

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

令和 3 年 1 1 月

鳥取県原子力安全顧問会議

目次

○ 本書の目的	1
○ 島根原子力発電所2号炉の概要	1
○ 審査の経緯	2
○ 審査結果の新旧一覧表（主なもの）	2
1 新規制基準の概要	3
2 原子力規制委員会による審査	7
3 原子力規制委員会による審査の結論	7
4 原子力安全顧問による確認	7
5 各項目の審査結果	8
(1) 地震の想定（基準地震動）と耐震設計	8
(2) 津波の想定（基準津波）と耐津波設計	10
(3) 火山の想定と対策	13
(4) 竜巻の想定と対策	14
(5) 火災の想定と対策	16
(6) 溢水の想定と対策	18
(7) 電源の信頼性強化	19
(8) 重大事故対策（炉心損傷防止対策）	20
(9) 重大事故対策（格納容器破損防止対策）	23
(10) 重大事故等対処設備	25
(11) 汚染水対策（自主対策）	33

○ 本書の目的

本資料は、鳥取県原子力安全顧問によって確認された原子力規制委員会による島根原子力発電所2号炉の審査及び中国電力の安全対策の取組を体系的に確認・整理したのについて、概要版として取りまとめたものであり、審査の内容について広く県民に確認してもらうために作成するものである。

○ 島根原子力発電所2号炉の概要

島根原子力発電所2号炉は、島根半島中央部の松江市鹿島町片匂にあり、電気出力82万kWの沸騰水型原子炉（BWR）である。1989年2月10日に営業運転を開始し、現在は、第17回定期事業者検査中である。

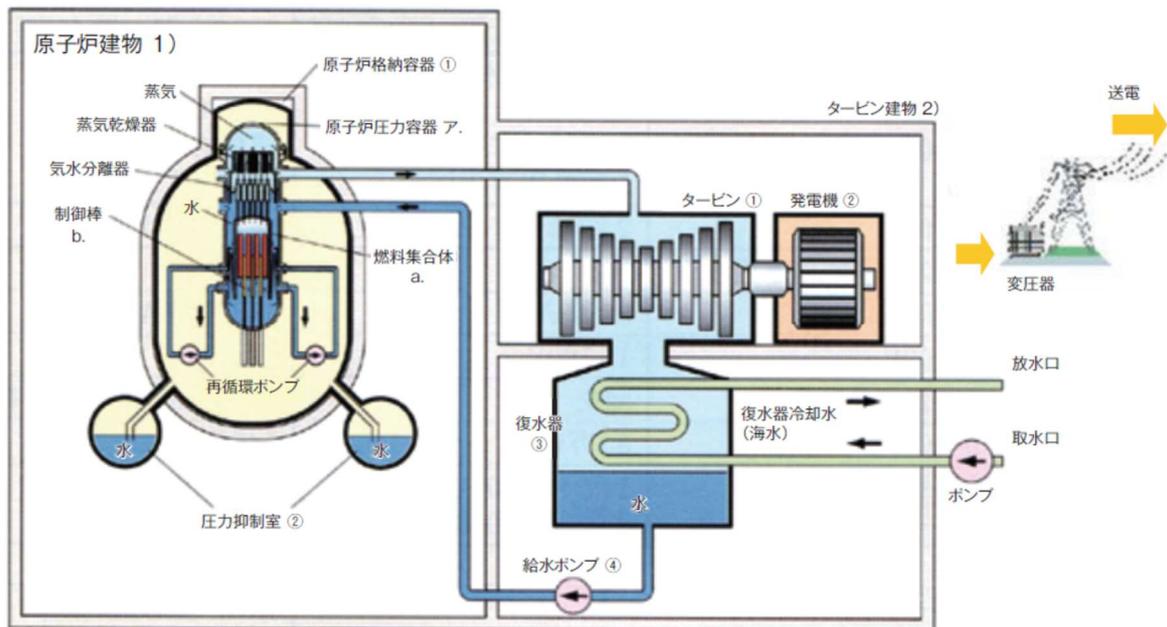


図1 沸騰水型原子炉（BWR）の設備と構造

原子力発電所での発電の仕組みは、ウランの核分裂等で発生した熱によって温められた冷却水が蒸気となり、タービンへ送られ、タービンを回して発電機で電気ができる。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、外部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り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せられ、再び核分裂で発生した熱によって蒸気となる。

島根原子力発電所2号炉に係るその他の諸元は以下のとおりである。

表1 島根原子力発電所2号炉の諸元

電気出力	82万kW
温度	286℃
圧力	6.93MPa
ウラン濃縮度	3.7wt%
燃料集合体	560体
制御棒	137本

○ 審査の経緯

2013年12月25日	中国電力が原子力規制委員会に原子炉等設置変更許可等を申請
2014年1月16日	審査会合（1回目：審査の概要）
2017年9月29日	審査会合（86回目）で宍道断層の評価長さを2.2kmから3.9kmに見直し
2018年2月16日	審査会合（90回目）で基準地震動8.20ガル了承（申請時6.00ガル）
9月28日	審査会合（96回目）で基準津波の最高水位11.6m了承（申請時9.5m）
2021年4月30日	審査会合（183回目：実質的な議論終了）
5月10日	中国電力が原子力規制委員会に補正書を提出（1回目）
6月3日	審査会合（184回目：追加の確認）
6月14日	中国電力が原子力規制委員会に補正書を提出（2回目）
6月17日	中国電力が原子力規制委員会に補正書を提出（3回目）
6月23日	原子力規制委員会の定例会合で審査書案了承（事実上の合格）
6月24日	パブリックコメント（～7月23日）
9月6日	中国電力が原子力規制委員会に補正書を提出（4回目）
9月15日	原子力規制委員会の定例会合で設置変更許可（合格）

○ 審査結果の新旧一覧表（主なもの）

項目	申請時	審査結果
宍道断層の評価長さ	約2.2km	約3.9km
基準地震動	6.00ガル	8.20ガル
基準津波	9.5m	11.6m
防波壁の基礎構造物	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	2cm（鬱陵島）	5.6cm（三瓶山）
竜巻	6.9m/s	9.2m/s
電源喪失時の代替電源	ガスタービン発電機車	常設型のガスタービン発電機
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	フィルタベント	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

1 新規制基準の概要

新規制基準は、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。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て目的達成に有効な複数の対策（多層な対策）を用意するように求めており、第4層までを規制対象としている。

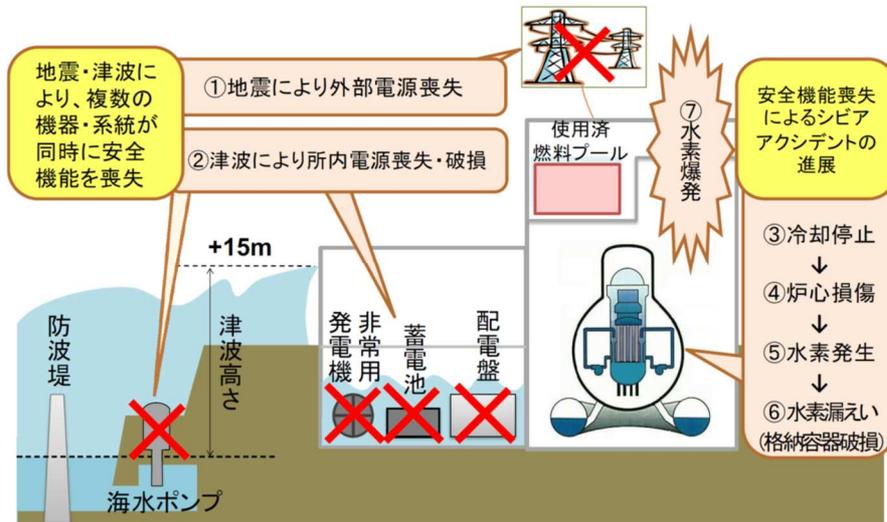


図1-1 福島第一原子力発電所事故

(1) 福島第一原子力発電所事故の主な教訓、規制の問題点

- 地震や津波等の大規模な自然災害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い。

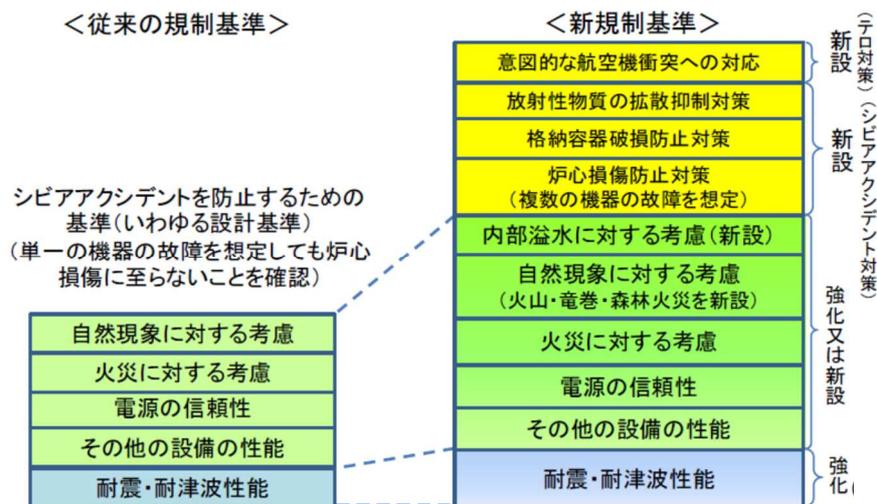


図1-2 規制基準の新旧比較

(2) 強化・追加された要求

- 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

（３）強化された規制要求が目指す原子力発電所

- 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。

（４）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」が基本である。「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ている。

