

島根原子力発電所 2 号機
後段規制（設計及び工事の計画認可と
保安規定変更認可）の審査に関する
取りまとめ（案）

2024年9月

鳥取県原子力安全顧問会議

鳥取県原子力安全顧問

(分野内は五十音順、所属・役職は2024年9月現在)

分野	専門分野	顧問名	所属・役職
環境 モニタリング	放射線計測・防護	うらべ 占部 いつまさ 逸正	福山大学名誉教授
	環境放射能	えんどう 遠藤 まるとる 暁	広島大学教授
	放射能環境変動	ふじかわ 藤川 ようこ 陽子	京都大学複合原子力科学研究所 教授
放射線 影響評価	放射線治療	よしだ 吉田 たかふみ 賢史	鳥取大学医学部附属病院 教授
	線量評価 (内部被ばく)	かい 甲斐 みちあき 倫明	日本文理大学教授
	緊急被ばく医療	かみや 神谷 けんじ 研二	広島大学名誉教授 放射線影響研究所 理事長
	救急医療・ 被ばく医療	とみなが 富永 たかこ 隆子	量子科学技術研究開発機構 被ばく医療グループリーダー
原子炉工学	原子力工学	かたおか 片岡 いさお 勲	大阪大学名誉教授 原子力安全システム研究所 所長
	原子炉物理	きただ 北田 たかのり 孝典	大阪大学教授
	原子力工学	むた 牟田 ひとし 仁	東京都市大学教授
	熱加工力学 材料力学	もちづき 望月 まさひと 正人	大阪大学教授
	原子力工学	よしはし 吉橋 さちこ 幸子	名古屋大学教授
放射性廃棄物	核燃料サイクル	ささき 佐々木 たかゆき 隆之	京都大学教授
地震関係	強震動・震源断層	かがわ 香川 たかお 敬生	鳥取大学教授
	地震活動 震源メカニズム	にしだ 西田 りょうへい 良平	鳥取大学名誉教授
	地震工学 地盤構造	のぐち 野口 たつや 竜也	鳥取大学准教授
地下水・地盤	地盤工学	こうの 河野 まさのり 勝宣	鳥取大学准教授
原子力防災	都市・地域防災学	うめもと 梅本 みちたか 道孝	筑波大学准教授

目次

1	はじめに	1
2	本資料の目的	2
3	島根原子力発電所2号機	3
4	新規制基準の概要	4
	(1) 福島第一原子力発電所事故の教訓（従来規制の問題点）と新たな規制要求	4
	(2) 新規制基準が求める原子力発電所	5
	(3) 深層防護と新規制基準の関係	6
5	新規制基準の審査対象となる許認可	7
	(1) 原子炉設置変更許可	7
	(2) 設計及び工事の計画の認可	9
	(3) 保安規定変更認可	11
6	審査の確認	13
	(1) 顧問会議等の開催	13
	(2) 顧問による視察	14
	(3) 確認結果（次章）の構成	16
7	確認結果（耐震設計、耐津波設計、電源対策、重大事故対策等）	18
	(1) 地震の想定（基準地震動）と耐震設計	18
	(2) 津波の想定（基準津波）と耐津波設計	29
	(3) 火山の想定と対策	37
	(4) 竜巻の想定と対策	41
	(5) 火災の想定と対策	42
	(6) 溢水の想定と対策	47
	(7) 電源の信頼性強化	49
	(8) 重大事故対策（炉心損傷防止対策）	52
	(9) 重大事故対策（格納容器破損防止対策）	55
	(10) 重大事故等対処設備	58
	(11) 汚染水対策	75
	(12) 原子力安全文化の育成及び維持活動体制の見直し	78
8	能登半島地震を踏まえた島根2号機の安全対策の確認	83
	(1) 能登半島地震による志賀原子力発電所への影響	83
	(2) 能登半島地震を踏まえた国及び中国電力へ申入れとその回答	83
	(3) 申入れへの回答に対する原子力安全顧問の意見	89
	(4) 南海トラフ地震による影響に対する原子力安全顧問の意見	90
9	まとめ	91
	(1) 新規制基準の審査	91
	(2) 能登半島地震を踏まえた安全対策について	92
	(3) 総括	92

1 はじめに

中国電力株式会社（以下「中国電力」という。）は、2013年7月8日に施行された新規規制基準への適合に向けた安全対策等を取りまとめ、2013年12月25日に原子力規制委員会に島根原子力発電所2号機（以下「島根2号機」という。）の原子炉設置変更許可、工事計画認可、保安規定変更認可の申請を行った。原子炉設置変更許可は、原子力規制委員会による約7年9か月の審査（184回の審査会合と6回の現地調査）を経て、2021年9月15日に許可がなされた。工事計画（2020年4月1日の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）改正により名称が「設計及び工事の計画」に変更）は、原子炉設置変更許可後に本格的に審査され、9回の補正書提出、495回のヒアリング、9回の審査会合を経て、2023年8月30日に認可された。保安規定変更は、新規規制基準対応としては4回の補正書提出（新規規制基準への対応外の補正を含めると11回）、33回のヒアリング、5回の審査会合を経て、2024年5月30日に認可された。

鳥取県は、島根原子力発電所に係る鳥取県民の安全確保等に関する協定（以下「安全協定」という。）第6条に基づき、中国電力から2013年11月21日に受けた島根2号機の新規制基準適合性審査の申請に係る事前報告に対して、2013年12月17日に意見を留保し、2021年9月15日の原子炉設置変更許可後に、住民、県議会、鳥取県原子力安全顧問（以下「顧問」という。）、米子市及び境港市の意見を改めて聞き、2022年3月25日に7つの条件を付して、新規規制基準に係る安全対策について安全を第一義として了解することを中国電力に回答した。この回答をもって安全協定に基づく手続きは完了したが、これは島根2号機の再稼働への同意ではなく、今後の許認可等の法令上の手続きを進めることを容認したものであり、回答に付した条件に基づき、今後の手続きの各段階において、中国電力から説明を聞き、専門家の知見や米子市及び境港市等の意見を踏まえて、中国電力に対して改めて意見を述べていくこととした。これは、原子力発電所の安全対策という重要な事案に対して特に慎重な対応を行うものである。

本資料は、2023年8月30日に設計及び工事の計画が認可され、2024年5月30日に保安規定変更が認可されたことから、鳥取県が意見を述べるにあたっての参考とする専門家意見を聴取するために、これら審査内容についての専門的・技術的な観点からの確認結果を顧問が取りまとめたものである。

2 本資料の目的

顧問が専門的・技術的な観点から、原子力規制委員会による島根2号機の設計及び工事の計画認可と保安規定変更認可（以下「後段規制」という。）の審査が適切に行われていることを確認した。本資料は、原子力規制委員会による島根2号機の後段規制の審査内容を鳥取県が整理し、顧問によって原子力規制委員会の審査が適切であることを確認するとともにその内容を県民に説明するために作成したものである。

原子炉設置変更許可の審査で、自然災害や重大事故による炉心損傷や格納容器破損を防止するために様々な安全対策を整備する方針が示され、その設備の詳細（ハード面）が設計及び工事の計画認可の審査で確認され、設備の運用（ソフト面）が保安規定変更の審査に反映されている。本資料では地震、津波、自然現象（火山、竜巻等）、人為事象（火災、溢水等）、電源喪失及び重大事故への対策（注水等）に関する原子力規制委員会による審査内容及び顧問による確認結果を各項目で取りまとめた。

3 島根原子力発電所 2号機

島根 2号機は、島根半島中央部の松江市鹿島町片匂にあり、電気出力 8 2 万 kW の沸騰水型原子炉（BWR）である。1 9 8 9 年 2 月 1 0 日に営業運転を開始し、現在は、第 1 7 回定期事業者検査中である。

原子力発電所では、ウランの核分裂等で発生した熱によって冷却水を水蒸気とし、タービン（発電機）を回して電気を作る。作られた電気は主変圧器により昇圧され、一部を所内電源として利用する以外は、送電線を経て各地へ送電される。なお、原子炉停止中の現在は送電線を通じて外部から受電している。

タービンを回した後の蒸気は、復水器で海水との熱交換によって冷却されて水に戻り、給水ポンプで再び原子炉圧力容器へ送られる。原子炉へ戻された冷却水は、再循環ポンプによって燃料棒の下から強制的に循環され、再び核分裂で発生した熱によって水蒸気となる。

島根 2号機に係る諸元は表 1 に示すとおりである。

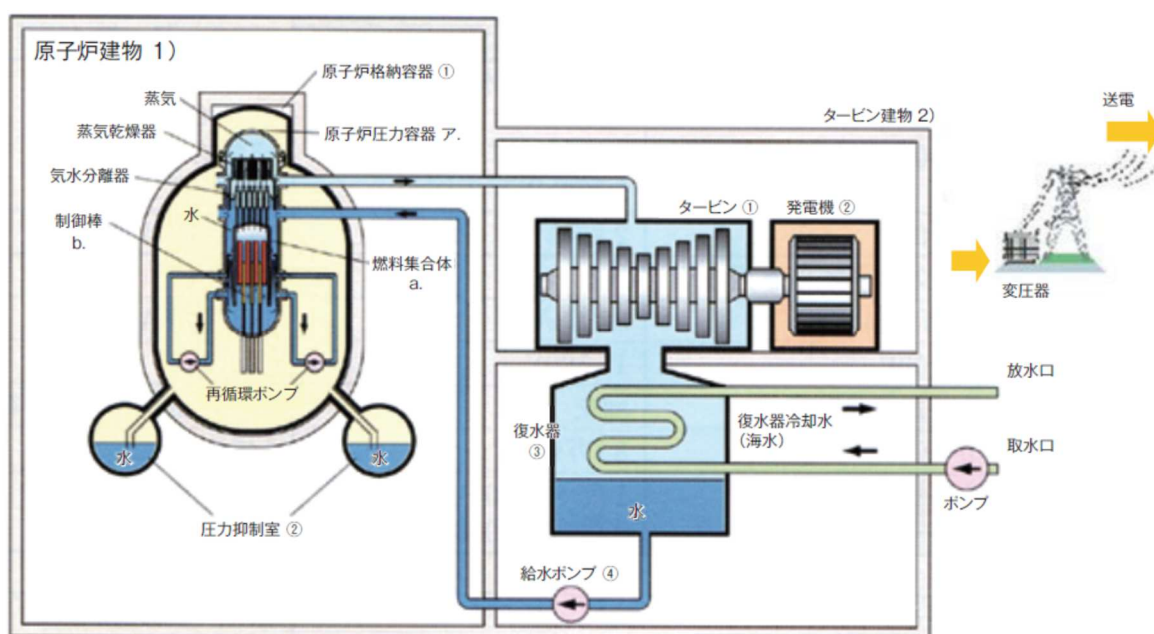


図 1 沸騰水型原子炉（BWR）の設備と構造

表 1 島根 2号機の諸元

電気出力	8 2 万 kW
温度	約 2 8 6 °C
圧力	約 6 . 9 3 MP a
ウラン濃縮度	3 . 7 w t %
燃料集合体	5 6 0 体
制御棒	1 3 7 本
冷却水量	約 6 0 m ³ / 秒

4 新規制基準の概要

福島第一原子力発電所事故の教訓や国内外からの指摘を踏まえて策定された新規制基準は、原子力施設の設置や運転等の可否を判断するためのものであり、以前の基準の問題点が解消されている。また、原子力の安全確保における重要な基本原則である深層防護の考えを取り入れ、目的達成に有効な複数の対策（多層な対策）を用意するよう求めており、第4層までが規制対象となっている。

(1) 福島第一原子力発電所事故の教訓（従来規制の問題点）と新たな規制要求

ア 問題点

- 地震や津波等の大規模な自然災害への対策が不十分であった。
- シビアアクシデント対策が規制の対象外であった。
- 既設の原発に対して、最新知見に基づく新しい規制要求を適用する仕組みがなかった。

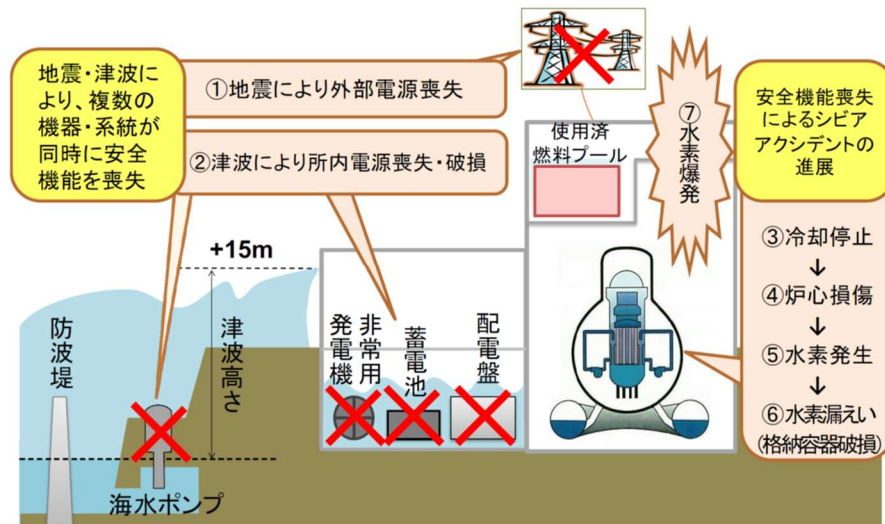


図2 福島第一原子力発電所事故

イ 強化・追加された規制要求

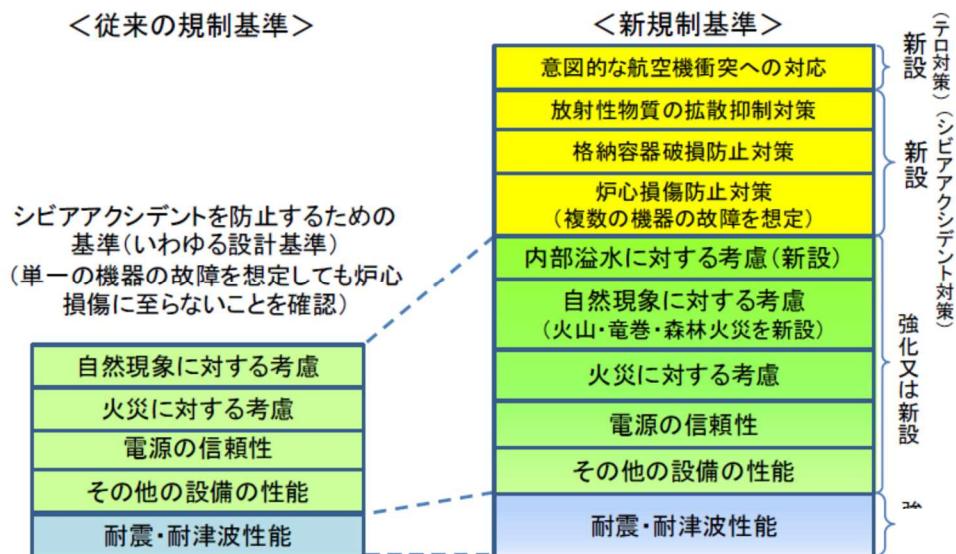


図3 規制基準の新旧比較

- 地震、津波、火山等の自然災害への対策強化
- 電源の信頼性強化
- シビアアクシデント対策の義務化（追加）
- テロ対策の追加
- バックフィット制度の適用 等

ウ 新規制基準の特徴（バックフィット制度）

新規制基準の1つの特徴としてバックフィット制度の適用がある。すでに許可を得て運転している原子力発電所に対して、最新の知見を取り入れた規制要求への適合を義務づけるものであり、最新の規制要求を満たさない場合には運転停止を命じることができる制度である。

現在（2024年9月）までに適用された実用炉におけるバックフィットは、表2に示すとおりである。島根2号機においては、⑬を除いて新規制基準適合性審査の中で一緒に審査され、⑬は別途、中国電力が2021年9月21日に基準地震動の変更が不要である旨の説明文書を提出し、2021年12月8日の原子力規制委員会で変更不要とする評価が確定している。現時点（2024年9月）で島根2号機にバックフィット案件として残されているものはない。

表2 バックフィット事例

項目	施行
① 電源系統の一相開放対策	2014年 7月 9日
② 有毒ガス防護対策	2017年 5月 1日
③ 高エネルギーアーク損傷（HEAF）対策	2017年 8月 8日
④ 地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能維持に係る措置	2017年 9月11日
⑤ 地震時又は地震後に機能保持が要求される動的機器の明確化	2017年11月15日
⑥ 中央制御室の居住性を確保するための対策	2017年12月14日
⑦ 残留熱代替除去系の設置	
⑧ 降下火砕物（火山灰）対策	2018年2月20日
⑨ 内部溢水による管理区域外への漏えいの防止	
⑩ 火災感知器の設置要件の明確化に係る対応	2019年2月13日
⑪ 大山噴火の噴出規模見直し（降下火砕物の層厚評価見直し）	2019年6月19日
⑫ 津波警報が発表されない津波への対応	2019年7月31日
⑬ 震源を特定せず策定する地震動に係る標準応答スペクトルの適用	2021年4月21日
⑭ 水素爆発防止対策	2023年2月22日

（2）新規制基準が求める原子力発電所

- 福島第一原子力発電所事故と同じ原因では重大事故に至らない。
- 共通要因故障による事故で重大事故に至らない。
- 基本的に避難しなければならないような事態に至らない。

(3) 深層防護と新規制基準の関係

原子力発電所は、原子炉の運転を「止める」、原子炉を「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」ための安全対策が講じられており、その安全確保の考え方は「深層防護」を基本としている。「深層防護」とは、何重にも安全対策が講じることであり、前層の対策が機能しないことを前提として対策を組み立てる。

福島第一原子力発電所事故以前は、重大事故の発生防止を目標とした第3層までを規制対象としていたが、新規制基準は第4層（重大事故（シビアアクシデント）の進展を防止する）を規制に取り入れるなど、従来の規制から大幅に強化されている。その結果、新規制基準に合格した原子力発電所は、万が一事故が発生したとしても、放射性物質の放出量は最小限に抑えられ、環境に及ぼす影響は小さいと考えられる。

なお、第5層は、災害対策基本法や原子力災害対策特別措置法によって担保され、その実務は内閣府や自治体が担うが、避難計画は原子力規制委員会が策定した原子力災害対策指針に基づいて作成され、国による計画の具体化・充実化、支援が行われるとともに、原子力防災会議において原子力災害対策指針等に照らして具体的かつ合理的なものであると了承されることが必要である。

表3 深層防護と新規制基準の関係

レベル	目的	手段		規制対象
第1層	異常を生じさせない対策	発電所内	保守的設計 運転における高い品質	従来の基準で要求していた範囲 (この部分も強化)
第2層	異常がおきても事故に進展させない対策		異常を検知する監視機器と制御機器の設置	
第3層	事故が起きても重大事故に至らせない対策		事故に応じた設備と対応手順書の整備	
第4層	設計上の想定を超える重大事故が起きても炉心損傷を防止する対策		重大事故対策 (シビアアクシデント対策)	
第5層	放射性物質の放出による外部への影響を緩和するための対策	発電所外	避難計画の策定、充実	(内閣府の所管) (自治体の所管)

5 新規制基準の審査対象となる許認可

新規制基準は、設計から運転に至る過程を段階的に区分し、基本設計に該当する原子炉設置変更許可、詳細設計に該当する設計及び工事の計画認可、発電所の運用面を規定する保安規定変更認可の3種類の許認可の規制手続を要求している。

原子炉設置変更許可は、異常な過渡変化や事故への進展の防止、想定を超える事態による重大事故（炉心損傷や格納容器破損）の防止に関するそれぞれの対策（安全設備とその運用方法）の有効性を評価するものであり、その審査は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」に適合しているかどうかを審査する。

一方、設計及び工事の計画認可は、安全の確保に必要な設備の技術的要件を確認するものであり、その審査は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」に適合しているかどうかを審査するものである。原子炉設置変更許可と設計及び工事の計画認可は基本設計と詳細設計と解されるが、異なる規則に基づいて審査されるため、設置許可基準規則と技術基準規則が同じ要求である場合を除いて、両者の審査に直接のつながりはない。

また、原子炉設置変更許可はハードウェアだけでなくソフト（ハードウェアの運用）を含む審査であるのに対し、設計及び工事の計画認可は設備（ハードウェア）のみの審査である。降灰時の対応や有毒ガス対策、新たに追加した設備の運転上の制限（LCO）やLCOを満足しない場合に要求される措置（AOT）等、新規制基準に係るハードウェアの運用（ソフト）については保安規定での審査となる。

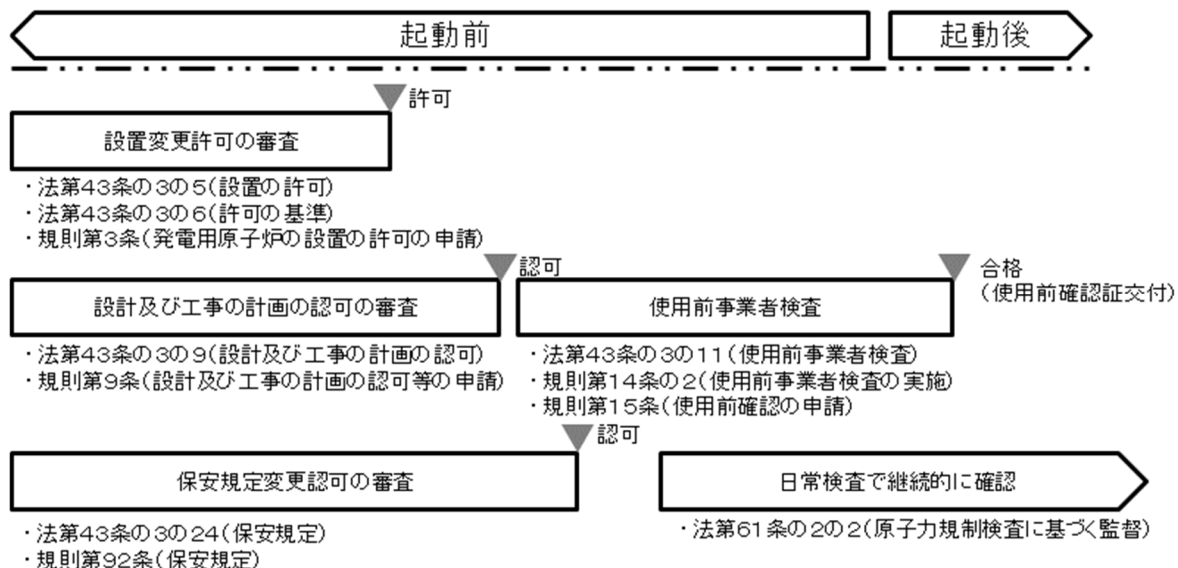


図4 新規制基準適合性に係る審査・検査の関係法令

※「法」は原子炉等規制法、「規則」は実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則を表す。

(1) 原子炉設置変更許可

原子炉の位置、構造及び設備の基本方針を確認するために原子炉設置変更許可を申請し、原子炉の基本設計に関する審査を受けることとなる。審査においては、設置許可基準規則に適合しているかどうかを審査する。原子炉設置変更許可の審査における確認のポイントは以下の2つである。

- ア 発電所の安全性に影響を与えるおそれのある自然現象や人為事象を想定する。
- ・地震、津波、火山、竜巻等の自然現象や火災等の人為事象が、十分に大きな（過酷な）想定となっているか。
- イ 想定した事象によって事故が引き起こされても、発電所の安全性に影響しないこと（炉心損傷や格納容器破損を防止できること）や外部への著しい放射性物質の放出がないことを確認する。
- ・想定した自然現象や人為事象を起因とする事故が最も過酷な事故想定になっているか。
 - ・想定した事象による事故の想定に対して、各設備が十分に耐える設計になっているか。
 - ・安全対策（非常用設備や代替設備等の事故対策設備）は十分に用意されているか。
 - ・事故収束作業に無理はなく、実現性があるか。

島根2号機では2013年12月25日に申請し、約7年9か月の審査（184回の審査会合、6回の現地調査、4回の補正書提出）により、想定すべき自然現象や人為事象、安全対策が表4のとおり変更され、2021年9月15日に原子炉設置変更許可を受けた。

表4 主な審査結果（想定する自然現象や人為事象、安全対策）と申請時の比較

項目	申請時	審査結果
宍道断層の評価長さ	約22 km	約39 km
基準地震動	600ガル	820ガル
基準津波	9.5 m	11.6 m
3号北側防波壁の基礎 (ケーソン)	既設	耐震補強
防波壁西端部の地山	地すべり地形ではない	地すべりの可能性が否定できないため、岩盤まで土を撤去
噴火による降灰層厚	2 cm (鬱陵島の噴火)	56 cm (三瓶山の噴火)
竜巻による風速	69 m/s	92 m/s
電源喪失時の代替電源	ガスタービン発電機車	ガスタービン発電機 (常設型)
放射性廃棄物処理用固化材	プラスチック (可燃性)	セメント (不燃性)
格納容器の過圧破損防止設備	1つ: フィルタベント	2つ: フィルタベント 残留熱代替除去系
フィルタベント	1段構成: スクラバ容器	2段構成: スクラバ容器 銀ゼオライト容器
緊急時対策所	免震重要棟	耐震構造の緊急時対策所
熔融炉心対策	格納容器下部に水を貯める	格納容器下部に水を貯める コリウムシールド (耐熱材) 設置

(2) 設計及び工事の計画の認可

原子炉における機器の製作、据付などの本格的な建設工事を適切に行うために設計及び工事の計画を申請し、原子炉の詳細設計や品質管理の方法等の審査を受けることとなる。工事に着手する前に設計及び工事の計画認可が必要である。設計及び工事の計画の認可の審査では、原子炉設置変更許可の審査で炉心損傷や格納容器破損を防止するために整備すると説明した様々な安全設備の詳細を確認するものであり、技術基準規則に適合しているかどうかを審査する。

ア 審査の経緯

島根2号機における設計及び工事の計画の認可の審査の経緯を表5に示す。設計及び工事の計画の認可申請は原子炉設置変更許可と同じ2013年12月25日であるが、審査が開始されたのは2021年9月15日の原子炉設置変更許可直前の2021年7月28日である。審査は主に非公開のヒアリングで行われ、公開の審査会合では中国電力が主要な論点として提示した27個の論点に関する議論が行われた。非公開のヒアリングが495回、公開の審査会合が9回行われたが、審査で変更されたところはなく、9回の補正書提出を経て、2023年8月30日に認可された。実質の審査期間は約2年1か月である。

1回目から7回目の補正書は原子炉設置変更許可の審査結果を反映するものであり、8回目及び9回目の補正書は設計及び工事の計画の認可の審査内容を反映させるものであり、記載の適正化である。

表5 設計及び工事の計画の認可の審査に係る経緯

年	月日	主な動き
2013年	12月25日	原子炉設置変更許可申請 工事計画認可申請 保安規定変更認可申請
}		(原子炉設置変更許可の審査)
2021年	9月15日	原子炉設置変更許可(審査合格)
	10月1日	1回目の補正書提出
	12月7日	審査会合(1回目)
	12月22日	2回目の補正書提出
2022年	3月28日	3回目の補正書提出
	3月29日	審査会合(2回目)
	5月25日	4回目の補正書提出
	6月14日	審査会合(3回目)
	7月28日	5回目の補正書提出
	9月1日	審査会合(4回目)
	10月31日	6回目の補正書提出
	12月1日	審査会合(5回目)
2023年	12月23日	7回目の補正書提出
	2月7日	審査会合(6回目)
	3月2日	審査会合(7回目)

年	月日	主な動き
2023年	3月30日	審査会合（8回目）
	4月20日	審査会合（9回目）
	6月22日	8回目の補正書提出
	7月21日	9回目の補正書提出
	8月30日	設計及び工事の計画認可

イ 審査におけるポイント

設計及び工事の計画の認可の審査における確認のポイントは以下の（ア）から（ウ）の3つである。

（ア）原子炉設置変更許可の審査で、設計及び工事の計画の認可の審査で議論すると申し送りをした項目や他プラントの審査で議論となった事項について、原子力規制委員会の了承を得るもの

- ・地震応答解析における入力地震動の評価
- ・地震応答解析モデルにおける建物基礎底面の付着力の設定
- ・地震動に関する解析モデルの変更
- ・基準地震動に対する各設備（防波壁、サプレッション・チェンバ、主蒸気配管、取水槽ガントリクレーン、取水槽、復水器、抑止杭を打ち込んだ斜面等）の健全性の確認
- ・設計上の地下水位の設定
- ・防波壁に設置する漂流物対策工の詳細
- ・ブローアウト閉止装置の詳細

（イ）バックフィット案件や原子炉設置変更許可の審査時から設計変更をしたところについて、原子力規制委員会の了承を得るもの

- ・高エネルギーアーク火災への対策（バックフィット）
- ・火災感知器の配置（バックフィット）
- ・ドライウェル水位計の設置高さ変更
- ・格納容器酸素濃度計及び水素濃度計の測定範囲変更
- ・第4保管エリアの形状変更
- ・放射性物質吸着材の設置場所変更
- ・除じん系ポンプの設置場所変更

（ウ）原子炉設置変更許可の審査において、具体的数値をもって既に審査された項目であり、改めて説明をして原子力規制委員会の了承を得るもの

- ・火山対策（降下火砕物対策）
- ・竜巻対策
- ・外部火災対策
- ・溢水対策
- ・常用電源（外部電源）の信頼性向上
- ・上記の（ア）及び（イ）で議論する設備を除く重大事故等対処施設（フィルタベントや水素結合装置、残留熱代替除去系、緊急時対策所等）

(3) 保安規定変更認可

原子炉の運転におけるソフト面での機能・性能の健全性を確認するために保安規定変更の認可を申請し、原子炉の運転管理体制などの審査を受けることとなる。審査においては、実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準（以下「保安規定審査基準」という。）に適合しているかどうかを審査する。

ア 審査の経緯

島根2号機の保安規定変更認可申請は、原子炉設置変更許可や設計及び工事の計画の認可と同じ2013年12月25日であり、その後、新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可の内容を反映させる補正が2023年1月31日に行われ、審査が始まった。その後、フィルタベントを原子炉建物等の水素爆発防止対策として位置付ける補正、審査を踏まえた組織見直しの補正、2024年5月17日に認可された廃止措置計画変更を反映（放射性液体廃棄物の基準値見直し）する補正を行い、33回のヒアリング、5回の審査会合を経て、2024年5月30日に認可された。

※ 保安規定変更認可申請の補正としては、2014年2月13日から2017年12月25日にかけて、新規制基準への対応外の補正を7回行っており、補正の合計回数は11回となる。

表6 保安規定変更認可の審査に係る経緯

年	月日	主な動き
2013年	12月25日	原子炉設置変更許可申請 工事計画認可申請 保安規定変更認可申請
}		(原子炉設置変更許可の審査)
}		(7回の補正：新規制基準への対応外)
2021年	9月15日	原子炉設置変更許可（審査合格）
2023年	1月31日	8回目の補正書提出（新規制基準対応としては1回目の補正） （原子炉設置変更許可の反映）
	3月28日	審査会合（1回目）
	12月7日	審査会合（2回目）
2024年	12月21日	9回目の補正書提出（新規制基準対応としては2回目の補正） （原子炉建物等の水素爆発防止対策としてのフィルタベントの位置づけ）
	2月22日	審査会合（3回目）
	3月28日	審査会合（4回目）
	4月18日	審査会合（5回目）
	4月25日	10回目の補正書提出（新規制基準対応としては3回目の補正） （審査を踏まえた組織見直し）
	5月23日	11回目の補正書提出（新規制基準対応としては4回目の補正） （5月17日に認可された廃止措置計画変更の反映）
	5月30日	保安規定変更認可

イ 審査におけるポイント

保安規定変更の内容は以下の（ア）から（ウ）の3つであり、保安規定審査基準に合致するかどうかについて審査された。なお、（ア）及び（イ）は先行審査プラントでBWRである女川や柏崎刈羽とほぼ共通であり、（ウ）は中国電力オリジナルの変更である。

（ア）新規制基準の施行に伴う変更

a 新規制基準で追加されたSA設備について、以下の設定を追加

- 運転上の制限（LCO）の設定
- LCOを満足していることの確認方法（サーベイランス）
- LCOを満足していない場合に要求される措置（AOT）

※ 運転上の制限（LCO）とは、安全機能を確保するために必要と定めている各設備の台数や状態のことである。これを逸脱した場合（故障等により必要な台数を満たさない場合）には最終的には原子炉を停止することが必要となる場合がある

b 原子炉設置変更許可の審査で変更した設備の運用方法の反映

（イ）火災、溢水、火山影響、その他自然災害、有毒ガス、重大事故、大規模損壊等の発生時の体制に係る記載の追加

- 体制整備のための計画策定
- 要員の確保（教育訓練と配置）
- 資機材整備
- 活動を行うための手順の整備
- 定期的な評価と評価結果に基づく改善

※ 火災、溢水、地震等の自然災害、重大事故、大規模損壊に係る記載は新規制基準で当初（2013年7月）から要求されていた事項であり、火山影響については2017年12月14日、有毒ガスについては2017年5月1日に追加された要求である。

