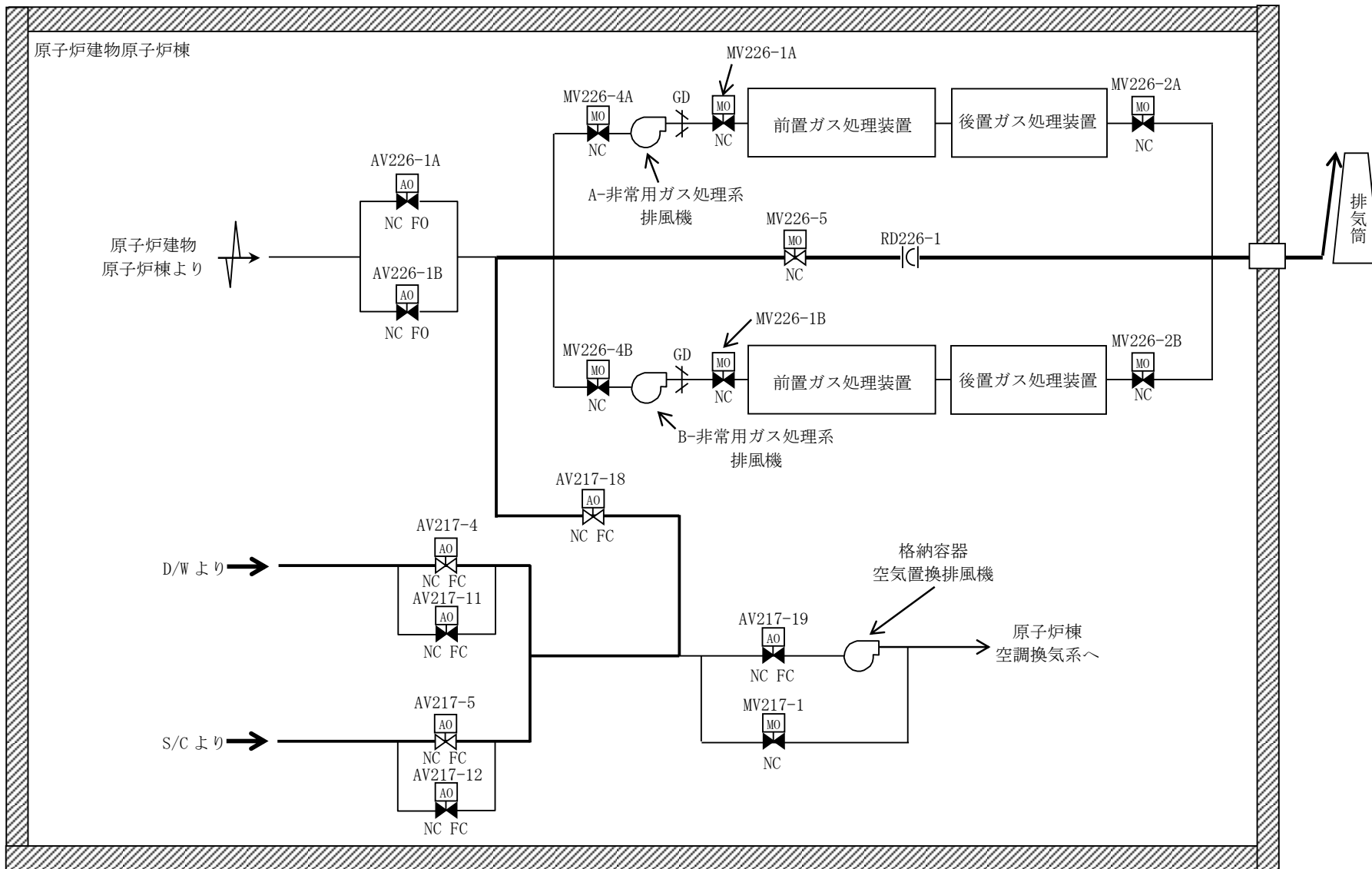
番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(8)－3	また、PCV圧力が上昇する主要因として、水蒸気発生が想定されてきたが、水素による加圧及び漏えいによる減圧などのふるまいが、従来の事故シーケンスに対してどの程度影響するのか具体的に確認する必要がある。	①	無 水素のふるまいの影響を確認する必要があることについて、異なる見解は無い。
		②	否 水素のふるまいの影響については、有効性評価において評価しているため、更なる調査は不要である。
		③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、PCVの水素による加圧等に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 水素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の加圧に対して有意な影響がない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。
		④	その他の見解等はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。
		②	否 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、更なる調査は不要である。
		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、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、ベントを複数回実施可能な設計であるが、ベント実施後においては、残留熱除去系等のPCV除熱機能の復旧をもって、ベントを停止する運用としていることから、ベント弁の閉鎖操作は複数回実施しない運用としている。 なお、格納容器フィルタベント系については、ベント弁をフェールアズイズのMO弁としており、駆動源喪失時においても弁が閉止することはない。 【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。
		④	その他の見解は無い。
(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。
		②	否 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、更なる調査は不要である。
		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、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、他号機の設備と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。 ・耐圧強化ベントラインは、各号機のSGTS配管を他号機のSGTS配管と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。 【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、各号機のSGTS配管を他号機のSGTS配管と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。
		④	その他の見解等は無い。

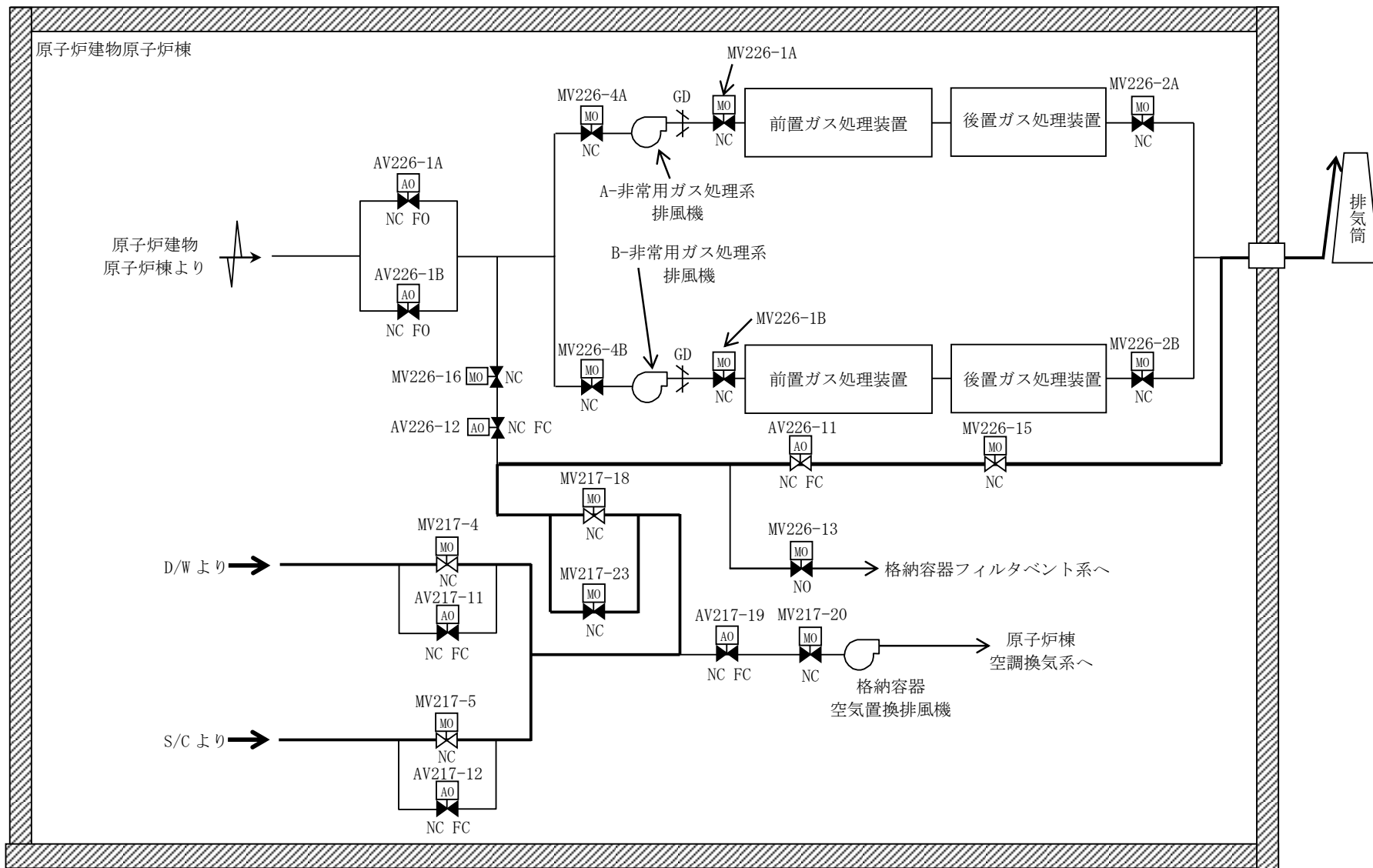
番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無 原子炉建物内については、水素が滞留していたと考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否 原子炉建物内については、水素が滞留していたと考えられるため、更なる調査は不要である。
		③	<p>【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、原子炉建物内で水素滞留に至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【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。</p> <p>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要員については、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。</p> <p>【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。</p>
		④	その他の見解は無い。



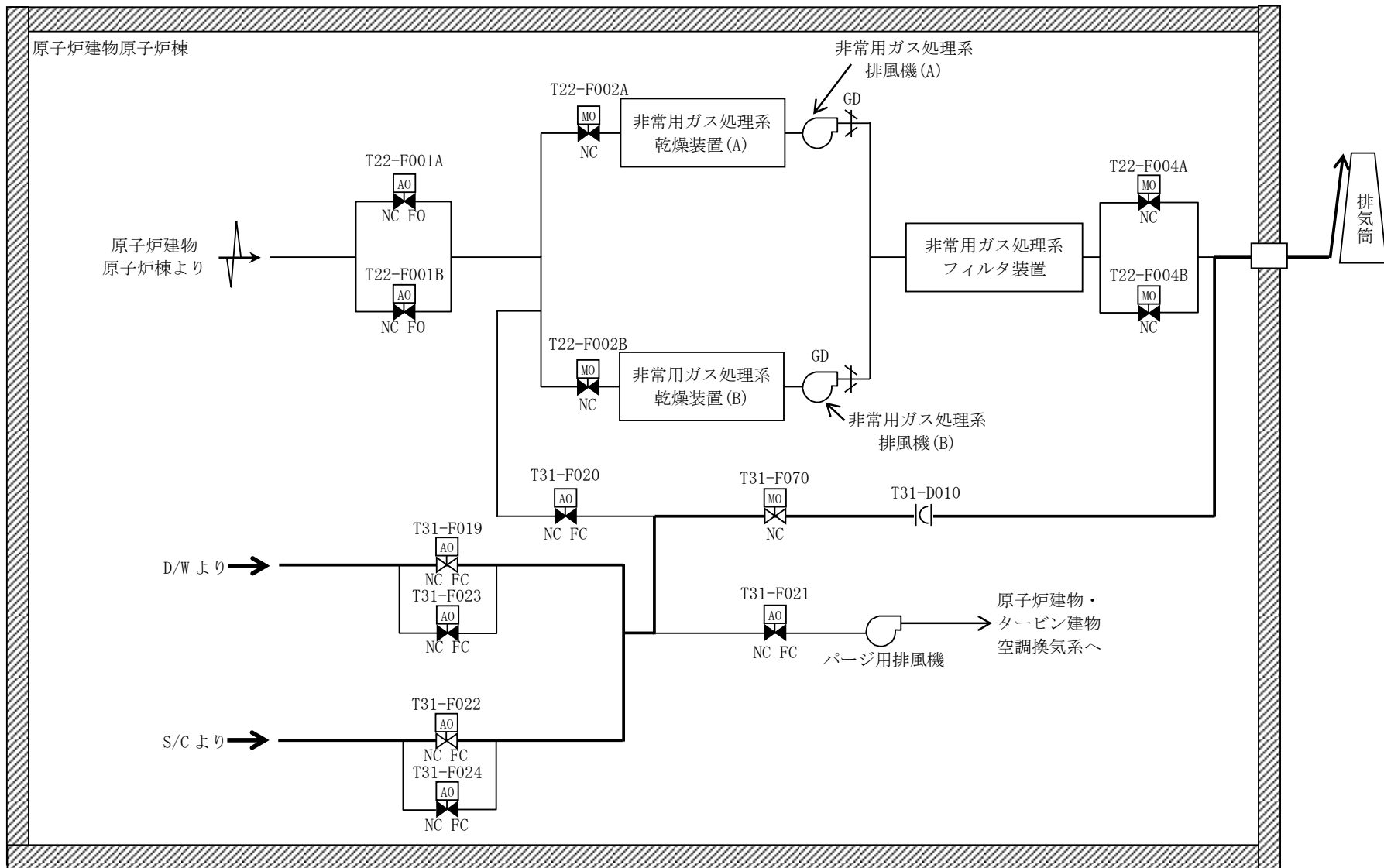
第1図 島根1号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (AM対策当時)



第2図 島根2号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (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)

原子力発第 21071 号
令和 3 年 5 月 10 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

四国電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
長井 啓介

『「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)』に基づく当社見解等について(回答)

拝啓 時下ますますご清栄のこととお慶び申し上げます。

さて、令和3年4月5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)』(原規規発第2104051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。

敬 具

別紙：中間取りまとめに関する見解等の回答

以 上

中間取りまとめに関する見解等の回答

<回答項目>

①異なる見解の有無及びその理由

②更なる調査・検討の要否及びその理由

※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由

③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方

④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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、ラプチャーディスク(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。	①	無 2号機RD近傍の線量率がRDが破損したと考えられている3号機のRD近傍の線量率と比べて明らかに低い(3桁程度)という事実から、2号機のRDは破裂しておらずベントが成功しなかった可能性が高いと考えられ、その判断に不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	否 仮に結論が変わったとしても、「(1)-2」の事象進展に応じたPCV防止対策の意義や役割を検討する必要があるとの重要な考察が変わることはないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。 耐圧強化ベントと同様の機能である特重施設による原子炉格納容器の過圧破損防止機能は、 特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能を構成する設備は、 設計としている。フィルタベント実施の判断基準は、 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)
		④	AM整備では、既存の安全機能に悪影響を与えることのないよう、既存の安全機能を有する設備との接続部において物理的分離等を講じていた。そのため、BWRの耐圧強化ベントでは、接続部にRDを設置しPCVの最高使用圧力で破裂するよう設計することによって、既存の安全機能に悪影響を与えることなく、かつ誤操作等で格納容器バウンダリ機能が喪失しないよう、信頼性にも配慮した設計だったと推察する。 福島第一原子力発電所事故では、耐圧強化ベントが成功しなかった原因がRDの不動作と考察されているが、シビアアクシデントは、物理現象、事象進展など、不確かさが非常に大きい事象である。安全対策を講じる際には、目的、運用など様々な要件に加えて、悪影響の可能性についても個別に十分検討し、慎重な設計を行うことが重要と考えている。

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	「(1)-1」を踏まえた考察であり、公衆の被ばくリスクの最小化のための事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割の検討は重要であると考えられることから、異なる見解はない。
		②	否	「(1)-1」を踏まえた考察であり、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割の検討の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>特重施設は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時だけでなく重大事故等時においても活用する方針としており、 [] を行うこととしている。また、原子力防災管理者等の指揮者が躊躇せずに指示できるよう、安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所災害対策本部及び運転員が使用する手順書に整備することとしている。フィルタベントを実施する際には、発電所災害対策委員は建屋内に避難し、ベントによる被ばくの影響が低下した後、活動を再開することとしている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)</p> <p>整備したSA設備は、原子炉格納容器破損防止対策の有効性を確認するための訓練にて、役割や手順を確認しており、特重施設についても、運用開始までに、特重施設を使用した格納容器破損防止対策に係る教育を実施することとしている。</p>	
		④	特になし。	
(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。	①	無	<p>東京電力HDの報告書※によると、3/13の9時頃に発生した3号機の急速減圧は、PCV圧力の挙動及びADSの自動作動ロジックの調査結果などから、ADSの作動による減圧であった可能性が高いとされている。また、原子炉の急速減圧に伴うPCV圧力の上昇によってS/C(圧力抑制室)圧力がRD設定圧力以上の値に到達し、D/W(ドライウェル)圧力の低下が確認され格納容器ベントが実施されたと判断したとの見解が示されている。ADSの作動に伴いRDが破裂しベントに成功しているとの判断は、東京電力HDの見解とも一致しており不整合な点は見られないため、異なる見解はない。</p> <p>※「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告(平成29年12月25日) 添付資料3-3」</p>
		②	否	意図しないADSの作動に伴ってRDが破裂したことでベントに成功しているとの判断に基づき、「(8)-2」においてSA時のADSの作動に関する設計条件等の確認の必要性に関する考察がなされていると推察する。意図しないADSの作動の可能性は高いと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。
		③	特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能は、「(1)-1」の③及び「(1)-2」の③に示す設計としており、事象進展に応じて臨機応変に活用することとしている。	
		④	特になし。	

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。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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ージメントについて」(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ージメント対策(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。	①	無 耐圧強化ベントラインがSGTS配管に接続されていたという事実及びSGTS配管の汚染状況等から、SGTSを介したベントガスの逆流等により原子炉建屋の損傷に繋がった可能性が高いと考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	否 SGTSを介したベントガスの逆流等により原子炉建屋の損傷に繋がったことを踏まえ、「(2)-2」において設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計等の考え方に関する確認の必要性について考察がなされており、その必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>ベントガスの1号機への逆流及び2号機への流入は、AM整備の際、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベントに使用する耐圧強化ベントラインを重要安全施設であるSGTS配管へ接続していたこと ・SGTS出口側にあった隔離弁(空気作動弁)は、フェイル・オープンだったこと ・全交流動力電源喪失まで想定していなかったこと ・1号機と2号機で排気筒を共有していたこと <p>が原因であるとされている。</p> <p>当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、原子炉格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った原子炉格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。 特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能を構成する設備は、 設計としている。</p> <p>・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)</p>
		④	特になし。

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。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 「(2)-1」を踏まえた考察であり、AM整備時の設計である耐圧強化ベントラインのSGTS配管への接続等が原子炉建屋の損傷の要因である可能性が高いと考えられることから、異なる見解はない。
		②	否 「(2)-1」を踏まえた考察であり、AM整備時の設計の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>当時の設計及び調達管理のプロセスを以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基本設計段階では、設置変更許可申請等の原子炉施設の保安に関する事項を審議する会議体にて審議 ・詳細設計段階では、安全機能への影響確認に係る工事計画の代わりとなる私文書を作成し、規制当局へ提出 ・現地工事段階では、自主使用前検査を実施し社内報告書を作成 ・その他、AM関連設備改造等に関する計画、AM策の概要、AM工事の工認・届出の要否検討に関する資料を作成し、規制当局へ提出 <p>また、設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪影響を与えないよう、既存の安全機能を有する設備との接続部において機能的隔離や物理的分離を行うとともに、既存の安全機能を有する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(安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類)とするなどの設計上の配慮を払っていた。更に、設計上の考慮に加え、AM対策の実施時のみに使用する設備については、誤動作あるいは運転員の誤操作防止のため電源の隔離、弁の施錠管理等を行っていること、現行の安全評価にも影響を与えないことを確認しており、これらについて、当時、規制当局へ説明していたことを確認した。</p> <p>以上のように、AM整備の設計及び調達管理のプロセスは、規制当局との対話も含め、当時の許認可並みに実施していたと認識している。</p> <p>また、当時のAM対策については、AM対策の概要、シビアアクシデント時の物理挙動・プラント挙動等について教育を実施していることを確認した。現在は、重大事故等対策を踏まえた内容に見直し、教育を実施している。</p> <p>特重施設は、「(2)-1」の③に示す設計としている。</p>
		④	<p>AM整備は、現有設備を最大限に活用し、事象進展など不確かさが非常に大きいシビアアクシデントに対して状況に応じた柔軟、慎重かつ効率的なAM策を実施するため、運転手順書等の整備、事故時の対応組織、教育・訓練の体制等、従来築いた基盤の拡大・充実による炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置の整備を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラントパラメータの監視(バックアップパラメータ含む)によるAM策候補の抽出 ・「正の効果/負の影響」及び「AM策の優先度」によるAM策の決定、運転員への指示 など <p>当時のAM整備の背景として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラントの安全設計は、設計基準事象DBEに基づき、「異常発生防止」、「異常の拡大防止と事故への発展の防止」、「放射性物質の異常な放出の防止」、所謂、深層防護の第1から第3のレベルに対して行われており、規制の枠組みのなかで周辺公衆に対する被ばくリスクを受け入れられるレベル以下に低く抑えているとの認識だった。 ・そのため、事業者は、更に可能な限りリスクの低減に努めるため、規制の枠組みを超えた範囲に対して自主という形で整備した。 ・プラントの安全設計は原子炉格納容器の閉じ込め機能の維持が前提であったことから、炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置の整備を目的としていた。 ・当時、技術検討が進んでいた内部事象PRAを活用した。 ・外部事象に対しては、発生頻度が高いと考えられた外部電源の喪失を考慮していたものの、規制の枠組みのなかでの設計によって顕在化するリスクは極めて小さいと考えていた。 <p>ただし、AM整備とは別に規制が対象としていた深層防護の第3までのレベルに対しても耐震性向上工事等の外部事象への対応、蒸気発生器取替等の設備の信頼性向上対策を自主的に行っていた。</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	1号機におけるベントの設計、施工及び運用は、設計図書、東京電力による排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率調査により確認されている事実関係であるため、異なる見解はない。	
		②	否	設計図書、東京電力による排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率調査により確認されている事実関係であるため、更なる調査・検討は不要である。	
		③	当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。 特重施設の [] 設計としている。 ・伊方3号炉 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)		
		④	特になし。		
(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	無	SGTS配管から排気筒への流路面積の拡大によってベントガスの流速は低下する。3/4号の構造、汚染状況と比較すると、排気筒内のベントガスの滞留が1/2号機共用排気筒下部の高い汚染の原因の一つとして考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。	
		②	否	排気系統配管の構造が排気筒下部の高い汚染の原因の一つであると考えられ、「(3)-3」でAM対策の設計時の考慮の確認の必要性について考察がなされており、その必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。	
		③	特重施設の [] 設計としており、また、 [] に設置している。 [] で構成されている。 [] 設計として いる。 なお、 [] を確認している。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成29年10月4日) ・伊方発電所3号炉 工事計画認可申請書(平成31年3月26日認可、令和2年3月27日認可)		
		④	排気系統配管の構造が排気筒下部の高い汚染の原因の一つとは考えられるが、ベントガスのSGTS配管から排気筒内での挙動に関して具体的にどのような分析がなされたかまでを読み取ることができなかった。ベントガスの核分裂生成物(FP)の沈着までのメカニズムを明らかにすることにより、水蒸気、FP、水素などの非凝縮性ガスの混合気の拡管部での挙動などに関する新しい知見が得られないか。		

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。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	「(3)-1」及び「(3)-2」を踏まえた考察であり、排気筒下部の高い汚染の原因の一つがAM整備時の設計である排気系統配管の構造である可能性が高いと考えられることから、異なる見解はない。
		②	否	「(3)-1」及び「(3)-2」を踏まえた考察であり、AM整備時の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③		当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。
		④		特になし。
(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。	①	無	AM整備時の設計が要因となった「(3)-1」、「(3)-2」及び「(3)-3」を踏まえた考察であり、ベントガスを現行の原子炉施設において排出する場合には水平展開すべき重要な観点と考えられるため、異なる見解はない。
		②	否	「(3)-1」、「(3)-2」及び「(3)-3」を踏まえた考察であり、ベントガスを現行の原子炉施設において排出する場合には重要な観点と考えられ異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③		特重施設の [] については、「(2)-1」の③に示す設計としており、 [] [] また、「(3)-2」の③に示す設計としており、 [] [] 設計としている。 また、 [] [] 設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料（平成29年10月4日）
		④		特になし。

