

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

原告準備書面5

2012(平成24)年10月25日

静岡地方裁判所民事第2部合議係 御中

原告ら訴訟代理人を兼ねる

弁護士 鈴木 敏 弘

弁護士 河 合 弘 之

弁護士 青 山 雅 幸

弁護士 大 石 康 智

弁護士 南 條 潤

外

目次

第1	5号機の構造的な問題（ABWRの構造上の問題）	4
1	改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）の特徴	4
2	原子炉内蔵型再循環ポンプの問題点	8
3	改良型制御棒駆動機構の問題点	11
4	鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の問題点	12
第2	5号機における主復水器細管損傷による海水流入による影響	13
1	海水流入の経緯等	13
2	腐食リスクの増大とそのメカニズム	14
3	浜岡原子力発電所5号機における腐食物の生成状況及び影響	18
第3	取水設備の機能不全による炉心損傷の危険性	21
1	取水塔方式	21
2	原子力安全基盤機構（JNES）による取水塔方式プラントについての解析	21
3	上記報告書に照らした本件原子力発電所の津波耐性の検討	23
4	取水塔方式によるリスクの向上	25
5	まとめ	25
第4	耐震設計を巡る諸問題	26
1	アスペリティ	26
2	アスペリティから強震動生成域へ	26
3	中央防災会議の震源断層モデルの性格	27
4	中央防災会議震源モデルによる最大加速度と加速度応答スペクトル	29
5	プレート境界面の位置と深さ	32
6	枝分かれ断層	34
7	活断層を巡る議論：H断層系	36
8	グリーン関数	37

9	応答スペクトルによる地震動評価	39
1 0	応力降下量.....	40
1 1	地震動の継続時間.....	42
1 2	地震動S s 策定に関する問題点	43
1 3	結語.....	44
第5	ミュルハイム・ケリヒ加圧水型原子力発電所判決	45
1	ドイツ連邦最高裁判所の判断.....	45
2	彼我の比較.....	46

第1 5号機の構造的な問題（ABWRの構造上の問題）

1 改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）の特徴

（1）設計上の変更点

本件原子力発電所各原子炉については、1号機から4号機がMark-I型の沸騰水型軽水炉（BWR）となっているのに対し、5号機は改良型沸騰水型軽水炉（Advanced Boiling Water Reactor = ABWR）となっている。

改良型沸騰水型軽水炉として国内の発電所で実績のあるものとしては、本件原子力発電所5号機のほか、柏崎刈羽原子力発電所6号機及び同7号機（東京電力）及び志賀原子力発電所2号機（北陸電力）が挙げられる。

改良型沸騰水型軽水炉においては、従来型の沸騰水型軽水炉と比較し数々の設計上の変更・改良等が行われているが、主な特徴・相違点としては、

- ① 原子炉冷却再循環系にインターナルポンプを採用していること
- ② 電動駆動方式を備えた改良型制御棒駆動機構を採用していること
- ③ 原子炉格納容器につき原子炉建屋と一体構造の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器（RCCV）となっていること

の3点があげられる。

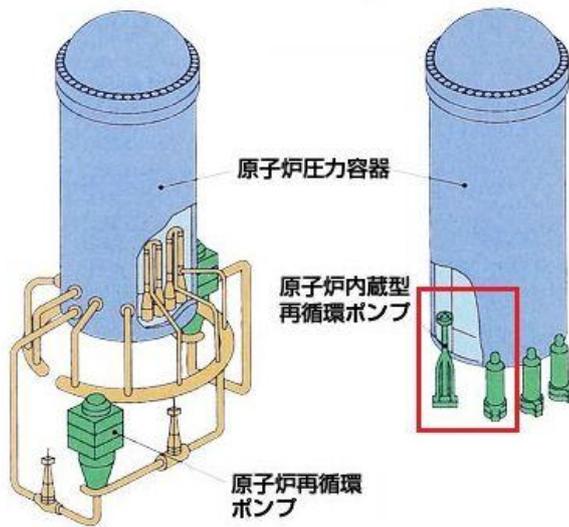
そこで、第1項にてまず上記3点の特色の概要を説明した上、第2項以下でそれぞれの耐震上の問題点等につき言及する。

（2）原子炉内蔵型再循環ポンプ（インターナルポンプ）の採用

改良型沸騰水型軽水炉の特徴として、第一に、従来型の沸騰水型軽水炉では原子炉圧力容器の外部に設けられていた原子炉冷却材再循環ポンプを原子炉圧力容器内蔵型としている点が挙げられる。

●従来型 BWR

●ABWR



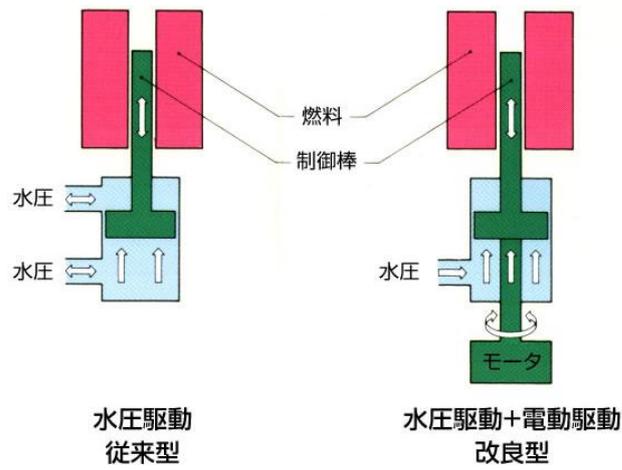
<http://www.jpower.co.jp/bs/field/gensiryoku/project/aspect/adoption/abwr/index.html>

(上左右図につき、電源開発株式会社ホームページ上記 URL より引用。なお、上左図については、赤枠を加筆)

上記電源開発株式会社ホームページによれば、上記構造を採用することのメリットとしては、原子炉压力容器下部（圧力抑制室）に繋がる大口径配管が無くなり、万一の冷却材喪失事故時でも炉心が露出せずプラントの安全性が向上しているほか、保守時の作業員の受ける放射線量を低減できるとの指摘がされている。

(3) 改良型制御棒駆動機構

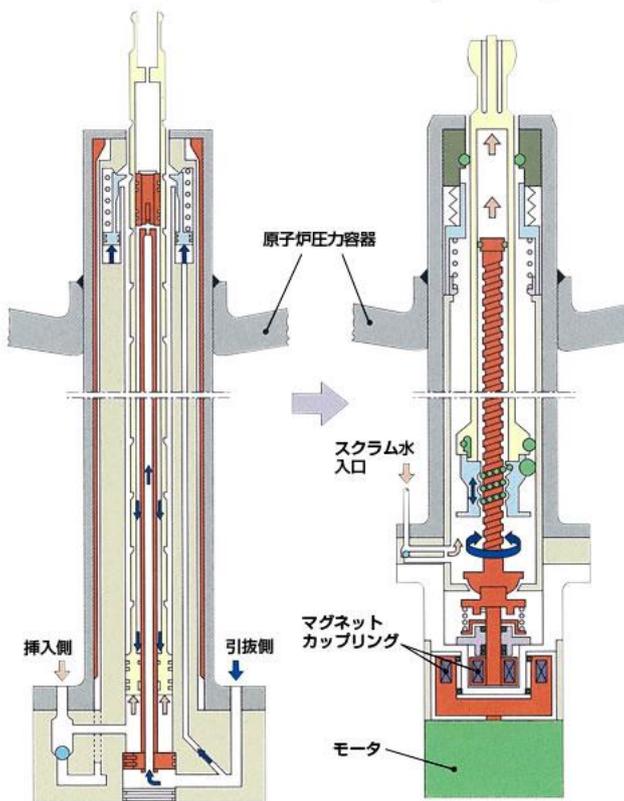
改良型沸騰水型軽水炉の特徴の2つ目としては、制御棒を駆動させる機構として、従来の水圧駆動に加え、微小駆動可能な電動駆動方式を備えた改良型制御棒駆動機構を採用していることが挙げられる。



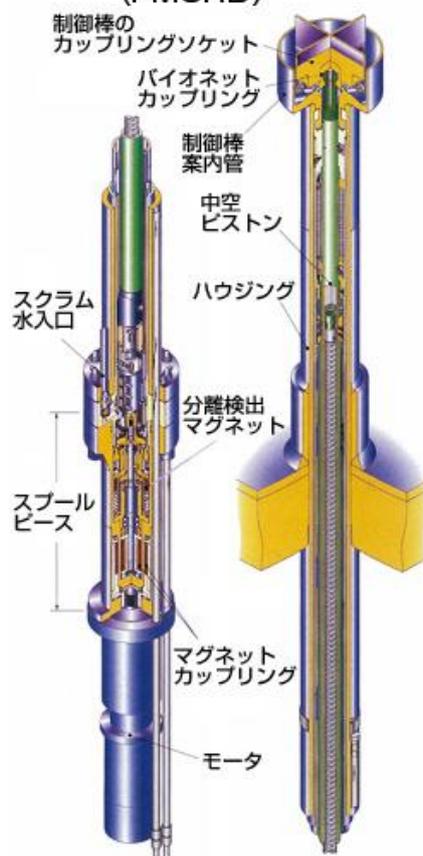
<http://www.jpower.co.jp/bs/field/gensiryoku/project/aspect/adoption/abwr/index.html>

従来型制御棒駆動機構

改良型制御棒駆動機構
(FMCRD)



●改良型制御棒駆動機構 (FMCRD)



<http://www.jpower.co.jp/bs/field/gensiryoku/project/aspect/adoption/crd/index.html>

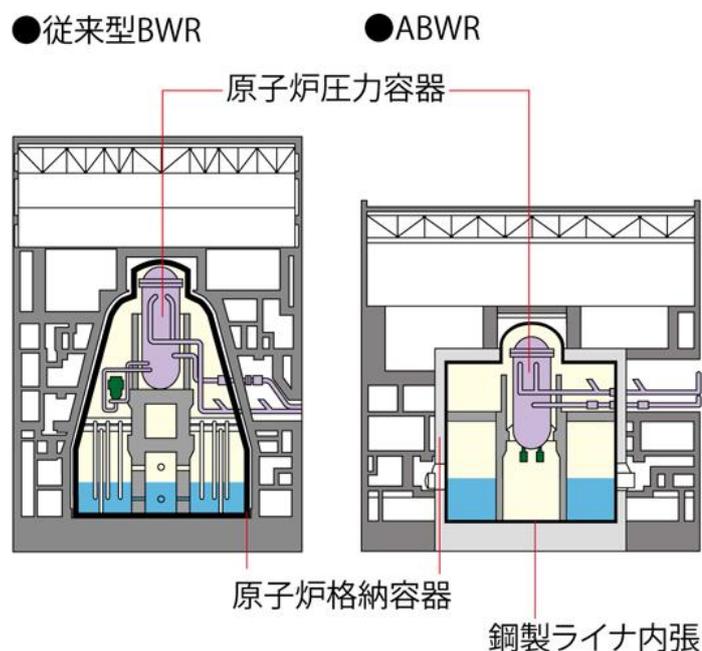
(上3図につき、電源開発株式会社HP 上記各 URL より引用。)