（ウ）原子力安全文化の育成及び維持活動体制の見直し

中国電力では、これまでに点検不備問題（2010年1月）、低レベル放射性廃棄物のモルタル充填に用いる流量計の校正記録改ざん問題（2015年6月）、サイトバンカ未巡視問題（2020年2月）等が起こっており、さらに原子力規制庁から受領した特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド（以下「特重非公開ガイド」という。）を誤廃棄し、そのことを約6年間も原子力規制庁に報告をしていなかったことが2021年6月に判明した。当時の更田委員長から、中国電力がこの問題を安全文化の劣化の兆候と捉えて、その改善に向けた体制や仕組みを保安規定の中で具体化し、安全文化が改善されているかどうかについて、原子力規制庁が保安規定変更の審査において審査するという企図の発言があった。

その指摘を踏まえて中国電力は、特重非公開ガイドの誤廃棄とその報告遅れを原子力安全文化の劣化の兆候と捉えて、その対策を保安規定に盛り込み、併せて、原子力安全文化の育成及び維持活動に係る活動方針の策定は電源事業本部の内部で、協力会社を含めた組織や社員における原子力安全文化の監視・評価は電源事業本部の外部で行うように組織を見直している。


6 審査の確認


顧問は、島根2号機の後段規制の審査について原子力安全顧問会議、原子力安全顧問ワーキンググループ、原子力安全顧問ヒアリング及び島根2号機の現地視察を通じて各々の専門分野から各項目の審査内容を確認し、原子力規制委員会による審査が適正に行われていることを確認した。

(1) 顧問会議等の開催

島根2号機の原子炉設置変更許可の審査を取りまとめた2021年11月以降、設計及び工事の計画や保安規定に係る内容で開催した顧問会議等は表7のとおりである。

表7 顧問による確認

日付・会議	内容
2022年10月11日 令和4年度第2回 原子力安全顧問ワーキンググループ※	中国電力から、設計及び工事の計画の認可の審査に関する以下の項目について説明を受け、確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・耐震対策 ・津波対策（防波壁） ・水素爆発防止対策 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・保管・アクセスルート ・高エネルギーアーク火災（HEAF）対策
2023年5月23日 令和5年度第1回 原子力安全顧問ワーキンググループ	中国電力から、設計及び工事の計画の認可の審査に関する以下の項目について説明を受け、確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・耐震対策 ・津波対策（防波壁、津波漂流物対策） ・火災感知器の配置 ・ゼオライトの設置場所 ・土石流影響評価 ・可搬型設備の保管場所 ・溶融炉心対策（注水）
2023年8月18日 令和5年度第2回原子力安全顧問会議	中国電力から、設計及び工事の計画の認可の審査全体に関する状況について説明を受け、確認した。  <p>(顧問会議：WEBで開催)</p>

<p>2024年2月13日 原子力安全顧問ヒアリング</p>	<p>能登半島地震で想定外の断層が連動したとの指摘を踏まえ、宍道断層と鳥取沖断層の連動に係る詳細調査について改めて中国電力から聞き取り、連動しないとする評価結果の妥当性を確認した。</p>
<p>2024年7月8日 令和6年度第1回原子力安全顧問会議</p>	<p>原子力規制庁及び中国電力から、後段規制の審査内容全般に関する説明を受け、確認した。</p>  <p>(顧問会議：WEBと対面で開催)</p>

※ 原子力安全顧問ワーキンググループ：確認を効率的に進めるため、各顧問が自身の研究と関連の深い分野に分かれて、審査の確認を行った。

(2) 顧問による視察

島根2号機の原子炉設置変更許可の審査を取りまとめる前の2021年10月以来、約3年ぶりに顧問が現地を視察した。新規制基準対応として重要な設備、能登半島地震で注目された設備等を中心に視察した。

ア 日時、視察者

<p>2024年8月24日(土) 13時～17時</p>	<p>占部顧問、遠藤顧問、藤川顧問、神谷顧問、香川顧問、北田顧問、望月顧問、佐々木顧問</p>
<p>2024年9月5日(木) 13時～17時</p>	<p>牟田顧問、梅本顧問、富永顧問、吉橋顧問</p>

イ 視察場所

新規制基準対応として重要な設備や能登半島地震で注目された以下の設備を視察した。

- 耐震補強（三軸粘性ダンパ等）
- 津波対策（防波壁）
- 津波漂流物対策
- 電源設備（ガスタービン発電機（非常用電源）、耐震の緊急用開閉所（外部電源））
- 注水設備（低圧代替注水、送水車（可搬設備））
- フィルタベント
- 火災防護、溢水対策
- 地下水水位低下設備

ウ 視察結果

視察結果については、次章の以下の各項目に記載している。

- 地震の想定（基準地震動）と耐震設計
- 津波の想定（基準津波）と耐津波設計
- 火山の想定と対策
- 火災の想定と対策
- 溢水の想定と対策
- 電源の信頼性強化
- 重大事故対処設備（格納容器フィルタベント系、低圧代替注水、大量送水車）
- 汚染水対策

エ 視察後の顧問コメント

- 再稼働に向けて相当な準備が行われていることを確認した。
- ハードの整備が進んだことは確認できた。
- 多様な設備が整備されたことは確認できた。
- 新規規制基準への適合により、耐震性が向上され、原子炉を冷やすシステムや火災防護に関する設備が充実し、ハード面においてはかなり進んでいるような印象を受けた。
- 2号機の安全対策の状況について、着実に対応がなされていることを確認した。
- この度の能登半島の地震が能登半島を隆起させたように、過去に島根半島を隆起させた動きもあるので、単なる横ずれだけではなく、逆断層成分を持った場合の検討があってもよいと思った。

オ 視察の様子



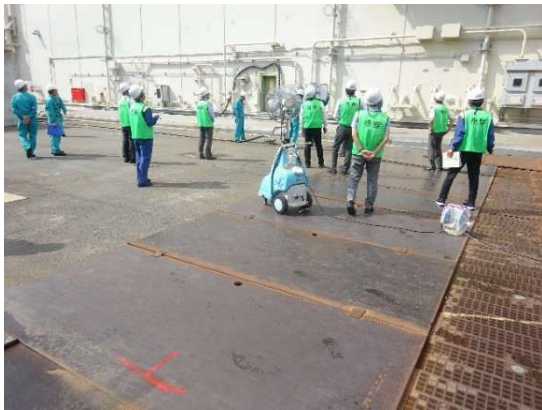
(質疑応答)



(火災防護のラッピング)



(三軸粘性ダンパ)



(フィルタベント)



(低圧注水接続口)

(3) 確認結果（次章）の構成

次章に記載する「確認結果（耐震設計、耐津波設計、電源対策、重大事故対策等）」の各項目については、2021年11月に鳥取県が原子炉設置変更許可の審査を取りまとめた『島根原子力発電所2号炉新規規制基準への適合性に関する取りまとめ概要』で挙げた11項目を踏襲し、保安規定変更認可の審査で議論となった「原子力安全文化の育成及び維持活動体制の見直し」を加えて、以下の12項目とした。

- (1) 地震の想定（基準地震動）と耐震設計
- (2) 津波の想定（基準津波）と耐津波設計
- (3) 火山の想定と対策
- (4) 竜巻の想定と対策
- (5) 火災の想定と対策
- (6) 溢水の想定と対策
- (7) 電源の信頼性強化
- (8) 重大事故対策（炉心損傷防止対策）
- (9) 重大事故対策（格納容器破損防止対策）
- (10) 重大事故対処設備
- (11) 汚染水対策
- (12) 原子力安全文化の育成及び維持活動体制の見直し

また、各項目においては、前段規制である原子炉設置変更許可の審査結果を記載し、本資料の主題である後段規制と顧問による確認の以下の内容を確認している。

- 原子炉設置変更許可の審査結果
- 設計及び工事の計画の認可の審査結果
- 保安規定変更認可の審査結果※
- 顧問等による確認

※ 審査会合で議論された項目のみを記載しているが、各項目において非公開のヒアリングで原子力規制庁により審査されている。

7 確認結果（耐震設計、耐津波設計、電源対策、重大事故対策等）

本資料は、顧問が原子力規制委員会による島根2号機の設計及び工事の計画の認可の審査、保安規定変更認可の審査を確認し、原子力規制委員会による審査が適正に行われていることを確認した結果を取りまとめたものである。

設計及び工事の計画の認可の審査は、原子炉設置変更許可の審査で、異常な過渡変化や事故への進展の防止、想定を超える重大事故（炉心損傷や格納容器破損）を防止するために中国電力が整備すると説明した様々な安全設備の詳細（ハードウェア）を確認するものである。火山対策、竜巻対策、外部火災対策、溢水対策等の安全対策設備の詳細については、既に原子炉設置変更許可の審査で具体的な数値をもって確認済みであるため、設計及び工事の計画の認可の審査において論点はなく、非公開のヒアリングで原子力規制庁が改めて確認を行った。一方、中国電力が設計及び工事の計画の認可の審査において説明すると表明した項目（14項目）、バックフィット案件（2項目）、途中で設計変更をした項目（5項目）、先行審査プラントの審査で議論となった項目（6項目）の合計27項目が公開の審査会合で議論された。

保安規定変更認可に関する審査は、原子炉設置変更許可の審査で説明した重大事故対策の有効性を運用の観点から確認するものであり、追加した安全対策設備のLCOやサーベイランス、AOT、自然災害や重大事故等の発生時の体制の整備、2021年6月に判明した特重非公開ガイドの誤廃棄と報告遅れを踏まえた原子力安全文化の育成及び維持活動体制の見直しが主要な論点として審査された。

（1）地震の想定（基準地震動）と耐震設計

地震による外部電源喪失や原発の安全機能の喪失によって放射性物質が環境中に放出されることを防ぐために、発電所で想定される最大の地震を想定（基準地震動^{*1}）し、そのような地震に対応した耐震設計を行うことが必要である。

ア 原子炉設置変更許可の審査結果

（ア）宍道断層の評価長さの延長

審査での指摘を踏まえた追加調査の結果と最新の科学的知見を踏まえ、東端と西端を見直して、申請時の22kmから39kmに見直した。

（イ）基準地震動の策定

宍道断層の評価長さの見直しを踏まえて、基準地震動を申請時の600ガルから820ガルに見直した。



(ウ) 耐震設計

発電所において最も耐震性が求められる施設（「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能を有する重要な設備）については、基準地震動に耐え得る設計とする。その他、各施設は、その重要度に応じた耐震性を有する設計とする。

イ 設計及び工事の計画の認可の審査結果

原子力規制委員会は、原子炉設置変更許可の審査で確認した地震動、建物直下の地盤特性、評価モデル、評価手法（計算式）を使って、設備や配管系統への荷重や変位、応力を算出し、算出した応力が設備や各部材の許容値よりも小さいことを確認し、基準地震動 S_s に各機器が耐え、原子力発電所の安全機能が損なわれないことを確認した。

耐震設計に関する設計及び工事の計画の認可の審査は、ほとんどが非公開のヒアリングで行われ、中国電力が論点として挙げた以下の12項目が公開の審査会合で原子力規制委員会の確認を受けた。これらの項目は、原子炉設置変更許可の審査で、設計及び工事の計画の認可の審査で議論すると申し送りをした項目や先行審査プラントの審査で議論となった事項であり、基準地震動 S_s に対して設備が健全性を有していることを確認することに繋がるものである。

(ア) 地震応答解析における入力地震動の評価の妥当性

基準地震動を基に建物・構築物への入力地震動を設定するが、入力地震動を小さく設定して評価をすると、過小評価となってしまふ。そこで、設計及び工事の計画の認可の審査において中国電力は、敷地内の追加地質調査結果を反映した最新のデータを基に、より詳細にモデル化して入力地震動を設定することで、入力地震動が妥当なものであることを確認した。

原子力規制委員会は、建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動が妥当なものであることを了承した。

(イ) 地震応答解析モデルにおける建物基礎底面の付着力の設定の妥当性

建物と地盤の付着力は建物基礎底面の接地率に影響し、接地率の大きさによって適用できる地震応答解析^{*2}モデルが異なり、接地率が小さいほど解析が難しくなる。そのため、付着力を正しく設定して接地率を計算し、その接地率に合わせて地震応答解析モデルを選択しなければならない。

原子炉設置変更許可の審査において中国電力は、図6に示すとおり、島根3号機付近で行った試験の結果に基づいて付着力を設定して解析モデルを選択すると説明していた。しかし、3号機付近の付着力の試験結果の代表性等に対する説明性を向上させるよう指摘があり、1、2号機建物近傍で追加試験を実施した。追加試験の結果、建物基礎底面の付着力の設定値が妥当であり、地震応答解析モデルの選択が妥当であることを中国電力は確認した。

原子力規制委員会は、地震応答解析に用いる付着力と地震応答解析モデルの選択が妥当であることを了承した。

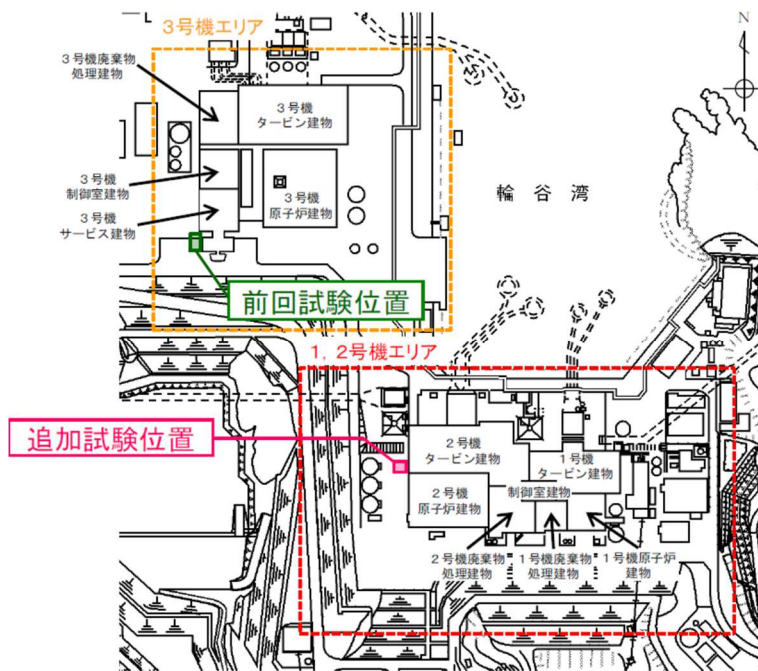


図6 付着力の試験の位置

(ウ) 横置円筒形容器の応力解析におけるモデルの変更

基準地震動が大きくなり、図7に例示する横置円筒形容器（非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク、原子炉補機冷却系熱交換器等）の耐震性評価もやり直す必要があるが、原子炉設置変更許可の審査で中国電力は、FEMモデルを用いて精緻に計算すると説明していた。しかし、設計及び工事の計画の認可の審査で、新規規制基準施行前の既工認と同じJ E A G 4 6 0 1の算定式で評価し、もし許容応力を超える結果となった場合には耐震補強工事をする方針に変更すると説明した。

原子力規制委員会は、横置円筒形容器の耐震性評価に既工認と同じ手法を採用し、必要に応じて耐震補強工事をする方針に変更することを了承した。

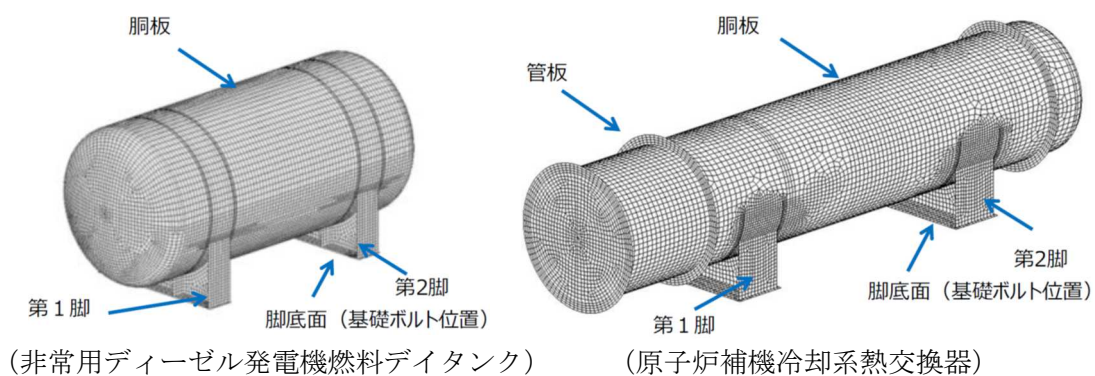


図7 横置円筒形容器の例

(エ) サプレッション・チェンバの耐震評価

新規規制基準施行前の既工認におけるサプレッション・チェンバの耐震評価は、内部の水質量を単純な固定質量（死荷重）として評価していたが、原子炉設置変更許可の審査で中国電力は、より精緻かつ過酷な条件で評価するために、設計及び工事の計画の認可の審査では地震によるスロッシングや図8に示すS A条件の水位（水量）を考慮した荷

重で評価すると説明していた。

中国電力は、水位を高く（水質量を大きく）し、流体解析で算出したスロッシング荷重を設定して評価した結果が許容応力を満足し、基準地震動 S_s に対して十分な耐震性があることを確認した。

原子力規制委員会は、精緻かつ過酷な条件で評価し、基準地震動 S_s に対して十分な耐震性があることを了承した。



図8 SA条件の水位（水量）（約5.05mの水位（約4,580m³の水量）で評価）

(オ) 制震装置を設置した設備の耐震評価

原子炉設置変更許可の審査で中国電力は、制震装置（単軸粘性ダンパ（図9参照）や三軸粘性ダンパ（図10参照））を設置する取水槽ガントリクレーン及び図11に示す主蒸気配管について、地震時の構造成立性（地震で壊れないこと）を設計及び工事の計画の認可の審査で説明するとしていた。

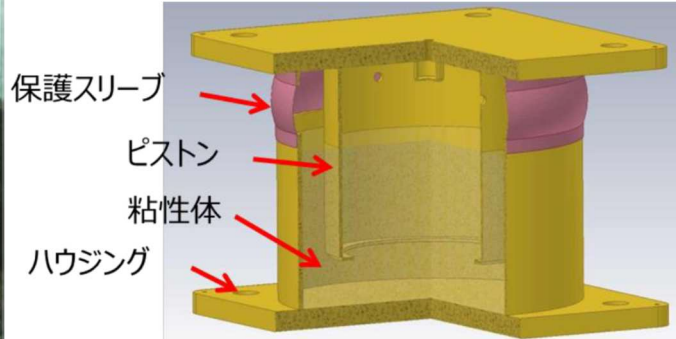


図9 単軸粘性ダンパ（橋梁への設置例）

図10 三軸粘性ダンパの概観図

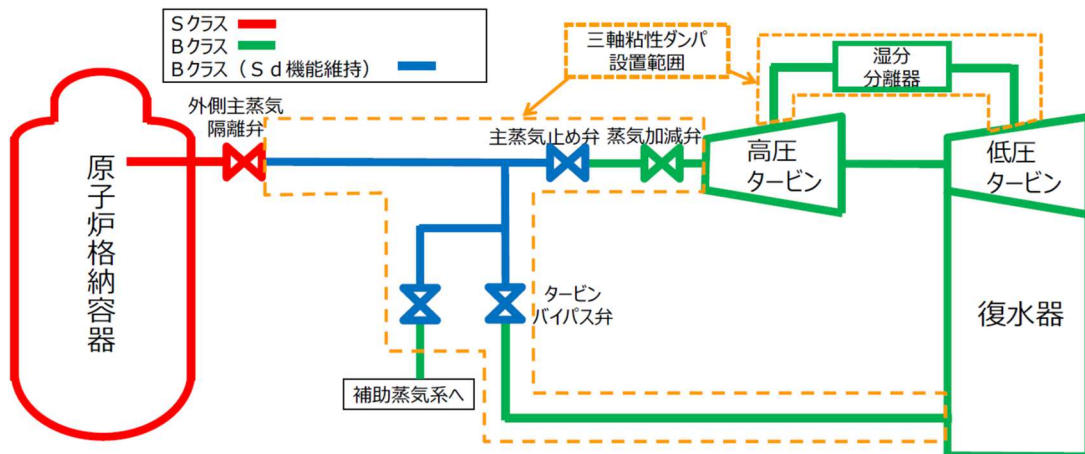


図11 三軸粘性ダンパの設置範囲及び耐震クラス

中国電力は、耐震評価結果の詳細を示し、基準地震動 S_s の地震力に対して単軸粘性ダンパを設置した取水槽ガントリクレーンが壊れないこと及び三軸粘性ダンパを設置した主蒸気配管が弾性設計用地震動 S_d で壊れないことを確認した。

原子力規制委員会は、単軸粘性ダンパを設置する取水槽ガントリクレーン及び三軸粘性ダンパを設置する主蒸気配管が地震に対して健全であるとの中国電力の説明を了承した。

(カ) 保管・アクセス（第3保管エリア近傍斜面の抑止杭設置による耐震補強）

保管場所やアクセスルート周辺の斜面が地震で崩れると、重大事故への対応に支障を来すため、基準地震動 S_s でもそれらの斜面は崩れないことが必要である。抑止杭によって島根原子力発電所における保管場所やアクセスルート周辺の斜面は地震で崩れないことが原子炉設置変更許可の審査で確認されているが、島根3号機南側の第3保管エリア及びアクセスルート周辺の斜面の耐震性をより向上させるため、中国電力は追加で5本の抑止杭を斜面に打ち込む方針を示し、当該斜面の耐震性等を設計及び工事の計画の認可の審査で説明するとしていた。

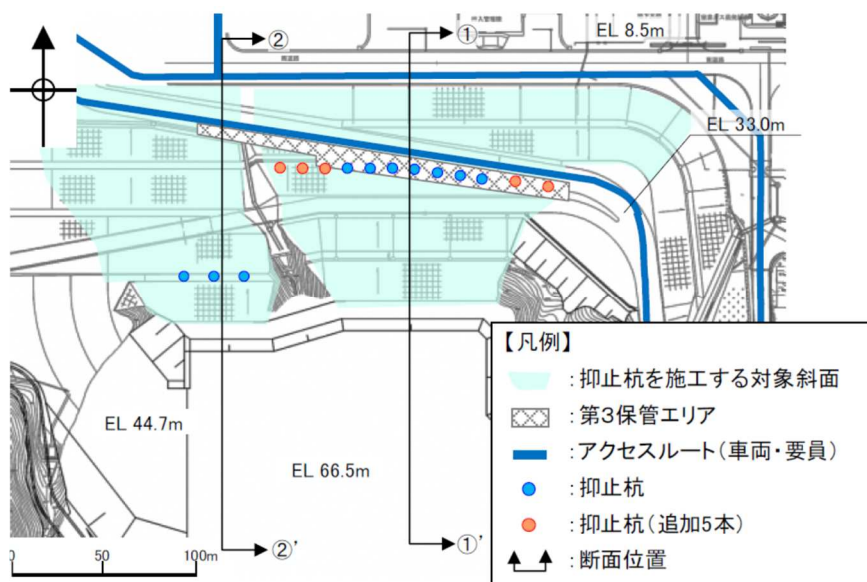
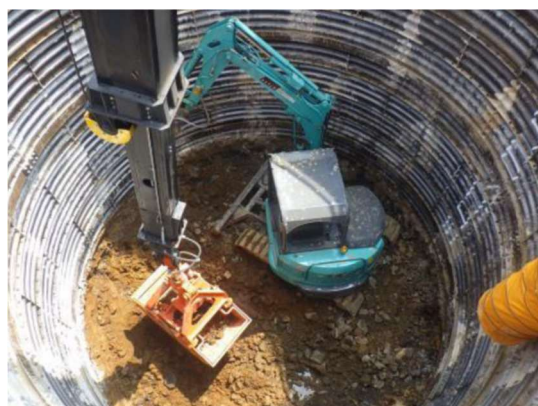


図12 抑止杭を5本追加する第3保管エリア近傍斜面



掘削



鉄筋組立

図13-a 抑止杭の施工



H鋼の建て込み



コンクリート打設

図13-b 抑止杭の施工

中国電力は、抑止杭追加前後で斜面のすべり安定性を比較し、耐震性が向上していることを確認した。また、抑止杭間の中抜けも発生しないことを確認した。

原子力規制委員会は、抑止杭の追加によって、斜面の耐震性が向上したことを了承した。

(キ) 配管系に用いる支持装置の許容荷重の設定

基準地震動が大きくなったため、高温配管等の耐震用支持装置であるメカニカルスナッパ、オイルスナッパ及びロッドストレイントの一部で、従来の評価基準値（荷重の許容値）を満足しなくなった。しかし、従来の評価基準値は、J E A G^{※3}に規定されている許容限界よりもかなり余裕をもって設定しているため、中国電力は、J E A Gの許容限界を満足しつつ、耐力試験によって確認した限界耐力値を踏まえて地震時荷重をクリアする評価基準値を新しく作り、その評価基準値を満足していれば耐震性が確保されるとする方針に変更すると説明した。

原子力規制委員会は、新しく評価基準値を作って耐震用支持装置の耐震評価を行う方針を了承した。

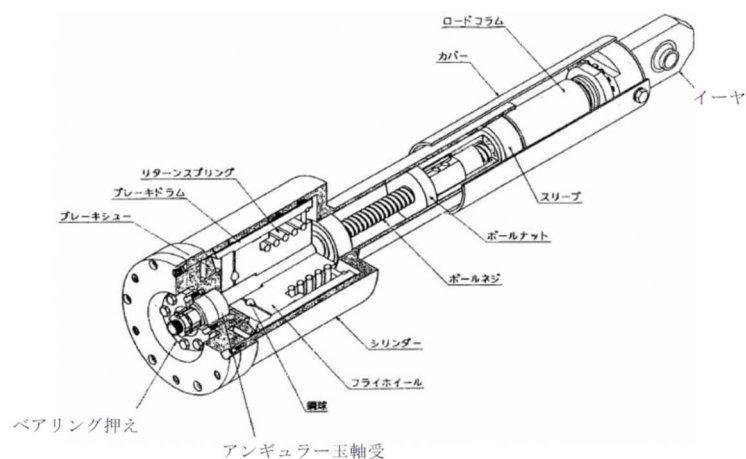


図14 メカニカルスナッパの構造

(ク) 原子炉本体の基礎の応力評価に用いる解析モデルの変更

新規制基準施行前の既工認では、原子炉本体の基礎を単純なモデル（90°のみモデル化）で評価していたが、より精緻に評価するために中国電力は、360°のモデルに

変更して基準地震動に対する耐震性を評価した。評価の結果、中国電力は十分な耐震性を有していることを確認した。ただし、大部分のデータが非公開であるため詳細は不明である。

原子力規制委員会は、既工認よりも精緻なモデルで耐震性を評価し、原子炉本体の基礎が十分な耐震性を有していることを了承した。

(ケ) 復水器水室出入口弁への地震時復水器の影響

タービン建物への津波流入防止や地震による溢水量低減のため、図15に示す復水器水室出入口弁を閉止する必要があるが、地震による復水器本体の移動（ずれ）による接触や復水器水室^{*4}の落下により、水室出入口弁に影響を及ぼすおそれがあるため、念のために評価を行った。

評価の結果、中国電力は復水器本体の移動（ずれ）が許容変位量以下であり、復水器水室の落下もないため、復水器水室出入口弁に地震による影響がないことを確認した。

原子力規制委員会は、復水器水室出入口弁に地震による影響がないとの中国電力の説明を了承した。

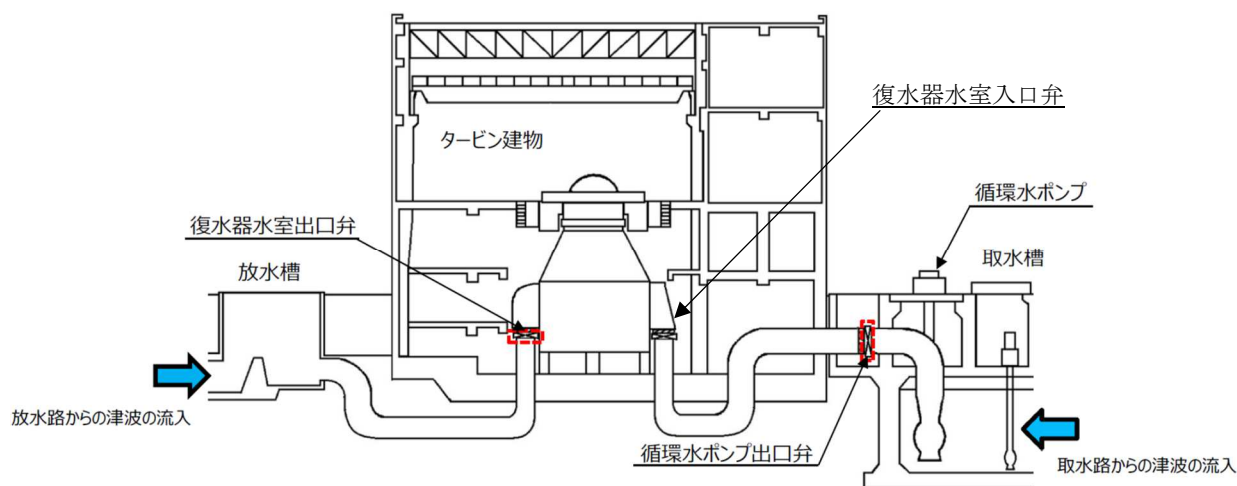


図15 復水器水室出入口弁の設置位置概要

(コ) 制御棒・破損燃料貯蔵ラック等における排除水体积質量減算の適用

中国電力は、基準地震動の増大に伴い、使用済燃料貯蔵ラック、制御棒・破損燃料貯蔵ラック等の耐震性評価を精緻にするために、機器が流体中にある場合に機器の形状により除かれる流体の質量を考慮する評価を行い、基準地震動に対して十分な耐震性を有することを確認した。

耐震性を既工認よりも精緻に評価し、使用済燃料貯蔵ラック、制御棒・破損燃料貯蔵ラック等が十分な耐震性を有していることを原子力規制委員会は了承した。

(サ) 取水槽

基準地震動が大きくなったために中国電力は、後施工せん断補強工法（ポストヘッドバー工法）による耐震補強や取水槽北壁の増厚補強を行った。中国電力は補強後の耐震性について評価し、基準地震動 S_s に対して取水槽の各部位が許容限界を満足し、十分な耐震性を有していることを確認した。

原子力規制委員会は、基準地震動 S_s に対して取水槽が十分な耐震性を有しているこ

とを了承した。

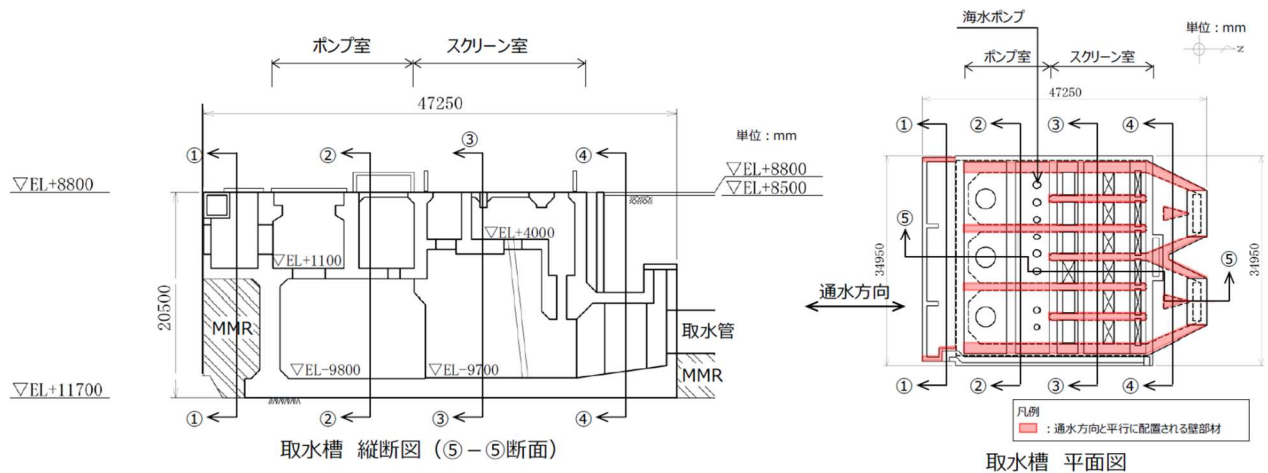


図 1 6 取水槽の断面図と平面図

(シ) 制御室建物基礎スラブの応力解析における付着力の適用及び原子炉建物基礎スラブの応力解析モデルの変更

制御室建物基礎スラブ（22 m（NS）×37 m（EW）、厚み1.5 m）の応力解析において中国電力は、付着力を考慮した上で、水平方向と鉛直方向の地震力を同時に考慮した評価を行い、基準地震動 S_s に対して十分な耐震性を有していることを確認した。

また、原子炉建物基礎スラブ（70 m（NS）×89.4 m（EW）、厚み6 m）の上部構造（壁）について、原子炉設置変更許可の審査では「はり要素」でモデル化すると説明していたが、より実機に近い解析を行うことができる「積層シェル要素」でのモデル化に変更して評価した結果、原子炉建物基礎スラブが基準地震動 S_s に対して十分な耐震性を有することを中国電力は確認した。

