

SRZ-1200 における東京電力 福島第一原子力発電所事故の知見反映について

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、「1 F 事故」という。）の反省や国内外からの指摘を踏まえ、2013 年 7 月に新規制基準が策定された。既設の軽水炉に対しては、各種安全対策を講じ、原子力規制委員会が新規制基準への適当性を確認した炉について、順次再稼働している。

既設炉では既存設備の設置状況等の制約を受けながら追加安全対策を講じてきた一方で、革新軽水炉では現行の規制基準の理念を踏襲したうえで、設計段階から予め対策・戦略を検討し、必要な機能を有する設備の構成や配置、区画等も工夫して実装できる強みがある。加えて、既設炉での知見を踏まえ、既設炉と異なる技術や設計も採用することにより、合理的に高い安全性が実現可能というメリットがある。

本資料では、革新軽水炉のうち、SRZ-1200 を題材として、既設炉からの設計変更において、内容等がどのような 1 F 事故の反映がどのように反映されているかを整理する。

2. 本資料の構成について

1 F 事故については、各種報告書で検証がなされてきた。主な報告書を確認した結果、それらは大きく大別すると、

- ・ 1 F 事故の時系列を踏まえた事象進展・物理現象への考察
- ・ プラント運用面に関連するような事故時の事業者によるオンサイトのマネジメント
- ・ 国・立地自治体によるオフサイトのマネジメント
- ・ 規制の在り方

である。プラントの基本設計への知見反映を考える上では、1 点目の「1 F 事故の時系列を踏まえた事象進展・物理現象への考察」が特に重要であると考え、その点は以降で検討する。

本資料では、3. で 1 F 事故の時系列を踏まえ、図 1 に示す SRZ-1200 の 13 項目の特徴・設計例がどのように事故対応に機能するかといった観点で整理することとする。

また、1 F 事故の分析として原子力規制庁は 2021 年 3 月 10 日に原子力規制委員会です承された「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」（以下、「1 F 中間取りまとめ」という。）¹を報告し、これを踏まえ、各事業者は同年 4 月 5 日および 10 月 19 日に原子力規制庁から意見聴取を受けている。その中で、各 PWR 事業者からは当時の段階において既設炉に対しては影響があるものがないことを確認している旨が報告されている。前述のとおり、SRZ-1200 については新規制基準を踏まえて追加安全対策等を講じてきた既設炉の設計を踏襲した上で合理的に高い安全性の実現を実施していることから、既設炉における当時の報告内容から大きな乖離はないと考えられるものの、既設炉からの設計変更等を踏まえながら、SRZ-1200 としての分析を 4. で整理することとする。また、その後の事業者聴取会合においては「1 号機の原子炉補機冷却系統（RCW 系統）からの建屋汚染」についても議論されており、その点についての SRZ-1200 としての分析を 4. で整理することとする。

¹ 以降、原子力規制庁は、2023 年 3 月、2024 年 6 月に各年度版の中間取りまとめを報告している。

目指す姿		SRZ-1200の特徴・設計例	No.
深層防護の実装、バランスの良い防護対策の配置		深層防護の実装（層間の分離、独立性の確保）	1
a. 設計基準 事象への対 策の徹底	安全機能を有する設備の信頼性向上	主要機器の改良設計（RV：上部挿入ICISの採用、RCP：耐SBOシール）	2
		安全系設備の3系列化（多重性・独立性強化）	3
		高性能蓄圧タンクの採用（信頼性向上）	4
		インターフェイスシステムLOCA対策（IRWSP※及び余熱除去配管耐圧強化）	5
		原子炉格納容器内への水源配置による再循環切替操作の不要化	6
	運転員操作の低減による安全性向上	破損ループへの早期給水隔離対応に補助給水自動隔離の採用	7
		火災、溢水対策として区画分離徹底による共通要因故障防止機能の強化	3
	各種ハザードへの耐性強化	耐震性：岩盤埋込等による建屋安定化、津波耐性：ドライサイト化	8
b. 重大事故 等への対策 最適化	SA設備の独立性、多様性強化	区画分離徹底、ガスタービン発電機の採用	3
	常設設備を基本としたSA設備による信頼性向上	常設SA設備（別置海水ポンプ、ガスタービン発電機等）の採用	9
	各種ハザードへの耐性強化	DB設備とSA設備の区画分離徹底による共通要因故障防止機能の強化	3
	APCその他テロ事象への対応	—	—
	DB設備及びSA設備に対するAPCその他テロ 事象への耐性強化	原子炉建屋のAPC耐性強化、区画分離徹底、格納容器外部遮蔽壁の頑健 化	10
	格納容器破損防止対策設備の特重仕様化	格納容器破損防止機能を有するSA設備と特重施設を統合	10
	新技術の導入	溶融炉心冷却対策としてドライ型コアキャッチャー（バツプ安全設備）を採用	11
c. 設計想定 を超える不確 実さへの対応	シナリオの不確実さ対応としての可搬型設備の配備	大規模損壊対応設備として可搬型設備を配備	12
	放射性物質拡散防止対策	放水設備等を配備（既設炉と同様）	12
	格納容器冷却機能・減圧機能の強化	SA及び特重事象用の再循環ユニットに加え、フィルタベントシステムの設置	13

