

島根原子力発電所 3号機に係るこれまでの確認項目

共同検証チーム会議開催一覧.....	2
1 確認方法	3
(1) 確認の範囲.....	3
(2) 確認分野	3
(3) 確認の手法.....	4
2 確認事項	4
(1) 3号機の現状.....	4
(2) ABWRとBWRとの違い（改良点）	9
(3) 3号機の安全対策.....	12
(4) 福島事故を踏まえての対応.....	18
(5) 防災対策	23
3 島根原子力発電所におけるトラブル事案への対応	23
(1) 制御棒駆動機構（CRD）動作不良事案.....	23
(2) 中央制御室空調換気系ダクト腐食不良事案.....	24
(3) 製造業者の製品検査データ改ざん事案（三菱マテリアル）	25
(4) 製造業者の製品検査データ改ざん事案（神戸製鋼）	25
(参考)	
島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（3号発電用原子炉施設の変更）項目	26

共同検証チーム会議開催一覧

回数	開催日	会議内容
第1回	平成30年4月18日	<ul style="list-style-type: none"> ・島根原子力発電所3号機に係る共同検証チームの今後の進め方について ・島根原子力発電所3号機に係る共同検証項目について ・島根原子力発電所3号機の法令上等の扱いについて
第2回	平成30年4月27日	<ul style="list-style-type: none"> ・島根原子力発電所3号機の概要及び安全対策設備について
第3回	平成30年5月8日	<ul style="list-style-type: none"> ・島根原子力発電所3号機の現地視察
第4回	平成30年5月10日	<ul style="list-style-type: none"> ・安全対策及び福島第1原発事故への対応について
第5回	平成30年5月11日	<ul style="list-style-type: none"> ・安全対策及び福島第1原発事故への対応について ・改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）の詳細について
第6回	平成30年6月13日	<ul style="list-style-type: none"> ・島根原子力発電所3号機に係る新規規制基準適合性審査申請の内容の検証【設計基準対応（耐震・耐津波機能、自然災害、火災、内部溢水、電源の信頼性）】
第7回	平成30年6月20日	<ul style="list-style-type: none"> ・島根原子力発電所3号機に係る新規規制基準適合性審査申請の内容の検証【重大事故等対応（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策及び放射性物質の拡散抑制対策）】
第8回	平成30年6月26日	<ul style="list-style-type: none"> ・島根原子力発電所3号機に係る新規規制基準適合性審査申請の内容の検証【重大事故等対応（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策及び放射性物質の拡散抑制対策）】
第9回	平成30年7月10日	<ul style="list-style-type: none"> ・島根原子力発電所3号機における福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全対策

1 確認方法

(1) 確認の範囲

ア 3号機の概要

- ・ 改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）と沸騰水型軽水炉（BWR）の違い（改良点）
- ・ 新規制基準申請前を基準として現在行われている又は行われる予定の安全対策
- ・ 福島第一原子力発電所の事故を踏まえた対応

イ 新規制基準に係る適合性申請の内容

(ア) 設計基準対応

- ・ 基準地震動、基準津波の策定
- ・ 火山・竜巻等の自然現象への対応
- ・ 火災・内部溢水への対応
- ・ 新規制基準の要求事項に対する逐条評価等

(イ) 重大事故等対応

- ・ 対応設備（炉心損傷防止対策・格納容器破損防止対策設備、放射性物質の拡散抑制対策設備、テロ対策設備、地下水対策設備、炉心溶融対策設備等）の基本設計
- ・ 対応設備の有効性評価
- ・ 新規制基準の要求事項に対する逐条評価等

(2) 確認分野

ア 3号機の現状 6分野

構造・規模・機能、建設（増設）の経緯、法令上の取扱、福島事故を受けての安全対策工事の実施状況、運転員の養成、施設等の管理

イ ABWRとBWRの違い（改良点） 3分野

ABWRのコンセプト、BWRからの改良点・技術的特徴、他原発における運転実績

ウ 3号機の安全対策 11分野

耐震・耐津波性能、内部溢水に対する考慮、自然現象に対する考慮、火災に対する考慮、電源の信頼性、その他の設備の性能、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策、放射性物質の拡散抑制対策、意図的な航空機衝突への対応、その他

エ 福島事故を踏まえての対応 9分野

津波・揺れへの対応、原子炉の安全な停止に必要な電源と冷却、全交流電源喪失時における原子炉の冷却、複数プラントの同時稼働リスクへの対応、教育訓練への対応、水素の発生の防止と水素爆発防止対策、使用済み燃料貯蔵プールの水位

と冷却の維持、メルトダウンやメルトスルーへの対応、汚染水の防止

(3) 確認の手法

- ・ 中国電力から3号機の概要等の説明
- ・ 3号機現地視察
- ・ 原子力安全顧問による安全対策等の確認
- ・ ABWRに関する各種文献調査（文献レビュー）

2 確認事項

3号機の概要や改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）と沸騰水型軽水炉（BWR）の違い、福島第一原子力発電所の事故を踏まえた対応を含む3号機の安全対策等について確認。

(1) 3号機の現状

中国電力からの説明を基に、3号機の概要や安全対策工事の実施状況等の現状について確認した。主な確認事項は以下のとおりである。

ア 構造、規模、機能

① 構造

- ・ 原子炉圧力容器は、円筒形の鋼製容器に半球形の鋼製上蓋をボルト締めする構造（最高使用圧力8.62MPa[gage]、最高使用温度302℃）。
- ・ 原子炉圧力容器の主要な内部構造物としては、炉心シュラウド（円筒形、ステンレス鋼）、上部格子板（格子形、ステンレス鋼）、炉心支持板（円板形、ステンレス鋼）、制御棒案内管（205個、円筒形、ステンレス鋼）がある。
- ・ 原子炉格納容器は、鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート製格納容器（最高使用圧力310kPa[gage]、最高使用温度（ドライウエル171℃、サブプレッションチェンバ104℃））。

② 規模

- ・ 電気出力137.3万kW（1号機46万kW、2号機82万kW）
- ・ 炉内燃料集合体体数872体（1号機400体、2号機560体）
- ・ 炉内ウラン重量約150トン（1号機約68トン、2号機約97トン）
- ・ 冷却水流量約95m³/秒（1号機約30m³/秒、2号機約60m³/秒）

③ 機能

- ・ 止める機能
止める機能は、原子炉の出力や圧力の上昇、原子炉の水位の低下などの異常を検知して制御棒を炉心に急速挿入し、原子炉を緊急に停止させる機能。
- ・ 冷やす機能
冷やす機能は、原子炉や格納容器の熱を海に逃がす、又は原子炉等へ冷却水



を注水する等により、原子炉を冷却させる機能。

- ・ 閉じ込める機能

閉じ込める機能は、冷却機能の喪失による格納容器の破損や水素爆発による原子炉建物の破損を防止して、放射性物質を閉じ込める機能。

イ 建設（増設）の経緯

- ・ 中国電力は、平成9年3月に島根県、鹿島町へ増設を申し入れ、平成12年9月に安全協定に基づく事前了解が受領され、平成12年10月に原子炉設置変更許可を申請。経済産業省による第一次審査、原子力安全委員会及び原子力委員会による第二次審査を経て、平成17年4月に原子炉設置変更許可を受領。

- ・ 平成17年12月に着工（工事計画認可）して、平成18年10月から本工事を開始し、平成23年4月末時点の総工事進捗率は93.6%*。

※ 現在、設備は完成しているが、新規制基準を踏まえた安全対策工事の全容が未定であること等から今後の建設工程が確定しないため、現時点の進捗率が算出できていない。

ウ 法令上の取扱

（ア）福島第一原子力発電所事故前

- ・ 東日本大震災（平成23年3月）前に、3号機は旧原子炉等規制法に基づき、原子炉設置変更許可及び工事計画認可の手続きを終了。
- ・ 使用前検査を開始。使用前検査が終了すれば稼働できる状況であり、平成24年3月に営業運転開始を予定していた。