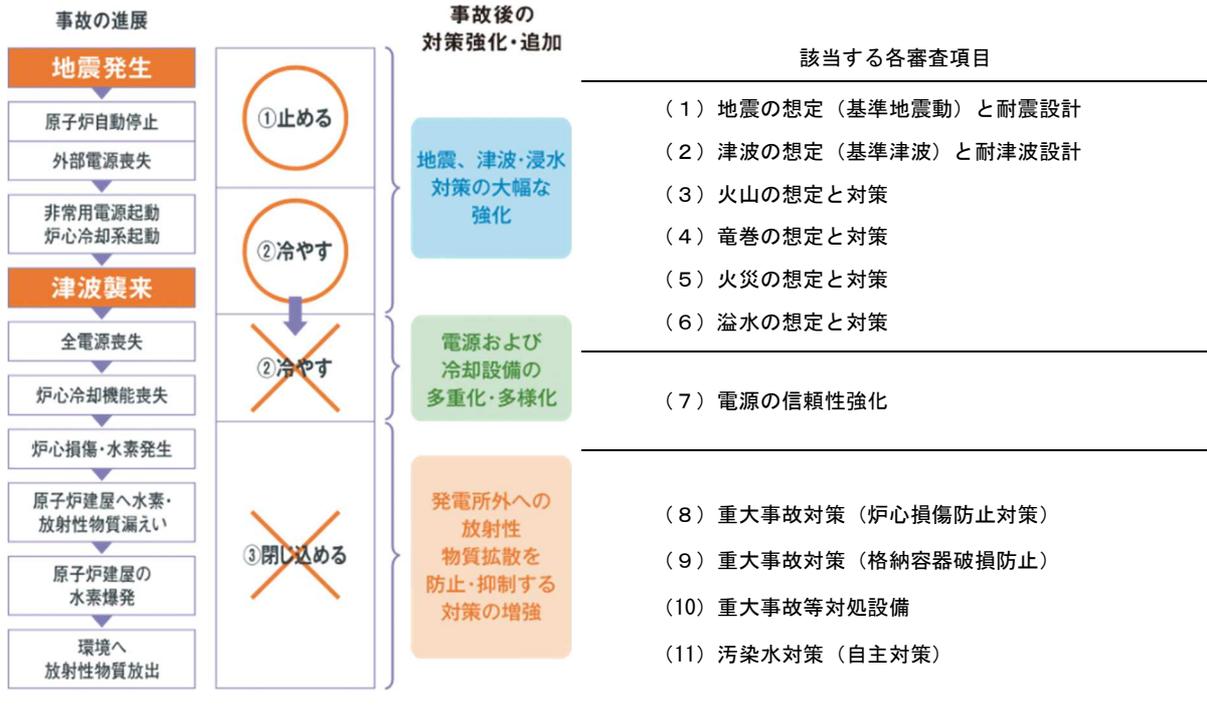
福島第一原子力発電所事故以前は、重大事故の発生防止を目標とした第3層までを対象としていたが、新規制基準は「第4層（重大事故（シビアアクシデント）の進展を防止する）」を規制に取り入れるなど、従来の規制から大幅に強化されている。その結果、新規制基準に合格した原子力発電所は、万が一事故が発生したとしても、放射性物質の放出量は最小限に抑えられ、環境に及ぼす影響は小さいと考えられる。

なお、第5層は、災害対策基本法及び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、支援が行われると共に、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ことが了承されている。

表 1 - 1 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) 福島第一原子力発電所事故の教訓と各審査項目の関係

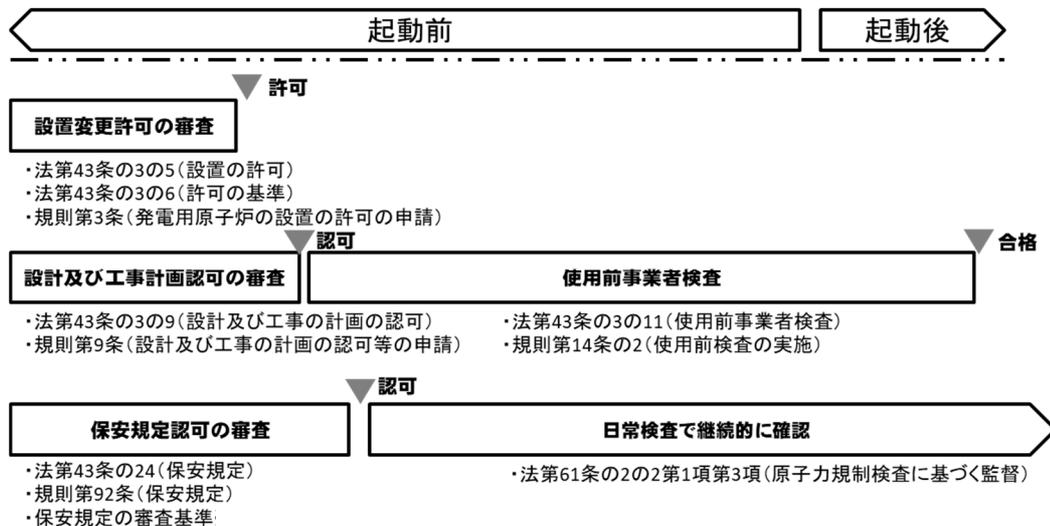


(6) 新規制基準に係る体系

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、それぞれの段階に対応した以下に示す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では基本設計、設計及び工事計画では基本設計を踏まえた詳細設計、保安規定では発電所の運用面をそれぞれ審査することで、発電所の安全性について確認する。

ア 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、原子炉の基本設計や方針等の審査を受けることとなる。申請においては、原子炉等規制法第43条の3の5に基づいて原子力規制委員会の許可を受けなければならない。審査においては、原子炉等規制法第43条の3の6に適合しているかどうかを審査する。



※「法」は原子炉等規制法、「規則」は実用炉規則を表す。

図1-3 新規制基準適合性に係る審査・検査の関係法令

イ 設計及び工事計画認可

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計画の認可を申請し、原子炉の詳細設計や設計及び工事に係る品質管理の方法等の審査を受けることとなる。申請においては、原子炉等規制法第43条の3の9に基づいて原子力規制委員会の認可を受けなければならない。審査においては、原子炉等規制法第43条の3の9に適合しているかどうかを審査する。

ウ 保安規定変更認可

原子炉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。申請においては、原子炉等規制法第43条の3の24に基づいて原子力規制委員会の認可を受けなければならない。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に適合しているかどうかを審査する。

(7) バックフィット制度

すでに許可を得て運転している原子力発電所に対して、最新の技術的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。

2021年9月15日までに適用された設置変更許可に関するバックフィットは、以下のとおり9項目であるが、2021年4月21日に施行された「標準応答スペクトルの適用」を除き※、島根原発2号炉の新規制基準の適合性審査の中で審査が行われている。

※ 2021年9月21日に、標準応答スペクトルの基づく評価を行い、基準地震動の変更が不要である旨の説明文書を提出した。

表1-2 バックフィット制度が適用された項目（設置変更許可に関するもの）

項目	施行
① 有毒ガス防護に関する規則改正	2017年 4月 5日
② 地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能維持	2017年 9月11日
③ 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
④ 残留熱代替除去系の設置	
⑤ 内部溢水による管理区域外への漏えいの防止	2018年 1月24日
⑥ 火災防護に係る審査基準の一部改正	2019年 2月13日
⑦ 大山火山の噴火に伴う降下火砕物の層厚評価の見直し	2019年 6月19日
⑧ 津波警報が発表されない可能性のある津波への対応	2019年 7月 3日
⑨ 標準応答スペクトルの適用	2021年 4月21日

(8) 事業者による安全対策（新規制基準に基づく対策と自主対策）

原子力の安全は原子力事業者が一義的に責任を負い、原子力事業者は自主的・継続的な発電所の安全性向上に向けた取組が必要である。そのような考えの下、中国電力は新規制基準に基づく安全対策だけでなく、以下のような自主対策に取り組んでいる。

- 排気筒の耐震補強

- ガスタービン発電機車の配備
- 直流給電車の配備
- ろ過水タンクの設置
- 耐圧強化ベントライン^{※1}の活用
- ブローアウトパネル^{※2}による水素放出
- 免震重要棟^{※3}の設置
- 地下水対策（止水壁の強化等）

※1 耐圧強化ベントライン：何らかの理由によりフィルタベントが使えないときに、格納容器内の雰囲気気を大気に放出して圧力を下げる設備。フィルタを介さないため、放射性物質を放出してしまう。

※2 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。

※3 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。

2 原子力規制委員会による審査

(1) 審査での確認ポイント

- 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、火災等が、十分に大きな（過酷な）想定となっているか。
 - ・各設備が想定した事象に耐え得る設計になっているか。
- 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）、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。
 - ・事故想定が最も過酷なものとなっているか。
 - ・事故対策設備（非常用設備や代替設備など）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。

(2) 審査回数

184回の審査会合と6回の現地調査

3 原子力規制委員会による審査の結論

原子力規制委員会による審査は、新規制基準に適合しているかどうかの審査であり、「原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係る部分に限る）、第3号及び第4号に適合している」ことが、新規制基準に適合していることとなる。

原子力規制委員会は、設置変更許可申請の内容について新規制基準に適合していると判断し、令和3年9月15日に審査書を了承し、設置変更を許可した。

4 原子力安全顧問による確認

原子力安全顧問は、それぞれの専門分野において審査内容を確認するとともに、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。また、鳥取県が中国電力に対応を求めた事項（汚染水対策等）についても、中国電力による対応が適正に行われていることを確認した。

