

副本

平成23年(ワ)第886号 浜岡原子力発電所運転終了・廃止等請求事件

原 告 石垣 清水 外33名

被 告 中部電力株式会社

準備書面 (4)

平成25年3月14日

静岡地方裁判所民事第2部合議B係 御中

被告訴訟代理人弁護士 奥 村 敏 軌  
外13名





## 目 次

はじめに .....	1
第1 第1に対する反論 .....	1
1 第1の2に対する反論 .....	2
(1) インターナルポンプ方式の採用 .....	2
(2) 原告らの主張に対する反論 .....	3
ア 再循環ポンプの点検等について .....	3
イ 再循環ポンプのモータケーシングの耐震性について .....	5
2 第1の3に対する反論 .....	6
(1) 改良型制御棒駆動機構の採用 .....	6
(2) 原告らの主張に対する反論 .....	7
3 第1の4に対する反論 .....	8
(1) 鉄筋コンクリート製格納容器の採用 .....	8
(2) 原告らの主張に対する反論 .....	9
第2 第2に対する反論 .....	12
1 本件原子力発電所5号機における復水器細管損傷事象について .....	12
(1) 復水器細管損傷事象の経緯 .....	12
(2) 復水器細管損傷の原因 .....	13
(3) 復水器細管損傷事象に対する影響評価の方法 .....	14
ア 対象機器 .....	15
イ 点検方法 .....	16
(4) これまでの点検結果等 .....	16
ア 圧力容器及び炉内構造物以外の機器等 .....	16
イ 圧力容器及び炉内構造物 .....	17
2 原告らの主張に対する反論 .....	19

第3 第3に対する反論 .....	20
1 JNESが実施した平成20年度の津波P S Aモデルによる試解析 .....	20
(1) 解析モデルの作成 .....	21
(2) 試解析 .....	22
2 原告らの主張に対する反論 .....	24

## 略語例

原子炉等規制法	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 (昭和 32 年法律第 166 号)
実用炉規則	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 (昭和 53 年通商産業省令第 77 号)
改訂指針	平成 18 年 9 月 19 日に改訂された耐震設計審査指針
本件原子力発電所	浜岡原子力発電所 1 ないし 5 号機 (なお、特定の号機を示すときには、例えば「本件原子力発電所 1 号機」と表す。)
BWR	<u>Boiling Water Reactor</u> 沸騰水型原子炉
A BWR	<u>Advanced Boiling Water Reactor</u> 改良型沸騰水型原子炉
圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリ
格納容器	原子炉格納容器
圧力容器	原子炉圧力容器

再循環ポンプ

原子炉再循環ポンプ

再循環配管

原子炉再循環系配管

E C C S

Emergency Core Cooling System

非常用炉心冷却系

P S A

Probabilistic Safety Assessment

確率論的安全評価

中越沖地震

平成19年（2007年）新潟県中越沖地震

福島第一原子力発電所  
事故

東京電力株式会社福島第一原子力発電所において発生  
した平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震に  
起因する事故

## はじめに

本準備書面では、平成24年10月25日付け原告ら準備書面5の主張のうち、第1ないし第3に対する反論を行う。

なお、原子力規制委員会は、原子炉等規制法の発電用原子炉の設置、運転等に関する規制についての規定の改正の施行期日（原子力規制委員会設置法附則17条、1条ただし書4号、2号、本文、平成24年政令第228号により、同法の施行期日である平成24年9月19日から起算して10月を超えない範囲内において政令で定める日となる。）を踏まえ、それまでに新たな安全基準（原子力規制委員会設置法26条に定める原子力規制委員会規則）の公布・施行をしていく旨説明している。被告は、本件原子力発電所の地震動及び津波の影響に関する評価について、現在同委員会において行われている地震・津波に関わる上記安全基準の検討の動向及び内閣府に設置された「南海トラフの巨大地震モデル検討会」の今後の追加検討等を踏まえて本件原子力発電所で想定すべき地震動及び津波について検討したうえで取りまとめ、平成25年度上期を目途に同委員会に報告することとしている（乙B第27号証）。したがって、第4に対する反論は、当該評価について主張する際に併せて行う。

## 第1 第1に対する反論

原告らは、BWRと比較したABWRの主な特徴・相違点として、原子炉再循環系にインターナルポンプ方式を採用していること、制御棒駆動機構に改良型の電動駆動方式を採用していること及び格納容器に原子炉建屋と一体化した鉄筋コンクリート製の構造物を採用していることを挙げ、これらは「それぞれの耐震上の問題点等」があるなどと主張するが（原告ら準備書面5 4頁）、以下のとおり、いずれの主張も失当である。

なお、原告らは、本件原子力発電所1ないし4号機の原子炉の格納容器は、すべてMark-I型であるとするが（原告ら準備書面5 4頁）、同1、2号

機では、いずれもMark-I型の格納容器が採用されているが、同3、4号機では、いずれもMark-I改良型の格納容器が採用されている。

## 1 第1の2に対する反論

### (1) インターナルポンプ方式の採用

本件原子力発電所の原子炉冷却材再循環系は、すでに被告準備書面(1)第4章第1の3(1)ア(イ)で述べたとおり、同3、4号機では、再循環ポンプ及び再循環配管から構成され、圧力容器の外側に2系統が接続された外部再循環方式を採用しているのに対し、同5号機では、圧力容器底部に直接再循環ポンプを取り付けるインターナルポンプ方式を採用している。

原子炉冷却材再循環系は、原子炉内を循環する冷却材の一部を強制的に再循環させるものであり、その再循環流量を調整することにより、冷却材中に存在する蒸気泡(ボイド)の量を増減させ、これによって、減速される中性子の数(すなわち、熱中性子の数)を調整し、核分裂反応すなわち原子炉の出力を制御するものである。本件原子力発電所3、4号機の原子炉冷却材再循環系では、冷却材は、圧力容器から再循環配管へ取り出され2台の再循環ポンプで昇圧された後、再び圧力容器へ戻るが、同5号機では、冷却材は、圧力容器内に設置された10台の再循環ポンプにより圧力容器内で直接循環される。

インターナルポンプ方式においては、外部再循環方式と比べ、慣性の小さいインターナルポンプの採用による運転性の向上や再循環配管の削除による定期検査時の作業員の被ばく線量の低減が図られるほか、再循環配管破断による原子炉冷却材喪失事故のおそれの低減ができるなどといった特長がある。

## (2) 原告らの主張に対する反論

### ア 再循環ポンプの点検等について

原告らは、平成23年5月14日に発生した本件原子力発電所5号機の復水器の細管が損傷したこと（以下、「復水器細管損傷事象」という。）に伴う原子炉施設内への海水流入の影響調査において、被告が再循環ポンプのインペラ及びディフューザについての点検を実施していない（原告ら準備書面5 9頁），また、東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所7号機において、中越沖地震による影響調査のために実施した追加点検では、10台ある再循環ポンプのモータケーシングのうちの2台について目視点検がなされたにとどまる（同10頁）として、「インターナルポンプ方式による原子炉冷却材再循環ポンプについては、その点検作業の容易性・効率は極めて低いといわざるを得ない」（同頁）などと主張し、また、原子炉運転中に再循環ポンプのインペラの固定部分が「応力腐食割れ等で破損した場合、再循環ポンプにより加えられる水圧・流速によりインペラーは高速で上方に向に射出されることにな」（同頁）り、「インペラーの衝突により原子炉圧力容器内において配管の破損や燃料棒の破損など壊滅的な被害が発生する危険性が高い」（同頁）と主張する。