図 1 SRZ-1200 の特徴・設計例

3. SRZ-1200 の 13 項目の特徴・設計例に係る 1 F 事故反映内容について

本項では 1 F 事故の時系列を踏まえ、SRZ-1200 の 13 項目の特徴・設計例がどのように事故対応に機能するかといった観点で整理することとする。

（1）地震に伴う外部電源喪失後の安全系機器の動作

1 F 事故においては地震後の原子炉停止、非常用ディーゼル発電機の起動（一部プラントについては号機間融通を実施）、非常用復水器（I C）の起動といった安全系機器の動作については問題なく達成することができた。SRZ-1200 においては、原子炉停止系、非常用ディーゼル発電機に関する設計については既設炉同様の設計をする予定であり、同等の安全性を確保する方針である。タービン動補助給水ポンプ等による蒸気発生器を用いた冷却に関する設計については、既設炉では全交流動力電源喪失時にタービン動補助給水ポンプ 1 台で炉心冷却を図っているものに対し、SRZ-1200 ではタービン動補助給水ポンプ 1 台で炉心冷却に必要な容量を確保した上で多重化を図り、2 台設置することで信頼性を向上させている。

なお、1 F 事故の起因事象となった地震に対し、SRZ-1200 においては設計当初から国内の厳しい地震条件での耐震成立性を確保する対策（No.8）を講じる方針である。

（2）地震後の津波による屋外設備の被水、損傷に伴う機能喪失及び最終ヒートシンクの喪失

1 F 事故においては津波の建屋浸水によって電源系等の機能が喪失等で、最終ヒートシンクの喪失に至ることとなった。

SRZ-1200 においては、地震後の津波に対し、設計当初から津波の侵入を防止するドライサイト設計の実現を確保する対策（No.8）を講じる方針や建屋の水密化（No.8）を講じることで、建屋浸水の発生防止を行う方針である。

また、独立性や位置的分散の観点から別置き海水ポンプを重大事故等対処設備として配備する方針であり、津波に伴う最終ヒートシンクの喪失に至りづらい設計とする方針である。

加えて、安全系設備の 3 系列化および区画分離徹底（No.3）を行うことで、設計基準事故対

処設備（以下、「DB設備」という。）における多重性等の強化や区画分離の徹底により、共通要因故障に伴う機能喪失の防止を図る方針である。また、深層防護の実装（層間の分離・独立性の確保）（No.1）を行うことで、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備（以下、「SA設備」という。）間の独立性の確保により、電源設備や炉心注水設備等について独立した多段の緩和設備を確保することで、深層防護の各層における事故進展の防止を図る方針である。なお、電源系についてはDB設備とSA設備で多様性を考慮する（No.3）ことで、共通要因故障により機能喪失に至らないような設計とする方針である。

