

「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

(別紙)

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。

1/2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。

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、従来の事故シナリオ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