（イ）福島第一原子力発電所事故後

- ・ 平成23年5月に営業運転開始時期を「平成24年3月」から「未定」に変更。
- ・ 平成24年には燃料装荷までに必要な使用前検査を終了。
- ・ 震災後、中国電力は当時稼働の前提となっていたストレステストに着手していたが、平成24年9月の原子力規制委員会の発足に伴いストレステスト評価結果の提出が不要となった。
- ・ 平成25年7月に原子炉等規制法が改正され、全ての既存原発は新規制への適合が必要となり、3号機についても新規制基準への適合性審査が必要となった。
- ・ 3号機は、福島第一原発事故直後に出された経済産業省からの緊急安全対策実施の指示に基づき、各種安全対策工事を実施。これらは新規制基準の審査対象となり、適合性審査に先行して安全対策が進められている状況となっている。
- ・ 3号機は、政府においては新增設ではなく、建設中という扱い。

エ 福島事故を受けての安全対策工事の実施状況（平成30年4月時点）

【設計基準対応】

① 地震・津波対策

- ・ 深部地震観測装置の設置（自主対策）：平成27年7月完了
- ・ 排気筒の耐震裕度向上工事（自主対策）：平成26年3月完了

- ・ 防波壁の強化（海拔 15mにかさ上げ）：平成 25 年 9 月完了
- ・ 防波壁液状化対策工事：平成 30 年度完了予定
- ・ 建物の浸水防止対策（水密扉の設置等）：平成 23 年 12 月完了
- ・ 電気設備（変圧器）への防水壁設置：平成 23 年 12 月完了
- ・ 取水口堰の設置：平成 27 年 6 月完了
- ・ 取水槽廻りの浸水防止対策：平成 26 年 7 月完了
- ・ 海水系ポンプエリアの浸水防止対策（防水壁等の設置）：平成 23 年 12 月完了
- ・ 3号機屋外タンク周辺への防水壁設置：平成 24 年 1 月完了
- ・ 津波堆積物調査：平成 26 年 3 月完了

② 火災・溢水対策

- ・ 火災防護対策の強化、内部溢水対策：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 輪谷貯水槽溢水対策：平成 27 年 12 月完了
- ・ 重油タンク溢水対策：平成 28 年 12 月完了
- ・ 発電機の水素漏えい拡大防止対策：平成 31 年度上期完了予定

③ 自然現象（竜巻、火山、森林火災）対策

- ・ 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクの地下化：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 防火帯の設置：平成 30 年度内完了予定
- ・ 火山灰対策：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 飛来物防護設備の設置：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 可搬設備の竜巻防護対策：平成 31 年度上期完了予定

④ 電源の信頼性強化対策

- ・ 送電回線の全号機接続：平成 25 年 1 月完了
- ・ 66kV 受電設備の強化（自主対策）：平成 26 年 10 月完了
- ・ 送電線がいしの耐震性強化、送電鉄塔の基礎安定性等の評価：平成 24 年 2 月完了

【重大事故対応】

⑤ 炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策

1) 電源の確保

- ・ 蓄電池（バッテリー）の強化：平成 26 年 7 月完了
- ・ 直流給電車の配備：平成 26 年 3 月完了
- ・ 高圧発電機車等の配備：平成 26 年 3 月完了
- ・ ガスタービン発電機車の配備：平成 26 年 10 月完了
- ・ ガスタービン発電機の設置：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 中央制御室の作業環境の確保：平成 23 年 12 月完了
- ・ 所内常設直流電源設備（3 系統目）の設置：検討中

2) 冷却設備等の確保

- ・ 原子炉燃料プールへの代替注水配管の敷設：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 送水車等の追加配備：平成 26 年 3 月完了
- ・ 燃料プールの冷却機能強化（注水ライン設置等）：平成 23 年 12 月完了

- ・ 移動式代替熱交換設備等の配備：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 燃料プール水位計の追加設置：平成 28 年 6 月完了
- ・ 代替残留熱除去系設備の設置：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 高圧原子炉代替注水ポンプの設置：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 常設低圧代替注水設備の設置：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 原子炉補機海水ポンプ電動機の予備品確保：平成 23 年 11 月完了
- ・ 海水系ポンプ代替用の移動式ディーゼル駆動ポンプの配備：平成 24 年 1 月完了
- ・ 原子炉補機代替冷却手段の多様化：平成 26 年 5 月完了
- ・ 代替残留熱除去系設備の設置：平成 31 年度上期完了予定

3) 冷却水の確保

- ・ 輪谷貯水槽耐震補強工事：平成 24 年 6 月完了
- ・ 非常用ろ過水タンクの設置：平成 29 年 3 月完了

4) 減圧手段の確保

- ・ フィルター付ベント設備の設置：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 窒素ガス注入設備の配備：平成 26 年 3 月完了

⑥ 放射性物質の拡散抑制対策

- ・ 静的触媒式水素処理装置の設置：平成 31 年度上期完了予定
- ・ 放水設備の設置（放水砲）：平成 26 年 5 月完了
- ・ 水素放出設備の設置：平成 24 年 1 月完了
- ・ サプレッションプール水 pH 調整装置の設置(自主対策):平成 31 年度上期完了予定
- ・ シルトフェンスの設置：平成 31 年度上期完了予定

⑦ 緊急時に備えた体制整備

- ・ 重要免震棟の設置（自主対策）：平成 26 年 10 月完了
- ・ 緊急時対策所の設置：平成 30 年度内完了予定
- ・ 緊急時に必要となる資機材・設備の点検：平成 24 年 1 月完了
- ・ 緊急時おける発電所構内通信手段の確保：平成 23 年 12 月完了
- ・ 高線量対応防護服等の資機材の確保、放射線管理の体制整備：平成 23 年 6 月完了
- ・ がれき撤去用の重機の配備、当社社員が運転可能とするための体制整備：平成 24 年 5 月完了
- ・ 発電機等の燃料補給手段確保（タンクローリー確保等）：平成 23 年 12 月完了
- ・ 緊急時対応訓練の実施：平成 24 年 1 月完了（継続実施中）
- ・ 代替気象観測装置の配備：平成 26 年 9 月完了
- ・ 格納容器内雰囲気監視機能の強化：平成 31 年度上期完了予定

【テロ対策】

⑧ 重大な航空機衝突

- ・ 特定重大事故等対処施設の設置：検討中

【その他】

⑨ 地下水対策

- ・ 止水壁強化、揚水井戸設置（自主対策）：平成 28 年 3 月完了

⑩ 溶融炉心対応

- ・ コリウムシールドの設置：平成 31 年度上期完了予定

オ 運転員の養成

- ・ 3号機の中央制御盤を忠実に再現したシミュレータを設置し、平成 21 年 9 月から運用を開始。
- ・ シミュレータを用いた訓練では、通常の発電所の起動・停止操作や異常事象発生時の対応操作を通じて、3号機設備の知識・運転技術を習得。
- ・ 2号機が長期間停止していることから、現状の運転員は、シミュレータによる訓練の他に、火力発電所や他の稼働している原子力プラントへの派遣によって、技術力の向上及びモチベーションの維持に努めている。

カ 施設等の管理

（ア）施設の管理

- ・ 3号機の建設がおおむね完了してから約 7 年が経過。このような長期保管における施設の管理については、水を完全に抜いて乾燥保管している機器（原子炉、タービン等）と状態を維持するために継続して運転すべきと考えている機器（電子機器類）に分類し、継続運転している機器については、通常のプラントと同様なメンテナンスを行っており、一部については、2号機と同等の点検周期で分解点検を行っている。