原子力規制委員会は、制御室建物基礎スラブ及び原子炉建物基礎スラブが十分な耐震性を有していることを了承した。

ウ 顧問等による確認

顧問が、設計及び工事の計画の認可の審査で議論された各論点について、各設備の耐震性評価が妥当であり、十分な耐震性を有しているとする原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認し、3軸粘性ダンパ等の様々な耐震補強が行われていることを現地で視察することにより確認した。

（制震装置を設置した設備の耐震評価）

- 三軸粘性ダンパは、粘性体とピストンの間に相対運動が生じることで減衰性能を発揮するため、設置が可能な箇所に三軸粘性ダンパを設置していることを確認した。
- 排気筒に設置している単軸粘性ダンパと取水槽ガントリクレーンに設置している単軸粘性ダンパは履歴特性が異なるが、構造物の振動特性を踏まえ、構造物とダンパの組み合わせから、有効な減衰効果を得られるよう選定した結果であることを確認した。
- 三軸粘性ダンパ等の耐震補強について、視察で確認をした。

(現地視察)

- 顧問による現地視察を行った。



(視察：3軸粘性ダンパ)

- 主蒸気系配管には、原子炉格納容器内外に主蒸気隔離弁が設置されており、主蒸気管破断時等には主蒸気隔離弁が閉止することにより、原子炉格納容器外に主蒸気が流出しないよう隔離されており、原子炉圧力容器から主蒸気隔離弁までの主蒸気系配管はSクラスとし、主蒸気隔離弁より外側の配管での破損を想定した場合の被ばくが、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（原子力安全委員会）において定められている事故時の実効線量に関する判断基準（ 5 mSv ）と比較して極めて小さい（約 $6.8 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ ）ため、主蒸気隔離弁より外側の配管はBクラス（Sd機能維持）としていることを確認した。
- 高さ約120mの排気筒は耐震Cクラスであるが、耐震Sクラスの非常用ガス処理系用排気筒を支持しているため、排気筒を構成する筒身と鉄塔との間に制震装置を設置する等の耐震補強を実施し、基準地震動 S_s による耐震評価を実施し、基準地震動 S_s により定まる地震力において支持機能が維持されていることを確認した。

(入力地震動の評価の妥当性)

- 入力地震動の設定において、1次元波動論と2次元FEM解析との加速度応答スペクトルを比較すると、周期0.09秒付近で2次元FEM解析がやや大きくなっている。耐震設計においては建物の主要な固有周期帯の入力地震動の影響が支配的であり、その固有周期においては1次元波動論による入力地震動が2次元FEM解析による入力地震動の同等以上の応答を示していることから、入力地震動の算定に1次元波動論を採用することは保守的であることを確認した。
- 2次元FEMモデルのメッシュ分割高さは、設備の耐震設計で考慮する振動数を踏まえて設定するため、今回工認モデルでは最高透過振動数を20Hzとし、地盤のせん断波速度（ V_s ）に応じてJ EAG 4601-1991 追補版に示されている基準を満足するように設定している。一方、50Hz透過モデルは、最高透過振動数を50Hzとし、メッシュ分割高さを細分化して設定したモデルであり、EW方向の一部の周期帯を除いて加速度応答スペクトルは概ね一致していることから、いずれのモデルにおいても解析モデルの設定や解析結果についての妥当性が十分に確認できていると中国電力が考えていることを確認した。
- 原子炉建物の入力地震動評価に用いる地盤モデル（1次元モデル+2次元FEMモデ

ル)を用いて2000年鳥取県西部地震の観測記録のシミュレーション解析を行い、原子炉建物の基礎直下の地震動と観測記録を比較し、耐震設計に用いる地盤モデルの妥当性及び保守性を確認していることを確認した。建物・構築物の耐震設計においては、いずれの評価においても解放基盤表面(EL-10m)に定義した基準地震動 S_s を用いて地盤モデル底部(EL-215m)に引き戻し、さらに地盤モデル底部から建物基礎底面位置までの地盤増幅を考慮した入力地震動に対する地震応答解析結果を用いた評価を実施しているため、基準地震動 S_s からはぎとり(引き戻し)した地震動をそのまま耐震設計に用いることはなく、地盤増幅を適切に考慮していると考えていることを確認した。

- 剛構造の施設の周期帯において、最高透過振動数50Hzの加速度応答スペクトルが20Hzを上回っているが、地震動の高振動数領域においては地震力が短い周期で交番することから、地震による変位やエネルギーが小さくなる傾向があり、設備の損傷の観点からは影響は小さいと考えていることを確認した。また、J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7を踏まえて固有振動数20Hzを剛柔判定の閾値としており、1次固有振動数20Hz超の剛構造の施設である残留熱除去ポンプや原子炉格納容器では加速度応答スペクトルを用いた評価ではなく、設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度とした静的解析を用いた評価を実施していることから、検討対象を機器・配管系とし、それらの剛構造の施設に影響検討の対象外としていることを確認した。
- 弁の動的機能維持評価対象を条件比率が設備の裕度を上回っている逆止弁としているが、条件比率が設備の裕度と同じ値(1.08)である逆止弁についても評価したほうがよいのではないかと指摘に対し、条件比率が設備の裕度と同じ値であっても許容値を上回ることではないと判断できることから詳細評価は不要と考えており、そもそも数値の端数処理によって「裕度=条件比率」となっているが、端数処理前の数値で比較すると「裕度>条件比率」となっているとの回答であることを確認した。

(サプレッション・チェンバの耐震評価)

- サプレッション・チェンバにおけるスロッシング周期が約4秒であるため、スロッシング解析では、4秒にピークのある海域活断層F-III+F-IV+F-Vの地震動による影響を評価することが必要であるが、基準地震動 S_s-D が海域活断層F-III+F-IV+F-Vの地震動を包含する形で設定されているため、基準地震動 S_s-D での評価で十分であることを確認した。
- サプレッション・チェンバの応力評価において、変形が弾性挙動の範囲に収まっている場合は弾性解析のみによる耐震評価(一次+二次応力評価)で、弾性の範囲に収まらない場合には追加で弾塑性解析による耐震評価(疲労評価)を行っていることを確認した。この評価は「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編 J E A G 4 6 0 1 - 補 - 1 9 8 4」の要求に基づく評価であり、サプレッション・チェンバが十分な耐震性を有していることを確認した。

(原子炉本体の基礎の応力評価に用いる解析モデル)

- 原子炉建物基礎スラブや制御室建物基礎スラブはベタ基礎であり、杭やグラウンドアンカーで岩盤に固定するのではなく、岩盤の上に鉄筋コンクリート造の基礎スラブを直接設置していることを確認した。
- 水平地震力と鉛直地震力の組合せの考え方については、それぞれの最大応答の非同時

性（1方向の地震力が最大となる時刻において、直交する他の方向の地震力は最大ではないこと）を考慮して、原子力発電所耐震設計技術規程 J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8（（社）日本電気協会）や米国 Regulatory Guide 1.92 の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」を参考に、組合せ係数法（1.0 : 0.4 : 0.4）に基づいて評価し、先行審査においても十分に実績のある考え方であることを確認した。また、組合せ係数法において、組合せ係数を0.4とすることについて、水平及び鉛直方向の地震応答を時々刻々に足し合わせて算定した評価値との比較を行うことでその妥当性を確認していることを確認した。さらに、基準地震動 S_s に対する地震応答解析結果に基づく水平方向地震力及び鉛直方向地震力の最大値を1.0としていることを確認した。

- 制御室建物のような矩形の基礎スラブで水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮した場合、水平2方向の荷重により基礎スラブの一部に応力が集中することが想定されるため、定性的には水平1方向及び鉛直方向の地震力の組合せの場合に比べて発生するひずみ及び面外せん断力が大きくなると考えられることを確認した。また、接地率は水平1方向及び鉛直方向の地震力を考慮した場合は、南→北方向の地震力により基礎スラブ南側の端部に浮上りが生じて接地率が72.1%となり、水平2方向及び鉛直方向地震力を考慮した場合は、上記に加えて東→西方向の地震力を考慮することで、南東部には上向きの荷重が付加され浮上り範囲は大きく、南西部には下向きの荷重が付加され浮上り範囲は小さくなり、結果として接地率が水平1方向及び鉛直方向の地震力を考慮した場合より大きい75.2%になったことを確認した。
- 基礎スラブの応力解析により、比較的応力が集中的に作用し、円筒状の鉄筋コンクリート造で構成されるドライウェル外側壁の脚部と基礎スラブとの接続部で面外せん断力と圧縮歪みがともに大きくなることを確認した。
- 原子炉建物について、EL1.3m～EL15.3mの壁及び床スラブを積層シェル要素で、EL15.3mより上部の壁をはり要素でモデル化することで、より保守的なモデル設定になることを確認した。

（取水槽）

- 取水槽では、周辺の埋戻土の地盤改良、後施工せん断補強鉄筋の設置等の耐震補強を行ったため、論点として耐震補強後の取水槽の耐震評価を追加したことを確認した。
- 取水槽の耐震評価における誤差として、地盤物性のばらつきや地下水位による影響が考えられるが、これらの影響も検討した上で評価していることを確認した。
- 取水槽の耐震評価において、その結果が許容値と近く、裕度の小さい部位もあるが、原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会、原子力土木委員会、2005年6月）及び原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（（社）日本建築学会、2005年）に基づき、問題がないと確認していることを確認した。

（その他）

- 耐震評価において、資料上は基準地震動 $S_s - D$ のみでの評価になっているが、これは、全ての基準地震動を検討した上で最も厳しい結果を資料に記載しているためであることを確認した。

※1 基準地震動：発電所ごとに想定される地震のうち、最も規模の大きいもの。「震源を特定して策

定する地震動」と「震源を特定せず策定する地震動」の2種類について評価する。

- ※2 地震応答解析：構造物（建物や機器）をモデル化し、地震動を入力することで構造物に加わる荷重、変位、加速度等を算出するもの。ちなみに、地震に耐えるかどうかの評価は、地震応答解析の結果（荷重等）を用いて構造物に生じる応力を算出し、許容応力との比較で判断する。
- ※3 J E A G：電気技術指針(Japan Electric Association Guide)。民間規格であり、規制に活用されている。
- ※4 復水器水室：復水器本体の中にある細管に海水を送る室。

(2) 津波の想定（基準津波）と耐津波設計

福島第一原子力発電所事故では、津波によって電源を失ったことで原子炉の冷却ができなくなり、原子炉が損傷して放射性物質が環境中に放出された。これを防ぐために、発電所における最大の津波を想定（基準津波^{※5}）し、その最大の津波が発電所を襲っても、浸水しないようにすることが必要である。

ア 原子炉設置変更許可の審査結果

(ア) 基準津波の策定

日本海東縁部（秋田県沖）及び敷地前面海域を震源とする地震による津波を想定し、各種の不確かさを考慮した津波シミュレーションの結果、日本海東縁部に想定される地震による津波の評価水位が最も高く、申請時の9.5 mから11.6 mに引き上げた。



図17 日本海東縁部及び敷地前面海域の地震発生領域

(イ) 耐津波設計

高さ15 mの防波壁を設置し、津波から防護する。なお、耐津波設計に用いる最大津波高さは、想定津波高さの11.6 mに近年の緩やかな海面上昇と潮位のばらつきとして0.3 mを考慮し、11.9 mと設定。

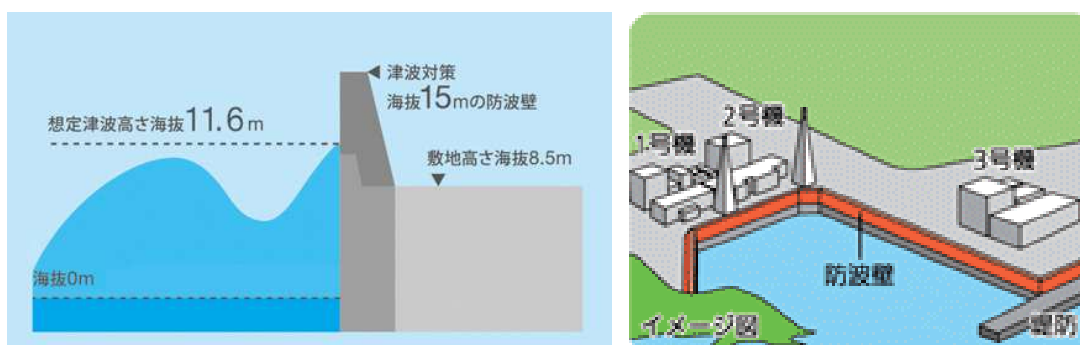


図18 高さ15 mの防波壁のイメージ

イ 設計及び工事の計画の認可の審査

原子力規制委員会は、原子炉設置変更許可の審査で確認した入力津波（11.9 m）に裕度を考慮して津波高さを12.6 mと想定し、入力地震動、津波で漂流する船舶の設定（19トンのイカ釣り漁船）、評価手法（計算式）を使って、地震や津波、漂流物の衝

突による荷重や応力を算出し、許容応力よりも小さいことを確認して、基準地震動 S_s に対して防波壁が壊れないこと、19トンのイカ釣り漁船が津波で漂流して防波壁に衝突しても壊れないこと等、津波によって原子力発電所の安全機能が損なわれないことを確認した。

ほとんどは非公開のヒアリングで審査されるが、中国電力が論点として挙げた以下の5項目（防波壁を多重鋼管杭擁壁、逆T擁壁、波返重力擁壁の3つの構造別に分割すると7項目）は公開の審査会合で原子力規制委員会の確認を受けた。これらの項目は、原子炉設置変更許可の審査で、設計及び工事の計画の認可の審査で議論すると申し送りをした項目であり、基準地震動 S_s に対して防波壁が壊れないことや津波漂流物対策工の実設計を確認するものである。

(ア) 津波漂流物による衝突荷重及び津波漂流物対策工

原子炉設置変更許可の審査で中国電力は、津波で漂流した漁船が衝突しても防波壁が壊れないように、防波壁に津波漂流物対策工を設置する方針を示し、その詳細は設計及び工事の計画の認可の審査で説明するとしていた。そのため、最初に津波漂流物による衝突荷重を想定し、その想定した荷重に耐え得る漂流物対策工を説明した。

中国電力は、原子炉設置変更許可の審査で説明した漂流速度や衝突荷重算定式（衝突解析）が妥当であることを説明した上で、津波漂流物（FRP製の19トンのイカ釣り漁船）による防波壁への衝突荷重を算定した。審査会合で原子力規制委員会から衝突荷重の時刻歴波形における実験結果と解析結果の乖離を指摘され、中国電力は、保守的に設定した計算パラメータを適切な範囲に設定し直すことで解析結果が実験結果を再現できることを示し、FRPの材料特性を安全側に設定して算出した衝突加重が妥当であることを確認した。

また、原子炉設置変更許可の審査で、設計及び工事の計画の認可の審査で詳細を説明すると申し送りをした漂流物対策工の実設計について、防波壁に厚さ50cmの鉄筋コンクリート版、鋼材、防波壁通路防波扉に格子状の鋼鉄製扉を設置することを中国電力は説明し、地震時の慣性力により防波壁から漂流物対策工が分離しないこと、想定した津波漂流物衝突荷重によって漂流物対策工が破壊されないことを計算によって確認した。

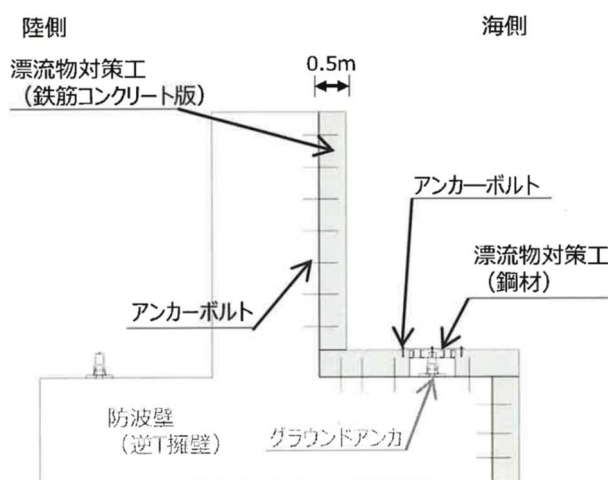


図19 防波壁に設置する漂流物対策工（厚さ0.5m程度の鉄筋コンクリート版）

原子力規制委員会は、中国電力が算出した漂流物衝突荷重とそれに耐える漂流物対策工の実設計について了承した。

(イ) 防波壁（多重鋼管杭擁壁）の健全性

原子炉設置変更許可の審査で中国電力は、3種類の防波壁が基準地震動 S_s においても壊れないことを設計及び工事の計画の認可の審査において説明するとしていた。

中国電力は、多重鋼管杭が地震に対して十分な耐力を持つこと（多重鋼管杭の許容限界の妥当性）を説明するために、多重鋼管杭の4分の1の模型を作って実験し、その実験結果を再現（合致）するように設定した解析パラメータを使って実際の大きさの多重鋼管杭式擁壁の解析（シミュレーション計算）を実施して、十分な耐力を持つことを確認した。

また、その他に中国電力は計算等により以下のことを確認して説明した。

- 鋼管杭周辺の岩盤において基準地震動 S_s による破壊領域が認められるものの岩盤の破壊領域の進展を考慮した解析により鋼管杭の水平支持力に影響がないこと。
- ボーリングで採取した試料による試験や解析により多重鋼管杭式擁壁の背後に設置する改良地盤が十分な強度を持ち、地震によって津波の流入経路とならないこと。
- 岩盤と鋼管杭の空隙を埋めるセメントミルクが岩盤と同様の強度を有していること。
- 地震によって多重鋼管杭式擁壁の被覆コンクリート壁にねじれが生じるが、解析で鋼管杭の変位量とコンクリート壁のねじれを評価すれば、コンクリート壁の健全性が確保されていること。

原子力規制委員会は、多重鋼管杭式擁壁に関するこれらの中国電力の説明に対して異論なく了承した。

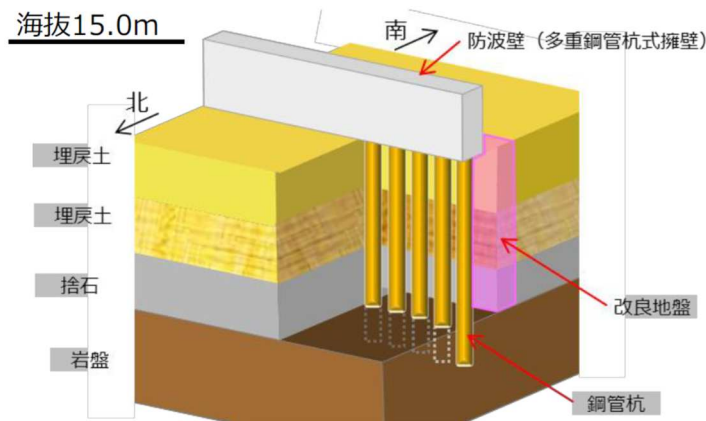


図20 防波壁（多重鋼管杭式擁壁）の模式図

(ウ) 防波壁（逆T擁壁）の健全性

原子炉設置変更許可の審査で中国電力は、3種類の防波壁が基準地震動 S_s においても壊れないことを設計及び工事の計画の認可の審査において説明するとしていた。

当初、逆T擁壁は鋼管杭で地震荷重に耐える設計であったが、改良地盤及びグラウンドアンカーで耐える設計に変更したため、逆T擁壁下に残置された鋼管杭の影響について検討が必要となった。中国電力は鋼管杭の実物の約半分の大きさの模型を作って実験し、その実験結果を再現（合致）するように設定した解析パラメータを使って実物大の

解析（シミュレーション計算）をしたところ、鋼管杭の杭頭部は基準地震動 S_s の荷重に十分に耐えることを確認し、残置された鋼管杭が逆T擁壁に悪影響を及ぼさないことを確認した。

また、その他に中国電力は計算により以下のことを確認した

- 耐震評価におけるグラウンドアンカーのモデル化が妥当であること。
- グラウンドアンカーのモデル化を踏まえて評価をすると、逆T擁壁が基準地震動 S_s に対して健全であること。
- 原子炉設置変更許可の審査では考慮していなかったグラウンドアンカーを考慮して地震動及び地殻変動による逆T擁壁直下の地盤の傾きを評価したところ、原子炉設置変更許可の審査で示した値よりも大幅に小さくなること。
- 原子炉設置変更許可の審査で説明した逆T擁壁の下の改良地盤の物性値（せん断強度と動せん断弾性係数）を確保できるよう、解析用物性値及び実施工の管理目標値を設定し、実際の品質確認試験結果は管理目標値を確保していること。

原子力規制委員会は、逆T擁壁に関するこれらの中国電力の説明に対して異論なく了承した。

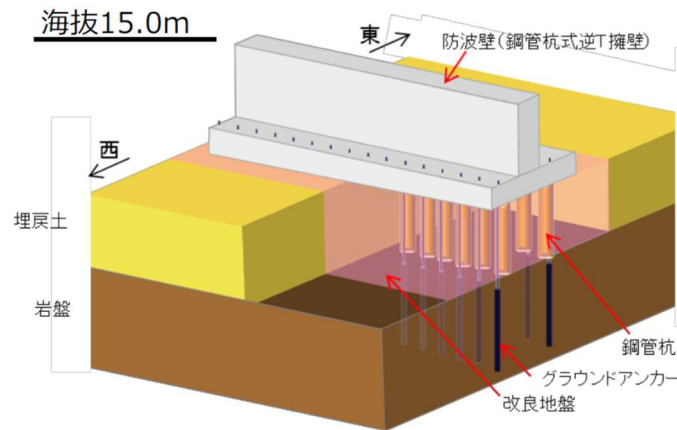


図 2 1 防波壁（逆T擁壁）の模式図

(工) 防波壁（波返重力擁壁）の健全性

原子炉設置変更許可の審査で中国電力は、3種類の防波壁が基準地震動 S_s においても壊れないことを設計及び工事の計画の認可の審査において説明するとしていた。

波返重力擁壁は、コンクリート表面を目荒らし処理した既設の擁壁（E.L. 11m）に嵩上げするように構築している。中国電力は、目荒し処理後の付着強度試験、実構造物スケールでの模型実験、既設部と新設部の境界面を模擬した解析（シミュレーション計算）を実施することで、既設部と新設部を一体化して評価できることを確認した。

また、耐震性向上を目的に中詰め材を改良したケーソンについて中国電力は、試験結果を基に物性値を設定し、その物性値を使ってケーソンの耐震評価をしたところ、放水路の通るケーソンの底版以外は許容限界以下の応力であることを確認し、放水路の通るケーソン底版のうち許容限界を超える範囲は局所的であり、部材全体としての機能が損なわれることがないことを確認した。

原子力規制委員会は、波返重力擁壁に関するこれらの中国電力の説明に対して異論なく了承した。

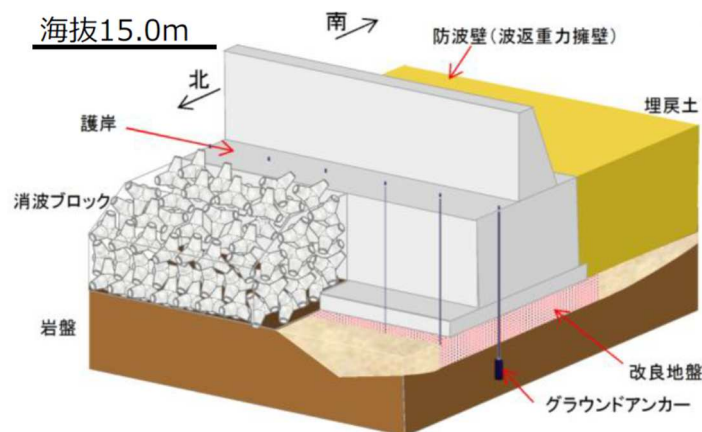


図 2 2 防波壁（波返重力擁壁）の模式図

(オ) 浸水防止設備のうち機器・配管系の基準地震動 S_s に対する許容限界

島根 2 号機の浸水防止設備のうち、表 8 に示す機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管系は、先行審査プラントでは浸水防止設備となっていないため先行事例がなく、原子力規制委員会からそれらの機器・配管系の評価方法を設計及び工事の計画の認可の審査で説明するよう求められ、中国電力はそれらの機器・配管系を耐震 S クラスとして評価することを説明した。

原子力規制委員会は、中国電力の評価方針に対して異論なく了承した。

表 8 島根 2 号機の浸水防止設備のうち機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管系

系統	設備
タービン補機海水系	ポンプ
	ポンプ出口弁、第二出口弁、放水側逆止弁
	配管系（ポンプ～第二出口弁）
	配管系（放水槽～逆止弁）
液体廃棄物処理系 （ランドリドレン系）	逆止弁
	配管系（放水槽～逆止弁）
循環水系	ポンプ
	配管系（取水槽循環水ポンプエリア内）
原子炉補機海水系 高圧炉心スプレイ補機海水系	配管系（放水槽～熱交出口）

(カ) 建物倒壊による防波壁への影響の防止

管理事務所 4 号館（2 階建）は防波壁と隣接し、土石流で倒壊すると防波壁に衝突して影響を及ぼす可能性があるため、中国電力は防波壁との離隔距離を取るために管理事務所 4 号館を約 7 m の減築することとし、たとえ管理事務所 4 号館が倒壊しても防波壁に届かないことを確認した。

原子力規制委員会は中国電力の説明に対して異論なく了承した。



図 2 3 防波壁、管理事務所 4 号館及び土石流危険区域の配置

(キ) 耐津波性向上（除じん系ポンプ及び配管の移設に伴う浸水防止設備の変更）

中国電力は、耐津波の安全性を向上させるため、浸水防護重点化範囲内に設置されていた除じんポンプを浸水防護重点化範囲の外に設置することとした。原子炉設置変更許可の審査においては説明をしていなかったため、設計及び工事の計画の認可の審査において説明した。中国電力は除じんポンプの移設に伴う影響について評価し、影響がないことを確認した。

原子力規制委員会は中国電力の説明に対して異論なく了承した。

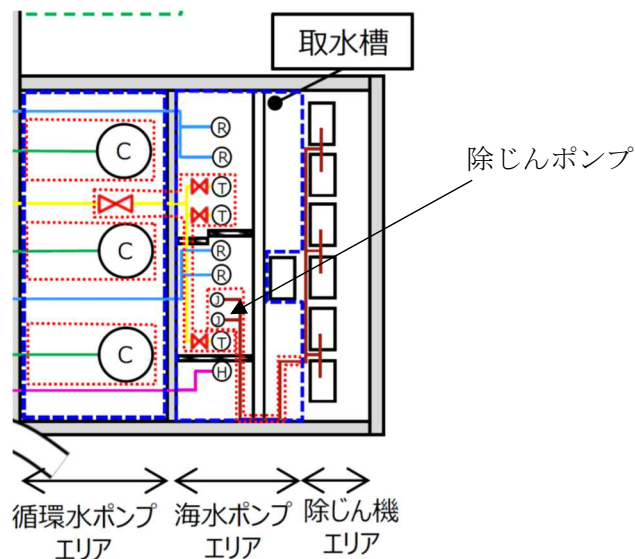


図 2 4 取水槽の除じんポンプの位置（移設前）

ウ 顧問等による確認

顧問が、設計及び工事の計画の認可の審査で議論となった防波壁の耐震性、津波による漂流物の防波壁への影響を緩和する設備（漂流物対策工）の設計等に関する原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認し、防波壁や津波漂流物対策工を現地で視察し、津波対策が行われていることを確認した。

（現地視察）

- 顧問による現地視察を行った。



(防波壁、左：1、2号機側、右：3号機側)

(防波壁)

- 防波壁の健全性評価における動的解析と静的解析の使い分けについて確認した。
- 輪谷湾の地形も考慮した上で最大津波高を評価した上で、防波壁の高さを15m（敷地高さ6.5m、防波壁8.5m）としていることを確認した。
- FEM解析におけるメッシュ割は、構造物と地盤の相互作用を精緻化するため、構造物周辺では要素は細分化し、構造物から離れるにつれて要素を大きくしてメッシュを切っていることを確認した。

(防波壁（多重鋼管杭擁壁）の健全性)

- 多重鋼管杭式擁壁における鋼管杭の最大の変位量である346mmは、鋼管杭の長さ27.5mに対して約1.3%程度のひずみであり、許容限界（降伏曲げモーメント）内に収まっており、問題ないと考えていることを確認した。
- 多重鋼管杭式擁壁の鋼管杭を打ち込んでいる岩盤の強度は、2号機建設時に原子炉建物基礎地盤で掘削した試掘坑内の鉛直方向の平板載荷試験結果に基づき設定しており、試掘坑内のC_H級およびC_M級岩盤9箇所で行った鉛直方向の平板載荷試験の結果を基に保守的に9.8N/mm²と設定しているため、バラつきを考慮した実際の岩盤強度よりも十分に保守的な値となっていることを確認した。
- 多重鋼管杭式擁壁の背後の改良地盤においては、原位置試験（PS検層）および室内試験（三軸圧縮試験）を実施し、地震により破壊されず、津波の流入経路とはならないと判断していることを確認した。
- 多重鋼管杭式擁壁の鋼管杭の変位量として、曲げが最大となるのは被覆コンクリート壁の中央付近で、せん断が最大となるのは被覆コンクリート壁の端部付近であり、計算結果も同様の位置となっているため、妥当であると判断していることを確認した。

(防波壁（逆T擁壁）の健全性)

- 逆T擁壁において、水平荷重を大きくすると、載荷側の鋼管杭付け根のコンクリートが引張破壊し、ヒンジに移行することになる。軸力が大きいほど鋼管杭は動きにくくなるため、ヒンジ結合に移行する水平変位を与えるための荷重は大きくなる。一方、コンクリートの引張破壊は、鋼管杭が一定の回転角に達した際に発生すると考えられるため、剛結合からヒンジ結合に移行する水平変位は軸力の大きさに依存していないものと考えていることを確認した。

- 逆T擁壁の片側部分を模擬した試験体を作成し、左右方向に繰り返し交番载荷を行っているため、海側－陸側方向の水平荷重を与えた実験となっていることを確認した。また、FEM解析において海側杭と陸側杭で応答が違う要因は、逆T擁壁が改良地盤の左端部分に設置されていることと、海側と陸側のアンカー緊張力が異なることが主要因であると考えていることを確認した。

(防波壁（波返重力擁壁）の健全性)

- 原子炉設置変更許可の審査時と比較して、耐震性向上を目的とするケーソン中詰め材の改良範囲が広がっているが、更なる耐震・耐津波安全性を向上させるために、全ての区画で中詰め材を改良する方針に変更したことを確認した。また、すべての中詰め材を改良することにより、ケーソン全体の剛性が向上するため、悪影響はないと考えていることを確認した。
- 波返重力擁壁は既設の鉄筋コンクリート造の擁壁を嵩上げするように構築しているため、既設部分と新設部分の一体性を確認するため、多数の実績がある材料非線形解析で行っていることを確認した。また、地震荷重としては、地盤物性のばらつきを考慮しており、津波荷重としては、保守的に設定した漂流物衝突荷重を防波壁に厳しい位置に載荷させることにより、それぞれ不確かさを考慮していることを確認した。この解析モデルに地震荷重又は津波荷重を載荷させた結果、健全であることを確認し、さらにこれらの荷重を超える終局状態までの荷重を載荷した結果、約1.9倍の裕度を持っていることが確認できたことから、十分な安全裕度を有していると判断していることを確認した。
- 地震応答解析においては、中詰め材改良体をより重くしたほうが、ケーソンに掛かる慣性力が大きくなるため、ケーソンの耐震評価としては保守的になると考えて、解析用物性値を設定していることを確認した。
- 波返重力擁壁の下のケーソンの3次元静的FEM解析において許容限界を超える場所が多く見られるが、2次元地震応答解析において厳しい時刻に発生する地震時荷重を静的に作用させているため、一部の損壊以上に部材が破損することはないと考えていることを確認した。

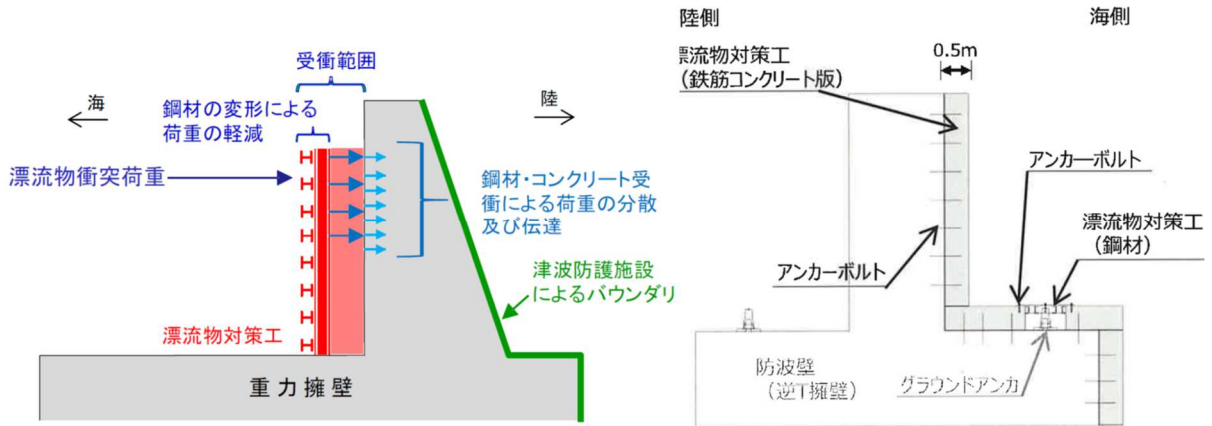
(漂流物衝突荷重)