しかしながら、再循環ポンプのインペラ・シャフト及びディフューザは、取り外し、取り付けが可能な構造となっており、被告は、点検計画に基づき、定期点検時には、分解点検として、インペラ・シャフトを圧力容器上方から抜き取ったうえで（図1）、機器の変形、部品の破損、脱落及び機器表面における異常の有無等を確認している。また、再循環ポンプのモータについても、取り外し、取り付けが可能な構造となっており、被告は、点検計画に基づき、定期点検時には、分解点検として、モータを圧力容器下方から抜き取り（図1）、固定子、回転子、軸受け及び逆転防止装置等の各点検部位における異常の有無等を確認している。なお、これらの点検等に

より何らかの異常が確認された場合には、補修・取り替えなどを実施することはもとより、必要に応じ他の再循環ポンプにも点検を拡大することとしている。そして、再循環ポンプが運転されている状態において、運転状態の異常の有無を確認する原子炉再循環系機能検査も実施している。

また、被告は、再循環ポンプについて、原子炉運転中は、振動、ポンプ速度等の運転状態を中央制御室で常時監視しており、何らかの異常により振動等が設定値を超えると警報を出力する設計としていることから、異常等が生じた場合には適切な処置を探ることができる。更に、設計において、ポンプ定格速度に余裕を持って破損限界を定めるとともに速度制限器を設置しており、また、万一、速度制限器の故障が発生したとしても、電源装置の電源容量を超える速度以上では電源装置の過負荷でトリップし再循環ポンプの回転が止まるように設計している。

したがって、再循環ポンプの「点検作業の容易性・効率は極めて低」とする原告らの主張、また、再循環ポンプのインペラが破損し「インペラの衝突により原子炉圧力容器内において配管の破損や燃料棒の破損など壊滅的な被害が発生する危険性が高い」とする原告らの主張は理由がない。

なお、復水器細管損傷事象に係る再循環ポンプのインペラ及びディフューザの点検等については、後記第2の1（1）で述べるとおり、本件原子力発電所1、2号機の使用済燃料を同5号機の燃料プールに搬入するために、同号機の作業スペースを確保する必要があることから、現在、開放していた同号機の圧力容器及び格納容器の上蓋を閉止しており、同1、2号機の使用済燃料を搬入した後、圧力容器等を再度開放して、平成26年9月を目途に分解・開放点検等を完了することとしている。

また、柏崎刈羽原子力発電所7号機における中越沖地震の影響確認について、原告らが指摘する原子力安全・保安院（当時）の指示文書の指示は、

「地震応答解析の結果、比較的裕度が小さかったと評価される設備、具体的には・・・原子炉再循環ポンプモーターケーシング・・・について、健全性を確認するため、非破壊検査等の追加点検を行うこと」というものであり（乙E第10号証別添2頁目）、この指示に対し、東京電力株式会社は、「ケーシング10台とも地震応答解析の結果が同一であることから、雰囲気線量、現場作業性等を考慮し、代表2台（C、F号機）を対象とし、ケーシング全周のVTを実施した」としている（乙E第11号証5頁）。  
加えて、東京電力株式会社は、同発電所における中越沖地震の影響確認として、再循環ポンプのような動的機器については、「基本点検として目視点検等を計画し、さらに、基本点検により異常が確認された場合には、分解点検等の追加点検を計画」（乙E第12号証11、12頁）する一方、予め計画する追加点検として「知見拡充を目的に実施する追加点検」等も計画したとしている（同13、14頁）。そして、再循環ポンプについては、10台すべてについて目視点検を実施するとともに、予め計画する追加点検として、3台について分解点検を実施したとしている（同添付書類1-2 75頁）。

このように、復水器細管損傷事象に係る再循環ポンプのインペラ及びディフューザ等については今後分解・開放点検等を実施していくこととしており、また、柏崎刈羽原子力発電所7号機における中越沖地震の影響確認では目視点検のみならず分解点検も実施されていることから、「点検作業の容易性・効率は極めて低いといわざるを得ない」とする原告らの主張は理由がない。

#### イ 再循環ポンプのモータケーシングの耐震性について

原告らは、柏崎刈羽原子力発電所7号機における改訂指針に照らした耐震安全性の評価・確認において、再循環ポンプのモータケーシングに発

生し得る軸圧縮応力の発生値  $195 \text{ MPa}$  に対し、評価基準値は  $207 \text{ MPa}$  であることから、「改良型沸騰水型軽水炉における原子炉冷却材再循環ポンプは、他の部位に比しても特に耐震余力に乏しい」(原告ら準備書面 5 11 頁) と主張する。

しかしながら、そもそも、原子力発電所は、その自然的立地条件を踏まえて基準地震動が策定され、その基準地震動に対しそれぞれ具体的な耐震設計が行われているものであるから、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の再循環ポンプのモータケーシングに係る改訂指針に照らした耐震安全性の評価・確認の結果をもって、ABWR の再循環ポンプのモータケーシングに係る耐震性を一般論として論ずる原告らの主張は何らの根拠もなく失当である。また、被告は、改訂指針に照らした耐震安全性の評価・確認において、本件原子力発電所 5 号機の再循環ポンプのモータケーシングの応答値に関しては、評価基準値が  $481 \text{ MPa}$  であるのに対し、軸圧縮応力の発生値は  $136 \text{ MPa}$  であり、再循環ポンプのモータケーシングが十分な耐震性を有していることを確認している(乙B第 16 号証VII-32 頁)。

## 2 第 1 の 3 に対する反論

### (1) 改良型制御棒駆動機構の採用

本件原子力発電所の原子炉停止(スクラム)系を構成する制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットは、すでに被告準備書面(1)第 4 章第 1 の 3(3)で述べたとおり、同 3, 4 号機では、水圧駆動一水圧スクラム方式を、同 5 号機では、改良型の電動駆動一水圧スクラム方式を採用している。

制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットは、原子炉の水位低下等の異常時には、水圧制御ユニットのアクチュエータに充填された水の圧力を制御棒駆動機構のピストンの下側に与えてピストンを上方に押し上げ、制御棒駆動機構に接続している制御棒を速やかに炉心内に挿入することによって、核分裂反

応を止めて、原子炉を緊急停止させる機能を有するものである。

改良型の電動駆動一水圧スクラム方式においては、水圧駆動一水圧スクラム方式と比べ、制御棒を電動で駆動できるようになったことから、制御棒駆動源の多様化が図られ、緊急時に水圧で制御棒を急速に挿入すると同時に電動機も制御棒の挿入方向に駆動させることで緊急停止機能のバックアップが図られる、また、通常運転時の制御棒駆動を微調整することが可能となり運転性が向上する、制御棒の複数本同時操作が可能となり起動・停止時間が短縮できるなどといった特長がある。

## (2) 原告らの主張に対する反論

原告らは、平成8年6月10日、柏崎刈羽原子力発電所6号機において発生した制御棒の引き抜け事象をもって、「改良型制御棒駆動機構において駆動源が多様化しているものの、他方で構造の複雑化に応じて故障可能性も増加している」(原告ら準備書面5 11頁)などと主張する。

しかしながら、柏崎刈羽原子力発電所6号機において発生した制御棒の引き抜け事象は、本来、試験対象制御棒の駆動電源をすべて切ったうえで実施する、自動出力制御装置(APR)からの指令による制御棒の引抜動作を模擬した確認試験中に発生した事象であり、当該試験は、建設過程における試運転中の原子力発電所においてのみ実施する試験であるところ、引き抜かれた4本の試験対象制御棒は、駆動電源が入ったままであったため、自動出力制御装置から引抜信号が発信されたことにより電動駆動で引抜側に動作したという事象であって(乙E第13号証)、改良型の電動駆動一水圧スクラム方式の構造に起因して発生した事象ではない。したがって、原告らが「構造の複雑化に応じて故障可能性も増加している」実例として挙げる柏崎刈羽原子力発電所6号機において発生した制御棒の引き抜け事象は改良型の電動駆動一水圧スクラム方式の構造を起因として発生した事象ではなく、また、