（イ）燃料の管理

- ・ 3号機の燃料プールには、新燃料が気中で保管されており、管理区域に設定して放射線管理を行っている。

（2）ABWRとBWRとの違い（改良点）

ABWRは、BWRの持つ固有の安全性とこれまでの良好な運転実績を基にして、より信頼性と安全性の向上が図られた設計としていることを確認した。

ア ABWRのコンセプト

- ・ ABWRは、第2世代炉に対して静的安全系などより先進的な安全方策が導入された第3世代炉である。
- ・ 設計のコンセプトは、国の第3次改良標準化計画（1981～1985）に基づき、安全性、運転性、経済性の向上、被ばく低減を目指した設計であり、国、日本の電力事業者、メーカー（日立、東芝、GE）が共同で開発することで標準化を図っている。
- ・ BWRは、固有の安全性として、出力が増加すると原子炉圧力容器内の水が沸騰して燃料周りの水密度が低下し、核分裂反応が抑えられることで出力が低下

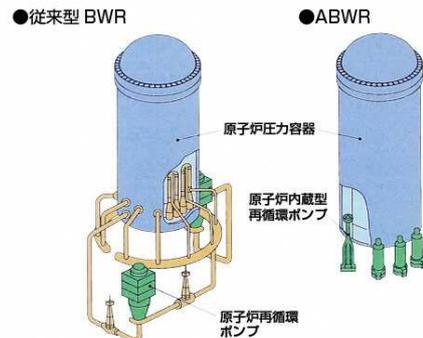
するという「自己制御性」を有している。

- ・ ABWRは、BWRの固有の安全性（自己制御性）に加えて、インターナルポンプや改良型制御棒駆動機構の採用、非常用炉心冷却系統の拡充等により、原子炉を「止める機能」、「冷やす機能」、放射性物質を「閉じ込める機能」の向上が図られている。

イ BWRからの改良点、技術的特徴

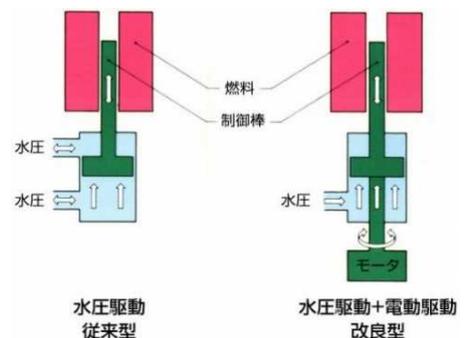
(ア) 原子炉内蔵型再循環ポンプ

- ・ 原子炉内蔵型の再循環ポンプを採用することで、大きな配管の破断による冷却水喪失の可能性がなくなった（大口径配管破断事故を想定する必要がなくなり、小容量のECCS（非常用炉心冷却系）で炉心冠水維持が達成できる。）。また、再循環配管の供用期間中検査が不要となり、作業員が受ける放射線量が低減される。
- ・ 従来のBWRでは大型のポンプ2台で循環させているので、1台が50%の容量を持っているが、ABWRでは、原子炉内蔵型再循環ポンプ10台で循環させており、1台が10%の容量となるので、仮に1台壊れたとしても、流量は10%しか劣らない（定格炉心流量が維持できる設計となっている。）。そのため、ABWRは1台のポンプが壊れても、冷却材流量が大きく減少することはない、安定して原子炉への冷却水の供給が可能のため、安全性が向上している。
- ・ 出力が大きく、装填する燃料も多いことによる事故時への影響については、ABWRは最も厳しい事故である大口径の再循環配管破断の可能性がなくなり、想定される配管破断の規模が小さくなることから、BWRよりも影響は小さいとしている。



(イ) 改良型制御棒駆動機構

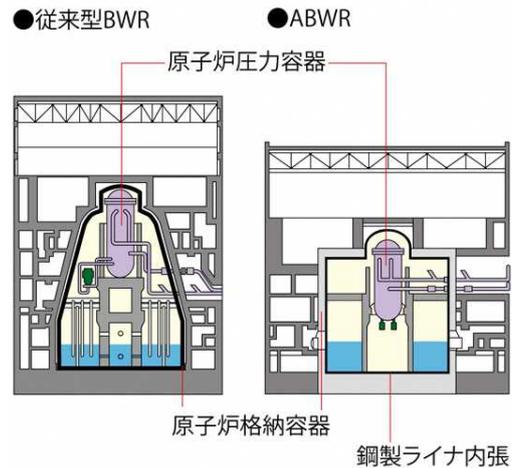
- ・ 制御棒駆動機構については、従来の水圧駆動のみから電動駆動を追加して、原子炉を止める機能が充実している。
- ・ 緊急停止については水圧駆動で行うが、1つのバルブの故障で全制御棒が挿入されないことがないように多重化が図られている。
- ・ 制御棒を複数同時操作（ギヤングモード）が可能となり、より短時間で、かつ運転員の負荷が少なく原子炉の立ち上げ及びコントロールができる。



(ウ) 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器

- ・ 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器を採用し、原子炉建物と一体化した構造により、耐圧機能や耐震機能を向上させている。

- ・ 出力が大きく格納容器がコンパクトになったが、原子炉からの蒸気に関する解析を行い、安全性を確認しているため問題はないとしている。
- ・ BWRに必要な大きさは確保しつつ、原子炉内蔵型再循環ポンプ採用などにより機器の簡素化が図られていることによって、単純に出力に比例して格納容器の容積が大きくなっていない。



(エ) 改良型中央制御盤

- ・ 中央制御盤は、ヒューマンエラーを防止する対策がなされており、人的ミスによる事故が起きる可能性を低減している。
- ・ 操作盤の集中化、大型表示盤の採用により、運転操作性が向上している。
- ・ 中央制御室にあるパネルは全てが同じ機能を持っているため、一つが壊れても他のパネルで全て同じ対応ができるようになっている。



従来の中央制御室



ABWRの中央制御室

(オ) その他

ABWRの非常用炉心冷却系（ECCS）は、実績がありより信頼性の高いポンプ等の静的機器を主に用いて構成し、常用電源や動的機器の1つが故障で使えない場合でも、要求される安全機能が達成できるように非常用電源設備を備えるとともに、設備容量や系統数など機能、系統の冗長性、独立性の両面から余裕を持たせて設計されていることを確認した。

- ・ 高圧系を従来の2系統から3系統に充実させて、高圧状態で原子炉に注水し、冷却水が少なくなったときの冷却能力を高めている。
- ・ 残留熱除去系を従来の2系統から3系統に充実させ、崩壊熱を除去する能力を高めて、原子炉及び格納容器を長期間冷やす機能も充実している。

ウ 他原発における運転実績

- ・ 国内においては、平成30年5月時点で改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）の稼働実績があるのは3原子力発電所4基（東京電力（株）柏崎刈羽原発6号機・7号機、北陸電力（株）志賀原発2号機、中部電力（株）浜岡原発5号機）で

あるが、ABWRの特性から生じる大きなトラブルは生じていない。

- ・ 海外においては、台湾においてABWR 2基が建設中であったが、台湾政府のエネルギー政策の転換により建設中止となった。

(3) 3号機の安全対策

実施あるいは実施中の安全対策と今後実施が予定されている安全対策について確認した。

ア 耐震・耐津波性能

(ア) 耐震性能

- ・ 3号機の当初の申請書では、2号機の当初申請と同様、宍道断層 22 kmとし基準地震動 600 ガルとしているが、2号機の審査の中で、宍道断層 39 km、基準地震動 820 ガルに上方修正され、その数値は国の審査でも概ね妥当と評価されており、審査は820 ガルで受けることになる。
- ・ 現在、プラントの耐震性については、820 ガルで検討しているところ。
- ・ 発電所の敷地内は調査の結果、活断層がないことを確認している。
- ・ 基準地震動を決めるときの手法で、実際に存在する断層を想定して策定する地震動と震源を特定せず策定する地震動がある。中国電力では、北海道の留萌支庁の南部地震と鳥取県西部地震を、震源を特定しない断層として考え、それを島根原子力発電所の真下で、そのような地震が起きたと仮定して地震動を策定しており、その辺りも十分に考慮した地震動になっている。
- ・ 耐震安全性をより一層高めるため、平成 19 年度から計画的に耐震裕度向上工事を実施している。