上記電源開発株式会社ホームページによれば、改良型制御棒駆動機構は通常の起動・停止等の制御棒駆動を電動で行い、緊急挿入(スクラム)は従来型と同様、水圧により行う方式であるとの説明がなされており、そのメリットとしては、駆動源の多様化により安全性が向上し、通常操作時の微小駆動により運転信頼性が向上している等との指摘がなされている。

(4) 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の採用について

改良型沸騰水型軽水炉の3つ目の特徴として、従来型の沸騰水型軽水炉では鋼製の原子炉格納容器(PCV)を採用していたのに対し、改良型沸騰水型軽水炉では鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(Reinforced Concrete

Containment Vessel = RCCV)を採用していることが挙げられる。



※左図は Mark- II 型の BWR である（本件原子力発電所 3、4 号機は Mark- I 改）。

<http://www.jpower.co.jp/bs/field/gensiryoku/project/aspect/adoption/abwr/index.html>

（上記電源開発株式会社 HP 上記 URL より引用。）

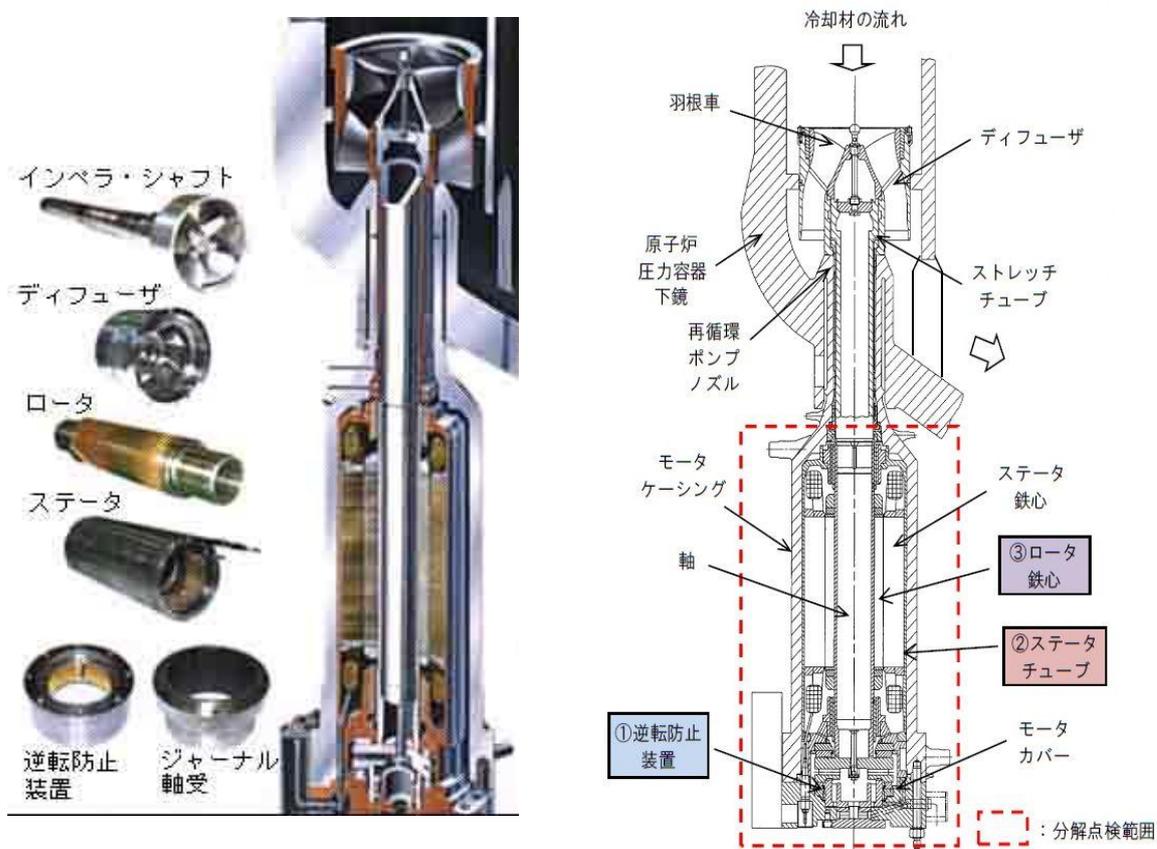
上記電源開発株式会社ホームページによれば、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器とすることのメリットとして、原子炉建屋の重心が低くなり耐震性が向上すること及び建屋容積が削減できること等が指摘されている。

2 原子炉内蔵型再循環ポンプの問題点

（1）点検の容易性・作業効率の低さ（特にインペラー部分）

原子炉冷却材再循環ポンプを原子炉圧力容器内蔵型とする方式（インターナルポンプ方式）とした場合、インペラー（羽根車）・シャフト及びディフューザー部分については原子炉圧力容器内側底部に位置しているため、その交換はもちろんのこと、点検作業自体が極めて困難であるという問題がある。

本件原子力発電所5号機においては、後述のとおり2011(平成23)年5月14日に発生した海水流入事故の影響につき調査が行われているが、2012(平成24)年9月14日原子力安全・保安院発表の際の被告中部電力株式会社作成の資料¹によっても、原子炉冷却材再循環ポンプについては、モーターケーシング部分については点検がなされているものの(下図の赤点線で囲まれた部分)、同日時点ではインペラやディフューザ部分については点検ができていない状況である。



<http://www.toshiba.co.jp/nuclearenergy/jigyounaiyou/abwr/sdeta05/sdeta05.htm> (上左図につき(株)東芝HP上記URLより引用。上右図につき前述被告資料より引用)

¹ <http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/oshirase/2012/09/240914-2-3.pdf>

また、本件と同様の構造である改良型沸騰水型軽水炉の1つとして、柏崎刈羽原子力発電所7号機がある。同原子炉においては、2007（平成19）年7月16日発生の新潟県中越沖地震（マグニチュード6.8）による影響調査のため、原子力安全・保安院の指示文書に基づき追加点検等を実施しているが²、原子炉冷却材再循環ポンプモーターケーシングの点検については、10台ある原子炉冷却材再循環ポンプのうち2台につき、ファイバースコープによる目視点検がなされたにとどまっている。

上記各点検状況に照らせば、改良型沸騰水型軽水炉の特徴の1つである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。

（2）インペラー・ミサイル

原子炉冷却材再循環ポンプを原子炉圧力容器に内蔵する構造となった結果、インペラー・シャフト及びディフューザーについては、原子炉圧力容器内側に位置している上、内側からの引き抜き方向でしか脱着できない構造となっている。

原子炉稼働中にインペラー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向に射出されることになるが、かかる事態が発生した場合、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。台風において、強風による飛来物が建物を損壊することを「ミサイル」と例えるが、同様の事態がより強力な破壊力をもって起きうるのである。

（3）モーターケーシングの耐震余力の欠乏

改良型沸騰水型軽水炉の1つである上記柏崎刈羽原子力発電所7号機については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂（以下「新

² <http://www.tepco.co.jp/cc/direct/08071401-j.html>

耐震指針」)に伴う耐震安全性評価が実施されている。

かかる安全評価の実施においては、原子炉冷却材再循環ポンプモーターケーシングに発生しうる軸圧縮応力の発生値が195MPaであるのに対し評価基準値は207MPaであり、94.2%に達してしまっている(上記注2記載URL資料46頁)。

上記耐震評価の結果に照らせば、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といえる。

3 改良型制御棒駆動機構の問題点

(1) 複雑化とこれに対応する故障可能性の増大

改良型沸騰水型軽水炉の2つ目の特徴として、制御棒駆動機構において、従来の水圧駆動に加え微小駆動可能な電動駆動方式を備えた改良型制御棒駆動機構(Fine Motion Control Rod Drivemechanism = FMCRD)を採用している点が挙げられる。

改良型制御棒駆動機構においては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という問題がある。

(2) 柏崎刈羽における実例

改良型沸騰水型軽水炉の1つである柏崎刈羽原子力発電所6号機においては、営業運転前の試験運転中であつた1996(平成8)年6月10日午前10時35分ころ、100%出力試験段階のプラント計画停止中の自動出力制御装置の確認試験を行っていたところ、205本ある制御棒につき全て全挿入状態であるべきところが、4本の制御棒につき引き抜き側に動作(200ステップ中128ステップ)していたという事象が発生している³。

上記制御棒引き抜け事象については、東京電力株式会社において原子力安全・保安院の指示に基づきデータの改ざんや必要な手続の不備がないか

³ <http://www.tepco.co.jp/cc/press/07033001-j.html> における別紙3の46頁)

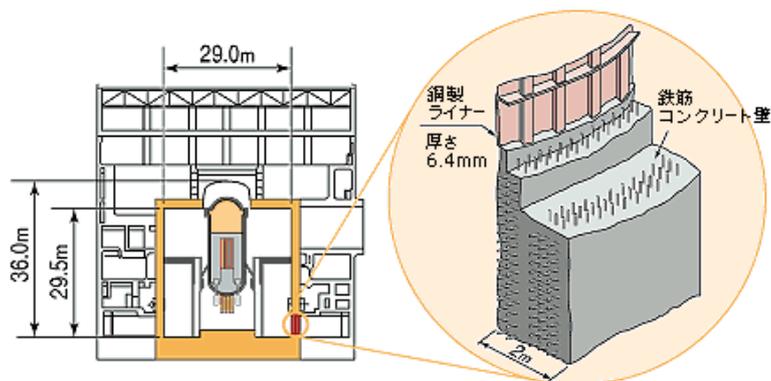
の調査及び報告がなされたことから判明している。

4 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の問題点

従来型のBWRが圧力抑制室（サプレッション・チェンバー）を含む原子炉格納容器を原子炉建屋が支える設計となっているのに対し、ABWRにおいては、原子炉建屋と一体型の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器（鋼製ライナ内張）となっている。

かかる構造の問題点として、鉄筋コンクリート自体は気密性がないため鋼製ライナを内張した構造となっているものの、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。

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、熔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。水蒸気爆発とは、瞬間的に水の体積が1244倍にも膨張することによって起こるものであり、圧倒的な破壊力を持つ。



http://www.hitachi-hgne.co.jp/nuclear/product/abwr/safe/f_container/index.html

図：鉄筋コンクリート製格納容器の構造（上記日立原子力情報 HP より引用）

火山において山体崩壊を起こす原因となる爆発である。この水蒸気爆発の爆発力は、福島第一原発でみられた水素爆発の比ではなく、仮にこれが原子炉压力容器の内外で起これば、原子炉压力容器、原子炉格納容器並びに原子炉建屋のすべてが爆発し、核燃料とともに広範に飛散する。福島第一原発でこれが起きれば、首都圏3000万人の避難が現実化したものと言われている。