5 各項目の審査結果

以下に記載する各項目に係る原子力規制委員会による審査の内容について、原子力安全顧問による確認が行われた。

(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^{※4}）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。

【規制要求】

- 最新の科学的知見を踏まえ、地質構造や地震工学的見地等から基準地震動を策定すること
- 発電所の各施設は、その重要度（地震による施設の機能喪失に伴う環境への放射線による影響の度合い）に応じた耐震性を有する設計とすること

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。



図5-1 宍道断層の評価長さ

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。

エ 審査における論点

審査において、宍道断層の西端の調査精度が不十分であるとの指摘があり、さらに地震調査研究推進本部が宍道断層の東方に活断層の可能性のある構造について公表したことから、宍道断層の東西両端が論点となった。中国電力は追加調査を行い、高い調査精度により明らかに活動性のない女島（西端）から美保関町東方沖合い（東端）までの39kmに見直した。さらに、宍道断層の東端を美保関町東方沖合いまで延長したことにより、そこ

から6 kmしか離れていない鳥取沖西部断層との連動が論点となったが、重力異常の観測結果及び音波探査により、断層の間に活動性のある断層が見られないことから連動しないこととした。

また、宍道断層の評価長さを当初申請の22 kmから39 kmに見直したこと及び断層幅、傾斜角、アスペリティ、短周期レベル、すべり角、破壊伝播速度等の不確かさを考慮したことにより、宍道断層による基準地震動を当初の600ガルから820ガルに見直した。さらに、震源を特定せず策定する地震動^{※6}による基準地震動については、北海道留萌支庁南部地震を基に585ガルを620ガルに見直し、鳥取県西部地震を基に531ガルを追加した。

基準地震動が600ガルから820ガルに大きくなったことにより、配管への耐震補強が必要となり、制震装置（3軸粘性ダンパ）を設置する方針に見直した。

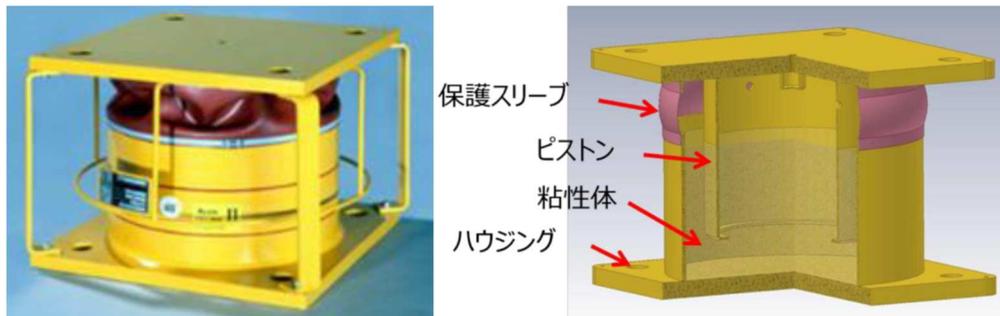


図5-2 制震装置の外観及び構造

オ 原子力安全顧問等による確認

2号地下構造モデルよりも地盤増幅特性が大きい3号地下構造モデルの物性値を用いて、地盤増幅特性を安全側に評価していることを確認した。また、地下構造の不確かさや地震動の入射角の違いを考慮しても、一次元地下構造モデルによる地盤増幅特性が二次元地下構造モデルよりも概ね大きくなることから、一次元地下構造モデルを採用していることを確認した。

島根半島の地層は日本海拡大期から圧縮や引っ張りを受けて、かなり褶曲している地帯であり、発電所敷地のシームは古い褶曲活動で生成したものであるため、シームの生成が宍道断層の活動の影響を受けていないと評価していることを確認した。

地質調査の手法の違いによる異なる数値結果の取扱いについては、地表地質調査に加え、ボーリング調査やトレンチ調査等、各種の調査技術を有効に組み合わせた結果を採用していることを確認し、宍道断層の両端については、ボーリング調査等で断層が存在しないことが明らかな「女島」を西端、音波探査等の物理探査で断層がないことが明確な「美保関町東方沖合い」を東端としたことを確認した。

重力異常の海域データの信頼性や地震動評価におけるパラメータの不確かさを考慮し、最新知見の反映として2016年10月の鳥取県中部の地震の震源特性に関する最新知見を検討し、既往の知見と調和的であるとしていることを確認した。

地震動が過小評価とならないように、様々な断層パラメータ（断層傾斜角、伝播速度、アスペリティ、短周期、長周期等）を組み合わせることにより保守的な評価をしていることを確認した。

他原発と異なる設備は先行審査で議論されていないため、念のために耐震重要度を高く

分類していること、重要施設に波及的影響を及ぼす施設（危険物、高温流体内包等のリスク要因を内包）について、必要に応じて基準地震動に対して健全であることを確認していることを確認した。

前震と本震で同じような地震が連続する場合において、前震で仮に塑性変形が生じても破断しなければ安全機能が保持されることを確認した。また、重大事故時は施設に非常に大きな荷重がかかるため、運転時の荷重と地震の組合せが重大事故等対処施設において論点となっていることを確認した。

【確認結果】

- 最新の科学的知見と追加調査を踏まえ、宍道断層の評価長さが適切に評価されていること、地震動評価に影響を与えるパラメータの不確かさを考慮して基準地震動を策定していること及び発電所の施設がその重要度に応じた耐震設計が行われていることを確認した。

※4 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。

※5 震源を特定せず策定する地震動：詳細な調査をしても全ての震源を事前に把握できるとは言い切れないことから、全サイトにおいて共通的に考慮すべき地震動として、事前に活断層の存在が指摘されていない場所で発生した地震の観測記録を基に、策定する地震動のこと。

(2) 津波の想定（基準津波）と耐津波設計

福島第一原発事故では、津波によって電源を失い、冷却できなくなった原子炉が損傷し、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^{※6}）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。

【規制要求】

- 最新の科学的知見を踏まえ、地質構造や地震工学的見地等から基準津波を策定すること
- 基準津波に対して安全機能が損なわれない設計とすること

ア 基準津波の策定

日本海東縁部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（秋田県沖）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9.5mから11.6mに引き上げた。



図5-3 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

島根原子力発電所を囲む高さ15m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、近年の緩やかな海面上昇を考慮して11.9mと設定。

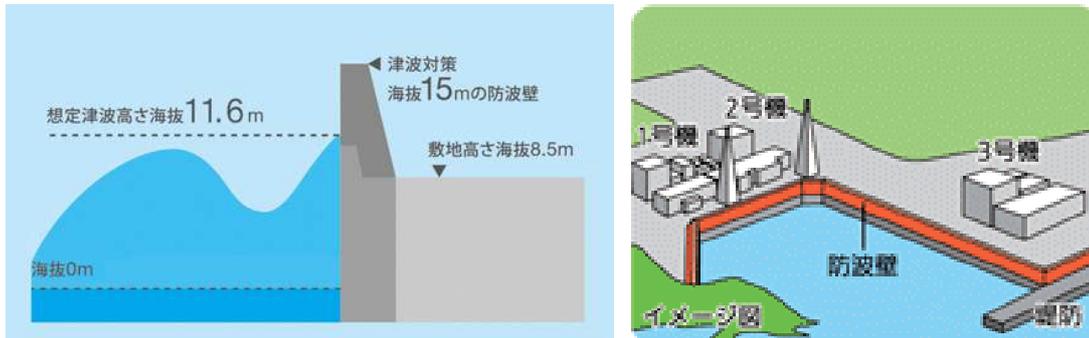


図5-4 高さ15mの防波壁のイメージ

ウ 審査における論点

発電所沖に設置された防波堤と東防波堤が地震によって損傷した場合の津波高さへの影響等が論点となり、基準津波による評価水位を当初の9.5mから11.6mに引き上げた。

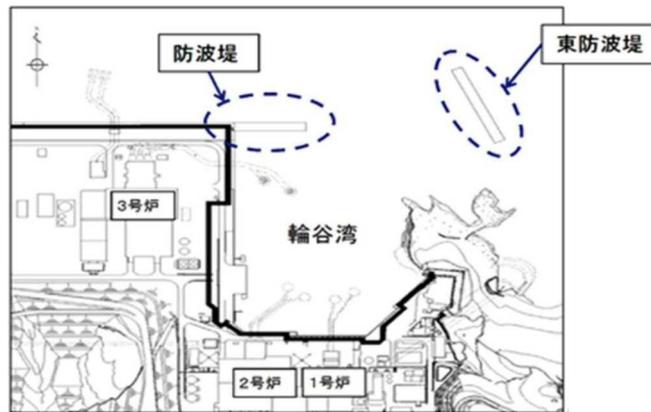


図5-5 発電所沖の防波堤（2堤）

さらに、当初申請では1995年9月から1996年8月までの1年間の潮位観測記録に基づき朔望平均満潮位を+0.46mと設定していたが、近年の潮位には緩やかな上昇傾向が認められることから、2015年1月から2019年12月の潮位観測記録に基づき、朔望平均満潮位及び潮位のばらつきを+0.72mと設定し直したことにより、発電所における最大津波高さを11.9mに見直した。