(イ) 耐津波性能

- ・ 発電所の主要設備への浸水を防止するため、発電所構内の海側全域を海拔 15m の防波壁を設置している。

イ 内部溢水に対する考慮

- ・ フィルターベント設備は独立した地下構造構築物となっており、水が入ってくるラインは基本的にはない。極力、水が入らない構造にはしているが、侵入したときのドレンについては、それを排水するための設備も設置することとしている。
- ・ 建物内部での溢水から重要設備を保護するため、水密扉や防水堰を設置している。
- ・ 没水、被水、蒸気（高エネルギー配管の破損）の3つの影響モードがあり、没水の場合は、機器の高さを上げる、被水の場合は、J I S で規格された I P コードの機器に取り替える、蒸気の場合は、温度に対する評価をして保つようなものに取り替える等の対策を講じている。

ウ 自然現象に対する考慮

(ア) 火山

- ・ 火山活動の想定としては、2号機の審査において、考慮しているのは大山と三瓶山の二つを考慮して審査を受けている。
- ・ 火山については、島根原子力発電所の周辺に影響を及ぼすもの全てを調査し、火山からの火砕流とか溶岩流が敷地に到達しないとの評価をしている。火山灰が発電所に到達しても、フィルターの目詰まり等が起きないといった対策を講じている。
- ・ 火山灰対策としては、交換用予備フィルタを用意しており、詰まるとすぐに新しいものに替える。また、灰が詰まる速度や詰まる時間等をきちんと評価し、交換を時間内に適切にできるかを今後検証するとしている。

(イ) 竜巻

- ・ 竜巻の評価は、風速100m/sということで、それに相応する荷重が計算上でも評価され、それに基づいて、止める、冷やす、閉じ込めるといった安全機能が損なわれないような対策、例えば可搬型の機器の固縛等を行い、安全機能を喪失しないようにしている。
- ・ 竜巻の防護の考え方は、原子炉建物や重要な建物、また安全機能を期待している設備を保護する方針であり、飛来物になり得るものからの距離の確保が第一であるが、距離が確保できないものは衝突しても損傷して機能が喪失することがないように設計している。

(ウ) 複合災害

- ・ 複合的自然災害が起こった場合にも、安全機能が確保できるよう、安全用の設備は分散配置し、同時に機能が喪失することのないよう考えている。
- ・ 山陰の自然特性への配慮として、積雪(100cm)や三瓶山、大山の噴火による降灰(30cm)、竜巻(100m/s)など余裕を持たせた設計にしている。加えて、降雨量や気温など、過去の最大値を考慮した各種設備の設計としている。また、発電所は3方向山に囲まれており、一部にはがけ崩れの可能性がある場所もあるが、仮にそういう部分が崩れた場合に、崩れた箇所に安全上重要な設備は置かず、可搬型設備については影響を受けないところに置く対応をしている。豪雨についても、確実に水が掃けるよう考慮して設計を行っている。

エ 火災に対する考慮

- ・ 敷地内に消防車両を配備するとともに、高い耐震性能を有する消火設備等を設置している。
- ・ 24時間体制の自衛消防隊を設置し、その隊員には消防職員のOBも採用している。

オ 電源の信頼性

- ・ 冷却設備の駆動に必要な交流電源を、ガスタービン発電機(空冷式)や発電機

車により確保することとしている。

- ・ 機器の制御監視等に必要な直流電源を確保するため蓄電池の増設を行っている。
- ・ 発電機車で発電した交流電源を直流電源に変換する直流給電車を配備している。

カ その他の設備の性能

(ア) 施設等の管理

- ・ 3号機の燃料は核分裂連鎖反応を起こす前の、加工しただけのもののため、工場で人間が触っても影響はないレベルの放射線であるとしている。
- ・ 3号機は建設から長期間経過しているため、長期保管の体制として、水を完全に抜いて乾燥保管している機器（原子炉、タービン等）と、状態を維持するために継続して運転すべきと考えている機器（電子機器類）がある。ただ、7年も経過しているため、継続運転している機器についても通常のプラントと同様なメンテナンスを行っており、一部については、2号機と同等の点検周期で機器のメンテナンス（分解点検）を行っている。したがって、7年は経っているが、定期的なメンテナンスで十分、まだ最新の状態にあるとしている。
- ・ 燃料プールの水については、耐震評価でスロッシングの量を評価しており、水がなくなることで燃料プールの冷却機能が喪失するとか、強制的に水が抜けてしまうとか、そのような現象を考慮し、燃料集合体が露出することがないように対策を考えている。
- ・ 重大事故等における環境条件を考慮しても使用できる監視設備については、燃料プールの冷却が失敗し、温度、湿度とも上昇している非常に厳しい環境でも使用可能な設備を考えている。

(イ) Oリング（制御棒駆動系スクラム弁に使用）の要求仕様逸脱

- ・ 3号機で使われている製造上の不備があった部品は、制御棒駆動系のスクラム弁に使っているゴム状のOリングで、硬さが規定上のものがメーカーから納められた可能性があり、1か所使われているおそれがあることから、そちらは新品のものに取り換えることにしている。
- ・ 3号機で使われている製造上の不備があった部品は、制御棒駆動機構の水圧をかけるときの電磁弁に使っている製品であるが、こちらは中国電力の要求仕様であるJIS規格は満足しており、性能上は問題ないと判断し、継続して使用することとしている。
- ・ 改ざんの事案については、しっかりと調査を行い、不適切なものは発電所では使わないよう十分検討し、問題がないのを確認したうえで使用していくこととしている。

(ウ) ダクト腐食

- ・ ダクト腐食が発生したのは、2号機の中央制御室の空調換気系であり、1号機及び3号機の同一箇所の調査を実施し、3号機については、2号機で見られたような腐食はなかった。2号機で大きな腐食口が確認された一つの大きな要因は、下に折り曲げるような格好で、特徴的な配管のダクトルートを作ったとこ

ろがあり、そこに海風に含まれる塩分とともに水分が長い間滞留をして大きな腐食に至った。3号機については、特にそのような特異的な構造ルートにはなっていない。また、材質についても、亜鉛メッキ鋼板とガリバリウム鋼板を使っているため2号機と同じような腐食には至らないと考えている。加えて2号機の再発防止対策を踏まえ、点検頻度も3号機にも水平展開をして外気取り入れ部分については、きちっと頻度よく見るよう対応していくとしている。

キ 炉心損傷防止対策

(ア) ホウ酸水注入

- ・ ホウ酸は中性子を吸収する物質であるが、どうしても制御棒が入らない場合、ホウ酸水注入ポンプを起動することによってホウ酸水注入タンクの水圧を上げ、注入弁を開けて原子炉に注水することで、原子炉の中にホウ酸水を注入して原子炉を未臨界にする構造となっている。

(イ) 水源の確保

- ・ 水源として、宇中貯水槽、地上式淡水タンク、代替注水層により重大事故等の終息に必要な十分な量の水を有する水源を確保している。

(ウ) 注水設備

- ・ 高圧原子炉代替注水系（HPAC）と原子炉隔離時冷却系（RCIC）は、機能としては高圧注水で同じだが、構造としては全く別のものであり、HPACは制御電源が必要なく起動できるメリットがあり、また、タービンとポンプが一体型になっている。一方、RCICは既存の注水設備であるが、制御電源があると自動制御により、原子炉の水位によって流量調整するといった機能がある。それぞれプラントの状況によって一長一短があり、これらを組み合わせることで信頼性の向上を図っている。
- ・ 大量送水車や電源車の接続口は、2号機、3号機で同じ接続形状を採用しており、相互に運用できる構造としている。
- ・ 可搬型代替注水設備は、必要数1台に対して3台持っている。事故時には、1台しか使用しない。これに常設のポンプを組み合わせる使用することになる。燃料については、7日間以上枯渇しないよう確保している。