浜岡5号機は、日本にとって、極めて危険性が高い構造物である。

第2 5号機における主復水器細管損傷による海水流入による影響

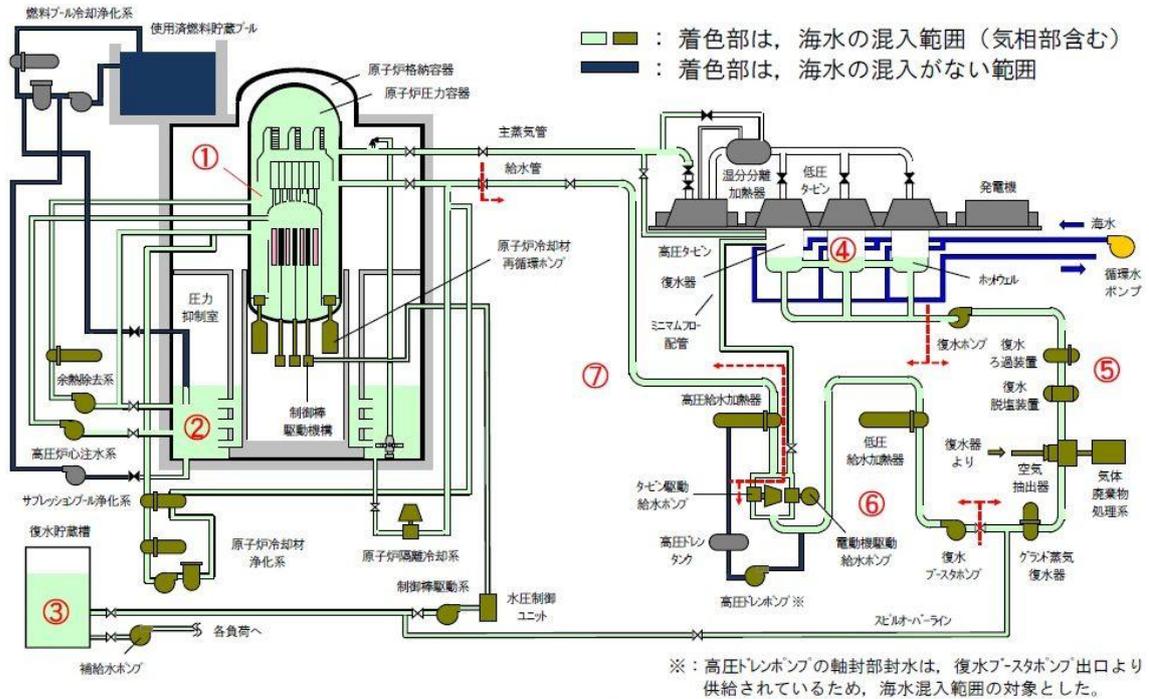
1 海水流入の経緯等

2011（平成23）年5月14日、浜岡原子力発電所5号機において原子炉減圧操作中、主復水器の細管が幅14センチメートル、深さ約70センチメートルの範囲で43本が損傷し、2本が変形したことにより、海水が流入するという事故が発生した。

上記事故の原因は、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）のエンドキャップ部において、エンドキャップ部に疲労限界を超える応力が繰り返し発生し、溶接されていたエンドキャップが脱落したことにより、ミニマムフロー配管から吹き出した水が主復水器細管に衝突し損傷したことによると分析されている。

また、上記主復水器細管の損傷により原子炉施設内に約400立方メートル（約400トン）の海水が流入し、うち約5トンについては原子炉内に混入したとされている（以上につき、原子力安全・保安院発表の「中部電力株式会社浜岡原子力発電所第5号機における原子力施設内への海水流入の影響調査に対する検討状況のとりまとめについて」の参考資料「浜岡原子力発電所5号機復水器細管損傷事象に伴う原子炉施設への影響について」（中部電力株式会社）より）。

上記海水混入により、復水系を通じて、給水系をはじめ原子炉压力容器や圧力抑制室内（サプレッションプール）、制御棒駆動機構や再循環ポンプなどの広範囲に海水が混入するに至っている。



図：原子力規制委員会 HP：中部電力上記資料より引用

原子炉内に大量の海水が流入するという事故は世界的にも稀であり、類似する先例もないため、海水流入によるステンレス鋼腐食の発生等による影響が問題となる。

2 腐食リスクの増大とそのメカニズム

(1) 不動態皮膜の破壊による孔食

本件のようにステンレス鋼の配管等に海水が混入することにより、配管の存在する環境中に塩化物イオン (Cl⁻) を含有する状態となった場合、ステンレス鋼の表面に形成されている不動態皮膜が局所的に破壊され、侵食部を一極、周辺の非侵食部を+極とするマクロ腐食電池として作用し、

電流の流れにより塩化物イオンが食孔内に運ばれて濃度が高くなることにより孔食が進行する。

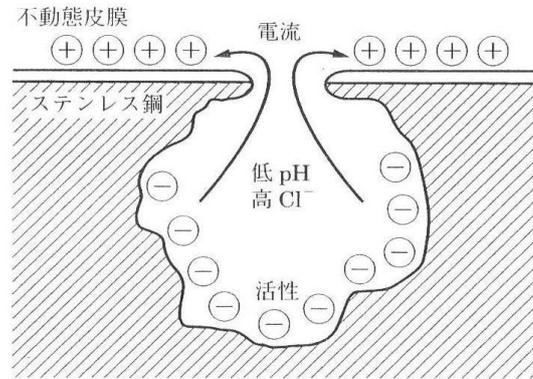


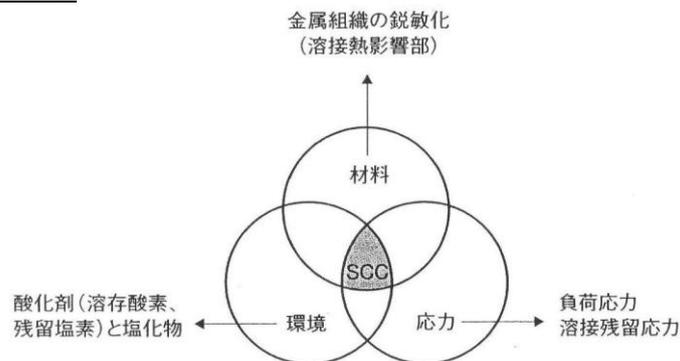
図: ステンレス鋼に孔食が進行するときの腐食電池(「腐食防食の実務知識」
[松島巖、オーム出版] 23頁より引用)

かかる腐食は、ステンレス鋼表面に均一に生ずるものではなく、平均的には肉厚はあまり減少していないにもかかわらず、1箇所または複数箇所で孔状・針穴状の深い侵食が深く進むことになる(以上、「腐食防食の実務知識」[松島巖。オーム出版] 21頁以下参照)。

本件でも、この腐食電池による孔食の進行が強く懸念される。

(2) 応力腐食割れリスクの増加

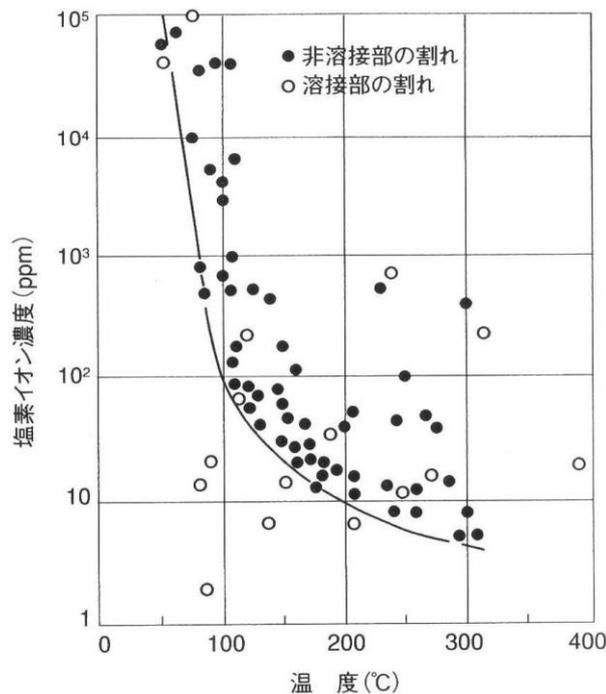
応力腐食割れ(SCC: stress corrosion cracking)とは、引張応力が負荷された材料、あるいは残留応力を有する材料が、特定の腐食環境でひび割れを伴いながら腐食する現象をいう(「目で見てわかる金属材料の腐食対策」[藤井哲雄、日刊工業新聞社] 75頁)。一般に、応力腐食割れは、材料因子、環境因子及び応力条件が同時に作用する場合に起こる。



図：応力腐食割れの3要素（目で見てわかる金属材料の腐食対策）〔藤井哲雄、日刊工業新聞社〕75頁より引用)

温度や濃度にもよるが、SUS304 鋼のような普通のオーステナイト系ステンレス鋼は、塩化物イオンの存在下で応力腐食割れを起こしやすくなる。すなわち、塩化物イオン濃度が高くなるほど応力腐食割れに対する感受性が高くなるのであり、その事例は極めて多い。

一例として、18Cr-Ni ステンレス鋼製熱交換機及び冷却管の応力腐食割れに関するプロセス流体速度と冷却水中の塩化物イオンの関係を示したグラフを挙げる。



表：ステンレス鋼製熱交換器のSCC発生に及ぼす温度と塩化物濃度（目で見てわかる金属材料の腐食対策）〔藤井哲雄、日刊工業新聞社〕109頁)

図中の曲線は非溶接部での応力腐食割れの下限を示している。この表から明らかなおとおり、塩素イオン濃度と「割れ」の発生には正の相関関係があり、温度の高さがこれを修正し、低濃度での発生数を高めている（以上、

目で見てわかる金属材料の腐食対策」[藤井哲雄、日刊工業新聞社] 109頁)。

今回の海水流入事故により、海水にさらされた配管その他の構造物において、低塩化物イオン濃度が上昇しており、「割れ」の発生リスクが有意に増大したことは明らかである。

(3) 原子炉における応力腐食割れ事象

BWRプラントの稼働開始当初は、冷却水再循環配管系のステンレス鋼配管(SUS304)に応力腐食割れを生じた。

ひび割れは、溶接熱影響部において炭化物が形成されたことによって不動態を維持するために必要とされるクロム濃度(12%Cr)を下回ったことにより(クロム欠乏層が形成されたことによる鋭敏化(sensitization))、溶接熱影響部に沿った粒界腐食割れ(IGSCC)であり、溶接時に生じた引張残留応力や水中溶存酸素が原因と考えられた。

このような応力腐食割れ防止策として、材料面では、鋭敏化を起こしにくい低炭素ステンレス鋼 SUS304L や SUS316L、あるいは窒素を添加した原子力用 SUS316 などの材料が用いられるようになった⁴。

⁴ 各種ステンレス鋼の特性につき、下に表を示す(「目で見てわかる金属材料の腐食対策」[藤井哲雄・著、日刊工業新聞社] 頁より引用)。

なお、耐鋭敏化性を向上させるため、炭素含有量(SUS304の場合、通常0.06%程度である。)を0.030%以下とした鋼種をLグレードと呼び、種々の鋼種から炭素含有量をこのレベルにしたものは、SUS304L、SUS316LのようにLを付した記号とする。