当該試験は建設過程後の原子炉の運転中に実施されることはないとから、原告らの主張は理由がない。なお、これまでに、原告らが指摘するような改良型の電動駆動一水圧スクラム方式の構造を起因として発生した制御棒引き抜け事象は確認されていない。

### 3 第1の4に対する反論

#### (1) 鉄筋コンクリート製格納容器の採用

本件原子力発電所の格納容器は、すでに被告準備書面（1）第4章第1の3（6）アで述べたとおり、同3、4号機では、圧力容器とこれに連結する配管等を収納する上部半球下部円筒形のドライウェル、ECCSなどの水源を内部に蓄えた円環形のサプレッション・チェンバ、これらを接続するベント管等から構成される気密性の高い鋼鉄製の構造物を採用しており、また、同5号機では、圧力容器とこれに連結する配管等を収納する円筒形のドライウェル、ECCSなどの水源を内部に蓄えた円筒形のサプレッション・チェンバ、これらを接続するベント管等から構成される気密性の高い鋼製ライナで内張りされた鉄筋コンクリート製の構造物を採用している。

格納容器は、万一、圧力バウンダリから放射性物質が放出された場合にも、格納容器を貫通する配管に設けられた隔離弁（格納容器隔離弁）を自動的に閉止して、格納容器を外部と隔離することで、放射性物質を格納容器内に閉じ込める機能を有する。本件原子力発電所5号機の鉄筋コンクリート製格納容器は、原子炉建屋と一体化した構造となっており、耐圧機能を受け持つ鉄筋コンクリート部と漏えい防止機能を受け持つ鋼製ライナとからなり、下部ドライウェルは、底面を約7mの厚さの鉄筋コンクリートの床で、側面を半径（内径）約5mの円筒状の鉄筋コンクリート壁（厚さ約2m）で、上方を圧力容器下部によりそれぞれ画されている空間で、冷却材を格納しているサプレッション・チェンバは、ドライウェルから見て、側面の鉄筋コンクリー

ト壁の外側に位置し、上記厚さ約2mの鉄筋コンクリート壁で隔てられている（図2）。

鉄筋コンクリート製格納容器においては、鋼鉄製格納容器と比べ、形状選択の自由度が高く、合理的な機器配置ができるなどといった特長がある。

## （2）原告らの主張に対する反論

原告らは、鉄筋コンクリート製格納容器について「鋼製ライナはあくまで気密性を保つために内張されているに過ぎず、その厚さも10mmにも満たないものであるから（下図参照。）、地震・高熱の影響や腐食によって損壊する危険が考えられる」（原告ら準備書面5 12頁）、また、「地震・津波やこれによって引き起こされた電源喪失等によって原子炉内の燃料棒がメルトスルーをおこした場合には、ABWRの圧力抑制室が建屋一体型となっており格納容器直下の比較的近い位置に存在していることから、溶融した燃料棒の流出の仕方やデブリの飛散の仕方によっては隔壁を損壊し、もっとも恐れるべき水蒸気爆発を引き起こす危険性が（従来型のBWRに比して）高い」（同頁）と主張する。

しかしながら、上記（1）で述べたことからも明らかなどおり、鉄筋コンクリート製格納容器の耐震性・耐圧性を担っているのは、鉄筋コンクリート部であって、鋼製ライナ部ではない。そして、鉄筋コンクリート製格納容器は、地震荷重や事故時に生じる荷重等に対して、その機能が確保されるよう設計されており、また、原子炉運転中、格納容器内は窒素封入されており腐食環境にはない。更に、被告は、原子炉運転中は中央制御室による監視により、定期点検時には漏えい率試験を実施することで、格納容器からの異常な漏えいがないことを確認している。したがって、鋼製ライナの厚さをもって短絡的に鉄筋コンクリート製格納容器が「地震・高熱の影響や腐食によって損壊する危険が考えられる」とする原告らの主張は理由がない。

なお、原告らは、電源喪失が地震・津波によって引き起こされ、その結果燃料がメルトスルーするかのごとく主張するが、本件原子力発電所では、すでに被告準備書面（1）第4章第7で述べたとおり、外部電源が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機が自動起動することにより、非常用交流電源を確保する設計としている。全交流電源喪失に至った場合にも、充電器及び蓄電池等から構成される直流電源設備によって、原子炉隔離冷却系等の設備に直流電源を供給することができる設計とともに、長時間にわたり全交流電源喪失が継続した場合にも備え、隣接号機からの電源融通を受けることによって電源を確保する電源融通設備を設けている（被告準備書面（1）別冊（注・図）図32）。更に、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、緊急安全対策として、災害対策用発電機を用いた電源確保対策を講じ、炉心の損傷を防止するために必要な電源を速やかに確保できるようにするとともに（乙D第10号証7、8頁）、その強化策として、大容量かつ海水冷却機能を必要としない空冷式の非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）を設置することで、炉心冷却機能の強化に関わる、高圧炉心注水系及び余熱除去系等の運転に必要な容量の電源の確保並びに原子炉隔離冷却系の運転に必要な直流電源設備への充電も行うことができるようにしていている（乙D第13号証24頁、参考資料18、25、28頁）。

このように、被告は、万一、全交流電源喪失という事態に至った場合にも備え対策を講じていることから、地震・津波などによって電源喪失等が生じることを前提とした原告らの主張も理由がない。

更に、原告らは、電源喪失から燃料の溶融が必然的に生じ、その結果、ABWRでは「溶融した燃料棒」が水蒸気爆発を引き起こすかのごとく主張するが、被告は、上記のとおり、全交流電源喪失という事態に至った場合にも備え対策を講ずるとともに、これにより原子炉への注水機能、除熱機能が確保できるようにしている。また、被告準備書面（1）第4章第7で述べた

とおり、緊急安全対策として、電源及び海水冷却機能を必要としない空冷式の可搬式動力ポンプ（ホースを含む。）を本件原子力発電所5号機に配備し、同ポンプによる原子炉への低圧注水機能を確保できるよう対策を講じている。原子炉隔離冷却系及び補給水系並びに可搬式動力ポンプの水源については、復水貯蔵槽に加え清水タンクや防火水槽からの淡水、更には取水槽等からの海水など複数の水源から確保することができるようしている（乙D第10号証8～10頁）。原子炉の除熱機能については、全交流電源喪失時にも、格納容器ベントを速やかに実施できるよう、手動ハンドルを回すことでの開放できる電動弁に加え、作動用ボンベを同5号機に配備し、現場にて速やかに当該ベント操作を行えるようにしている（乙D第1号証28頁）。更に、炉心冷却機能の強化として、原子炉機器冷却海水系の機能喪失に加え、そのバックアップとして新たに設置する緊急時海水取水設備（EWS）（乙D第13号証16頁、参考資料9、10頁）の機能喪失をも仮定し、その場合においても、高圧炉心注水系ポンプを冷却できるよう空冷式熱交換器を同5号機原子炉建屋中間屋上に設置することとしている（同22頁、参考資料18、19頁）。また、水源についても、発電所敷地内高台に大容量の淡水タンクを増設するなどにより多様化を図るとともに（同25頁、参考資料18、21頁）、発電所に隣接する新野川等からの取水により、更に多様かつ継続的な注水を可能とするため、可搬式動力ポンプに加え、ハイドロサブシステム（緊急時移動式大容量送水ポンプ）を3システム（ポンプ車3台、ホース車3台）導入することとしている。格納容器ベントについても、非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）からの受電によって、格納容器ベント弁を同5号機の中央制御室から遠隔操作できるようにすることとしている（同参考資料18、22頁）。

このように、被告は、緊急安全対策及びその強化策によって、全交流電源喪失時においても炉心の損傷を防止することができる対策を講ずることと

しているのであるから、燃料が溶融しメルトスルーを起こすことを前提にした水蒸気爆発に係る原告らの主張は、その前提において失当である。

## 第2 第2に対する反論

本件原子力発電所5号機においては、平成23年5月、復水器細管損傷事象による影響によって原子炉施設内に海水が混入する事象が生じている。以下においては、当該事象について説明した後、原告らの主張に対する反論を行う。