- 最新の文献（豊田他、2022年）を反映させた結果、先行審査プラントである女川の漂流物衝突荷重の評価よりも保守的な評価になったことを確認した。
- 津波漂流物による衝突荷重の時刻歴波形の一部が実験結果と解析結果で合致していないが、ピーク荷重では解析結果が実験結果を上回っており、漂流物対策工の設計に対して保守的な結果となるため、合致していないことは問題としないことを確認した。
- 発電所からの距離によって漂流物衝突荷重の計算方法を変えている点について、発電所までの距離が近く、流速の速い直近海域（500m以内）では、衝突による大変形挙動を考慮可能な衝突解析を適用したことを確認した。
- 漂流物対策工の設計で考慮する1,200kNは、総トン数19トンのイカ釣り漁船（質量57トン）が敷地近傍の津波の最大流速10m/sで船首から防波壁に衝突した最大値である1,107kNに余裕をみて設定したものであることを確認した。

(津波漂流物対策工)

- 原子炉設置変更許可の審査では、コンクリート版による荷重の分散に加えて、鋼材の変

形による荷重の軽減を考慮して、図25の左に示すような防波壁の前面にコンクリート版を設置し、さらに鋼材を貼り付けことを検討していた。しかし、漂流物の衝突荷重が概ね確定したことを踏まえて津波防護施設の評価を実施したところ、図25の右に示すような厚さ50cmの鉄筋コンクリート版のみで荷重に耐え得ることを確認したことから、現在の設計に変更したことを確認した。



(原子炉設置変更許可の審査時の構想図) (設計及び工事の計画で了承された実設計)

図25 津波漂流物対策工

(土石流によって建物が倒壊することによる防波壁への影響防止)

- 土石流が防波壁に衝突しないことを確認した。
- 管理事務所4号館で実施している業務が、発電所内の別事務所の遊休スペースで実施できるため、減築しても問題がないことを確認した。
- 防波壁に土石流が当たるのを管理事務所4号館で防ぐのではなく、土石流で管理事務所4号館が倒壊しても防波壁に当たらないように管理事務所4号館を減築して防波壁との距離を確保したため、減築した管理事務所4号館の耐震評価や強度評価が不要であることを確認した。

(除じんポンプの移設による耐津波性向上)

- 除じんポンプは、ストレーナ付きのポンプでもなく、懸濁物の多くても揚水できるポンプでもなく、除じん機によってかき揚げたじん芥等を洗浄するためのポンプであることを確認した。
- 除じんポンプは基準地震動 S_s でも津波に対する止水性が維持される設計であり、浸水防護重点化範囲内に設置をしても問題はないが、そもそもとして浸水防護重点化範囲内に海域と接続するポンプがなければ浸水のおそれなくなることから、念のために浸水防護重点化範囲外に除じんポンプを移設することにしたことを確認した。

※5 基準津波：発電所ごとに想定される津波のうち、最も規模の大きいもの。なお、基準津波の策定とは津波の波源を決めることであり、津波高さは耐津波設計における入力津波として設定される。

(3) 火山の想定と対策

溶岩流^{※6}、火砕流^{※7}、火山ガス^{※8}、火山灰等の火山事象による発電所の損傷を防ぐため、原子力発電所の運用期間中に起こる可能性のある噴火の規模を想定し、発電所敷地への火砕流の到達や火山灰の堆積等について評価して、その火山事象に対しても、施設の安全機能が損なわれない設計にすることが必要である。

ア 原子炉設置変更許可の審査結果

(ア) 火山事象の影響の想定

発電所に影響を及ぼし得る24火山を抽出した上で、火砕流など設計対応不可能な火山事象が、発電所に影響を及ぼす可能性が小さいと評価した。

さらに火山灰の層厚について、風向の不確かさ及び三瓶山の噴火に関する最新知見を踏まえて、申請時の鬱陵島の噴火による2cmから三瓶山の噴火による5.6cmに見直した。

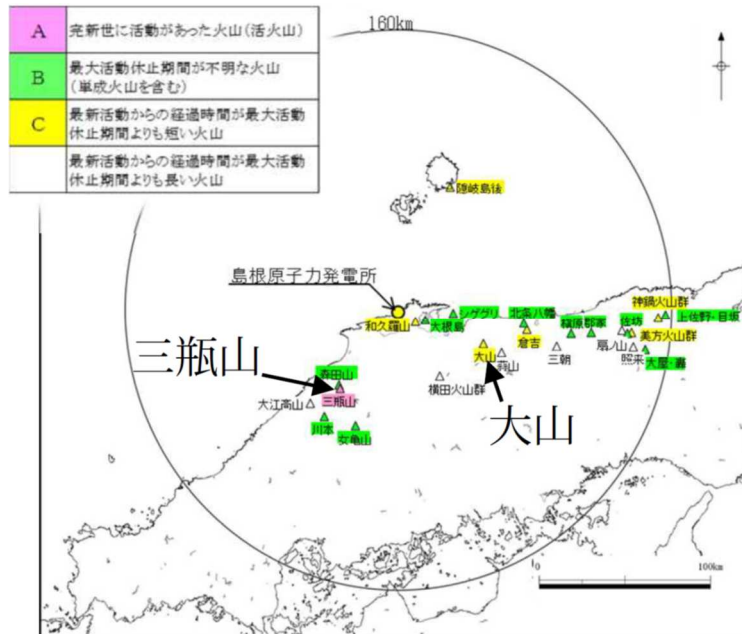


図2.6 発電所周辺の火山

(イ) 火山灰の影響と降灰対策

発電所の施設は、火山灰が5.6cm堆積しても耐え得る設計としており、火山灰が施設の内部に入らないようにフィルタを増設する。

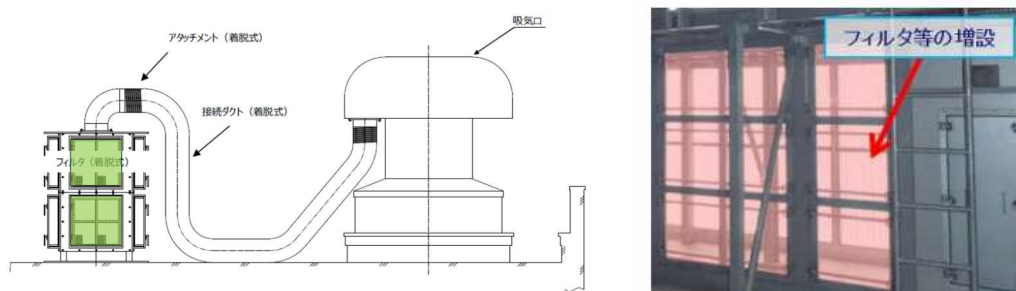


図2.7 フィルタの増設

イ 設計及び工事の計画の認可の審査結果

原子力規制委員会は原子炉設置変更許可の審査で、降灰量を想定し、降灰による影響として荷重や閉塞を数値で評価し、火山灰対策(フィルタの設置)をすることで影響がないことを確認した。設計及び工事の計画の認可の審査において、粒径が4mmを超える火山灰を考慮しない点や水中で火山灰が凝縮しない点、設備の防護方針の詳細等について、ヒアリングで補足の説明を求め、中国電力の回答を踏まえて、技術基準規則への適合性を確

認した。

なお、原子炉設置変更許可の審査で詳細を確認済みであるため、設計及び工事の計画の審査において特段の論点はなく、火山に関する審査会合は開催されていない。

ウ 保安規定変更認可の審査結果

2017年12月14日の実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴うバックフィットであり、降下火砕物（火山灰）対策として、電源の維持や炉心冷却機能の維持による炉心損傷防止に係る活動体制整備、緊急時対策所の居住性確保、通信連絡設備の確保が保安規定変更認可に係る審査の対象となった。

中国電力は、以下のように降灰時の体制や作業手順が整備され、作業の成立性が訓練で確認されていることを以下のとおり説明し、原子力規制委員会はこれらの説明を踏まえて、保安規定審査基準への適合性を確認した。

(ア) 電源の維持

非常用ディーゼル発電機の給気フィルタが火山灰によって閉塞しないように、改良型フィルタを設置して火山灰の侵入を防ぎ、発電機の停止・故障を防止する。

(イ) 降灰が24時間継続する場合の炉心損傷防止

炉心損傷防止対策として、サプレッション・チェンバを水源として冷却するが、降灰が継続することでサプレッション・チェンバの水温が上昇して冷却できなくなること想定し、水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクに切り替えて原子炉隔離時冷却系で注水し、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合には高圧原子炉代替注水系で注水する体制を整備。

(ウ) 緊急時対策所の居住性確保

緊急時対策所空気浄化フィルタが降灰により閉塞することを想定し、緊急時対策所の扉に仮設フィルタを設置した上で扉を開放することで居住性を確保。

(エ) 通信連絡設備の確保

降灰の影響を受けない複数の通信機器を確保し、可搬設備（高圧発電機車、乾電池）からの給電で動作することで降灰時における通信連絡設備を確保。

エ 顧問等による確認

顧問が、保安規定変更の審査において火山影響の体制のみが詳細に審査されている理由や火山灰対策のフィルタ設置に関する原子炉設置変更許可の審査との違いについて確認し、現地視察において火山灰フィルタを確認し、火山灰対策工事が実施されていることを確認した。

また、原子炉設置変更許可の審査内容を詳細に確認することで、火山灰対策に係る原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認した。

(体制整備)

- 新規制基準は火災、溢水、火山噴火、自然災害、有毒ガス、重大事故及び大規模損壊が発生した際の体制整備を要求しており、これらの事象発生については、体制整備を含む対策が原子炉設置変更許可で審査されているにもかかわらず、火山影響の体制のみが保安規定変更の審査会合で詳しく議論されたのは、火山に対する体制整備のみを保安規定変更の審査会合で詳しく議論することが決められているためであり、その他の事

象の体制整備や対策については保安規定変更に関するヒアリングで審査されていることを確認した。

(原子炉設置変更許可の審査と保安規定変更認可の審査の違い)

- 原子炉設置変更許可の審査において、降灰時のフィルタ設置やフィルタ交換が十分に実施可能であり、それらの対策が有効であると確認されたにもかかわらず、保安規定変更の審査で同じ審査を繰り返している理由は、原子炉設置変更許可よりも降灰濃度が高い場合の対応を審査しているからであることを確認した。

(火山灰の想定)

- 想定する降灰層厚に関して、火山灰シミュレーションの入力パラメータの妥当性について確認した。
- 実績層厚と火山灰シミュレーションの結果は比較するものではなく、降灰層厚の想定においては、実績層厚を用いる場合と火山灰シミュレーションの結果を用いる場合にそれぞれ条件があることを確認した。
- 火山によって火山灰の成分が異なるため、観測された火山灰が三瓶山の噴火によるものか、大山の噴火によるものかを判別できることを確認した。
- 約24時間で56cmの火山灰が降り積もる想定であることを確認した。

(火山灰の影響)

- 敷地周辺斜面を含む敷地全体に厚い火山灰が堆積した後に雨で火山泥流が発生した場合についても検討しており、旧建設省の「土石流危険渓流および土石流危険区域調査要領(案)」によれば、土石流の堆積区間は土砂量に関係なく渓床勾配(3°)により定まるとされていることから、火山泥流の影響範囲は、別途評価済みの土石流危険区域の範囲と変わらないと評価していることを確認した。
- 施設への影響については、火山灰によるフィルタの目詰まりや電気系統の絶縁性、排気筒への侵入等への影響がなく、安全機能に影響がないことを確認した。また、非常用ディーゼル発電機の既設のフィルタの取替え作業時間が約2時間であるのに対して、フィルタ閉塞までの時間を約7時間と見積もっているため、フィルタの閉塞前に取替えが可能であることを確認した。
- 火山灰による間接的影響であるアクセス制限(交通麻痺)を想定し、要員の食料や飲用水等、非常用ディーゼル発電機の燃料を7日間確保していることを確認した。
- 屋外に保管している車や可搬電源等の可搬型設備の電子部品は、火山灰による絶縁低下等の影響が危惧されるが、そもそもとして、屋外の可搬型設備の機能に期待せずとも必要な安全機能は確保されることを確認していることを確認した。また、それらの設備は降灰時には停止状態とし、適切に除灰する手順となっていることを確認した。
- 海面に火山灰が降下しても、海水ポンプ等の狭隘部の幅が火山灰の粒径より大きいことから閉塞に至らないと評価していることを確認した。
- 海水の取水は深層取水方式を採用しているため、海水面に浮遊する軽石による冷却水の取水には影響しないと評価していることを確認した。また、大量の軽石が輪谷湾に漂着した場合には、発電所に入港する重油運搬船や調査船舶の運行に支障が生じるおそれがあることから、オイルフェンスの設置や傭船による撤去等を行うことを想定していることを確認した。

(除灰作業)

- 除灰作業における保護具（マスクやゴーグル）を準備していることを確認した。
- 降灰が終わるのを待つことなく、降灰中でもおおよそ10cmも積もれば、ホイールローダ等の資機材により除灰作業を行う手順としていることを確認した。
- ※6 溶岩流：粘性の低いマグマが地表に流体として流れ出る現象。
- ※7 火砕流：噴出した高温の火山灰・軽石・火山岩塊などが一団となって高速度で流れ下る現象。
- ※8 火山ガス：マグマ中に含まれる揮発成分で、マグマから脱ガスし、火山の火口や噴気孔から放出される気体成分。

(4) 竜巻の想定と対策

竜巻による風や飛来物によって発電所が損傷することを防ぐため、当該原子力発電所が立地する地域において観測された最大の竜巻を踏まえて、発電所で考慮すべき竜巻の最大風速を想定し、その竜巻の風速や竜巻飛来物に対しても、施設の安全機能が損なわれない設計にすることが必要である。

ア 原子炉設置変更許可の審査結果

(ア) 竜巻の想定

将来的な気候変動の不確かさを考慮し、最大風速を申請時の69m/sから見直し、92m/sに設定した。

(イ) 竜巻への対策

原子炉施設の補強とともに、竜巻飛来物に対する竜巻防護ネット、スリング（吊り紐）による固縛等による飛来物の飛散防止を実施する。



図28 飛来物への対策（竜巻防護ネット）



図29 車両等の固縛のイメージ

イ 設計及び工事の計画の認可の審査結果

原子力規制委員会は、原子炉設置変更許可の審査で、竜巻の風速や荷重を数値で評価した上で竜巻防護対策の詳細を確認した。設計及び工事の計画の認可の審査において原子力

規制委員会は、固縛対象物の選定や竜巻飛来物の解析コード等について、ヒアリングで追加の説明を求め、技術基準規則への適合性を確認した。

なお、原子炉設置変更許可の審査で詳細を確認済みであるため、設計及び工事の計画の審査において特段の論点はなく、竜巻に関する審査会合は開催されていない。

ウ 顧問等による確認

顧問は原子炉設置変更許可の審査内容を詳細に確認することで、竜巻対策に係る原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認した。

(竜巻から防護すべき施設)

- 竜巻から防護すべき施設の抽出方法、特に波及的影響の観点での抽出について、「機械的影響」と「機能的影響」に分け、「機械的影響」は倒壊により外部事象防護対象施設に損傷を及ぼし得る施設を、「機能的影響」は屋外にある外部事象防護対象施設の付属施設を、それぞれ網羅的に抽出していることを確認した。

(設計竜巻の設定)

- 設計竜巻の風速の不確実性については、フジタモデルにおける地上の風速に関して確認していることを確認した。

(竜巻による飛来物の想定と対策)

- 竜巻飛来物として鋼製材(200mm×300mm×4,200mm、135kg)を設定していることを確認した。
- 公道の車両は施設までの距離が十分にあるため竜巻飛来物としての想定が不要であることを確認した。
- 施設の近くにある車両は固縛や退避を行い、気象庁の60分前の竜巻予報に基づいて車両退避を始める手順であるが、車両退避先である発電所内のトンネルへの移動時間が最大でも25分であるため、60分前の予報に基づく車両退避が十分な時間的余裕をもって退避できるようになっていることを確認した。

(竜巻からの防護、竜巻による影響軽減)

- 重要な設備を内包している建物には窓ガラスはなく、防護が期待できない箇所や屋外の重要な設備には竜巻飛来物から防護するために竜巻防護ネットや竜巻防護鋼板等を設置するとしていることを確認した。
- 竜巻による送電線断線に対しては、送電線が3ルートあるため、竜巻の影響のない健全な送電線で電源を供給することが可能であることを確認した。
- 非常用ディーゼル発電機の配備や事故時の復旧手順に基づき早期復旧を行うことで対応するとしており、7日間の燃料を備蓄していることを確認した。

(5) 火災の想定と対策

発電所の周辺で起こる森林火災、近隣の可燃物を有する施設や発電所内の可燃物(軽油や絶縁油、樹脂)の火災や爆発、航空機落下による火災によって発電所が損傷することを防ぐため、それらの外部の火災を想定し、それらによって施設の安全機能が損なわれない設計にすることが必要である。また、発電所の建物内で発生する火災(内部火災)によって発電所の安全性が損なわれないように、火災の発生防止、感知と消火、延焼防止について考慮することが必要である。

ア 原子炉設置変更許可の審査結果

(ア) 外部火災の想定

発電所南西の森林を発火点とする森林火災、大型民間航空機落下による火災、近隣の産業施設（工場、石油コンビナート等）や発電所内の可燃物（軽油や絶縁油）による火災を想定した。

(イ) 火災防護対策

近隣に工場や石油コンビナートがないため、それらによる火災のおそれはなく、森林火災に対しては幅約21mの防火帯（モルタル）を設置し、発電所敷地内の可燃物や航空機落下による火災に対しては建物外壁温度が許容温度以下であることを確認した。また、発電所敷地内の可燃物を減らすために、固体廃棄物処理に使用する固化材を可燃性のプラスチックから不燃性のセメントへ変更する。さらに、火災に伴って発生するばい煙や有毒ガスについて、運転員に影響がないことを確認した。



図30 防火帯の位置と外観

内部火災に対しては、難燃ケーブルや不燃性材料の使用による火災の発生防止、火災感知器やガス消火設備^{※9}による感知及び消火、耐火壁や耐火ラッピング^{※10}による影響軽減対策を講じる。



図31 火災防護対策の例

イ 設計及び工事の計画の認可の審査結果

(ア) 外部火災

原子炉設置変更許可の審査で、外部火災（森林火災、発電所敷地内の可燃物の火災、航空機落下による火災）による建物外壁温度等を数値で評価して影響がないことを確認した。設計及び工事の計画の認可の審査において原子力規制委員会は、火災源（水素ガストレーラ、変圧器、燃料輸送車両等）の配置及び外部火災影響評価対象施設の代表性について、ヒアリングで追加の説明を求め、技術基準規則への適合性を確認した。

なお、原子炉設置変更許可の審査で詳細を確認済みであるため、設計及び工事の計画の審査において特段の論点はなく、外部火災に関する審査会合は開催されていない。

(イ) 内部火災

原子炉設置変更許可の審査で、建物内で発生する火災で原子炉施設の安全性が損なわれないように、火災の発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響低減を考慮した火災防護対策を講じることを確認した。

設計及び工事の計画の認可の審査で論点となったのは、2019年2月の火災防護審査基準の一部改正による火災感知器の配置であり、中国電力は、煙感知器、熱感知器及び炎感知器の配置が改正後の火災防護審査基準に適合したものであることを説明した。

原子力規制委員会は火災感知器の配置が基準に適合していることを確認し、その他に、水素ガスボンベの運用や消火設備の消火剤量に関する追加の説明、説明資料における記載の適正化をヒアリングで求め、中国電力の回答を踏まえて技術基準規則への適合性を確認した。

ウ 顧問等による確認

(ア) 外部火災

顧問は原子炉設置変更許可の審査内容を詳細に確認することで、外部火災に係る原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認した。

(火災の影響を評価する設備)

- 一時的に復水貯蔵タンクが火災の影響を評価する施設に追加されていた理由は先行審査を踏まえた結果であり、最終的には安全重要度クラス3の施設に格下げしたために対象外にしたことを確認した。

(外部火災の想定)

- 森林火災シミュレーションでは、島根県で森林火災の多い3月と4月を対象とした過去の気象記録を踏まえて最小湿度、最高気温、最大風速及び卓越風向を気象データとして採用することで保守的な想定となるようにしていることを確認した。
- 審査における森林火災の火線強度が低下しても原子炉建物の外壁温度が下がっていないのは防火帯の形状変更で火元と原子炉建物の距離が見直された結果であること等を確認した。
- 発電所内の燃料の燃焼時間として、重油タンクは16時間、軽油タンクは11時間の想定であることを確認した。

(外部火災の影響)

- 敷地内に保管している燃料への火災の影響は、燃料を内包する建物の外壁で評価して

問題がなく、建物外壁温度が許容温度以下であれば、建物外壁で防護されている建物内の温度は、要員の活動に支障のない温度であるとの評価であることを確認した。

- 送電線や鉄塔は火元から十分な離隔距離を確保しているため火災の影響がないことを確認した。
- 海水ポンプへの影響評価では雰囲気温度と輻射の両方を考慮していることを確認した。
- 防火帯の幅の決定するに当たり外部火災影響評価ガイドを基に算定していることを確認した。
- 防火帯外側に設置されているモニタリングポストが火災で故障した場合には可搬型モニタリングポストによる代替が可能であることを確認した。
- 中央制御室の空調換気系が外気を遮断して再循環運転をすることで、森林火災や可燃物の火災によって発生する有毒ガスやばい煙による影響を受けなくなっていることを確認した。また、外気を遮断したことによる酸素濃度の低下や二酸化炭素濃度の上昇についても評価し、中央制御室の居住性に影響しないことを確認していることを確認した。

(イ) 内部火災

顧問は、設計及び工事の計画の認可の審査で議論された火災感知器の配置について、伝送の多重化や断線警報について確認し、原子力規制委員会の審査が適正であることを確認した。その他、顧問は原子炉設置変更許可の審査内容を詳細に確認することで、内部火災に係る原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認し、さらに現地でケーブルに施された耐火ラッピングを視察すること等により、火災防護対策工事が実施されていることを確認した。



(視察：耐火ラッピング)

(耐火ラッピング)

- 隣接して設置されているケーブルにおいて、片方のケーブルに3時間の耐火障壁として耐火ラッピングをし、さらに消火設備を設置すれば、基準に適合しているため、一方にだけ耐火ラッピングが施されている箇所があることを確認した。
- 耐火ラッピングや耐火障壁の性能確認(耐火時間)は建築基準法に準じた加熱炉による耐火試験によって性能を確認していることを確認した。
- 耐火ラッピングの中のケーブルも難燃性ケーブルを使用しており、耐火ラッピングの

役割は火災の影響軽減のために異なる安全系が同じ火災区域内を通っている場合に、両者を分離するためのものであることを確認した。

(火災の影響軽減)

- 安全系統区分Ⅱとは耐火壁等で分離されているが、安全系統区分ⅠとⅢが分離されていない理由が、安全系統区分ⅠとⅢが有する機能が安全系統区分Ⅱの有する機能と同等であるためであることを確認した。
- 照明の電源は2つの系統の非常用電源に接続されているため、火災によってケーブルが損傷しても照明が付かなくなることがないようにしていることを確認した。

(火災の感知)

- 説明資料上、火災感知器の受信機盤と本館にある総合操作盤の間の伝送が多重化されていないように見えるが、実際には多重化されていることを確認した。また、一部で多重化されていないところもあるが、断線すると警報が鳴る仕組みになっており、火災発生を見落とすことのないようになっていることを確認した。
- 煙感知器と熱感知器の2種類の火災感知器を2台ずつ設置し、いずれか2つ以上が作動したら固定式自動消火装置を起動するようにしており、一方の感知器が故障しても消火に影響がないようにしていることを確認した。また、これまでの運用実績を踏まえて火災感知器の劣化を考慮した点検周期にしていることを確認した。
- 運転中に高放射線場となる格納容器の中は窒素置換されており、火災が発生するおそれはなく、基本的に火災感知器を設置するエリアの大部分が高放射線場ではないことを確認した。また、高線量場に設置する必要がある場合は、放射線の影響を受けにくい感知器を設置する方針であることを確認した。
- 耐火ラッピング内での火災の感知については、高感度の煙検知器で検出できることを実証実験で確認していることを確認した。

(火災発生の防止)

- 地震で制御盤が倒れて火災が起こる可能性を考慮し、実証試験を行って、離隔距離を設けることで他機能に影響を与えないことを確認していることを確認した。

(消火設備)

- 消火設備の自動起動と手動起動のメリットとデメリットを総合的に判断し、確実な早期消火のために自動起動を採用し、自動起動のバックアップとして手動起動を準備していることを確認した。
- 地震対策のために地下に埋設された消火配管を地上化する際、保温材を設置する等の凍結対策をしていることを確認した。

(他号機の火災による2号機への影響)

- 中央制御室には1号機のケーブルと2号機のケーブルがあるが、難燃ケーブルとなっていない1号機のケーブルから2号機のケーブルに延焼しないように、両者が完全分離され、常駐する運転員等による早期感知・消火をすることで火災による影響がないようにしていることを確認した。
- 廃止措置中の1号機で火災が発生しても1号機運転員及び専属の消防チームで対応可能であるため、2号機への影響がないことを確認していることを確認した。

※9 ガス消火設備：ハロン（ハロゲン化炭化水素）ガスを放出して消火する設備。

※10 耐火ラッピング：燃えないもの（ガラステープ等）で対象物を包むこと。

(6) 溢水の想定と対策

福島第一原子力発電所事故では、津波の浸水により非常用電源設備が水没し、電源が喪失した。地震による配管破断や消火活動による放水等により、原子炉施設内部で溢水が発生し、水没等により施設の機能喪失を防ぐため、溢水源と溢水量を想定し、そのような溢水に対して、施設の安全機能が損なわれないように設計することが必要である。また、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいしないことも必要である。

ア 原子炉設置変更許可の審査結果

(ア) 溢水の想定

溢水源として、機器・配管及びタンクの破損、消火水の放水、地震による機器・配管の破損、地震による燃料プールや貯水槽のスロッシング^{※11}、屋外タンクの破損等を想定し、これらの溢水経路と溢水量を想定した。

(イ) 溢水防護対策

- 没水対策：設備が没水しないような高さに設置する。
- 被水対策：設備にカバーを取り付ける。
- 蒸気対策：蒸気への耐性を有する機器へ取り替える。
- 水密扉や防水壁を設置する。
- 放射性物質を含む水が管理区域外へ漏えいしないように、堰や水密扉の設置、貫通部の止水処置を実施する。



図32 溢水防護対策の例

イ 設計及び工事の計画の認可の審査

原子炉設置変更許可の審査で、地震による配管破断や消火活動による放水等による内部溢水の経路や溢水量を想定し、施設の安全機能が損なわれないように、没水対策、被水対策、蒸気対策、水密扉や防水壁、堰の設置、貫通部の止水処理を実施することを確認した。設計及び工事の計画の認可の審査において原子力規制委員会は、土石流によって屋外タンクが損傷して溢水が発生してもプラントへ影響を与えないこと、他の機器で代替できることを理由に溢水評価の対象外としている設備における代替できる機器との関係、スロッシングの固有周期の計算・設定、埋設ダクトへの流入量等について、ヒアリングで追加の説明を求め、説明資料における様々な記載の適正化を指摘した上で、技術基準規則への適合性を確認した。

なお、原子炉設置変更許可の審査で詳細を確認済みであるため、設計及び工事の計画の審査において特段の論点はなく、溢水に関する審査会合は開催されていない。

ウ 顧問等による確認

顧問は原子炉設置変更許可の審査内容を詳細に確認することで、溢水対策に係る原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認し、さらに現地の視察により溢水対策工事が実施されていることを確認した。

(溢水の想定)

- 溢水源は水を内包するすべての設備を対象とし、原子炉建物で漏れた水は最終的にはトラス室へ集まる構造となっており、溢水量の最大は500トン、燃料プールのスロッシングにより130トンの溢水があると想定していることを確認した。
- 耐震Sクラスである原子炉建物内の躯体が燃料プールであるため、地震によって燃料プールが損傷することによる溢水は想定していないことを確認した。
- 屋外タンクの溢水は地震によるタンクの破損が要因であるが、放射性物質を含む水のタンクやそのタンクを囲む堰が地震によって損傷しないことを確認しているため、放射性物質を含む水が流出するようなことはないことを評価していることを確認した。

(溢水対策による重大事故対策への影響)

- 堰や水密扉等の溢水対策は可搬型ポンプ搬入等の障害物となるが、それらを考慮して重大事故対策の作業成立性を確認していることを確認した。

(スロッシング解析)

- 燃料プールや輪谷貯水槽のスロッシング解析において、基準地震動 $S_s - D$ を使うことが保守的な設定となっていることを確認した。
- スロッシング解析では地震動3方向同時入力による評価の方が実態に即しているが、地震動3方向同時入力の場合に組み合わせる地震の位相が無数にあるため、最大溢水量となる条件の特定が難しく、東西方向+鉛直方向の2方向同時入力の地震動による溢水量と南北方向+鉛直方向の2方向同時入力の地震動による溢水量を足し合わせる方法を選択していることを確認した。
- 燃料プールのスロッシングによる溢水量は当初申請の68トンから180トンに大幅に増加したが、燃料プールの周りの堰を高くすれば水は流出せず、機器に影響しないことを確認した。

(溢水によるケーブルへの影響)

- 海水、真水、酸性溶液、アルカリ性溶液によるケーブル劣化加速試験が、被覆部の絶縁抵抗試験のみである理由は、この試験の対象がタービン建物を通過しているだけの安全系ケーブルであるためであることを確認した。なお、ケーブル端子部については、溢水の影響がないように水密化等の処置を施していることを合わせて確認した。

(溢水によるアクセスルートへの影響)

- 地震で配管が破損して内部溢水が生じたとしても、アクセスルートへの影響が少なくなるように水深は30cm以下となるようにしているところをアクセスルートとして設定していることを確認した。また、アクセスルートにおける溢水によって歩行が困難となることを想定して国土交通省の「地下空間における浸水対策ガイドライン」に基づいて水中の歩行速度を遅く設定していることを確認した。

- 溢水時にアクセスルートを使って現場に行くことに備えて、長靴や胴長を用意していることを確認した。

※11 スロッシング：地震による水面の揺動。

(7) 電源の信頼性強化

福島第一原子力発電所事故では、地震で鉄塔が倒れて外部電源を失い、津波によって所内に準備していた非常用電源を失ったことで全交流動力電源を喪失し、原子炉が冷却できなくなった。これを防ぐためには、発電所における電源の多重化・多様化が必要である。

ア 原子炉設置変更許可の審査結果

(ア) 外部電源

- 220kVの2回線、66kVの1回線がそれぞれ独立して発電所と接続されている。
- 3回線の送電線が同じ送電鉄塔に設置されておらず、物理的に分離されている。
- 2回線を喪失しても残りの1回線で、2号機の停止に必要な電源を確保できる。

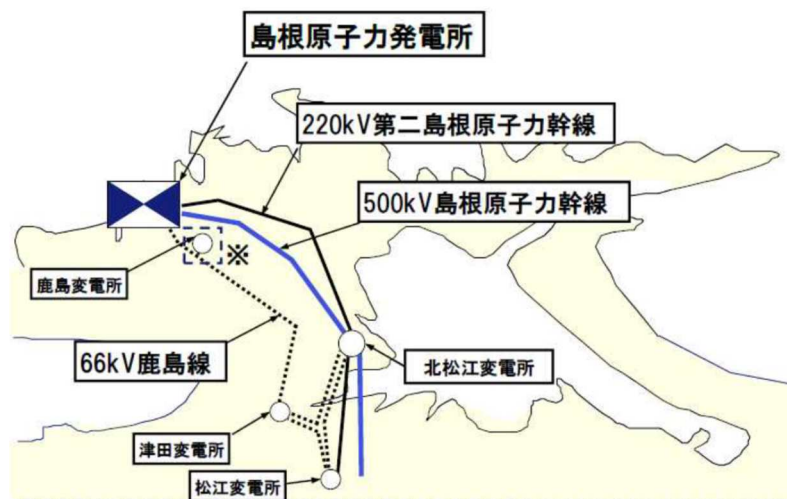


図33 発電所への送電系統

(イ) 非常用発電機

- 外部からの支援がなくても7日間分の燃料（軽油）を有する非常用ディーゼル発電機3台を設置している。3台のうち、1台が故障しても、安全を確保するために必要な電力を供給できる設計としている。
- 代替電源として、7日間の連続運転が可能で高い耐震性を有する定置式のガスタービン発電機を設置している。
- SA設備として要求されている24時間の供給が可能な蓄電池（バッテリー）を配備している。



図34 ガスタービン発電機



図35 蓄電池（バッテリー）

イ 設計及び工事の計画の認可の審査

(ア) 外部電源

原子炉設置変更許可の審査で、3回線の外部電源のうち2回線が独立しており、3回線のうち1回線で2号機の停止に必要な電源を供給できることを確認した。設計及び工事の計画の認可の審査で原子力規制委員会は、送電線の位置関係（交差、離隔）、長幹支持碍子の免震対策、ガス絶縁開閉装置（GIS）とガス絶縁複合開閉装置（GCS）の特徴や使用箇所（220kV開閉所か、66kV開閉所か）、モニタリングポスト用UPSの申請上の扱い等について、ヒアリングで追加の説明を求め、電源に関する図面の修正（記載の明確化）を指摘した上で、技術基準規則への適合性を確認した。