しかしながら、最近、従来経験されなかったBWRプラントの低炭素ステンレス鋼（SUS316L、SUS304L）製炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管にも応力腐食割れが見出されるようになった。

鋭敏化を生じにくい低炭素ステンレス鋼に生じたことから、このタイプの応力腐食割れは、旧来のステンレス配管で生じたいわゆる応力腐食割れの3要素（応力・材料・環境）以外にも要因が考えられ、加工時の硬さにも関係していることが明らかとなっている（以上、目で見えてわかる金属材料の腐食対策」[藤井哲雄、日刊工業新聞社] 110頁）。

このような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、さらに増大することとなる。

3 浜岡原子力発電所5号機における腐食物の生成状況及び影響

(1) 腐食の状況等

上記海水混入事故による原子炉施設への影響については、原子力安全・保安院の指示に対する被告中部電力株式会社作成の中間報告である参考資料1によれば、

(<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/oshirase/2012/09/240914-2.html>)、制御棒駆動機構（CRD）、原子炉冷却材再循環ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱

鋼種	主な鋼種	特徴	用途
マルテンサイト系ステンレス鋼	SUS440C	高温より焼入れ硬化。耐食性より硬さ優先	刃物、機械部品など
フェライト系ステンレス鋼	SUS430J1L、SUS444	C、Nなどの不純物を低下させた。耐SCC	家電、厨房機器、貯水タンク
オーステナイト系ステンレス鋼	SUS304、SUS316、SUS304L	加工性、耐食性に優れる。溶接に注意要	汎用されるステンレス鋼、化学プラント
オーステナイト・フェライト系ステンレス鋼	SUS329J4L	強度、耐食性に優れ、高耐食用途	油井、化学プラント、入水槽
析出硬化型ステンレス鋼	SUS630	時効処理で金属間化合物を析出硬化させたもの	ばね、スチールベルト、シャフトなど

除去熱交換器、制御棒駆動水ポンプなどの多岐にわたる箇所において、各表面に腐食を原因とすると思われる茶褐色の付着物が生成されている。

中部電力における意見聴取会における回答資料においても、制御棒駆動機構等における腐食は海水混入に起因するものとの考えが示されているところである。

また、復水貯蔵槽においては、腐食孔40カ所（底部35箇所、壁部5箇所）が発生していることが判明し、そのうち少なくとも11箇所については孔が貫通していることが判明している。

（2）原子炉内各箇所における影響等

ア 上記海水混入事故による腐食等の影響については、2012（平成24）年9月14日の原子力安全・保安院発表による検討状況とりまとめとともに被告による報告書が公開されているが、同報告においては、復水ブースターポンプや制御棒駆動系水圧制御ユニットを始めとしたポンプ類の一部につき分解点検がなされているのみであり、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。

また、上述したように、原子炉内に多量の海水が流入したという事象は世界的にも例がないことから、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。

イ 上記被告の報告書によっても、制御棒駆動機構や制御棒駆動ポンプについては、点検整備の際に行った手入れにより機器表面の付着物は除去されているが、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。

この点については、前記原子力安全・保安院の検討資料においても、「開放点検できない狭隘部の長期健全性の検証が今後の課題」との指摘

がなされているところである。

ウ 原子炉においては、給水管や冷却系配管が複数配管されており、各配管、特に冷却系配管は長距離かつ多岐にわたっている。これらの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。

また、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、配管に使用されるオーステナイト系ステンレス鋼において通常の溶接時に発生する鋭敏化に加え塩化物イオンが存在することによる応力腐食割れの促進効果も働くため、微少な割れが生じている可能性も十分考えられるところである。

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。

エ また、5号機においてはインターナルポンプ式の再循環ポンプを採用しているところ、前述したように、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。

そして、前述したとおり、インペラー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によりインペラーは高速で上方向に射出され、インペラー・ミサイル（飛翔体）となり、原子炉圧力容器内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。

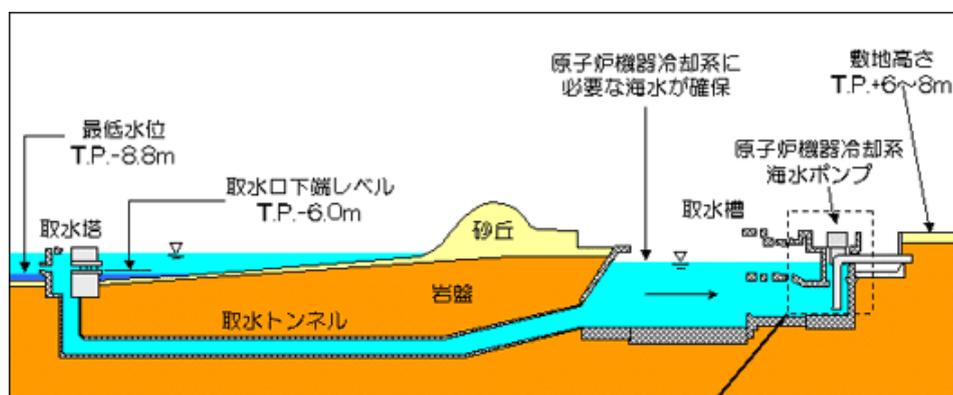
それにもかかわらず、上記中間報告参考資料1の26頁によれば、モーターケーシング部分について点検が行われたのみで、原子炉圧力容器

内側に位置するインペラー・シャフト部分については点検ができていない状況となっている。

第3 取水設備の機能不全による炉心損傷の危険性

1 取水塔方式

本件原子力発電所の大きな特徴の1つとして、原子炉機器冷却水熱交換器に供給等する原子炉機器冷却海水系において、取水塔方式を採用していることがあげられる。



http://www.chuden.co.jp/energy/hamaoka/hama_jishin/hama_tsunami/index.html 取水設備概要図（中部電力株式会社 HP 上記 URL より引用）

本件原子力発電所は、遠浅の遠州灘に立地しており、国内に存在する原子力発電所で唯一専用港を有しておらず、取水塔は、かかる立地ゆえ採用された取水設備である。

取水塔は本件原子力発電所敷地から沖合約600メートルに位置しており、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。

2 原子力安全基盤機構（JNES）による取水塔方式プラントについての解析

（1）確率論的安全評価（PSA）

取水塔による原子力発電所の損傷リスクについては、原子力安全基盤機

構による原子力発電所における地震（及び津波）にかかる確率論的安全評価（PSA）に関する解析がなされており（「地震に係る確率論的安全評価手法の改良＝BWRの事故シーケンスの試解析＝」）、平成20年度報告書においては、取水塔設備を有するモデルプラント（上記報告書図3.3）の津波発生時の炉心損傷頻度の試解析がなされている。

モデルプラントの立地としては、プラント敷地面は海水の基準水位から15メートルの高さにあるものとし、基準点から16メートルの高さを有する防波堤があるものという前提条件となっている。

（2）機器等のアンアベイラビリティ（津波による機器損傷確率）

津波による機器損傷確率については、以下の条件が仮に設定されている。

- ①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21メートルで損傷するものとする。
- ②津波の高さが15メートル（敷地面の高さ）を超えた場合に津波が敷地内に浸入するものとし、波高15メートルでは敷地内への海水の浸入確率は0.1、16メートル以上では1.0とする。
- ③原子炉建屋については、波高19メートル以上で海水が浸入し、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する。

（3）取水塔に関する津波時の解析シナリオ

上記報告書における津波時の解析シナリオにおいては、取水塔の損傷もしくは取水口の閉塞時には海水取水不能による冷却機能喪失により炉心損傷に至るというシナリオが設定されている。

（4）条件付炉心損傷率

上記条件に基づく津波の波高に係る条件付炉心損傷率は、波高17メートルでは1.0E-01（10%）であり、波高19メートルでは1.0E+00（100%）

に達してしまっている⁵。つまり、**炉心損傷の確率は100%**なのである。

ちなみに、原子力安全基盤機構における確率論的安全評価は、福島第一原発事故以前に、13mの防波堤があっても15m以上の津波高の津波に襲われれば、100%の確率で炉心損傷に至ることを正確に予見した、極めて精度の高い安全評価である（訴状・第3章、第1、4参照）

3 上記報告書に照らした本件原子力発電所の津波耐性の検討

(1) 取水塔の損壊・機能喪失の危険性

上記報告書においては、津波遡上時の解析シナリオとして波高21メートルの津波による取水塔損傷という条件が設定されているが、引き波時については試解析の津波ハザードデータが得られていないことを理由として対象とされていない。

もっとも、取水塔の損壊・機能喪失の原因としては、津波の遡上のみならず、津波の引き波による破壊エネルギーや、土砂や損壊した家屋が引き波に巻き込まれて取水口を閉塞する可能性も十分考えられるところであるから、引き波も考慮した場合、取水塔の機能喪失を引き起こす波高は相当程度試解析より低くなることは必然である。

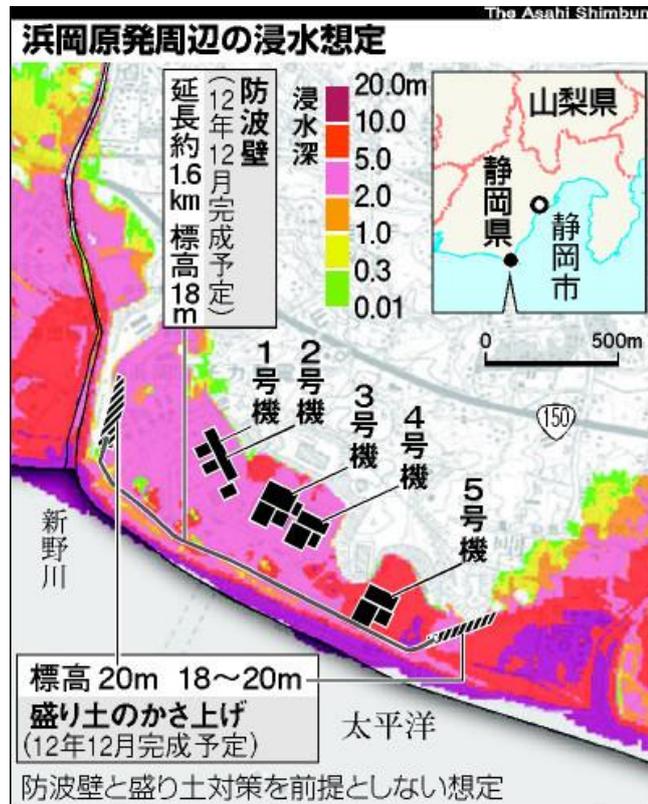
(2) 防波堤の高さの差異等

上記報告書のモデルプラントの有する防波堤が高さ16メートルであるのに対し、本件原子力発電所において建設工事中の防波堤は高さ18メートル（予定）とされている。

しかしながら、「南海トラフの巨大地震モデル検討会」第二次報告においては、浜岡原子力発電所が立地する御前崎市周辺は最大の津波高として19メートルが推計されているところであり、津波の遡上効果・運動エネルギーの位置エネルギーへの変換等を考慮するまでもなく、敷地の浸水は避