また、防波壁の耐震性、津波の障壁となる防波壁両端の地山の健全性、防波壁へ衝突する津波漂流物の選定等が論点となり、以下の対策を講じることとなった。

①防波壁の基礎としている既設の施設護岸（ケーソン）について、耐震性を満たさない可能性が否定できないため、ケーソンに対して耐震補強を行う。

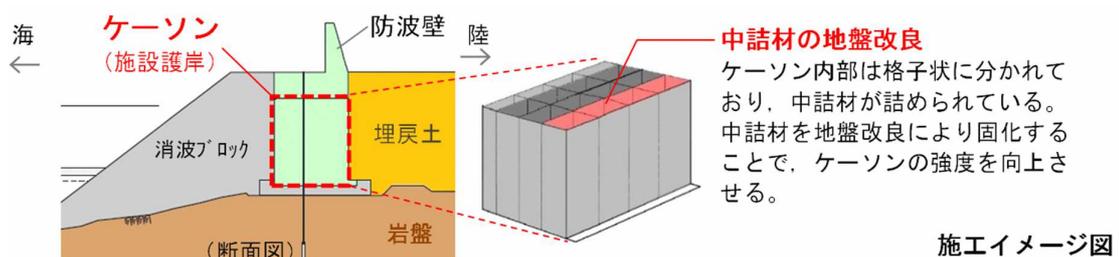


図5-6 ケーソンの耐震補強（イメージ）

②防波壁両端とつながる地山は津波防護上の障壁となっており、基準地震動及び基準津波に対する健全性を確保している。しかし、西端の地山において地すべりが発生する可能性を完全には否定できないため、岩盤部までの表層土を全て撤去する。

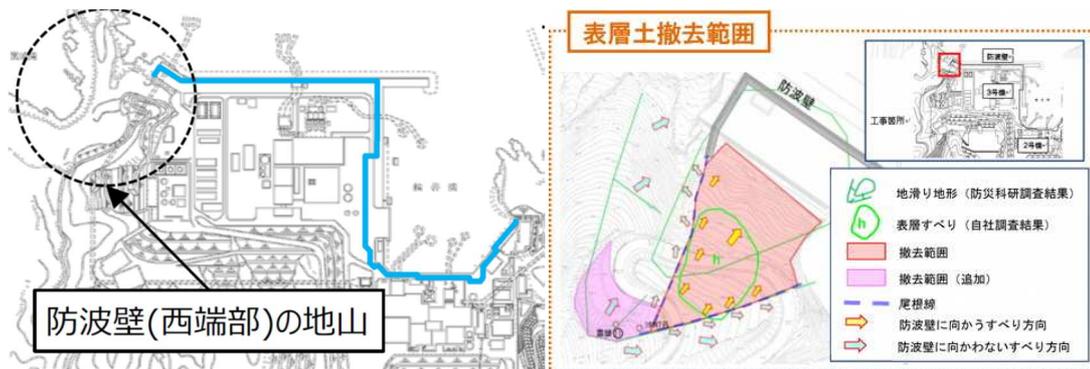


図5-7 防波壁西端部の地山の表層土撤去範囲

③防波壁に衝突する漂流物として想定する漁船について、航行不能となる可能性や操業地域の不確かさを踏まえて、近隣の漁港で最大の漁船である総トン数19トンの漁船までを対象とすることにしたため、防波壁に漂流物対策工を施す方針を示した（漂流物対策工の仕様は設工認で決定する）。

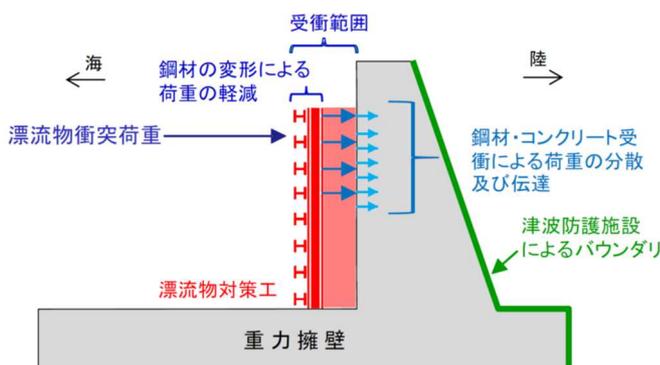


図5-8 漂流物対策工（イメージ）

エ 原子力安全顧問等による確認

津波シミュレーションにおいて、断層の傾斜角、断層上縁深さ等の様々なパラメータスタディ及び日本海東縁部の地震発生領域の連動等を考慮した解析を実施することで、各種の不確かさを考慮していることを確認した。

入力津波高さの妥当性や引き波の設定において朔望平均潮位の干潮位に潮位のばらつきを加えて考慮していることを確認し、津波防護の役割を担う防波壁両端の地山の健全性（基準津波による斜面崩壊、気象災害による地崩れ等の可能性）について確認した。

防波壁の構造（複数の構造形式の使い分け等）、防波堤の耐震・耐津波性能、津波による漂流物の想定、津波引き波時の水位低下に伴うポンプの取水性、引き波対応として取水口の位置を下げた原子炉補機海水ポンプの耐震性等を確認した。

【確認結果】

- 各種の不確かさを十分に考慮して基準津波を策定していること及び耐震補強をした防波壁によって津波による浸水のおそれがないことを確認した。

※6 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^{※7}、火砕流^{※8}、火山ガス^{※9}、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。

【規制要求】

- 発電所に影響を及ぼし得る火山を抽出し、考慮が必要な火山事象を想定すること
- 想定した火山事象に対して、安全機能が損なわれない設計とすること

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。

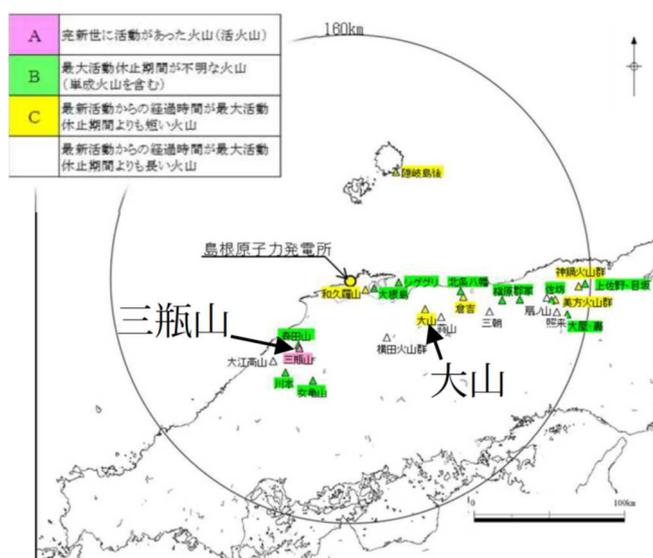


図5-9 発電所周辺の火山

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。

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。

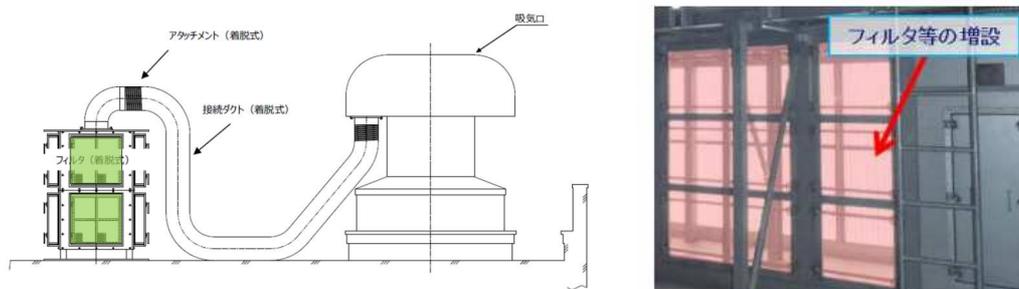


図5-10 フィルタの増設

ウ 審査における論点

噴火による降灰層厚が論点となった。三瓶山浮布テフラが広範囲に分布しているとの新知見を踏まえ、風向の不確かさを考慮して火山灰の降灰分布を評価するよう指摘があり、三瓶山から南東6.1kmの地点における実績層厚が50cmであることから、方向は異なるものの三瓶山から北東5.5kmの位置に応じた層厚を算定して、申請時の2cmを56cmに見直した。

エ 原子力安全顧問等による確認

中国電力が想定する56cmの降灰層厚に関して、その算定手法、実績層厚と火山灰シミュレーションの結果との関係等の確認により、十分に保守的な想定となっていることを確認した。また、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、その影響範囲が土砂量（降灰量）に関係なく斜面の勾配により定まることから、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、吸気系統、電気系統、排気筒等に影響がなく、フィルタ閉塞前にフィルタの交換が可能であり、施設の安全機能に影響がないことを確認した。

【確認結果】

- 風向の不確かさを考慮した火山灰シミュレーションを実施し、さらに最新知見を踏まえて降灰層厚を想定していること及びその降灰があっても施設の安全機能が損なわれないことを確認した。