(エ) 冷却設備

- ・ 残留熱代替除去系のモード切替は中央制御室で操作するが、弁の開閉ができない事象が生じた場合、電動弁を手動に切り替えるなど臨機応変に対応している。

ク 格納容器破損防止対策

(ア) フィルターベント

- ・ 万一、炉心が損傷した場合でも、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、放射性物質の放出量を大幅に低減できるようフィルターベント設備を設置している。

- ・ 電源喪失時のフィルターベントの操作は、現場の常設設備として、空気配管が通っており、その近くの空気ポンペを接続して開けることになる。今後更に、電動弁に換えることも検討しており、この場合には、高圧発電機車など仮設の電源を持ってきて、その電気を利用して、弁を強制的に開けることも考えている。
- ・ ベント設備は格納容器の入り口、サブプレッションプールの出口のところに弁があるが、これらの弁を開ける操作をしない限りフィルターベント側に格納容器のガスが出ていくことはない。従って、人間が判断して弁を開けることになっており、緊急時対策所の中でプラントの状況を判断しつつ、人間の判断で弁を開けることになる。
- ・ アーリーベントは、炉心が損傷していない状況で、基本的に放射性物質が燃料被覆管内に閉じ込められた状態でのベントとなる。ベントは格納容器内の雰囲気を通して環境に放出する行為だが、炉心が損傷していない状況では格納容器内は放射性物質は基本的にない状況であるため、格納容器を保護するため比較的早いタイミングで格納容器の最高使用圧力に達する前にベントを実施するとしている。
- ・ 炉心損傷後のベントは、燃料被覆管内の放射性物質が格納容器内に出てきている状態が想定され、格納容器内の雰囲気を放出すると環境への影響が出るため、できる限り格納容器内に閉じ込めて放射能を減衰させ、格納容器の最高使用圧力の倍のタイミングでベントを実施するとしている。
- ・ ベントのタイミングは、炉心損傷がない場合は格納容器の最高使用圧力になる前に、炉心損傷がある場合は格納容器の最高使用圧力の2倍になるまでにベント操作すると考えており、これについては審査を経て手順化していく。また、ベントタイミングはある程度予測が可能であり、住民の避難の関係もあるため、予測を国の緊急時対応センター（ERC）、周辺自治体等へ報告し、相談しながらベントを行うこととしている。
- ・ フィルターベントは、動作要求があれば確実に動作させる必要があるため、ベントさせる弁についてはバイパス弁を設置しており、動作しなかった場合は、バイパス弁を操作し、格納容器の圧力を抜くこととしている。
- ・ 仮にベント弁が自動で動作しなかった場合は、人力で動作し、遠隔で手動操作できるように人が立ち入れる場所に手動弁を設置している。

(イ) コリウムシールド

- ・ コリウムシールドについては、閉じ込め機能を担う原子炉格納容器までデブリ溶融炉心が到達すると、格納容器が壊れ、閉じ込め機能が損なわれることから、それを防止するために設置している。
- ・ ペDESTALの床部分のコンクリート厚さについては、この部分に溶融炉心が落ちた後に注水して水を張れば、溶けた燃料を冷やして原子炉格納容器の損傷を防止する上で、十分な厚さであることを評価している。

ケ 放射性物質の拡散抑制対策

(ア) 放水砲

- ・ 原子炉建物の爆発等があつて放射性物質が漏れることがあつた場合において、放水砲等が出てくる放射性物質を撃ち落とすことを考えている。
- ・ 撃ち落した水については、発電所の敷地内に水が溜まるが、外に向かつてこの水が出ないような対策もやっており、外にすぐに出るといふようなことはないとしている。
- ・ 放水砲による放射性物質の撃ち落としについては、原子炉建屋最上層部に向けて放水する。作業員の被ばくについては、被ばく抑制対策を検討していく。

(イ) フィルター装置

- ・ 通常時は空調換気系の送風機、排風機で常に負圧を維持している状態だが、なんらかの原因で、電源が喪失し、通常の空調喚起系が停止した場合は、通常のラインの空調喚起系は隔離して、非常用のガス処理系によって、例えば事故で、原子炉棟の中で放射性物質が出たとしても、フィルター装置（高性能の粒子フィルター、ヨウ素のチャコールフィルター）のところで、ヨウ素を除去し、そのフィルターをとおしたものを排気筒から放出するようになっており、電源喪失時でも非常用ガス処理系で負圧を保つことができる構造となっている。
- ・ 中央制御室、緊急時対策所等についても、同様に事故時は外気と隔離することで、非常時に空気を循環しフィルターを通す装置がついており、運転員や緊急時対策要員が被ばくすることがないような設備を設けている。

(ウ) 静的触媒式水素処理装置

- ・ 静的触媒式水素処理装置の動作条件については、概ね0.5%の酸素濃度になれば反応し、最初は温度が低いため反応がゆっくり進むが、水素濃度が増えると反応熱で温度も上がり触媒反応が進んでいく。
- ・ 静的触媒式水素処理装置については、触媒に異物が付着すると反応が劣化するため、定期的に検査を実施し、性能維持を確認している。

(エ) 海洋への拡散抑制

- ・ シルトフェンスはカーテンのような布状の構造で、土壌等に付着した放射性物質は捕捉が可能であるが、どの程度放射性物質を遮蔽できるかの定量的な評価は行っていない。
- ・ 放射性物質の拡散抑制のための放射性物質の吸着剤については、基本的に雨水の排水溝に沿って流れるので、そのような雨水枡に設置する。吸着剤は非常にセシウムとの親和性が高く吸着性が高い材質のゼオライトを使用している。

コ 意図的な航空機衝突への対応

- ・ テロについては、原子力安全推進協会（JANSI）の指導を受けながら、シナリオを作ってもらい対応するという図上訓練を実施している。
- ・ サイバーテロに対しては、プラントを制御するシステムそのものは、独立した

ものであり、外部のネットワークとは遮断しているため、直接影響がないような設計となっている。

- ・ テロ対策として今、国に2号機用の特定重大事故等対象施設を申請しており、別の水源をもって水を確実に入れてきっちり冷却できる、そういった施設を、原子力建物、本館と別途のところに設置するようになっている。3号機のものについても別途計画していくことになるが、スケジュール的にまだ具体的なものはない。

(4) 福島事故を踏まえての対応

福島第一原子力発電所における地震津波による電源機能及び冷却機能の喪失から、水素爆発による環境中への放射性物質の放出に至る一連の事象の進展を踏まえて、3号機に適用している、あるいは今後適用を検討している安全対策について確認した。

福島第一原子力発電所事故の概要

2011年（平成23年）3月11日、東北地方太平洋沖を震源とする巨大地震とこれに伴う津波により、東京電力福島第一原子力発電所では電源喪失、海水による冷却機能（最終ヒートシンク）喪失等の重大な事態が発生した。当時運転中の1号機、2号機及び3号機では、原子炉停止後に必要な炉心の冷却（崩壊熱の除去）ができず、炉心溶融を引き起こした。また、この際に炉心内で発生した水素ガスが原子炉建屋に漏出し、1号機と3号機で爆発が発生して原子炉建屋上部を損壊した。また、2号機では原子炉圧力容器と原子炉格納容器の損傷により原子炉建屋外へ大量の放射性物質を放出した。定期検査で停止中の4号機では、3号機の水素ガスが原子炉建屋に流入して爆発が発生し建屋上部を損壊した。この事故により、1号機から3号機まで全体でおよそ900PBq（ヨウ素換算値、東京電力推計値）の放射性物質を大気中に放出した。また、そのフォールアウトによって広範囲の地域が汚染し、汚染レベルの高い発電所周辺地域の住民約15万人が避難した。この事故は、国際原子力事象評価尺度（INES）で、旧ソ連のチェルノブイリ事故と同じレベル7（深刻な事故）と評価された。