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。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(4)-1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル内の気体がサ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が生じる可能性がある。	①	無 当該経路の詳細な設計情報を承知していないが、設計上、真空破壊弁の開固着などがあれば、ドライウェル内の気体がサ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が生じる可能性は否定できないと考えられるため、異なる見解はない。
		②	否 設計上、真空破壊弁の開固着などがあれば、ドライウェル内の気体がサ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外に放出する可能性があることに対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能は、 設計としている。また、 で構成されている。フィルタベントの使用に際しては、 を設けている。ただし、当該ラインは、 漏えい経路とならない。よって、</p> <p>・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成29年10月4日)</p> <p>なお、放射性物質を閉じ込める原子炉格納容器に接続し、真空破壊弁と類似の機能を持つ設備として、真空逃がし装置がある。真空逃がし装置は、原子炉格納容器内の過負圧による原子炉格納容器の破損を防止するために設置し、更に原子炉格納容器の外側(アニュラス内)に隔離弁を設置した構成としており、事故時には原子炉格納容器外の隔離弁が原子炉格納容器隔離信号により閉止する設計としている。真空逃がし装置の開固着等の単一故障を想定しても、隔離弁により原子炉格納容器バウンダリ機能は維持される。</p>
		④	真空破壊弁の故障、開固着を前提とすれば、スクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路は生じる可能性はある。ただし、バイパスを考慮しない解析から求められた放出量の実測値に基づく評価結果とほぼ同レベルであるなどの事実から、真空破壊弁付近等で高い線量率が測定された事象の説明には適していないと原子力規制庁殿も判断されている。更に、福島第二原子力発電所1号機では、真空破壊弁のシートガスケットが外れている事実があるものの、機能的には問題なかったとされている。従って、真空破壊弁付近等で高い線量率が測定された原因については新たな知見となる可能性があるため、引き続き原子力規制庁殿においてその原因の調査・分析を進めていただきたい。
(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。	①	無 「(4)-1」を踏まえた考察であり、漏えい経路の可能性として十分考えられるのであれば、漏えい経路の考慮の必要性に対して異なる見解はない。
		②	否 「(4)-1」を踏まえた考察であり、漏えい経路の可能性として十分考えられるのであれば、漏えい経路の考慮の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>伊方3号機の原子炉格納容器は、鋼板製の原子炉格納容器の外周を外周コンクリート壁で囲み、原子炉格納容器と外周コンクリート壁の間は空間構造とし、その円筒部にアニュラスシールを設け、アニュラスシールの下部は密閉された空間、アニュラス部を形成し、2重格納の機能を持たせている。事故時に原子炉格納容器から漏えいした空気は、アニュラス空気再循環設備で処理される。アニュラス空気再循環設備のアニュラス排気フィルタユニットに内蔵しているよう素用フィルタ及び粒子用フィルタにより、排気中のよう素等、放射性物質を低減する設計としている。</p> <p>また、配管、電線等の全ての格納容器貫通部は、漏えいが十分小さい構造としており、原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには、隔離弁又は閉止フランジを設け、原子炉格納容器内部と外気との間に隔壁を構成し、設計基準事故時に原子炉格納容器の機能を保持できる設計としている。原子炉格納容器を貫通する配管には、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」に従って隔離弁を設け、格納容器バウンダリを構成している。</p> <p>原子炉格納容器は、SA時において、最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計としている。</p> <p>・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可)</p> <p>特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能及び原子炉格納容器の真空逃がし装置は、「(4)-1」の③に示す設計としている。</p>
		④	特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	映像の解析、損傷状況の調査等から、原子炉建屋の破損に対して水素の爆燃によって生じた可能性が高いと判断していることに対して、それ以外の適切な要因が考え難いため、異なる見解はない。
		②	否	映像の解析、損傷状況の調査等、現時点で可能な範囲での調査がなされていると考えられるため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>PWRでは、BWRIに比べて原子炉格納容器の自由体積が大きいという特徴を持っている。</p> <p>伊方3号機では、原子炉格納容器内の水素濃度低減のためのSA設備として、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタを設置している。なお、イグナイタは、着火下限水素濃度8vol%以下(wet)の性能を有し、試験では6.6vol%(wet)での着火を確認している。更に原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、アニュラス空気再循環設備により屋外へ排出する手順を整備し、アニュラス内の水素濃度を可燃限界である4vol%(ドライ)未満に低減できる設計としている。アニュラス内の水素濃度は、原子炉格納容器内での全炉心内のジルコニウム量75%と水との反応、水の放射線分解、金属腐食による水素発生を想定した評価の結果、事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の0.2vol%(ドライ)である。アニュラス空気再循環設備は、負圧達成機能とあわせて、十分に水素濃度を低減できる容量を有することを確認している。また、仮にアニュラス部からの水素の排出を行わないと想定した場合でも、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏洩する水素によるアニュラス水素濃度は、事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の1.5vol%(ドライ)であり、水素燃焼を起こす濃度とならないことを確認している。</p> <p>従って、これらの設備・手順により、炉心損傷により発生した水素が原子炉補助建屋に漏えいし、原子炉補助建屋内で高濃度となることは考え難い。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成27年7月8日) <p>上述の設計により、原子炉補助建屋内で高濃度の水素が滞留することは考え難いが、アニュラス空気再循環設備等による水素濃度の低減対策をより確実に実施できるよう、特重施設を活用したアニュラス空気再循環設備の起動手段の拡充を検討する。</p> <p>なお、廃止措置中の伊方1、2号機は、使用済燃料ピットで保管中の使用済燃料に対し、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合でも、燃料被覆管表面温度の上昇により燃料の健全性に影響を与えることのないことを確認しており、使用済燃料から発生する水素を考慮する必要はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・伊方発電所1号炉 廃止措置計画認可申請書(平成29年6月28日認可) ・伊方発電所2号炉 廃止措置計画認可申請書(令和2年10月7日認可) 	
		④	特になし。	
(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。	①	無	爆発時の映像により確認された火炎の色から、水素以外の何らかの(可燃性)有機化合物の寄与の可能性が考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	要	水素以外の可燃性ガスの寄与の可能性は考えられるが、可燃性ガスの発生源に対する要因分析や寄与の程度に関する分析を行うまでには至ってないと推察する。新たな知見となる可能性があるため、引き続き、原子力規制庁殿で調査いただくとともに、幅広く学識経験者等の知見を加えた分析を行っていただきたい。(他の電力会社)
		③	水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。「(5)-2」の②など、新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。	
		④	原子炉建屋の崩壊シナリオについては、定量的根拠が読み取れず、水素以外の可燃性ガスの発生、爆発・燃焼の可能性を示唆されている。火炎の色から、何らかの有機化合物の存在が否定されるものではないが、相当量の存在、大量の発生にはわかには信じ難い。可燃性ガスの燃焼のみによって説明することは合理的ではないと原子力規制庁殿も考察されているとおり、原子炉建屋の崩壊シナリオについては、水素以外の可燃性ガスの発生、爆発・燃焼以外の可能性も含め、幅広く専門家の方々の意見を含めて議論していただきたい。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	SRVと同じ構造の弁はなく、詳細な設計情報を承知していないことから、異なる見解はない。
		②	否	3号機のSRVの逃がし弁機能の不安定動作による原因の考察から、SRV以外の機器も含め「(6)-2」において網羅的に不安定動作を把握する必要性について考察されており、その必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>SRVの逃がし弁機能の不安定動作はSBO状態でアキュムレータの窒素が不足したことにより発生したと考えられている。伊方3号機ではSRVと同タイプの弁はないが、SRVの逃がし弁機能に類似するSA時に使用する弁として加圧器逃がし弁がある。加圧器逃がし弁は、自動制御と遠隔手動制御が可能となっており、駆動のために制御用空気、直流電源を必要とする。想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、窒素ポンプ及び可搬型蓄電池を保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。</p> <p>・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) また、加圧器逃がし弁の手動操作については、確実に操作できるよう訓練にて操作手順等を確認している。</p> <p>新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。</p>	
		④	<p>主蒸気逃がし安全弁の不安定動作は、核分裂生成物ガスが流れることによる弁座の荒れ、流出する流体の主要組成の変化(水蒸気から水素)が原因と推察されている。いずれも定性的な考察のみの推定であり、技術的な説明として添付されている別添16「主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下要因」では、前者について触れられていない。</p> <p>不安定動作となる可能性がある要因については新たな知見となる可能性があるため、引き続き原子力規制庁殿で調査いただくとともに、幅広く学識経験者等の知見を集めた分析を行っていただきたい。</p>	
(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。	①	無	「(6)-1」を踏まえた考察であり、原因が不明であるということから、SRV及びSRVと類似の機器の不安定動作の可能性を把握する必要性に対して、異なる見解はない。
		②	否	「(6)-1」を踏まえた考察であり、機器の不安定動作の不明な原因を網羅的に把握する必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>SBO時の事故シナリオを想定した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を講じており、使用される設備は重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。</p> <p>SRVの逃がし弁機能に類似するSA時に使用する弁として、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁があり、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。SBO時や直流電源喪失時に、加圧器逃がし弁は、「(6)-1」の③に示すとおり、駆動用空気が喪失しても、窒素ポンプ及び可搬型蓄電池により作動するよう、また、主蒸気逃がし弁は、手動で操作可能な設計とする。</p> <p>・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所第3号機 工事計画認可申請書(平成28年3月23日認可)「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」</p> <p>新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。</p>	
		④	<p>SRVの逃がし弁機能の不安定動作はアキュムレータの窒素が不足したためとされているが、不安定動作の詳細なメカニズムは明らかにされていない。このため、本原因対策を同様な構造を有さないPWRプラントへ水平展開するにあたっては、詳細なメカニズム・原因が明確になると、確実な展開が可能となると考える。</p>	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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の動作設定圧力及び原子炉圧力の圧力振動のチャートから、圧力振動の上側の圧力値はSRVの動作設定圧力に達していないことが読み取れることから、SRVの作動開始圧力の低下という設計基準事故条件下と異なる挙動を示したことについて不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	否 SRVの安全弁機能の設計基準事故条件下とは異なる挙動を踏まえ、「(7)-2」及び「(7)-3」において、SA時の挙動に関する知見収集に関する必要性等について考察がなされており、SA条件下での機器の設計基準事故条件下とは異なる挙動が事象進展、SA対策に大きな影響を及ぼすと考えられる場合にはその必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	SRVの安全弁機能に類似するSA時に使用する弁として加圧器安全弁があり、加圧器安全弁等のSA設備は、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所第3号機 工事計画認可申請書(平成28年3月23日認可)「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」 中間とりまとめ(別添16の図8)では、温度が上昇するとバネ剛性が低下する事象が報告されており、これをPWRの加圧器安全弁に当てはめると、周囲温度上昇に伴う吹出圧力の低下と原子炉格納容器内温度上昇に伴う原子炉格納容器内圧力上昇分のバネ荷重への作用に伴う吹出圧力上昇により、事故時環境では、吹出圧力が若干低下することが考えられる。ただし、加圧器安全弁に期待している事象初期段階においては、原子炉格納容器内の環境悪化は小さく、また、吹出圧力の低下もわずかであるため、現状のプラント設計や事故対応操作に影響はなく、これにより事故が拡大することはないと考えられる。
		④	原子力規制庁殿が調査・分析により確認された事実であるとは考えるが、この事実を基にSRVの設計変更要否を検討するためには、SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下による事象進展への影響程度とその不確かさを明らかにする必要があると思われる。
(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 「(7)-1」を踏まえた考察であり、事象進展に大きな影響を及ぼすと考えられる機器の挙動の把握は重要であるため、異なる見解はない。
		②	否 「(7)-1」を踏まえた考察であり、事象進展に大きな影響を及ぼすと考えられる機器の挙動の把握の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	SA設備は、「(7)-1」の③に示すとおり、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としているが、各機器が使用される圧力、温度、放射線量等の環境条件において有効に機能を発揮することができるよう、SA環境時における各機器の挙動を把握することでSA設備の機器の信頼性向上を図っていくことは重要と考える。 新たな知見が得られた場合は、必要な対策を検討する。
		④	特になし。
(7)-3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無 「(7)-1」及び「(7)-2」を踏まえた考察であり、SA対策の選定、実施に際しては計測機器によるプラント状態の把握が重要であるため、異なる見解はない。
		②	否 「(7)-1」及び「(7)-2」を踏まえた考察であり、計測機器によるプラント状態の把握の重要性を踏まえると、SA条件下での計測機器の信頼性の検討の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は必要ない。
		③	SA設備は、「(7)-1」の③に示すとおり、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。 また、SA時に計器電源が喪失した場合および計器の監視機能が喪失した場合(計器故障や計測範囲逸脱)でもパラメータを監視計測する手順を整備している。更に、SA時に、パラメータが監視できなくなった場合でも、代替パラメータによる推定手順を整備している。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) 新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。
		④	特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(8)-1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無	「(1)-3」①のとおり、意図しないADSの作動に伴いRDが破裂しベントに成功したことについて、異なる見解はない。
		②	否	ADSが設計と異なる条件で意図せず作動した可能性が高いことを踏まえ、「(8)-2」及び「(8)-3」にて、SA時のADSの作動に関する設計条件等の確認の必要性等に関する考察がなされていることから、更なる調査・検討は不要である。
		③		特重施設の格納容器の過圧破損防止機能は、「(1)-1」の③、「(2)-1」の③に示す設計としている。
		④		特になし。
(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る。	①	無	「(8)-1」を踏まえた考察であり、意図しないADSの作動の可能性が高いと考えられるため、異なる見解はない。
		②	否	「(8)-1」を踏まえた考察であり、ADSが意図せず作動した可能性を踏まえると、ADSの設計条件の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③		ADSは、非常用炉心冷却系ECCSの一つであり、中小破断事故時に高圧炉心スプレイ系が作動しない場合に低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系と連携して炉心を冷却する機能を有する。本システムは、原子炉水位低及びドライウェル圧力高の両信号を受けてから120秒後の時間遅れをもって作動し、原子炉の蒸気を圧力抑制プールへ逃がすことにより原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系により注水を可能とし、炉心冷却を行う。今回、低圧注水系ポンプが動作していなかったものの、ドライウェルの圧力上昇によって低圧注入系ポンプが動作していると誤検知し、ADSが作動したと確認されている。 PWRのECCSは、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成されており、ADSはない。また、PWRでは、原子炉冷却材(1次冷却系)は蒸気発生器により2次冷却系からの除熱を行う。蒸気発生器へ給水する手段である補助給水ポンプは、電動及びタービン動があり、多様性を有している。また、SA対策として、1次冷却系統のフィードアンドブリードなど、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等を整備している。
		④		特になし。
(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る。	①	無	「(8)-1」を踏まえた考察であり、13日の朝に燃料の過熱が進み一部の燃料溶融が発生していた可能性を踏まえると、意図しないADSの作動に水素が影響した可能性は考えられる。設備の作動に対する水素のふるまいの影響は、事象進展、SA対策に大きな影響を及ぼす場合には重要であるため、異なる見解はない。
		②	否	「(8)-1」及び「(8)-2」を踏まえた考察であり、水素のふるまいが事象進展、SA対策に大きな影響を及ぼす場合の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③		水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。 また、格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定及びSA有効性評価においては、原子炉格納容器内で発生するガスとして、水蒸気に加え、水素等の非凝縮性ガスによる原子炉格納容器圧力への影響も考慮し、評価している。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) なお、廃止措置中の伊方1、2号機は、使用済燃料ピットで保管中の使用済燃料に対し、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合でも、燃料被覆管表面温度の上昇により燃料の健全性に影響を与えることのないことを確認しており、使用済燃料から発生する水素を考慮する必要はない。 ・伊方発電所1号炉 廃止措置計画認可申請書(平成29年6月28日認可) ・伊方発電所2号炉 廃止措置計画認可申請書(令和2年10月7日認可)
		④		特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無	ベント成功と結論付けている格納容器の圧力挙動とその他の圧力挙動が明らかに異なるなど、圧力挙動の分析結果について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	否	仮に結論が変わったとしても、「(9)-3」に示される重大事故等対策時の作業安全の確保に係る検討の必要性に関する考察が基本的に変わることはないと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。
		③		特重施設は、「(1)-1」の③、「(2)-1」の③等に示す設計としている。
		④		特になし。
(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	3、4号機のプラント状況、耐圧強化ベントライン等の設計の状況を踏まえると、当該シナリオは4号機の原子炉建屋の爆発に至るシナリオとして可能性が高く、「(9)-1」を仮定すれば40時間にわたる水素の滞留により爆発に至ったとの考えについて、異なる見解はない。
		②	否	仮に結論が変わったとしても、「(9)-3」に示される重大事故等対策時の作業安全の確保に係る検討の必要性に関する考察が基本的に変わることはないと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。
		③		水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。
		④		特になし。
(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。	①	無	重大事故等対策時の作業安全の確保は重要であるため、異なる見解はない。
		②	否	「(9)-1」及び「(9)-2」を踏まえた考察であり、重大事故等対策時の作業安全の確保の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③		水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。 また、SA環境下でも使用可能な計測器にて、原子炉格納容器内およびアニュラス内の水素濃度を計測する手順を整備している。
		④		ベントから水素爆発に至るまでの40時間に対し、具体的にどのような分析がなされたかまでを読み取ることができなかった。40時間で爆発に至るまでのメカニズムを明らかにすることにより、原子炉建屋等における重大事故等対策時の作業安全の確保に関する新しい知見が得られないか。

原 発 本 第 25 号

2021 年 5 月 10 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

住 所 福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号

会 社 名 九州電力株式会社

代表者氏名 代表取締役社長執行役員 池辺 和弘

「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)

令和 3 年 4 月 5 日付け原規規発第 2104051 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の回答

以 上

中間取りまとめに関する見解等の回答様式

<回答項目>

①異なる見解の有無及びその理由

②更なる調査・検討の要否及びその理由

※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由

③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方

④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
記載例	中間取りまとめで確認した事実、確認した事実に基づいて考えられること、及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること	①	有 or 無 △△については、■●のため、見解が異なる。 △△については、□□のため、異なる見解は無い。
		②	要 or 否 △△については、◎◎のため、○○に関する調査が必要である。 △△については、◇◇のため、更なる調査は不要である。
		③	左記の事項は、▼▼として設計に反映する方針である。
		④	

本資料のうち枠囲みの内容は、防護上の観点から公開できません。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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、ラプチャーディスク(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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、2号機のラプチャーディスクが作動せずベントが成功しなかったことについて、異なる見解は無い。
		②	否 2号機のラプチャーディスクの作動圧力にPCVの圧力が到達せずベントができなかった見解に異論はないことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)における原子炉格納容器ベントに相当する設備は、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、特定重大事故等対処施設として設置するフィルタベントが該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ フィルタベントは設置していない。</p> <p>[玄海原子力発電所1~4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ 特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置している。</p> <div data-bbox="759 699 2175 770" style="border: 1px solid black; height: 45px; margin: 5px 0;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機 (1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置することとしている。特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。</p> <div data-bbox="759 852 2175 906" style="border: 1px solid black; height: 34px; margin: 5px 0;"></div>
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(1)ー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る。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、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ることについて、異なる見解は無い。
		②	否 当社プラントは事象進展に応じた格納容器破損防止対策を実施しており、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるPCV破損防止対策に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、格納容器破損防止対策が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ AM対策の検討にあたり、事象進展の早い事象や1次冷却系圧力の高い事象に対して、格納容器破損を防止できることを確認している。 ○ 水素対策については、原子炉格納容器の健全性への影響は小さいものとして採用しておらず、福島第一原子力発電所事故と同様の事象となった場合、原子炉格納容器への水素滞留の可能性が否定できないと考える。 ○ AM対策では、福島第一原子力発電所事故と同様の事象となった場合、以下の観点から格納容器破損の可能性が否定できないと考える。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 内の事象での放射性物質の閉じ込め機能を主眼においた対策を採用していた。 ・ 外的事象による長期SBO、複数号機の同時被災、受電設備の水没などによる設計基準事故対処設備に期待できないような想定を超える事象を考慮していなかったため、放射性物質の環境への放出を低減する機能については採用していなかった。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ SA設備や特定重大事故等対処施設の設置にあたり、以下の格納容器破損防止対策を実施している。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 事象進展の早い事象、遅い事象、1次冷却系圧力の高い事象に対して、格納容器破損を防止できることを確認している。 ・ 水素濃度が高くなる事象に対して、静的触媒式水素再結合装置、電気式水素燃烧装置を設置していることを考慮し、格納容器破損を防止できることを確認するとともに、水素滞留防止対策として、アニユラス空気浄化ファンを起動し、アニユラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順を整備している。 ・ 受電設備の浸水防止対策を実施したことに加え、常設や可搬式といった電源の多重化・多様化を図っている。 (例: 代替格納容器スプレイとして採用した常設電動注入ポンプは、既存の受電系統と独立した系統からの給電が可能な設計となっている。) ・ 設計基準事故対処設備やSA設備に期待できないような想定を超える事象に対し、格納容器破損を防止でき、かつ、放射性物質の環境への放出を低減する機能を有するフィルタバント等を設置している。 <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、ADSの動作に伴いRDが破裂したことについて、異なる見解は無い。
		②	否 ADSの動作に伴いRDが破裂したとの見解に異論はないことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)における原子炉格納容器ベントに相当する設備は、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、特定重大事故等対処施設として設置するフィルタベントが該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ フィルタベントは設置していない。</p> <p>[玄海原子力発電所1~4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ 特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置している。</p> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。</p>
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、耐圧強化ベントラインとSGTSの接続が原子炉建屋の破損リスクの拡大等を招いたということについて、異なる見解はない。
		②	否 耐圧強化ベントラインとSGTSの接続が原子炉建屋の破損リスクの拡大等を招いたとの見解に異論はないことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるAM対策(耐圧強化ベントライン)に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、AM/SA対策(格納容器内自然対流冷却等)及び特定重大事故等対処施設として設置するフィルタベントが該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ AM対策の格納容器破損防止対策として、原子炉補機冷却水系を用いた格納容器内自然対流冷却や消火水による格納容器スプレイ等を策定している。原子炉補機冷却水系や格納容器スプレイ系にAM対策設備を接続する際には、隔離弁等まで原子炉補機冷却水系や格納容器スプレイ系と同様に設計して、これらの系統に影響を与えないことを確認している。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ SA対策として格納容器破損防止のために、代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却等の対策を講じている。これらの対策は設計基準対象施設への接続を行うが、通常時は接続先の系統と隔離しておく等の系統設計を行っている。 ○ 特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置している。 <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。
		④	—

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、AM対策の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要があることについて、異なる見解は無い。
		②	否 当社が整備した当時のAM対策の設計等を、福島第一原子力発電所事故を踏まえて振り返ると、設計想定が不十分であったことによる受電設備の水没等でAM対策が有効に機能しない可能性が否定できないとの反省点を踏まえ設計に反映しており、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるAM対策(耐圧強化ベントライン)に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、AM/SA対策(格納容器内自然対流冷却等)及び特定重大事故等対処施設として設置するフィルタベントが該当するものとして、AM/SA対策及び特定重大事故等対処施設の(a)設計想定、(b)水素対策、(c)接続の考え方、の3点について、以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>(a) 設計想定</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ AM対策では、福島第一原子力発電所事故と同様の事象となった場合、以下の観点から格納容器破損の可能性が否定できないと考える。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 内の事象での放射性物質の閉じ込め機能を主眼においた対策を採用していた。 ・ 外的事象による長期SBO、複数号機の同時被災、受電設備の水没などによる設計基準事故対処設備に期待できないような想定を超える事象を考慮していなかったため、放射性物質の環境への放出を低減する機能については採用していなかった。 <p>(b) 水素対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 水素対策については、原子炉格納容器の健全性への影響が小さいものとして採用しておらず、福島第一原子力発電所事故と同様の事象となった場合、水素滞留の可能性が否定できないと考える。 <p>(c) 接続の考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ AM対策の格納容器破損防止対策として、原子炉補機冷却水系を用いた格納容器内自然対流冷却や消火水による格納容器スプレイ等を策定している。原子炉補機冷却水系や格納容器スプレイ系にAM対策設備を接続する際には、隔離弁等まで原子炉補機冷却水系や格納容器スプレイ系と同様に設計して、これらの系統に影響を与えないことを確認している。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>(a) 設計想定</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ SA設備や特定重大事故等対処施設の設置にあたり、以下の設計想定を踏まえた対策を整備した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 外的事象による長期SBO、複数号機の同時被災: 常設や可搬式といった電源の多重化・多様化を実施している。(例: 代替格納容器スプレイとして採用した常設電動注入ポンプは、既存の受電系統と独立した系統からの給電が可能な設計となっている。) ・ 受電設備の水没: 受電設備の浸水防止対策を実施している。 ・ 設計基準事故対処設備やSA設備に期待できないような想定を超える事象に対し、格納容器破損を防止でき、かつ、放射性物質の環境への放出を低減する機能を有するフィルタベント等を設置している。 <p>(b) 水素対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 水素対策として、格納容器破損防止のため静的触媒式水素再結合装置、電気式水素燃焼装置を設置し、水素滞留防止対策として、アニユラス空気浄化ファンを起動しアニユラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順を整備している。 <p>(c) 接続の考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 格納容器破損防止のための対策の設置にあたっては、下記のとおり他設備(既設設備含む)へ影響しないことを確認している。 <ul style="list-style-type: none"> ・ SA対策として格納容器破損防止のために、代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却等の対策を講じている。これらの対策は設計基準対象施設への接続を行うが、通常時は接続先の系統と隔離しておく等の系統設計を行っている。 ・ 特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置している。 <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。
		④	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	本報告書の記載のとおり設計、施工及び運用がされていたことについて、異なる見解は無い。
		②	否	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見解に異論はないことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるAM対策として設置したベントガスを排出する設備に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、特定重大事故等対処施設として設置するフィルタベントが該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ AM対策の格納容器破損防止対策の策定においては、原子炉補機冷却水系を用いた格納容器内自然対流冷却、消火水による格納容器スプレイ、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧を抽出しており、フィルタベントを採用していない。</p> <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ 特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置している。</p> <div data-bbox="757 711 2175 754" style="border: 1px solid black; height: 27px; width: 100%;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。</p>	
		④	<p style="text-align: center;">—————</p>	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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	無 本報告書の調査・検討結果から、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ことについて、異なる見解は無い。
		②	否 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見解に異論はないことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるAM対策として設置したベントガスを排出する設備に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、特定重大事故等対処施設として設置するフィルタベントが該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ AM対策の格納容器破損防止対策の策定においては、原子炉補機冷却水系を用いた格納容器内自然対流冷却、消火水による格納容器スプレイ、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧を抽出しており、フィルタベントを採用していない。</p> <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ 特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置している。</p> <div data-bbox="757 711 2175 751" style="border: 1px solid black; height: 25px; width: 100%;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。</p>
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	本報告書の調査・検討結果からベントを実施した際に、ベントガスがどのような挙動を示すのか確認しておくことは重要であることについて、異なる見解は無い。
		②	否	当社プラントはフィルタベントを実施した際のベントガスの挙動について把握しており、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるAM対策として設置したベントガスを排出する設備に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、特定重大事故等対処施設として設置するフィルタベントが該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ AM対策の格納容器破損防止対策の策定においては、原子炉補機冷却水系を用いた格納容器内自然対流冷却、消火水による格納容器スプレイ、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧を抽出しており、フィルタベントを採用していない。</p> <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ 特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置している。</p> <div data-bbox="757 715 2175 943" style="border: 1px solid black; height: 143px; width: 633px;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。</p>	
		④		_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 本報告書の調査・検討結果からベントを実施した際に、ベントガスがどのような挙動を示すのか確認しておくことは重要であることについて、異なる見解は無い。
		②	否 当社プラントはフィルタベントを実施した際のベントガスの挙動について把握しており、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるAM対策として設置したベントガスを排出する設備に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、特定重大事故等対処施設として設置するフィルタベントが該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>※以下(3)-3③【新規制基準施行後】を再掲</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ 特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置している。</p> <div data-bbox="757 523 2175 756" style="border: 1px solid black; height: 146px; width: 633px;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。</p>
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(4)-1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル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が生じる可能性がある。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、真空破壊弁の故障によりスクラビングを経由せずに原子炉格納容器外へ放出される経路が生じる可能性があることについて、異なる見解はない。
		②	否 本報告書にある真空破壊弁に相当する設備は、当社プラントには存在しない。また、フィルタベントを実施する場合、スクラビングを経由せずに原子炉格納容器外へ放出される経路は、当社プラントにはないことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)における真空破壊弁に相当する設備は、当社プラント(加圧水型軽水炉)にはない。</p> <p>なお、川内原子力発電所1, 2号機には原子炉格納容器の真空逃がし装置があるが、この装置は格納容器スプレイの誤動作時に原子炉格納容器内圧力が下がりにくくならないように、原子炉格納容器外から原子炉格納容器内に空気を取り込む逆止弁であり、原子炉格納容器内環境による故障においても、原子炉格納容器内外に2弁設置していることから、新たな放出経路が生じる構成ではない。また、玄海原子力発電所3, 4号機はプレストレスト・コンクリート製原子炉格納容器であり、同様の設備はない。</p> <p>原子炉格納容器外への放射性物質の放出防止の観点から、原子炉格納容器の健全性に係る設計について以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ フィルタベントは設置していない。 ○ 原子炉格納容器は、1次冷却材配管の破断を想定し、事故時の圧力及び温度に耐え、エアロック及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉格納容器の健全性を保つ設計としている。 ○ 原子炉格納容器隔離弁は事故時に信号で閉弁(動作しない場合は手動)するとともに、環境の影響を受けにくい原子炉格納容器の外隔離弁を設け、原子炉格納容器からの漏洩を防止している。 ○ なお、事故等により原子炉格納容器圧力が上昇した場合、原子炉格納容器の圧力抑制として、格納容器スプレイ設備によるスプレイ操作を行う。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 原子炉格納容器の健全性に係る設計は、SA対策として、代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却等の対策を講じている。 ○ 特定重大事故等対処施設として、フィルタベントを設置している。 <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。
		④	本報告書にある真空破壊弁に相当する設備は、当社プラントには存在せず、フィルタベントを実施する場合にスクラビングを経由せずに原子炉格納容器外へ放出される経路は、当社プラントにはないことから、当社としては更なる調査は不要と考えているが、真空破壊弁の開固着発生の可能性については、沸騰水型軽水炉プラントへの知見として究明されることが望ましい。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、スクラビングを経由せずに格納容器外へ放出される経路が生じないようにすることは重要であることについて、異なる見解はない。
		②	否 本報告書にある真空破壊弁に相当する設備は、当社プラントには存在しない。また、フィルタベントを実施する場合、スクラビングを経由せずに原子炉格納容器外へ放出される経路は、当社プラントにはないことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある真空破壊弁の故障によりスクラビングを経由せずに原子炉格納容器外へ放出される経路は、当社プラントにはない。</p> <p>原子炉格納容器外への放出防止の観点から、原子炉格納容器の健全性に係る設計について以下のとおり回答する。</p> <p>※以下(4)-1③を再掲</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ フィルタベントは設置していない。 ○ 原子炉格納容器は、1次冷却材配管の破断を想定し、事故時の圧力及び温度に耐え、エアロック及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉格納容器の健全性を保つ設計としている。 ○ 事故時の弁の故障についても、原子炉格納容器隔離弁は事故時に信号で閉弁(動作しない場合は手動)するとともに、環境の影響を受けにくい原子炉格納容器の外隔離弁を設け、原子炉格納容器からの漏洩を防止している。 ○ なお、事故等により原子炉格納容器圧力が上昇した場合、原子炉格納容器の圧力抑制として、格納容器スプレイ設備によるスプレイ操作を行う。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 原子炉格納容器の健全性に係る設計は、SA対策として、代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却等の対策を講じている。 ○ 特定重大事故等対処施設として、フィルタベントを設置している。 <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。
		④	—

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、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によって生じた圧力による可能性が高いことについて、異なる見解はない。
		②	否 当社プラントは、SA設備による水素処理に期待しない条件において、ジルコニウム-水反応により発生する水素が燃焼した場合であっても、原子炉格納容器が破損しないことを確認しており、さらに水素処理や排出の対策を実施しているため、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるPCV、原子炉建屋の水素の挙動に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、原子炉格納容器、アンユラスの水素の挙動が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1、2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 水素対策については、原子炉格納容器の健全性への影響が小さいものとして採用しておらず、アンユラスについては水素対策の検討を行っていない。従って、福島第一原子力発電所事故と同様の事象となった場合、水素処理やアンユラス空気浄化ファンを起動し、アンユラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順を整備していないことから、水素滞留の可能性が否定できないと考える。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1、2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ SA設備や特定重大事故等対処施設の設計にあたり、下記のとおり、SA設備による水素処理に期待しない条件において、ジルコニウム-水反応により発生する水素が燃焼した場合であっても、原子炉格納容器が破損しないことを確認しており、さらに水素処理や排出の対策を実施している。 <p><原子炉格納容器></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 新規制基準施行時に設置した静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素処理に期待しない条件において、ジルコニウム-水反応により発生する水素が燃焼した場合であっても、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍以下に収まることを確認している。 ・ 原子炉格納容器内の水素は、格納容器スプレイにより攪拌される。(SA条件下においても格納容器スプレイ系へ給電を確保するため、受電設備の浸水防止対策を実施したことに加え、常設や可搬式といった電源の多重化・多様化を図っている。) <div data-bbox="792 895 2177 954" style="border: 1px solid black; height: 37px; width: 100%;"></div> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電気式水素燃焼装置は、水素放出箇所を考慮した配置としており、速やかに大量の水素処理が可能である。 <p><アンユラス></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アンユラスへは、原子炉格納容器内で水素濃度が低減されたものが漏えいし、アンユラス空気浄化ファンを起動し、アンユラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順も整備している。なお、アンユラスからの水素排出を考慮しなくてもアンユラスの水素濃度は可燃限界(水素濃度4%(ドライ換算))に達しないことを確認している。(SA条件下においてもアンユラス空気浄化系へ給電を確保するため、受電設備の浸水防止対策を実施したうえで、常設や可搬式といった電源の多重化・多様化を図っている。) <p>[玄海原子力発電所]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 3、4号機:川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。 ○ 1、2号機:廃止措置プラントにおける、使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の崩壊熱は減衰により小さくなっており、使用済燃料ピットで大規模漏えいが発生したとしても、周辺空気自然対流により燃料集合体は冷却され、燃料被覆管温度は300～400℃程度となることから、仮に燃料集合体周辺が湿潤状態と仮定しても水素が大量に発生することはない。
		④	—