※7 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。

※8 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。

※9 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。

【規制要求】

- 発電所の立地地域の特性を考慮して、想定される最大の竜巻を設定すること
- 想定される竜巻に対して原子炉施設の健全性が維持され、安全機能が損なわれないこと

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6.9m/sから9.2m/sに見直した。

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^{※10}による固

縛等による飛来物の飛散防止を実施する。

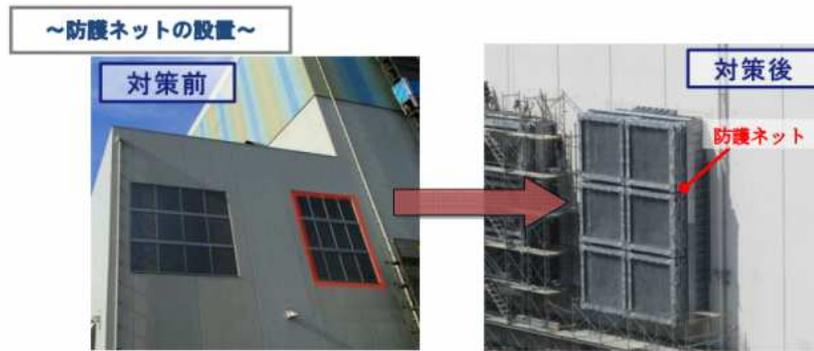


図5-1-1 飛来物への対策（竜巻防護ネット）

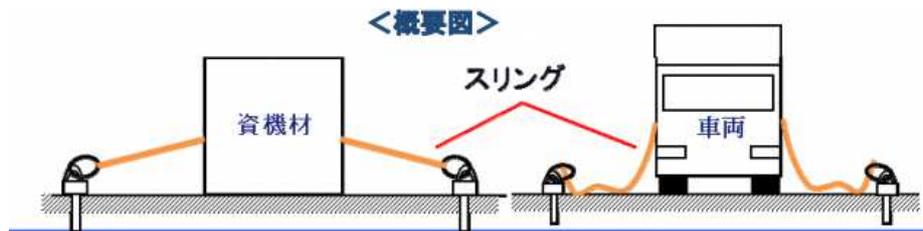


図5-1-2 車両等の固縛のイメージ

ウ 審査における論点

想定する最大風速の設定が論点となり、竜巻ガイド^{※11}で評価を求められている竜巻発生確率よりも1桁低い確率（ 10^{-6} /年）で発生する竜巻の風速（7.8 m/s）を考慮した上で、さらに将来的な気候変動等を考慮して、F3^{※12}の風速範囲の上限値である9.2 m/sに見直した。

また、竜巻飛来物が2号炉に衝突することを防ぐ障害物として、廃止措置中の1号炉を扱うか否かが論点となり、1号炉の建物を障害物とせず飛来物発生防止対策（固縛や車両の退避）を行うエリアを広げた。

エ 原子力安全顧問等による確認

施設までの距離が十分にある公道の車両を竜巻飛来物として想定する必要がないこと、竜巻飛来物から防護するために竜巻防護ネット等を設置することを確認した。また、竜巻による送電線断線に対しては、送電線が3回線あり、さらに非常用ディーゼル発電機の配備により電源供給を多重化することで対応していることを確認した。

【確認結果】

- 竜巻の風速を将来の気候変動の不確かさを考慮した設定としていること及び竜巻飛来物の発生を防止する車両固縛や飛来物に対する竜巻防護ネット等により、竜巻によって施設の安全機能が損なわれないことを確認した。

※10 スリング：吊り紐。

※11 竜巻ガイド：原子力発電所の竜巻影響評価ガイド。

※12 F3：1971年にシカゴ大学の藤田哲也博士が考案した竜巻の規模を示すフジタスケールF0～F5の階級の1つ。階級ごとに風速範囲が定義されており、F3は7.0 m/s～9.2 m/s。

(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。

【規制要求】

- 発電所の敷地周辺の森林火災、発電所内外の可燃物や航空機落下による火災（外部火災）を想定し、それらの火災によって安全機能が損なわれないこと
- 建物内で発生する火災（内部火災）で原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、火災の発生防止、感知及び消火、影響軽減に必要な機能を有すること

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。

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^{*13}による感知及び消火、耐火壁や耐火ラッピング^{*14}による影響軽減対策を講じる。



図5-13 防火帯の位置と外観



図 5-1-4 火災防護対策の例

ウ 審査における論点

外部火災の想定が論点となり、森林火災については、燃えやすい若い林齢^{※15}に想定し直し、敷地造成に伴って防火帯の形状が大きく変更されたために原子炉建物までの距離も見直した上で火災の影響を評価した。発電所敷地内の可燃物については、可燃性から不燃性の固化材への変更、3号炉の軽油タンクの廃止等の見直しを行った。航空機落下による火災については、航空機落下確率の見直しによる火災の想定を見直した上で火災の影響を評価し直した。

内部火災においては、原子炉格納容器内の床や壁に塗布するコーティング剤の一部について、防炎性から規制で要求されている難燃性への変更を検討するように指摘があり、難燃性のコーティング剤に見直した。また、早期消火のために、固定式のガス消火設備の起動方法を自動に見直すように指摘があり、全て自動起動に変更した。

エ 原子力安全顧問等による確認

森林火災シミュレーションに入力する気象データが保守的な設定となっていること、送電線や敷地内に保管している燃料への火災の影響がないこと、森林火災に対する防火帯の幅の算定方法等を確認した。

地震で制御盤が倒れても火災が発生しないこと、1号炉の火災が2号炉に影響しないよう対策を講じていること、煙感知器と熱感知器の2種類の火災感知器で固定式自動消火装置を起動することで1つの感知器が故障しても確実に消火できるように設計していること、消火設備の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等を確認した。また、火災感知器の点検周期が運用実績を踏まえて設定されていることを確認し、さらに、安全系区分Ⅰ・Ⅲの有する機能が安全系区分Ⅱの有する機能と同等であることを踏まえて、両者を耐火壁等で分離していることを確認した。

【確認結果】

- 外部火災及び内部火災に対して、火災防護対策によって施設の安全機能が損なわれないことを確認した。

※13 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。

※14 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。

※15 林齢：森林の年齢。

(6) 溢水の想定と対策

福島第一原発事故では、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津波による浸水、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。

【規制要求】

- 地震による配管破断や津波による浸水、消火活動による放水等による内部溢水が発生した場合においても、施設の安全機能が損なわれないこと
- 放射性物質を含む水の管理区域外へ漏えいしないこと

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^{※16}、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5-15 溢水防護対策の例

ウ 審査における論点

燃料プールや輪谷貯水槽のスロッシング解析に入力する地震動が論点となり、水平方向（東西方向＋南北方向）＋鉛直方向の3方向同時入力による溢水量から、水平方向（東西方向）＋鉛直方向と水平方向（南北方向）＋鉛直方向の2つの2方向同時入力による溢水量を足し合わせる方法に見直した。

また、保有水量の少ない屋外タンクについては溢水源から除外することの妥当性が論点となり、保有水量に関わらず屋外タンクを溢水源とするよう見直した。

エ 原子力安全顧問等による確認

堰や水密扉等の溢水対策が、可搬型ポンプ搬入等の重大事故対策の作業成立性に影響しないこと、内部溢水の影響がない通路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、使用済燃料プールや輪谷貯水槽のスロッシング解析の手法の妥当性を確認し、それに伴う溢水量の増加に対しては周りの堰を高くして水の流出を防ぐことを確認した。

【確認結果】

- 溢水防護対策により、施設の安全機能が損なわれないことを確認した。

※16 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

福島第一原発事故では、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。

【規制要求】

- 外部からの送電線は少なくとも2回線は独立したものであること
- 送電線が同じ送電鉄塔に設置されていないこと
- 2回線が喪失しても、残りの1回線で電源供給を継続して受けられること
- 外部電源が途絶えた場合に備えて、7日間以上連続運転ができる非常用発電機を設置すること

ア 電源対策

- 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号炉の停止に必要な電源を確保できる。
- 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。

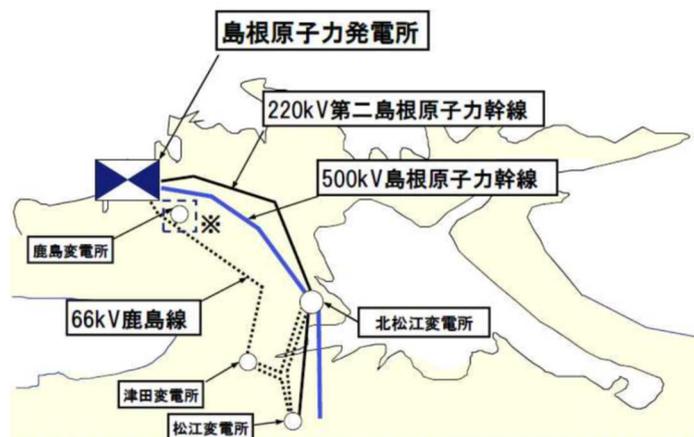


図5-16 発電所への送電系統

- 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5-17 ガスタービン発電機



図5-18 蓄電池（バッテリー）

イ 審査における論点

当初申請ではガスタービン発電機を重大事故等対処設備としていたが、見直した基準地震動では耐震性が確保できず、耐震補強も困難であることが判明したため、自主設備に変更し、代わって耐震性が確保される常設型のガスタービン発電機を重大事故等対処設備として設置した。

ウ 原子力安全顧問等による確認

全交流動力電源喪失対策において、直流電源（バッテリー）に関する審査を行う理由は、直流電源が非常用ディーゼル発電機やガスタービン発電機の起動・電源供給までの制御系電源を確保するためのものであることを確認した。

【確認結果】

- 独立性を有する2ルート3回線の送電線で受電し、さらに非常用ディーゼル発電機やガスタービン発電機により必要な電源を7日間以上供給できるため、電源が多様化・多重化されており、電源の信頼性が強化されていることを確認した。

(8) 重大事故対策（炉心損傷防止対策）

福島第一原発事故では、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。

【規制要求】

- 炉心損傷に至るおそれのある事故として以下の7つを想定した上で、炉心損傷防止対策を講じること
 - 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

例として、「① 高圧・低圧注水機能喪失」の事故想定とその対策を以下に示す。

ア 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)^{※17}の機能喪失を想定。
- 原子炉へ注水できず、逃がし安全弁^{※18}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、対策を取らねば、炉心が露出し炉心損傷に至る。