### 1 本件原子力発電所5号機における復水器細管損傷事象について

#### (1) 復水器細管損傷事象の経緯

本件原子力発電所5号機は、経済産業大臣からの運転停止要請を受け、平成23年5月14日に発電を停止し、原子炉減圧操作中のところ、復水器の細管損傷により原子炉施設内に海水が混入する事象が発生した（乙E第14号証別紙1頁）。

被告は、圧力容器内について、当該事象発生直後からサプレッションプール水による希釀、更には原子炉冷却材浄化系による海水の塩分除去を行い（乙E第15号証添付資料）、平成24年6月28日、圧力容器上蓋を取り外し、同年9月1日、すべての燃料の取り出しが完了したことから、圧力容器や炉内構造物等について点検を開始したが（乙E第14号証別紙1頁）、本件原子力発電所1、2号機の使用済燃料を同5号機の燃料プールに搬入するため同号機のオペレーションフロア上に作業スペースを確保する必要があることから、同年12月18日、圧力容器の上蓋を閉止し圧力容器及び炉内構造物の点検等を一時中断することとした。圧力容器及び炉内構造物の点検等については、同1、2号機の使用済燃料の搬入が完了次第、再開し平成26年9月を目指して完了することとしている（乙E第14号証別紙1、29頁、乙E第15号証）。

なお、圧力容器及び炉内構造物以外の設備等については、事象発生直後から順次塩分の除去作業を実施するとともに、塩分の除去作業が終了した系統から各種ポンプや熱交換器の点検を順次実施しており、本件原子力発電所1, 2号機の使用済燃料を同5号機に搬入する間も継続して点検を実施している（乙E第14号証別紙29頁、乙E第15号証）。

## （2）復水器細管損傷の原因

被告は、復水器の細管が、幅約14cm、深さ約70cmの範囲で43本が損傷し2本が変形していたことを確認しており（乙E第16号証）、復水器の細管が損傷した原因としては、復水器内部に設置されている電動機駆動給水ポンプの再循環配管（ミニマムフロー配管）の閉止板（エンドキャップ）が脱落し、ミニマムフロー配管から水が噴き出し復水器の細管に水が衝突して損傷したと推定している（同号証）。

また、被告は、エンドキャップが脱落した要因については、①破断面の観察結果等からエンドキャップとミニマムフロー配管との溶接部の溝部に応力が集中することで溶接初期き裂が発生していたという溶接要因、②解析結果からミニマムフロー配管内面に内圧を加えた場合、エンドキャップ部に高い応力が発生するという構造要因、③実機を模擬した音響試験結果から電動機駆動給水ポンプ出口の脈動周波数とミニマムフロー配管内を流れる水の共鳴周波数とが一致することでエンドキャップ部の圧力変動が増幅するという環境要因、以上の3つの要因が重なることによるもので、エンドキャップとミニマムフロー配管との溶接部に疲労限界を超える応力が繰り返し発生し、溶接初期き裂が進展したことにより破断に至ったものと推定している（同号証）。

なお、被告は、エンドキャップの損傷防止のため、エンドキャップについて、配管内に平板を差し込んで溶接する平板差し込み溶接構造から、一体

ヘッド構造を採用しミニマムフロー配管との溶接施工方法を突き合わせ溶接とすることで溶接部に応力が集中しないようとする対策を講ずるとともに、当該事象の水平展開として、復水器に接続している類似箇所についても同様の対策を講ずることとしている（同号証）。

### （3）復水器細管損傷事象に対する影響評価の方法

被告は、復水器細管損傷事象による影響で、原子炉施設内に約400m<sup>3</sup>の海水が混入したと推測している。

被告は、海水が混入したすべての設備の健全性を評価することとしており、まずは、腐食影響調査及び設備材料試験で得られた結果も踏まえ、機器の分解・開放点検、運転又は動作確認及び漏えい確認等による基本点検等を実施し、設備洗浄試験で得られた結果も踏まえ機器レベルの健全性評価を行うこととしている（乙E第14号証別紙4頁、同別紙添付資料4）。

次に、機器レベルの健全性を確認した後、これらの機器等から構成される系統の運転による機能確認、漏えい確認等を実施し、設備洗浄試験で得られた結果も踏まえ系統レベルの健全性評価を行うこととしている（同別紙4頁、同別紙添付資料4）。

そして、これらの健全性評価の結果から、設備の継続使用の可否を総合的に判断することとしている。なお、設備の健全性評価の結果、継続使用が可能と判断した設備であっても、腐食等が確認された機器については、継続的な点検・評価により設備の健全性を確認していくこととしている（同別紙4頁、同別紙添付資料4）。

これまでに、機器レベルの健全性評価の一部について実施していることから、以下においては、機器レベルの健全性評価の考え方及び実施した内容の概要について説明する。

## ア 対象機器

機器レベルの健全性評価として、海水が混入した範囲のすべての機器を対象として行うこととしている（乙E第14号証別紙4、5頁）。

基本点検のうち、分解・開放点検を実施する機器については、構造、材料等の機器仕様及び海水混入後に経験した環境の観点で選定し、その選定に当たっては、機器仕様が類似又は同一の機器が複数存在する機器は、環境（温度、塩化物のイオン濃度）で分類（グループ化）し、グループごとに材料、構造等を考慮して抜き取りで点検を行うこととしている。抜き取りの程度については、「日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格」（以下、「維持規格」という。）を参考にして、今停止期間中にグループの中から7. 5%以上の機器を点検することを基準とするが、クラス1機器については、25%以上とすることとしている（同別紙5頁、同別紙添付資料6）。

また、基本点検のうち、運転又は動作確認及び漏えい試験等を実施する機器については、海水が混入した範囲のすべての機器としている（同別紙5頁）。

炉内構造物の基本点検も維持規格を参考にして今停止期間中に7. 5%以上の機器、複数あるものは任意の1体又は1系統の機器を抜き取りで点検することとするが、シュラウド及びシュラウドサポートの溶接部の点検範囲は、原子力安全・保安院（当時）の指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」に記載のあるシュラウドの試験範囲30%を参考として点検することとしている（同別紙6頁、同別紙添付資料7）。

そして、基本点検等において、腐食等の異常が確認された場合は、点検対象範囲や点検箇所を拡大して追加点検を実施し、追加点検において異常が確認された場合は、全数点検を実施することとしている（同別紙4～6

頁，同別紙添付資料4，6)。

#### イ 点検方法

基本点検の点検方法については，機種ごとに要求機能と要求機能に影響を及ぼす各部位の腐食形態とを整理し，それぞれの腐食形態に応じた点検方法を選定することとしている(乙E第14号証別紙4，5頁，同別紙添付資料6，7)。

機器の点検手順，腐食等の有無の判定基準については，原則としてこれまで保守点検等において用いられている規格・指針等を準用，又は，技術的に妥当であると確認されたものを採用するなど，点検対象機器ごとに点検手順及び判定基準を策定することとしている(同別紙5，6頁，同別紙添付資料6，7)。

#### (4) これまでの点検結果等

##### ア 圧力容器及び炉内構造物以外の機器等

被告は，圧力容器及び炉内構造物以外の機器等では，復水貯蔵槽の内張り材の溶接部及び溶接部近傍において，壁部に5個，底側に35個，合計40個の孔を確認している。この原因については，文献調査及び孔部の組織観察により，復水貯蔵槽にクラッドが堆積している状態において，海水が復水貯蔵槽内に混入したことで，クラッドと内張り材のすき間部が腐食しやすい環境となり，溶接部及び溶接部近傍ですき間腐食が発生，進行し孔が貫通したものと推定している(乙E第17号証添付書類)。