⁵ 「1.0E-01」等のEは10のべき乗（exponent）を表す。
一例を挙げると、E-01であれば10のマイナス1乗と（0.1）となる。

けられない。



<http://www.asahi.com/national/update/0829/TKY201208290559.html> (朝日新聞デジタル 2012年8月29日上記URLより引用)

また、かかる19メートル津波が到来する事態となった場合、本件原子力発電所敷地内まで浸水することは、被告も認めているところである。

(3) 敷地面の高さの差異

上記報告書のモデルプラントの敷地面の高さは海水の基準水位から15メートルの高さにあるものとされているのに対し、本件原子力発電所の敷地はこれを大幅に下回る高さとなっている。

この点からすれば、ひとたび津波が防波堤を越えて敷地内まで浸入する事態となった場合、津波の波高に応じた影響は、本件原子力発電所においては上記モデルプラントよりも大きいといえる。

4 取水塔方式によるリスクの向上

取水塔方式の原子力発電所のリスクについて、原子力安全基盤機構は「リスク全体への寄与の程度は分からないが、一般論として取水塔への影響が想定される分、リスクは増加すると考えられる。」との指摘をしている（静岡新聞ウェブサイト2011年6月4日掲載記事

<http://www.at-s.com/news/detail/100033928.html>）。

このことからしても、本件原子力発電所は、国内の他の原子力発電所と比べても、津波等の影響に対しては、より高い炉心損傷リスクを有しているといえる。

5 まとめ

以上のとおり、本件原子力発電所は上記報告書モデルプラントと条件の差異はあるものの、「南海トラフの巨大地震モデル検討会」第二次報告指摘の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、JNESの報告によればその確率は100%である。

なお、上記検討会第二次報告は、「地震・津波は自然現象であり不確実性を伴うものであることから、今回推計した震度分布・津波高はある程度幅を持ったものであり、それらを超えることもあり得ることに注意することが必要である。」との注意を付している。つまり、19メートル以上の津波が襲来する可能性も十分にあり、仮に波高21メートルであれば、取水塔自体も損傷してしまう。

これらの点を踏まえ、確率論的安全評価手法を元にした上、本件各原子炉の津波による炉心損傷のリスクを考えれば、本件各原子炉は廃炉にすべき、という結論に至る外ないはずである。

第4 耐震設計を巡る諸問題

(被告準備書面(1)・47頁以下への反論)

1 アスペリティ

被告は、旧指針にいうところのS1、S2の値について、中央防災会議「東海地震に関する専門調査会」が2001(平成13)年8月に見直した想定東海地震の震源域(被告の準備書面(1)の別冊、図16-1参照)と震源断層モデルについて、比較検討し、その妥当性を確認したという。しかし、この中央防災会議「東海地震に関する専門調査会」の報告では、アスペリティを浜岡原子力発電所から離れた場所に置かれているという根源的な問題がある。

アスペリティとは、もともとシミュレーションを行うに際しての便宜上の概念から発展したものであり、どこにアスペリティを置くかについては、客観的かつ確実な根拠を有するものではない。すなわち、その震源断層モデルが学術的に正しく、それ以外のアスペリティの置き方がないというものではないのである。

浜岡原子力発電所が想定震源域内に位置していることに争いが無い以上、最悪の想定をもって臨むべき原子力発電所の耐震性を検討するにあたっては、アスペリティを浜岡原子力発電所の直下におくなど最悪の条件で配置し、検討すべきである。これが行われていない以上、被告の検討が適切でないことは明らかである。以下詳述する。

2 アスペリティから強震動生成域へ

アスペリティとは、先に述べたように、元々はシミュレーションのために考え出されたものであったが、その後、地震断層上で推定された、ずれの大きな領域を「アスペリティ」⁶と呼ぶようになった。ずれが大きい領域からは、強い地震波が放出されていると考えられる研究結果が数多く報告されるよ

6

うになったからである。地震のときの強い揺れの源は、ずれた断層面全体というより、断層面上に存在するアスペリティによってもたらされると考えられるようになってきているのである。このため、現在では、用語的にもアスペリティではなく、「強震動生成域」と呼ばれるようになってきており、内閣府の「南海トラフの巨大地震モデル検討会」ではこの用語を採用している。そして、最近の震源の分析から、このずれの大きい領域（アスペリティ）の面積は地震規模に比例しているとみられている。つまり、強い地震波を出す領域の面積は地震規模に比例して大きくなるということである。

以下はこの最新の議論及び「南海トラフの巨大地震モデル検討会」の用語例に基づき、基本的にはアスペリティではなく、「強震動生成域」と呼ぶこととする。

3 中央防災会議の震源断層モデルの性格

現実に発生する個々の地震について、断層の破壊過程を事前に正確に予測することは現時点の地震学には不可能な課題である。

現在の地震学では、過去の経験に照らし、この程度の地震がこの程度の頻度で起きる、という予測がなしうるに過ぎない。このことは、東北地方太平洋沖地震（東日本大震災）が日本の地震学会に残した最大の教訓であったし、地震学会もこれを率直に受け入れている。

断層の破壊過程の正確な予測が不可能であるということは、同時に、破壊開始点、強震動生成域の位置並びに大きさを、正確に予測することもまた不可能、ということである。

さて、この東北地方太平洋沖地震に相当程度先立つ2001（平成13）年8月、中央防災会議「東海地震に関する専門調査会」によって見直された想定東海地震の震源モデルの策定は、この地震学の限界を深く意識したものではなかったが、この限界を視野の外に置いたものでもなかった。

すなわち、学術的に発生しうる巨大地震について、出来る限りの正確性を

もってその詳細を追求しようという目的で行われたものではなく、行政的な防災対策として、地震防災強化地域の外縁を見直すということを大きな目的として行われたものであったのである。

また、原子力発電所の防災が意識されていた訳でもなく、浜岡原子力発電所における地震動につき、最大のものとなるようなモデルを探るなどは一切行われていない。あくまで、単純な方法によって、平均的な震源断層モデルを考えたものに過ぎなかった。

よって、震源モデルの策定にあたっては、中央防災会議においては、招来発生しうる地震において、強震動生成域をどこに置くか明確かつ確実な根拠となるものはないため、過去の経験に基づきつつ、強震動生成域の配置を単に「バランスよく」置いたモデルが用いられただけなのである⁷。

したがって、中央防災会議モデルの強震動生成域の設定は、その場所以外に強震動生成域が存在する可能性を否定するものではない。この点は、石橋教授のみならず、入倉孝次郎氏（元京都大学地震学教授、現在東京高等裁判所係属中の別件訴訟被告側証人）も認めている事実である。

本件における強震動生成域のあるべき配置

以上によれば、浜岡原発敷地直下に強震動生成域が存在する形で想定東海地震が発生する可能性が否定できるものでないことは明らかである。

原子力発電所に万一の事故があった場合の広範かつ甚大な被害を考えれば、最も安全寄りの想定—換言すれば「最悪の想定」—がなされるべき、ということが福島第一原発事故の最大の教訓の一つである。原子力発電所の安全性評価においては、当然、浜岡原発直下に強震動生成域を置いたモデルを採用すべきこととなる。

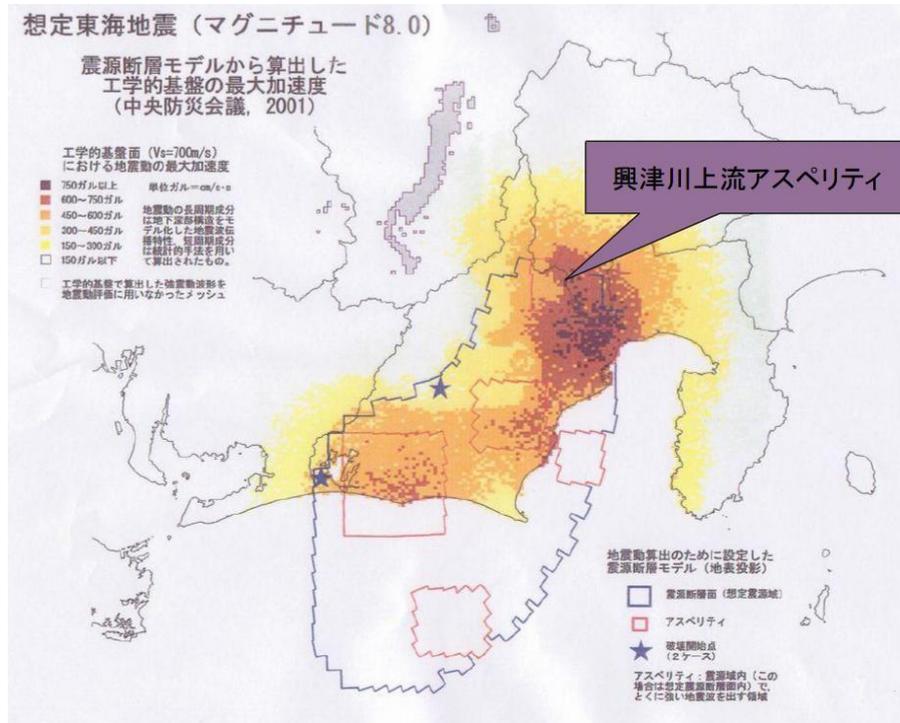
⁷ なお、東海スロースリップ現象（2001（平成13）年頃から浜名湖辺りを中心に南東のほうに1年に3センチくらい動く）からは、このように移動する位置に置かれた被告の準備書面（1）の別冊、図16-1にある一番西の位置に設定されているアスペリティは明らかにアスペリティではないと推測される。

被告の準備書面（１）の別冊、図１６－１のとおり、中央防災会議の示した想定東海地震についての震源域および強震動生成域の位置は、いずれの強震動生成域も浜岡原子力発電所から離れた位置に置かれているが、これをそのまま安全性評価の基礎データ策定に使用しえないところは明らかである。

この当然の事実を前に、被告も、現在では、仮想的東海地震を考慮する際に、強震動生成域を浜岡原発直下に動かしたシミュレーションも行わざるを得なくなっている（被告の準備書面（１）の別冊、図２３の右側の図）。しかし、その大きさ、他の強震動生成域の配置などは依然として便宜的であり、「最悪の事態の想定」とはなっていない。「最悪の事態」を想定すべき原子力発電所の耐震性評価の基礎データとしては、不十分・不適切なことは明白である。