なお、原子炉設置変更許可の審査で詳細を確認済みであるため、設計及び工事の計画の審査において特段の論点はなく、外部電源に関する審査会合は開催されていない。

(イ) 非常用発電機

原子炉設置変更許可の審査で、高い耐震性を有するガスタービン発電機で外部電源喪失時も7日間以上の電源供給が可能であることを確認した。設計及び工事の計画の認可の審査で原子力規制委員会は、給電先の設備・機器の運転等に必要な負荷を計算し、その合計に対して十分な容量が確保されるように各発電機（非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、高圧発電機車、緊急時対策所用発電機及び可搬型窒素供給装置用発電機）の出力を決定していることを確認した。

その他、設計及び工事の計画の認可の審査で論点となったのは、2017年8月の技術基準規則の改正で追加された高エネルギーアーク火災対策である。中国電力は先行審査プラント（BWR）と同じ設計方針で電気を遮断する（短絡が生じたところへの電気を止める）回路を組み込むことを審査で説明し、原子力規制委員会は技術基準規則や高エネルギーアーク損傷（HEAF）に係る電気盤の設計に関する審査ガイドに適合していることを確認した。

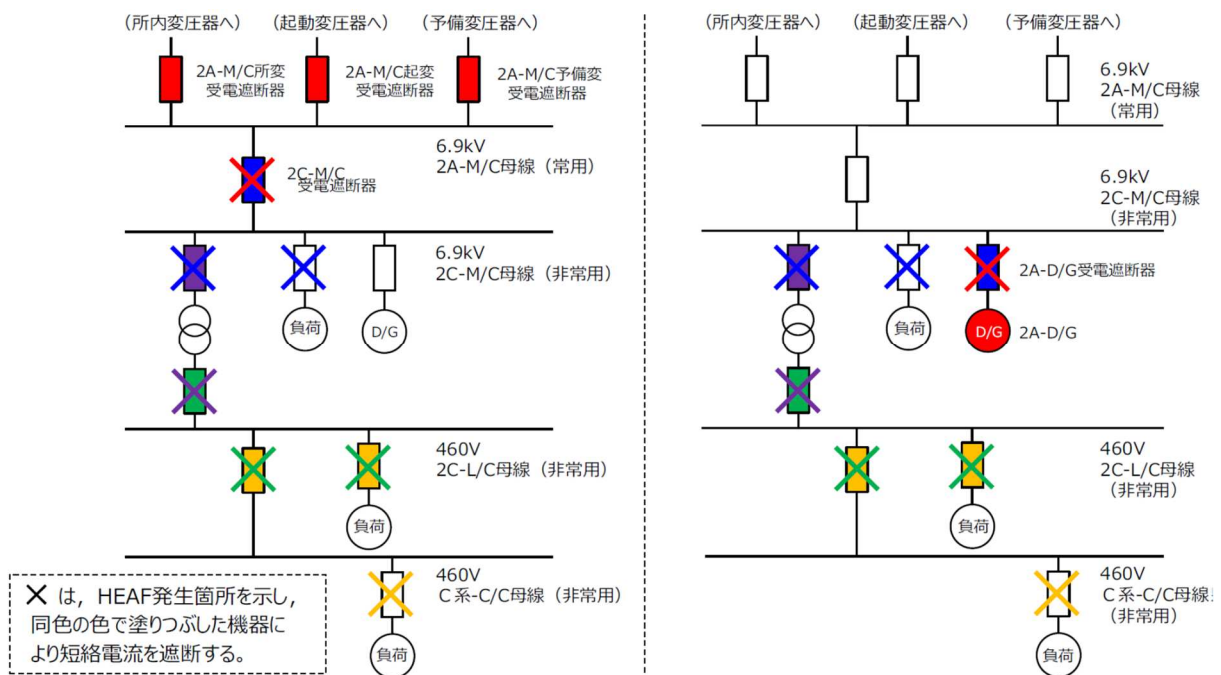


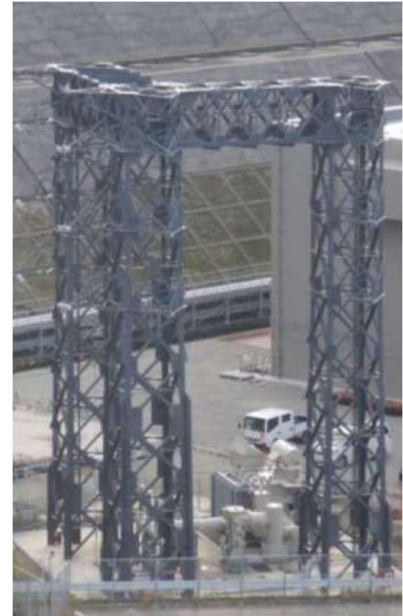
図36 HEAF対策の概念図（HEAF発生箇所の上流で短絡電流を遮断）

ウ 顧問等による確認

(ア) 外部電源

顧問は原子炉設置変更許可の審査内容を詳細に確認することで、外部電源に係る原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認し、現地視察で耐震の緊急用開閉所を確認し、安全対策工事により外部電源の強化が図られていることを確認した。

- 送電線2回線が喪失しても電力供給が停止しないように求めており、島根原発では異なる回線が同一の鉄塔に載っていないことで要求を満たしていることを確認した。
- 2号機で全交流動力電源喪失時に使用する電源の順位を決めており、ガスタービン発電機からの受電が第1優先、非常用所内電源系を介した1号機の非常用ディーゼル発電機の号炉間融通による受電が2番目、高圧発電機車からの受電が3番目であることを確認した。



耐震の緊急用開閉所

- 予備変圧器分岐盤や緊急用メタクラを用いた相互接続により、3号機の500kV送電線から受電できる設計となっており、通常時は遮断器を切りで運用していることを確認した。
- 事故時の電源供給は外部電源系に期待していないが、電源の信頼性向上を図るために発電所内に接続する電線路を少なくとも2回線は独立したものとし、1回線が機能を喪失したとしても残りの回線で電力の供給ができることが外部電源に関する規制要求となっており、これは、遠く離れた発電所等からの長大な電線路全てにおいて高い信頼性を確保することは不可能であること、発電所外の電線路等は発電用原子炉施設の設備ではないためであることを確認した。ただし、北松江変電所や津田変電所では耐震性の高い遮断器等を採用することで、JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた加速度と波形による解析で安全率1に対して十分な裕度があることを確認し、電源の信頼性向上を図っていることを確認した。

(イ) 非常用発電機

設計及び工事の計画の認可の審査で議論されたHEAF対策について、顧問が原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認した。

また、現地視察でガスタービン発電機を確認し、安全対策工事により電源の信頼性強化が図られていることを確認した。

- HEAF対策の検討にあたっては、地震等により盤内機器で生じた変形や接触で導体が短絡し、アーク放電が発生すると想定していること、万一、短絡事故が発生した場合は、アーク火災に至らなくても当該電源設備に相応の損傷があると考えられるため、直ちに復電することはせず、短絡事故に至った原因究明と再発防止策対策

の実施後に復旧する方針であることを確認した。

- HEAF対策は過電流継電器により上流側遮断器を開放して事故電流を除去することであり、短絡事故が生じたところを含むHEAF事故除去に必要な範囲の電力供給を遮断（停電）するが、重要安全施設に多重性・多様性を持たせることで、HEAF事故対策の停電がプラントの安全性に影響しない設計としていることを確認した。



(視察：ガスタービン発電機)

(8) 重大事故対策（炉心損傷防止対策）

福島第一原子力発電所事故では、全ての電源が喪失して注水手段を失い、炉心損傷に至った。機器の故障や人的ミスが重なることで設計時に用意されている注水手段や除熱手段を失ってしまう重大事故をあらかじめ想定し、そのような重大事故が起こっても炉心損傷を防止することができるように有効な対策（設備と手順）を用意することが必要である。

ア 原子炉設置変更許可の審査結果

設置許可基準規則では、炉心損傷に至るおそれのある以下の7つの事故を想定した上で、対策を講じることが要求されている。原子炉設置変更許可の審査において、いずれの事故シーケンスにおいても炉心損傷に至らないことが確認された。

- ① 高圧・低圧注水機能喪失
- ② 高圧注水・減圧機能喪失
- ③ 全交流動力電源喪失
- ④ 崩壊熱除去機能喪失
- ⑤ 原子炉停止機能喪失
- ⑥ LOCA時注水機能喪失
- ⑦ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

(ア) 事故想定（例として「① 高圧・低圧注水機能喪失」の事故想定）

- 通常運転時の給水系と非常用炉心冷却系（高圧注水と低圧注水）^{*12}の機能喪失を想定。
- 原子炉へ注水できず、逃がし安全弁^{*13}による減圧に伴って蒸気が流出し、原子炉内の水が減少して、対策を取らなければ、炉心が露出し炉心損傷に至る。

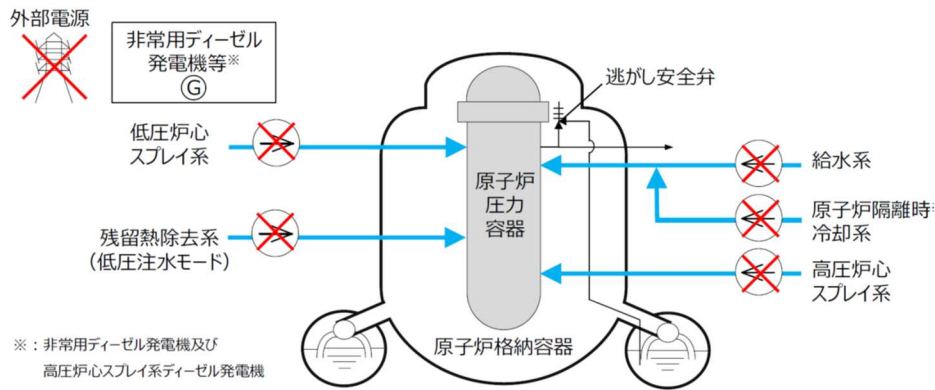


図 3 7 高圧・低圧注水機能喪失の事故想定

(イ) 対策 (例として「① 高圧・低圧注水機能喪失」の対策)

- 逃がし安全弁を開けて原子炉圧力容器を急速減圧し、常設代替交流電源設備^{*14}から低圧原子炉代替注水系^{*15}に給電して原子炉圧力容器へ注水。原子炉圧力容器からの除熱は、逃がし安全弁を介して原子炉格納容器 (サブプレッション・プール^{*16}) へ水蒸気を送ることで行う。
- 原子炉圧力容器から原子炉格納容器への除熱により原子炉格納容器の温度及び圧力が上昇するため、大量送水車^{*17}による格納容器代替スプレイ^{*18}で原子炉格納容器を冷却。
- 格納容器代替スプレイによるサブプレッション・プールの水位上昇をある程度までに抑えるため、格納容器フィルタベント系^{*19}を使って原子炉格納容器からの除熱 (原子炉格納容器内の熱を大気に放出) を行う。

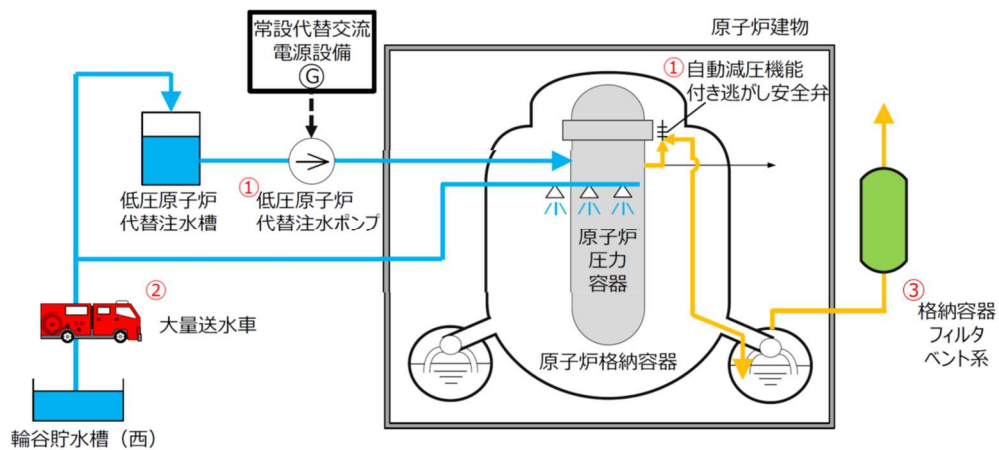


図 3 8 高圧・低圧注水機能喪失の炉心損傷防止対策

(ウ) 評価結果 (例として「① 高圧・低圧注水機能喪失」の評価結果)

SA設備として準備している常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)、低圧原子炉代替注水系、大量送水車、格納容器代替スプレイ及びフィルタベントの使用により燃料被覆管温度や原子炉圧力容器圧力等の各解析結果がそれぞれの許容値を下回り、それらの設備を使うために必要な要員、燃料や水源が発電所内で十分に確保されていることから、中国電力の炉心損傷防止対策が有効であることを確認した。

表9 高圧・低圧注水機能喪失における評価結果

評価項目	解析結果	各評価項目の許容値
燃料被覆管の温度	約509℃	1,200℃以下
原子炉圧力容器の圧力	約7.89MPa	10.34MPa未満
敷地境界での線量	LOCA時注水機能喪失より低い (約 1.7×10^{-2} mSv以下)	5 mSv以下

(エ) 炉心損傷防止対策の有効性（全7種類の事故想定に対して）

設置許可基準規則で対策が要求されている高圧・低圧注水機能喪失を含む全7種類の事故に対して、SA設備を使うことによって燃料被覆管温度や原子炉圧力容器圧力等の各解析結果がそれぞれの許容値を下回り、それらSA設備を使うために必要となる要員や燃料、水源等が発電所内で確保されて復旧手順を無理なく行うことが可能であるため、中国電力の炉心損傷防止対策が有効であることが確認された。

イ 設計及び工事の計画の認可の審査

原子炉設置変更許可における炉心損傷防止対策の審査は、主に事業者が準備しているSA設備を使っての対応手順とその対応手順の有効性（要員や燃料等の確保状況、訓練による対応時間の確認等）を評価するものである。一方、設計及び工事の計画における審査は、設備に関する審査であるから、SA対策（炉心損傷防止対策）に係る設計及び工事の計画の審査については、各SA設備に関する審査として（10）項に記載している。

ウ 顧問等による確認

顧問は原子炉設置変更許可の審査内容を詳細に確認することで、SA対策（炉心損傷防止対策）に係る原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認した。

- 「高圧・低圧注水機能喪失」や「高圧注水・減圧機能喪失」等の事象進展の中で一時的に炉心の一部が露出しても、この短時間で燃料が溶融することがないことを確認した。
- 炉心損傷防止対策の中心となる「低圧原子炉代替注水系」には常設型と可搬型の2種類があり、常設型を優先して使用し、常設型が使用できない場合に可搬型を使用する手順になっていることを確認した。
- 自動減圧機能と代替自動減圧機能は、異なる制御盤、電磁弁（駆動用空気）を使用し、作動信号を電氣的、機械的に分離することで、共通要因で故障しない設計としており、同時に機能喪失する確率は、非常に低いことを確認した。
- 起因事象から炉心損傷に至る最速の事故シーケンスはLOCAとECCSの機能喪失が重畳する事故シーケンスであり、約5分で炉心損傷に至るが、残留熱代替除去系で格納容器を除熱することで放射性物質が放出されることはなく、仮に残留熱代替除去系が使えない場合を想定すると、約32時間後にフィルタベントにより放射性物質が放出されることを確認していることを確認した。
- 格納容器代替スプレイは約22時間後に開始する設定であるが、これは格納容器代替スプレイの実施基準が、格納容器の使用圧力の0.9倍である384kPa到達であり、その圧力に到達するのが約22時間後であるためであることを確認した。
- 内部事象である機器故障や人的過誤による炉心損傷頻度(CDF)は、新規制基準に基

づく重大事故対策により、 6.2×10^{-6} / 炉年から約80分の1の 7.4×10^{-8} / 炉・年に下がることを確認していることを確認した。

- ※12 非常用炉心冷却系：原子炉で冷却材の喪失が起こった場合に、直ちに原子炉に注水して冷却する安全施設。
- ※13 逃がし安全弁：BWRの主蒸気配管に設置され、原子炉の圧力が上昇したときに開いて、原子炉の蒸気を圧力抑制室へ逃がすことで原子炉圧力の上昇を抑制する弁。
- ※14 常設代替交流電源設備：島根2号機ではガスタービン発電機のこと。
- ※15 低圧原子炉代替注水系：非常用炉心冷却系が使えないときに使用するシビアアクシデント対策用の注水系。
- ※16 サプレッション・プール：「圧力抑制室」や「サプレッション・チェンバ」とも呼ばれ、原子炉格納容器下部のドーナツ型の容器。事故時に発生する水蒸気をサプレッション・プールに導いて冷却することで圧力を低下させる。また事故時の水源にもなる。
- ※17 大量送水車：ポンプを備え、大量に水を送ることができる車両。
- ※18 格納容器代替スプレー：格納容器内の温度と圧力を下げるために、シャワーのように格納容器内に水を降らせることが格納容器スプレーであり、大量送水車を使ってスプレーをする場合が格納容器代替スプレーである。
- ※19 フィルタベント：原子炉格納容器の過圧破損を防ぐために、フィルタで放射性物質を除去した上で、格納容器内のガスを大気に逃がすもの。

(9) 重大事故対策（格納容器破損防止対策）

福島第一原子力発電所事故では、注水・冷却手段を失うことで炉心が損傷し、格納容器破損に至って放射性物質が放出された。炉心損傷後にさらに事故が進展することを想定し、そのような重大事故であっても格納容器破損を防止することができるように有効な対策（設備と手順）を用意することが必要である。

ア 原子炉設置変更許可の審査結果

設置許可基準規則では、格納容器破損に至るおそれのある以下の6つの事故を想定した上で、対策を講じることが要求されている。原子炉設置変更許可の審査において、いずれの評価事故シーケンスにおいても格納容器破損に至らないことが確認された。

- ① 雰囲気圧力・温度による静的負荷
- ② 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用（水蒸気爆発）
- ④ 水素燃焼
- ⑤ 格納容器直接接触（シェルアタック）
- ⑥ 溶融炉心・コンクリート相互作用

(ア) 事故想定（例として「① 雰囲気圧力・温度による静的負荷」の事故想定）

- 配管破断による冷却水流出、非常用炉心冷却系の機能喪失、電源喪失を想定する。
- 格納容器に流出した高温の冷却水、崩壊熱^{*20}で発生した水蒸気、ジルコニウム—水反応^{*21}で発生した水素等により原子炉格納容器内の圧力と温度が上昇し、対策を取らなければ、格納容器破損に至る。

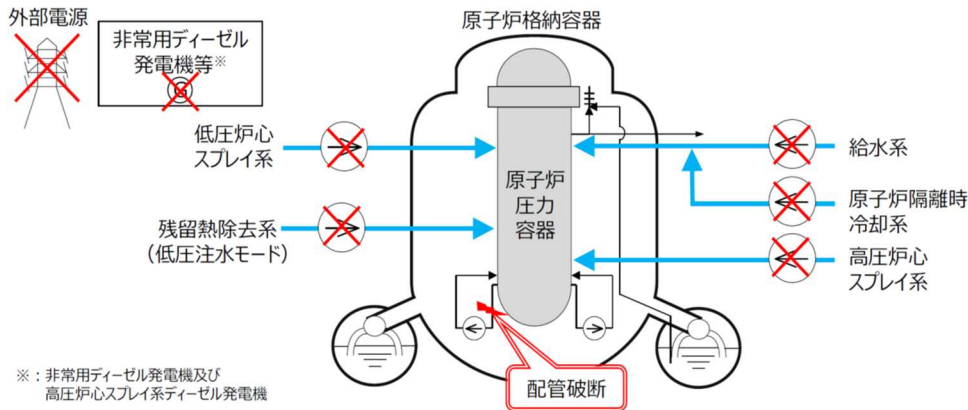


図 3 9 雰囲気圧力・温度による静的負荷の事故想定

(イ) 対策 (例として「① 雰囲気圧力・温度による静的負荷」の対策)

- 常設代替交流電源設備から低圧原子炉代替注水系に給電して原子炉へ注水。
- 原子炉補機代替冷却系 (大型送水ポンプ車+移動式代替熱交換設備) でサブプレッション・プール水を冷却しながら、残留熱代替除去系で原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ系による原子炉格納容器の除熱を行い、格納容器破損を防止。
- 念のために、可搬式窒素供給装置によって原子炉格納容器に窒素を注入して酸素の分圧を下げて、水素爆発防止を図る。

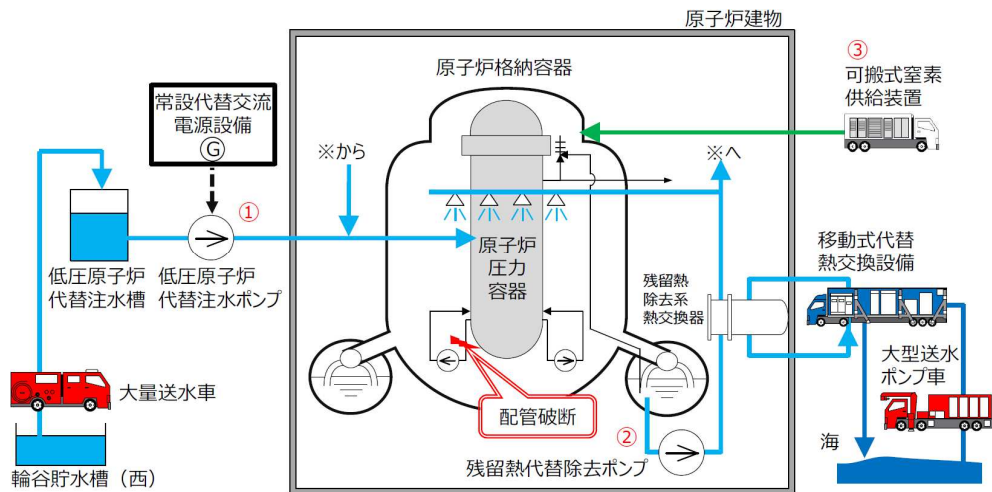


図 4 0 雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損防止対策

(ウ) 評価結果 (例として「① 雰囲気圧力・温度による静的負荷」の評価結果)

SA設備として準備している常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)、低圧原子炉代替注水系、大量送水車、原子炉補機代替冷却系 (大型送水ポンプ車+移動式代替熱交換設備)、残留熱代替除去系及び可搬式窒素供給装置の使用により原子炉格納容器の圧力と温度、Cs-137の放出量等の各解析結果がそれぞれの許容値を下回ることが確認された。

加えて、それらの設備を使うために必要な要員、燃料や水源が発電所内で十分に確保されており、復旧手順を無理なく行うことが可能であるため、中国電力の格納容器破損防止対策が有効であることが確認された。

表10 雰囲気圧力・温度による静的負荷における評価結果

評価項目	解析結果	各評価項目の許容値
原子炉格納容器の圧力	約370kPa	853kPa未満
原子炉格納容器の温度	約197℃	200℃未満
Cs-137放出量	約1.1TBq	100TBq未満

(エ) 格納容器破損防止対策の有効性（全5種類の事故想定に対して）

設置許可基準規則で対策が要求されている雰囲気圧力・温度による静的負荷を含む5種類の事故※に対して、SA設備を使うことで原子炉格納容器の圧力、温度及び酸素濃度、Cs-137の放出量、コンクリート侵食量、破損直前の原子炉圧力容器の圧力等が格納容器破損を判断する各指標を下回り、それらSA設備を使うために必要となる発電所内の要員や燃料、水源等が発電所内で確保されて復旧手順を無理なく行うことが可能であるため、中国電力の格納容器破損防止対策が有効であることが確認された。

※ 格納容器直接接触（シエルアタック）は、Mark-I型特有の現象であるため、Mark-I改良型である島根2号機では構造上発生せず、対象外。

イ 設計及び工事の計画の認可の審査結果

原子炉設置変更許可における格納容器破損防止対策の審査は、主に事業者が準備しているSA設備を使つての対応手順とその対応手順の有効性（要員や燃料等の確保状況、訓練による対応時間の確認等）を評価するものである。一方、設計及び工事の計画は、設備に関する審査を行うものであるから、SA対策（格納容器破損防止対策）に係る設計及び工事の計画の審査については、各SA設備に関する審査として（10）項に記載している。

ウ 顧問等による確認

顧問は原子炉設置変更許可の審査内容を詳細に確認することで、SA対策（格納容器破損防止対策）に係る原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認した。

- 格納容器の限界温度を200℃に設定しているが、文献調査や実験による健全性評価によって200℃の限界温度に対して十分な余裕があることを評価しており、さらに格納容器の耐熱性を上げるためにドライウェル主フランジのシール材をシリコンゴムから改良EPDM（エチレン・プロピレン・ジエンゴム）に変更していることを確認した。
- 格納容器限界温度である200℃に対して、一部の格納容器破損防止対策の評価結果が197℃であるが、この197℃は格納容器の雰囲気温度であり、格納容器壁面温度（バウンダリ温度）の最大値は181℃であり、余裕のある評価結果になっていることを確認した。
- 実験により格納容器内の気体のミキシング効果のため、格納容器内で酸素は偏在せず、局所的な水素燃焼が生じないこと、格納容器内での水蒸気爆発の可能性が低いことを十分に検討していることを確認した。
- ペDESTALに落下した熔融炉心は、大量送水車による継続的なペDESTAL注水により除熱されるが、最終的な系外への除熱は、フィルタベントを使わなければならないことを確認した。

※20 崩壊熱：放射性物質の崩壊によって生じる熱。原子炉内の核分裂によって生成した原子は多く

の場合不安定であり、放射線を出して他の原子に転換して安定化していく。この放射線のエネルギーが崩壊熱である。

※21 ジルコニウム-水反応：900℃以上における燃料棒のジルコニウムと冷却材である水の反応。水素が発生する。

(10) 重大事故等対処設備

福島第一原子力発電所事故では、重大事故に対応するための設備が十分でなく、炉心が損傷し、格納容器損傷や水素爆発などが起こった。この教訓を踏まえて、格納容器の過圧破損を防止する設備や水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止する設備等の重大事故等対処設備をあらかじめ配備し、重大事故時に活用できることを確認することが求められている。

ア 原子炉設置変更許可の審査結果

(ア) 原子炉格納容器の過圧破損を防止する設備（格納容器フィルタベント系）

福島第一原子力発電所事故では、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために、原子炉格納容器内の圧力と温度を外部に逃がすベントを行ったが、作業が難航した上に放射性物質が一部放出されてしまった。その教訓を踏まえて、設置許可基準規則において、放出される放射性物質を低減しながら格納容器内の気体を外部に放出することで圧力と温度を下げるフィルタベントが要求されている。

● 機器構成

- ・フィルタ装置（スクラバ容器※22：4つ、銀ゼオライト容器※23：1つ）

専用の格納槽（地下埋設）に設置しており、申請時はスクラバ容器（4つ）のみであったが、放射性ヨウ素の除去能力向上のため、銀ゼオライト容器（1つ）を追加。

- ・圧力開放板※24（ラプチャーディスク）

待機時の装置内の窒素充填のために設置し、十分に低い圧力で開放する設計となっている。

- ・配管・弁

他系統と隔離する弁は2重化されている。

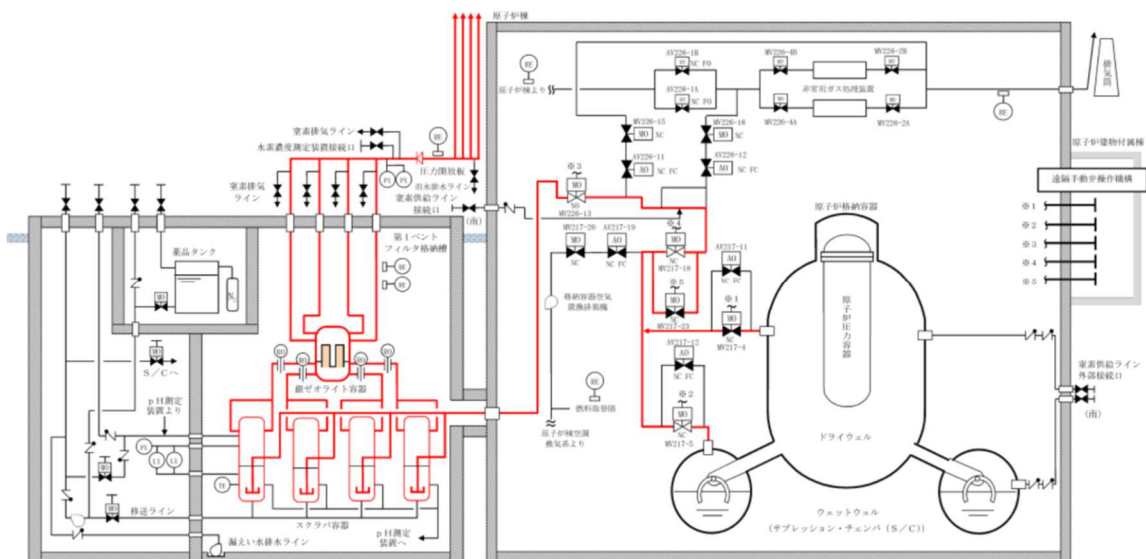


図41 格納容器フィルタベント系

- 除去性能
 - ・粒子状放射性物質の除去効率：99.9%以上
 - ・無機ヨウ素の除去効率：99%以上
 - ・有機ヨウ素の除去効率：98%以上
- 操作性
 - ・弁の開操作は、中央制御室又は現場での人力操作（遠隔手動弁操作機構）により可能。
 - ・モックアップ試験^{※25}により、遠隔手動弁操作機構による弁操作の成立性を確認。

※22 スクラバ容器：アルカリ性の水溶液と金属フィルタが入った容器で、フィルタバントを構成する機器の1つ。放射性物質を含むガスが水溶液を通過する際に放射性物質が捕集され、さらに金属フィルタで放射性物質を捕集する。

※23 銀ゼオライト容器：放射性ヨウ素を吸着させることを目的としたフィルタバントを構成する機器の1つ。

※24 圧力開放板：配管内に設置して障壁となっているが、あらかじめ設定されている圧力になると割れて、瞬時に開放するもの。

※25 モックアップ試験：模型を使った試験。

(イ) 原子炉格納容器の過圧破損を防止する設備（残留熱代替除去系）

柏崎刈羽原子力発電所の新規制基準適合性審査を踏まえて、既設の配管を利用して格納容器スプレイすることによって格納容器内の圧力と温度を下げるための設備として、新規制基準に残留熱代替除去系が追加要求（バックフィット）された。残留熱代替除去系は放射性物質を放出しないため、フィルタバントよりも優先して使用する方針である。

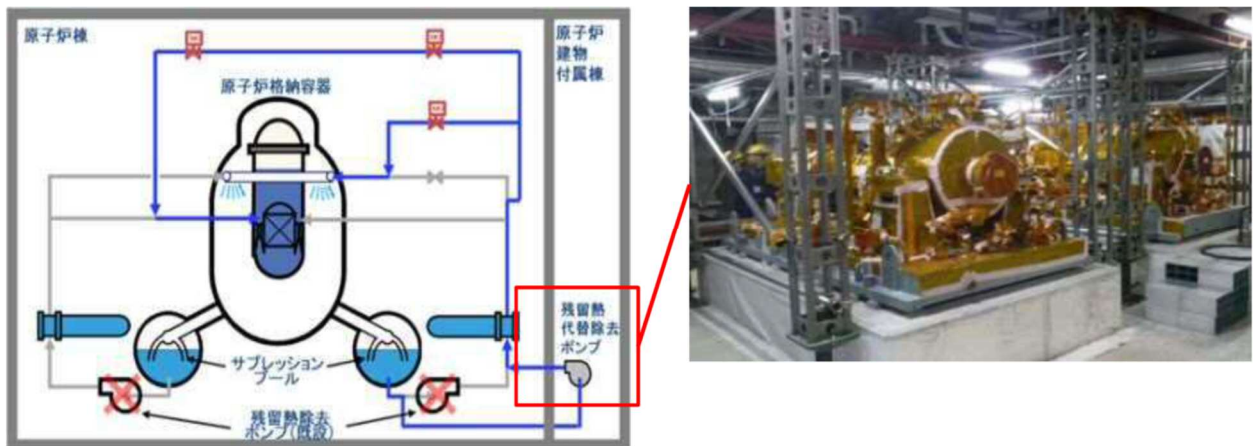


図4.2 残留熱代替除去系

- 機器構成
 - ・残留熱代替除去ポンプ^{※26}
 - ・配管
 - 動作概要
 - ・可搬型設備である原子炉補機代替冷却系^{※27}を使って海水でサブレーション・プール水を冷やししながら、残留熱代替除去ポンプで格納容器スプレイをして、温度と圧力を下げる。
- ※26 残留熱代替除去ポンプ：残留熱除去系が何らかの理由で使えない場合に使用する残留熱代替除去系のポンプ。
- ※27 原子炉補機代替冷却系：原子炉補機冷却系が何らかの理由で使えない場合に使用し、移動式熱交換器（車両）と大型送水ポンプ車で構成される。