ア 津波、揺れへの対応

(ア) 津波への対応

- ・ 現在の防波壁は、15mの津波の波力も考慮した上での設計となっている。
- ・ 仮に遡上等で防波壁を超えたとしても、敷地内については、水密扉やポンプを守るための止水壁を設けている。
- ・ 津波については、津波高さを10.5mに見直すということを検討しているが、海抜15mの防波壁で防ぐこととしており、仮に津波がこれを乗り越えたとしても、建物内の水密扉にて海水の侵入を防ぐことを考えている。
- ・ 津波が非常に短い時間で来るのではないかということについては、まず外側の海抜15mの防波壁で防ぐということを第一の対応とし、水密扉については、基本的には常時閉の運用を考えている。
- ・ 作業等でどうしても水密扉を開けなければいけないときには、監視員をつけて

その人が緊急時閉められるというような運用を考えている。

- ・ 水密扉は重いですが、非常にスムーズに動くようになっており、2、3分もあれば、直ぐに閉じられる。
- ・ 3号機は、海拔 8.5m と低い位置にあるため、建物中の重要な設備は、常時閉で運用している。
- ・ 建物内の安全上重要な設備を、津波などによる浸水から保護するため、防水性を高めた扉（水密扉）への取り換えを実施している。
- ・ 冷却系についても、重要な設備については水密扉で守っている。
- ・ 津波襲来時の引き波により、想定を大きく超える水位低下が起こった場合でも、原子炉の熱を除去するための海水をくみ上げることができるよう、海水ポンプの吸い込み口の位置を下げる工事を行っている。
- ・ 引き波が発生しても海水が取水できるよう取水堰を設置している。

(イ) 揺れへの対応

- ・ 地震については、新たな知見に基づき基準地震動の見直しを行い、必要な部材については耐震補強を行っている。
- ・ 基準地震動確定に伴う耐震補強の検討状況については、確定した基準地震動に基づき、耐震評価を実施しているところであり、今後評価結果に基づき必要な箇所には耐震補強を実施することとしている。
- ・ 1号機建設時に使った一矢トンネルは非常に古いものであるが、耐震性を確認している。発電所の構内には2号機の建設のときに作った本谷トンネルもあり、また、現在は発電所のトンネルを通らなくても外の道路からアクセスできるルートを新たに付け加えているため、アクセスルートがなくなることはないと考えている。
- ・ 地震津波の影響を受けない対応拠点として、緊急時対応の指揮所となる耐震構造の緊急時対策所を設置し、すでに完成している免震重要棟とあわせて活用することで、緊急時の対応力を向上させている。

イ 原子炉の安全な停止に必要な電源と冷却

- ・ 外部電源喪失時に非常用DG発電機を期待しないその他の電源ということで、ガスタービン発電機、高圧発電機車での対応を考えている。
- ・ 1か月、2か月の長期間の対応の場合は、外部の送電線を早期に復旧して、緊急時開閉所から冷却に必要な電源を供給することを考えている。
- ・ 冷却系については、可搬式の熱交換器車で対応することを考えている。
- ・ 現在は通常監視においても中央制御室に圧力計や温度計の計器について、伝送して中央制御室でデータが見ることが可能となっている。
- ・ 電源については直流のバッテリーを増強する、また計器専用の簡易な小さいバッテリーを準備するなど、電気を供給できるようにして、圧力や温度の監視が継続できるよう考えている。
- ・ 冷却系については、可搬式の熱交換器車で対応を考えている。

- ・ 原子炉及び燃料プールを冷やすための代替注水配管を多重化するとともに、代替注水を行うための大量送水車を追加配備している。

ウ 全交流電源喪失時における原子炉の冷却

- ・ 福島での事故では、全交流電源喪失時に直流電源がある期間しか原子炉隔離時冷却系のポンプにより水が供給できなかったが、直流電源を必要としない高圧原子炉代替注水ポンプを設置し、かなりの長い期間ポンプが運転して原子炉を冷却、注水することが期待できることとなっている。
- ・ 全交流電源喪失時は、外部の送電線の復旧、可搬式車両の可搬式電源装置、ガスタービン発電機で早期に交流電源の復旧を図りたいと考えている。
- ・ 通常の冷却装置が故障した場合に備え、代替冷却手段として移動式代替熱交換設備を配備している。

エ 複数プラントの同時稼働リスクへの対応

(ア) 緊急時対策所（免震重要棟）

- ・ 免震重要棟、緊急時対策所は放射線遮蔽のために窓等がなく、外部環境を見るためには監視カメラの映像が必要となっている。
- ・ 免震重要棟の上には津波の監視カメラが付いており、また、耐震性の十分高い通信鉄塔を建てており、そこに発電所全景が見渡せるカメラが付いている。
- ・ 電源については、緊急時対策所と同じように免震重要棟も途切れないような対策をとっており、監視できなくなるようなことはない対策となっている。
- ・ 福島では免震重要棟と呼ばれる所で指揮命令がなされたが、このような指示命令するところが、地震に強い設備であることが福島の事故では非常に有効に働いたと考えている。
- ・ 福島の事故以降、免震重要棟を建設し、また新たに緊急時対策所も設置しており、これらの中で指揮命令を行っていきたいと考えている。

(イ) 緊急時作業

- ・ 教育訓練については、緊急時作業する要員をすべて教育している。
- ・ 中国電力は、災害対策基本法により、原子力事業者防災業務計画に基づいた防災訓練を実施している。
- ・ 防災訓練の実施結果を踏まえ、緊急時対策所における本部長の位置を変えるなどPDCAを廻して安全性の向上に努めている。
- ・ 夜間、休祭日には社員が宿直、日直等を行い、電源、水に係る対応ができる体制を整えている。
- ・ 瓦礫等の散乱に対応するため、道路を整備するためのホイールローダーを購入し、運転操作員を養成している。
- ・ 2号機関係の人間、1号機、それから3号機の人間もこの訓練にすべて参加し、発電所員全員で対応しているため、今後、複数のプラントがあっても対応できると考えている。

オ 教育訓練への対応

- ・ 訓練には様々な厳しい想定（夜間、宿直体制で少ない体制など）をし、島根原子力発電所ではプレイヤーにシナリオを開示せず、何が来るかわからない状態でいきなり訓練をさせることで対応能力の向上を図っている。毎年、厳しい過酷な状況を想定した訓練を想定している。
- ・ 発電所で発生する事故として、もしかしたらこういったことが起こるかもしれないということで、次の手、次の手という形の対応を現場に指示していく訓練を実施している。ブラインド訓練という形で、何が原因か、どういう状況になっていくのかわからない中で、その時々で、より良い方法、今できることは何なのかを考えながら訓練をしている。具体例で言うと、外部電源が全部なくなり内部電源にしか頼れない、内部電源がいったん立ち上がるが何かしらの原因で壊れた場合、且つ、可搬設備、発電機車や送水車がなかなか使えないような状況を模擬して訓練を実施している。
- ・ 非常に厳しい想定をプレイヤーに与え、それでも原子炉を止める訓練を実施している。
- ・ 発電所の近傍には、3号機の中央制御室とほぼ同じ構成の制御盤により、原子炉タービン発電機の動きをコンピューターで模擬できるシミュレータを設置し、さまざまなトラブル発生時適切な対応ができるよう、繰り返し訓練を実施している。
- ・ 原子力発電設備の保守に必要な知識や技能の習得を目的とし、技術訓練棟を設置し、分解、点検、機会電気計測関係の各設備の分解、点検、組立、試験などの訓練を計画的に行っている。
- ・ 福島事故の教訓として、あらゆる状況を想定し、常に必要なところに必要な機材を搬入できるようなアクセスルートが確保できるよう対策設備を設けている。
- ・ 発電所には、24時間体制で瓦礫を除去できるような要員を常に確保している。