４ 中央防災会議震源モデルによる最大加速度と加速度応答スペクトル

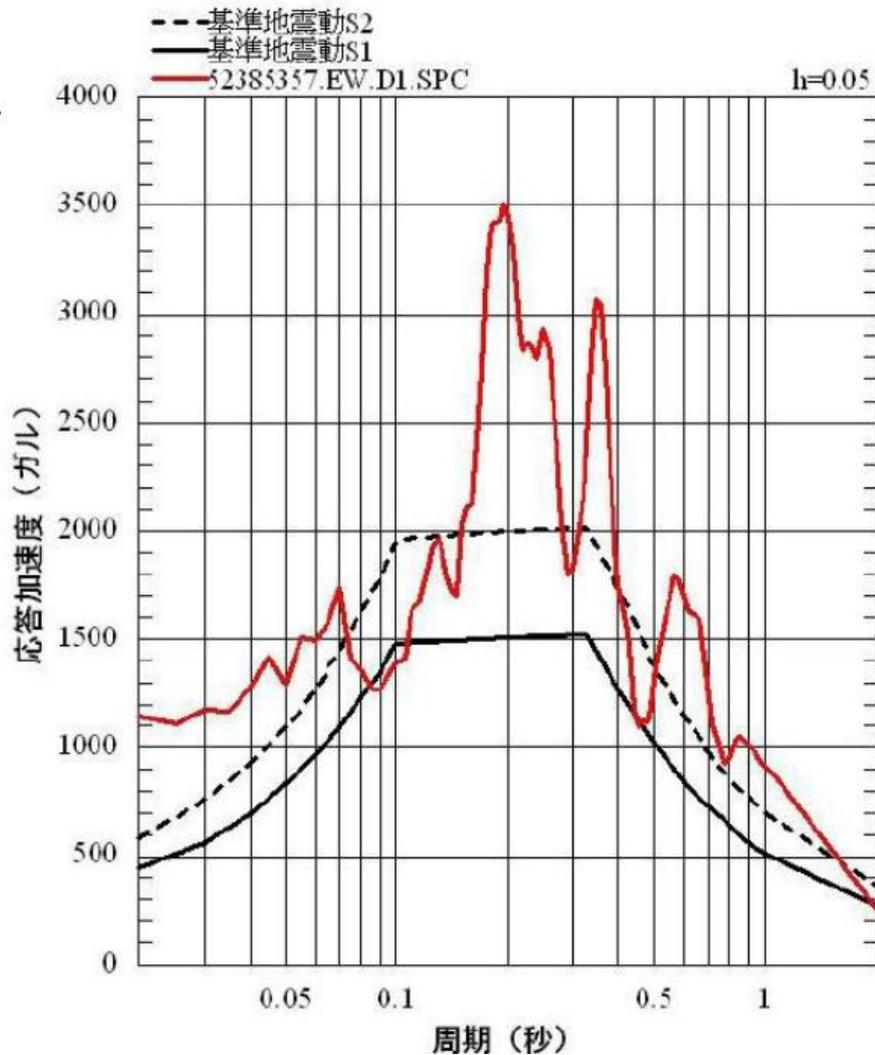
中央防災会議は前記のとおり、２００１（平成１３）年８月、想定東海地震の想定震源域の見直しを行い、それによる各地の震度分布及び地震の揺れなどによる建物被害、人的被害等を発表した。中央防災会議の強震動計算では、いったん１kmメッシュごとに工学的基盤における地震波を算出し、それにメッシュごとに異なる表層地盤による増幅率を掛けて、地表のメッシュにおける計測震度を求めている。中央防災会議が計算上仮定した工学的基盤は、地震波のＳ波の速度が約７００m／秒になる面である。中央防災会議の震源モデルによる１キロメッシュごとの工学的基盤の最大加速度は、最大値が興津川上流アスペリティ直上地域（メッシュ番号５２３８５３５、震源モデルD I）で、最大加速度８９５．９ガルとなる。



図：2001（平成13）年衆議院議員国勢調査のデータに基づき先行訴訟原告ら作成)

この地点の加速度応答スペクトルを作成すると、下表のとおりとなる。これによると、原子炉施設の固有周期が集中する0.1秒から0.5秒の領域のほとんどで、被告の設定した基準地震動S2、S1をはるかに上回り、3000ガルから3500ガルとなる。

興津川上流アスペリティ直上地域
52385357メッシュ(D1モデル)
EW加速度応答スペクトル



表：前掲図データに基づき先行訴訟原告ら作成

このアスペリティの位置、震度は、前述したとおり、中央防災会議の想定によるものであり、加速度の最大値が興津川上流アスペリティ直上地域になったのは、そこにアスペリティを置いたからに過ぎない。

したがって、将来、現実に想定された規模の地震が発生した場合、浜岡原子力発電所直下がアスペリティ（強震動生成域）となる可能性も当然存する。

原子力発電所における事故の多大な影響に鑑みれば、地震防災としては「安全寄り」の耐震想定がなされなければならないことは言うまでもなく、浜岡原子力発電所において3000～3500ガルの加速度応答スペクトルが考えられる以上、これに耐える耐震設計となっていなければならないが、浜岡原子力発電所の構造物・配管等が1000ガルまでしか考慮に入っていないことは被告が明らかにしているとおりである。

この点は実に深刻な問題である。というのは、原子炉構造物は、幅、高さともに60～80mに及ぶような巨大構造物でありながら、壁厚が厚いため、その固有周期は0.1秒から0.5秒の範囲にあるからである。つまり、原子力発電所の建物に最も影響を与える固有周期において、耐震設計を遙かに上回る強大な地震動（応答加速度）に襲われる可能性が想定されるのである。

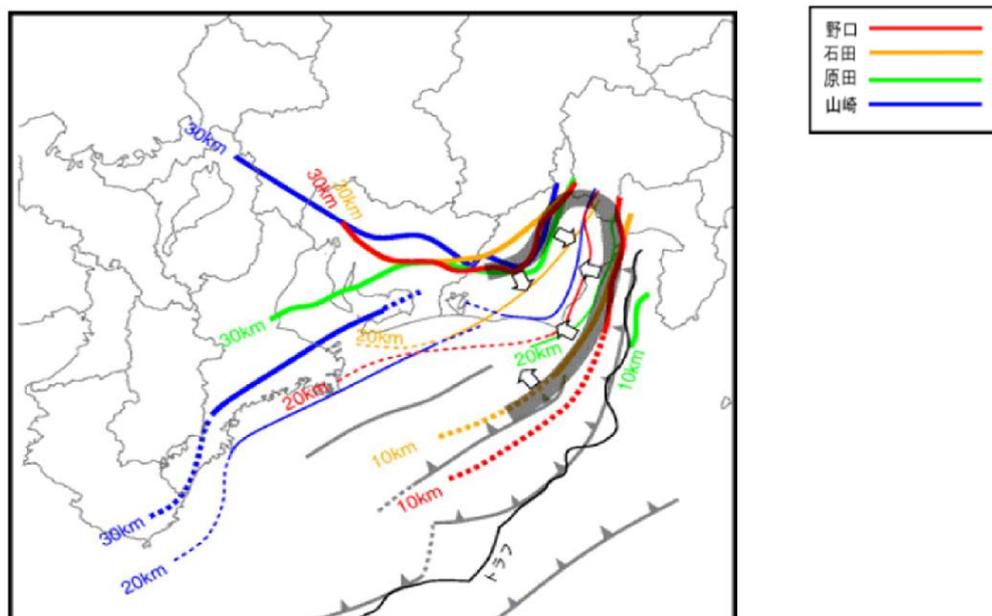
更に、これらの計算は、2001（平成13）年当時、安政東海地震の震度を基準として震源モデルを設定したものである。南海トラフに襲来を想定する連動型巨大地震が予想されている現時点では、工学的基盤における最大加速度は、更に大きなものになり得る。被告は、それを計算すべきである。

5 プレート境界面の位置と深さ

2001（平成13）年当時の中央防災会議の想定では、加速度応答スペクトル計算の根底となるプレート境界面（フィリピン海スラブ上面）の位置と深さに関し、浜名湖以東の領域については、野口（1996）説が基になっている。しかし、野口説がとられた理由は、他説に比べて有利な客観的なデータ・論拠が存するからではなく、単に最大公約数的であったからに過ぎない。

ところが、野口説については、そのスラブ上面等深線では駿河トラフ東側の海底地形と滑らかに繋がらず、駿河トラフ付近において急角度で沈み込む形になってしまうという不自然さがある。もしこのような等深線であるならば、その付近に強い応力集中が起こって、それを反映する微小地震活動が見

られる筈であるが、そのような現象は観測されていない。



プレート形状から見た想定震源域の境界

図：中央防災会議「南海トラフの巨大地震検討会・資料4-2より引用」

この点に関し、石橋教授らは、地震学上ほぼ争いが無いところの「フィリピン海プレートは駿河トラフから沈み込む」とする知見に基づき、スラブ上面はトラフの東側の海底地形と滑らかに連続するはずであると考え、スラブ上面の等震度線を作成している。

浜岡付近においては、2001(平成13)年当時における中央防災会議の見解は、スラブ上面の深さが約20kmであるのに対して、石橋教授らが推定したフィリピン海スラブ上面の深さは約15kmになっている。その後、この点については、いくつかの研究グループからの報告がなされている。膨大な地震波観測データを用いて地下の地震波速度構造を調べた松原・他(2005年)は、野口モデルより7km浅くなったと報告している。汐見・他(2006年)らは、レーザー関数解析という方法で、野口モデルより少なくとも5km、場合によっては10km近く浅くなるとの結果を得ている。

このように、震源断層面の形状と深さについては、2001(平成13)年の中央防災会議の採用した震源断層面の深さは深すぎるものが、現時点における共通理解となりつつある。

したがって、プレート境界面上に分布する強震動生成域の深さは少なくとも15km、可能性を考えれば10kmと想定すべきである。

強震動生成域の深さが浅くなれば、当然地表面における地震動も大きくなるため、耐震設計・構造設計は見直されなければならない。

6 枝分かれ断層

プレート境界面に位置する浜岡原子力発電所の耐震設計においては、沖合に枝分かれ断層を想定し、これによって、強震動を計算して検討する必要がある。

まず、枝分かれ断層帯及びこれに関連する知見について概説する。



図：JAMSTEC地球深部探査センターHPより引用

ア 枝分かれ断層帯

プレート境界面に沿う震源断層は、浅い部分においては、海溝まで達しないで上盤プレート内のやや陸側に発達している古い付加体に、高角

度に抜けていくことが多く、あたかも枝分かれしているように見えるので、枝分かれ断層と言われる。このような断層は、覆瓦断層とか分岐断層とも呼ばれている。

イ 物質境界と力学境界

地震を考える上では、プレート沈み込み境界の浅い部分（大雑把には深さ約10km以浅）では、プレートの「物質境界」と「力学境界（帯）」の両者を区別して考えることが非常に重要である。

「物質境界」というのは、沈み込む海洋プレートと上盤陸側プレートの物質的境界で、地図の上では一般に海溝やトラフの最深部（軸）である。断面で見ると、沈み込んでいく海洋プレートの上面になる。

これに対して「力学境界（帯）」というのは、上盤プレート内の断層群であって、二つのプレートの相対運動を浅い部分で実質的に解消している領域である。この領域の上盤物質は、「付加体」と呼ばれる最近の地質時代の堆積物で、海溝に近いほど新しくて柔らかく、海洋プレートの運動に追随して無理なく変形してしまうと考えられている。