(ウ) 水素爆発防止対策

福島第一原子力発電所事故で水素爆発が起こったことを踏まえて、新規制基準では水素爆発防止対策が要求されており、中国電力は、触媒反応により水素と酸素を結合させて水にして水素濃度を低減させる装置を設置する。

- 水素結合装置の設置場所及び台数
 - ・原子炉建物4階（最上階）に18台設置。
- 動作概要
 - ・触媒反応で水素と酸素が結合して水素濃度を抑制する。そのため、運転員の操作や電源が不要。

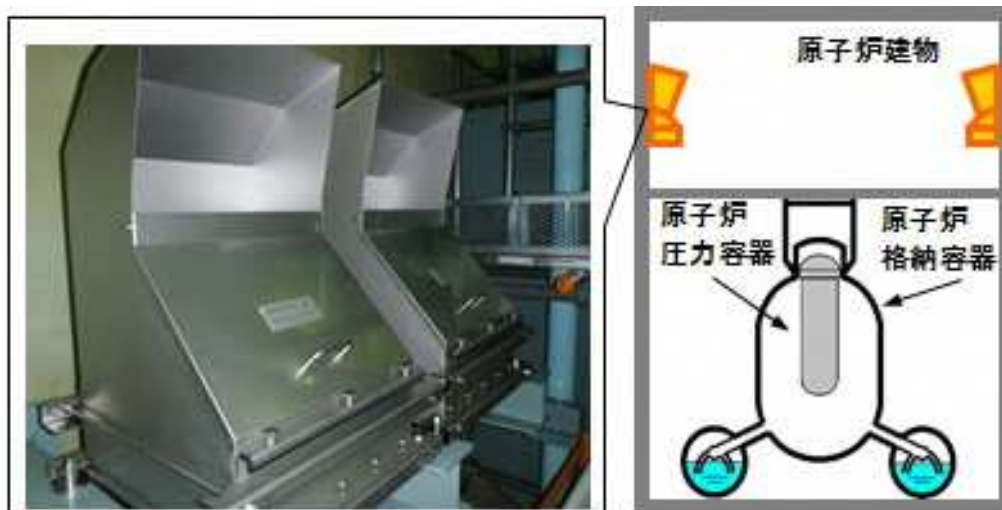


図4-3 水素結合装置

- 水素濃度監視設備（水素濃度計）の設置場所及び個数
 - ・原子炉建物地下1階 : 1個
 - ・原子炉建物4階 : 2個
 - ・原子炉建物2階 : 2個
 - ・原子炉建物1階 : 2個

(エ) 緊急時対策所

新規制基準では、発電所で重大事故等が発生した場合に要員が参集し、電力会社本社や国等の関係機関との連携を密にして、事故収束に向けた指揮を行う施設を設置することが求められている。

表1-1 緊急時対策所の基本仕様

	基本仕様
構造	鉄筋コンクリート造、地上1階建
広さ	約650m ² （うち緊急時対策本部は約240m ² ）
収容人数	最大150名
耐震性	基準地震動S _s に対して機能維持
耐津波	50mの高台に設置
実効線量	約1.7mSv/7日間
主な設備	放射線防護設備（空調、空気ポンプ）、発電機、通信連絡設備

中国電力では、基準地震動の見直しに伴い、申請時に緊急時対策所であった免震重要棟^{※28}から耐震性を高めた耐震構造の緊急時対策所に変更し、従前の免震重要棟は対策要員の待機場所として活用する方針である。



図 4.4 緊急時対策所と免震重要棟

※28 免震重要棟：免震構造の建物で、事故時において要員が待機する事故収束作業の対応拠点。

(オ) 溶融炉心対策

(原子炉格納容器の下部への水張り及びコリウムシールド^{※29} (耐熱材) の設置)

溶融炉心が原子炉格納容器床面に落下し、原子炉格納容器を侵食すると、閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が環境中に放出されてしまう。これを防止するため、新規制基準では、溶融炉心が原子炉格納容器のバウンダリ^{※31}と直接接触しないこと、溶融炉心が冷却されること、溶融炉心の侵食により原子炉格納容器の支持機能が喪失されないことが求められている。

中国電力は、溶融炉心が落ちる前に外部から原子炉格納容器下部へ注水して十分に水を溜めること及び溶融炉心が格納容器床面を侵食しないように耐熱材であるコリウムシールドを床面に設置する。



図 4.5 コリウムシールドの概念図

※29 コリウムシールド：ジルコニア耐熱材。溶融炉心が格納容器と直接接触することを防ぐために敷く。侵食開始温度は2,100℃。

※30 格納容器バウンダリ：原子炉格納容器本体と原子炉格納容器につながる配管や弁を指し、格納容器と同じ圧力がかかっている範囲・境界。事故時には放射性物質の拡散に対する障壁を形成する。

(カ) 大気への放射性物質の拡散抑制対策（放水砲等）

新規規制基準では、万が一の重大事故時に、放射性物質が原子炉から放出された場合に備えて、発電所外への放射性物質の拡散抑制が求められている。原子炉建物に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するために放水砲^{※31}を準備する。放水砲の準備作業は、12名で約4時間30分以内に行う想定である。

● 機器構成

- ・大型送水ポンプ車
- ・水中ポンプ
- ・ホース
- ・放水砲

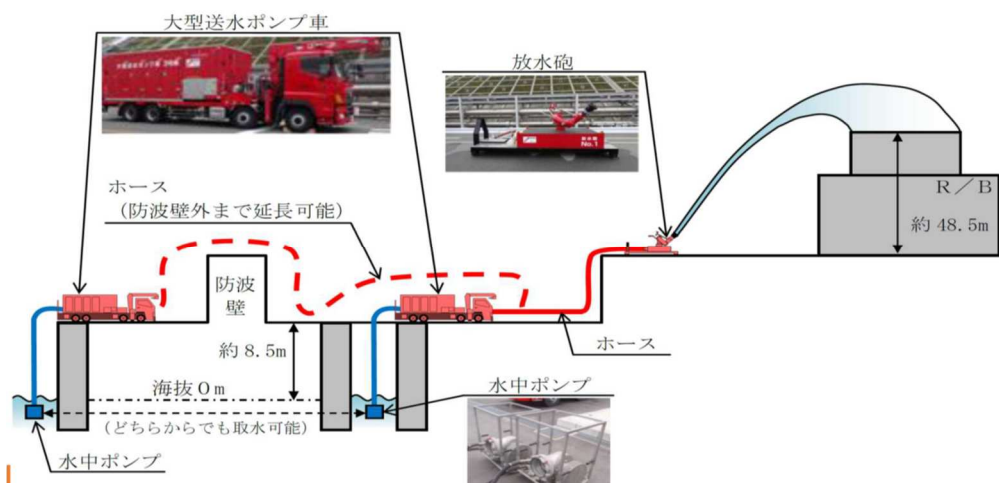


図46 放水砲による放射性物質の拡散抑制の概念図

※31 放水砲：高い圧力をかけて水を吹き出すもの。水を遠くまで、または高くまで放水できる。

(キ) 海洋への放射性物質の拡散抑制対策（シルトフェンスとゼオライト）

新規規制基準では、万が一の重大事故時に、放射性物質が原子炉から放出された場合に備えて、海洋への拡散抑制が求められている。海洋への放射性物質の拡散を抑制するためにシルトフェンス^{※32}とゼオライトを配備する。シルトフェンスの設置場所は輪谷湾と2号機放水接合槽の2箇所であり、7名で輪谷湾は24時間以内、2号機放水接合槽は3時間以内の設置を想定している。

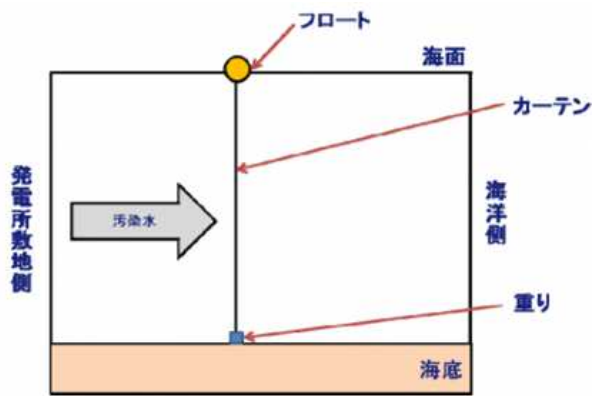


図 4 7 シルトフェンスの概念図



図 4 8 ゼオライト

※ 3 2 シルトフェンス：放射性物質が流出・拡散するのを防ぐために、水中に設置するカーテン状の仕切り。

イ 設計及び工事の計画の認可の審査

(ア) 原子炉格納容器の過圧破損を防止する設備（格納容器フィルタベント系）

原子炉設置変更許可の審査で、既に構成（スクラバ容器 4 つに銀ゼオライト容器 1 つ、ラプチャーディスク、配管、弁等）や粒子状放射性物質の除去効率が 99.9% 以上であるなど、フィルタベントの詳細が確認されている。設計及び工事の計画の認可の審査において原子力規制委員会は、金属フィルタにおいてエアロゾルの再浮遊が起こるような高温とならない理由、スクラビング水の温度の把握方法、フィルタベントの試験条件、第 1 弁操作時と第 2 弁操作時で被ばく評価結果が異なる理由等について、ヒアリングで追加の説明を求め、技術基準規則への適合性を確認した。ただし、フィルタベントについては機密のため非公開となっている情報が多い。

なお、原子炉設置変更許可の審査で詳細を確認済みであるため、設計及び工事の計画の審査で格納容器フィルタベント系に関する審査会合は開催されていない。

(イ) 原子炉格納容器の過圧破損を防止する設備（残留熱代替除去系）

原子炉設置変更許可の審査で、既に構成（1 次系としてポンプと配管、2 次系として移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車）、ポンプ容量等の設備仕様、台数など、残留熱代替除去系の詳細が確認されている。設計及び工事の計画の認可の審査において原子

力規制委員会は、耐震計算書の詳細に関する追加の説明をヒアリングで求め、技術基準規則への適合性を確認した。

原子炉設置変更許可の審査で詳細を確認済みであるため、設計及び工事の計画の審査で残留熱代替除去系に関する審査会合は開催されていない。

(ウ) 水素爆発防止対策

原子炉設置変更許可の審査で、既に原子炉建物の水素爆発を防止する静的触媒式水素処理装置（PAR）を原子炉建物4階（オペフロ）に18台、水素濃度計を原子炉建物4階から地下1階まで7つ設置することや重大事故時の悪い雰囲気でも問題なく動作すること等、水素爆発防止装置の詳細が確認されている。設計及び工事の計画の認可の審査において原子力規制委員会は、先行審査プラントよりも水素発生量を少なく見積もっている理由、PARの入口／出口温度計の設置位置が先行審査プラントと異なる理由等について、ヒアリングで追加の説明を求め、技術基準規則への適合性を確認した。ただし、機密のため非公開となっている情報が多い。

一方、原子炉格納容器の水素爆発による損傷防止において、中国電力が論点として示した以下の2項目について、公開の審査会合で原子力規制委員会の確認を受けた。

a 格納容器酸素濃度（B系）及び格納容器水素濃度（B系）計測範囲の変更

中国電力は、原子炉設置変更許可の審査で格納容器酸素濃度計と格納容器水素濃度計について説明していたが、それらの計器は5%前後でナローレンジとワイドレンジが切り替わるため、格納容器ベントの判断基準（酸素濃度4.4%）や可燃限界（水素濃度4%）付近の測定ではワイドレンジに切り替わり、誤差が大きく監視に適していないため、測定範囲を変更することを説明した。中国電力は、測定範囲の変更による悪影響がないことを確認した。

原子力規制委員会は、格納容器酸素濃度計と格納容器水素濃度計の測定範囲の変更について、異論なく了承した。

表12 格納容器酸素濃度計及び水素濃度計の測定範囲の変更前後

	個数	変更前 (ナローレンジ/ワイドレンジ)	変更後 (ナローレンジ/ワイドレンジ)
酸素濃度計	2	0～5%/0～25%	0～10%/0～25%
水素濃度計	2	0～5%/0～100%	0～10%/0～100%

b 原子炉ウェル排気ラインの閉止及び原子炉ウェル水張りラインにおけるドレン弁の閉運用の影響

原子炉設置変更許可の審査において、原子炉ウェル排気ラインを介してオペフロ以外の下層階（原子炉建物3階以下）に水素が漏えいする可能性が指摘されたため、中国電力は水素漏えいの可能性について評価し、ほとんど影響がないと説明して了承を得た。しかし、念のためにオペフロ以外に水素が流入する可能性をなくすため、以下のどちらかの対策を行うと説明し、設計及び工事の計画の審査において、どちらを選択するかについて決めるとしていた。

- 原子炉ウェル排気ラインを使わないように閉止する。
- 原子炉ウェル排気ラインの隔離弁をフェイルクローズの空気作動弁に変更する。

設計及び工事の計画の認可の審査で中国電力は、原子炉ウェル排気ラインを閉止し、加えて原子炉ウェル水張りラインのドレン弁を閉運用すると説明し、これらの対策による悪影響がないことを確認した。

原子力規制委員会は、中国電力の下層階への水素漏えい対策について異論なく了承した。

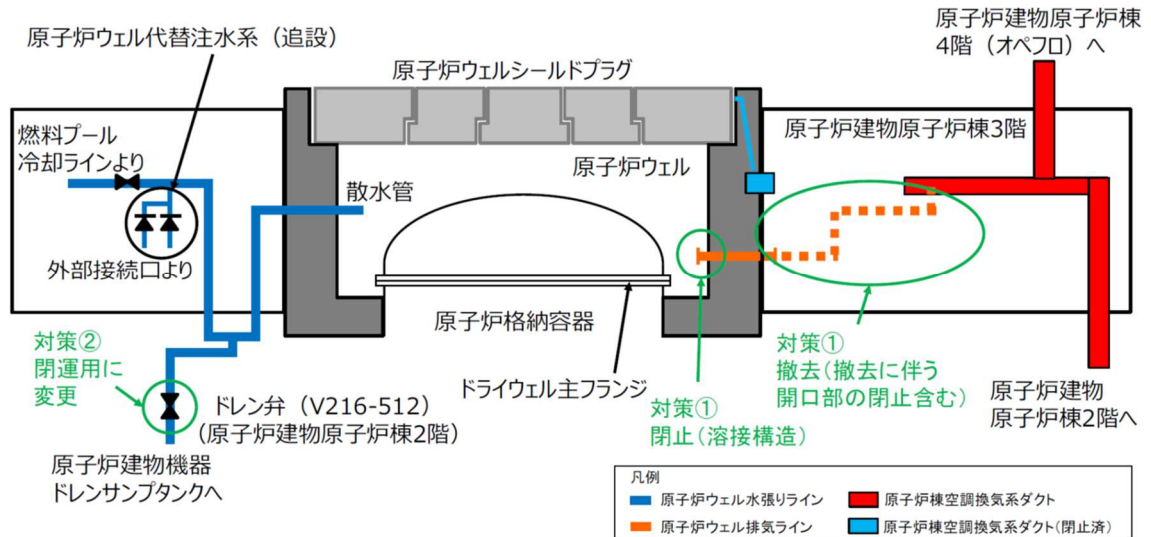


図4-9 オペフロ以外の下層階へ水素が流れる可能性をなくす対策のイメージ

(エ) 緊急時対策所

原子炉設置変更許可の審査で、既に耐震構造の緊急時対策所の広さ（延床面積）、収容人数、設置場所、正圧化による放射性物質の侵入防止等の詳細仕様、7日間で1.7 mSvの被ばく量であり基準の100 mSvを大きく下回ることによって居住性が確保されていること等が確認されている。設計及び工事の計画の認可の審査において原子力規制委員会は、酸素濃度計と二酸化炭素濃度計の計測範囲の妥当性、有毒ガスの濃度の計算式、給電可能時間を10時間としていることの根拠等について、ヒアリングで追加の説明を求め、技術基準規則への適合性を確認した。

なお、原子炉設置変更許可の審査で詳細を確認済みであるため、設計及び工事の計画の審査において特段の論点はなく、緊急時対策所に関する審査会合は開催されていない。

(オ) 溶融炉心対策

原子炉設置変更許可の審査で、コリウムシールドがジルコニア耐熱材であり、侵食開始温度が2,100℃であること等の詳細が確認されている。設計及び工事の計画の認可の審査において、原子力規制委員会はコリウムシールドが劣化しない理由、コリウムシールドの施工後の維持管理、先行審査プラントとの違い等について、ヒアリングで追加の説明を求め、技術基準規則への適合性を確認した。ただし、機密のため非公開となっている情報が多い。

設計及び工事の計画で、コリウムシールドに関する論点はなかったが、ペDESTALへの注水停止の判断に使うドライウェル水位計の設置高さが論点となった。原子炉設置変更許可の審査でドライウェル水位計の設置高さを1 mと説明していたが、改めて確認したところ、1 mに水位計を設置すると注水した水がサプレッション・チェンバへ流れて込んで検知できず、注水停止の判断に支障を来すことが判明したため、0.9 mと変更す

ることとし、この変更による悪影響がないことを確認した。

原子力規制委員会はドライウェル水位計の設置高さの変更について、異論なく了承した。

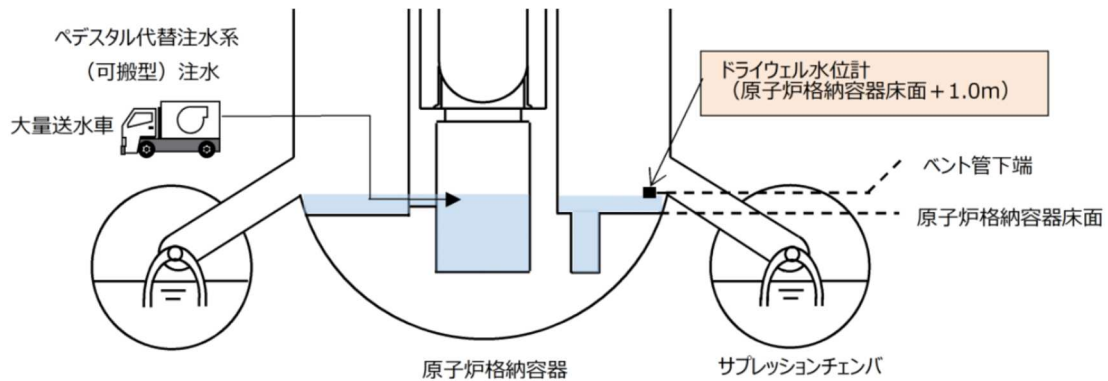


図50 ドライウェル水位計の配置図

(カ) 大気への放射性物質の拡散抑制対策（放水砲等）

原子炉設置変更許可の審査で、既に放水砲の構成、作業開始の判断基準や作業員数（12名）、作業時間（4時間30分で準備完了）等が確認されている。設計及び工事の計画の認可の審査において原子力規制委員会は、可搬型設備の予備の配置の考えについて、ヒアリングで追加の説明を求め、技術基準規則への適合性を確認した。

なお、原子炉設置変更許可の審査で詳細を確認済みであるため、設計及び工事の計画の審査において特段の論点はなく、放水砲に関する審査会合は開催されていない

(キ) 海洋への放射性物質の拡散抑制対策（シルトフェンスとゼオライト）

原子炉設置変更許可の審査で、シルトフェンスを輪谷湾と2号機放水接合槽に7名で設置する方針であること、輪谷湾では24時間以内、2号機放水接合槽では3時間以内に作業が完了することが確認されている。また、ゼオライトの設置場所や作業時間が確認されている。

設計及び工事の計画において、シルトフェンスに関する論点はなかったが、放射性物質吸着材であるゼオライトの設置場所の変更が論点となった。原子炉設置変更許可の審査で中国電力は、ゼオライトを雨水排水路集水柵（No.3排水路）、雨水排水路集水柵（2号機放水槽南）及び雨水排水路集水柵（2号機廃棄物処理建物南）の3箇所に設置すると説明していたが、より下流側に新しく雨水排水路集水柵（No.3排水路）を作ることを決めたため、ゼオライトの設置場所も変更することにした。中国電力は設置場所が変更されてもゼオライトの設置の作業時間が変わらないことを確認した。

原子力規制委員会は、ゼオライトの設置位置変更について、異論なく了承した。

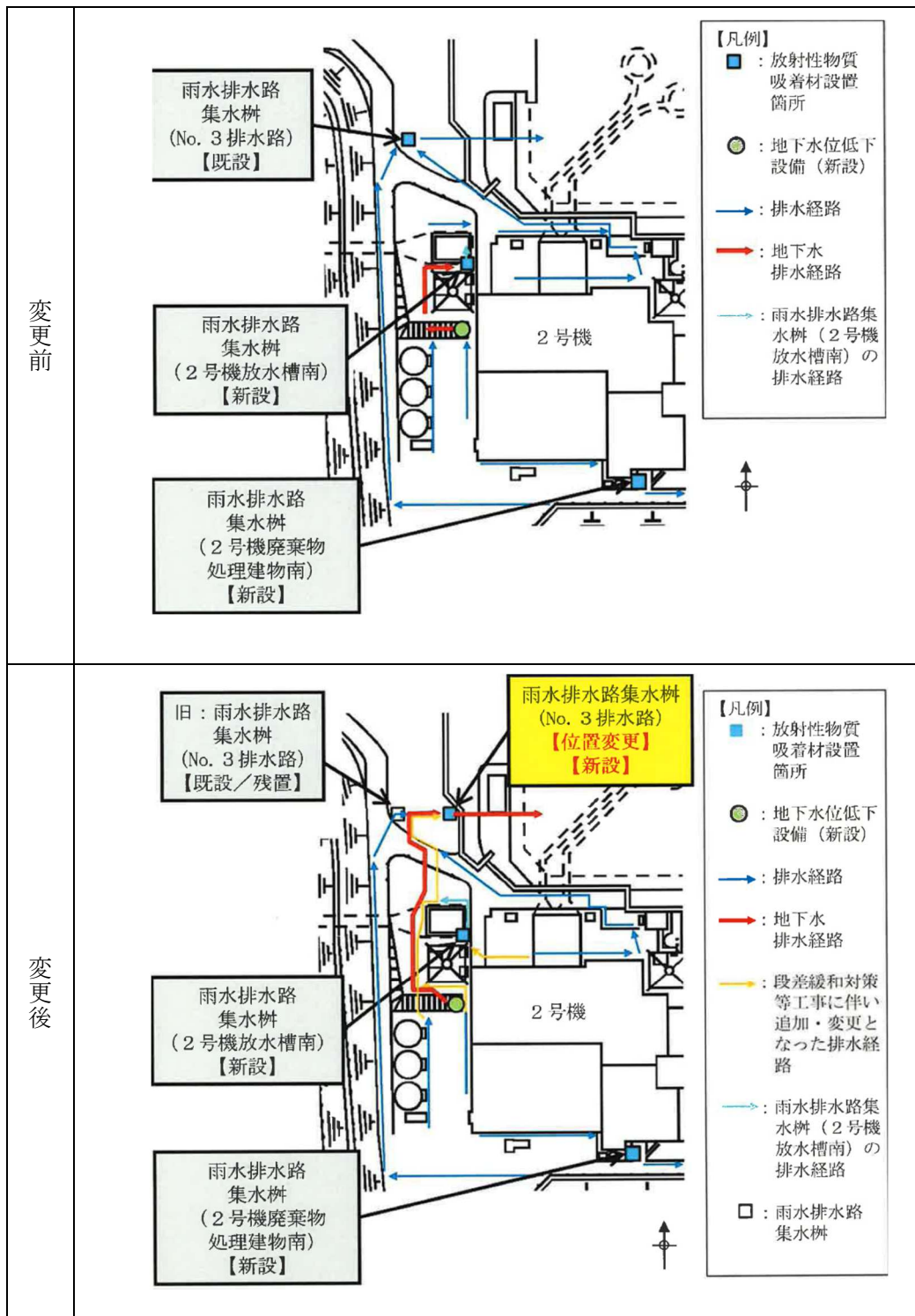


図 5 1 放射性物質吸着材の設置場所の変更前後

※ 従前の雨水排水路集水樹（No. 3 排水路）は「旧 雨水排水路集水樹（No. 3 排水路）」と呼称し、新設の集水樹を「雨水排水路集水樹（No. 3 排水路）」と呼称。

(ク) その他設備等

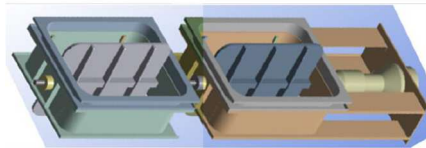
a ブローアウトパネル^{※33}閉止装置

原子炉設置変更許可の審査において中国電力は、ブローアウトパネル閉止装置の詳細を設計及び工事の計画の認可の審査で説明するとしていた。設計及び工事の計画において中国電力は以下のように説明し、原子力規制委員会は異論なく了承した。

○ ブローアウトパネル閉止装置は24台のダンパ方式である。

- 原子炉建物に設置し、中央制御室からの操作によって電動で同時に開閉できる。
- リミットスイッチにより羽根の開閉状態を中央制御室で確認できる。
- 羽根の端に取り付けたパッキンをケーシングに押し付けることで、全閉状態における高い気密性を確保する。
- 駆動部に設けたハンドルを使って現場で手動開閉操作が可能。
- 基準地震動 S s により機能喪失しない。
- 実物大モックアップ試験により、加振後の作動確認と気密性の維持を確認した。

2連ダンパ



3連ダンパ

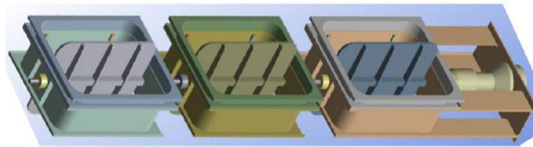


図 5 2 ブローアウトパネル閉止装置の概念図

※ 3 3 ブローアウトパネル：原子炉建物内の雰囲気圧力が上昇した際に、開いて原子炉建物内の圧力を下げるパネル。

b 第 4 保管エリアの形状変更

中国電力は可搬型重大事故対処設備の設置場所として、第 1 から第 4 までの保管エリアを確保している。原子炉設置変更許可の審査において、第 4 保管エリアの岩盤には可搬型重大事故対処設備、埋戻土の上には自主対策設備や予備設備を配置すると説明していた。しかし、埋戻土の上に配置した予備設備等が可搬型重大事故対処設備に近接していることから、離隔距離を確保するために第 4 保管エリアを拡張し、拡張したところに自主対策設備を配置する方針に変更した。中国電力は第 4 保管エリアの拡張によって重大事故対応の作業に影響がないことを確認し、説明した。

原子力規制委員会は異論なく了承した。

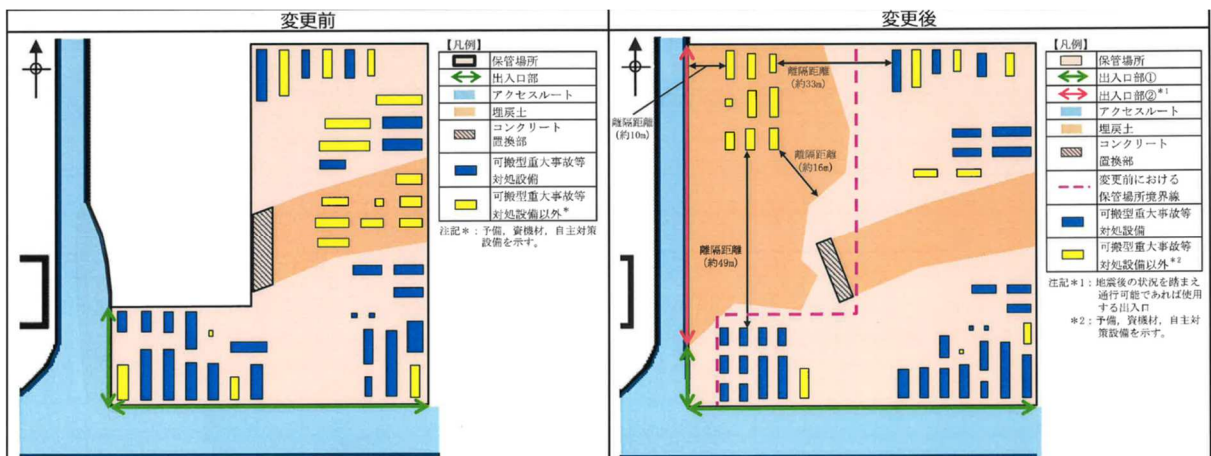


図 5 3 第 4 保管エリアにおける可搬型設備の配置

c 非常用ガス処理系吸込口の位置変更

非常用ガス処理系は設計基準事故対処設備であるが、記載する場所がないため、重大事故対処設備の項目に記載する。

重大事故時に100℃以上となる可能性のあるトラス室の空気が設計温度66℃の非常用ガス処理系に直接流れ込まないように、図51のとおり非常用ガス処理系を原子炉棟空調換気系排気ダクトと切り離し、別途、吸込口を原子炉建物2階の天井付近に設ける工事を行うため、非常用ガス処理系の機能への影響の有無が論点となった。

中国電力は、原子炉建物原子炉棟内の空気を吸い込む面積が小さくなるが、空気を吸い込むには十分な面積が確保されているため、原子炉建物原子炉棟内の負圧維持機能に影響はないことを説明した。また、フィルタや排風機等の系統構成に変更はないため、放射性物質の除去機能にも影響がないことを説明した。

原子力規制委員会は、開口部の確実な開放の担保について質問し、手順書で確認する運用になっているとの中国電力の回答を了解した。

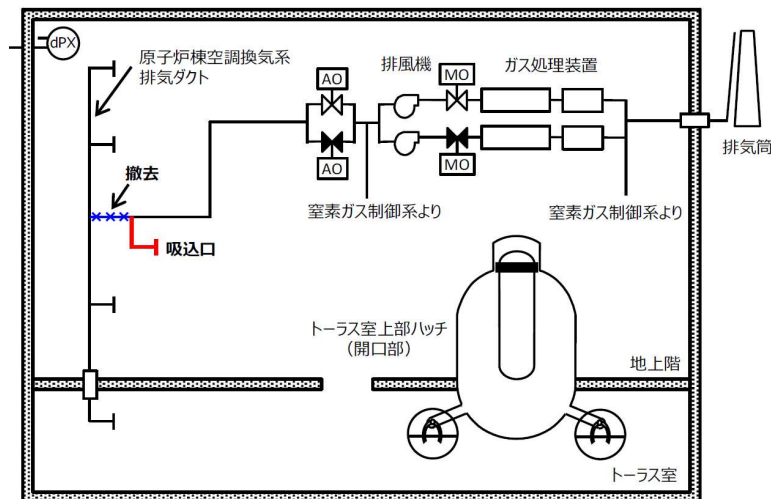


図54 非常用ガス処理系の系統概要図

ウ 保安規定変更認可の審査結果

(ア) SA設備のサーベイランス

一般の保安規定変更の内容の1つとして、新規基準で追加されたSA設備の運転上の制限（LCO）の設定やLCOを満足していることを確認するサーベイランス、LCOを満足していない場合に要求される措置（AOT）を設定することがある。

LCOとは、保安規定で定めている安全機能を確保するために必要とする設備の台数等のことであり、このLCOを満足しているかどうかを確認する方法である「サーベイランス」が頻度とともに保安規定で定められている。また、LCOを満足していないことが判明した場合（LCO逸脱）には、当該設備の速やかな復旧や同等の機能を持つ他の安全設備の起動、原子炉停止等の必要な措置（AOT）を取ることが保安規定で定められている。

中国電力は、全てのSA設備に対してLCO、サーベイランス、AOTを設定した。主要なSA設備に対するLCOの設定やサーベイランスは表13に示すとおりである。

表 1 3 新規制基準で追加された主要な S A 設備の L C O 及びサーベイランスの設定

設備	L C O	サーベイランス
格納容器フィルタベント系	格納容器フィルタベント系が動作可能	定期事業者検査で確認
残留熱代替除去系	残留熱代替除去ポンプ 1 台が動作可能等	1 か月に 1 回確認
静的触媒式水素処理装置	静的触媒式水素処理装置 1 8 台が動作可能	定期事業者検査で確認
シルトフェンス	輪谷湾用シルトフェンス 3 2 本を用意	3 か月に 1 回確認
ゼオライト	ゼオライトを 3 0 8 0 k g 用意	3 か月に 1 回確認
放水砲	放水砲 1 台が使用可能	3 か月に 1 回確認

先行審査プラントである女川原子力発電所や柏崎刈羽原子力発電所と同じ設定のところは論点にはならず、島根 2 号機オリジナルの設定である以下の 2 点が審査会合で議論された。原子力規制委員会の指摘を踏まえた中国電力の方針に対して、原子力規制委員会は保安規定審査基準を満足していると判断した。

a 原子炉隔離時冷却系のサーベイランス

島根 2 号機では原子炉隔離時冷却系と残留熱除去系の稼働範囲にギャップがないように原子炉隔離時冷却系の稼働範囲の下限圧力が 0.7 4 MP a となっており、ポンプのサーベイランスも 0.7 4 MP a を下限として試験をすることになっている。これは他の B W R と比較して低い圧力であり、低い圧力の主蒸気を使うためには手動操作が必要となり運転員の負担が大きいこと、また、低い圧力で主蒸気を取り出すと原子炉圧力が変動するリスクがあることが懸念されたので、中国電力は所内蒸気でサーベイランスをすると説明していた。