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている火災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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、水素以外の可燃性ガスが3号機の水素爆発で生じている火災や爆煙に寄与している可能性が高いことについて、異なる見解はない。
		②	要 当社プラントでは水素以外の可燃性ガスの発生量は少ないと考えられるとともに、発生したとしても格納容器スプレイにより攪拌され、フィルタベントやアニュラスの排出手順により適宜原子炉格納容器やアニュラスの外へ排出されると考えている。 今後、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会については必要に応じ原子力規制庁の調査に協力する。 また、検討会の結果により新たな知見が得られた場合や水素以外の可燃性ガスの定量評価等が必要となった場合は、自社で調査・検討を実施する。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるPCVと原子炉建屋における水素以外の可燃性ガスの挙動に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、原子炉格納容器とアニュラスにおける水素以外の可燃性ガスの挙動が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 水素対策については、原子炉格納容器の健全性への影響が小さいものとして採用しておらず、水素以外の可燃性ガスの燃焼についても考慮していない <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 水素以外の可燃性ガスの影響の調査については、以下のことから水素以外の可燃性ガスの発生は少ないと考えられるとともに、発生したとしても格納容器スプレイにより攪拌され、フィルタベントやアニュラスの排出手順により適宜原子炉格納容器やアニュラスの外へ排出されると考えている。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の下部に原子炉下部キャビティがあり、熔融炉心の落下を想定して格納容器スプレイ等により同区画に注水し、熔融炉心を冷却する対策を講じている。同区画に存在する設備は、炉内計装用シンプルのコンジットチューブ(SUS材)やサポート等であり、有機化合物の含まれるケーブル等は少ない。また、原子炉格納容器の温度が高温にならないように、原子炉格納容器の除熱機能を有する設備は多重化、多様化が図られている。 ・ 原子炉格納容器内の水素以外の可燃性ガスが発生した場合であっても、格納容器スプレイにより攪拌され、フィルタベントにより適宜原子炉格納容器外に排出される。 ・ 水素以外の可燃性ガスが原子炉格納容器内からアニュラス内に漏えいした場合でも、アニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順によって、適宜アニュラス外に排出される。 <p>[玄海原子力発電所]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 3, 4号機: 川内原子力発電所と相違なし。 ○ 1, 2号機: 廃止措置プラントにおける、使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の崩壊熱は減衰により小さくなっており、仮に使用済燃料ピットで大規模漏えいが発生したとしても、建屋の空気温度は約140～160℃程度と高温となることはなく、使用済燃料ピット内には水素以外の可燃性ガスの発生源と考えられるものがないことから、水素以外の可燃性ガスが大量に発生することはない。
		④	当社プラント(加圧水型軽水炉)において、水素以外の可燃性ガスによる建屋等への影響は小さいと考えられるが、生成メカニズムや挙動については、本報告書時点で十分に解明されていないため、幅広く情報を収集していくことが重要であるとする。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(6)ー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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、SRVの逃がし弁機能の不安定動作の原因が不明であることについて、異なる見解はない。
		②	否 当社プラントは加圧器逃がし弁の想定される温度、放射線等の環境条件における健全性を確認しており、更に駆動源について多重化又は多様化を図っていることから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるSRVは安全弁機能と逃がし弁機能を有している。SRVに相当する設備として、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、安全弁機能を有する加圧器安全弁、逃がし弁機能を有する加圧器逃がし弁が該当する。ここでは加圧器逃がし弁に対して以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 加圧器逃がし弁については、SA条件下における環境条件の影響やSBO条件下での駆動源への影響について確認していなかった。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ SBO条件下や炉心損傷後の加圧器逃がし弁の作動を確保するため、SA設備や特定重大事故等対処施設の設置にあたり、想定される温度、放射線等の環境条件における健全性を確認するとともに、以下の設計を行っている。 <ul style="list-style-type: none"> ・ SBO条件下での大容量空冷式発電機からの電源供給 <div style="border: 1px solid black; height: 15px; width: 100%;"></div> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄電池(重大事故等対処用)、直流電源用発電機、蓄電池(3系統目)、可搬型バッテリーの整備 ・ 駆動源の多重化(SA) <div style="border: 1px solid black; height: 15px; width: 100%;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設、蓄電池(3系統目)については、設置工事中である。
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、SRV以外の機器の不安定動作の可能性を網羅的に把握する必要があることについて、異なる見解はない。
		②	否 本報告書にあるSRVに相当する設備は、当社プラントでは、加圧器逃がし弁が該当する。当社プラントは、加圧器逃がし弁を含めた事故対応に用いる機器に対してSA条件下やSBO条件下での健全性を網羅的に確認しており、喫緊の課題として、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるSRVは安全弁機能と逃がし弁機能を有している。SRVに相当する設備として、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、安全弁機能を有する加圧器安全弁、逃がし弁機能を有する加圧器逃がし弁が該当する。ここでは、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁を含め事故対応に用いる機器に対して以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 加圧器逃がし弁等の設計基準事故対処設備については、設計基準事故時における環境条件を考慮した設計がなされていたが、SA時における環境条件の影響については確認していなかった。 <p>[玄海原子力発電所1~4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ SBO条件下や炉心損傷後の加圧器逃がし弁の作動を確保するため、SA設備や特定重大事故等対処施設の設置にあたり、以下の設計を行っている。また、加圧器逃がし弁を含めた事故対応に用いる機器に対して、SA条件下やSBO条件下での健全性を網羅的に確認している。 <ul style="list-style-type: none"> ・ SBO条件下での大容量空冷式発電機からの電源供給 ・ 蓄電池(重大事故等対処用)、直流電源用発電機、蓄電池(3系統目)、可搬型バッテリーの整備 ・ 駆動源の多重化(SA) <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設、蓄電池(3系統目)については、設置工事中である。
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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 本報告書の調査・検討結果から、SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下し、SA条件下では設計基準事故条件下とは異なる挙動を示したことについて、異なる見解はない。
		②	否 SRVの安全弁機能の挙動は概ね判明しており、更なる調査は不要と考える。 また、様々な機器のSA条件下での挙動を把握することに異論はないものの、新規制基準等でSA条件下での健全性を網羅的に確認しており、喫緊の課題として、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるSRVは安全弁機能と逃がし弁機能を有している。SRVに相当する設備として、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、安全弁機能を有する加圧器安全弁、逃がし弁機能を有する加圧器逃がし弁が該当する。ここでは、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁を含め事故対応に用いる機器に対して以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁等の設計基準事故対応設備については、設計基準事故時における環境条件を考慮した設計がなされていたが、SA時における環境条件の影響については確認していなかった。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁等のSA設備や特定重大事故等対応施設については、想定される温度、放射線等の環境条件において機能を有効に発揮できることを確認している。SA時の環境温度の上昇により、加圧器安全弁の吹出圧力が若干低下することが考えられるが、事象収束に影響はない。 ○ 上記のとおり耐環境性を有することに加え、SBO条件下や炉心損傷後の加圧器逃がし弁等の作動を確保するため、SA設備や特定重大事故等対応施設の設置にあたり、以下の設計を行っている。 <ul style="list-style-type: none"> ・ SBO条件下での大容量空冷式発電機からの電源供給 <div style="border: 1px solid black; height: 15px; width: 100%;"></div> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄電池(重大事故等対応用)、直流電源用発電機、蓄電池(3系統目)、可搬型バッテリーの整備 ・ 駆動源の多重化(SA) <div style="border: 1px solid black; height: 15px; width: 100%;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対応施設、蓄電池(3系統目)については、設置工事中である。
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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 本報告書の調査・検討結果から、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、異なる見解はない。
		②	否 様々な機器のSA条件下での挙動を把握することに異論はないものの、SA設備の設置にあたりSA条件下での健全性を網羅的に確認しており、喫緊の課題として、更なる調査は不要である。
		③	<p>ここでは、当社プラント(加圧水型軽水炉)の事故対応に用いる機器が、想定される環境条件において機能を有効に発揮できることについて以下のとおり回答する。</p> <p>なお、SA条件下での機器の挙動に関する新たな知見が得られた場合は、更なる調査・検討をすすめる。</p> <p>※以下(7)-1③を再掲</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁等の設計基準事故対処設備については、設計基準事故時における環境条件を考慮した設計がなされていたが、SA時における環境条件の影響については確認していなかった。</p> <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁等のSA設備や特定重大事故等対処施設については、想定される温度、放射線等の環境条件において機能を有効に発揮できることを確認している。SA時の環境温度の上昇により、加圧器安全弁の吹出圧力が若干低下することが考えられるが、事象収束に影響はない。</p> <p>○ 上記のとおり耐環境性を有することに加え、SBO条件下や炉心損傷後の加圧器逃がし弁等の作動を確保するため、SA設備や特定重大事故等対処施設の設置にあたり、以下の設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SBO条件下での大容量空冷式発電機からの電源供給 <div style="border: 1px solid black; height: 15px; width: 100%;"></div> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄電池(重大事故等対処用)、直流電源用発電機、蓄電池(3系統目)、可搬型バッテリーの整備 ・ 駆動源の多重化(SA) <div style="border: 1px solid black; height: 15px; width: 100%;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設、蓄電池(3系統目)については、設置工事中である。</p>
		④	—

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(7)ー3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無	本報告書の調査・検討結果から、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要があることについて、異なる見解はない。
		②	否	様々な機器のSA条件下での挙動を把握することに異論はないものの、SA設備の設置にあたりSA条件下での健全性を網羅的に確認しており、喫緊の課題として、更なる調査は不要である。
		③	<p>ここでは当社プラント(加圧水型軽水炉)の事故対応に用いる計測機器が、想定される環境条件において機能を有効に発揮できることについて以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 格納容器圧力計、格納容器温度計等の設計基準事故に対処するための計器については、設計基準事故時における環境条件を考慮した設計がなされていたが、SA時における環境条件の影響については確認していなかった。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故時に原子炉の状態を把握し、対策を講ずるのに必要なパラメータについては、事故時監視計器を採用していた。 ・ AM対策として設置したAM用格納容器圧力計については、事故時の環境条件を考慮した設計としていた。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 原子炉容器水位計、格納容器圧力計、AM用格納容器圧力計等のSA設備や特定重大事故等対処施設については、想定される温度、放射線等の環境条件において機能を有効に発揮できる設計としている。 ○ 上記のとおり耐環境性を有することに加え、SAに対処するために監視が必要なパラメータの計測が困難になった場合に、代替パラメータによる推定の手段を設けるなど、可能な限り多様性を図る設計としている。 ○ SBO条件下や炉心損傷後の計測器の作動を確保するため、SA設備や特定重大事故等対処施設の設置にあたり、以下の設計を行っており、当社プラントの設計・運用に反映済である。 <ul style="list-style-type: none"> ・ SBO条件下での大容量空冷式発電機からの電源供給 <div style="border: 1px solid black; height: 15px; width: 100%; margin: 5px 0;"></div> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄電池(重大事故等対処用)、直流電源用発電機、蓄電池(3系統目)の整備 ・ 可搬型計測器の整備 <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設、蓄電池(3系統目)については、設置工事中である。 	
		④	<p style="text-align: center;">—————</p>	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(8) - 1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サブプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無	本報告書の調査・検討結果から、ADSが設計の意図と異なる条件で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立とこのことについて、異なる見解は無い。
		②	否	ADSが設計の意図と異なる条件で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立との見解に異論はないことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)における自動減圧機能(ADS)に相当する設備はない。 なお、自動減圧機能(ADS)により作動するSRVの逃がし弁機能に相当する設備として、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、加圧器逃がし弁が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 自動減圧機能(ADS)は採用しておらず、1次冷却材圧力が設定値に達すると加圧器逃がし弁を動作させる設計となっている。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 自動減圧機能(ADS)は採用しておらず、1次冷却材圧力が設定値に達すると加圧器逃がし弁を動作させる設計となっている。 <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 	
		④	_____	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	本報告書の調査・検討結果から、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るとのことについて、異なる見解は無い。
		②	否	当社プラントは、自動減圧機能(ADS)は採用しておらず、1次冷却材圧力が設定値に達すると加圧器逃がし弁を動作させる設計となっており、更なる調査は不要である。
		③		<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)における自動減圧機能(ADS)に相当する設備はない。 なお、自動減圧機能(ADS)により作動するSRVの逃がし弁機能に相当する設備として、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、加圧器逃がし弁が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>※以下(8)-1③を再掲</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ 自動減圧機能(ADS)は採用しておらず、1次冷却材圧力が設定値に達すると加圧器逃がし弁を動作させる設計となっている。</p> <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ 自動減圧機能(ADS)は採用しておらず、1次冷却材圧力が設定値に達すると加圧器逃がし弁を動作させる設計となっている。</p> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p>
		④		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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る。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、水素による加圧及び漏えいによる減圧などによるふるまいが従来の事故シーケンスにどの程度影響するのか具体的に確認する必要があることについて、異なる見解はない。
		②	否 当社プラントはSA設備や特定重大事故等対処施設の設置にあたり水素による加圧や減圧挙動が事象進展に及ぼす影響は把握しており、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるPCVの水素による加圧や減圧挙動に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、原子炉格納容器の水素による加圧や減圧挙動が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ AM対策の格納容器破損防止対策の策定においては、水蒸気や水素等による圧力上昇を評価し、原子炉格納容器が破損しないことを確認している。</p> <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ SA設備や特定重大事故等対処施設の設置にあたり、水蒸気や水素等による圧力上昇等について下記のとおり確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 新規制基準施行時に設置した静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素処理に期待しない条件において、ジルコニウム-水反応により発生する水素が燃焼した場合であっても、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍以下に収まることを確認している。 ・ 静的触媒式水素再結合装置による水素処理に伴う原子炉格納容器温度への影響を確認している。 <p>○ SA設備の設置時に、減圧効果なしの解析を実施していることに加え、特定重大事故等対処施設の設置時に、フィルタベントによる減圧効果ありの解析を実施しており、減圧効果については把握している。</p> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。</p>
		④	—

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9)ー1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、トレンド等から適切な見解が出されており、3号機のベント回数が2回であることについて、異なる見解はない。
		②	否 トレンド等から適切な見解が出されており、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるベントに相当する設備は、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、特定重大事故等対処施設のフィルタベントが該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ フィルタベントは設置していない。</p> <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <div data-bbox="757 657 2177 737" style="border: 1px solid black; height: 50px; width: 100%;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。</p>
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、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し、水素が滞留して、爆発に至ったことについて、異なる見解はない。
		②	否 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し、水素が滞留して、爆発に至ったとの見解に異論はないことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるベント時の水素の挙動に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、フィルタベント時やアニュラス空気浄化系による排出時の水素の挙動が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 水素対策については、原子炉格納容器の健全性への影響が小さいものとして採用しておらず、アニュラスについては水素対策の検討を行っていない。従って、福島第一原子力発電所事故と同様の事象となった場合、水素処理やアニュラス空気浄化ファンを起動しアニュラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順を整備していないことから、水素滞留の可能性が否定できないと考える。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ SA設備の設計にあたり、アニュラス空気浄化系は号機間で独立していることに加え、下記のとおり格納容器スプレイにより攪拌され水素処理されるとともに、アニュラスの排出手順により適宜アニュラス外へ排出されることを確認している。また、特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置している。 <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p><原子炉格納容器></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内の水素は、格納容器スプレイにより攪拌される。(SA条件下においても格納容器スプレイ系へ給電を確保するため、受電設備の浸水防止対策を実施したことに加え、常設や可搬式といった電源の多重化・多様化を図っている。) <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電気式水素燃焼装置は、水素放出箇所を考慮した配置としており、速やかに大量の水素処理が可能である。 <p><アニュラス></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アニュラスへは、原子炉格納容器内で水素濃度が低減されたものが漏えいし、アニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順も整備している。なお、アニュラスからの水素排出を考慮しなくてもアニュラスの水素濃度は可燃限界(水素濃度4%(ドライ換算))に達しないことを確認している。(SA条件下においてもアニュラス空気浄化系へ給電を確保するため、受電設備の浸水防止対策を実施したうえで、常設や可搬式といった電源の多重化・多様化を図っている。) <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 本報告書の調査・検討結果から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とのことについて、異なる見解は無い。
		②	否 当社プラントは新規制基準において、原子炉建屋等の水素排出操作の成立性及び水素排出ができない場合の周辺作業の実施可否に係る運用を確認できており、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)における建屋周辺に相当する箇所は、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、原子炉格納容器周囲のアニユラス部が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ アニユラス空気浄化ファンを起動しアニユラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順を整備していないことから、水素滞留の可能性が否定できないと考える。</p> <p>[玄海原子力発電所1~4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ SA条件下においてもアニユラス空気浄化ファンを起動しアニユラスからフィルタユニットを通して屋外への水素排出が可能なよう電源の多重化及び多様化を図っている。</p> <p>○ アニユラス空気浄化系による水素排出ができない場合の周辺作業の実施可否については以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アニユラスの水素濃度推定値だけでなく、炉心溶融の状態、溶融炉心とコンクリートの相互作用の発生可能性、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の動作状況などを確認し周辺作業の実施を判断する。なお、作業を開始するにあたっては、作業エリアの水素濃度を携帯用ガス検知器にて確認する。 <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p>
		④	—

発室発第 13 号
2021 年 5 月 10 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

東京都台東区上野五丁目 2 番 1 号
日本原子力発電株式会社
取締役社長 村松 衛

「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)

令和 3 年 4 月 5 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』(原規発第 2104051 号) をもって依頼のありました当社への見解等の聴取について、別添のとおり回答いたします。

別 添
中間取りまとめに関する見解等の回答 (別紙 2)

以 上

中間取りまとめに関する見解等の回答

<回答項目>

①異なる見解の有無及びその理由

②更なる調査・検討の要否及びその理由

※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社, 他の電力会社, 原子力規制庁の調査に協力, のいずれか)並びにそれらの理由

③自らの各発電用原子炉施設の設計, 施工, 運用等への反映に係る考え方

④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由
記載例	中間取りまとめで確認した事実, 確認した事実に基づいて考えられること, 及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること	①	有 or 無 △△については, ■■のため, 見解が異なる。 △△については, □□のため, 異なる見解は無い。
		②	要 or 否 △△については, ◎◎のため, ○○に関する調査が必要である。 △△については, ◇◇のため, 更なる調査は不要である。
		③	左記の事項は, ▼▼として設計に反映する方針である。
		④	

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由
(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、ラプチャーディスク(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。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否 東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)2号機において、ベントが成功しなかった要因(PCV圧力とRD作動圧力との関係)については概ね説明されており、更なる調査・検討は不要である。
		③	東海第二発電所におけるアクシデントマネジメント(以下「AM」という。)整備時の耐圧強化ベント系のRD作動圧力の設計思想は、1Fと同様であり、RD作動圧力を約[]kPa[gage](1Pd:310kPa[gage])に[]の誤差を考慮)に設定していた。 (当時のPRAの知見に基づき、崩壊熱除去機能喪失を起因とするCDFの低減効果に着目する等、主にPCVの過圧破損を防止するための設備として期待していたこと、設計基準を超えた状態での使用を想定していたことにより、PCV最高使用圧力でのRD作動圧力の設定は妥当なものと判断していた。) 1F事故時の教訓を踏まえ、PCVベント設備は必要なときに確実に使用できるよう、弁を遠隔操作・現場操作するための設備や手順を整備するとともに、ベント操作時に確実に作動する低いRD作動圧力(東海第二発電所の場合:約0.08MPa[gage])を設定する。
		④	敦賀発電所1号機は、耐圧強化ベント系をAM策として採用していない。 (耐圧強化ベント系のCDF低減効果は小さいと判断したため) AM策としては、一弁の開動作のみによって除熱可能な非常用復水器(以下「IC」という。)への更なる水補給手段を整備することとした。 (交流電源喪失時においても炉心冷却及び除熱が可能である特徴を考慮したため)
(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る。	①	無 事象進展に応じた事故対策の目的・役割を検討・整理することは重要であり、異なる見解はない。
		②	否 PCV破損防止対策は、各種のPCV破損モード及び事象進展に応じて、その役割や目的を明確にした上で設計及び手順整備を行うため、更なる調査・検討については不要である。
		③	AM整備時は、PCVからの除熱機能をさらに向上させるものとして、過圧破損防止に係るAM策を抽出していた。 重大事故等(以下「SA」という。)対策の有効性評価に係るシーケンス選定においては、耐圧強化ベント系をはじめとしたAM策を考慮しないPRA結果に基づき、事故シーケンスの選定及び必要な対策の検討を行っている。 その上で、事象進展に応じて各種のPCV破損防止対策に期待される役割等を明確にした上で容量・耐性その他の設計を行い、それらを使用する判断基準についても、過圧/過温破損防止や水素燃焼防止といった目的ごとに明確に手順化することで、確実に効果的に機能を発揮できるよう配慮している。
		④	なし
(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。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否 1F3号機におけるADSの作動及びそれに伴うPCV圧力の挙動については分析されたものと相違ないと考えているため、更なる調査・検討は不要である。
		③	東海第二発電所のADSは、1F3号機と機能は同じである。ただし、1F3号機と比較して、低圧非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)作動の判定圧力設定値を高く(0.69MPa[gage])しているため、意図しない状況で作動することは考え難い設計となっている。 敦賀発電所1号機のADSに相当する自動ブローダウン系は、1F3号機と機能は同じである。ただし、作動条件に低圧ECCS作動が含まれておらず、1F3号機とは異なる設計となっていた。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由	
(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ージメントについて」(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ージメント対策(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。	①	無	中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否	耐圧強化ベント系及びSGTSの系統構成やベントガスの流入メカニズム等については概ね明らかとなっており, 更なる調査・検討は不要と考える。
		③	東海第二発電所における耐圧強化ベント系の系統構成は, 1Fと同様に, SGTS配管へ接続されており, SGTS側を隔離する弁(SGTSフィルタ出口側の隔離弁)はフェイルオープン設計である。(工学的安全施設の設計としてフェイルセーフにするという考え方に基ついたものであるが, 耐圧強化ベント系を使用する場合の逆流を想定し, 全交流電源喪失(以下「SBO」という。)時でも当該隔離弁を閉止維持できるよう弁駆動用窒素ポンペを配備していた。ただし, 直流電源の喪失状態が生じた場合には, 1Fと同様に隔離機能が喪失していたことが考えられる。)1F事故時の教訓を踏まえ, 新設のPCVベント設備の排出流路については原則として他系統との接続は行わない等の設計上の配慮を行う。また, 東海第二発電所の耐圧強化ベント系については, 炉心損傷前のみ使用する運用とする。	
		④	なし	
(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。	①	無	AM整備時の検討経緯を確認することは, 今後のプラント安全管理においても有用と考えられ, 異なる見解はない。
		②	否	1F事故時の教訓を踏まえ設備の設計・施工及び運用を適切に検討・実施するため, 更なる調査・検討は不要と考える。なお, 原子力規制庁にてAM整備時の調査を行う場合には協力する。
		③	AM整備時においては, 既存設備との接続部は隔離弁により機能的に分離し, 分離可能となる範囲までは上位クラスと同等の設計を行う他, 単一の誤操作や誤動作による既存の設計基準対象施設等への悪影響がないよう配慮の上, 設計を行っていた。ただし, (2)-1③に記載のような教訓が得られたことから, 当時の検討経緯やこれらの教訓を踏まえ, 設備の設計・施工及び運用へ適切に反映していくことが重要であると考えている。今後の設備管理においては, 各種設備が相互に悪影響を及ぼさず要求機能を確実に発揮できるよう, 設計等の管理を行う。	
		④	なし	

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由
(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。	①	無 中間取りまどめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否 排気筒を含む耐圧強化ベントの流路構造については確認されており、更なる調査・検討は不要と考える。
		③	東海第二発電所の耐圧強化ベント系の排気配管は、1Fと同様に、SGTSの排気配管に合流する設計となっている。ただし、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されている点は異なる。 なお、本設計は耐圧強化ベント系の設置以前からのものであり、AM整備時に変更したものではない。
		④	なし
(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	無 中間取りまどめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否 排気筒下部の汚染原因は明らかとなっており、更なる調査・検討は不要である。
		③	東海第二発電所における耐圧強化ベント系の排気配管が接続されたSGTS排気配管は、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されており、1F1/2号機のような排気筒下部での高い汚染が生じない構造となっている。 1F事故における教訓等を踏まえ、炉心損傷後のベントはフィルタベント設備を用いて実施することにより、放射性物質による汚染等を低減する。また、PCVベント設備の排出流路については、排気流路を上り勾配にする、分岐を少なくする、窒素封入により不活性化する、流路や排気口は事故対応への影響を考慮して位置を定めるといった、ベントガスに含まれる放射性物質や可燃性ガスによる影響を考慮した設計とする。
		④	なし
(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る。	①	無 AM整備時の検討経緯を確認することは今後のプラント安全管理においても有用と考えられ、異なる見解はない。
		②	否 AM整備時においては、ベントガスの挙動等の想定に十分でない点があった。今後の対策においてはこれらを適切に考慮しており、更なる調査・検討は不要と考える。なお、原子力規制庁にてAM整備時の調査を行う場合には協力する。
		③	東海第二発電所におけるAM整備時の耐圧強化ベント系の系統設計については、排気配管が接続されたSGTS排気配管は、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されており、1F1/2号機のような排気筒下部の高い汚染が生じない構造となっている他、200°C2Pdまでの耐力を確保するなど設計上の配慮も行っていた。 ただし、炉心損傷後のベントガスについては、サブプレッション・プールでのスクラビングに期待しサブプレッション・チェンバ側からベントするといった検討はなされたものの、ベントガス中の水素の含有といった想定には十分でない点もあり、1Fと同様に水素の滞留が生じる可能性が否定できない設計となっていた。 1F事故における教訓等を踏まえ、新設のフィルタベント設備については、SA時の状態を踏まえ(3)-2③に記載のような各種の配慮を確実に実施する。また、東海第二発電所の耐圧強化ベント系については、炉心損傷前にのみ使用する運用とする。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由
(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。	①	無 ベントガスの性質・挙動等を考慮した上で、設備の設計・管理を行うことは重要であり、異なる見解はない。
		②	否 PCVベント設備は、ベントガスの性質・挙動に配慮した上で設計及び手順整備を行うため、更なる調査・検討は不要である。
		③	(3)-3③のとおり、耐圧強化ベント系は水素の滞留が生じる可能性が否定できない設計であったことを踏まえ、(3)-2③や(3)-3③に記載のとおり、PCVベント設備については排出されるベントガスの性質・挙動に配慮した設計及び運用を行う。 また、ベント実施後は窒素置換により水素ガスの残留を防止するとともに、配管等に付着した放射性物質を考慮して遮へいや線量評価を行うといった、ベントガスの特徴に配慮した対策とする。 今後もベントガスの性質・挙動について新たな知見が得られた場合には、事故対策や手順への反映を検討していく。
		④	なし
(4)-1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル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が生じる可能性がある。	①	無 1Fにおける真空破壊弁の故障有無については明確でないが、故障が発生した場合に各種のプラント挙動に影響が生じ得ることについて異なる見解はない。
		②	要 事故時における真空破壊弁の故障を想定した場合の影響については、事故時のプラント挙動を把握しておく上で考慮すべき事項であると考えられるため、継続的に調査・検討が必要である。(自社/他の電力会社)
		③	真空破壊弁は、動作機構が単純であり信頼性の高い設備であると考えられる。その上で、今後も真空破壊弁の計画的な保全を継続的に実施し、機器の信頼性確保を行う。なお、耐環境性向上のために、真空破壊弁のシール部に対して改良EPDM材を適用することについても検討を実施している。
		④	なし
(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。	①	無 真空破壊弁の故障による影響については今後の検討が必要と考えられ、異なる見解はない。
		②	要 事故時における真空破壊弁の故障を想定した場合の影響については、事故時のプラント挙動を把握しておく上で考慮すべき事項であると考えられるため、継続的に調査・検討が必要である。(自社/他の電力会社)
		③	(4)-1③に記載のとおり、真空破壊弁の信頼性確保対策を継続的に実施する。 一方で、福島第二原子力発電所1号機において、真空破壊弁の損傷が確認された実例も踏まえ、真空破壊弁の開固着等が生じた場合の影響についても、東海第二発電所のPRAモデル高度化の一環として検討を行っている。 なお、東海第二発電所のPCV破損防止対策の有効性評価においては、サブプレッション・プールでのスクラビング効果(放射性物質の捕集効果)を考慮せずベントガスを放出する場合の評価として、ドライウェルからのベントを想定した場合の評価を実施しており、その場合でも放射性物質の放出抑制効果が得られることを確認している。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由	
(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。	①	無	中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	要	1Fにおける水素燃焼発生時の着火位置や燃焼条件については未だ不明確な部分が多く、継続的に調査・検討が必要と考える。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		1F事故以前においては、炉心損傷及びPCV破損を防止することを主眼にAM整備を行っていた。 1F事故における教訓等を踏まえ、SA時に想定される水素の発生・漏えい量を保守的に想定した上で、必要な容量を有する水素濃度低減設備をPCV内又は原子炉建屋内に設置する。また、原子炉建屋内のPCVからの漏えいが想定される箇所に水素濃度計を設置するとともに、想定を上回る水素濃度の上昇が生じた場合でも、水素濃度が可燃領域に至る前に水素を排出するための設備及び手順を整備する。 上記の検討においては、トップヘッドフランジや機器ハッチといった水素の漏えい可能性のある各所について、漏えい量等を保守的に設定した上で対策の有効性を確認している。
		④	なし	
(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。	①	無	火炎等の性状により、水素以外の可燃性ガスが含まれていた可能性について異なる見解はない。
		②	要	1F3号機における水素以外の可燃性ガスについては、その発生メカニズムや発生源(有機化合物等の種類・場所・量)について継続的に調査・検討する必要があると考える。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		原則として、可燃性ガス対策においては水素の処理・漏えい低減及び排出により、PCV内外における水素燃焼を防止することが重要であると考えており、(5)-1③に記載のような各種対策を確実に実施・維持していく。その上で、水素以外の可燃性ガスの発生可能性や燃焼への影響についても、新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
		④	なし	