（3）長期の全交流動力電源喪失の発生およびそれに伴う炉心損傷の発生

1 F 事故においては各種緩和機能の内、特に電源系の機能喪失に伴う全交流動力電源喪失による事故対応の難しさがあった。上記の通り、SRZ-1200 においては電源系の強化を図るとともに、電源系を必要としない静的機器として、全交流動力電源喪失時等における1次冷却材ポンプシール部からの漏えいを防止するための耐SBOシールの採用（No.2）や、炉心注水の静的機器の機能拡張により動的機器である低圧注入ポンプを不要とするような高性能蓄圧タンクの採用（No.4）をする方針である。これらは電源系の喪失時においても緩和設備が機能することで、事故進展の防止につながる。

1 F 事故においては全交流動力電源喪失に伴い、各種緩和機能が動作せず、国内で初めて炉心損傷事象に至った。炉心損傷等に伴う水素発生に対しては、既設炉同様に水素処理設備として電源を必要とする水素燃焼装置（以下、「イグナイタ」という。）に加え、電源が無くても水素処理可能な静的触媒式水素再結合装置（以下、「PAR」という。）を配備する方針である。こちらも、電源系の喪失時においても緩和設備が機能することで、事故進展の防止につながる。なお、SRZ-1200 のフィルタベント設計では、既設プラント同様、フィルタベント実施時の原子炉格納容器水素濃度がPARにより以下に示す条件に低減できる設計とする方針である。

■乾式フィルタベント採用の場合：

13vol%以下に低減

■湿式フィルタベント採用の場合：

ベント時の蒸気凝縮による水素爆発回避の観点から4vol%以下に低減

また、原子炉格納容器外、即ちアニュラス部へ漏えいした水素に対して、SRZ-1200 では上記の既設PWRの原子炉格納容器内外における水素対策を踏襲することで、アニュラス部における水素爆発防止を図るとともに、設計基準事故時に使用するアニュラス空気浄化ファンとは別に、重大事故時に使用する重大事故アニュラス空気浄化ファンを区画分離により独立して多重化すると既設炉からの対策強化を図る方針（No.1）であり、アニュラス部における水素爆発のリスクの低減を図っている。

（4）海水注入を含めた可搬型設備による対応の難しさ

1 F 事故においては、全交流動力電源喪失によりDB設備が機能喪失してしまったことで、手順書にないポンプ車による海水注入作業等の可搬型設備を用いた応用操作を求められたという点が挙げられる。ポンプ車等の準備に際して、1 F 事故の事故対応の難しさとして顕著に現れたのは、炉心損傷に伴う高い放射線量と水素爆発の発生が挙げられる。これは、炉心損傷をしている中での要員の行動を制限するだけでなく、その後同様の水素爆発の発生の可能性が

否定できず、事故対策本部が現場に要員を送り出すことの判断の難しさも生じたと考える。このような観点からは、SRZ-1200においては常設SA設備を採用（No.9）する方針であり、中央制御室からの遠隔操作が可能となることで、屋外の厳しい放射線環境下での作業が不要となる。加えて、現場作業がなくなることで炉心損傷状況における水素爆発の懸念を感じながらの屋外作業の実施が不要となることや、可搬型設備の準備時間が不要となること、更には津波に関する警報等の発生により屋外作業の中断がなくなることで事故収束に向けた対応を短時間でできるとこと等のメリットがある。

（５）炉心損傷の進展、原子炉格納容器の損傷および放射性物質の原子炉格納容器外への放出

1 F 事故においては炉心損傷に伴う原子炉容器破損により溶融炉心が原子炉容器外に流出した。これに対し、SRZ-1200 では上部挿入 ICIS の採用（No.2）により原子炉容器下部における貫通部の低減により原子炉容器破損の要因を低減するとともに、

また、ドライ型コアキャッチャ（パッシブ安全設備）の採用（No.11）により原子炉容器破損時においても、原子炉容器外における溶融炉心冷却をパッシブ設備により冷却する方針である。

1 F 事故に際しては、溶融炉心が原子炉容器外に放出され、原子炉格納容器が過熱され、原子炉格納容器バウンダリ部が過温破損することで放射性物質が放出されることとなったと推定されている。これに対しては、既設炉でも採用していた格納容器再循環ユニットを SRZ-1200 でも採用するとともに、当該設備に APC 耐性を持たせることにより特重施設と統合（No.10）することで、航空機落下等の人為的事象に対しても原子炉格納容器内に放射性物質を閉じ込める設計としている。加えて、当該設備が使用できない場合においても、フィルタベントシステムを設置する（No.13）ことで、1 F 事故のような放射性物質の大量放出を防止する設計とする方針である。