巨大地震では、海側から陸側に重なった枝分かれ断層が何枚もずれたり、トラフ軸に平行な方向に雁行しているものがジクザクにずれたり、M7以上の大余震で遅れてずれたりすることがあると考えられている。

しかし、海底活断層として見えるものと見えないものを含め、枝分かれ断層は多数あるので、どこがずれるか（＝震源断層となるか）を予測することは非常に困難である。

安政東海地震の最大余震は、1855年11月7日に発生し、局所的に激甚な被害をもたらしたが、この地震は天竜川の河口の沖合の枝分かれ断層で発生した可能性があることを、石橋教授によって指摘されている。

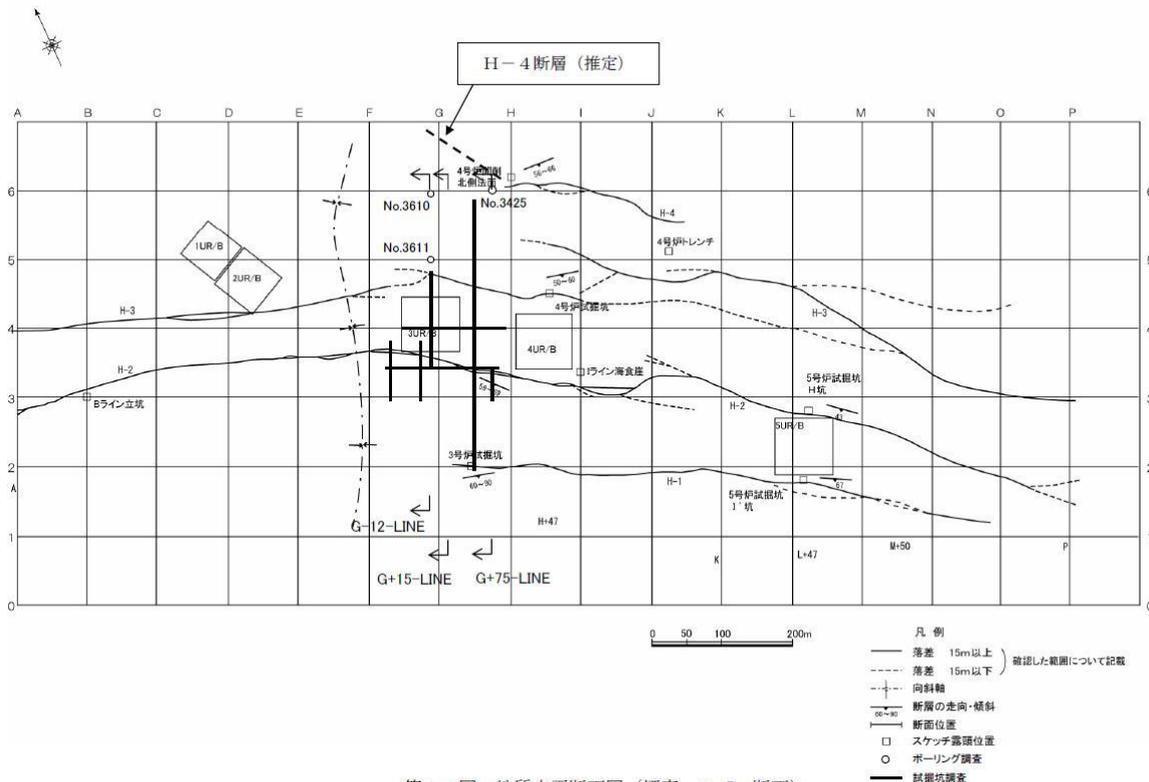
枝分かれ断層によって地震が発生する可能性があることは、石橋教授にと

どまらず、他の学者からも指摘されているところである⁸。

枝分かれ断層が将来発生する東海地震の際、強震動を発生させる可能性は十分考えられるから、浜岡原発の近傍かすぐ沖合に枝分かれ断層を想定し、その枝分かれ断層からの地震動も最大限に考慮して耐震安全性を検討すべきである。しかし、被告はこれを想定していない。

7 活断層を巡る議論：H断層系

浜岡原子力発電所の敷地には、海岸線にほぼ平行して4本の断層が確認されており、H断層系と呼ばれている。これらの断層は、原子炉建屋に極めて近接して東西を横断しており、仮にこの断層がずれれば、直接的かつ甚大な被害が生ずることが予想される。



図：被告作成「敷地の地質・地質構造」より引用

⁸ 地震動にとどまらず、枝分かれ断層によって東日本大震災の津波高が高くなった原因のひとつとして東北大、京都大の研究者らによって指摘されている。朝日新聞 2011年5月26日

<http://www.asahi.com/special/10005/TKY201105260101.html>

被告はこの H 断層系について、約 8 万年前以降における活動はないことを確認した、としている（被告準備書面（1）41 頁）。

しかしながら、活断層の認定については、被告に限らず電力会社各社が極めて恣意的な判定を行っていることは、原告準備書面 3・32 頁以下で述べたとおりである。被告が原子炉建屋を不規則に配置しているのは、これらの断層を避けるためであったであろうことは、ほぼ確実であり、被告もこれら H 断層の影響を恐れていることは明白である。

また、2006（平成 18）年に改訂された耐震設計審査指針においては、活断層の定義について、活動時期を「5 万年前以降」から「12 万～13 万年前以降（指針上の表現は「後記後記更新世以降の活動が否定できないもの）」に拡大されていたが、2012（平成 24）年 10 月 23 日、原子力規制委員会は、さらにこれを拡大する方針であることを発表した。同委員会の島崎邦彦委員長代理によれば、「地域によって異なるが、日本では 40 万年間ぐらいは（活断層の動き方は）同じ。現在の指針は金科玉条としない」（中國新聞⁹）とのことである。

以上によれば、被告の主張する「8 万年前以降」における活動がないことでは、原子力発電所の審査指針にすら合致していないことは明らかで、浜岡原子力発電所は、安全審査基準をクリアしていない。

8 グリーン関数

被告は、地震動評価について、断層モデルを用いた手法による地震動評価として、経験的グリーン関数法及び統計的グリーン関数法を用いたとしている。

グリーン関数法とは、大きな地震を小さな断層から発生する地震波（グリーン関数）の重ね合わせとみなして、仮想的な小断層から発生する地震波を重ね合わせることで強震動を予測する方法である。想定した大地震の断層面

⁹ <http://www.chugoku-np.co.jp/News/Sp201210240050.html>

上で発生した小地震の観測地震波形がある場合、その小地震の波形をグリーン関数として重ね合わせて大地震の強震動を計算する。それが経験的グリーン関数法と呼ばれるものである。もっとも、観測された小地震は、大地震と同じ震源特性と伝播特性を有さなければ意味がない。それらが同じでなければ、大地震とは特性の異なった波形を重ね合わせているだけであるから、大地震の強震動を予測できないのである。

ところが、東海地震や東南海地震の震源域で適切な小地震を探そうと思っても、想定地震と同じ震源メカニズムの小地震はほとんど起きていない。したがって、経験的グリーン関数法は、浜岡原子力発電所における強震動予測には使えない。

経験的グリーン関数法が使えない場合（つまり、適切な小地震記録がない場合）に、その代わりにほかの地点で得られた多数の強震記録を統計処理して作成した模擬地震波を、統計的に評価されたグリーン関数として用いる方法を、統計的グリーン関数法という。

よって、浜岡原子力発電所の地震動評価においては、統計的グリーン関数法が使用されている。しかし、統計的グリーン関数法による模擬地震波形は、統計処理された、いわば平均的なもので、実際に起きる地震はどの程度ずれるかを慎重に検討しなければならないとされている。特に短周期における誤差が大きいと言われ、いわば、研究途上の方法である。

また、被告は、入倉孝次郎氏の「強震動予測レシピ」によるグリーン関数の方法によって強震動の予測計算をしているが、同氏は、この方法による計算にも、解決しなければならない問題点があることを認めている。同氏は、次のような趣旨を述べている。「実際には、強震動予測研究は理学的にも必ずしも十分な信頼を得る成果には達していない。強震動予測レシピをより信頼あるものとして発展させるには次の2つの課題に対する集中的な研究が必要である。①強震動評価のための巨視的・微視的パラメータ（アスペリテ

ィ)の研究、中でもアスペリティの位置、サイズ、応力降下量の推定精度をあげること、②長周期地震動の評価に関する研究である。」。また、「特性化震源モデルで重要なアスペリティ面積やそこでの応力降下量をあたえる微視的パラメータの関係式は、主として内陸地震の強震動記録を用いた震源インバージョン結果から導かれたもので、海溝型地震については個別の地震毎の検討しかなされておられません。また、特性化震源モデルは長周期成分と短周期成分が同じ領域（アスペリティ）から生成されることを前提としていますが、海溝型地震についてこのような前提条件が有効かどうかの検証が必要です。アスペリティ位置、破壊開始点、破壊の伝播模様は地震動の空間分布に大きな影響をもたらしますが、これらのパラメータの拘束条件に関する知見や情報は不足しております。信頼性ある強震動評価にはこれらの問題の調査研究が不可欠です。情報不足を補うための現実な解決策の1つとしては、震源のモデル化で複数のシナリオをあたえてばらつきを考慮した強震動評価の導入が必要になります。多くのシナリオに対する強震動評価結果を平均とばらつきを考慮して整理することにより、確率論的方法と融合した地震動予測方法の開発が必要と考えられます。」（下線部原告代理人）。

すなわち、海溝型地震（プレート境界型地震）に関する強震動予測は、アスペリティの位置を始めとして不明な点が多く、開発途上のもので十分な信頼性があるものではないこと、このような情報・知見不足を補うためには、複数のシナリオを与えてばらつきを考慮していくことが必要なのである。

以上のようなレシピの現実を踏まえれば、原発の耐震安全性を判断する際の強震動予測としては到底使えないものなのである。

9 応答スペクトルによる地震動評価

被告は、地震動評価として、応答スペクトルに基づく地震動評価も実施したとする。しかし、この地震動評価も、地震規模や等価震源距離は断層モデルを用いた手法と同じ震源モデルから求められると述べている。

そうであれば、前項で述べたグリーン関数法による評価に対する批判がそのまま当てはまる。

強震動生成域の位置、配置によって、浜岡原子力発電所が想定している応答加速度を3倍強上回る猛烈な地震動が生じうることは5項に述べたとおりである。

10 応力降下量

(1) 応力降下量とは

地震断層が破壊する直前まで断層面に応力が蓄積されており、地震破壊によってその応力が解放される。その応力の解放量を「応力降下量」（単位はMPa）と呼ぶ。簡単に言えば、地震によって放出されるエネルギー量であり、地震エネルギーの規模を示すものとなる。ただし、地表面における震度は、震源からの距離によって減衰するため、応力降下量が大きくとも震源の深さによって地表面における震度は異なってくる（深ければ小さくなるし、浅ければ大きくなる）。