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由	
(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。	①	無	SRVの中途開状態に関する検討事項は、中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	要	1Fにおける駆動源喪失時のSRVの挙動の詳細については未解明の部分があり、更なる調査・検討が必要と考えられる。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		1F事故以前においては、電源や圧縮空気を喪失した場合のSRVの不安定動作について検討の実績はなかった。一方で、不安定動作が生じない場合でも、SRVから冷却材流出が継続する状態であったことに変わりはなく、1F事故における事象進展においては、大きな影響はなかったものとする。 SRVや加圧器逃がし弁による原子炉減圧機能は事故対応において非常に重要であり、確実に機能を維持する方策として、電源や窒素供給設備の強化を行うとともに浸水防護等によりこれらの機能の喪失を防止する。また、東海第二発電所では、炉心損傷が進展し高温ガスがSRVに流入する場合の環境緩和策としてPCVスプレイを実施する手順を整備するとともに、SRVの高温耐久性試験を踏まえSA環境下における健全性を確認している。
		④	なし	
(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。	①	無	中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	要	SRVやその他機器について電源や圧縮空気等の駆動源を喪失した際の挙動を網羅的に把握しておくことは、今後の事故対策の検討に活用できる可能性があることから、更なる調査・検討が必要と考えられる。(自社/他の電力会社)
		③		SA対策の有効性評価においては、SBO状態についても考慮した上でプラントの挙動や対策の有効性を確認している。また、(6)-1③に記載のような対策を確実に実施することで、SRVやその他機器の機能維持に万全を期す。その上で、電源及び圧縮空気といった駆動源を喪失した場合の機器の挙動についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
		④		敦賀発電所1号機のICについては、直流電源駆動の隔離弁の操作により原子炉の減圧・冷却を制御する設計となっており、交流電源喪失といったICを使用するシナリオについても訓練を実施するとともに、実機での動作実績も踏まえICの使用に係る経験を蓄積していた。 なお、直流電源が喪失した場合に交流電源駆動の隔離弁が閉止する設計は1F1号機と同様であり、直流電源の復旧(母線の受電確認)後に隔離信号をリセットし、ICを復旧する手順としていた。

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由
(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 SA環境下においては機器の挙動が変化するものと考えられ、異なる見解はない。
		②	否 1F事故時のSRVの安全弁機能の動作については、SA環境下における挙動の変化が概ね判明しており、更なる調査・検討は不要と考える。
		③	AM整備時においても、SA条件について一部検討を行っていた。(例:東海第二発電所のPCV内のペDESTAL注水配管には200°C2Pdの耐力をもたせる。) SA設備については、機能に期待する状況及び想定される環境条件を網羅的に整理した上で、SA条件下においても確実に動作するよう、より厳密に耐性・信頼性を確保する。
		④	なし
(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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	要 設計上の想定を超えるような環境条件における機器の挙動等を把握・整理しておくことは、今後の事故対策の検討といった安全性向上活動において有用な知見となると思われるため、継続的な調査・検討が必要と考える。(自社/他の電力会社)
		③	事故対策設備の耐環境性に係る考え方は(7)-1③に記載のとおりである。 なお、設計上の想定を超えるような環境条件における機器の挙動等についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
		④	なし
(7)-3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無 SA環境下における計測機器の信頼性を把握することは極めて重要であり、異なる見解はない。
		②	否 SA条件下における計測機器の信頼性については、耐環境試験により健全性を確認しており、更なる調査・検討は不要と考える。なお、原子力規制庁にて計測機器の信頼性の調査を行う場合には協力する。
		③	SA時に期待する計測機器については、想定されるSA環境条件を考慮した上で確実に動作するよう、耐環境試験等により健全性を確認し、必要な耐性・信頼性を持たせた設計とする。また、計測計器には多重性を持たせるとともに、機能喪失時の代替パラメータを定め、手順を整備する。 なお、設計上の想定を超えるような環境条件における計測機器の挙動についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由	
(8)-1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無	意図せずADSが作動しPCVの圧力上昇及びベントの作動が起こったことについて、中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否	1F3号機におけるADSの作動及びそれに伴うPCV圧力の挙動については中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、更なる調査・検討は不要である。
		③		東海第二発電所のADSは、1F3号機と機能は同じであり、ADS作動条件成立後、120秒のタイマ及びタイマ作動時の警報機能を有し、運転員操作によるADS作動阻止も可能な設計となっている。 ただし、1F3号機と比較して、低圧ECCS作動の判定圧力設定値を高く(0.69MPa[gage])しているため、意図しない状況で作動することは考え難い設計となっている。
		④		敦賀発電所1号機のADSに相当する自動ブローダウン系は、1F3号機と機能は同じであり、ADS作動条件成立後、120秒のタイマ及びタイマ作動時の警報機能を有し、運転員操作によるADS作動阻止も可能な設計となっている。 ただし、作動条件に低圧ECCS作動が含まれておらず、1F3号機とは異なる設計となっていた。
(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る。	①	無	ADSの作動条件を確認し、意図せぬ動作の可能性について検討することは重要であり、異なる見解はない。
		②	否	ADSの作動条件は適切に設計されていると考えており、更なる調査・検討は不要である。
		③		ADSの作動に関する設計の考え方は(8)-1③に記載のとおりである。
		④		なし
(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る。	①	無	水素等による加圧や漏えいによるPCV挙動への影響を把握することは重要であり、異なる見解はない。
		②	否	水素による加圧や漏えいによるPCV挙動への影響は、現行のSA対策の有効性評価において適切に考慮しており、更なる調査は不要と考える。
		③		PCV破損防止対策の有効性評価においては、ジルコニウム(Zr)-水反応やその他の現象(水の放射線分解等)による水素発生について保守的に評価し、PCV圧力への影響を確認している。また、設計漏えい率等に基づきPCVからの漏えい量を考慮した評価も実施している。今後の各種評価においてもこれらの影響を適切に考慮していく。
		④		なし

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由
(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否 1F3号機におけるPCV圧力やベントに係る挙動については, 概ね把握されており, 更なる調査・検討は不要である。
		③	PCVベント設備の信頼性確保については(1)-1③に記載のとおりであり, 必要な際に確実にベント操作ができるよう配慮する。 これに加え, ベント操作実施時は, PCV内やベント設備に付随する計測機器により, ベント設備が確実に作動していることを確認する手段及び手順を整備する。
		④	なし
(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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否 1F4号機における水素の流入・滞留及び爆発の推移については概ね把握されており, 更なる調査・検討は不要である。
		③	原子炉建屋における水素対策については, (5)-1③に記載のとおりであり, 水素燃焼が発生しないよう種々の対策を実施する。
		④	なし
(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。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否 1F4号機における水素爆発時の状況については概ね把握されており, 更なる調査・検討は不要である。
		③	(5)-1③に記載のとおり, 原子炉建屋における水素濃度の上昇及び水素燃焼の発生が生じないように, 種々の対策を実施する。その上でなお原子炉建屋の水素濃度が想定を超えて上昇する場合の運用(周辺作業の禁止等)について, 検討を行う。
		④	なし

原 技 発 第 5 号

令和3年5月10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

東京都中央区銀座六丁目 15 番 1 号

電源開発株式会社

代表取締役社長 社長執行役員 渡部 肇史

「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)

令和3年4月5日付け原規規発第 2104051 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の回答

中間取りまとめに関する見解等の回答様式

<回答項目>

①異なる見解の有無及びその理由

②更なる調査・検討の要否及びその理由

※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由

③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方

④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
記載例	中間取りまとめで確認した事実、確認した事実に基づいて考えられること、及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること	①	有 or 無	△△については、■■のため、見解が異なる。 △△については、□□のため、異なる見解は無い。
		②	要 or 否	△△については、◎◎のため、〇〇に関する調査が必要である。 △△については、◇◇のため、更なる調査は不要である。
		③		左記の事項は、▼▼として設計に反映する方針である。
		④		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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、ラプチャーディスク(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。	①	<p>無</p> <p>福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)-2号機のベントラインの構成が完了した時点で炉心が健全であったとは考え難いにもかかわらず、1F-2号機のラプチャーディスク(以下「RD」という。)近傍の線量率(約0.05mSv/h)が、2回原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)に成功した1F-3号機のRD近傍の線量率(最大約55mSv/h)を3~4桁下回っていることから、1F-2号機のRDが破裂せず、ベントは成功しなかったと考えるため、異なる見解はない。</p>
		②	<p>否</p> <p>RDの現物の状態確認は実施されていないものの、1F-2号機においてRDが破裂せずにベントが成功しなかったことは、1F-2号機と1F-3号機のRD近傍の線量率の比較により明らかになっているものと考えられる。これを踏まえ、当社では、RDの設計破裂圧力を□kPaとする対応を実施している。したがって、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(以下「事故分析検討会」という。)に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。</p>
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・1F事故前は、耐圧強化ベント系の排気経路に設けた隔離弁の誤操作等に対して原子炉格納容器(以下「PCV」という。)の隔離機能を阻害しないようにRDを設け、当該RDはRD前後の差圧がPCVの最高使用圧力である310kPa以上で破裂する設計としていた。 ・1F事故を踏まえて、PCV圧力上昇時に意図したタイミングで確実にベントが実施できるように、RDの設計破裂圧力を□kPaに変更している。 ・新たに設置する第一原子炉格納容器フィルタベント系(以下「FCVS」という。)については、排気経路にPCV隔離機能の維持を目的としたRDは設置しない設計とし、系統への窒素封入を目的として設置するRDの設計破裂圧力は、□kPaとしている。 ・設置するRDは、試験により設計破裂圧力付近で破裂することを確認する。
		④	<p>①~③以外に追加の見解や意見はない。</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(1)ー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る。	①	無	事象進展に応じたPCV破損防止対策の目的や役割の検討は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否	1F事故を踏まえ、当社では、PCV破損防止対策について、目的や役割を整理し、設計及び運用の検討を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<p>・放射性物質の閉じ込め機能を有するPCVの破損を防止するために、PCV内の気体を管理した状態で排出する対策として、FCVS及び耐圧強化ベント系を整備することとしている。</p> <p>・FCVSは、炉心損傷発生の有無に依らずに使用する対策、耐圧強化ベント系は炉心損傷の発生前に限定して使用する対策として整理している。</p> <p>・上記の整理にあたっては、炉心損傷発生の有無によって PCV から排出される気体の組成が異なり、炉心損傷が発生した場合、放出される気体には水素が含まれるため、排出経路への滞留に対する考慮が十分かどうかの観点に着目している。</p> <p>・FCVSは、排出経路に水素が滞留しないよう、PCVからフィルタ装置までを下り勾配、フィルタ装置から排気端までを登り勾配とする設計としている。一方、「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。)設備として整備するとしていた耐圧強化ベント系は、水素に対しては設計上の考慮が十分でなかったことから、水素が排出経路に滞留する可能性がある。このため、耐圧強化ベント系は炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している。</p> <p>・また、FCVS 及び耐圧強化ベント系は、排出経路に設置する RD の設計破裂圧力を <input type="text"/> kPa に設定し、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計としている。</p>	
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 1F-3号機のウェットウェル(以下「W/W」という。)ベントライン構成が完了した時点でドライウェル(以下「D/W」という。)及びW/W圧力の減少が確認できないこと、その後のPCV圧力及び原子炉圧力容器圧力の変化並びに1F-3号機の自動減圧系(以下「ADS」という。)作動条件を踏まえると、W/Wベントライン構成が完了した時点では、ベントが成功せず、その後の意図しないADSの作動によるPCV圧力上昇によりRDが破裂してベントに成功したと考えるため、異なる見解はない。
		②	否 1F-3号機においてW/Wベントライン構成が完了してから、ベントが成功に至るまでの過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、RDの設計破裂圧力を□kPaとすること、意図しないADSの作動が発生しないことの確認等を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・FCVS及び耐圧強化ベント系の排気経路に設置しているRDの設計破裂圧力を□kPaとし、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計としている(詳細は(1)-1③を参照)。 ・重大事故等(以下「SA」という。)時において、意図しないADSの作動が発生しないことを確認している。また、意図しないADSの作動が発生しないことを確実にするための運転操作手順を整備することとしている(詳細は(8)-1③を参照)。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2) - 1	<p>「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。</p>	①	<p>無</p> <p>1F-1号機及び1F-3号機の非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)フィルタトレインの線量調査の結果を踏まえると、ベントに伴いSGTSを介して自号機の原子炉建屋にベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流が発生したことにより、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たものと考えられるため、異なる見解はない。ただし、1F-3号機にてSGTS出口弁がFail-Openの空気作動弁であり現場においても「開」の状態であることが確認されていること並びに1F-3号機及び1F-1号機のSGTSの構造を踏まえると、SGTS出口弁を閉として耐圧強化ベント系とSGTSとの確実な系統隔離がなされていれば、自号機へのベントガスの逆流は生じなかったと考える。</p>
		②	<p>否</p> <p>1F-1号機及び1F-3号機においてSGTSを介して自号機の原子炉建屋にベントガスの逆流が発生したこと及び逆流に至った過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、確実に系統隔離が行われる設計又は手順とする。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。</p>
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・SGTS入口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ入口側及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との隔離弁は、空気作動弁(通常時閉、Fail-Close)とし、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)時には全閉となる設計としている。 ・SGTS出口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ出口側との隔離弁は、電動駆動弁(通常時閉、Fail-as-is)とし、SBO時には現場手動操作により閉操作が可能な設計としている。また、耐圧強化ベント系の使用前に当該弁の全閉を確認する手順を整備することとしている。 ・更に、耐圧強化ベント系の排気経路を形成するための隔離弁シート部のシール材等については、耐性の確認又は改良エチレンプロピレンジエンゴム(以下「EPDM」という。)製シール材に変更している。 ・新たに設置するFCVSの排気経路は、PCVから主排気筒上端まで設計基準事故対処設備(以下「DB設備」という。)と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。
		④	<p>①～③以外に追加の見解や意見はない。</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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。	①	無	設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策設備(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	要	当社では、AM対策設備の設計、施工及び運用の考え方について③に示すように整理した上で、新たに設置する重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の設計、施工及び運用の考え方を整理している。一方で、1FにおけるAM対策設備整備時の設計、施工及び運用の考え方は明らかとなっていないと考えるため、事故分析検討会として、更なる調査・検討が必要と考える。
		③		<p>・AM対策設備及びSA設備の設計、施工及び運用の考え方は以下に示すとおり整理している。</p> <p>→AM対策設備の設計については、既存設備を最大限活用することとし、常用系と同等の設計グレード(AM対策設備が上位の設計グレードの機器の一部を構成する場合は、隔離弁等によって機能的分離がなされるまでの部分は、上位設計グレードと同一とする)とすることで、AM対策設備の設置により既存設備の安全機能を阻害しないことを基本方針としていた。一方、1F事故を踏まえて、新たに設置するSA設備は、DB設備と可能な限り独立性を確保し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを基本方針としている。</p> <p>→AM対策設備の施工については、QMSを導入し、1F事故以前から製作・据付段階において、設計の妥当性確認(合否判定基準に従って機器、系統及び構築物が要求事項を満たしていることを確認)を行うプロセスを定めており、AM対策設備に対する要求事項が現場に反映されていることを確認する仕組みを確立していた。この仕組みはSA設備に対しても変えていない。</p> <p>→AM対策設備の運用について、操作は中央制御室からの遠隔手動操作を基本とし、SBO時に備えて、現場弁操作手順の整備を検討していたが、炉心損傷が発生するような環境を考慮した操作の成立性確認までは計画していなかった。一方、1F事故を踏まえて、SA時に現場操作が必要となる場合には、SA時の環境条件を考慮して操作の成立性を確認する。</p> <p>・1F事故を踏まえた考え方を適用した一例として、例えば新たに設置するFCVSIは、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計としている。また、ベント操作は中央制御室からの遠隔操作又は現場操作にて実施する手順とし、現場操作については、操作場所の作業環境確保について設計上配慮するとともに、SA時の環境条件を考慮して操作の成立性を確認している。</p> <p>・事故分析検討会における更なる調査・分析にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。</p>
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 1F事故中間取りまとめにて示されている1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の構造図、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒底部内側の状況図等を踏まえると、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、施工及び運用であったと考えるため、異なる見解はない。
		②	否 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、施工及び運用であったことは、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の構造図等から明らかになっているものとする。当社では、SGTS排気管の一部として主排気筒を使用しない設計となっていることを確認している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	・耐圧強化ベント系は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を経由するが、設計当初より、SGTS排気管は主排気筒をその一部として使用せず、主排気筒内側を独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設する設計としている。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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	無 1F事故中間取りまとめにて示されている1F-1号機及び1F-2号機のSGTSの設計、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の上部及び底部の線量率の違い等を踏まえると、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によって排気筒下部に高い汚染が生じたものとするため、異なる見解はない。
		②	否 排気筒下部の高い汚染が生じた理由は、明らかになっているものとする。当社では、ベントガスが主排気筒内に滞留しない設計としている。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	・耐圧強化ベント系は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を経由するが、設計当初より、SGTS排気管は主排気筒をその一部として使用せず、主排気筒内側を独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設する設計としている。 ・したがって、耐圧強化ベント系使用時に、ベントガスが主排気筒内に滞留することはない。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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る。	①	無	AM対策設備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かの確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否	1F事故を踏まえ、当社では、耐圧強化ベント系の排気管の構造やベントガスの挙動、組成等について確認を実施し、設計及び運用に反映している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系の排気経路の構造は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を経由するが、設計当初より、SGTS排気管は主排気筒をその一部として使用せず、主排気筒内側を独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設し、主排気筒内でのベントガスの滞留が発生しない設計としていた。 ・AM対策設備として整備するとしていた耐圧強化ベント系のベントガスの挙動、組成等の考慮は、炉心損傷後の使用について、ベントガスに含まれる核分裂生成物(以下「FP」という。)はサブプレッションプールのスクラビングによる除去効果が得られるW/Wベントラインを使用することとしていた。また、炉心損傷に伴う水-ジルコニウム反応による水素の発生はPCVの圧力上昇要因としては想定していたものの、ベントガスに含まれる水素の滞留、燃焼の可能性については設計上の考慮が不足していた。 ・上記を踏まえ、耐圧強化ベント系は、炉心損傷に伴い発生する水素の考慮が不要となる、「PCVの過圧破損防止(炉心損傷前)」の役割のみを持たせることとし、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 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の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否 1F事故を踏まえ、当社では、排気経路におけるベントガスの挙動について確認を行い、設計及び運用に反映している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<p>・炉心損傷後のベントガスには水-ジルコニウム反応等により発生する水素及びFPが含まれるため、新たに設置するFCVSの排気経路に対しては以下の考慮をしている。</p> <p>→排気経路に水素が滞留しないように、PCVからフィルタ装置までを下り勾配、フィルタ装置から排気端までを登り勾配の設計としている。また、ベント実施時の水素燃焼を防止するためFCVSの系統は予め窒素を封入した状態で待機し、ベント実施後は窒素パージを行う運用とすることとしている。</p> <p>→排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。</p> <p>→FCVS排気管は、主排気筒外側に沿って主排気筒上端まで敷設し、主排気筒内でベントガスが滞留しない設計としている。また、FCVS排気管内面へのFP付着を考慮して、ベント実施後に機能を期待している機器の健全性並びに必要な現場での復旧作業の成立性を確認することとしている。</p> <p>・また、耐圧強化ベント系は、炉心損傷後のベントガス中に含まれる水素に対する設計上の考慮が十分でないため、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している(詳細は(3)-3③を参照)。</p>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(4)ー1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウエル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が生じる可能性がある。	①	無	真空破壊弁が故障する可能性は否定できず、故障が生じた場合、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が生じる可能性があると考えられるため、異なる見解はない。
		②	要	現時点で想定される故障に対しては③に記載のとおり対策しているものの、真空破壊弁の故障の可能性は否定できない。そのため、当社では、真空破壊弁の故障により生じる漏えい経路の取り扱いについて検討を進めていく。なお、事故分析検討会に対して、現在計画されているものに加え、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・真空破壊弁は通常時閉状態であり、D/W圧力がW/W圧力を下回った場合に開状態となり、D/WとW/W間の差圧を解消し、PCVの健全性を維持するものである。 ・真空破壊弁は、単純な動作機構であることに加え、計画的な保全を行うこととしており、信頼性の高い設備であることから、故障する可能性は小さいと考えている。しかし、SA時の環境下において長期間開閉を繰り返すことにより、何等かの原因によってD/Wから直接W/Wへ気体が移動する経路が生じる可能性は否定できない。 ・上記可能性の一つとして、SA時の環境下での長期間使用によるシール材の劣化等に伴うリークが考えられることから、真空破壊弁のガスケット等は改良EPDM製シール材に変更している。 ・炉心損傷後はFCVSを用いてベントを実施することとしており、真空破壊弁の故障によりサブプレッションプールのスクラビングを経由しない場合でも、フィルタ装置によりFPを除去可能な設計としている。 ・更に、ベント時にサブプレッションプール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の影響については、SA時の対策の有効性評価において、D/Wベントラインを使用した場合のCs-137の放出量評価を実施しており、この結果から影響は大きくないことを確認している。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(4)ー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。	①	無 真空破壊弁の故障の可能性は否定できないことを踏まえ、D/W内の気体がサプレッションプールを bypass せずにPCV外に放出される経路の追加要否に関する検討は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	要 真空破壊弁の故障の可能性は否定できないことから、当社では、真空破壊弁の故障により生じる漏えい経路の取り扱いについて検討を進めていく。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	・真空破壊弁の故障の発生可能性、故障の形態、故障が発生した場合に生じる事故シナリオとPCVに与える影響等について、今後確認する。 ・上記の確認を踏まえて、漏えい経路への追加要否について検討を進めていく。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 1F事故中間取りまとめに記載の1F-3号機及び1F-4号機原子炉建屋内部の損傷状況を踏まえると、原子炉建屋破損の主要因は、水素の爆燃現象によって生じた圧力による可能性が高いと考えるため、異なる見解はない。
		②	要 1F事故を踏まえ、当社では、原子炉建屋での水素燃焼防止対策を講じている。一方で、1F-3号機及び1F-4号機について、水素の爆燃が最初に生じた可能性のある場所や着火要因等明らかとなっていない事項があると考えるため、事故分析検討会として、更なる調査・検討が必要と考える。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋での水素燃焼を防止する観点では、原子炉建屋内への水素漏えいを防止することが重要と考え、PCVシール材を改良EPDM製シール材等とし、新たに原子炉ウエル注水機能を設け、主要な漏えいパスになり得るPCVトップヘッドフランジを冷却する設計としている。 ・また、PCVから原子炉建屋内へ水素漏えいが発生した場合に備え、オペレーティングフロア(以下「オペフロ」という。)に新たに設置する静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」という。)により、オペフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。 ・PARの処理能力を超える水素漏えいが発生した場合に備え、オペフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オペフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCVからの水素漏えいを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、フローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに放水砲を用いた放水によりFPの環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。 ・オペフロより下階からの水素漏えいに対しては、漏えいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画(小部屋)から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオペフロに導くための経路を確保している。 ・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCVからの水素漏えいを抑制することとしている。 ・なお、PCVトップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏えいを考慮した場合でも、オペフロ及びオペフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。 ・事故分析検討会における更なる調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 1F事故中間取りまとめに記載の水素爆発の発生前後の原子炉建屋の映像図等を踏まえると、1F-3号機の火災や爆煙については、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いと考えるため、異なる見解はない。
		②	要 1F事故を踏まえて、当社では、水素以外の可燃性ガスに関する知見等を収集することとしている。なお、事故分析検討会に対して、現在計画されているものに加え、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・SA時においてPCV内で発生する可燃性ガスは水素が支配的になるため、PCV内ガスの原子炉建屋への漏えい防止対策(詳細は(5)-1③を参照)を確実に実施・維持していくことが重要と考える。 ・その上で、水素以外の可燃性ガスの発生メカニズム、発生量、種類、燃焼への影響等、今後、水素以外の可燃性ガスに関する知見等を収集し、必要な対策について検討を実施する。 ・事故分析検討会における調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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。	①	無 1F事故中間取りまとめを踏まえ、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は主に窒素圧力の不足がその原因と考えているが、SRVの逃がし弁機能の開信号解除圧力を一旦下回った後も、不安定な動作が継続した原因は明確ではないと考えるため、異なる見解はない。
		②	要 1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしており、また、SRVによる減圧機能についてSBO条件下での信頼性向上の対策を実施している。一方で、1Fで発生したSRVの逃がし弁機能の不安定動作について、1Fの設計と1F事故時の使用環境の関係等詳細が明確ではないと考えるため、事故分析検討会において、更なる調査・検討が必要と考える。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・SA時において使用する機器及び計測機器は、想定するSA時の環境条件において健全性を確認することとしている(詳細は(7)－1③、(7)－2③及び(7)－3③に記載)。 ・SRVは低圧注水を行うために重要な手段であり、減圧が必要な時に運転員操作により確実な減圧及び減圧状態の維持ができるようにする必要があると考える。 ・上記を踏まえて、減圧状態を維持するために、高圧窒素ガス供給系により窒素を供給可能な設計としている。更に、予備の窒素ガスポンペを新たに配備することとしている。 ・SA時の環境条件における減圧及び減圧状態の維持を確実に実施できるようSRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール部に改良EPDM製シール材を用いるとともに、新たに設置する代替PCVスプレイ冷却系によりPCV内の温度上昇を抑制する(SA時の環境の緩和を行う)手順を整備することとしている。 ・直流電源喪失時においても減圧可能となるよう、可搬型蓄電池を新たに配備することとしている。 ・更に、新たに設置する代替高圧窒素ガス供給系により、直流電源の喪失等によってSRV用電磁弁が使用できない場合でも機械的にSRVを開放できる設計としている。 ・なお、仮にSRVの1弁が開固着する極端に厳しい条件を想定した場合においても、SA対策の有効性評価において、炉心損傷防止が可能であることを確認している。 ・事故分析検討会における更なる調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(6)ー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。	①	無 SBO条件下における窒素圧の低下によるSRV以外の機器における不安定動作の可能性の把握は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否 1F事故を踏まえて、当社では、SBO条件下における窒素圧の低下によるSRV以外の機器の不安定動作の可能性について網羅的に確認を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	・SRV以外の機器について、SBOに伴い窒素供給が無くなることにより影響を受ける機器は無いことを網羅的に確認している。 ・なお、SBO条件下でのSRVの逃がし弁機能及び計装用圧縮空気系が隔離された場合のSRVの減圧機能に対する信頼性向上についての対策を実施している(詳細は(6)ー1③を参照)。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	1F事故中間取りまとめのとおり、PCV内の雰囲気温度上昇によるSRVのバネの横弾性係数低下によってSRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下した他、計測機器においても設計基準事故条件下で想定している挙動とは異なる挙動を示したと考えるため、異なる見解はない。
		②	要	1F-3号機においてSRVの安全弁機能の作動開始圧力低下の原因は、明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・新たに設置するSA設備に対しては、SA時の環境条件を考慮した設計としている。 ・SA時に使用するDB設備に対しては、SA時の環境条件で設計上想定している動作が可能であることを確認している。 また、必要に応じて、試験等の対応を実施する。 ・SA時にパラメータを計測する機器については、想定されるSA時における環境条件を考慮することによりパラメータ監視の信頼性向上を図る設計としている。 ・主要パラメータを計測する機器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合に備え、代替パラメータにより主要パラメータを推定する手段を整備することとしている。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(7)ー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の集積は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	要	1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・新たに設置するSA設備に対しては、SA時の環境条件を考慮した設計としている。 ・SA時に使用するDB設備に対しては、SA時の環境条件で設計上想定している動作が可能であることを確認している。また、必要に応じて、試験等の対応を実施する。 ・SA時にパラメータを計測する機器については、想定されるSA時における環境条件を考慮することによりパラメータ監視の信頼性向上を図る設計としている。 ・主要パラメータを計測する機器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合に備え、代替パラメータにより主要パラメータを推定する手段を整備することとしている。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(7)-3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無	SA時の条件における計測機器の信頼性の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	要	1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・SA時にパラメータを計測する機器は、想定されるSA時における環境条件を考慮することによりパラメータ監視の信頼性向上を図る設計としている。 ・主要パラメータを計測する機器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合に備え、代替パラメータにより主要パラメータを推定する手段を整備することとしている。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(8)-1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無 1F-3号機のW/Wベントライン構成が完了した時点でD/W及びW/W圧力の減少が確認できないこと、その後のPCV圧力及び原子炉圧力容器圧力の変化並びに1F-3号機のADS作動条件を踏まえると、W/Wベントライン構成が完了した時点では、ベントが成功せず、その後の意図しないADSの作動によるPCV圧力上昇によりRDが破裂してベントに成功したと考えるため、異なる見解はない。
		②	否 1F-3号機においてW/Wベントライン構成が完了してから、ベントが成功に至るまでの過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、RDの設計破裂圧力を□kPaとすること、意図しないADSの作動が発生しないことの確認等を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・ADSは、「残留熱除去系(以下「RHR」という。)ポンプ出口圧力確立」又は「高圧炉心注水系(以下「HPCF」という。)ポンプ出口圧力確立」がADS作動条件の一つとなっている。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」の設定値は□MPaであり、SA時に想定される圧力約0.77MPaより高い値となっている。「HPCFポンプ出口圧力確立」の設定値は□MPaであり、「RHRポンプ出口圧力確立」の設定値よりも高い設定となっている。したがって、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・新たに設置する代替ADSは、「RHRポンプ出口圧力確立」が作動条件の一つとなっている。設定値はADSと同じであり、ADS同様、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・以上より、SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生することはない。 ・SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生しないことは確認しているが、意図しない作動を確実に防止するための運転操作手順を整備することとしている。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(8)ー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る。	①	無	SA時のADS作動に関する設計条件の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否	1F-3号機のADS作動条件は明らかとなっている。当社では、SA時のADSの意図しない作動が発生しないことの確認を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」信号と「D/W圧力高」信号が発信され、「RHRポンプ出口圧力確立」信号又は「HPCFポンプ出口圧力確立」信号が発信された場合に作動する。SA時においては、「原子炉水位低(レベル1)」信号及び「D/W圧力高」信号が発信されている可能性が高く、「RHRポンプ出口圧力確立」信号又は「HPCFポンプ出口圧力確立」信号が発信されると作動条件が成立する。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」信号の設定値は、SA時に検出される可能性がある圧力よりも高いことを確認しており、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。また、「HPCFポンプ出口圧力確立」信号の設定値は、「RHRポンプ出口圧力確立」信号よりも高いことから、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・新たに設置する代替ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」信号と「RHRポンプ出口圧力確立」信号が発信された場合に作動する。SA時においては、「原子炉水位低(レベル1)」信号が発信されている可能性が高いため、「RHRポンプ出口圧力確立」信号が発信されると作動条件が成立する。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」信号の発信については、ADS同様であり、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・以上より、SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生することはない。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(8)ー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る。	①	無 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与える影響の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否 1F-3号機における2回目のベント実施後のPCV圧力の上昇及び低下が生じた理由は把握されている。これを踏まえ、当社では、従来の事故シーケンスに対する影響を確認している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	・水素による加圧について、SA時の対策の有効性評価では、PCV圧力上昇要因として、水蒸気に加えて、水-ジルコニウム反応及び亜鉛やアルミニウムの反応により発生する水素、非凝縮性ガスの影響について評価している。 ・また、PCV漏えいによる減圧について、熔融炉心が下部D/Wへ流出している場合には、PCV漏えいによるD/W又はW/Wの圧力変化に伴う水の移動によって蒸気が発生し、PCV圧力が上昇する場合もあるが、これについては、PCVスプレイを実施した場合と同様のふるまいであり、従来の事故シーケンスに与える影響はないと考える。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9)ー1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機のPCV圧力の変化を踏まえると、ベント成功回数は2回と考えるため、異なる見解はない。
		②	否 当社では、意図したタイミングで確実にベントを実施できるよう、設計・運用の対応を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・新たに設置する FCVS は、意図したタイミングで確実にベントを実施できるよう、以下の設計・運用の対応を実施している。 ・排気経路に設置している電動駆動の隔離弁は、中央制御室からの遠隔操作に加えて、現場での手動操作が可能な設計としている。 ・現場での手動操作は、SA 時の環境条件を考慮して、操作の成立性を確認している。 ・また、排気経路には PCV 隔離機能の維持を目的とした RD は設置しない設計とし、系統への窒素封入を目的として設置する RD は、RD 前後の差圧が□kPa で破裂する設計としている。 ・設置する RD は、試験により設計破裂圧力付近で破裂することを確認する。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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	<p>無</p> <p>1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機及び1F-4号機のSGTSの設計及び1F事故時に1F-4号機が定期検査中であったことを踏まえ、1F-3号機のベントにより1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に爆発に至ったと考えることから、異なる見解はない。</p>
		②	<p>否</p> <p>1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に水素爆発に至った経緯は、明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、原子炉建屋にベントガスが逆流しない設計とし、原子炉建屋の水素濃度監視が可能な設計としている。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。</p>
		③	<p>・新たに設置するFCVSの排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。</p> <p>・PCVから原子炉建屋への水素の漏えいに対しては、オペフロに新たに設置するPARにより、オペフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。</p> <p>・PARの処理能力を超える水素漏えいが発生した場合に備え、オペフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オペフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施しPCVからの水素漏えいを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、ブローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに、放水砲を用いた放水によりFPの環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。</p> <p>・オペフロより下階からの水素漏えいに対しては、漏えいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画(小部屋)から、水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオペフロに導くための経路を確保している。</p> <p>・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合には、ベントを実施しPCVからの水素漏えいを抑制することとしている。</p> <p>・なお、PCVトップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏えいを考慮した場合でも、オペフロ及びオペフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。</p>
		④	<p>①～③以外に追加の見解や意見はない。</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9)ー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。	①	無	SA対策や復旧作業等の安全確保に関する検討は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	要	SA対策や復旧作業等における安全確保の必要性は明らかであり、当社では、作業員の安全確保について検討する。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋の水素爆発は、建屋周辺でSA対策や復旧作業に従事する作業員にとって大きな脅威である。 ・したがって、作業員の安全確保のため、原子炉建屋内に新たに設置する水素濃度計により水素濃度を監視し、水素濃度が可燃限界に至る可能性がある場合等を含めて作業員の安全確保に影響するような状況となった場合には、SA対策や復旧作業を一時中断し、退避する運用を検討し、手順に反映していく方針である。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