カ 水素発生の防止と水素爆発防止対策

(ア) 水素処理装置

- ・ 何らかの原因で水素が発生した場合には、触媒式の水素、酸素の処理装置で自動的に水素と酸素が反応して水に代わり、爆発限界に至らないような水素濃度になるよう設計している。
- ・ 水素処理装置の容器の中にはカートリッジ式の触媒が入っており、電源は必要なくて酸素と水素が流れることによって触媒が自動で反応し、水蒸気、水に結合させている。3号機では、解析をした結果28台を設置することで、十分発生する水素量にあわせてコントロールができるということを踏まえ、28台を設置している。
- ・ 水素の処理装置の配置について、水素は上に行けば行くほど溜まってしまいうので、上で処理するよりは上に上がる前に自動的に反応させるため、オペフロの

真ん中あたりに多く置いている。位置は、濃度の分布等を解析しながら決めており、高い位置にすべてなければならないというわけではないと考えている。

(イ) ブローアウトパネル

- ・ 事故により原子炉建物内圧が上がったときに、蒸気を逃がして原子炉建物を守るための設備として、ブローアウトパネルがある。当初はブローアウトパネルを強制的に開操作するための道具をつけたりして改良を加えていたが、原子力災害が起きたときに、原子炉建物に近づく判断、それからこのブローアウトパネルを開ける判断というのが非常に難しく、酸素、水素の触媒式の制御装置が安全に確実に水素濃度を下げられると考えられるため、ブローアウトパネルの機能は維持したまま、触媒式の水素制御装置の方でコントロールしようと考えている。

(ウ) 水素検知器

- ・ 新たに水素検知器を設置している。

キ 使用済み燃料貯蔵プールの水位と冷却の維持

(ア) 水位の確認

- ・ 福島事故では原子炉建物が水素で爆発してしまい、水位がなかなか確認できない状況となったが、爆発しない状況でも冷却水がなくなった場合、高温多湿の環境の中で水位の確認が非常に難しいため、水位計を多様化し、いろいろな機能を有した水位計又は耐震性のあるカメラで水位を確認することを考えている。

(イ) 燃料プールへの注水

- ・ 全交流電源等が喪失するとプールの冷却ができず、福島と同様な事象が考えられるため、燃料プールに直接水を送る配管、専用の配管を別途設け、この配管から大量送水車、筒式の送水ポンプでプールの中に水を入れ冷却を行うことを考えている。
- ・ 通常は冷却熱交換機や燃料プール系の浄化ポンプのラインでプールの熱を冷却している。これらの設備が何らかの原因で冷却機能を喪失した場合でも、大量送水車によって注水することとしている。
- ・ 常設の低圧代替注水ポンプからもプールに注水できるラインをつないでいるため、こちらからでもプールを冷却することが可能となっている。

ク メルトダウンやメルトスルーへの対応

(ア) 溶融燃料（燃料デブリ）への対応

- ・ 原子力災害が発生し、燃料が溶けて燃料デブリとなり圧力容器から溶け出るといったようなことがあった場合でも、今後そのデブリによって格納容器を破損させないように、燃料のデブリを抑えるような設備を今後検討していく。
- ・ 原子炉の底の部分にサンプという廃液を溜めるところがあり、仮に燃料が溶けたときに、溶けた燃料がそういったところに入っていかないようにコリウムシ

ールドという耐熱材でできたものを設置することを検討している。

- ・ コリウムシールドは、高耐熱性の材質の採用により、サンプへの溶融燃料の流入を防ぎ、サンプ底面のコンクリート浸食を抑制し、コンクリート浸食により鋼製ライナに接触することで原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれることを防止するとしている。
- ・ 島根3号機は、既に新規制の許可が出ている柏崎刈羽の6号機7号機と同じ型式いる。柏崎刈羽では既に新規制基準の審査の中でコリウムシールドを付けることで許可が出ており、基本的には、同じような方式のものを考えている。
- ・ 燃料が溶けて高温になったものが受け止められるのか、冷却できるのかについては、日本のみならず、欧米でも研究が重ねられてきており、耐熱性を確認している。ヨーロッパでは、コアキャッチャーと呼ばれるもので、溶けてきた燃料を受け止めて、そこで保持するというような形の対策に使われた実績がある。

ケ 汚染水の防止

- ・ 地下にコンクリートの壁等を設置して、原子炉建物に地下の水が流れ込まないような対応を考えている。また、汚染水が、外に出ていかないように発電所敷地内の排水ルートについてもコンクリートの壁等で閉鎖して海側に出ないように対応を現在も検討している。

(5) 防災対策

現在3号機に係る安全対策が事業者防災業務計画へ反映されていないことから、事業者防災業務計画に係る法令上の取り扱い等について確認した。

- ・ 原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）において、国、地方公共団体、原子力事業者並びに指定公共機関及び指定地方公共機関の役割分担が定められている。
- ・ 原子力事業者の役割として、原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策その他の原子力災害の発生及び拡大を防止し、並びに原子力災害の復旧を図ることが求められており、これらに必要な業務に関し、原子力事業者防災業務計画を作成し、国へ届け出ることが求められている。
- ・ 原子力事業者は原子力事業者防災業務計画を作成し、国へ届け出なければならないが、3号機については法令上、保安規定変更認可申請までに届け出の必要がある。
- ・ 現在、中国電力は3号機に係る原子力事業者防災業務計画の変更について作成しているところであり、保安規定変更認可申請までに、国に届け出の必要があることを確認した。

3 島根原子力発電所におけるトラブル事案への対応

(1) 制御棒駆動機構（CRD）動作不良事案

ア 事案概要

- ・ 建設工事における制御棒駆動機構（CRD）据付調整中に、18体のCRD（全

205 体) に動作不良 (通常の出力変更に使用する電動機駆動において、制御棒が一時的にスムーズに挿入できない事象) が発生した。

平成 22 年 11 月 12 日～ CRD 系統試験開始

平成 22 年 11 月 24 日～12 月 23 日 CRD 動作不良事象発生

イ 動作不良の原因

- ・ 動作不良は、CRD 分解点検、動作不良の再現試験等を行った結果、次の 3 つの要因により、「駆動用ねじの抵抗 (回転抵抗) が増大し、電動機の駆動力を超えたことである」ことを確認した。
 - ① 駆動用ねじへの異物の噛み込み
 - ② CRD 結合部のはめ合い不足
 - ③ ねじ軸ボール走行面の初期表面状態による摩擦抵抗の増大

ウ 再発防止策

- ・ 以下の再発防止策を施した CRD10 体程度を現地に据え付け、駆動試験を実施した結果、動作不良が発生しないことを確認した。
 - ① 工場において分解点検、清掃を実施。ねじ軸等の部品を取替え。異物混入防止のため、原子炉圧力容器内を清掃。
 - ② 結合部の歯の手入れ・仕上げを念入りに実施。
 - ③ 全ての駆動用ねじを往復駆動させ、ボール走行面を滑らかにした上で取付。
- ・ 現在は全て取り外されメーカーの方で保管されており、再据付の場合は改めて点検を行う。

(2) 中央制御室空調換気系ダクト腐食不良事案

ア 事案概要

- ・ 島根原子力発電所 2 号機において、中央制御室空調換気系のダクトの点検を行っていたところ、当該ダクトに腐食孔 (横約 100cm, 縦約 30cm) が生じていることが確認された。