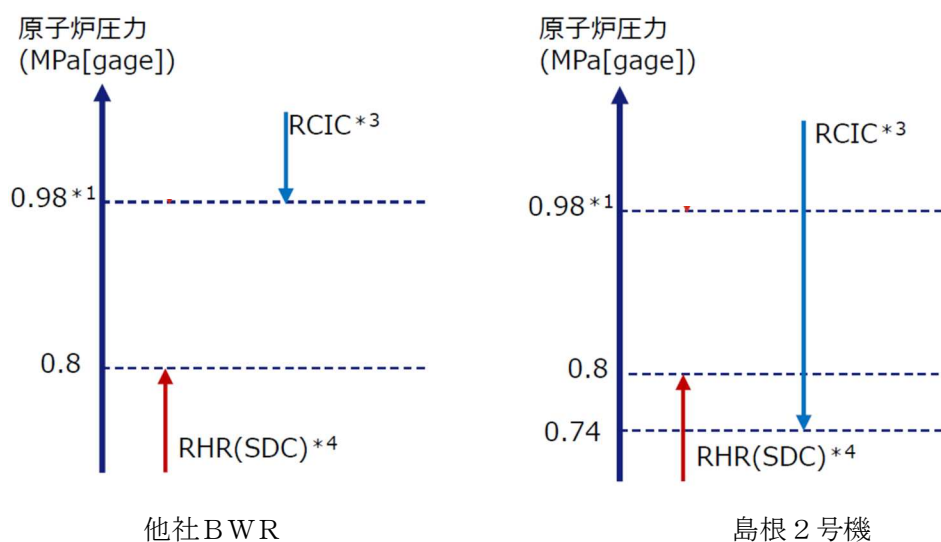


図 5 5 他社 B W R と島根 2 号機における原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系（停止時冷却モード）の稼働範囲の違い

※ R C I C : 原子炉隔離時冷却系

※ R H R (S D C) : 残留熱除去系（停止時冷却モード）

一方、他社 B W R では原子炉隔離時冷却系の稼働範囲の下限圧力が 0.9 8 MP a となっており、ポンプのサーベイランスも 0.9 8 MP a と比較的高い圧力での試験であるため、主蒸気を使う方針としている。主蒸気による試験は実環境での試験とな

る点がメリットであるため、原子力規制委員会は審査会合で、主蒸気を使うよう指摘した。

指摘を受けて中国電力は、改めて0.74MPaの主蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプのサーベイランスに使うことによる原子炉圧力の変動を評価したところ、その変動リスクが小さいことが確認されたので、主蒸気を使う方針に転換した。

b 残留熱代替除去系のサーベイランス

中国電力は残留熱代替除去系のポンプを非管理区域に設置しており、サブプレッション・プールを水源として残留熱代替除去系のサーベイランスをすると放射性物質で汚染されてしまうため、テストタンクを水源としてサーベイランスをするとしていた。

しかし、原子力規制委員会は審査会合で、実環境での試験となるようにサブプレッション・プールを水源とするよう指摘した。

指摘を受けて中国電力は、今回の運転停止中のサーベイランスに限り、水を入れ替えて可能な限り放射性物質を取り除いた上でサブプレッション・プールを水源としてテストを行う方針に転換した。ただし、運転中のサーベイランスについては、サブプレッション・プールの水を水源にすると放射性物質で汚染されてしまうため、当初の説明どおりテストタンクを水源としてサーベイランスを行う。

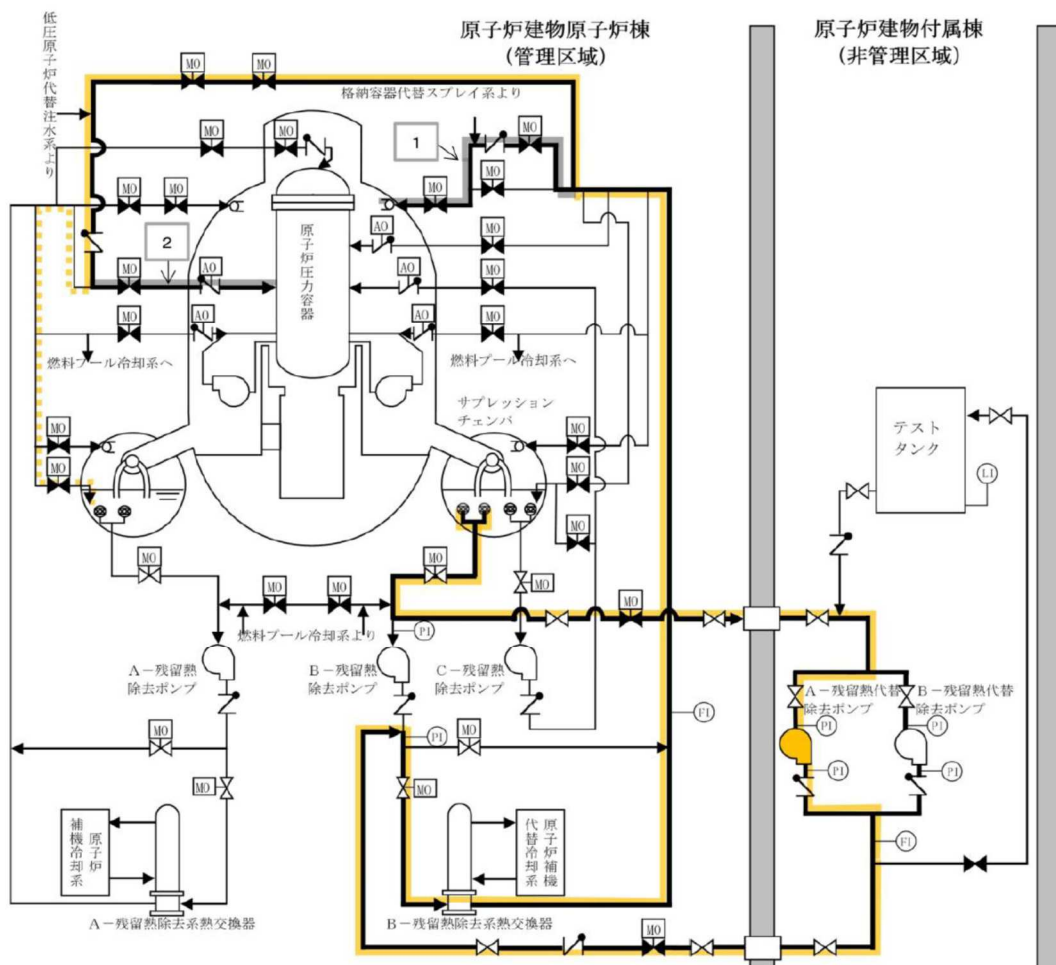


図56-a 今回の運転停止中の残留熱代替除去系のサーベイランス (サブプレッション・プールを水源としてテストを行う)

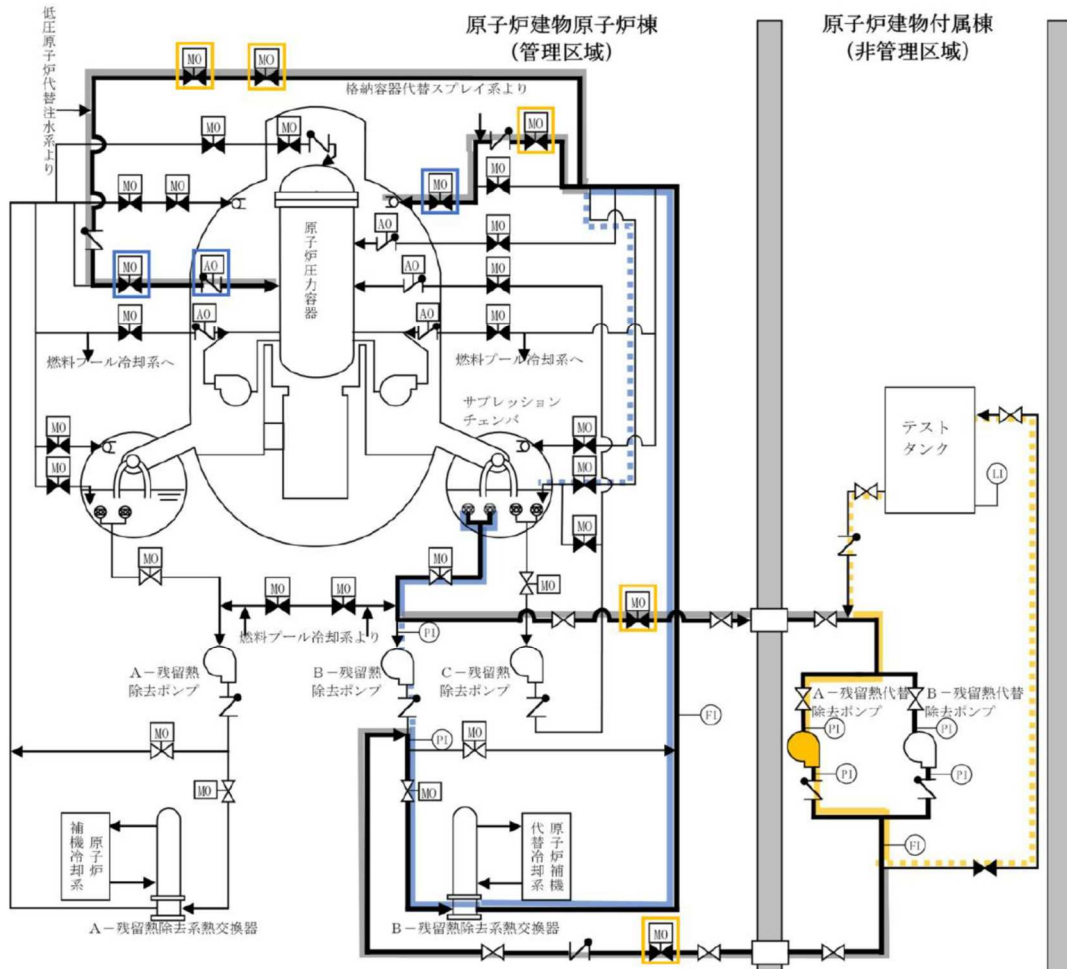


図 5 6 - b 運転中の残留熱代替除去系のサーベイランス
(テストタンクを水源としてテストを行う)

(イ) 水素爆発防止対策としての格納容器フィルタベント系の位置づけ

2023年2月22日の原子力規制委員会定例会合で、原子炉建物の水素爆発防止対策をBWRの格納容器フィルタベント系の目的として追加するよう規則解釈（設置許可基準規則解釈、技術基準規則解釈及びS A技術的能力審査基準の3つ）が改正された。バックフィットである。ただし、既存のフィルタベントへの目的の追加であるため、設備の追加要求はなく、ベントの基準や手順が妥当か、判断基準に達した場合にベントをためらわずに実施できるかどうかを保安規定の審査で確認することが原子力規制委員会で決められた。

島根2号機における水素爆発防止のベントの基準は、原子炉建物の水素濃度が原子炉棟4階で2.5vol%に到達した場合であり、誤差や不確かさを考慮しても水素の可燃限界である4vol%に対して余裕があり、ベント基準として妥当であると中国電力は説明した。また、水素濃度の上昇率が十分に小さく、運転員のベント作業の時間に十分な余裕が確保されているため、ベントの手順も妥当であると説明した。さらに、ベント判断基準や操作の役割、詳細な手順を要領書に定めることで明確化し、運転員がためらわずにベントできるようになっていることを説明した。

原子力規制委員会は、中国電力の上記の説明により、改正された規則解釈の要求を満足していると判断した。

エ 顧問等による確認

顧問は、設計及び工事の計画の認可の審査で議論されたブローアウトパネル閉止装置やドライウェル水位計、ゼオライトの設置場所変更等、各論点に関する原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認した。また、現地視察により、低压代替注水、大量送水車、フィルタベントを確認し、新規制基準で求められている性能を具現化する設備を設置する安全対策工事が実施されていることを確認した。



現地視察：低压代替注水の接続口



現地視察：大量送水車

(低压代替注水：水源)

- 輪谷貯水槽の容量（10,000 m³）は、事故収束に十分な水量として設定したことを確認した。
- 輪谷貯水槽には渓流水によって給水されるが、審査では念のためにその効果を考慮せずとも事故収束のための水をまかなえることを確認していることを確認した。

(低压代替注水：注水)

- 分岐ヘッダで複数箇所へ同時に注水すると圧損により注水量に偏りが出るため、片方のラインはバルブで閉じ、一方へのみ注水する運用としていることを確認した。
- 燃料プールへのスプレイ注水は、水面がある高さまで到達するとスキマサージタンクにプール水が流れ込み、熱交換器で冷却した後、燃料プールに戻す仕組みになっていることを確認した。

(ブローアウトパネル閉止装置)

- 島根2号機には竜巻防護ネットを付けているので、扉式のブローアウトパネルを付けるのが困難であるため、ブローアウトパネル閉止装置が他のサイトと異なるダンパ方式となっているが、欧州で実績があるため、原子炉設置変更許可及び設計及び工事の計画の認可の審査において、ダンパ方式は問題なしと評されたことを確認した。
- ブローアウトパネルに用いているシリコンのパッキンは耐熱温度が200℃ぐらいであるが、事故時でもオペフロの温度が100℃を超えることはなく、事故時でも対応可能であることを確認した。

(ドライウェル水位計)

- ドライウェル水位計は、熔融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への注水量を把握し、ペDESTAL注水の停止判断に使用されることを確認した。

(放射性物質吸着材（ゼオライト）の設置場所変更)

- ゼオライトの設置場所が変更になっても、ゼオライトの重量が変わらず、車両で移動

して設置することから作業時間が変わらないことを確認した。

- 耐震性を有する雨水排水路集水桝は、土石流などにより影響を受ける範囲にないことから、土砂で埋まることはないと考えていることを確認した。
- 地下水排水経路と雨水排水経路は、雨水排水路集水桝（No.3 排水路）までは独立した経路となっており、雨水排水路集水桝（No.3 排水路）で合流した以降の排水ラインは、十分大きい構造となっていることから大量の雨水が在ったとしても地下水の排水が可能であることを確認していることを確認した。

（第4保管エリアの形状変更）

- 第4保管エリアの拡充後も可搬型重大事故対処設備と自主設備が近接しているところがあるが、岩盤上に配置していることから問題がないことを確認した。また、竜巻に対して固縛をし、車両火災や地震による車両の変位量を考慮した離隔距離を確保しているため、問題がないと評価していることを確認した。
- 第4保管エリアの形状変更に伴い、アクセスルートが狭くなっているが、通路幅を9m以上確保し、車両及び要員が通行できるため、緊急時の対応に影響を及ぼすことはないと評価していることを確認した。

（格納容器酸素濃度計及び水素濃度計の測定範囲）

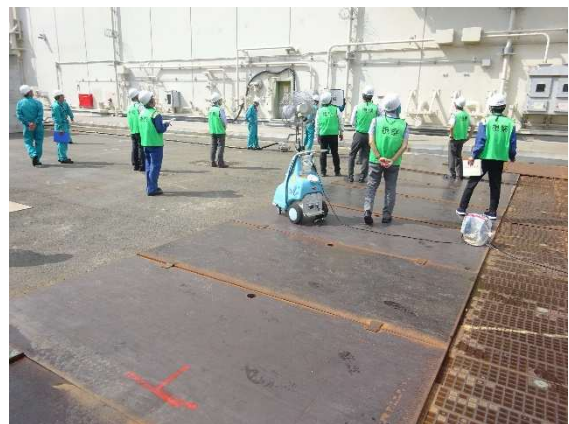
- 格納容器酸素濃度計及び格納容器水素濃度計の計測範囲は設備仕様の主要な項目に該当するため、その変更については審査会合で確認しているが、レンジの切替設定値については、設備仕様の主要な項目（検出器の種類や個数等）に該当しないため、中国電力が行う設計の中で適切に対応するものであることを確認した。

（サブプレッション・チェンバの点検）

- 格納容器からの放射性物質の漏えい検査によって、高い頻度でサブプレッション・チェンバの点検が行われていることを確認した。

（格納容器フィルタベント系の運用）

- ベントを迷うことなく判断できる手順であることの妥当性判断は、判断基準が明確かどうか、各要員の役割が明確に定まっているかどうか等の観点で評価していることを確認した。
- フィルタベントの性能維持の確認は、スクラバ容器内の水位やpHなどを確認した上で、金属フィルタと銀ゼオライトのリークパス試験によって行うことを確認した。
- ベントの実施基準は、原子炉格納容器の圧力やサブプレッション・プール水位に基づくことを確認した。
- ベント実施の情報連携はオフサイトで一元管理され、訓練による強化に努めていることを確認した。



現地視察：フィルタベント

（非常用ガス処理系）

- SGT Sのメンテナンスや動作確認は、定期事業者検査中だけでなく、運転中にも行うことを確認した。

(LCOの設定)

- SA設備のLCO設定は、BWR全社で作成した「保安規定変更に係る基本方針」に基づいて設定されており、全電力でほぼ共通であることを確認した。そのため、先行審査プラントと異なる点だけが論点となっていることを確認した。

(訓練・技術伝承・設備の管理等)

- 各要素訓練（意思決定者との連携訓練、モニタリング訓練、運転員訓練、送水車訓練等）と総合訓練（要素訓練を連携したもの、昼夜問わない訓練）を組み合わせ、練度向上を図っていることを確認した。
- 他社の訓練を参考に、取り入れるべき訓練を選択し、どうすれば緊急時対応要員の能力を高めることができるか様々な想定をしながら、訓練に取り組んでいることを確認した。
- 中国電力社員OBによる指導により技術の伝承を図っていることを確認した。
- 設備の管理において、EAMシステム（Enterprise Asset Management）※で全設備を網羅し、今後、設備と図面の統合を予定していることを確認した。

※ 点検結果を以降の点検・改造計画に反映するために一元管理するシステム

- リスクインフォームド（リスク情報を活用した保全活動への利用（点検頻度の見直し等））については、まだ取り入れる段階に至っておらず、平素からデータを取って点検頻度を見直し、条件に応じた最適な検査となるよう原子力規制庁と相談しながら進めていく意向であることを確認した。

(視察における顧問コメント)

- 再稼働に向けて相当な準備が行われていることを確認した。
- ハードの整備が進んだことは確認できた。
- 多様な設備が整備されたことは確認できた。
- 新規制基準への適合により、耐震性が向上され、原子炉を冷やすシステムや火災防護に関する設備が充実し、ハード面においてはかなり進んでいるような印象を受けた。
- 2号機の安全対策の状況について、着実に対応がなされていることを確認した。
- この度の能登半島の地震が能登半島を隆起させたように、過去に島根半島を隆起させた動きもあるので、単なる横ずれだけではなく、逆断層成分を持った場合の検討があってもよいと思った。

(11) 汚染水対策

規制基準で要求されている重大事故対策を行うことにより汚染水発生の可能性は極めて低くなっており、事前に特定し難い事態まであえて想定し、あらゆる設備を設計段階で要求するのは合理的ではないことから、新規制基準ではシルトフェンスの整備による拡散抑制を求めている。

一方、福島第一原子力発電所事故で発生した汚染水の対策が「地下水を汚染水に近づけない」「汚染水を漏らさない」「汚染水を取り除く」であることを踏まえて、中国電力は自主的な汚染水対策として、地下水流入対策と汚染水の外部流出防止対策（止水壁の設置、揚水井戸の設置、地下水バイパスが自主対策。ゼオライトの設置等、一部の対策は規制要求に基づくもの）を行っている。

ア 地下水流入対策（自主対策）

- 建設当時の既設止水壁の一部に薬液を注入して止水性を強化し、原子炉建物等を取り囲むことにより、原子炉建物に近づく水を低減する。
- 止水壁の山側に揚水井戸を設置して水を汲み上げてバイパスし、止水壁内に流入する水を低減する。
- 止水壁内に揚水井戸を設置して水を汲み上げ、地下水位の上昇を抑制する。



図57 地下水流入対策

イ 汚染水の外部流出防止対策（止水壁の設置が自主対策）

- 仮に原子炉圧力容器から放射性物質を含む冷却水が漏れた場合には、原子炉格納容器又は原子炉建物で閉じ込める。
- さらに、仮に原子炉建物から放射性物質を含む冷却水が漏れた場合には、止水壁で閉じ込める。

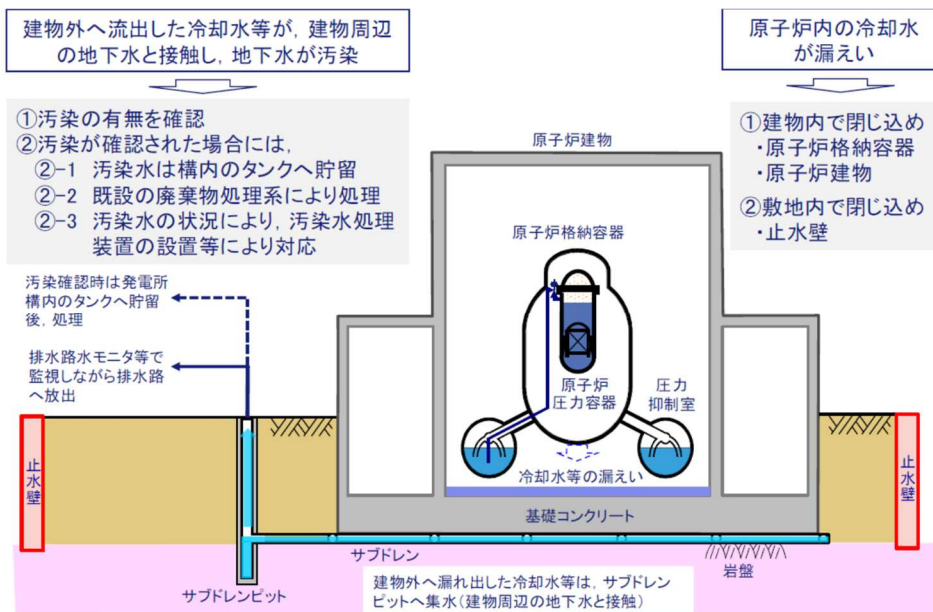


図58 汚染水の外部流出防止対策

- 汚染水が発生した場合には、サブドレンピット※^{3,4}等で集水して構内タンクへ移送し、廃棄物処理系で処理する。
- 海への流出や海洋への放射性物質の拡散抑制は、ゼオライトの設置やシルトフェンスを張ることで対応する。(規制要求に基づく対策)

ウ 設計及び工事の計画の認可の審査結果（地下水位低下設備）

地下水位の設定は耐震設計の条件の1つとなるため、本来は耐震設計の項に地下水位低下設備について記載すべきであるが、地下水位低下設備は鳥取県が強く要求している汚染水対策の1つでもあるため、汚染水対策の項に記載する。

地下水位の上昇抑制は、建物への浮力を抑制する目的があり、地下水位が耐震設計の条件の1つであるため、地下水位低下設備は規制要求に基づく対策設備である。原子炉設置変更許可の審査において、耐震性が確保された新設の地下水位低下設備の稼働によって地下水位の設定が十分な安全裕度を持つこと及び降雨による地下水位の上昇を考慮しても安全側の設定となっていることの2つを説明するよう指摘されており、中国電力はこの2つについて評価し、どちらも安全側の設定になっていることを確認し、説明した。

原子力規制委員会は、中国電力の安全側の設定になっているとする評価を了承した。

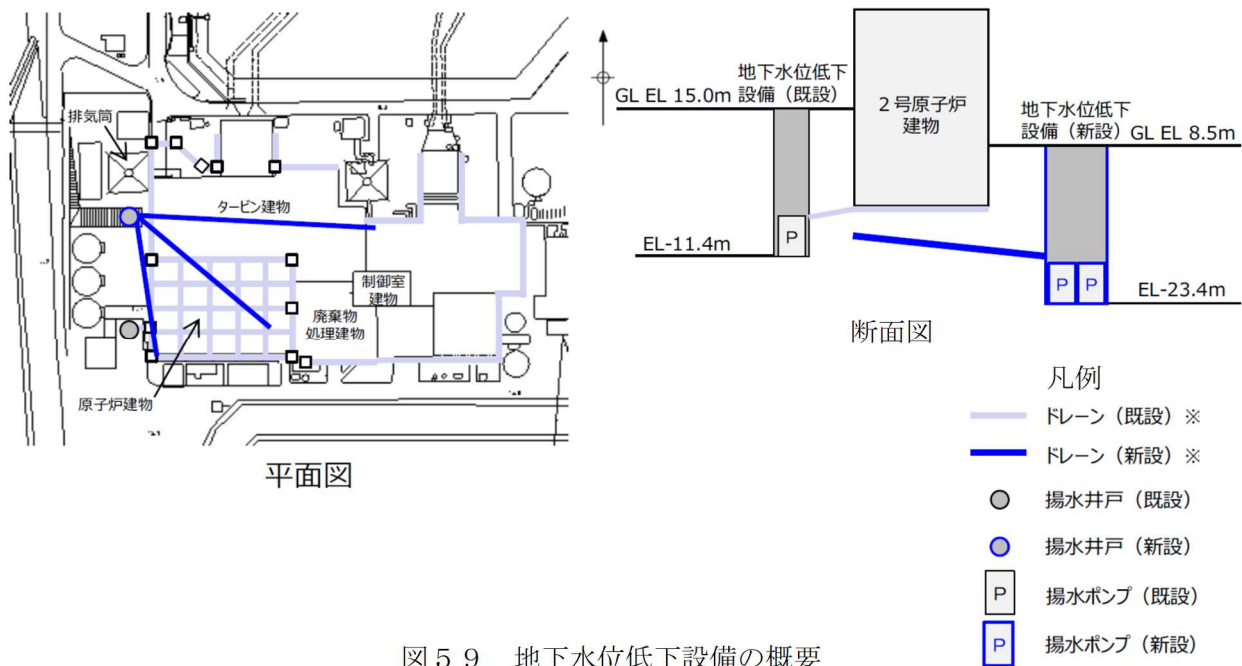


図 5.9 地下水位低下設備の概要

エ 顧問等による確認

顧問は、設計及び工事の計画の認可の審査で議論された地下水位低下設備について、原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認した。また、現地視察において地下水位低下設備を確認し、中国電力の自主的な汚染水対策が実施されていることを確認した。

- 解析水位と比較して、実際の観測水位がかなり低くなっているが、構造物への影響（浮力）や液状化を保守的に考えるために地下水位を高めに設定するために雨量を多くしたり、透水係数を大きくしたりして解析している影響であり、解析で考慮されていない地下水の海への流出経路があるとは考えられないことを確認した。特に、観測水位が解

析水位よりもかなり低いNo.2は、岩盤内に水位計を設置しており、解析では岩盤を統一的な透水係数としているが、実際には岩盤に割れ目等があるため、このような結果になっていると推測していることを確認した。

- 屋外重要土木構造物等については保守的に地下水位低下設備の効果に期待せずに設計地下水位を設定し、原子炉建物等については地下水位低下設備の効果に期待して設計地下水位を設定していることを確認した。また、松江地方気象台における過去78年間の年間降雨量に気候変動予測における将来的な降水量の増加量を考慮した年間2,400mmの降雨量を考慮して解析していることを確認した。
- 地下水の過剰な汲み上げは地盤沈下を引き起こすことも考えられるため、ドレン、揚水井戸、揚水ポンプ（2個）、配管、及び水位計等で構成されている既設の地下水位低下設備については、水位計で監視して揚水ポンプの起動と停止を繰り返して、地下水位を一定の範囲に保持するよう適切に運用していることを確認した。
- 防波壁の設置や地盤改良で敷地内の地下水位が上昇することが懸念されるが、発電所内の地下水位観測記録を見ると、観測地点毎に傾向は異なるものの、地下水位の一律的な上昇は確認されておらず、既設の地下水位低下設備等の効果であると考えられることを確認した。また、既設のポンプ設置位置よりも深く掘削している新設の揚水井戸が稼働すれば、地下水位により大きな効果を発揮すると考えていることを確認した。
- サブドレンピットの揚水井戸の接地面やドレン配管が埋まっている地盤は、原子炉建屋と同じC_H級の岩盤に設置しており、揚水井戸からの排水は既設の構内排水路を通じて海へ排水することとしていることを確認した。

※34 サブドレンピット：建物への浮力抑制を目的として、地下水位を一定の範囲に保持するためにサブドレンから集水した地下水をポンプで汲み上げる井戸。地下水位低下設備の一部である。既設と新設があり、新設のサブドレンピットは耐震設計に関する規制要求に基づく設備である。

(12) 原子力安全文化の育成及び維持活動体制の見直し

ア 保安規定変更認可の審査結果

原子力規制庁から受領した特重非公開ガイドを誤って廃棄したにもかかわらず、中国電力は約6年も原子力規制庁に報告していなかったことが2021年6月に発覚した。この特重非公開ガイドの誤廃棄と報告の遅れについて、当時の更田原子力規制委員長から、中国電力が安全文化の劣化の兆候と捉えて、保安規定でその改善に向けた体制を示すこと、保安規定の審査で改善がなされているかどうかを確認していくこと等の言及があり、今回の保安規定変更の審査において、安全文化の育成及び維持活動の見直しや改善に向けた取組がなされているかどうか審査された。

a 中国電力の当初の説明

特重非公開ガイドの誤廃棄と報告遅れの対策として、中国電力は当初、以下の2点で組織を見直す方針を示した。

(a) 原子力安全文化の育成および維持活動体制の一元化

2010年1月に発覚した点検不備問題への対策として、中国電力は原子力安全文化の育成及び維持活動に係る活動方針を策定する「原子力強化プロジェクト」を電源事業本部から独立した組織として設置した。

原子力強化プロジェクトの設置から時間が経ち、電源事業本部と連携して活動に

取り組むことで当初の目的を達成したと評価する一方で、顕在化した不適切事案への対応が主となり未然防止に弱みがあることや現場（電源事業本部）と離れた組織であるために現場の実態に即した活動となりにくい点が懸念となっていた。そこで、原子力強化プロジェクトを廃止し、電源事業本部の内部で自律的かつ主体的に原子力安全文化の育成および維持の活動に取り組むため、その活動の体制を電源事業本部に一元化する。

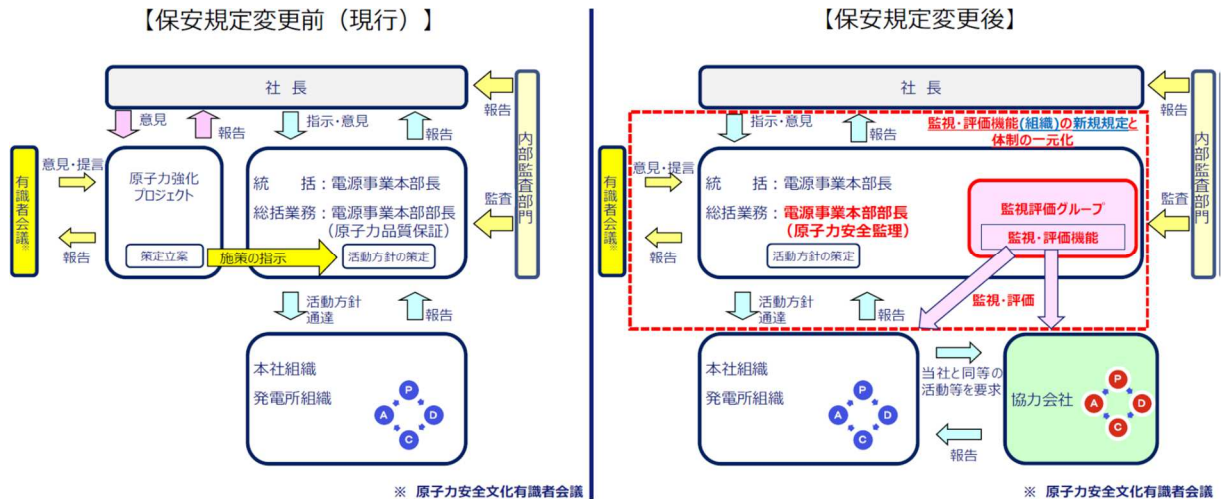


図 60 特重非公開ガイドの誤廃棄と報告遅れを踏まえた組織の見直し（当初案）

(b) 原子力安全文化の監視・評価機能（組織）の新規規定

2020年2月に判明したサイトバンカ未巡視問題を踏まえて、発電所組織だけでなく協力会社も含めた安全文化の劣化兆候を監視するために、電源事業本部内に監視評価グループを設置した。特重非公開ガイドの誤廃棄と報告遅れは本社組織における不適合であるので、電源事業本部内に設置した監視評価グループの対象を本社組織にも適用することとし、その上で、その活動を確実なものとするために、監視評価グループが所属する組織名称を「原子力品質保証」から「原子力安全監理」に変更した上で保安規定にその組織を新たに規定する。

b 審査結果（原子力規制委員会の指摘と中国電力の対応）

中国電力の説明に対して原子力規制委員会は、特重非公開ガイドの誤廃棄と報告遅れに係る原因分析から対策の導出に至る過程を説明することや監視・評価を担う組織を電源事業本部の内部又は外部のいずれに設置することが適切かを比較検討すること等を求めた。