JAEAにおける試料分析の計画について

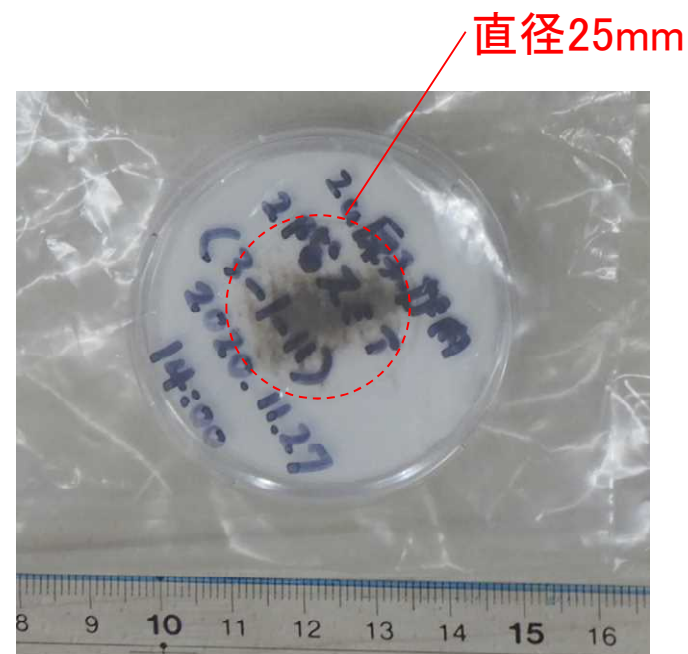
2021年5月18日

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

試料の概要(1)規制庁採取試料

2号機原子炉建屋の壁、床、階段裏から採取されたスミヤ試料(2020/11/27採取): 14試料

試料番号	採取場所
U2RB-5FW	5階壁面
U2RB-5FF	5階床面
U2RB-4FW	4階壁面
U2RB-4FF	4階床面
U2RB-4FS	4階階段裏面
U2RB-3FW	3階壁面
U2RB-3FF	3階床面
U2RB-3FS	3階階段裏面
U2RB-2FW	2階壁面
U2RB-2FF	2階床面
U2RB-2FS	2階階段裏面
U2RB-1FW	1階壁面
U2RB-1FF	1階床面
U2RB-1FS	1階階段裏面



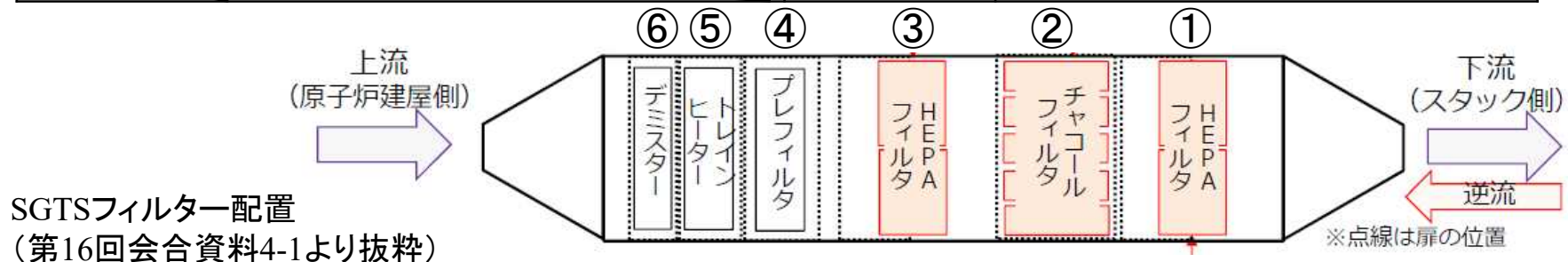
試料の概要(2) 東京電力採取試料

・1/2号機SGTS配管内部から採取されたスミヤ試料: 1試料

試料番号	採取場所
U12SGS	1/2号機SGTS配管内部

・3号機SGTS室のフィルターから採取されたスミヤ試料: 23試料

試料番号	採取場所(SGTS A系)	試料番号	採取場所(SGTS B系)
U3SGF-A1-1	高性能フィルター上流 ①-1	U3SGF-B1-1	高性能フィルター上流 ①-1
U3SGF-A2-1	チャコールフィルター最上段上流 ②-1	U3SGF-B2-1	チャコールフィルター最上段上流 ②-1
U3SGF-A2-2	チャコールフィルター最上段下流 ②-2	U3SGF-B2-2	チャコールフィルター最上段下流 ②-2
U3SGF-A2-3	チャコールフィルター最下段上流 ②-3	U3SGF-B2-3	チャコールフィルター最下段上流 ②-3
U3SGF-A2-4	チャコールフィルター最下段下流 ②-4	U3SGF-B2-4	チャコールフィルター最下段下流 ②-4
U3SGF-A3-1	高性能フィルター上流 ③-1	U3SGF-B3-1	高性能フィルター上流 ③-1
U3SGF-A4-1	プレフィルター上流 ④-1	U3SGF-B4-1	プレフィルター上流 ④-1
U3SGF-A4-2	プレフィルター下流 ④-2	U3SGF-B4-1	プレフィルター下流 ④-2
		U3SGF-B5-1	トレインヒーター機器表面 ⑤
U3SGF-A6-1	デミスター上流 ⑥-1	U3SGF-B6-1	デミスター上流 ⑥-1
U3SGF-A6-2	デミスター下流 ⑥-2	U3SGF-B6-2	デミスター下流 ⑥-2
		U3SGF-B7	チャコールフィルター表面 ②
		U3SGF-B8	プレフィルター表面 ④



分析の概要

○目的

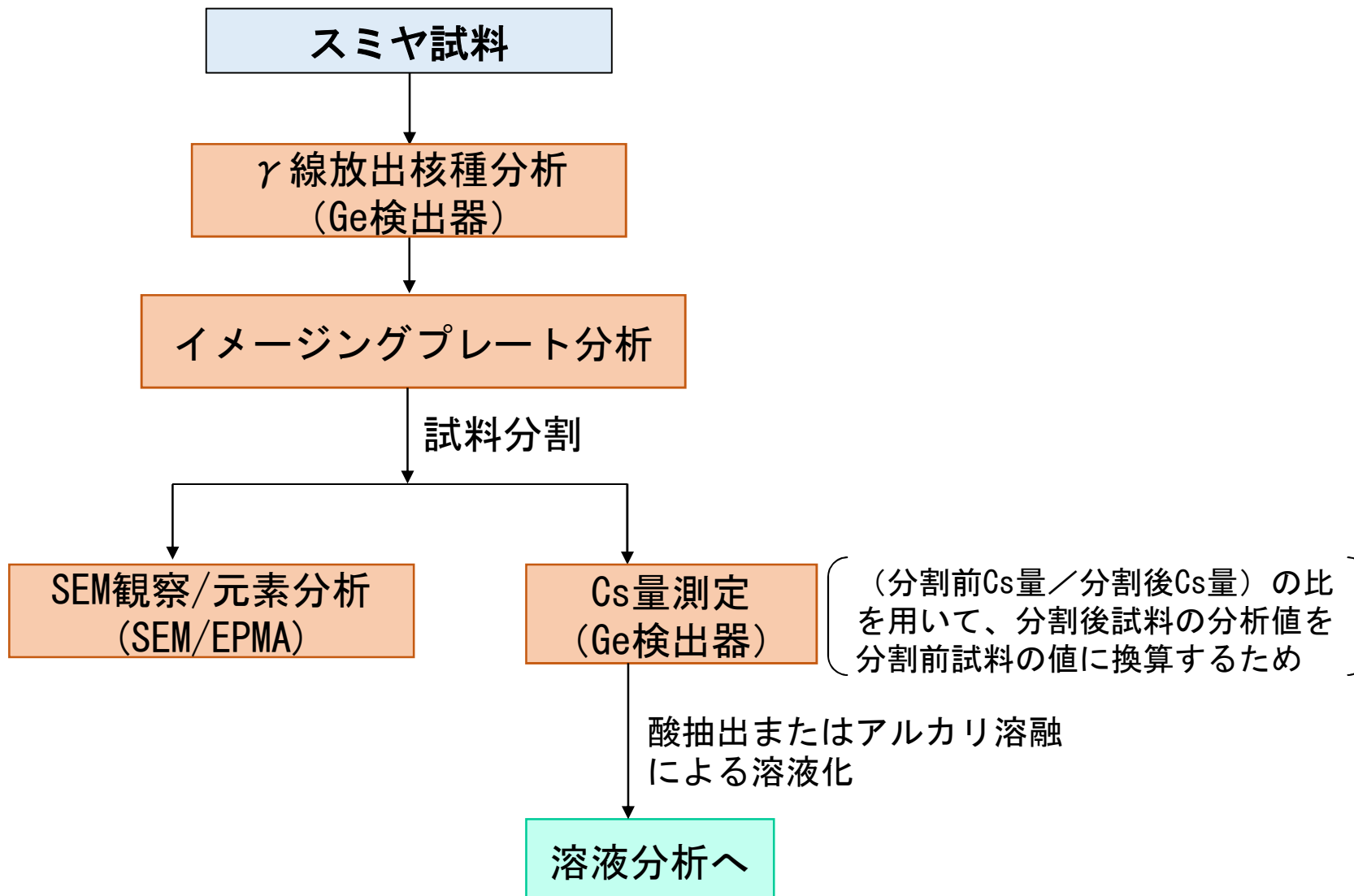
原子炉建屋、SGTSフィルター及びSGTS配管内面で採取したスミヤ試料の分析を通じて、放射性物質の移行経路、組成及び化学形の推定に有用な情報を取得する。

- Csの化学形は原子炉容器内の雰囲気依存し得る(原子炉容器内に水蒸気が十分にある酸化雰囲気条件下で事故が進展した場合、Moが燃料から放出されやすくなり、 Cs_2MoO_4 がCsの主要な化学形になる可能性がある)。
- MCCIIにより中・難揮発性の放射性物質(Srや α 核種)がエアロゾルとして放出される可能性がある。
- I-129(長半減期)の沈着密度(単位面積当たりの沈着量)が判ると、健康影響評価上重要なI-131(短半減期)の放出量を概略評価できる可能性がある。

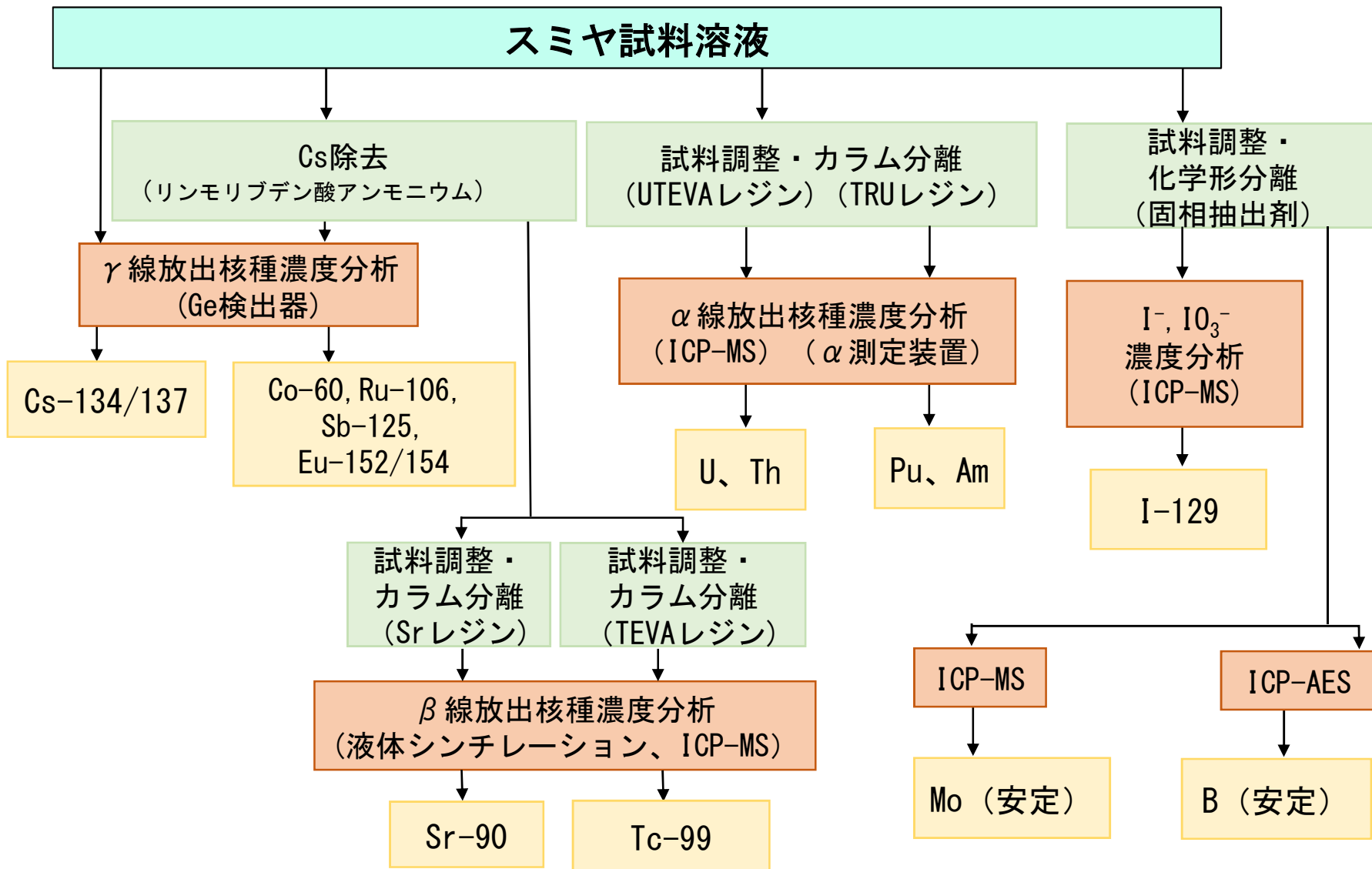
○着目核種

Cs-134/137、Sr-90、Tc(Mo)-99、I-129、 α 核種(Th、U、Pu、Am)、他

分析フロー(非破壊分析)