被告は，これらの孔については洗浄により塩化物イオンを十分に除去したうえで補修溶接等を行い復旧している(同添付書類)。

なお，復水貯蔵槽で確認された底側の孔のうち11か所については，内張り材を貫通していたことから，被告は，技術基準に適合していないと判

断し、経済産業大臣に対し、実用炉規則19条の17に基づき報告を行っている（乙E第14号証別紙1頁）。

被告は、基本点検等として、これまでに、原子炉設備では、制御棒駆動水ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去熱交換器、弁、配管及び計測機器等について、またタービン設備では、一部の機器等について、分解・開放点検を実施しており、余熱除去ポンプのシャフトの一部に軽微な腐食を、制御棒駆動水圧系の一部の弁（弁棒や弁箱等）で腐食を確認するなどしている。なお、余熱除去ポンプのシャフトの一部で確認された軽微な腐食、制御棒駆動水圧系の一部の弁で確認された腐食については、いずれもその機能に影響を与えないことも確認している（同別紙6、7頁、同別紙添付書類8）。

被告は、これまでの点検で確認された腐食や付着物等の知見について、必要に応じ機器等の点検方法、点検範囲等に反映し、機器等の健全性評価を進めていくこととしている（同別紙7頁）。

また、被告は、腐食影響調査として、復水ブースタポンプ及び改良型制御棒駆動機構等について分解・開放したところ、機器の機能・性能に影響を及ぼすと考えられる知見が得られたことから、復水ブースタポンプと同環境である他の給復水系ポンプ（15台）についても分解・開放点検を実施する、改良型制御棒駆動機構については残り204体すべて分解・開放点検を実施するなど、腐食影響調査で得られた知見も機器の点検方法、点検範囲等に適宜反映していくこととしている（同別紙10、11頁、同別紙添付資料14）。

#### イ 圧力容器及び炉内構造物

圧力容器については、燃料の取り出し完了以降も、作業員の被ばく低減を目的に冷却材を保有することから、被告は、漏えい防止機能が要求され

る箇所について優先的に基本点検を実施するとともに、炉内構造物の一部についての基本点検を実施している（乙E第14号証別紙7頁）。

被告は、圧力容器では、内張り材において腐食を確認しており、その範囲は圧力容器の高さEL<sup>\*</sup>±1200ないし1550mm及びEL1844ないし10136mmの範囲の全周に分布していることを確認している。腐食が確認された内張り材は、圧力容器母材部の腐食防止を目的として設けられている圧力容器内面を覆う溶接金属の層であり、圧力容器母材部に溶接金属を塗るように溶着した溶接金属部分で構成されている。被告は、内張り材において確認された腐食の母材部への進展の有無を確認するため、当該腐食の研磨や圧力容器外面からの超音波探傷試験を行い、圧力容器の漏えい防止機能の健全性を確認するとともに、電気化学測定による腐食電位の測定を行い原子炉冷温停止中の水質基準における当該腐食の進展評価を実施し、原子炉冷温停止中の水質基準値を維持することにより当該腐食が進展しないことを確認している。なお、被告は、当該腐食に関しては、進展の有無を確認するため、圧力容器外面からの超音波探傷試験を引き続き実施していくこととしている（同別紙8～10頁、同別紙添付資料10～13）。

また、被告は、基本点検を実施した炉内構造物では、下部ガイドロッドブラケットの溶接部に腐食を、制御棒案内管の内外表面に変色を確認するなど、いくつかの炉内構造物に腐食や変色を確認しているが、これらの腐食や変色が確認された炉内構造物は、圧力容器の漏えい防止機能に影響を及ぼすものではないことを確認している（同別紙8頁、同別紙添付資料9）。

被告は、これまでの点検で確認された腐食や変色の知見について、必要に応じ機器等の点検方法、点検範囲等に反映することとしている（同別紙8頁）。

なお、他の炉内構造物の点検については、上記のとおり、本件原子

力発電所1，2号機の使用済燃料の搬入が完了次第、再開することとしている。

## 2 原告らの主張に対する反論

原告らは、本件原子力発電所5号機における復水器細管損傷事象の影響調査について、「現段階では原子炉圧力容器内部については分解点検がなされていない状況である。・・・狭隘部や下記インペラーなど開放点検ができない箇所については、いかなる方法により腐食の影響を確認し健全性を維持するかについては目途が立っていない状況である」(原告ら準備書面5 19頁),「配管の内部全体につき、目視を始めとした方法により腐食の存否を確認することは極めて困難である」(同20頁),「インペラー(羽根車)及びディフューザーは原子炉圧力容器内部に存在しており、極めて複雑な箇所に位置している上、上方向にしか引き出せない構造となっているため、12個ある再循環ポンプの全てにつき分解点検を実施することは極めて困難である」(同頁)などと主張して、復水器細管損傷によって原子炉施設内に海水が混入したことにより「腐食電池による孔食の進行が強く懸念される」(同15頁),「「割れ」の発生リスクが有意に増大した」(同17頁),「応力腐食割れが元々存在していれば、先に述べた不動態皮膜の破壊による孔食はさらに進行するし、塩素イオン濃度上昇による応力腐食割れリスクは、さらに増大する」(同18頁),「狭隘部には一部付着物が残存する状態となっていることからすると、当該部位からすきま腐食が発生進行することにより腐食が拡大するおそれもある」(19頁),「各配管内部はもちろんのこと、各配管の原子炉圧力容器との溶接による接合部分においては、・・・仮に微少な割れであっても、地震発生による振動・衝撃の際に破断の原因となることは十分考えられるところであり、設計上の耐震性を大きく損なう結果となる可能性が高い」(同20頁)などと主張する。

しかしながら、被告は、上記で述べたとおり、本件原子力発電所5号機にお

ける復水器細管損傷事象の影響調査について、現在、順次行っているところであります、これまでの原子炉施設の点検結果及び腐食影響調査の結果で確認した腐食等については、すべての燃料の取り出しが完了した現在の原子炉施設の安全性に影響を及ぼすものではないと評価している。引き続き実施する機器の点検、腐食影響調査及び設備材料試験で得られた知見については、機器の点検方法・点検範囲等に適切に反映するとともに、設備洗浄試験の結果も踏まえて機器レベルの健全性評価を行い、系統レベルの健全性評価等を実施したうえで、設備の継続使用の可否を判断することとしている(乙E第14号証別紙4, 19頁、同別紙添付資料4)。

原告らが指摘する狭隘部についても、被告は、設備材料試験や設備洗浄試験を行い、すき間腐食の発生・進展の影響評価等を実施しているところであります(同別紙11~19頁、同別紙添付資料15~19)，また、再循環ポンプのインペラについては、前記第1の1(2)アで述べたとおり、定期点検時においても圧力容器から取り外したうえ点検等を実施しているところであるが、今回の影響調査でも、基本点検として、圧力容器から取り外して行う分解・開放点検を実施することとしており(同別紙添付資料6)，腐食等の異常が確認された場合には追加点検を実施することとなる。

したがって、被告がこれらの影響調査を実施していることを無視してなされた原告らの主張はその前提に誤りがある。

### 第3 第3に対する反論

#### 1 JNESが実施した平成20年度の津波PSAモデルによる試解析

独立行政法人原子力安全基盤機構(以下、「JNES」という。)では、改訂指針において、残余のリスクの評価の必要性が記載されており、事業者が行った残余のリスクの評価結果の妥当性を確認するためには、地震PSAモデルの整備、試解析による主要シーケンスの抽出、解析条件が炉心損傷頻度に及ぼす

影響の把握等が必要であり、また、地震時の随伴事象である津波の影響が考慮すべき事項として指摘されていることから、この評価のためには津波P S Aのモデルの構築が必要であるとして、平成19年度から津波P S Aのモデルの構築を検討している。