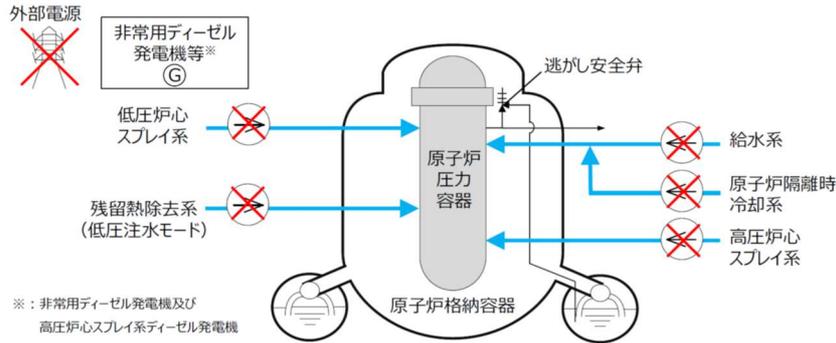


図5-19 高圧・低圧注水機能喪失の事故想定

イ 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^{※19}から低圧原子炉代替注水系^{※20}に給電して原子炉へ注水。原子炉からの除熱は、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^{※21})へ水蒸気を送ることで行う。
- 大量送水車^{※22}による格納容器代替スプレイ^{※23}で原子炉格納容器を冷却。
- フィルタベント^{※24}を使って除熱(原子炉格納容器内の熱を大気に放出)し、炉心損傷を回避。

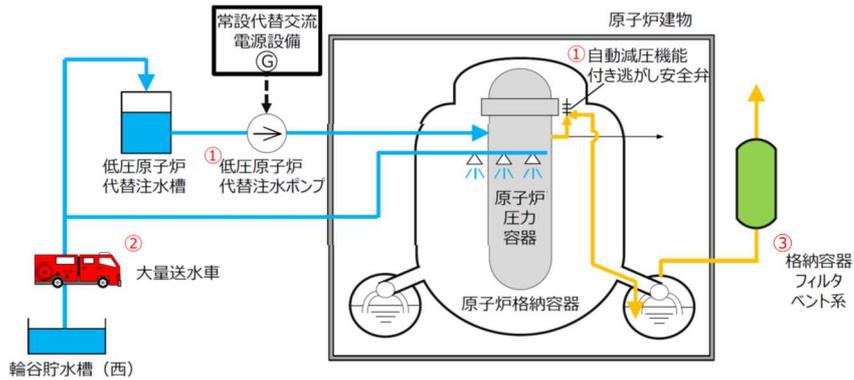


図5-20 高圧・低圧注水機能喪失の炉心損傷防止対策

ウ 評価結果

表5-1 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	炉心損傷を防止できたと判断するための指標
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	約 $1. 7 \times 10^{-2}$ mSv	5mSv 以下

エ 審査における論点

炉心損傷前に外部水源を使った格納容器代替スプレイを実施するかどうか論点となった。外部水源を使った格納容器代替スプレイをした後に炉心損傷が起こると、格納容器内に水が溜まっているため、それ以上の注水ができずに直ちにベントをしなければならなくなることから、炉心損傷後でも注水できるように炉心損傷前の格納容器代替スプレイをできるだけ行わないという方針であった。しかし、炉心損傷防止に全力で取り組むべき段階に炉心損傷後のベントのことを考えて有効な対策であるスプレイをしないという方針は本末転倒であるとの指摘があり、炉心損傷前から格納容器代替スプレイを実施する方針に変更した。

また、フィルタベントの実施条件も論点となった。重大事故時に地震が偶然起こることを想定し、重大事故が起こり、フィルタベントを行う前の格納容器内に水が溜まった状態での荷重と基準地震動による荷重を組み合わせた荷重で耐震評価をすると、ベント管^{*25}の耐震性が確保できないことから、フィルタベント実施前の格納容器内の保有水量を減らすため、フィルタベントの実施条件を外部注水量4,000トンからサプレッション・プール水位4.9m（通常水位+1.3m）に変更した。

オ 原子力安全顧問等による確認

有効性評価に使用する計算コードや自動減圧機能の論理回路等が先行審査炉と同じであることを確認した。また、「高圧・低圧注水機能喪失」など、事象の進展において一時的に炉心の一部が露出するものがあるが、短時間であるため燃料が溶融することがないことを確認した。

その他、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運用となっていることや自動減圧機能と代替自動減圧機能は異なる制御盤、電磁弁を使用し、作動信号を電氣的、機械的に分離することにより共通要因で機能喪失しない設計となっていることを確認した。

2号炉の審査においては、廃止措置中の1号炉や建設中の3号炉と2号炉の同時発災を想定し、それぞれに別の要員を準備することで事故対策に影響がない体制であると評価していること、今後の3号機の審査において、運転中の2号炉と3号炉の同時発災を想定した場合の体制について確認することを確認した。また、プラントの状態を把握するために必要な計装機器について、重大事故の環境下でも機能喪失しないこと及び仮に壊れても代替手段を準備していることを確認した。

【確認結果】

- 事故想定①が過酷な想定であり、各評価項目が判断基準よりも低く抑えられることから炉心損傷防止対策の有効性を確認した。また、事故想定②～⑦についても炉心損傷防止対策の有効性を確認した。

※17 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。

※18 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。

※19 常設代替交流電源設備：島根2号炉ではガスタービン発電機のこと。

- ※20 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。
- ※21 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。
- ※22 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。
- ※23 格納容器代替スプレイ：格納容器内の温度と圧力を下げのために、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イであり、大量送水車を使ってスプレイをする場合が格納容器代替スプレイである。
- ※24 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。
- ※25 ベント管：原子炉圧力容器とサプレッション・プールをつなぐ管。

(9) 重大事故対策（格納容器破損防止対策）

福島第一原発事故では、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。

【規制要求】

- 重大事故が進展して格納容器破損に至るおそれのある事故として以下の5つを想定した上で、格納容器破損防止対策を講じること
 - 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 水蒸気爆発
 - ④ 水素燃焼
 - ⑤ 溶融炉心・コンクリート相互作用

例として、「① 雰囲気圧力・温度による静的負荷」の事故想定とその対策を以下に示す。

ア 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^{※26}で発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応^{※27}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、対策を取らねば、格納容器破損に至る。

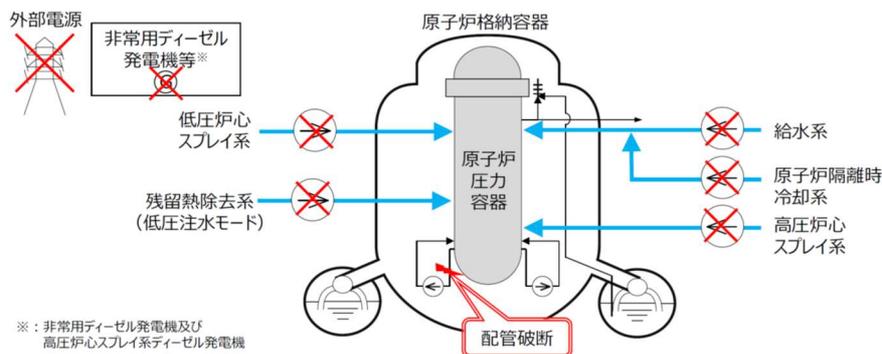


図5-21 雰囲気圧力・温度による静的負荷の事故想定

イ 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。
- 大量送水車による格納容器代替スプレイで原子炉格納容器を冷却。
- フィルタベントで除熱（原子炉格納容器内の熱を大気に放出）し、格納容器破損を防止。

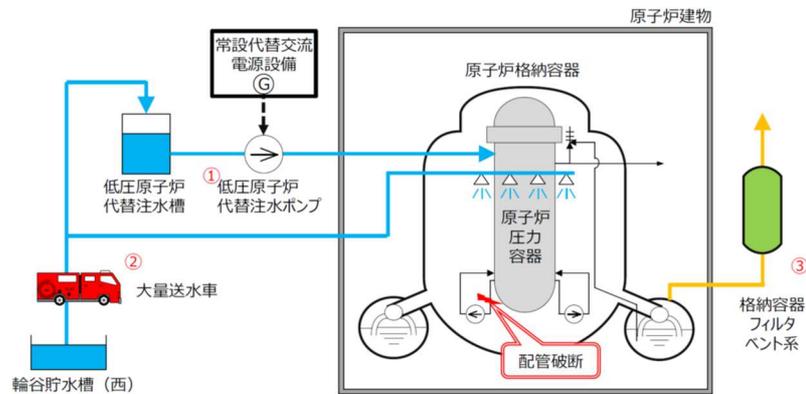


図 5-22 雰囲気圧力・温度による静的負荷の炉心損傷防止対策

ウ 評価結果

表 5-2 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	格納容器破損を防止できたと判断するための指標
原子炉格納容器の圧力	約 659kPa	853kPa 未満
原子炉格納容器の温度	約 197℃	200℃ 未満
Cs-137 放出量	約 4.8TBq	100TBq 未満

エ 審査における論点

Cs-137の放出経路が論点となり、サプレッション・プールを経由しないフィルタベントによるCs-137の放出量についても評価するように指摘され、Cs-137の放出量は当初の約 2×10^{-3} TBqから約4.8 TBqに増加した。

オ 原子力安全顧問等による確認

設置許可基準規則で必ず想定することを要求している格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスと島根2号機におけるPRA^{※28}の結果から抽出された評価事故シーケンスが同じであることを確認した。

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。また、格納容器内で酸素は偏在しないため局所的な水素燃焼が生じないことや水蒸気爆発の可能性が低いと評価していることを確認した。

送水車、高圧発電機車等の可搬型重大事故等対処設備は共通要因での機能喪失に備えて分散配置し、土石流の影響を受けないアクセスルートを設定していること、地震等により道路に段差が生じて直ちに復旧作業する手順となっていることを確認した。