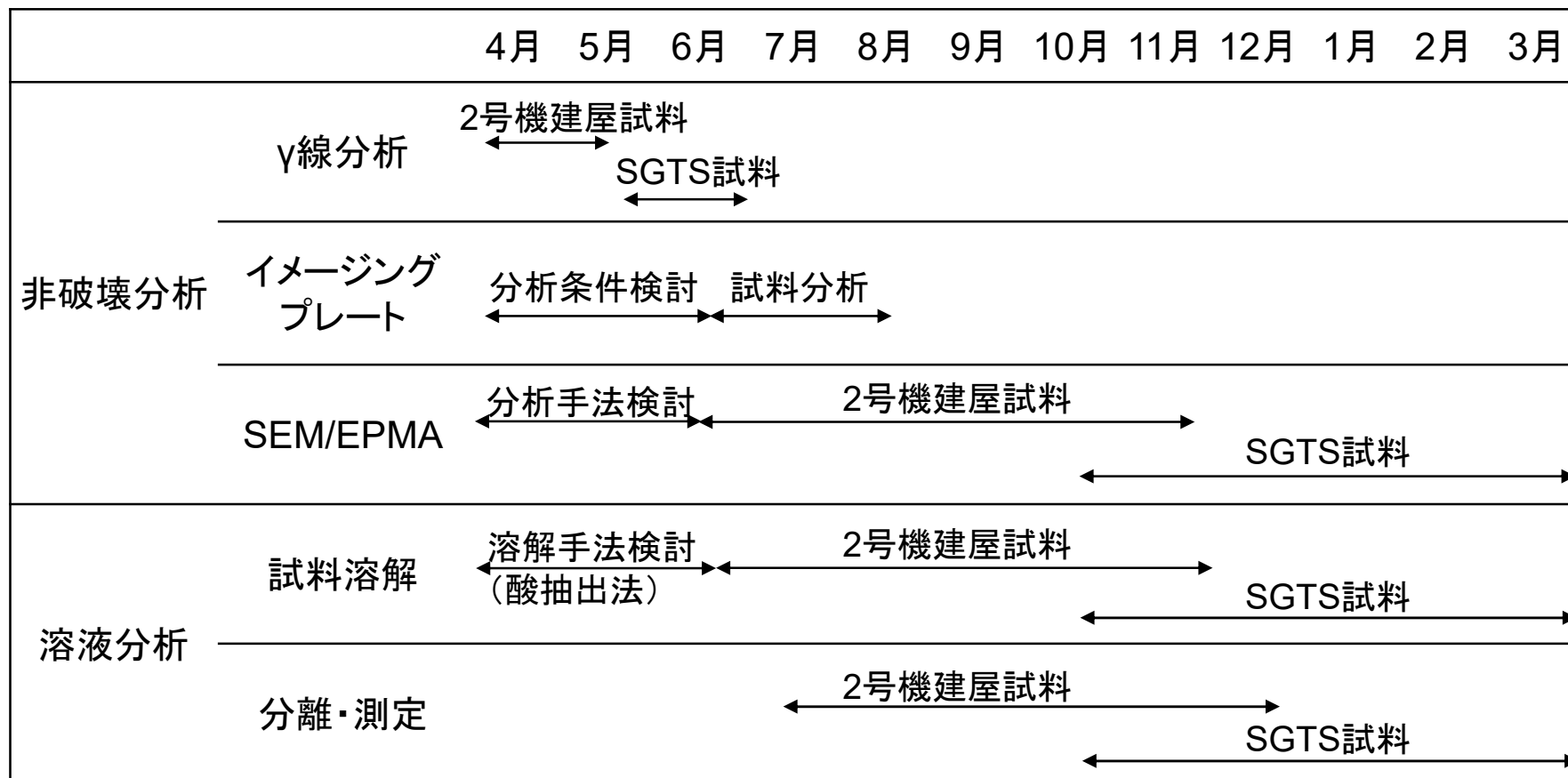


分析フロー（溶液分析）



分析スケジュール

2号機建屋試料を優先して分析を実施予定

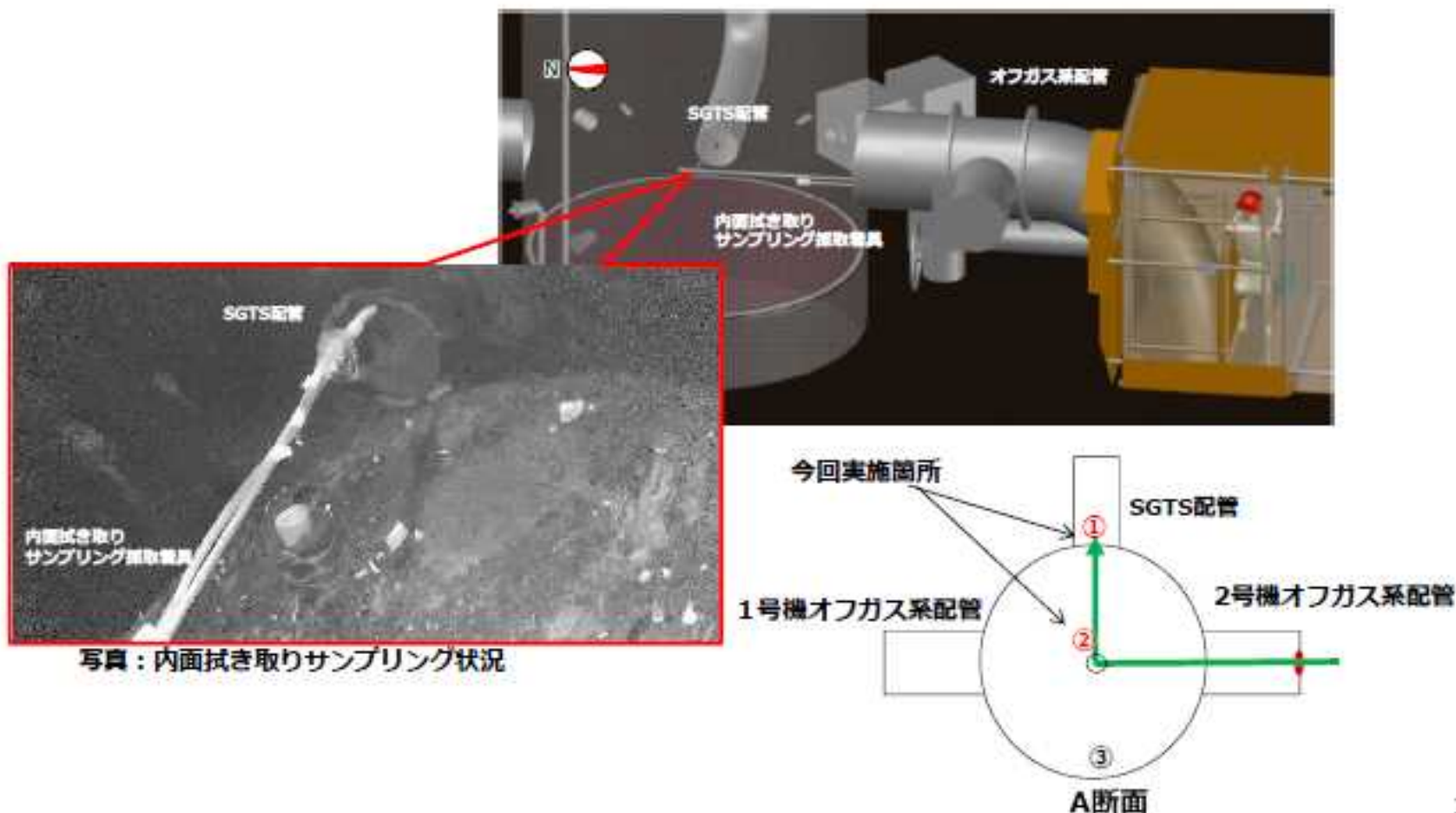


以下、参考資料

6. SGTS配管内部調査について

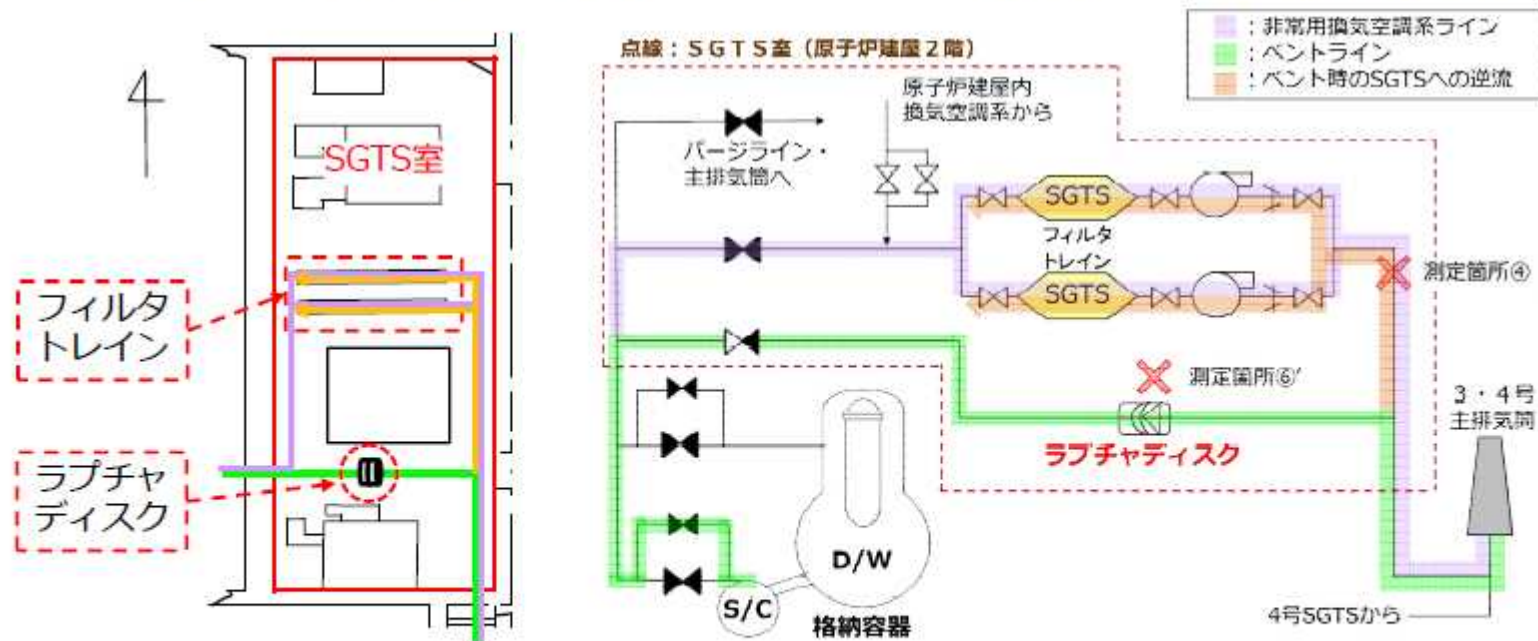
(1) 内面拭き取りサンプリング

- 配管穿孔箇所（直径約10cm）より操作ポールを排気筒内部へ挿入し、SGTS配管内面の拭き取り（スミヤろ紙による）サンプリングを実施。



1. 概要

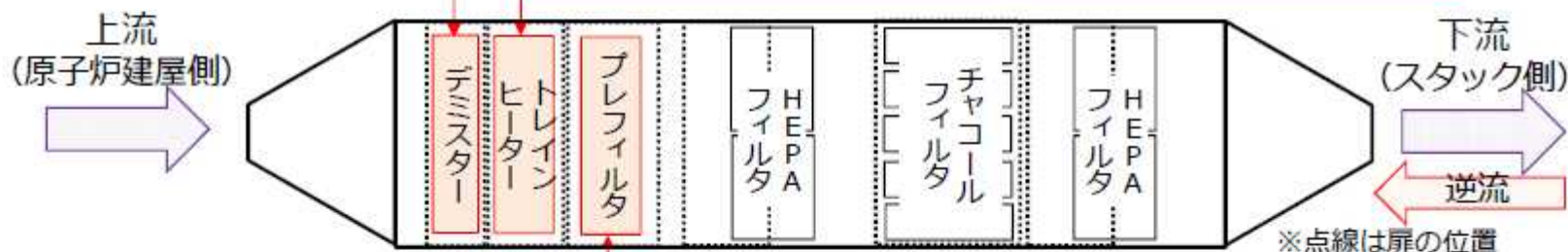
- 当社は「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討」として、事故進展の解明にかかる取組みを継続。
- 事故進展にかかる多くの情報は廃炉作業の進捗とともに取得していくが、それに加え事故の痕跡を留める場所の調査を行うことで、検討に役立てることを計画。
- 1～4号機の非常用ガス処理系（SGTS）室内の機器や配管は、事故時の状態を留めており、現在廃炉作業との干渉が少ない。格納容器ベントに伴う放射性物質の放出挙動と関係している、当該室内の機器や配管を詳細に調査することを計画。
- 今回、調査の進んだ3号機の調査結果について報告。(1、2号機予備調査結果含む)



3号機SGTS室内の配管引き回し（左）と概略系統構成（右）

1

5. 3号機SGTSフィルタトレインA系内部① (11/9撮影)



測定箇所	表面線量当量率 (mSv/h)			
	11/9測定時 (フィルタ表面)		8/19測定時 (扉表面)	
	γ	β+γ	γ	β+γ
デミスター	1.2	3.5	-	-
トレインヒーター	0.40	1.2	0.55	0.55
プレフィルタ (上流)	2.0	2.5	0.80	0.80
プレフィルタ (下流)	2.0	2.0		

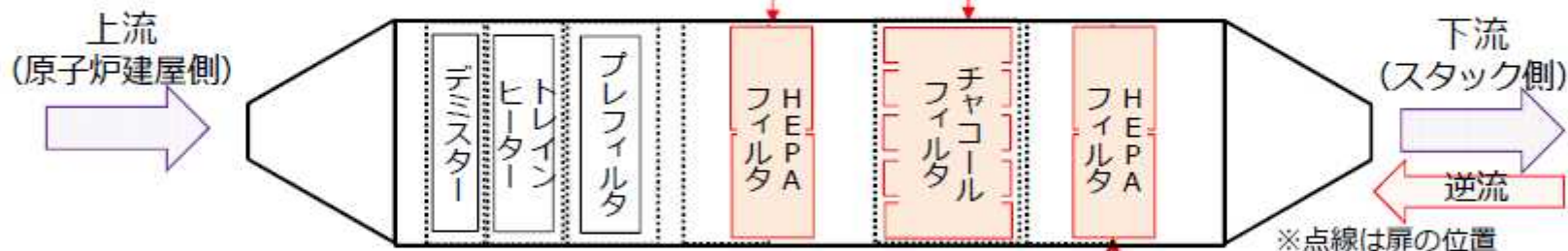
7

5. 3号機SGTSフィルタトレインA系内部② (11/9撮影)

HEPAフィルタ (No.3)



チャコールフィルタ



HEPAフィルタ (No.1)

測定箇所	表面線量当量率 (mSv/h)			
	11/9測定 (フィルタ表面)		8/19測定時 (扉表面)	
	γ	β+γ	γ	β+γ
高性能フィルタ (No.3)	4.0	4.0	1.1	1.1
チャコールフィルタ	0.50	1.0	0.30	0.30
高性能フィルタ (No.1)	1.0	4.0	0.40	0.40

8

福島第一原子力発電所

1号機及び2号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について

2021年5月18日

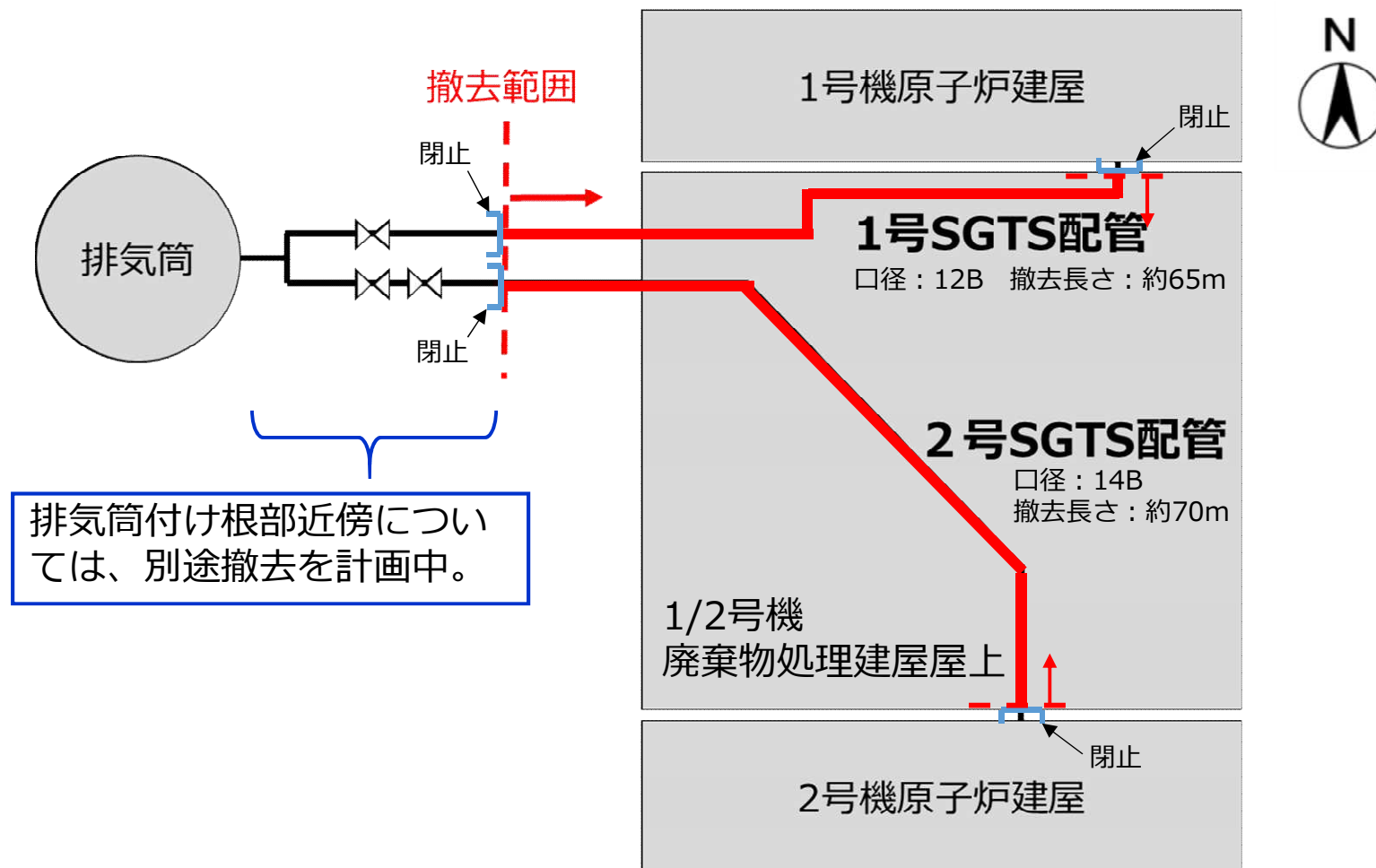


東京電力ホールディングス株式会社

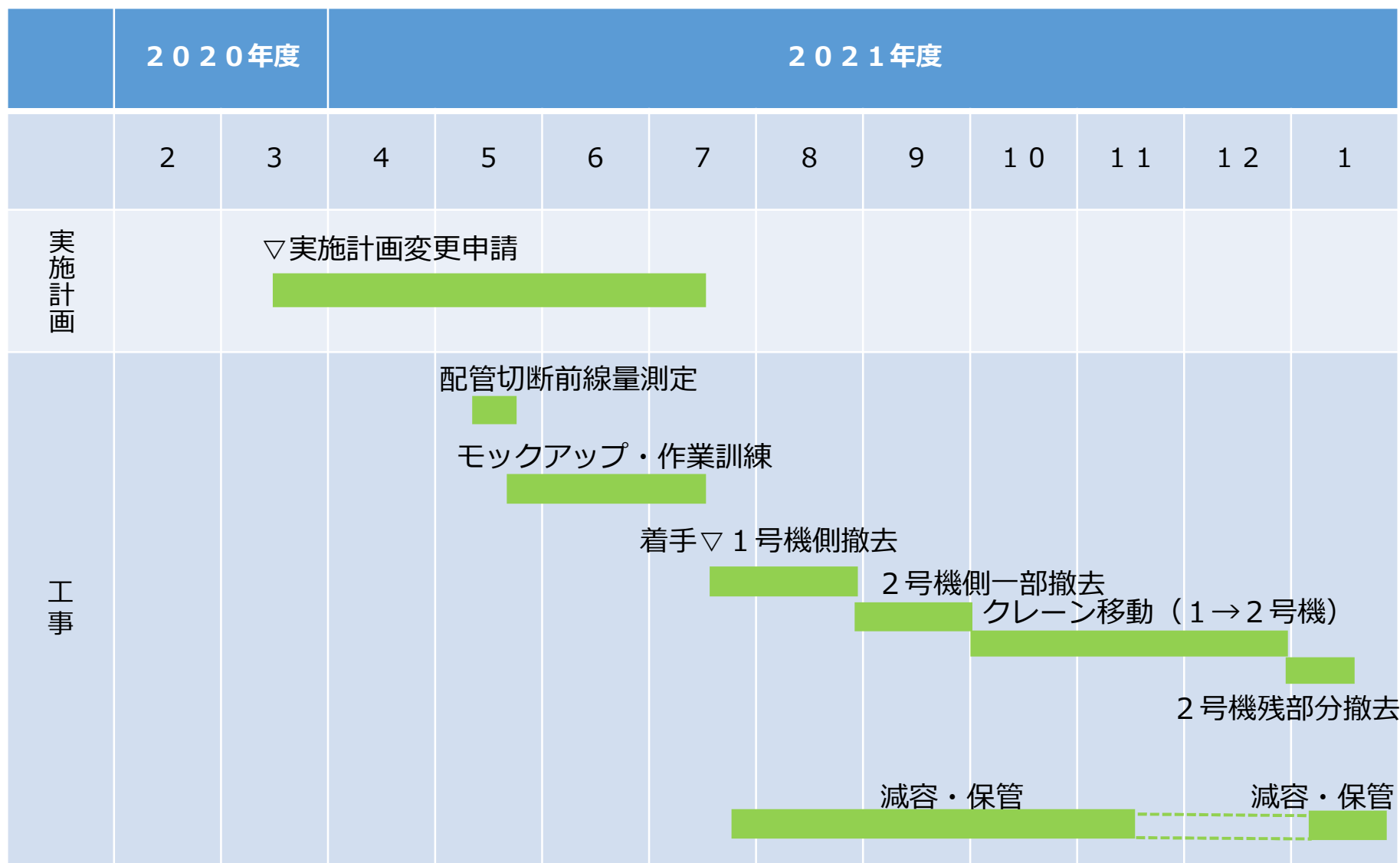
1. 1 / 2号機SGTS配管撤去目的及び撤去範囲

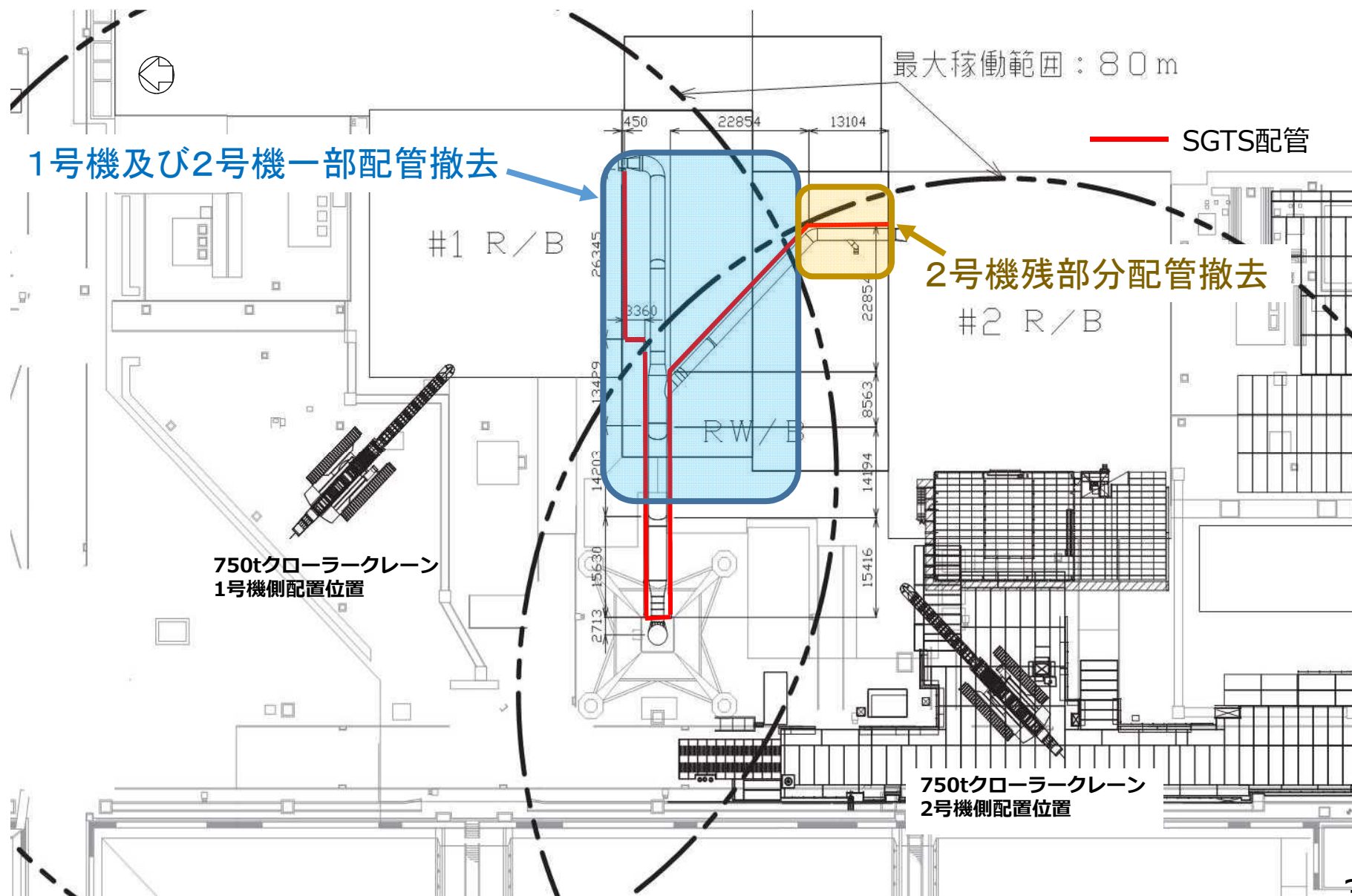
◆ 目的

- ✓ 1号機及び2号機非常用ガス処理系配管（以下、SGTS配管）のうち屋外に敷設されている配管については、1/2号機廃棄物処理建屋雨水対策工事及び1号原子炉建屋大型カバー設置工事に干渉することから配管の一部撤去を実施する。



2. 1 / 2号SGTS配管撤去工程（予定）





3. 1 / 2号SGTS配管撤去に関連した事故調査項目

(1)放射線量率測定

- 2020年5月にクレーン接近可能範囲（代表ポイント）の配管上0.1m及び1m上の線量測定を実施。
- クレーンにて接近不可能であった未測定部位（1号機側配管の一部）に対して、今回接近可能となったことから線量測定を計画。（実施中）
- 配管を切断することにより線量情報が失われる箇所について、事前に線量情報の取得を計画。（実施中）

(2)ガンマカメラ測定

- 細断場所(4号カバー建屋1階)にて、キャスク収納前にγカメラによる測定を実施。
- γカメラ測定では、汚染状態をマッピングする。（γカメラ種類については今後検討）

(3)スミア測定

- γカメラで高汚染が確認された箇所のスミア測定を行う。（測定治具は今後検討）

(4)配管サンプル採取

- 切断配管の中で比較的高汚染を確認した部分で且つ、発泡ウレタン材が注入されていない部位のサンプルを採取（幅数c mの輪切り状）し、撤去配管とは別の容器に保管する。

(5)スミア／配管サンプル分析

- スミア分析及び配管サンプル分析にあたっては、1 F構内に設置中のJAEA第一棟運用開始後に分析を計画しているが、東海・大洗研究所も視野に入れ今後調整する。

参考資料 1
【放射線量率測定概要】

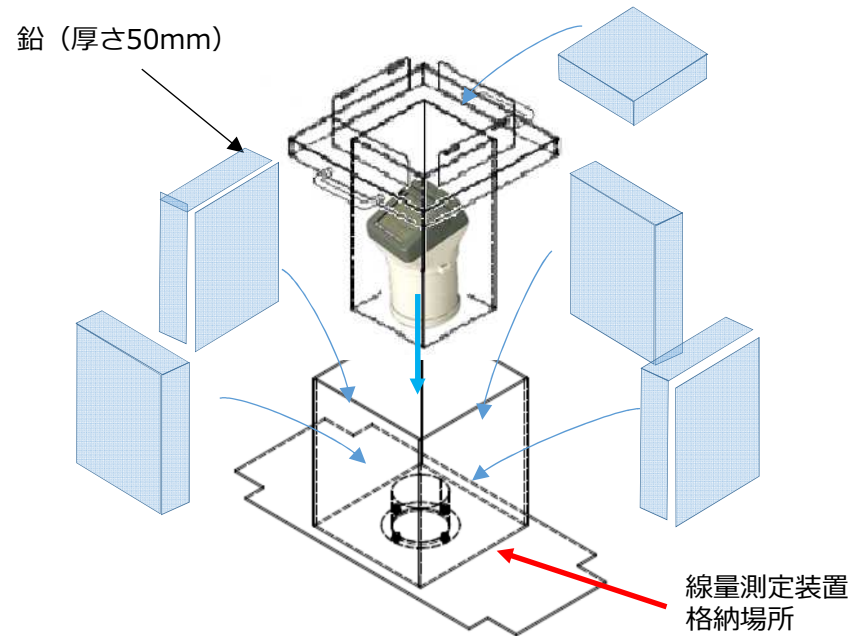
〈参考〉 1/2号機SGTS配管線量調査 (1/2)

○ 実施内容

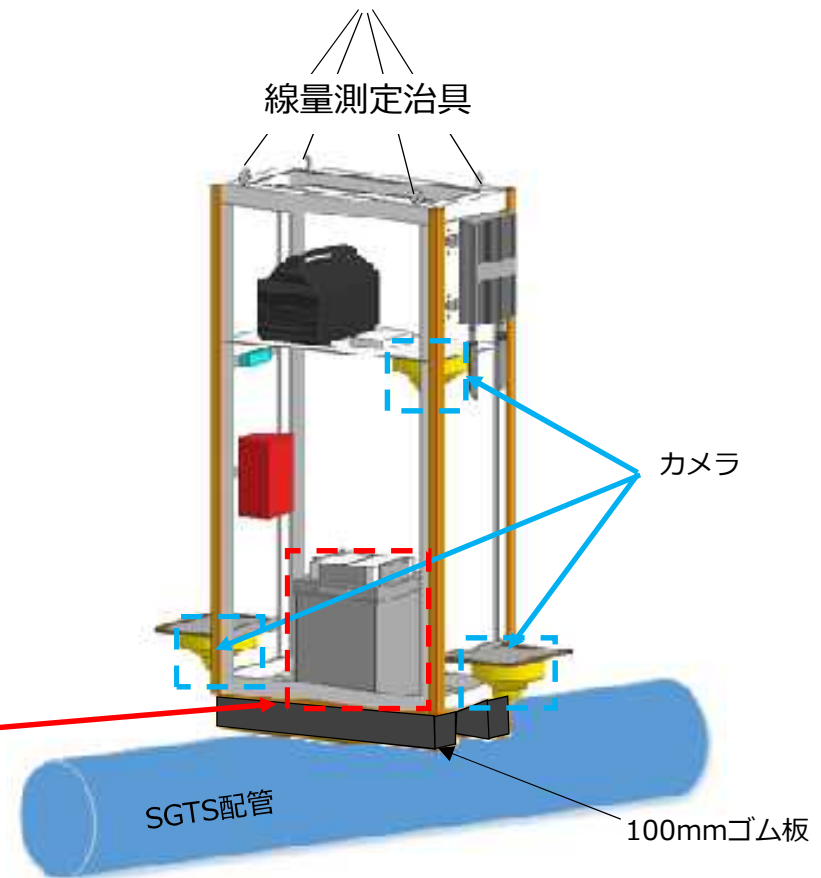
散乱線の影響低減を図るため、厚さ50mmの鉛でコリメートした線量計を線量測定治具内に装着し、750tクローラクレーンにて吊上げSGTS配管直上0.1m及び1m高さの線量調査を実施。合わせて、線量測定治具内に固定したカメラで配管外面確認を実施。

○ 実施日

2020年5月14日（木）、5月15日（金）



線量計仕様		
品名	電離箱式サーベイメーター(ICW)	電離箱式サーベイメーター(デジタル表示)(ICS)
測定範囲	0.001~1000mSv/h	0.001~300mSv/h

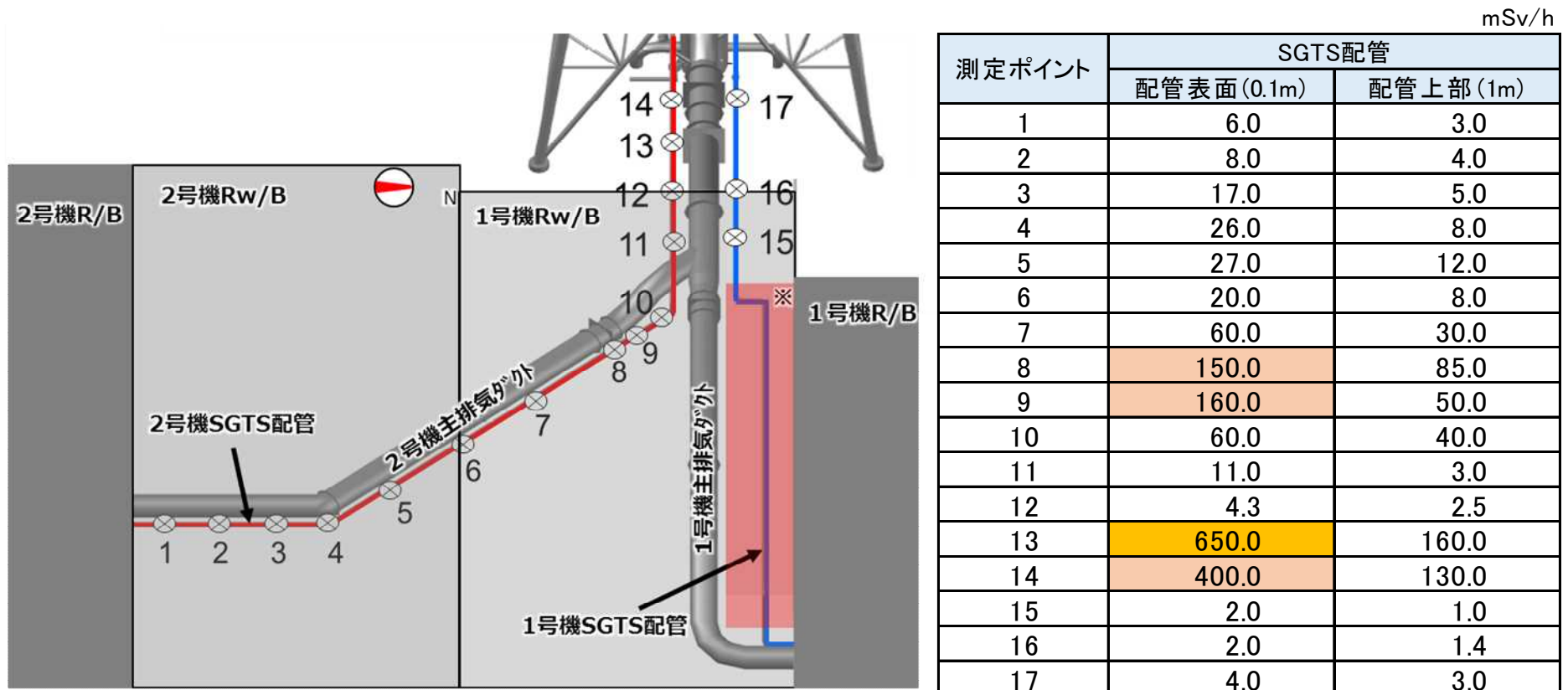


SGTS配管外面線量測定イメージ図

<参考> 1/2号機SGTS配管線量調査(2/2)