平成19年度は、原子力発電所に津波が到来した場合に炉心損傷を引き起こす可能性がある事象を評価していくために必要と考えられる事項を検討し、その検討結果に基づき津波時の基本的なシナリオの検討を行ったとしており（乙B第28号証3-1頁）、平成20年度は、平成19年度に作成した津波時の基本的なシナリオに基づいた津波P S Aモデルを作成し、モデルによる定量的な評価が可能であることを確認するために津波時の炉心損傷頻度の試解析を実施したとしている（乙B第29号証1-1頁）。なお、J N E Sは、当該試解析について、現在も継続して実施しており、平成24年3月に報告された平成22年度の報告書では、「本試解析は、津波ハザード及び津波時の機器フラジリティを仮想定して実施したものであり、定量的な評価結果については、今後、手法の整備も含め原子力発電所において津波ハザード曲線やフラジリティデータの整備が行われた後に議論されるべきものである」（乙B第30号証3-16頁）としている。

以下、J N E Sが平成20年度に実施した津波時の炉心損傷頻度の試解析の概要について説明する。

#### （1）解析モデルの作成

解析モデルの作成方針としては、引き波時については試解析のための津波ハザードデータが得られていないことから、津波遡上時のみを対象としている（乙B第29号証3-1頁）。

解析シナリオとしては、津波によって発生する事象を時系列的に、①取水塔への影響、②防波堤の超過、③屋外機器／構造物への影響、④建屋内への

海水の浸入、⑤原子炉建屋内の機器への影響、と大きく5つに分け、それぞれの事象の発生の有無によってプラントの状況、すなわち炉心損傷の発生の有無を仮定するとしている。例えば、①まず、取水塔の損傷若しくは取水口の閉塞の有無を検討するとして、取水塔の損傷若しくは取水口の閉塞が発生すれば、海水取水不能による冷却機能喪失によって炉心損傷が生じるとし、取水塔の損傷若しくは取水口の閉塞が発生しなければ、次に②防波堤の超過の有無の検討に移るとしている。そして、津波遡上時の波高が防波堤を超えるなければ炉心損傷は生ぜず、防波堤を超過すれば、③屋外機器／構造物への影響の有無を検討し、炉心損傷が生じるか否かを検討するといった具合にシナリオを構築しており、最終的には、津波によって取水塔の損傷若しくは取水口の閉塞がなければ、津波遡上時の波高が防波堤を超過しても、海水取水泵が損傷又は機能喪失せず、起動変圧器又は非常用ディーゼル発電機燃料供給系が損傷若しくは機能喪失せず、復水貯蔵タンク等の給水設備が損傷せず、そして原子炉建屋へ海水が浸入したとしても、サポート系機器が損傷又は機能喪失せず、フロントライン系機器が損傷又は機能喪失しなければ、炉心損傷は生じないというシナリオを構築している（同3-8頁）。

そして、解析シナリオの前提となる機器の損傷、機能喪失の基事象として、取水塔の損傷は構造強度により評価し、その評価指標としては波力による、津波の敷地内への侵入は、防波堤の高さにより評価し、その評価指標は波高による、津波による屋外機器／構築物の損傷は、据付高さにより評価し、その評価指標は波高による、原子炉建屋内への海水の浸入は、建屋開口高さにより評価し、その評価指標は波高によるなどとしている（同3-6頁）。

## （2）試解析

試解析を行うに当たっての入力データの設定においては、機器フラジリティデータ等が得られていないため、解析条件は試解析用に仮設定したとし

ている（乙B第29号証3-2頁）。具体的には、

ア 原子力発電所の敷地面の高さは、海水の基準水位から15mの高さにあるものとし、津波遡上時の波高が15mを超えた場合に敷地内へ海水が浸入するものと仮定している（同頁）。

イ 屋外に存在し、津波により損傷を受けた場合に原子力発電所の安全に重要な影響を及ぼす可能性のある機器として、取水塔、海水ポンプ、起動変圧器、軽油タンク、燃料移送ポンプ、復水貯蔵タンク等を挙げ、これらの機器の設置高さは、取水塔を除き敷地面とほぼ同じ高さに設置されていると仮定している。なお、原子炉建屋は、敷地面よりも若干高く位置するものと想定している（同頁）。

また、上記機器のアンアベイラビリティについては、各機器の津波に対するフラジリティが得られていないため、試解析のための解析条件として仮に設定するとしている（同3-3頁）。具体的には、

ア 取水塔については、大きな波を受けない限り壊れないと仮定し、波高21mで損傷するものとしている（同頁）。

イ 敷地内への海水進入については、津波の波高が15mを超えた場合に敷地内へ侵入し、波高が高くなるとともに敷地の奥まで海水が侵入すると考えられるとして、波高15mでは敷地内への海水の浸入確率は0.1、16m以上では1.0としている（同頁）。

ウ 海水ポンプ、起動変圧器、燃料移送ポンプのアンアベイラビリティについては、波高15mでは0.1、波高21mでは1.0としている（同頁）。

エ 軽油タンク及び復水貯蔵タンクについては、波高15mでは0.1、波高21mでは0.5としている（同頁）。

オ 原子炉建屋については、波高が19m以上で原子炉建屋に海水が浸入し、建屋内の重要機器が同時に損傷し、フロントライン系及びサポート

系が機能喪失に至るとしている（同頁）。

そして、試解析をこれらの条件のもとで地震P S A用事故シーケンス解析コード及びW i n N U P R Aコードを使用して実施した結果、津波遡上時の炉心損傷頻度（相対値）は、 $2.0 \times 10^{-2}$ （回／炉・年）となり、また、津波の波高が約19mを超えると条件付炉心損傷確率はほぼ1.0となったなどしており（同3-3、4頁）、解析結果のまとめとして、機器フラジリティデータ等は得られていないため、解析条件は試解析用に仮設定したものであるとのただし書きを置いたうえで、平成20年度に作成したモデルを用いて津波時の炉心損傷頻度の定量的な評価が可能であることを確認できたとしている（同3-4頁）。

なお、J N E Sは、今後、より詳細な津波時の炉心損傷頻度の評価を実施していくためには、津波ハザードデータ及び津波時の機器フラジリティデータの整備を実施していくことが望まれる、としている（同頁）。

## 2 原告らの主張に対する反論

原告らは、「取水塔は・・・海洋構造物であるという性質上、津波等による損傷リスクが問題となる」（原告ら準備書面5 21頁）として、J N E Sが実施した上記1の試解析を用いて縷々述べたうえで、「19メートルの津波が到来した場合、取水塔の機能喪失や全交流電源喪失に起因する炉心損傷を引き起こす危険性は極めて高く、J N E Sの報告によればその確率は100%である」（同25頁）などと主張する。

しかしながら、J N E Sが平成20年度に実施した津波の炉心損傷頻度の試解析において、「津波の波高が約19mを超えると条件付炉心損傷確率はほぼ1.0」となる基事象は、「原子炉建屋への海水の浸入」による「サポート系機器の損傷／機能喪失」、「フロントライン系機器の損傷／機能喪失」であり（乙B第29号証3-7、8頁）、波高19mでの取水塔のアンアベイラビリティの

仮定値は「0. 0 E + 0 0」(同3-7頁)，すなわち0となっている。したがって，JNESは波高19mの津波で取水塔の機能喪失により炉心損傷に至ると試解析しているわけではない。

なお，JNESは，「津波の波高が約19mを超えると条件付炉心損傷確率はほぼ1. 0」となる基事象として「原子炉建屋への海水の浸入」を仮定しているが(同3-7, 8頁)，本件原子力発電所では，被告準備書面(1)第4章第7で述べたとおり，平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ，防波壁を津波が越流するなどして敷地内に浸水が発生したとしても，建屋内に設置されている非常用電源設備を含む炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能に関連する設備の機能を維持することができるよう建屋内への浸水防止対策等を講ずることとしており(乙D第13号証15~17頁，参考資料9, 12~15頁)，かかる対策等については，内閣府に設置された「南海トラフの巨大地震モデル検討会」の第二次報告の津波断層モデルを用いた津波の数値シミュレーション結果から検討した津波波力に対して健全性が確保されることを確認している(乙B第31号証8, 9頁)。また，本件原子力発電所では，機器室内浸水防止対策として，①機器室の入口扉については，新たに水密扉を追加設置するとともに，既存の水密扉については更に水密性を向上させるための補強を行う，②配管等の機器室貫通部については，隙間への閉止板の設置や止水材の追加等を行う，③建屋内に排水ポンプを新たに設置するなどの対策を講じ(被告準備書面(1)別冊(注・図)図40-2，乙D第13号証18頁，参考資料9, 16頁)，浸水防止に万全を期することとしている。