また、法令で緊急時の被ばく量は最大で250 mSvとなっているが、新規基準は7日間で100 mSv未満とすることを要求しており、ベントによる放射性物質の放出による被ばくを考慮しても、事故対策要員の被ばく線量はその基準を超えないように体制や手順が整備されていることが審査で確認されていることを確認した。その他、対策の成立性

については、訓練実績並びに机上評価によって検証していることを確認した。

【確認結果】

- 事故想定①が厳しい想定であり、各評価項目が判断基準よりも低く抑えられ、格納容器破損防止対策の有効性を確認した。また、事故想定②～⑤についても格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

※26 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。

※27 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。

※28 PRA：起因事象の発生頻度や各機器の故障確率等を掛け合わせて炉心損傷や格納容器破損の確率を求めたもの。事故シナリオごとにその事故の確率を比較し、故障すると影響の大きい機器や確率の高い（起こりやすい）事故シナリオを把握することで安全対策に活用する。

(10) 重大事故等対処設備

福島第一原発事故では、重大事故に対応するための設備が十分でなかった。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 原子炉格納容器の過圧破損を防止する設備

炉心の著しい損傷が発生した際に原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力と温度を低下させる設備の設置が求められている。

【規制要求】

- 原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、以下の設備を設置すること
 - ・ 格納容器フィルタベント系
 - ・ 残留熱代替除去系

(ア) 格納容器フィルタベント系

福島第一原発事故で、原子炉格納容器の圧力を逃がすベント作業が難航した上に、ベントで放射性物質が放出されてしまった教訓を踏まえて、放出される放射性物質を低減しながら格納容器内の圧力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^{※29}：4つ、銀ゼオライト容器^{※30}：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^{※31}（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。

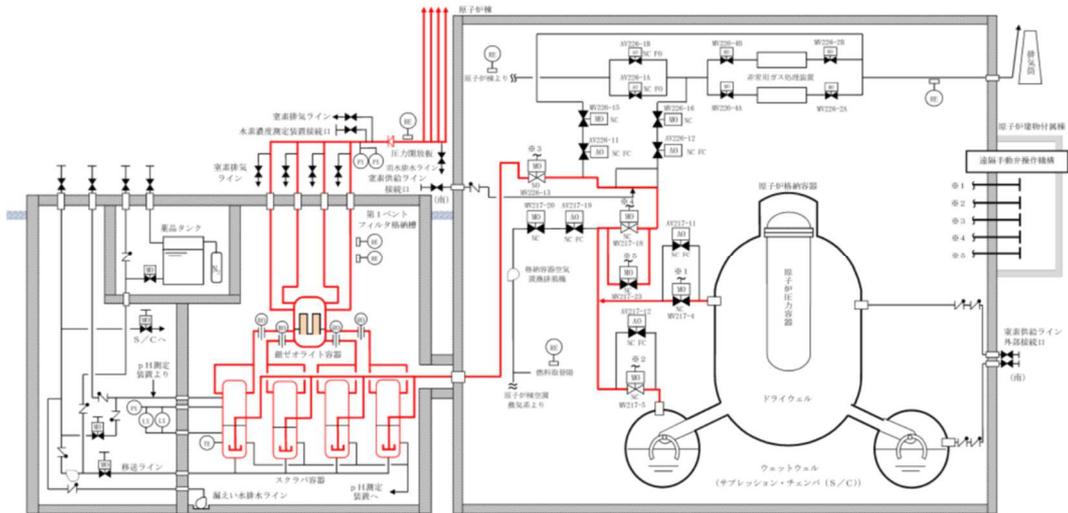


図 5-2-3 格納容器フィルタベント系

- 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※32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。

(イ) 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、フィルタベントよりも優先して使用する方針である。

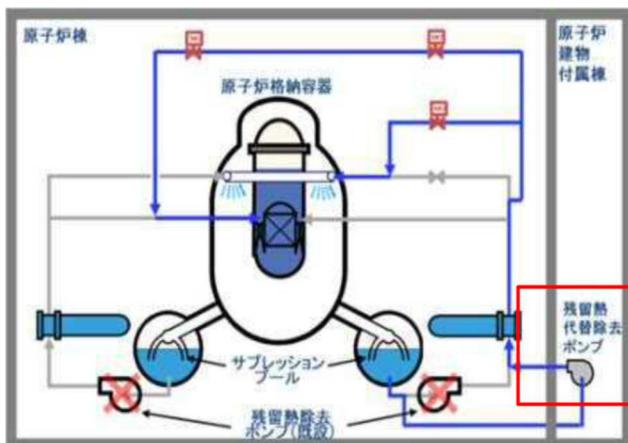


図 5-2-4 残留熱代替除去系

- 機器構成
 - ・残留熱代替除去ポンプ※33
 - ・配管

- 動作概要

- ・可搬型設備である原子炉補機代替冷却系^{※34}を使って海水でサプレッション・プール水を冷やしながら、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。

(ウ) 審査における論点

a フィルタベント

放射性ヨウ素の除去能力が論点となり、放射性ヨウ素の除去能力を向上させるため、機器構成を申請時のスクラバ容器（4つ）のみからスクラバ容器（4つ）＋銀ゼオライト容器（1つ）の2段構成にした。

また、フィルタベントにおける水素滞留を防ぐために、可搬型の窒素供給装置による窒素パージ、可搬型の水素濃度測定設備による水素濃度監視を行うことを説明した。

b 残留熱代替除去系

他原発の審査を踏まえて、追加された設備である。

(エ) 原子力安全顧問等による確認

a フィルタベント

フィルタベントについては、欧州で約20年の実績があり性能が確認されており、日本でも定期的に性能を確認する方針であることや、銀ゼオライト容器における有機ヨウ素の除去性能について確認した。

さらに、ベント弁は電動弁を採用することで遠隔操作が可能な設計となっているが、万一現場操作となっても遠隔操作治具により温度や放射線量の低いところから人力による弁操作が可能であることを確認した。

b 残留熱代替除去系

残留熱代替除去系を使用する状況について確認した。

【確認結果】

- 格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系が適切に整備される方針であることを確認し、これらによって格納容器の過圧破損を防止することができることを確認した。

※29 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、フィルタベ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。

※30 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ベントを構成する機器の1つ。

※31 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。

※32 モックアップ試験：模型を使った試験。

※33 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。

※34 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。

イ 水素爆発防止対策（水素結合装置）

福島第一原発事故で水素爆発が起こったことを踏まえて、水素爆発防止対策が要求されており、触媒反応により水素を酸素と結合させて水にし、水素濃度を低減させる装置を設置することとしている。

【規制要求】

- 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために、以下の設備を設置すること
 - ・ 水素濃度制御装置
 - ・ 水素濃度監視装置

(ア) 水素濃度制御装置（水素結合装置）

- 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。

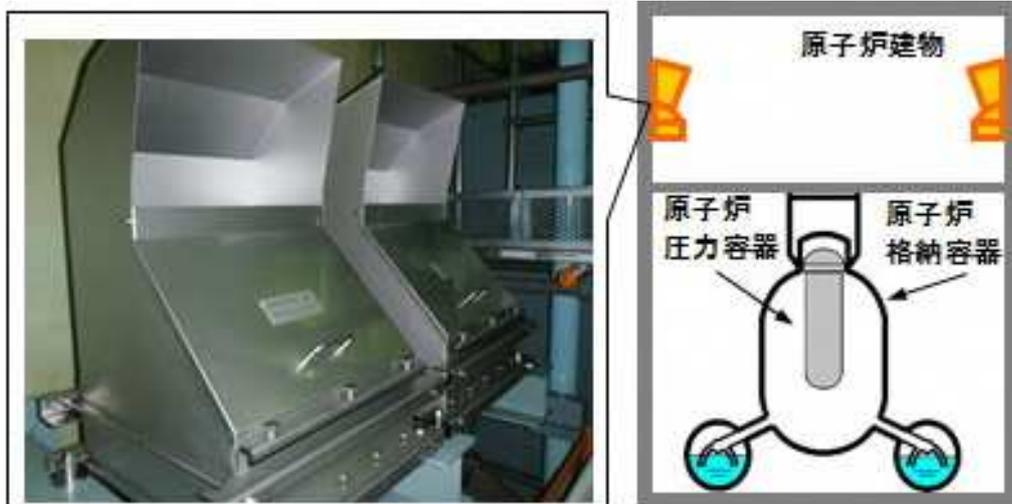


図5-25 水素結合装置

(イ) 水素濃度監視設備（水素濃度計）

- 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

(ウ) 審査における論点

a 水素結合装置

水素結合装置の設置場所が論点となり、設置場所の妥当性を確認した。

b 水素濃度計

水素濃度計の設置場所が論点となり、設置場所を見直した上で追加した。

(エ) 原子力安全顧問等による確認

水素結合装置については、性能確認を定期的に行うことや設置場所について十分議論がなされていることを確認した。

【確認結果】

- 水素結合装置と水素濃度計の設置により、水素爆発防止対策が適切であることを確認した。

ウ 緊急時対策所

新規規制基準では、発電所で重大事故等が発生した場合に要員が参集し、電力会社本店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命令等を行う施設を設置することが求められている。

【規制要求】

- 重大事故が発生した場合における事故収束のための拠点として、中央制御室以外の場所に設置すること
- 要員の被ばく線量が7日間で100mSvを超えないようにすること
- 発電所内外と連絡する通信機器を有すること
- 基準地震動によって機能喪失せず、基準津波の影響を受けないこと 等

(ア) 耐震構造の緊急時対策所

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から耐震性を高めた耐震構造の緊急時対策所に変更した。なお、免震重要棟は対策要員の待機場所として活用する。