また、1 F 事故で発生した原子炉格納容器外への放射性物質の放出防止に対しては、前述の対応に加え、SRZ-1200 では発生防止の観点からインターフェイスシステム LOCA 対策（No.5）、蒸気発生器配管破損対策としての破損ループへの早期給水隔離対応に補助給水自動隔離の採用（No.7）が機能するものと考えている。

なお、不確かさの大きな事象に対し、常設SA設備に加え、可搬型設備を追加配備する（No.12）としており、SA設備が機能しないような事象に対しても対策が講じられるような設計とする方針である。

4. 1 F 中間取りまとめの各論点に係る分析について

本項では1 F 中間取りまとめの報告内容を踏まえ、同報告の各論点について既設炉からの設計変更等を踏まえながら、SRZ-1200 としての分析を行うこととする。

（１）2号機における原子炉格納容器ベントのラブチャーディスクの不動作

SRZ-1200 では重大事故等対応、特重事象対応ともに格納容器過圧破損防止および過温破損防止の対応に対して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にて行う方針である。

なお、SRZ-1200 のフィルタベント系統（以下、「F V 系統」という。）についても設置する計画であるが、既設炉同様に以下の設計方針で設置する予定であり、既設炉からの格納容器防護設計の変更が影響を及ぼすことは無い設計と考えている。

（２）耐圧強化ベントラインの非常用ガス処理系配管への接続に伴うベントガスの逆流

1 F 事故においては耐圧強化ベントラインが非常用ガス処理系配管に接続していたことで、F V 系統を用いたベント時において非常用ガス処理系にベントガスが逆流したことが挙げられる。PWR において BWR の非常用ガス処理系に相当する系統としてアニュラス空気浄化系統や原子炉建屋空調系統が挙げられるが、SRZ-1200 の F V 系統の設計として、既設炉同様に、を踏襲することから、ベント実施時に水素及び放射性物質を含んだ気体が他系統に逆流して建屋内に流入するようなことがない設計とする方針である。

（３）1, 2 号機共用排気筒下部における高汚染

1 F においては 1, 2 号機の排気筒が共用化されていることに加え、当該の排気筒頂部まで配管が至っていなかったことから、排気筒下部においてベントガスが滞留する事象が発生した。SRZ-1200 の F V 系統の設計として、既設炉同様に、を踏襲することから、1 F の 1, 2 号機で発生したような事象が発生することがない設計とする方針である。

（４）ベントガスのサプレッションプールにおけるスクラビングのバイパスの可能性

1 F 事故においては真空破壊弁の故障に伴い、サプレッションプールでのスクラビングを経由せずに原子炉格納容器外に放出される可能性があった。SRZ-1200 の F V 系統の設計として、既設炉同様に、を踏襲することから、1 F 事故において発生したような事象が発生することがない設計とする方針である。

（５）各号機における原子炉建屋の水素爆発

既設 PWR では BWR の水素処理対策と異なり、BWR よりも大きな容積を有する原子炉格納容器で水素濃度を低く抑えるとともに、PAR やイグナイタにより水素処理を行うことで水素濃度を低減する設計となっている。原子炉格納容器内に蓄積した水素については、設計漏えい率以下で、原子炉格納容器外のアニュラス区画へ放出されることとなるが、それに対してはアニュラス空気浄化ファンを起動することで水素を排出し、アニュラス部の水素濃度が可燃域（水素濃度 4%）に至らない設計となっている。1 F 事故における原子炉建屋での水素爆発については、PWR におけるアニュラス部の水素爆発に相当するものと理解している。

SRZ-1200 では上記の既設 PWR の原子炉格納容器内外における水素対策を踏襲することで、アニュラス部における水素爆発防止を図るとともに、設計基準事故時に使用するアニュラス空気浄化ファンとは別に、重大事故時に使用する重大事故アニュラス空気浄化ファンを区画分離により独立して多重化すると既設炉からの対策強化を図る方針であり、アニュラス部における水素爆発のリスクの低減を図っている。