また，JNESは，機器等のアンアベイラビリティとして，取水塔については「波高21mで損傷するものとする」と仮定し，これにより海水取水不能による冷却機能喪失によって炉心損傷に至ると仮定しているが(乙B第29号証3-3, 7, 8頁)，本件原子力発電所の各取水塔は，呑口が円筒形の周囲の6方向に設けられた，下部立坑との接続部の内径が約5ないし7mである，鋼製

の外殻の中に鉄筋コンクリートを配したねばり強い構造であり、また、高さが約17ないし18mに対して直径が約16ないし24mであるとともに岩盤中にそれぞれその高さの3分の1程度まで埋め込まれ、転倒やすれ動きを生じにくい形状となっていることから(図3)、すべての呑口が完全に閉塞することや下部立坑との接続部が完全に閉塞することはおよそ考えられないものとなってい。更に、本件原子力発電所の各号機の取水塔は、各取水トンネルを経て、各取水槽に繋がっているところ、各取水槽は連絡トンネルで他号機の取水槽と互いに結ばれており、原子炉機器の冷却に必要な海水は他号機の取水塔からも取水できるよう取水源の多重化が図られている(乙D第13号証16頁)。また、被告は、上記津波断層モデルを用いた砂移動の数値シミュレーションを実施し、取水塔付近における砂の最大堆積厚さが0.7m程度であるのに対し、取水塔設置位置の海底レベル(T.P.-9ないし10m)から取水塔呑口下端レベル(T.P.-6m)までは3m程度以上あることから、砂移動が原子炉機器の冷却に必要な海水の取水に影響を与えることはないことを確認している(乙B第31号証10頁)。

なお、本件原子力発電所では、万一、すべての取水塔が損壊し呑口や下部立坑との接続部がすべて完全に閉塞するなどして取水槽からの海水取水不能による海水冷却機能喪失の発生を仮定した場合であっても、前記第1の3(2)で述べたように、緊急安全対策及びその強化策によって、冷温停止状態になるまで、炉心損傷することなく安定した高温停止状態を維持することができるようしている。

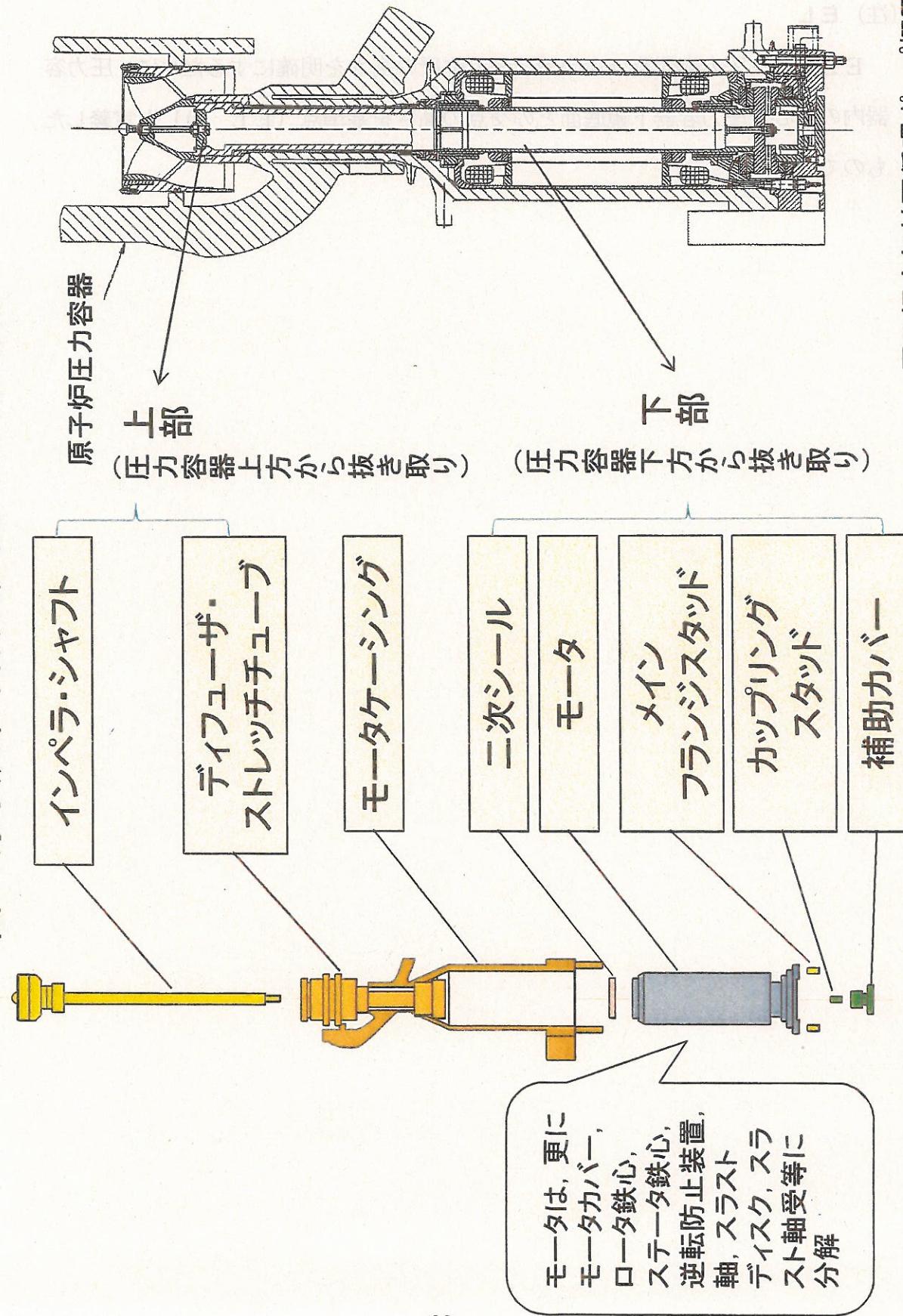
したがって、津波によって取水塔が機能喪失し炉心損傷が引き起こされる危険性が極めて高いとする原告らの主張は理由がない。