(1) SGTS配管近傍線量調査結果

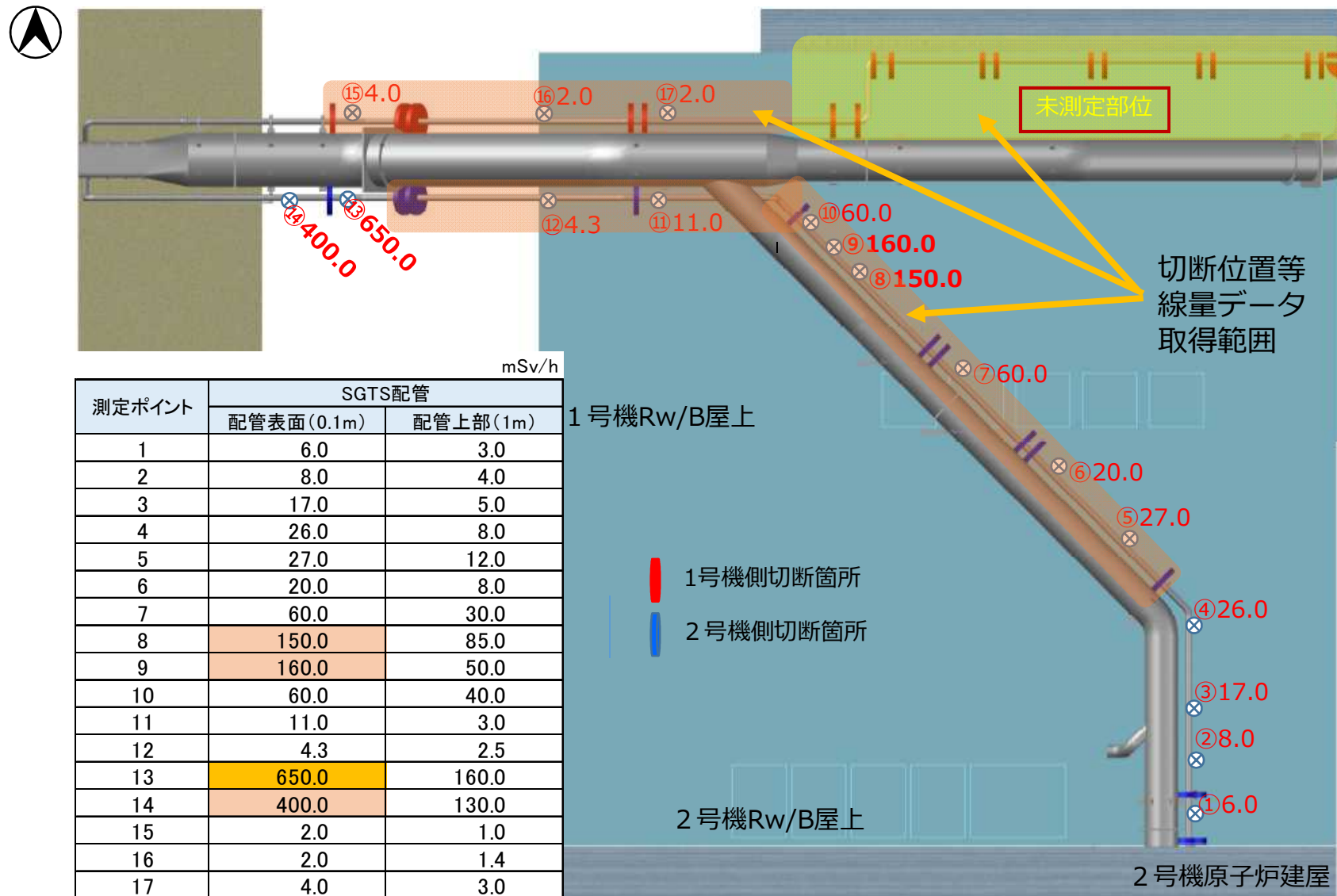
- ・ 1号及び2号Rw/B上部のSGTS配管近傍の放射線量を概ね3～5m間隔で測定を実施。
- ・ 測定ポイントのうち比較的高い放射線量はNo.8、No.9、No.13、No.14にみられ、最も高い値は、No.13の2号機SGTS配管表面から高さ0.1mの位置で約650mSv/hであった。



※ 1号機原子炉建屋カバー架構下部のため、クレーンによる線量測定不可

※排気筒下部最大線量: 4350mSv/h

<参考> 配管切断位置と表面線量



2号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況および 今後の計画について

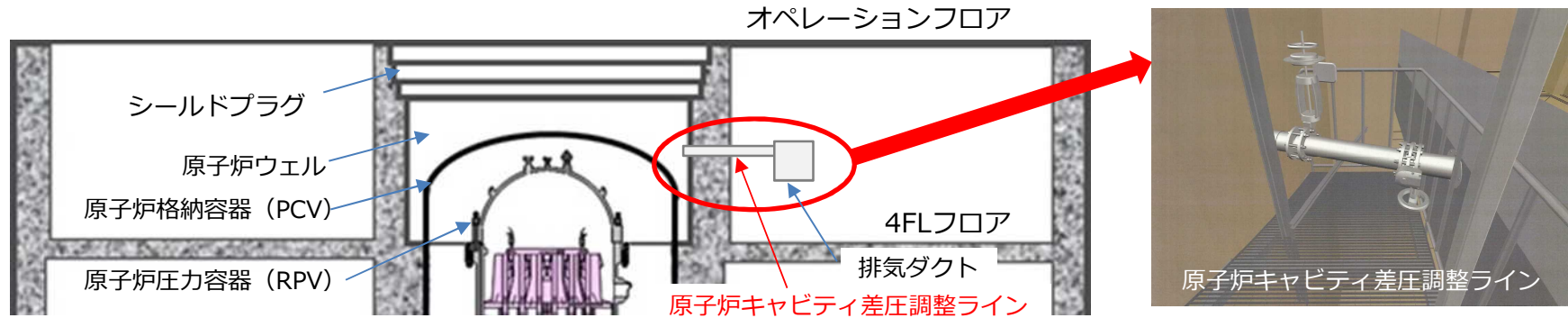
2021年5月18日



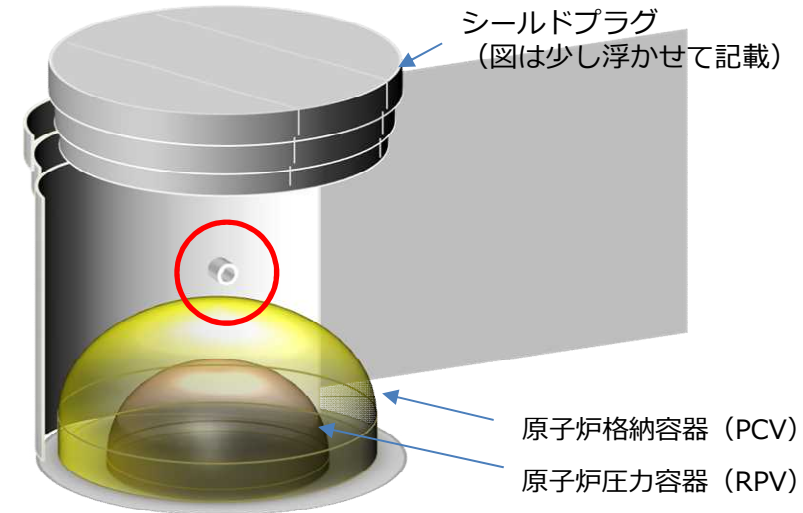
東京電力ホールディングス株式会社

1. 原子炉ウェル内調査について

- 事故分析および廃炉作業への知見拡充を目的に、原子炉キャビティ差圧調整ラインを用いて、2号機シールドプラグ下部の原子炉ウェル内を調査する計画。



1号機 ウェル除染風景（事故前の定検中）

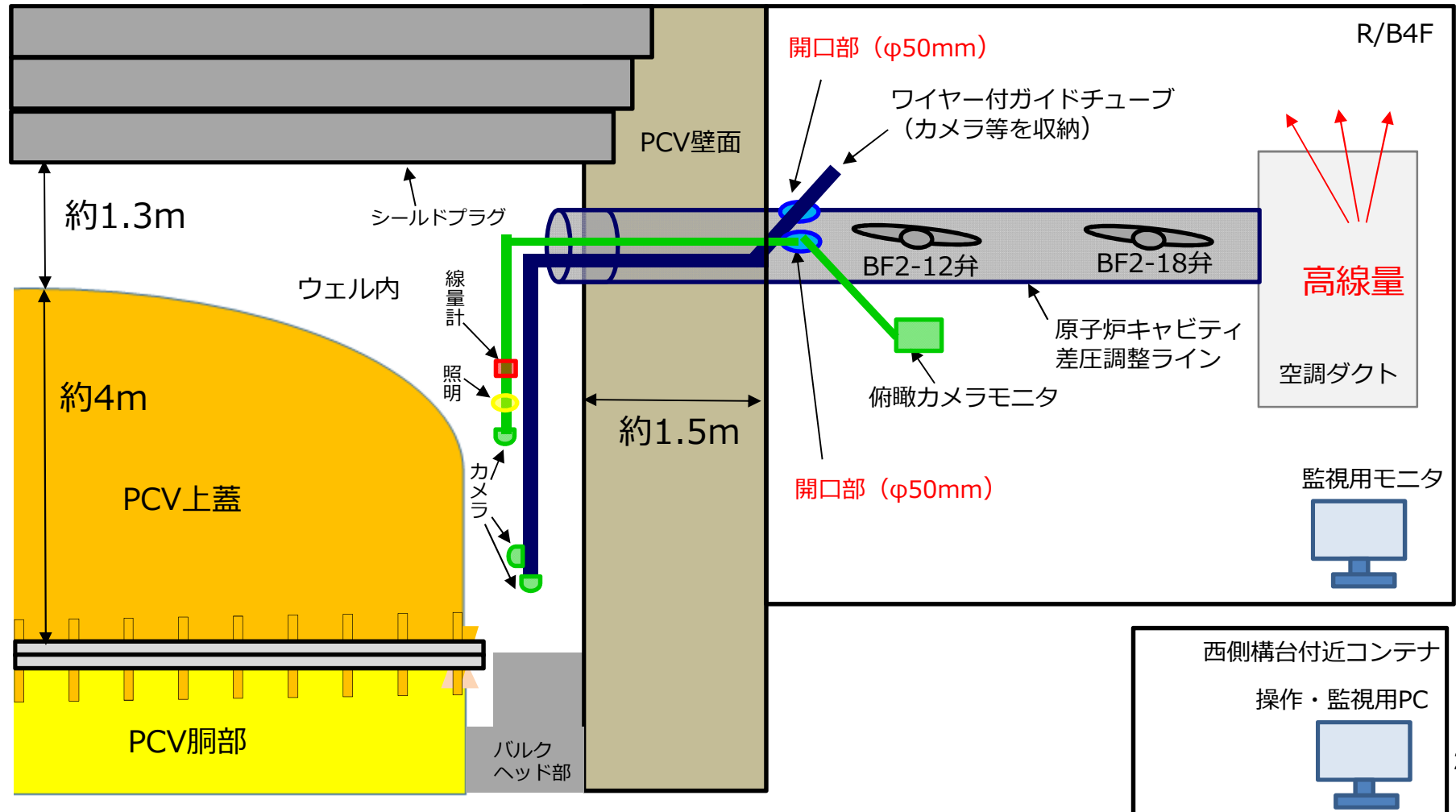


原子炉キャビティ差圧調整ラインの設置位置イメージ図

※原子炉キャビティ差圧調整ライン：運転中に原子炉キャビティ（原子炉ウェル）とオペレーションフロアの差圧を調整するラインで、原子炉建屋換気空調系の排気ダクトに接続されている

2. 調査内容・方法

- 原子炉キャビティ差圧調整ラインから、カメラ・線量計をウェル内に入れ、ウェル内の状況、線量等を調査する。（現場状況に応じて配置等を見直す）合わせて、配管内部に確認されている堆積物などを採取・分析する。
- 当初、空調ダクト部からのアクセスを計画していたが、空調ダクト内が高線量であり、被ばく量が大きくなることが予想されるため、原子炉キャビティ差圧調整ライン上部に穿孔機で穴開けしてアクセスする。



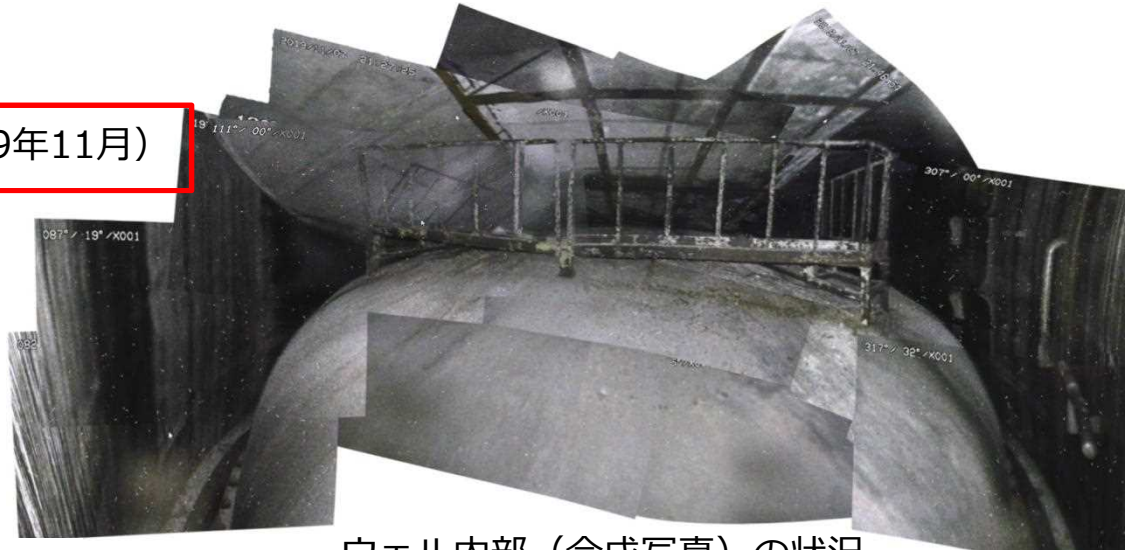
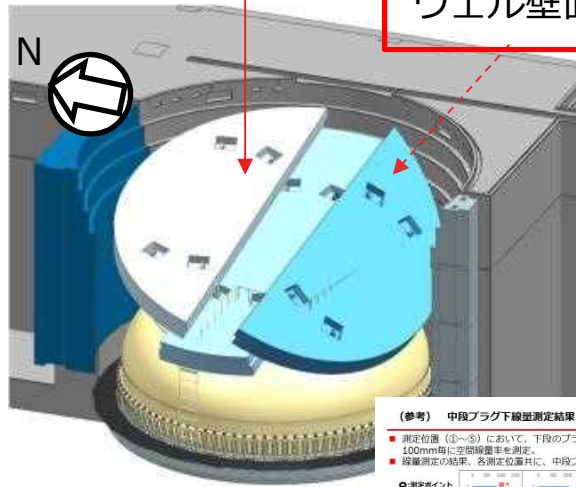
3. 工程 (案)

	2020年度			2021年度					
	1	2	3	4	5	6	7	8	9
2号機ウェル内調査	現場調査、遮蔽 ■			準備作業 ■	ウェル調査 □	サンプル分析 (1F構内) ■ サンプル分析結果 ■			
				分析項目調整中 □					

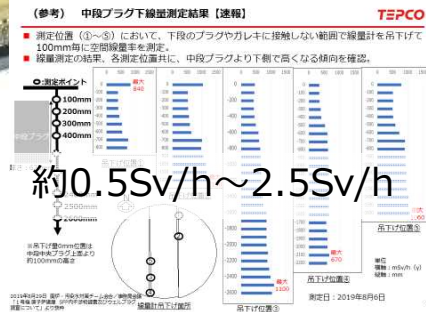
(参考) 1号機の調査結果の概要 (2019年)

ウェル上部 (2019年8月)

ウェル壁面 (2019年11月)



ウェル内部 (合成写真) の状況



ウェル内部雰囲気線量



PCVフランジ部



バルクヘッド部

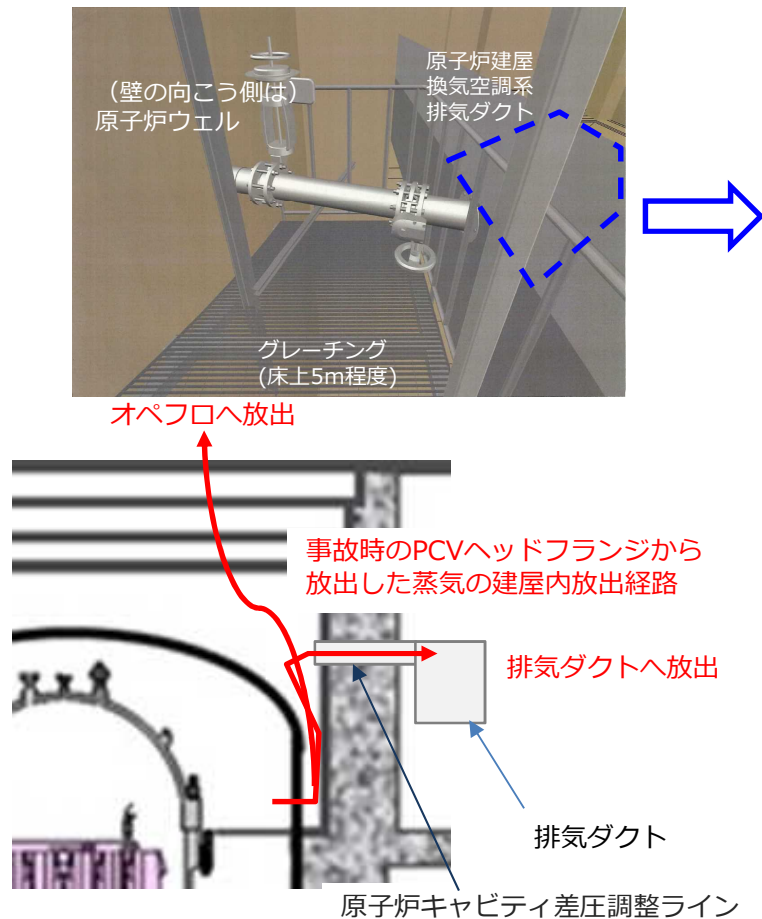
- 1号機の原子炉ウェル調査をウェル上部 (ウェルプラグの隙間)、ウェル壁面の配管 (原子炉キャビティ差圧調整ライン) から実施。映像、雰囲気線量その他、スミヤ等の情報を取得。

(参考) 現場調査の結果

現場作業に資する各部の放射線データその他、事故調査、原子炉ウェル内の状況予測に資する幾つかの情報が得られた。

【調査結果】

- 原子炉キャビティ差圧調整ラインから排気ダクトへの直線上の部分が劣化している（その他の箇所には大きな劣化は見られない）。
- また、ダクト下部に高線量箇所が存在し、ダクト下部の（4m下の）床面付近にも高線量箇所を確認。

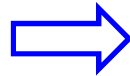
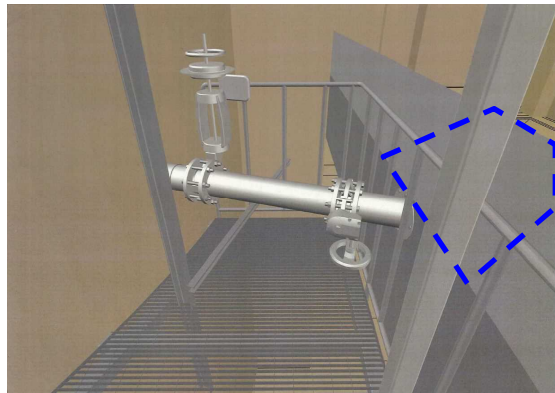


事故時にウェル内からダクトへ、水酸化セシウムを含んだ蒸気が流入したものと推測。亜鉛メッキが高温蒸気を受けた影響やダクトのアルカリ腐食等が考えられる。

(参考) 現場調査の結果

【調査結果】

- 排気ダクト内、配管部等の各部のスミヤ測定を実施。
- ダクト内部の底面および側面には、黄色の付着物が確認された。



ダクト内部側面（配管側）写真



配管

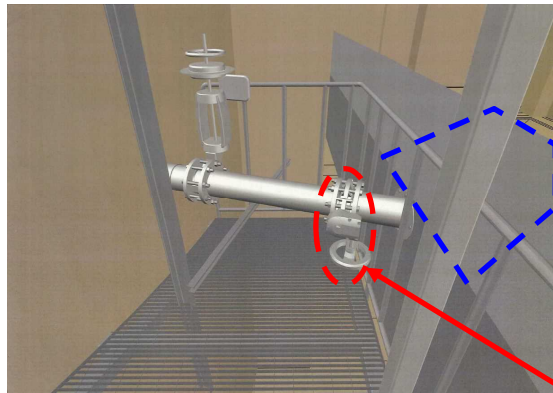
黄色
付着物



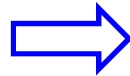
(参考) 現場調査の結果

【調査結果】

- 排気ダクト内、配管部等の各部の線量調査および配管内側のスミヤ測定を実施。
- 配管内部に堆積物が確認された。
- グレーチング上および手摺に遮へいを設置。雰囲気線量：約18%低減。



遮へい設置後の状況



弁(BF2-18)



配管内部の状況：堆積物が確認された。

原子力規制庁と協働で実施した
2号機オペレーティングフロア調査結果について

2021年5月18日



東京電力ホールディングス株式会社

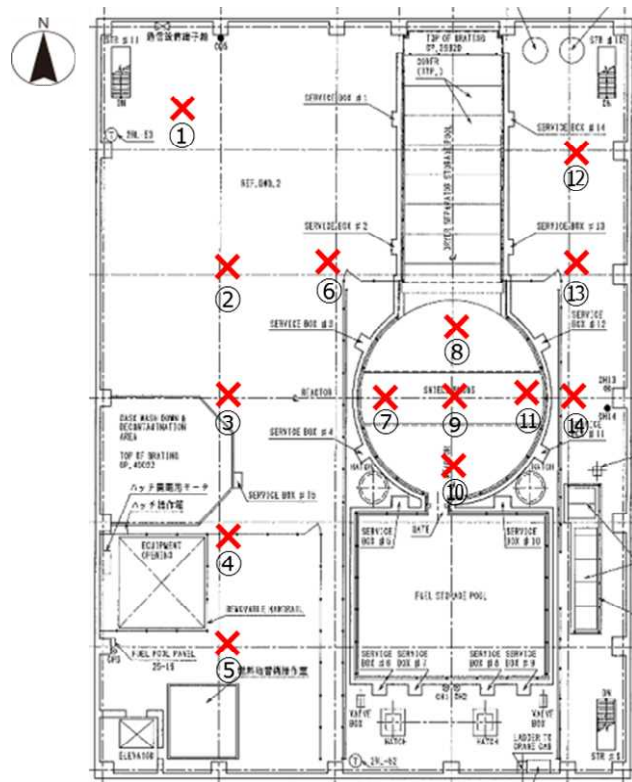
1. オペフロ調査の目的

■ オペレーティングフロア（以下、オペフロ）の床面及び天井面の調査を2021年4月14日～15日で実施。

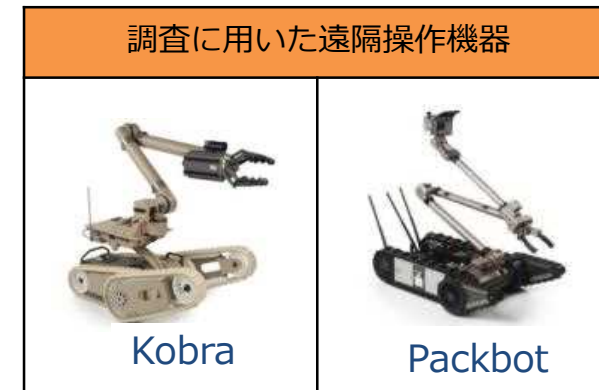
■ 目的

- 床面調査は、シールドプラグの隙間及び下部にあると想定されるセシウムからの散乱線の影響を評価すること。
- 天井面調査は、天井の表面汚染密度を評価すること。

当該調査結果は、事故分析のみならず、廃炉作業のインプットとして活用。



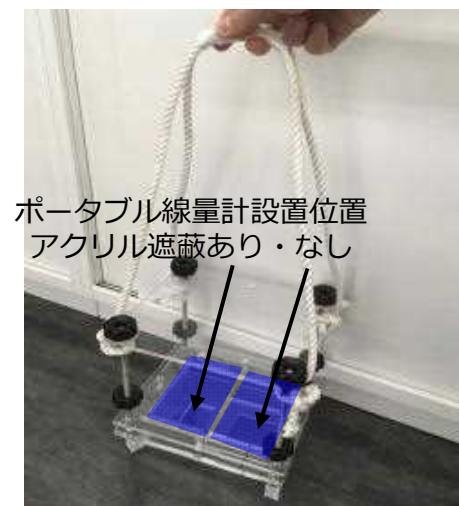
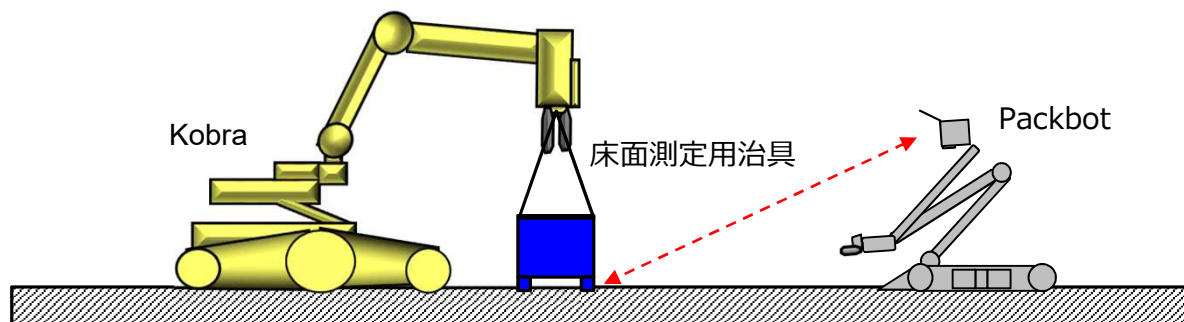
✕ : 測定点
(床面と天井は、平面位置の同一場所で測定)



2. オペフロ調査方法

■ オペフロ床面調査

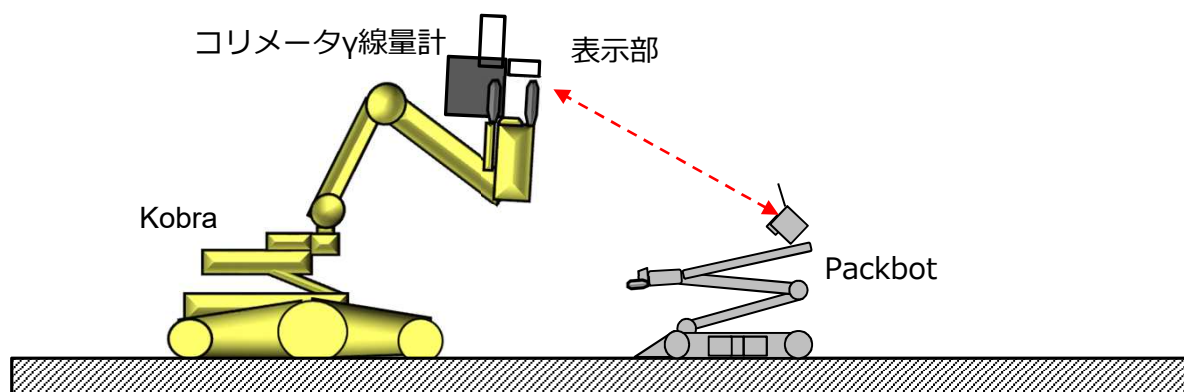
- ポータブル線量計を測定用治具に設置し、Kobraにて測定点に運搬
- 着床させ、4分間の測定を実施（待機）
- 測定治具の着床状態をPackbotのカメラで確認