(6) 主蒸気逃がし安全弁の逃がし機能の不安定動作

1 F 事故時において主蒸気逃がし安全弁の不安定動作が見受けられたが、制御用空気系統の機能喪失後の動作の不安定事象の発生と認識している。

BWR の主蒸気逃がし安全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。既設 PWR では全交流動力電源喪失時等に制御用空気が喪失した際の対応として、重大事故等対応として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を可能とし、その窒素ポンベについても事故時に必要な容量を確保している。ただし、窒素ポンベの操作、ラインアップについては事故発生後に可搬型ホースを接続する設計である。特重施設としても

SRZ-1200 では既設 PWR 同様に重大事故等対応および特重施設としての

SRZ-1200 と既設 PWR の設計を比較すると以下の相違点があるが、いずれの対応においても事故時に必要な容量を確保する設計としており、駆動用の制御用空気が喪失するような事象を回避可能な方針である。

なお、本事象についての原因については現在も究明中との認識であり、今後、新たな知見が確認されれば、SRZ-1200 への設計反映要否等について影響を確認していく。

	既設 PWR	SRZ-1200
重大事故等対応	弁駆動源は窒素ポンベ	同左
	窒素ポンベ下流の窒素配管等は事故後に対策要員によって可搬型ホースの接続等の作業を行った上で、駆動窒素を供給。	窒素ポンベ下流の配管は常設 S A 設備とする方針であり、中央制御室からの遠隔操作により、駆動窒素を供給。
特重対応		

(7) 主蒸気逃がし安全弁の作動開始圧力の低下

1 F 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。

既設 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せず、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。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と考えている。

SRZ-1200 においても既設 PWR と事象進展の大きな差異はないと考えていることに加え、当該事象に対する事故対応の方針についても変更することは無いことから、当該事象の影響は既設炉同様に非常に軽微になると考えている。

(8) 3号機のADSの誤動作

1 F 3号機で発生した本事象は、ADSの作動条件の1つである余熱除去ポンプ出口圧力が、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、余熱除去ポンプが動作していないにも関わらず動作しているという信号が入ってしまったことで、誤信号によりシーケンスが動作し、ADSの誤作動に伴い主蒸気逃がし安全弁が動作したものである。

BWRの主蒸気逃がし安全弁に相当する既設PWRの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、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。

SRZ-1200 においても前述の通り、加圧器逃がし弁の設計変更があるものの、基本的な設計方針は同じであり、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のため、同様の事象は発生しないものとする。

(9) 3号機のベントガスの流入に伴う4号機の原子炉建屋内における水素爆発

1 F 事故時に発生した本事象は、3号機で実施したベントに伴うベントガスが3号機と4号機で排気筒が共用されており、3号機から4号機側へ炉心損傷に伴い発生した水素を含むベントガスが流入したことで、停止中プラントであった4号機の原子炉建屋において水素爆発が生じたものである。

SRZ-1200 のFV系統の設計として、既設炉同様に、
を踏襲することから、1 F の3、4号機で発生したような事象が発生することがない設計とする方針である。

(10) 1号機の原子炉補機冷却系統（以下、「RCW系統」という。）からの建屋汚染の可能性

1号機のRCW系統については原子炉格納容器内機器の冷却のために、原子炉格納容器外から原子炉格納容器内を経由して、原子炉格納容器外へ再度戻る冷却水配管が設置されていた。当該系統の配管の内、ペデスタル内側にある機器ドレンサンプを冷却するRCW配管が、炉心損傷後にペデスタルへ落下した熔融燃料により損傷したこと、また、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に伴い、当該破損箇所を経由して原子炉建屋側へ放射性物質が移行した可能性について言及されている。

SRZ-1200 では熔融炉心冷却対策としてドライ型コアキャッチャを採用し、熔融炉心を確実に冷却する方針であり、熔融炉心を冷却する区画には注水配管が接続されているが、熔融炉心

と配管は直接接触しない構造とし、原子炉格納容器外へのリークパスとならない設計とする方針である。

以 上