中国電力は、原因分析により文書管理プロセスや本社組織における不適合管理に関する意識等の4つの原因を抽出し、それらの原因から6つの対策を導出したことを説明した。また、同様な事案を再び起こさないようにするための更なる対策として、教訓を原子力事業者の責務として保安規定に記載し、伝承する「対策7」を説明した。

表 1 4 中国電力の原因分析と対策

原因	対策	内容
原因 1 : 特重非公開ガイドは「非 QMS 文書」の扱いであったため、不適合管理プログラムが適用されなかった。	対策 1 : 本社組織の文書管理プロセスの見直し	特重非公開ガイドを、「外部文書」(QMS 文書)として管理するとともに、特重非公開ガイドの管理方法を定めているマニュアルを本社 QMS 文書に位置付ける。
原因 2 : 本社組織で CR 登録 ^{※35} に対する意識が浸透していなかったため、問題が組織内で共有されなかった。	対策 2 : 本社組織における CR 登録に関する教育の実施	CR 登録に関する教育を QMS の教育項目として設定し、定期的実施する。
原因 3 : 本社組織に対する原子力安全文化を育成する施策が十分ではなかった。	対策 3 : 本社組織に対する原子力安全文化の育成および維持活動の充実	本社組織に新規施策を実施する。 ・職場話し合い研修 ・過去不適切事案事例研修 ・グループ行動基準の策定・実践 等
	対策 5 : 原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し (持続的な対策)	強化 P J を廃止し、電源事業本部に原子力安全文化の育成および維持活動を集約する体制に見直す。 今回の体制見直しの経緯および目的を明確にして継承するため、QMS 二次文書に記載する。
原因 4 : 本社組織・発電所組織における原子力安全文化の状態を客観的に分析・評価する体制およびプロセスがなかった。	対策 4 : 本社組織・発電所組織等における原子力安全文化の監視・評価活動の実施	原子力安全文化の監視・評価活動を実施する体制とプロセスを構築する。
	対策 6 : 原子力安全監理部門の設置 (持続的な対策)	社長直属で監視・評価活動を行う原子力安全監理部門を新たに設置し、保安に関する組織として保安規定に定める。 引き続き原子力安全文化の育成および維持活動全般に対し、外部の意見を取り入れるため、「有識者会議」を継続設置し、この運営を原子力安全監理部門が行うことを保安規定に明確にする。
(過去の不適切事案を踏まえ、同様の事案を起こさないようにするための対策)	対策 7 : 不適切事案からの原子力安全文化に係る教訓の継承	教訓を原子力事業者の責務として保安規定の第 2 条の 3 (安全文化の育成および維持) に記載する。

※ 3 5 CR (状態報告状態報告 Condition Report) : 不適合管理プログラムにおいて、本来あるべき状態とは異なる状態、すべき行動から外れた行動や結果、気付いた問題、要改善点等を発見した場合、要員がその状態を報告 (登録) すること。

さらに、中国電力は監視・評価組織の設置場所について再検討し、電源事業本部の外部に設置することにより、より効果的であると評価し、電源事業本部内に設置するとした「原子力安全監理」を電源事業本部から独立させる方針に転換した。なお、原子力強化プロジェクトを廃止し、原子力安全文化の育成および維持の活動を電源事業本部の内部に取り込むことは当初の方針で変わらない。

これらの中国電力の説明及び「原子力安全監理」を電源事業本部から独立させる方針について、保安規定審査基準を満足していると判断した。

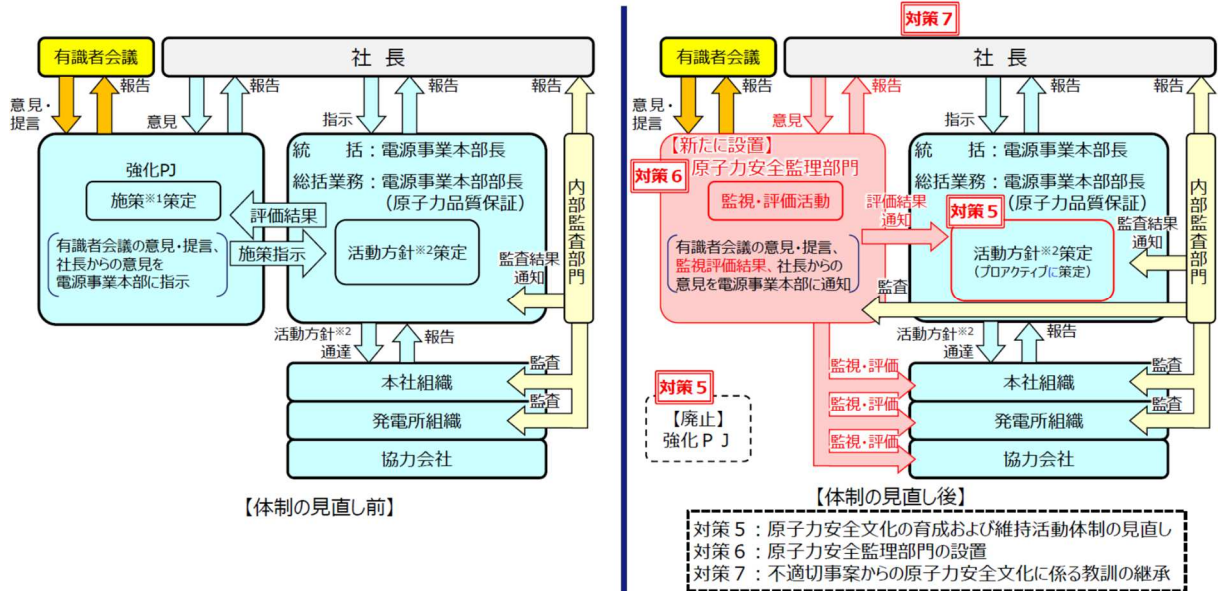


図 6 1 特重非公開ガイドの誤廃棄と報告遅れを踏まえた組織の見直し

イ 顧問等による確認

顧問は、原子力安全文化の育成及び維持活動体制の見直し等を含む保安規定変更認可に係る原子力規制委員会の審査が適正であることを以下のとおり確認した。

- 保安規定の下位文書として作成されている要領書に基づいて現場作業が行われる体制であることを確認した。また、その要領書に基づいて作業が行われているかどうかを国が原子力規制検査でチェックすることを確認した。
- 地域協議会、商工会議所、報道関係、大学教授等で構成される原子力安全文化有識者会議で安全文化に関する意見を聴取して、中国電力の安全文化の活動に反映させる体制であることを確認した。
- 協力会社の安全文化に関する教育は各社で実施されているが、協力会社との意見交換等によって教育の内容を把握し、協力会社の従業員も含めたアンケートにより課題を抽出して改善を行っていることを確認した。また、今般の組織見直しにより、原子力安全監理が現場に出向いて更なる改善に努める方針であることを確認した。
- 特重非公開ガイドの内容は機密性が高く、原子力規制庁から受領した当時は、従来のQMS文書として管理することができず非QMS文書に位置づけてしまったことを確認した。現在では、同様の問題は起きないようにしっかりとルールを定めて管理する仕組みとなっていることを確認した。
- 原子力安全文化の活動として、職場話し合い研修、行動基準の策定、原子力安全文化講演会、役員と発電所社員と意見交換会等を毎年実施し、毎年1回のアンケートの結果に

より、その活動が確実に定着して効果が出ていると評価していることを確認した。ただし、更なる改善のために、今般の組織見直しを実施したことを確認した。

- 協力会社が作成する業務の手順書を中国電力が直接確認したり、管理したりすることはないが、中国電力の仕様書（発注書）と協力会社の手順書を突き合わせることで、手順書の妥当性を把握できるようになっていることを確認した。
- 不適合が起きた場合、協力会社の従業員を含めて不適合管理のシステムに入力することが可能であり、協力会社とともにPDCAサイクルを回すことができる体制であることを確認した。
- 新しく設置する原子力安全監理は社長直属の組織であり、完全に電源事業本部から独立していることを確認した。一方で監視をするだけでは現場が萎縮して逆効果になるので、協力会社とのコミュニケーションが大事であると認識していることを確認した。
- 原子力安全文化の醸成にあたり、訓練を通じて対応能力を高めるとともに、通常時の作業においてどういうところを意識して問いかけていくのかということを検討してほしいと要望した。

8 能登半島地震を踏まえた島根2号機の安全対策の確認

(1) 能登半島地震による志賀原子力発電所への影響

2024年1月1日に発生した能登半島地震では、志賀原子力発電所の安全上重要な機器への被害は確認されておらず、以下のような事象が確認された。

- 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水があったが、拭き取りをすることで外部への影響はなかった。また、この溢水による燃料プールの水位の低下は約1mmであり、使用済燃料の冷却に問題はなかった。
- 一部の周期で想定の地震動を超えたが、機器の健全性に影響する周期ではなく、耐震Sクラスの機器に損傷はなかった。
- 地震で放水槽防潮壁（高さ4m）で数cm傾いたが、防水等の機能に影響はなかった。
- 発電所敷地での津波高さは約4mであったが、防潮堤の高さが15mであり、影響はなかった。
- 碍子の破損により5回線のうち2回線の外部電源が途絶したが、発電所の受電に問題はなかった。
- 変圧器の配管接続部が損傷して絶縁油が漏れたが堰内に収まり、外部への影響はなかった。
- 変圧器の絶縁油が海へ流出したが、オイルフェンスを設置することで環境への影響はなかった。
- 構内で段差が発生したが、車両等の通行に支障はなかった。

(2) 能登半島地震を踏まえた国及び中国電力へ申入れとその回答

能登半島地震による志賀原子力発電所への影響を踏まえて鳥取県は、米子市と境港市と合同で4月4日及び5日に国（原子力規制委員会、内閣府（原子力防災担当）、経済産業省）及び中国電力に対して島根原子力発電所の安全対策や避難計画への影響に係る申入れを行った。

ア 令和6年度第1回原子力安全対策プロジェクトチーム会議

能登半島地震による島根2号機の安全対策や避難計画への影響に係る申入れを行うに当たり、原子力安全対策プロジェクトチーム会議で県、米子市及び境港市の3者による協議を行い、申入れ内容について合意した。

- (ア) 日時 4月4日（木）午後2時～2時15分
- (イ) 場所 第4応接室（県庁本庁舎3階）
- (ウ) 対応者 平井知事、伊木市長（米子市）、伊達市長（境港市）
- (エ) 議題 能登半島地震を受けた島根原子力発電所に係る中国電力及び国への申入れについて
- (オ) 結果 申入れ内容について協議し、合意した。

イ 中国電力への申し入れ

- (ア) 日時 4月4日（木）午後2時50分～3時10分
- (イ) 場所 中国電力 鳥取支社大会議室
- (ウ) 対応者 〔中国電力〕北野代表取締役副社長執行役員、長谷川常務執行役員島根原子力本部長、藪根常務執行役員鳥取支社長

〔鳥取県等〕平井知事、伊木市長(米子市)、伊達市長(境港市)

(エ) 申入れ内容 令和6年能登半島地震を踏まえた島根原子力発電所の安全対策について

(オ) 中国電力からの主な発言

- ・現時点では追加対策は不要と考えているが、国や電力事業者独自で実施している能登半島地震の検証を踏まえ、新たな知見があれば適切に対応する。
- ・安全性の追求に終わりはないという覚悟のもと、仮に事故が発生しても被害を発電所構内に止めるような安全性の向上を不断に追求していく。

ウ 国への申し入れ

(ア) 日時・対応者 4月5日(金)、平井知事、伊達市長(境港市)、伊澤副市長(米子市)

(イ) 申入れ省庁、面会者等

申入省庁	原子力規制委員会	内閣府(原子力防災担当)	経済産業省
申入内容 ※詳細は次ページ参照	令和6年能登半島地震を受けた島根原子力発電所2号機の安全性について	令和6年能登半島地震を受けた「島根地域の緊急時対応」の確認について	令和6年能登半島地震を受けた島根原子力発電所2号機の安全性について
面会者 〔場所〕	片山原子力規制庁長官 〔原子力規制委員会〕	伊藤内閣府特命担当大臣 (兼環境大臣)〔環境省〕	岩田経済産業副大臣 〔経済産業省〕
申し入れに対する主な発言	<ul style="list-style-type: none"> ・安全確保に影響のある問題は生じておらず、新たな知見があれば規制基準に取り入れるか議論を進める。 ・島根原発2号機は、非常用電源の確保、断層連動の可能性等について審査で確認しており、現時点で判断を変える新たな知見はない。 ・屋内退避の運用のあり方について検討チームにて議論を進めるが、避難計画の改定を求めるものではない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対応は元々、複合災害を想定している。 ・避難計画を含む「島根地域の緊急時対応」は具体的かつ合理的であり、直ちに計画の改定を求めるものはない。 ・原子力防災の備えに終わりや完璧はなく、今後も充実強化に努める。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原発の再稼働は安全性の確保が大前提である。 ・『新規基準の審査に既に合格した原発は現時点で運転停止を命令する考えはない』との規制委の見解を確認している。 ・『県等の避難計画を含む「島根地域の緊急時対応」は具体的かつ合理的である』との内閣府の見解を確認している。 ・原子力規制の下で事業者に不断の安全性の向上に努めるよう指導していく。



照会先	照会事項
原子力規制委員会	<ol style="list-style-type: none"> 令和6年能登半島地震では半島北側の沿岸部の断層が150キロ程度にわたって動いたとみられ、志賀原子力発電所2号機において使用済燃料プールのスロッシングによる溢水、変圧器の油漏れ及び外部電源の一部喪失が確認された。島根原子力発電所2号機において同様の事象が起きる可能性及び安全機能への影響並びに宍道断層と鳥取沖断層との連動性も含めて新規基準の審査結果は引き続き妥当であるのか。改善が必要であるなら、どのような対策が求められるのか。 志賀原子力発電所が同地震直後に行った情報発信では、主変圧器の火災報告及び水位報告が後に訂正されるということ並びに周辺モニタリングポストの欠測があったが、事業者に対してどのような改善策を求めていくのか。改善が必要であれば、島根原子力発電所についてはどうするのか。 屋内退避の運用についての検討は、当県、米子市及び境港市の地域防災計画・避難計画について修正を必要とする影響はあるのか。
内閣府(原子力防災担当)	<ol style="list-style-type: none"> 令和6年能登半島地震では道路被災による長期間の孤立、家屋倒壊、放射線防護対策施設の被災等により、屋内退避や避難が困難となる可能性のある状況が発生したが、原子力防災会議で了承された「島根地域の緊急時対応」は同地震を踏まえても、複合災害時における屋内退避及び避難の実効性は十分に担保されていると考えるのか。当県の避難計画を改定する必要はあるのか。 屋内退避や避難が困難となった場合における警察、消防、自衛隊等の実動組織による支援体制を含めた国を挙げた万全の措置はどのように行われるのか。 避難計画の実効性を継続的に向上させるため、当県等が策定している地域防災計画・避難計画の更なる充実、強化に対して、どのような継続的支援を行うのか。
経済産業省(資源エネルギー庁)	<ol style="list-style-type: none"> 島根原子力発電所2号機の再稼働の是非の判断に当たっては安全が第一義であると考えているが、この度の地震を踏まえても求められる安全性は引き続き確保されているのか。 令和6年能登半島地震を受け、中国電力株式会社に対し島根原子力発電所2号機の安全確保に向けてどのような対策を求めるのか。 3～5 原子力規制委員会への照会事項の1、2、3 6～8 内閣府(原子力防災担当)への照会事項の1、2、3
中国電力株式会社	<ol style="list-style-type: none"> 令和6年能登半島地震では半島北側の沿岸部の断層が150キロ程度にわたって動いたとみられ、志賀原子力発電所2号機において使用済燃料プールのスロッシングによる溢水、変圧器の油漏れ及び外部電源の一部喪失が確認された。島根原子力発電所2号機の安全確保対策はどうか。追加する対策が必要であればどうするのか。

	<p>2 志賀原子力発電所が同地震直後に行った情報発信では、主変圧器の火災報告及び水位報告が後に訂正されるということ並びに周辺モニタリングポストの欠測があった。島根原子力発電所ではどうなのか。改善が必要であればどうするのか。</p> <p>3 新規規制基準に適合している島根原子力発電所2号機について、同地震を踏まえて安全性についてどう認識しているのか。継続的な安全性向上に向けてどのような取組を実施するのか。</p> <p>4 同地震の教訓を踏まえ、大規模な自然災害と原子力災害の複合災害が起り、孤立集落発生、家屋倒壊、道路損傷等により屋内退避や避難が困難となる住民が生じた場合について、貴社において屋内退避や避難の完全実施に向けどのような対策を考えているのか。</p>
--	--

エ 原子力規制委員会との意見交換 [主催：原子力規制委員会]

島根2号機の安全対策について、原子力規制委員会と意見交換を行った。この意見交換は、原子力規制委員会が、原子力発電所が立地する地元関係者と意見交換を行うために、各地域で順々に行っているものであり、今回、島根地域で初めて開催された。

(ア) 日時 7月20日(土) 午後1時～午後3時

(イ) 場所 島根県原子力防災センター

(ウ) 出席者 [地元関係者] (2県6市首長)

平井知事、伊木米子市長、伊達境港市長

丸山島根県知事、上定松江市長、飯塚出雲市長、田中安来市長、石飛出雲市長

[原子力規制委員会] 山中委員長、伴委員

[中国電力] 中川社長、北野副社長 他

(エ) 議題 島根原子力発電所に関する地元関係者及び事業者との意見交換

(オ) 主な結果

- ・山中委員長から、現在のところ能登半島地震から規制に反映すべき新知見がなく、現行の審査基準で適切な審査ができていないこと、新知見が得られたらすぐに対応する旨の発言があった。
- ・鳥取県等からは能登半島地震を踏まえても島根2号機の安全性が担保されることについて、その判断の理由を含めて文書で回答するよう求め、山中委員長から分かりやすい資料を添付した上で対応する旨の回答があった。



※ 文書による回答は、8月9日の原子力安全対策プロジェクトチーム会議において受けた。

オ 内閣府（原子力防災担当）との意見交換 [主催：島根県]

能登半島地震を踏まえ、避難計画の実効性について国の考え方を確認し、国の原子力防災の取組に関する意見交換を行うために実施した。

(ア) 日時 7月20日(土) 午後3時45分～午後5時30分

(イ) 場所 島根県庁 講堂

(ウ) 出席者 [地元関係者] (2県6市首長)

平井知事、伊木米子市長、伊達境港市長

丸山島根県知事、上定松江市長、飯塚出雲市長、田中安来市長、石飛出雲市長

[内閣府(原子力防災担当)] 松下政策統括官、福原地域原子力防災推進官

(エ) 議題

- 令和6年能登半島地震を踏まえた対応について
- 意見交換

(オ) 主な結果

- ・内閣府(原子力防災担当)の松下政策統括官から「島根地域の緊急時対応」は複合災害を想定しているため、能登半島地震が起きたことによって、この緊急時対応が原子力災害対策指針等に照らして具体的かつ合理的であるということが何ら変わるものではないとの発言があった。
- ・内閣府(原子力防災担当)が石川県職員とともに行った能登半島地震に係る志賀地域の被災状況の調査結果の報告があり、住民の避難ルートは迂回路の併用などにより通行可能であったと考えられる等の説明があった。
- ・鳥取県等からは能登半島地震を受けても「島根地域の緊急時対応」に実効性があることについて、その判断の理由を含めて文書で回答するよう求め、内閣府(原子力防災担当)からは協議・相談させていただきたい旨の回答があった。



※ 文書による回答は、8月9日の原子力安全対策プロジェクトチーム会議において受けた。

カ 令和6年度第2回鳥取県原子力安全対策プロジェクトチーム会議(コアメンバー)

令和6年能登半島地震を踏まえて鳥取県が4月に行った国及び中国電力への申入れについて、文書による回答を受けた。併せて、中国電力から安全対策工事の状況報告を受け、今後の対応方針を米子市長及び境港市長と協議した。

(ア) 日時 8月9日(金) 午前10時～午前10時55分

(イ) 場所 県庁災害対策本部室

(ウ) 出席者 [県] 平井知事

[米子市] 伊木市長

[境港市] 伊達市長

[経済産業省] 山田資源エネルギー政策統括調整官

[中国電力] 三村島根原子力本部長、森田鳥取支社長

(エ) 議題

- 能登半島地震を受けた島根原子力発電所に係る国及び中国電力への申入れの回答
- 島根原子力発電所2号機の安全対策工事実施状況

(オ) 主な結果

- ・能登半島地震を受けて4月に国及び中国電力へ申し入れたことに対する回答があった。

[原子力規制委員会]

現時点で規制に反映させるべき新知見はなく、審査結果の見直しは必要ない。

[内閣府（原子力防災担当）]

「島根地域の緊急時対応」は自然災害との複合災害を想定して策定されており、現段階での見直しは不要。

[経済産業省]

原子力事業者に対して安全性向上に向けて不断に取り組むよう指導する。

[中国電力]

「安全性の向上に終わりが無い」との考えのもと、自主的な改善を図っていく。

- ・知事からは、疑問に対する一定の回答が得られ、誠実に回答いただいたことは評価する旨の発言があり、回答の妥当性を精査するため、専門家である原子力安全顧問の意見を聞く旨の発言があった。
- ・中国電力から、主要設備の設置が完了して発電所の安全対策工事を確認できる段階になっているとの発言があった。
- ・知事は米子市長及び境港市長とともに、安全対策工事について現地視察をする意向を示した。
- ・今回説明のあった国及び中国電力の回答を原子力安全顧問会議で確認することや島根2号機の安全対策工事の状況を原子力安全顧問が現地で確認する方針が示された。



キ 令和6年度第2回原子力安全顧問会議

国及び中国電力への申し入れに対する回答及び中国電力の安全対策工事の状況を専門的な観点から確認していただくことを目的に原子力安全顧問会議を開催した。

(ア) 日時 8月20日（火）午前11時～午後0時15分

(イ) 場所 県庁災害対策本部室

(ウ) 出席者 [県原子力安全顧問]（18名中11名出席）

神谷顧問、富永顧問、北田顧問、望月顧問、片岡顧問、佐々木顧問、河野顧問、梅本顧問、藤川顧問、西田顧問、野口顧問

[内閣府（原子力防災担当）] 林田参事官補佐

[経済産業省] 前田原子力立地政策室長

[中国電力] 森田鳥取支社長、井田島根原子力本部副本部長、永山マネージャー、高取マネージャー

[県] 平井知事

[オブザーバー] 米子市、境港市

(エ) 議題

- 能登半島地震を受けた島根原子力発電所に係る国及び中国電力への申入れに対する回答
- 島根原子力発電所2号機の安全対策工事の実施状況
- 島根原子力発電所2号機特定重大事故等対処施設等に係る審査状況

(オ) 主な顧問のコメント

- ・各回答については適切な内容。能登半島地震において安全上重要な機器の損傷が全くなかったことについて、十分に広報する必要がある。
- ・緊急時の情報発信については、正確かつ迅速に行うよう留意してもらいたい。
- ・国から新たに能登半島エリアの活断層長期評価が公表されたが、島根原子力発電所の基準地震動及び基準津波の評価に影響することはない、見直す必要はない。
- ・原子力安全顧問が現地視察をする方針を決定した。
- ・特定重大事故等対処施設における原子炉格納容器内の冷却用の水源については、規制要求に基づき、必要な容量を確保していることを確認した。



(3) 申入れへの回答に対する原子力安全顧問の意見

ア 原子力規制委員会

- 能登半島地震において志賀原子力発電所で安全上重要な機器の損傷は発生しておらず、島根2号機の審査結果を見直す必要はない。
- 志賀原子力発電所で安全上問題となる被害が確認されなかったことは、住民の安心につながるものであることから、積極的に広報すべきである。
- 宍道断層と鳥取沖断層との連動については、音波探査を含む詳細な調査結果を基に、両断層が連動するものではないことが確認されており、その評価は妥当なものである。
- 国から新たに能登半島エリアの海域活断層長期評価が公表されたが、島根原子力発電所の基準地震動及び基準津波の評価に影響することはない、見直す必要はない。
- 能登半島地震に関しては、関係機関や関連する学会等において調査・検討等が進められていることから、引き続き地震に関する新知見の収集に努める必要がある。
- 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水でプール水位はほとんど変化しておらず、使用済燃料の冷却等の原子力安全確保に問題はなかった。
- 志賀原子力発電所で一部の外部電源が喪失したが、外部電源の複数系統化及び号炉間電力融通により外部電源喪失には至っておらず、これらの対策による外部電源の信頼性向上が示された。
- また、外部電源が喪失した場合であっても、非常用ディーゼル発電機や高圧電源車等、多重の電源確保対策が講じられており、電源対策が進められている。
- モニタリングポストの一部が伝送不能となったが、国において航空機モニタリング等のバックアップ体制がとられており、県においても可搬型モニタリングポストやモニタリ

ング車等の補完的手段を備えていることから、十分なバックアップ体制がとられている。

- 誤った情報を発信することは、原子力発電所の信頼低下に繋がることから、災害時における正確かつ迅速な情報発信に努める必要がある。

イ 内閣府（原子力防災担当）

- 能登半島地震の被災地調査の結果、全く避難できないような状況は極めて限定的だったことが分かっており、「島根地域の緊急時対応」では代替経路を含む複数の避難経路の活用、不測の事態における実動組織による陸路・海路・空路による重層的な支援などが規定されており、実効性のある計画となっている。
- また、能登半島地震では多数の家屋倒壊が発生しているが、全ての家屋が倒壊したものではなく、近隣の避難所等への避難や必要に応じて域外避難するなど、必要な防護措置は実施可能と考えられる。
- また、鳥取県のUPZは弓ヶ浜半島に位置しており、地形的な特徴を踏まえると、土砂崩れ等よりも液状化の発生が懸念されるが、主要避難経路において橋梁背面の沈下対策やマンホールの浮き上がり防止対策が講じられ、鳥取県西部地震では液状化被害は埋立地や干拓地の若齢地盤に限られていた点も踏まえると、全く避難ができないような状況は発生しづらいと考えられる。
- 能登半島地震を受け、鳥取県では市町村と一緒に地震対策の強化に取り組んでおり、複合災害を想定した防災訓練などの継続的な実施により、引き続き避難対策の実効性向上に取り組むこと。

ウ 経済産業省

- 能登半島地震を受けて、原子力発電所の安全性や避難対策に対する不安の声もあることから、それらの声をしっかりと受け止め、不安解消に向けて国として十分に説明責任を果たすとともに、中国電力に必要な指導を適切に行うこと。

エ 中国電力

- 能登半島地震を受けて、原子力発電所の安全性や避難対策に対する不安の声もあることから、それらの声をしっかりと受け止め、不安解消に向けて事業者として十分に説明責任を果たすとともに、安全を第一義に安全性向上に取り組むこと。
- 2010年の点検不備問題、2015年の低レベル放射性廃棄物のモルタル充填に用いる流量計の校正記録改ざん問題、2020年のサイトバンカ未巡視問題、2021年の特重非公開ガイドの誤廃棄等、事業者としての信頼を損ねる不適切事案が度々発生し、県民から厳しい目が向けられていることを十分に認識し、安全を第一義として取り組むこと。

（４）南海トラフ地震による影響に対する原子力安全顧問の意見

- 原子力規制委員会による新規制基準適合性審査において、南海トラフ地震が島根原子力発電所の敷地に大きな影響を及ぼすことは想定されないことが確認されており、その評価は妥当なものである。

9 まとめ

2013年12月25日に中国電力は、島根2号機の原子炉設置変更許可申請書、工事計画認可申請書及び保安規定変更認可申請書を原子力規制委員会に提出し、2021年9月15日に設置変更許可、2023年8月30日に設計及び工事の計画の認可、2024年5月30日に保安規定変更が認可された。

鳥取県は、2013年11月21日に中国電力から新規規制基準適合性審査の申請に係る事前報告を安全協定第6条に基づいて受け、2022年3月25日に新規規制基準に係る安全対策について安全を第一義として了解する旨を中国電力に回答し、安全協定に基づく手続きが完了した。ただし、その回答には鳥取県から意見を出した場合は誠意をもって対応することという条件を付しており、この条件に基づいて鳥取県が意見を述べるために、顧問に対して後段規制（設計及び工事の計画の審査、保安規定変更認可の審査）の審査内容に関する専門的・技術的な観点からの意見を募った。

また、2024年1月1日に発生した能登半島地震を受けて鳥取県が行った島根原子力発電所の安全対策や避難計画への影響に係る申入れに対して、国（原子力規制委員会、内閣府（原子力防災担当）、経済産業省）及び中国電力から回答があったことから、専門的・技術的な観点からの意見を顧問から募った。

（1）新規規制基準の審査

ア 設計及び工事の計画の認可、保安規定変更認可

中国電力や原子力規制庁から島根2号機の新規制基準適合性審査に係る後段規制（設計及び工事の計画の審査、保安規定変更認可の審査）の審査内容について聞き取りを行い、審査結果に対して専門的観点から確認を行った。

設置変更許可で中国電力が整備するとした様々な安全対策設備の詳細が設計及び工事の計画の認可申請の審査で確認され、それらの安全対策設備の運用や緊急時の体制が保安規定の中に盛り込まれていることを確認した。また、原子力安全文化の醸成活動に取り組み、これまでの醸成活動が定着したことから組織の見直しを行ったことを確認した。新規規制基準適合性審査に係る後段規制（設計及び工事の計画の審査、保安規定変更認可の審査）の審査が適正に行われていることを確認した。

ただし、規制要求を満足することは最低限のことであり、安全対策に終わりではなく、最新の知見を収集し、島根2号機の安全性向上に向けた不断の取組が必要である。

イ 安全対策工事

8月24日及び9月5日に現地を視察し、耐震対策（3軸粘性ダンパ等）、津波対策（防波壁、津波漂流物対策）、電源（ガスタービン発電機、耐震の開閉所）、低圧代替注水設備、フィルタベント等の新規規制基準が求める性能を具現化する重要な設備が設置されていることを確認した。

ただし、安全対策工事については国（原子力規制庁）による使用前確認が残っており、中国電力には真摯に対応するとともに自主的な安全対策向上が必要である。

ウ 訓練・技術の伝承

要素訓練と総合訓練の組み合わせ、中国電力社員OBによる指導、他の発電所で行われた

訓練の取り込み等により、練度の向上や技術の伝承を図っていることを確認した。

ただし、過去に数々の不適切事案が発生していることから、安全向上に終わりが無いことを認識し、安全文化の醸成活動の取組をより一層進めることを求める。

(2) 能登半島地震を踏まえた安全対策について

ア 島根2号機の安全対策

能登半島地震では断層の連動が起こったが、島根原子力発電所周辺の宍道断層と鳥取沖西部断層は、両断層間における重力異常の観測結果や音波探査等の詳細な調査により両断層が連動しないことが確認されており、島根原子力発電所の基準地震動を見直す必要はない。

能登半島地震において新規規制基準を見直すような知見は得られておらず、志賀原子力発電所の安全上重要な設備に全く損傷がなかったことが確認されている。島根2号機は志賀原子力発電所と同等以上の安全対策がなされていることから、島根2号機の安全対策は妥当なものである。

ただし、活断層や地震動、津波等に関する最新の知見を収集し、引き続き島根2号機の安全性向上に努める必要がある。

イ 「島根地域の緊急時対応」の実効性

能登半島地震の被災地調査の結果、全く避難できないような状況は極めて限定的だったことが分かっており、「島根地域の緊急時対応」では複合災害を想定し、代替経路を含む複数の避難経路の活用、不測の事態における実動組織による陸路・海路・空路による重層的な支援などが定められている。

弓ヶ浜半島の地形的な特徴から液状化被害が懸念されるが、主要な避難経路では液状化対策（橋梁背面の沈下対策やマンホールの浮き上がり防止対策）が講じられており、全く避難ができないような状況は発生し難いことから、実効性のある計画である。

なお、能登半島地震を踏まえた地震対策を強化するとともに、引き続き複合災害を想定した防災訓練の実施等により更なる実効性向上に努める必要がある。

(3) 総括

能登半島地震を踏まえた申入れに対する国（原子力規制委員会、内閣府（原子力防災担当）、経済産業省）及び中国電力の回答は妥当なものと判断する。また、原子力規制委員会による後段規制の審査は妥当であり、島根2号機の安全対策に問題は見当たらず、その安全性が相当程度高められていると評価する。

ただし、規制要求を満足することは最低限のことであり、安全性の向上に終わりが無いとの考えのもと、最新の知見を収集し、島根2号機の安全性向上に向けた不断の取組が必要である。

最後に、地域住民の信頼が何よりも重要であり、中国電力に対しては、協力会社を含めた社員一人ひとりが常に安全を第一に考え、地域住民が安心するように原子力安全文化の醸成に努め、住民等へのわかりやすい説明と積極的な情報公開を行うことを求める。

島根原子力発電所2号機
後段規制（設計及び工事の計画認可と保安
規定変更認可）の審査に関する取りまとめ

2024年9月

作成・編集

鳥取県原子力安全顧問会議

（鳥取県危機管理部原子力安全対策課）

〒680-8570 鳥取県鳥取市東町一丁目 271

TEL 0857-26-7873