測定用治具写真

■ オペフロ天井面調査

- コリメータγ線量計を天井に向け1分間測定（待機）
- Packbotのカメラで表示部を確認し、測定値を記録



コリメータγ線量計写真

3. 床面・天井面の表面汚染密度の測定結果

- オペフロ内床面(東側, 西側, シールドプラグ上)の表面汚染密度は, ほぼ同様であることを確認。2021年3月に実施したオペフロ空間線量率測定結果のシールドプラグ上部における空間線量率が, 他の領域より高かった原因は散乱線※の影響と評価。 ※: 3層のシールドプラグの隙間及び下部に蓄積されているセシウムの影響
- 天井面の汚染が一様に存在した場合の床面高さ1mの位置における天井面からの線量寄与は, 0.9mSv/h程度※であると評価。 ※測定値を基に高工ネ研にて評価

【床面の表面汚染密度評価値】

- ✓ 西側平均 $3.6E+04\text{Bq/cm}^2$
- ✓ シールドプラグ上平均 $8.4E+04\text{Bq/cm}^2$
- ✓ 東側平均 $6.8E+04\text{Bq/cm}^2$

【天井面の表面汚染密度評価値】

- 平均 $2.3E+05\text{Bq/cm}^2$



測定点⑩における床面測定状況

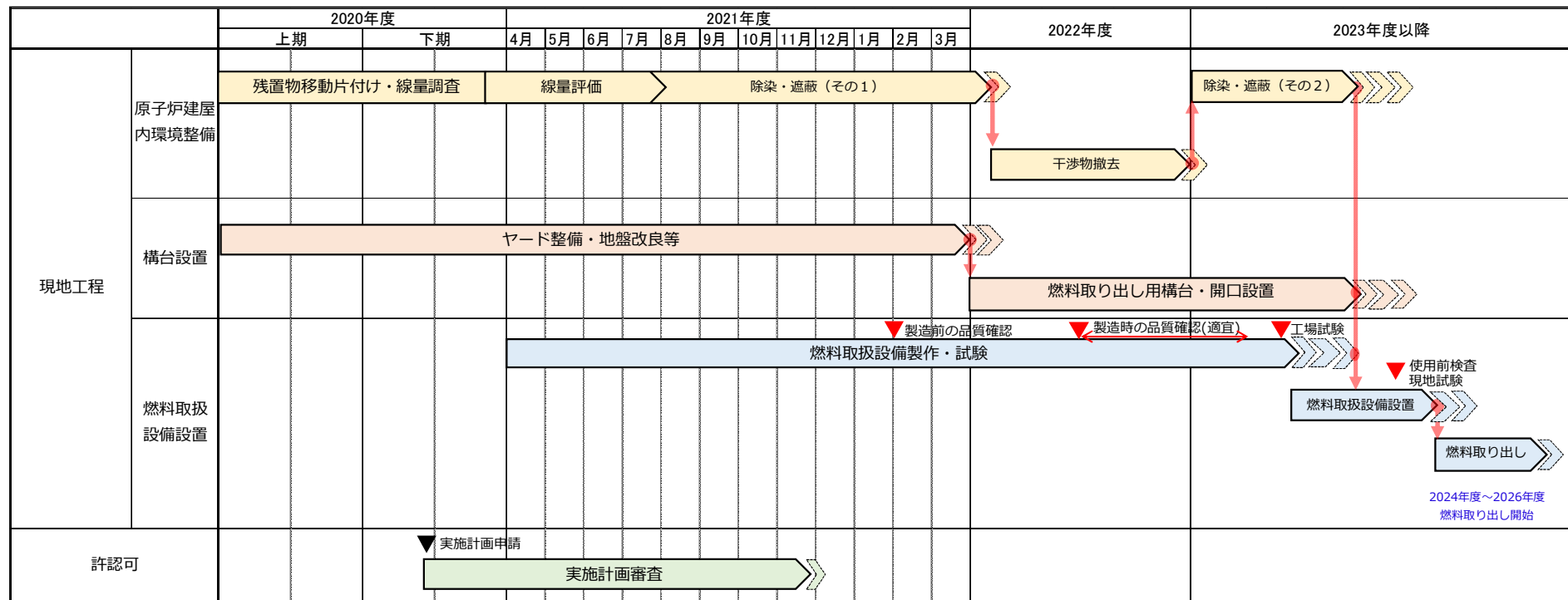


測定点⑩における天井面測定状況

4. 今後のスケジュール

- シールドプラグ上は、散乱線の影響が大きいことが確認できた。散乱線は、直接線に比べて、γ線エネルギーが低いことから、今後実施する遮蔽の線量低減効果に十分期待できる見込みである。
- オペフロ環境の目標線量1mSv/h以下を達成すべく、除染作業と遮蔽設置作業を進める。

▼：品質管理上のホールドポイント

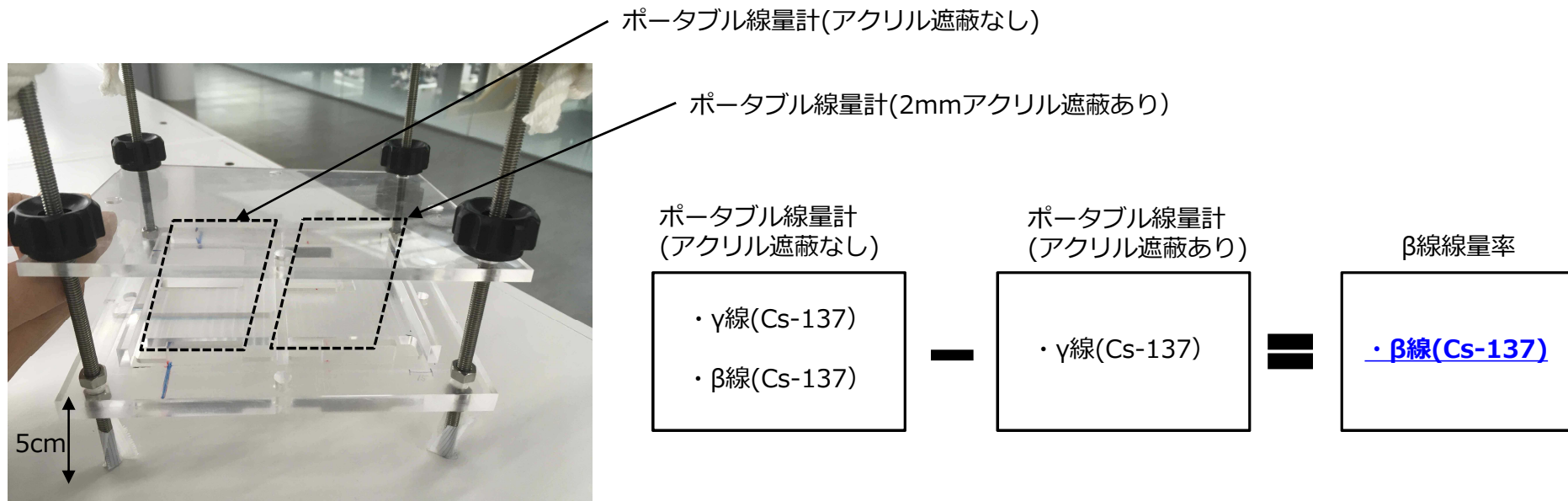


※工程の進捗により変更する可能性有

参考1. ポータブル線量計を用いた測定により表面汚染密度を求める原理

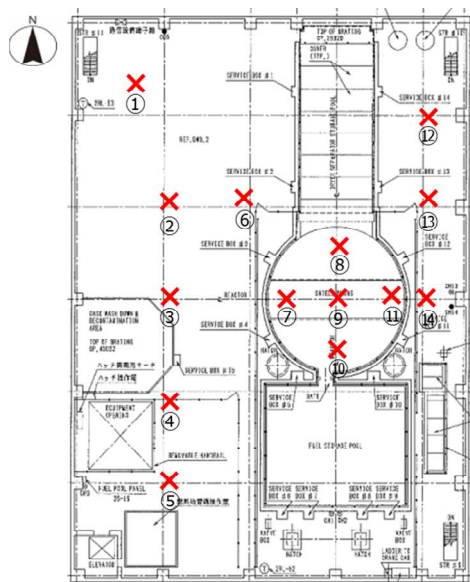


- アクリル遮蔽がないポータブル線量計は、 γ 線、 β 線を測定するが、2mmのアクリル遮蔽があるポータブル線量計は、Cs-137の β 線(最大0.514MeV)が遮蔽される。
- アクリル遮蔽がないポータブル線量計と2mmのアクリル遮蔽があるポータブル線量計の差分により、Cs-137の β 線線量率を算出する。
- Cs-137の β 線線量率に応じたCs-137の表面汚染密度の関係は、校正線源を用いて事前に取得しておくことにより、Cs-137の表面汚染密度を算出する。



参考2. 測定結果【床面調査】

【測定日】4/14 【測定器】ポータブル線量計 【測定高さ】床面より5cm
 オペフロ内床面（西側，東側，シールドプラグ上）の表面汚染密度は，ほぼ同様であることを確認した。
 このことから，シールドプラグ上部の線量率が他の領域より高い原因は，散乱線（3層のシールドプラグの隙間及び下部に蓄積されているセシウム）の影響と評価出来る。



✕：測定点

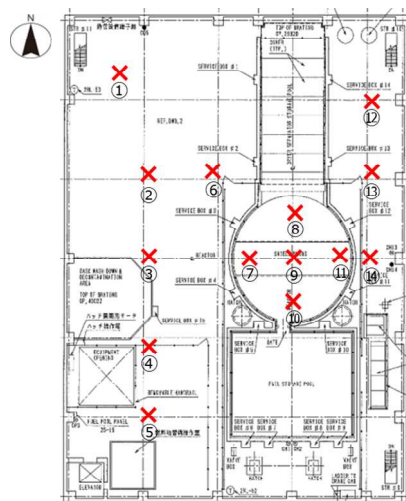
- ※1 黄色ハッチング箇所のみを有効とした。
 1cm線量当量率のアクリル遮蔽ありとアクリル遮蔽なしで，差が10%以上ある測定点については，線量計の近くに局所的な高濃度汚染が存在している可能性があるため評価対象外とした。
- ※2 表面汚染密度換算式

$$\text{表面汚染密度} = (\text{アクリル遮蔽なし}(70\mu\text{m}) - \text{アクリル遮蔽あり}(70\mu\text{m})) \div \text{換算定数}$$
 ・換算定数：7.2E-04[(mSv/h)/(Bq/cm²)]
 (測定値を基に高工ネ研にて評価)

測定点	1cm線量当量率（測定値）		70μm線量当量率（測定値）		Cs-137表面汚染密度（評価値）※2
	mSv/h		mSv/h		Bq/cm ²
	遮蔽なし	遮蔽あり	遮蔽なし	遮蔽あり	
①	6.72	6.76	32.3	8.58	3.3E+04
②	14.2	25.7	29.8	40.3	— ※1
③	5.92	5.84	15.1	6.80	1.2E+04
④	8.26	7.78	36.3	9.42	3.7E+04
⑤	19.2	14.2	42.7	16.8	— ※1
⑥	17.5	16.3	65.0	20.6	6.2E+04
⑦	38.0	36.3	107	46.8	8.3E+04
⑧	229	254	362	353	1.2E+04
⑨	265	365	567	485	— ※1
⑩	147	123	472	156	— ※1
⑪	22.2	23.3	142	30.5	1.6E+05
⑫	50.3	49.1	132	60.5	1.0E+05
⑬	113	85.8	189	102	— ※1
⑭	50.3	49.1	92.0	66.4	3.6E+04

参考3. 測定結果【天井面調査】

【測定日】4/15 【測定器】コリメータγ線量計, Dose-i (空間線量計) 【測定高さ】床面より1.2m
測定結果を用いて天井面からの線量寄与を評価したところ, 床面高さ1mの位置で0.9mSv/h程度※1



✕: 測定点

※1 14箇所の天井の平均表面汚染密度 ($2.3E+05\text{Bq/cm}^2$) が, 天井に一樣に存在した場合の床面高さ1mの位置における天井からの線量寄与(測定値を基に高工ネ研にて評価)

※2 表面線量率 換算式

表面線量率 = コリメータ値 × 換算定数 - 空間線量率 × 鉛減衰率

- ・換算定数: $8.20E-04[(\text{mSv/h})/\text{cps}]$
- ・鉛減衰率: $1.81E-03$

※3 表面汚染密度 換算式

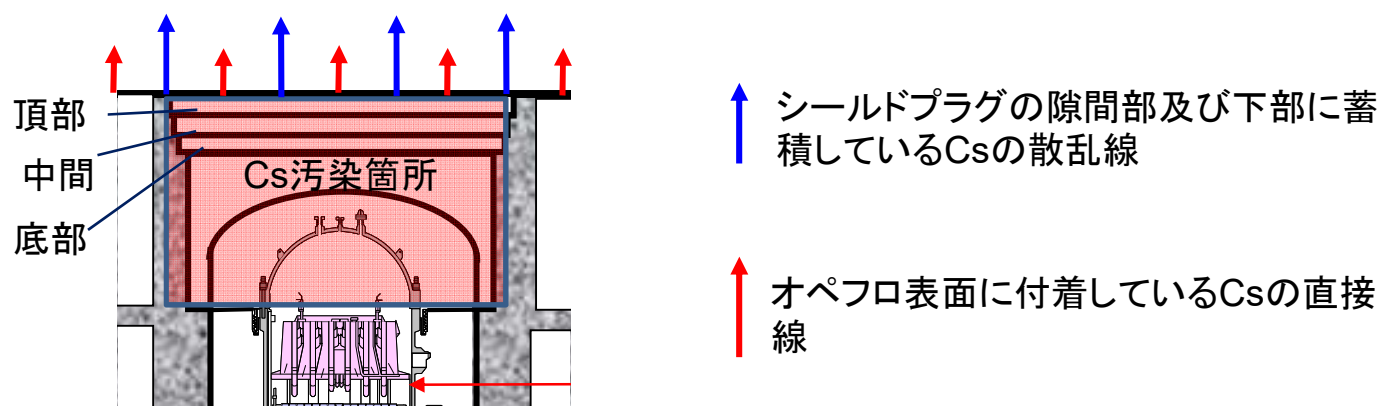
表面汚染密度 = 表面線量率 × 換算定数
・換算定数: $1.38E+06[(\text{Bq/cm}^2)/(\text{mSv/h})]$

(測定値を基に高工ネ研にて評価)

測定点	測定開始時間	測定終了時間	コリメータ値 (測定値) (cps)	空間線量率 (測定値) (mSv/h)	表面線量率※2 (評価値) (mSv/h)	表面汚染密度※3 (評価値) (Bq/cm ²)
①	11:03:00	11:04:00	113	8.78	0.08	1.1E+05
②	11:07:00	11:08:00	410	13.60	0.31	4.3E+05
③	11:10:00	11:11:00	263	11.08	0.20	2.7E+05
④	11:13:15	11:14:15	126	11.52	0.08	1.1E+05
⑤	11:15:35	11:16:35	155	13.68	0.10	1.4E+05
⑥	11:20:00	11:21:00	229	20.88	0.15	2.1E+05
⑦	11:27:45	11:28:45	299	61.27	0.13	1.8E+05
⑧	11:31:15	11:32:15	293	102.2	0.06	7.5E+04
⑨	11:34:30	11:35:30	379	117.2	0.10	1.4E+05
⑩	11:37:10	11:38:10	262	70.34	0.09	1.2E+05
⑪	11:41:20	11:42:20	346	61.27	0.17	2.4E+05
⑫	11:48:40	11:49:40	147	33.62	0.06	8.2E+04
⑬	11:52:20	11:53:20	343	31.32	0.22	3.1E+05
⑭	11:58:20	11:59:20	865	53.56	0.61	8.4E+05

参考4. 測定結果の考察

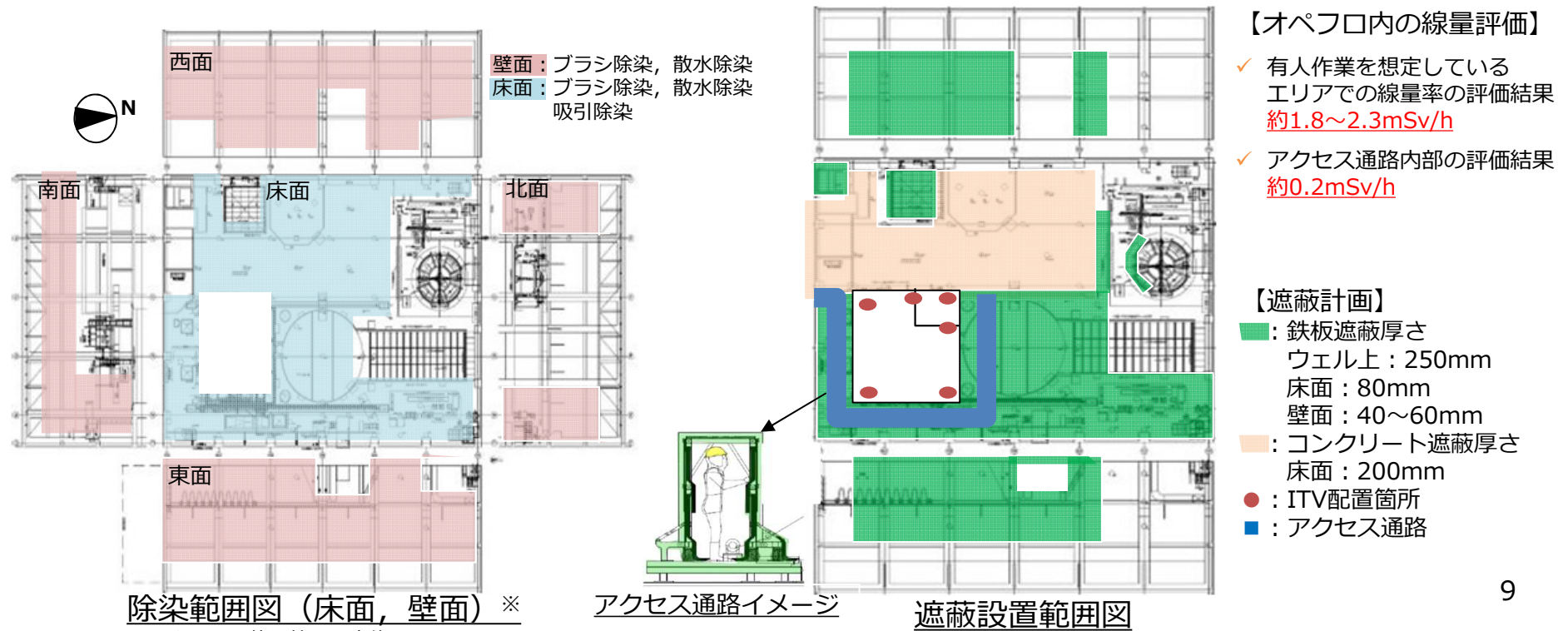
- これまでのオペフロ調査でシールドプラグ上部の γ 線線量率が他の領域より高いことが分かっており、オペフロ面により多くの汚染が付着していれば他の領域よりもオペフロ面に付着したCsの直接線が高いと考えられる。
- 床面調査により、オペフロ面でほぼ同じ表面汚染密度であることが確認できた。
- シールドプラグ上部の γ 線線量率が他の領域より高い原因は、散乱線（3層のシールドプラグの隙間部及び下部に大量に蓄積されているCs）の寄与が大きいと判断できる。
- シールドプラグ上の線源は、オペフロ表面に残っているというよりも、散乱線の大きくなるような領域（表面ではない場所）に線源があると推定されることから、遮蔽による効果は十分期待できる見込みである。



散乱線の寄与が大きい場合のオペフロ γ 線線量率イメージ

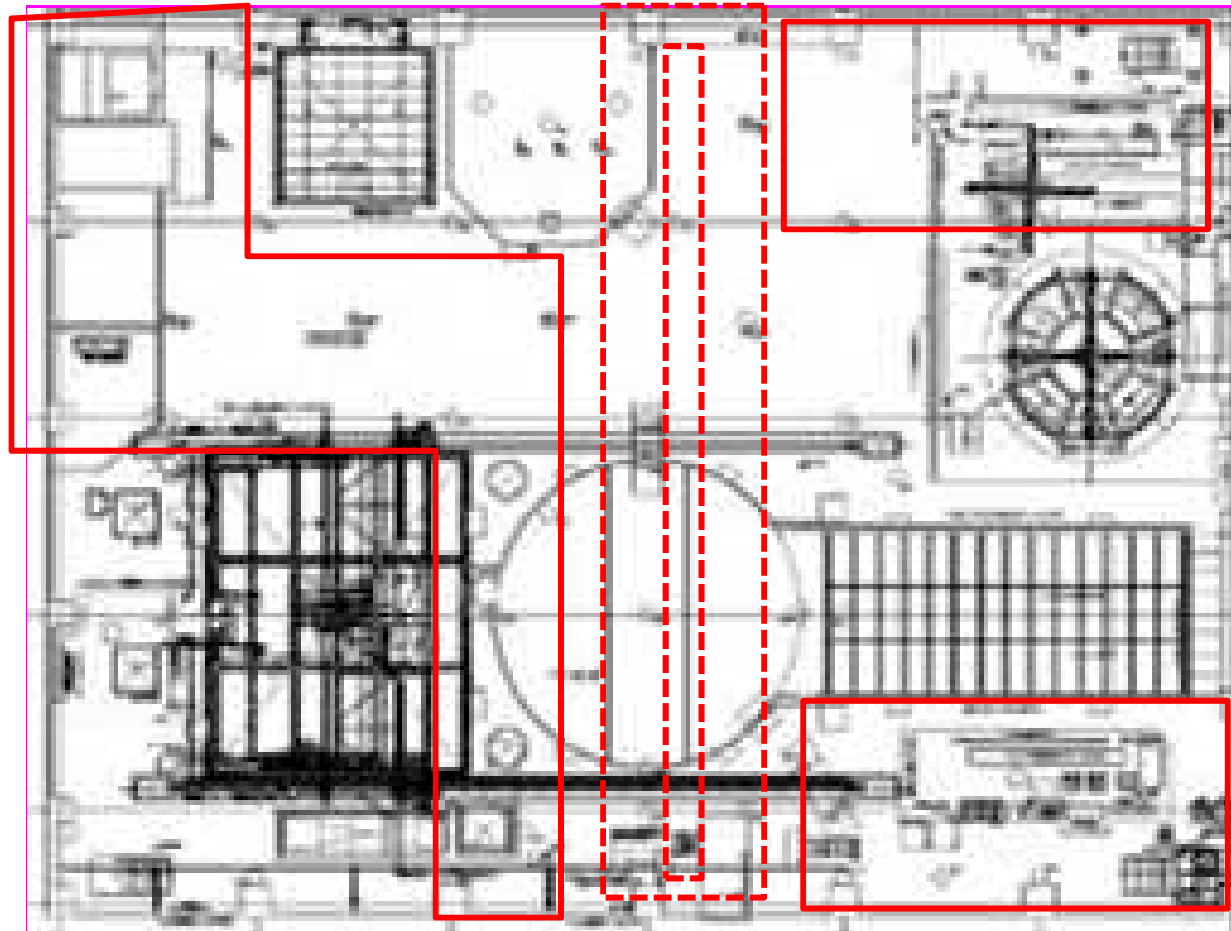
参考5. オペフロ線量低減の設計状況

- 2018年度に実施したオペフロ調査結果から、遮蔽体設置工法及び除染の仕様について現在詳細な検討を進めている。
- 除染及び遮蔽設置後の評価結果より、原子炉建屋内の有人作業は限定的な作業ではあるが、可能であると評価している。想定している有人作業は以下の通り。
 - 設備設置時：SFP近傍へのITV及び照明設置，非常用注水配管設置，ランウェイガード設置
 - 設備不具合時：ITV故障，燃料取扱機油圧系統不具合等
- 今後実施する線量低減作業時にホールドポイント（除染・遮蔽完了後等）を設け、線量低減効果の確認を行い、追加線量低減対策の要否を検討する計画。

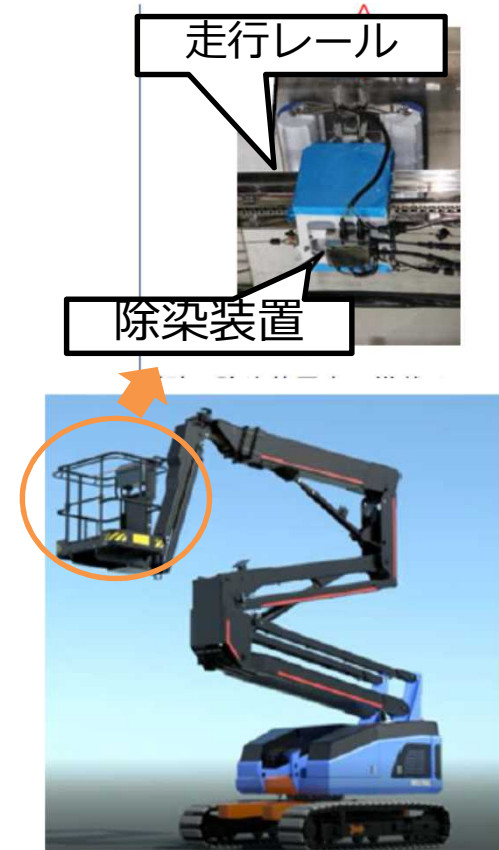


参考6. 天井面の除染範囲

- 高所作業台車を使用し、アクセス可能な範囲で高所壁面、天井、天井クレーン（底面、側面）の除染を計画している。



天井面の除染範囲図



高所作業台車イメージ図

- : 天井ブラシ除染
- (dashed) : 天井クレーンブラシ除染

参考7. 空間線量率 (γ線線量率) の測定結果 (床高さ: 約1.5m)

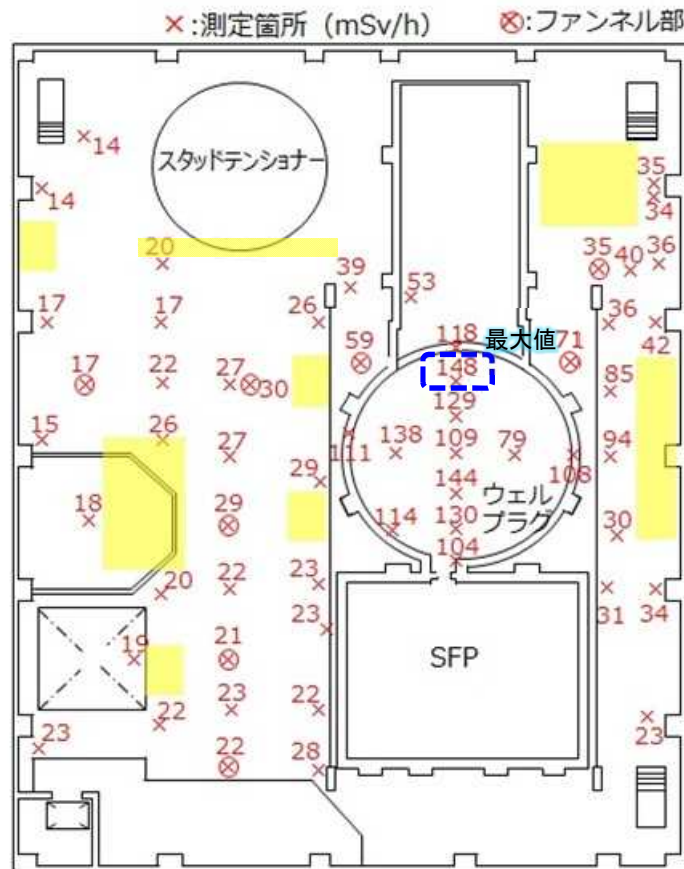


■ 前回の空間線量率測定結果と比較し, 全体で2割程度の線量低減を確認。

➤ 線量低減要因 (推定)

✓ 残置物移動・片付けによる線量低減: 1割程度

✓ 自然減衰 (2018年度⇒2020年度の約2年間分): 1割程度



■: 測定時にあった残置物

2018年11月～12月測定結果



※オレンジ色字は新規測定点を示す

2021年2月～3月測定結果