以上

(注) E L

E Lとは、圧力容器及び炉内構造物の位置の高さを明確にするために、圧力容器内の軸心と圧力容器下鏡底面との交点の高さを基準点（E L 0）と定義したものである。

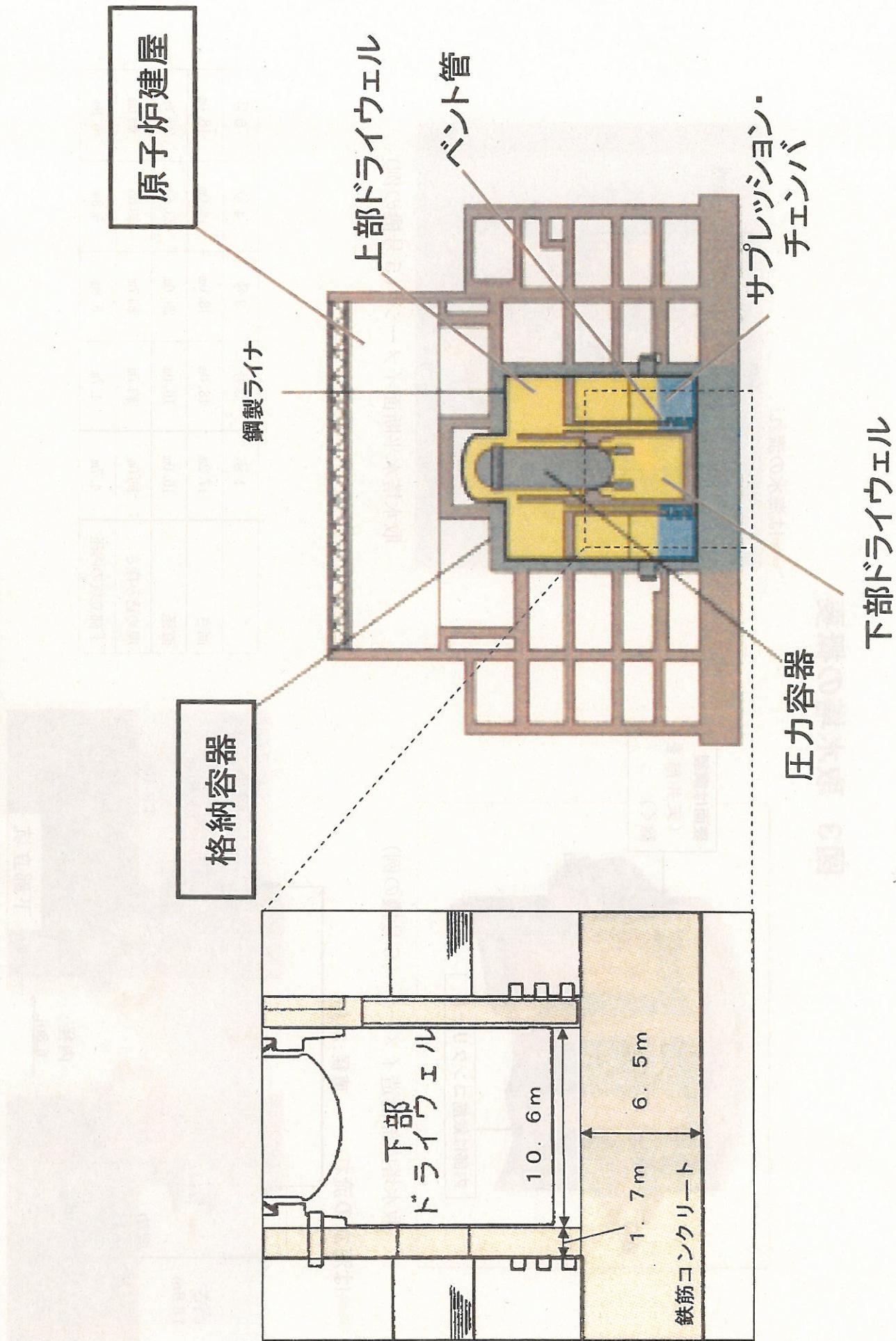
図1 原子炉冷却材再循環ポンプの分解図



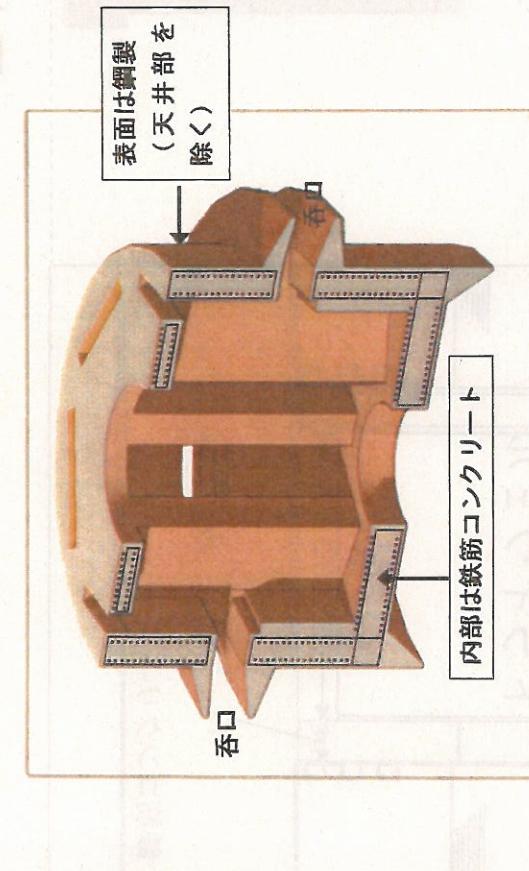
原子炉冷却材再循環ポンプ概要図

定期点検での分解

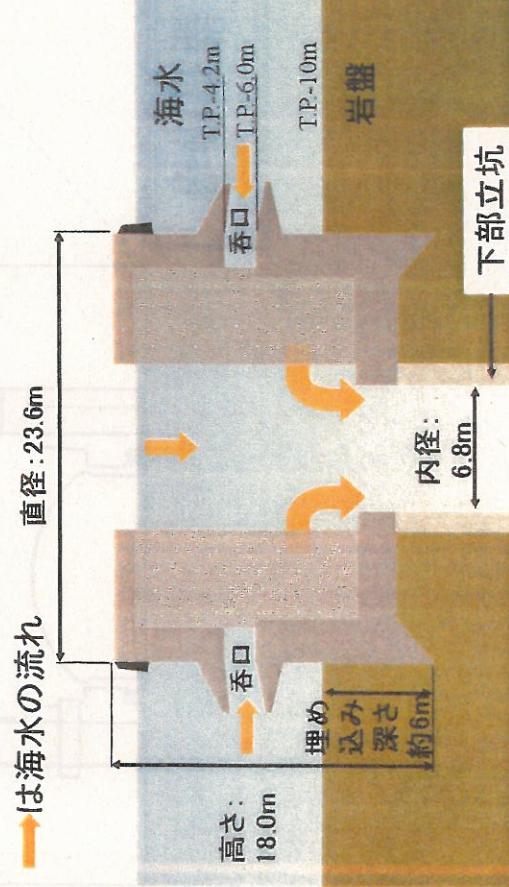
図2 格納容器概要図



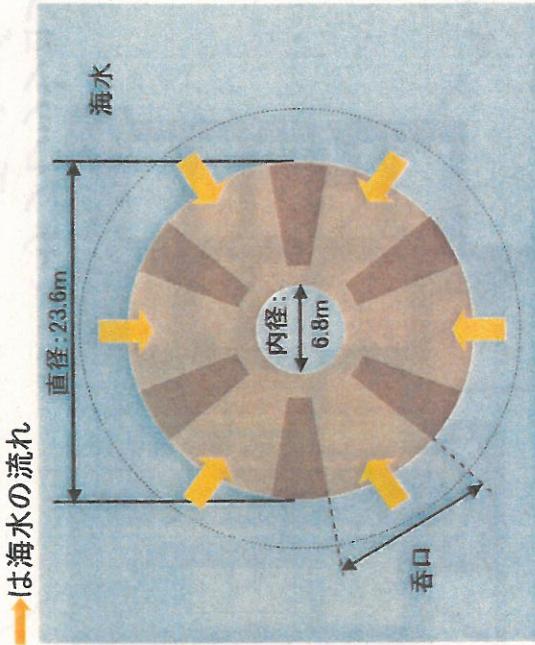
### 図3 取水塔の概要



取水塔内部構造イメージ (5号機の例)



取水塔鉛鉢直断面イメージ (5号機の例)



取水塔水平断面イメージ (5号機の例)

	1号	2号	3号	4号	5号
高さ	17.2m	18.0m	18.0m	18.0m	18.0m
直径	16.0m	16.0m	23.6m	23.6m	23.6m
埋め込み深さ	約6m	約7m	約7m	約6m	約6m
下部立坑の内径	4.7m	4.7m	5.8m	5.8m	6.8m

取水塔の諸元 (1～5号機)