平成 28 年 12 月 8 日に協力会社社員が発見。原子力規制庁へ報告

イ 腐食の原因

- ・ 腐食不良は、外観点検、気流解析等の詳細な分析により、次の要因により、ダクト腐食が発生したことを確認した。
 - ① 水分及び海塩粒子を多く含んだ空気が通っていること。
 - ② ダクトの形状により水分が付着しやすい場所であったこと。
 - ③ 大きな腐食が見られたか所は他のダクトより低い位置にあり水が溜まりやすい場所であったこと。

ウ 再発防止策

- ・ 原子力規制委員会により認められた以下の再発防止対策を実施中である。
 - ① ダクトの外表面及び内面の外観点検の実施頻度を見直す。
 - ② 外気からの水分や海塩粒子の低減するため、外気処理装置を通す。
 - ③ 外気取り入れラインのダクトの仕様を見直す。
 - ④ 湿潤状態が継続しないよう、ダクトの形状を見直す。
- ・ 3号機は、2号機のような湿潤状態が継続する特異的なダクトの形状にはなっていない。また、ダクトの材質についても、亜鉛メッキ鋼板とガリバリウム鋼板を使っており、2号機と同じような腐食には至らない仕様としている。加えて、外観点検の頻度についても3号機に水平展開し、外気取り入れ部分をきちっと頻度を上げて見るようにしている。

(3) 製造業者の製品検査データ改ざん事案（三菱マテリアル）

ア 事案概要

- ・ 平成29年11月、三菱マテリアル(株)が、子会社である三菱電線工業(株)及び三菱伸銅(株)における検査データ改ざんを公表。それを受けて、原子力規制庁は、中国電力に対し、三菱マテリアル(株)の検査データ改ざんのあった材料（ゴムや銅製品）の使用について調査するよう指示を出した。
- ・ 平成30年3月、中国電力は、3号機の制御棒駆動系のスクラム弁に使われている三菱電線工業(株)製のゴム状Oリング1個について、中国電力の要求仕様よりもわずかに硬い仕様のもものが納められた可能性があり、それが1か所使われている恐れがあることから、今後、念のため新品に取替えることを自社ホームページで発表した。

イ 対応及び再発防止策

- ・ 改ざんの事案については、しっかりと調査を行い、不適切なものは発電所では使わないよう十分検討し、問題がないのを確認したうえで使用していく。

(4) 製造業者の製品検査データ改ざん事案（神戸製鋼）

ア 事案概要

- ・ 平成29年10月、(株)神戸製鋼所が一部部品で検査証明書のデータ書き換え等の不適切行為があったことを公表。それを受けて、原子力規制庁は、中国電力に対し(株)神戸製鋼所による不適切行為が行われていた製品が納入又は使用されていないか報告するよう指示を出した。
- ・ 平成29年12月、中国電力は原子力規制庁に対し、島根原子力発電所において不適切行為のあった神戸製鋼所の製品を使用していないことを報告した。

イ 対応及び再発防止策

- ・ 改ざんの事案については、しっかりと調査を行い、不適切なものは発電所では使わないよう十分検討し、問題がないのを確認したうえで使用していく。

島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書
(3号発電用原子炉施設の変更)

項目

【原子炉設置許可変更認可申請書本文】

○発電用原子炉及び付属施設の位置、構造及び設備

- ・発電用原子炉施設の位置
- ・発電用原子炉施設の一般構造
- ・原子炉本体の構造及び設備
- ・核燃料物質の取り扱い施設及び貯蔵施設の構造及び設備
- ・原子炉冷却系統施設の構造及び設備
- ・計測制御系施設の構造及び設備
- ・放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備
- ・放射性管理施設の構造及び設備
- ・原子炉格納施設の構造及び設備
- ・その他発電用原子炉の付属施設の構造及び設備

○発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

○発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

- ・運転時の異常な過渡変化
- ・設計基準事故
- ・重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

○重大事故対策における手順書の概要

○重大事故等対処における操作の成立性

○事故対処するために必要な施設

○申請書添付参考図表 参考図-1

【原子炉設置許可変更認可申請書添付書類】

○変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類 3-1

○変更後における発電原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類 4-1

○変更後における発電用原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書 5-1

○変更に係る発電用原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書 6-1

○変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書 8-目-1

- ・安全設計 8-1-1
- ・発電用原子炉施設の配置 8-2-1
- ・発電用原子炉及び炉心 8-3-1
- ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 8-4-1
- ・原子炉冷却系統施設 8-5-1
- ・計測制御系統施設 8-6-1

- ・放射性廃棄物廃棄施設 8-7-1
- ・放射線管理施設 8-8-1
- ・原子炉格納施設 8-9-1
- ・その他発電用原子炉の付属施設 8-10-1
- ・運転保守 8-11-1

○変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書 9-目-1

- ・放射線防護に関する基本方針 9-1-1
- ・発電所の放射線管理 9-2-1

○変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書 10-目-1

- ・安全評価に関する基本方針 10-1-1
- ・運転時の異常な過渡変化の解析 10-2-1
- ・設計基準事故解析 10-3-1
- ・重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力 10-5-1
- ・重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 10-6-1
- ・重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価 10-7-1

「10-5. 重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補

- 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 1.1-1
- 原子炉の冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.2-1
- 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.3-1
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.4-1
- 採集ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等 1.5-1
- 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.6-1
- 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等 1.7-1
- 原子炉格納容器株の熔融炉心を冷却するための 1.8-1
- 水蒸気爆発による原子炉格納容器の破損防止するための手続き等 1.9-1
- 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 1.10-1
- 使用済み燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.11-1
- 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 1.12-1
- 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 1.13-1
- 電源の確保に関する手順等 1.14-1
- 事故時の計装に関する手順等 1.15-1
- 原子炉制御室の居住性等に関する手順等 1.16-1
- 監視測定等に関する手順等 1.17-1
- 緊急時対策所の居住性等に関する手順等 1.18-1
- 通信連絡に関する手順等 1.19-1

「10-6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補

I. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

- 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重大事故シーケンスの選定について

- 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について
- 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について
- 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて
 - ・有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について 別紙1-1
 - ・外部事象特有の事故シーケンスについて 別紙2-1
 - ・重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果 別紙3-1
 - ・水素燃焼及び格納容器直接接触（シェルアタック）を格納容器は損モードの評価対象から除外する理由について 別紙4-1
 - ・格納容器隔離失敗の分岐確率の妥当性と隔離失敗事象への対応について 別紙5-1
 - ・原子炉圧力容器内における水蒸気爆発を格納容器は損モードの評価対象から除外する理由について 別紙6-1
 - ・島根原子力発電所3号炉 確率論的リスク評価（PRA）について 別添
 - レベル1 PRA 1. 1. 1-1
 - 停止時 PRA 1. 1. 2-1
 - 外部事象 PRA 1. 2. 1-1
 - 津波 PRA 1. 2. 2-1
 - レベル1. 5 PRA 2. 1. 1-1

II. 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

III. 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて

- はじめに
- 有効性評価における物理現象の抽出
- 抽出された物理現象の確認
- 適用候補とするコードについて
- 有効性評価に適用するコードの選定
- 第1部 SAFER 1-1
- 第2部 CHASTE 2-1
- 第3部 REDY 3-1
- 第4部 SCAT 4-1
- 第5部 MAAP 5-1
 - ・新知見への対応について 5-別1-1
 - ・実験知見を踏まえた MAAP コードの有効性評価への適応性について 5-別2-1
 - ・高圧用溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について 添付5-1-1
 - ・溶融炉心と冷却材の相互作用について 添付5-2-1
 - ・溶融炉心とコンクリートの相互作用について 添付5-3-1
- 第6部 APEX 6-1

.