(2) 安政東海地震と応力降下量

浜岡原子力発電所における地震防災対策の基本は、安政東海地震を既往最大と考え、今後起こり得る地震もその範囲内に収まる、とするものである。

この考え方は、先行訴訟における溝上恵氏（元地震防災対策強化地域判定会会長）の次のような証言によく表れている。

「安政東海地震の震度分布を再現するために、プレート境界の深さを仮に浅いとすれば、応力降下量をその分下げればいい。安政東海地震が、この地域で知られている地震の中で最大規模のもの、これをスタートとして全てのものを考えているから、そういう意味で応力降下量を調整して、安政の東海地震の震度分布を再現すると、それに基づいて防災対策を考えるとというのが、中央防災会議の考え方である」（先行訴訟での溝上恵尋問調書

No.7 4)。

この安政東海地震を最大のものとして、応力降下量と震源域の震度の相関において、震度の枠をはめる考え方が、非常に問題であり、科学的合理性に欠けるものであることは、連動型巨大地震の東北地方太平洋沖地震後の今日では、あまりにも明白なものとなった。

(3) 中央防災会議における議論

2001(平成13)年の中央防災会議の議論では、最初、応力降下量一定として計算されたが、これには議論があり、変位量¹⁰(すべり量)一定の意見も出され、どちらが正しいとも決めるものではないとし、変位量を一定にして一番大きいところで40MPaとなるとする意見が出され、これは、ばらつきの範囲内とするものであった。

中央防災会議「東海地震に関する専門調査会」は、平成13年12月11日、11回に及ぶ審議結果をまとめ、報告書を作成したが、固着部分(アスペリティ)の地震発生時のずれ方については、両プレートが固着している場所が全て同じ距離だけずれる場合(変位量を一定にした場合)と両プレートが固着している力の大きさに合わせてずれる場合(応力降下量一定とした場合)の2通りを想定している(同報告書P6、同事務局編とりまとめ資料(本文)のP7～)。

(4) 南海トラフの巨大地震モデル検討会における応力降下量の想定

内閣府の「南海トラフの巨大地震モデル検討会の第一次報告(2012(平成24)年3月31日)では、強震動断層モデルのパラメータとして、東海域では、セグメント①～④について、いずれも「45.4」を採用している(同報告書巻末資料 表2.1)。この想定によれば、強震動生成域(アスペリティ)を浜岡原発の直下において、応力降下量を最低でも45.

¹⁰ 断層がずれて地震動を発生させるに際し、断層面に沿って両側が移動した距離のことをいう。

4MPaとして、計算されなければならない。

(5) 応力降下量とグリーン関数

入倉氏は、「経験的グリーン関数とか統計的グリーン関数というのは、応力降下量をどう設定するかでほとんど決まってしまう。」と証言している（先行訴訟での入倉証人調書No.162、163）。

この点、被告は、別件訴訟において、想定東海地震及び仮想的東海地震の断層パラメータとして、アスペリティの応力降下量を21.4MPaとして一定にしている。前記(3)、(4)によれば、当然、基準地震動策定について見直しが必要であるが、被告の本件訴訟弁論期日における応答によれば、それは未だなされていない。

(6) 原発建造物の固有周期

応力降下量が大きくなった場合、もう一つの問題も発生する。それは、応力降下量が大きくなれば、原発に影響を及ぼす地震波の短周期が、より強く出ることになる（前記入倉調書No.154）ことである。

原子炉建物の固有周期は、0.1～0.6秒であるため、その耐震性に大きな影響をもたらす。この観点からも浜岡原子力発電所の耐震性は一から見直されなければならない。

(7) まとめ

以上によれば、被告の想定する応力降下量は想定として極めて不十分であり、来るべき南海トラフの連動型巨大地震に対し、浜岡原子力発電所の耐震性の面での安全を確認しているものとは到底言い難い。

1.1 地震動の継続時間

被告が策定している基準地震動には、東北地方太平洋沖地震に見られた地震動の継続時間が長かったことによる建造物に与える影響が評価されていない。通常設計段階で考慮する20秒間程度の振動に対して、上記地震による地震動は200秒近い揺れであった。余震の積算回数は、2011（平

成23)年5月6日現在、M6以上が76、M7以上5回である。

構造物は、短時間の地震動には耐えても、これが長時間に及べば耐えきれず、破損、破断する危険性のあることは、建築学・地震学における常識である。

被告の提示している基準地震動S₁、S₂やS_s(被告準備書面(1)の図16-2、図26-1、2)は、いずれも、このような地震動の継続については検討対象から除外されている。この点からも、被告の策定している基準地震動では連動型巨大地震には対応できないと言える。

1.2 地震動S_s策定に関する問題点

(1) 年超過確率

新耐震設計審査指針は、S_sについて、「施設の耐震設計において基準とする地震動は、敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与える恐れがあると想定することが適切なものとして策定しなければならない」と規定している。そういう基準地震動は、1000年に1度とか1万年に1度とかそういうまれにおこる超特大東海地震による地震動を考えなさいとするものである。

被告が、浜岡原発4号機の耐震安全性評価のために策定した敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の設計用の応答スペクトルS_s-DHの年超過確率(ある地点において、ある地震動、それよりも強い地震動がその地点を襲う確率が年間どれくらいかを示すもの)は、10の-3乗と10の-4乗の間であり、10の-4乗になっていない。10の-4乗より小さなものにしろというのが審査をする委員の間の共通の認識であるのに、被告は、そうしていないのである。

つまり、1万年に1度しか襲ってこないような地震動を考慮すべきところを、被告は、そのようにしていないのである。被告は、1000年に1

度くらいは襲ってくるような相対的に弱い地震動しか考えていないのである（別件訴訟の平成19年2月2日の石橋証言調書No.190）。

（2）ばらつき・不確かさ

また、同審査指針では、 S_s の策定について、「及ぼす影響が大きいと考えられる不確かさ(ばらつき)の要因及びその大きさの程度を十分踏まえ」と記載されている。

ばらつきとは次のような意味である。

- ① 我々がよく分かっていないという意味での不確かさ
- ② いろいろの見解があるという意味での不確かさ
- ③ 自然現象そのものが持っているばらつき

前述のように、強震動生成域の位置及び深さ等については、明確なことが言い得ない、つまり「ばらつき」があるので、原発の安全性を考えて、すべての面において、より安全側にたって、 S_s を策定しなければならないのである。しかし、被告は、そのように策定していない。

2001(平成13年)中央防災会議のモデルでは、強震動生成域直上の工学的基盤の地震波のデータから、固有周期0.1秒～0.3秒程度の領域において、加速度が3000～3500ガルに達する可能性がある。

一方、被告は、強震動生成域を本件原発の直下に移動したモデルを一応策定し、「仮想的」としているが、ばらつきにおける最大の評価をしたものではない。

被告は、新指針の観点からしても、さらなる不確かさや「ばらつき」を考慮しなければならない。

1.3 結語

東北地方太平洋沖地震とこれによって招来された福島第一原発事故の悲劇をみると、原子力発電所における地震防災対策のあり方は明らかである。「検討対象が真に重要ならば、日本全体の既往最大、つまり津波なら東

北地方太平洋沖地震の最大津波に備えてもらう。さらに、ほんのわずかな想定外も許されないという状況なら、世界中の既往最大、つまり津波ならスマトラ島沖地震の最大津波に備えてもらうことになるだろう。」(NHK出版新書「超巨大地震に迫る」大木聖子・瀬瀬一起著・135頁)。

利害にとらわれない冷静な判断者としては、当然の思考方法であろう。

そして、浜岡原子力発電所は、安政東海地震を既往最大ととらえた地震動モデルにおいてさえ、被告想定の3倍の地震動(応答加速度)に襲来される。当然、それに耐えることはできない。

一方、内閣府の「南海トラフの巨大地震モデル検討会」の第一次報告(2012(平成24)年3月31日)及び第二次報告(同年8月29日)からしても、被告が策定している基準地震動が過小であることは容易に想像が付き。

国民の安全、国土の保全の観点からみたとき、浜岡原子力発電所が即刻廃炉とされるべきは明らかである。

第5 ミュルハイム・ケリヒ加圧水型原子力発電所判決

1 ドイツ連邦最高裁判所の判断

十分な安全性が確保されていない原子力発電所に対する司法の判断の先例として、ミュルハイム・ケリヒ加圧水型原子力発電所に関するドイツ連邦最高裁判所判決がある。この判例については後の準備書面において詳述する予定であるが、ここでは簡略に紹介する。

1998年1月14日、ドイツの連邦行政最高裁判所は、70億マルクを投じて完成されたミュルハイム・ケリヒ加圧水型原子力発電所について、規制当局は地震によってもたらされる原子炉のリスクを十分に評価していないとの理由で、設置許可を無効とする下級審判決を支持する判決を下している。

この判決は、許可申請における地震による被害の検討が19756年に付近

で発生した歴史的な地震に基づく影響しか考慮しておらず、さらに広範で厳格な地震学的地質調査がなされておらず、不十分で、規制当局自ら定立した基準さえ満たしていない、としたのである。

判決は、原子力発電所の許可基準としては「可能な限りの危険防御とリスク事前配慮の原則によって、立法者は、生命、健康そして第三者の財貨への損害発生が、科学と技術の水準からして排除されているとみなされる場合にのみ、許可が認められるとの準則」があるとし、当該行政庁の判断と司法判断の関係については、「許可行政庁に留保される機能は、最終的には政治的にのみ責任を問いうるリスク査定の内容に関するものである。行政庁の責任であるこの任務の遂行は、行政庁が十分なデータを調査し、その評価を基礎にしていたか否か、および、この評価は十分に慎重であるか否かについて裁判で審査されうる」として、司法が検討、判断する際の準則を確認した上で、評価自体の適正さを判断したのである。

本件訴訟で言えば、被告が十分なデータを調査したか、また、安全性についてその十分なデータを基礎として評価したのか、さらにその評価は十分に慎重な姿勢で行われたか、について裁判所として審査し、結論としてこれを否定したのであった。

2 彼我の比較

ドイツは地質学的にも極めて安定したプレート内部に位置し、ほとんど地震被害のない国である。そのドイツにおいてさえ、原子力発電所の設置の是非について、安全性の評価に踏み込んで、このような判決を下し、設置を差し止めている。

日本はプレート境界に囲まれた地震大国である。ましてや、浜岡原発は想定東海地震震源域の真上に位置する。少なくとも、本件訴訟で原告の呈示した全ての疑問、全ての安全性に関する懸念に答えることができないのであれば、安全性について「十分なデータを基礎として評価したのか、さらにその評価は

十分に慎重な姿勢で行われたか」という問いをクリアしたことにはならない。

従前行われてきた不十分な安全性に関する司法判断の準則、考え方では、悲惨な結果がもたらされることが、福島第一原発が証明したのである。安全性に関するすべての論点につき、誤魔化しのない、緻密な論点整理の上での判断をなされたい。