図5-26 緊急時対策所と免震重要棟

表 5 - 3 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

(イ) 審査における論点

耐震性が論点となり、免震重要棟から耐震構造の緊急時対策所に見直した。

(ウ) 原子力安全顧問等による確認

免震重要棟が基準地震動の増加により、基準地震動で床面にひび割れが生じ気密性が確保できないおそれがあることから、耐震構造の緊急時対策所を設置したことを確認した。ただし、100名が外部からの補給なしで約1週間の活動ができることから、引き続き、事故時に活用することを確認した。

また、耐震構造の緊急時対策所は壁の厚みが100cmもあるため、免震重要棟のような遮蔽壁がなくても十分に被ばくを低減することができることを確認した。

【確認結果】

- 中央制御室と独立した建物であり、事故収束のための活動拠点として必要な機能を備えていることを確認した。

エ 溶融炉心対策

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、新規規制基準では、溶融炉心が原子炉格納容器のバウンダリ^{※35}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。

欧州では規制基準としてコアキャッチャーが求められるが、新規規制基準は性能要求であり、要求する性能を満たした対策が求められている。

【規制要求】

- 原子炉格納容器床面に落下した溶融炉心を冷却し、溶融炉心によって原子炉格納容器が侵食されて格納容器の健全性を喪失させるようなことがないこと

(ア) 原子炉格納容器の下部への水張り

事故時に外部から原子炉格納容器下部への注水を行い、溶融炉心が落ちる前に十分に水を溜めておく。

(イ) コリウムシールド^{※36} (耐熱材) の設置

溶融炉心対策は、申請時は格納容器下部に水を溜める対策のみであったが、これに加えて、溶融炉心が格納容器床面との接触により床面が侵食して、格納容器支持機能が喪失することを防止するため、耐熱材であるコリウムシールドを床面に設置する。



図5-27 コリウムシールドの概念図

(ウ) 審査における論点

溶融炉心はベDESTALの外に漏れることはないと評価していたが、柏崎刈羽原子力発電所6、7号機の審査において、溶融炉心の固まりやすさの不確実性に関する議論があったことから、コリウムシールドを追加設置することになった。

(エ) 原子力安全顧問等による確認

溶融燃料がドレンラインへ流入してコンクリートを侵食することを抑制するためにコリウムシールドを設置していることを確認した。

【確認結果】

- 原子炉格納容器下部への注水により、溶融炉心を冷却するための対策が適切に実施され、コリウムシールド (耐熱材) の設置により格納容器床面の侵食による格納容器支持機能喪失のおそれなくなることを確認した。

※35 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。

※36 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℃。

オ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する対策

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。

【規制要求】

- 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、大気及び海洋への放射性物質の拡散を抑制すること

(ア) 大気への放射性物質の拡散抑制（放水砲等）

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^{※37}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。

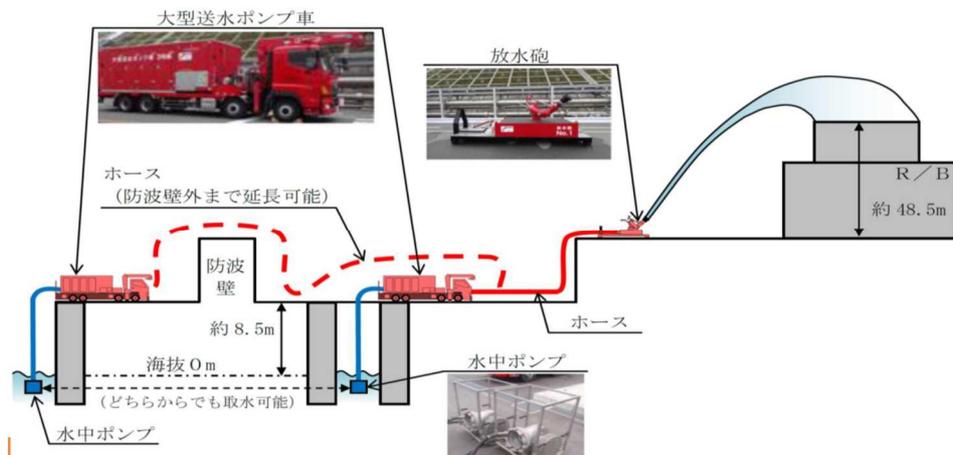


図5-28 放水砲による放射性物質の拡散抑制の概念図

● 機器構成

- ・大型送水ポンプ車
- ・水中ポンプ
- ・ホース
- ・放水砲

(イ) 海洋への放射性物質の拡散抑制（シルトフェンスとゼオライト）

放射性物質の放出を伴う事故時に、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^{※38}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号炉放水接合槽の2箇所であり、7名で輪谷湾は24時間以内、2号炉放水接合槽は3時間以内の設置を想定している。

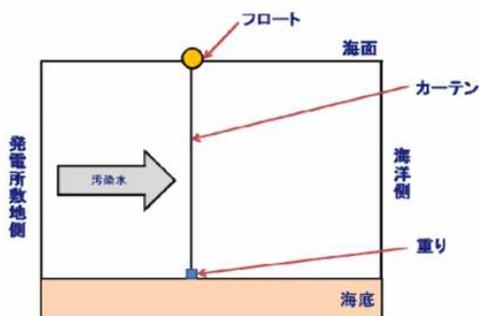


図5-29 シルトフェンスの概念図

(ウ) 原子力安全顧問等による確認

放射性物質の拡散抑制対策に定量的な基準はないが、放射性物質が降雨や格納容器スプレイにより叩き落とされることを踏まえた要求であることを確認した。

シルトフェンスとゼオライトの目的は、放水砲で放水した水に含まれる放射性物質の海洋への拡散抑制であることを確認した。また、格納容器破損時に放出が想定される放射性物質は希ガス、ヨウ素、セシウムであるが、環境汚染の観点から、半減期が短い希ガスやヨウ素ではなく、想定放出量が多く、半減期の長いセシウムについて注目しており、水溶性のセシウム1mgをゼオライト1gで吸着し、砂等に沈着したセシウムをシ

ルトフェンスで拡散抑制を図るものであることを確認した。

【確認結果】

- 放射性物質の拡散抑制対策が適切に実施される方針であることを確認した。

※37 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。

※38 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。

(11) 汚染水対策（自主対策）

規制基準で要求されている重大事故対策により汚染水発生の可能性は極めて低く、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、福島第一原発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（一部の対策は規制要求に基づくもの）を行っている。

【鳥取県から中国電力への対応要求】

- 汚染水対策を適切に実施すること

ア 地下水流入対策

- 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、地下水位上昇による建物への浮力を抑制する。



図5-30 地下水流入対策

イ 汚染水の外部流出防止対策

- 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。
- 汚染水が発生した場合には、サブドレンピット※39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。
- 海洋への放射性物質の拡散抑制は、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)

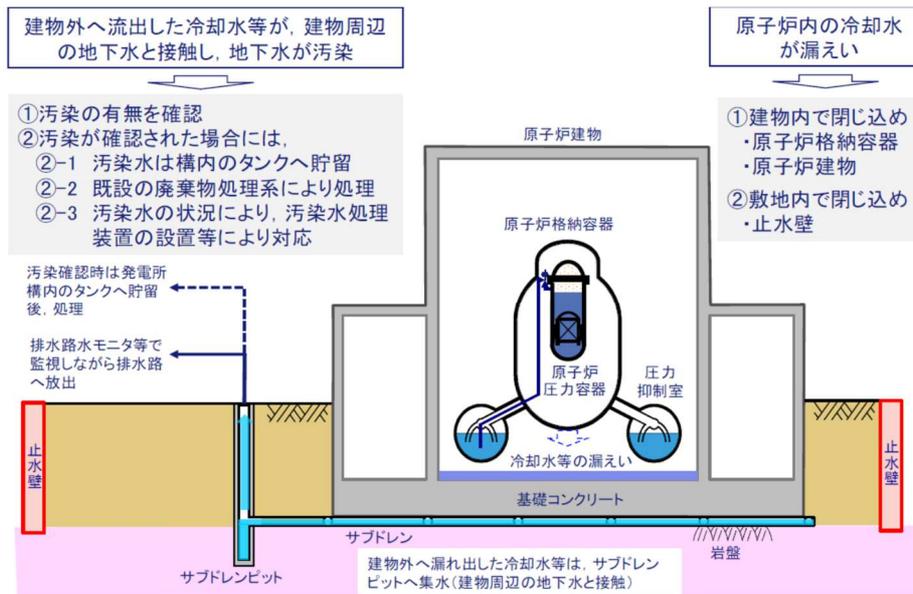


図5-31 汚染水の外部流出防止対策

ウ 原子力安全顧問等による確認

地下水汲み上げによる地下水位の低下が地盤の変形やひずみを引き起こす可能性を指摘し、地下水に伴う建物の浮力低下の影響を考慮して設計していることを確認した。また、地下水には表層と深部の2種類があり、表層の地下水は降水量の影響を強く受けるが、汚染の可能性のある深部の地下水は降水量との関係が弱いこと、揚水井戸での汲み上げは常時行っていること等、汚染水対策の有効性を確認した。

【確認結果】

- 止水壁と地下水パイパスにより原子炉建屋周辺に流入する地下水を低減することができていること、仮に汚染水が発生した場合においても敷地内で閉じ込めて廃棄物処理系で処理する手順となっていることから、中国電力の汚染水対策が有効であることが確認された。

※39 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。耐震設計に関する規制要求に基づく設備である。

島根原子力発電所2号炉新規制基準への
適合性に関する取りまとめ概要

令和3年11月

編集

鳥取県原子力安全顧問会議
(鳥取県危機管理局原子力安全対策課)

〒680-8570 鳥取県鳥取市東町一丁目 271

TEL 0857-26-7873