

大飯原発3，4号機，高浜原発3，4号機運転差止仮処分命令申立事件

債権者 松田正 ほか8名

債務者 関西電力株式会社

第3 準備書面

平成26年12月5日

福井地方裁判所 御中

債権者ら代理人弁護士 河 合 弘 之

ほか

本準備書面は，本件仮処分命令申立事件と同じく，関西電力株式会社を債務者とし，大飯原発3号機及び4号機並びに高浜原発3号機及び4号機（以下併せて「本件原発」という。）の運転差止めの仮処分を求めた大津地方裁判所平成23年（ヨ）第67号・平成26年（ヨ）第40号原発再稼働禁止仮処分命令申立事件（以下「大津仮処分命令申立事件」という。）における債権者らの主張を整理したものである（但し，基準地震動に関する主張は，第4準備書面及び第5準備書面で別途詳述する。）。

本件原発の運転によって直接的に債権者らの人格権が侵害される具体的な危険があると認められることは，下記事項からも明らかである。

目次

第1	再稼働により生じる事故発生の危険性について	2頁
第2	津波による事故発生の危険性について	6頁
第3	深層崩壊等による事故発生の危険性について	14頁
第4	土砂災害による事故発生の危険性について	26頁
第5	本件原発の老朽化による事故発生の危険性について	29頁
第6	再循環サンプの閉塞による事故発生の危険性について	50頁

第1 再稼働により生じる事故発生の危険性について

本件原発が再稼働しなくても、本件原子炉内には、核燃料が装荷され、本件使用済み核燃料プールには、使用済み核燃料が保管されている。これらは、常時冷やし続けなければならないが、地震等によって冷却機能を喪失すれば、過酷事故が発生する危険がある。しかし、本件原発が再稼働した場合、その危険性は飛躍的に高まる。したがって、債権者らの人格権を保護するために、本件原発の再稼働を禁止する必要がある。

以下、本件原発を再稼働した場合に、過酷事故発生の危険性が高まることについて詳述する。

1 制御棒について

債務者は、大津仮処分命令申立事件において、緊急を要する異常が検知された場合に、原子炉トリップ信号を発信し、急速に制御棒を挿入して原子炉が自動的に速やかに停止させる設備を設置している等主張している。

制御棒の挿入に至る過程は、センサーにより地震動を感知し、その上で、制御棒駆動装置を電磁気力によりあるいは電源を切って自重で落下させることにより、制御棒を原子炉内に挿入することによって核分裂を抑え、原子炉を停止させるという経過をたどることとなる。

しかし、地震により、この過程に支障が生じ、制御棒を挿入できない事態が考えられる。

すなわち、本件原発が想定を超える地震動に見舞われた場合、地震を感知するセンサーが取り付け部から脱落したり、電気配線が破損することにより、地震動を正確に感知できない可能性がある。

そして、制御棒駆動装置についても、地震動により電気配線が破損すれば、電磁気力により制御棒を駆動することができなくなる。

また、制御棒は、電源を切って、自重で落下させることもできるようであるが、これとて、制御棒駆動装置や制御棒それ自体、あるいは、制御棒クラスタ

案内管など、制御棒を受け入れる部分が物理的に破損すれば、制御棒の挿入ができなくなる。

このように、原子炉の運転中に地震が発生し、センサー、制御棒駆動装置、制御棒、制御棒を受け入れる原子炉の構成部分が破損すれば、核分裂を止めることができず、原子炉を停止できなくなり、その後、原子炉が冷却できないような事態が併発すれば、メルトダウンやメルトスルーに至る危険性がある。

なお、原子炉が停止していれば、制御棒等が破損しても、原子炉が停止できなくなったことに起因するメルトダウンが生じる恐れは無い。

2 炉心内の燃料について

仮に、制御棒の挿入に成功し、とりあえず核分裂を停止させることに成功したとしても、その後の膨大な崩壊熱による危険が存する。

すなわち、制御棒挿入により、核分裂が停止しても、核分裂生成物が崩壊熱を出し続ける。そもそも、原子炉停止直後は、炉心自体が高温であり、燃料及び核分裂生成物も高温である。そこに、崩壊熱が加わるのであるが、その崩壊熱は、使用済み核燃料プールに存する使用済み核燃料の比ではない。そして、地震や津波による冷却不能が生じれば、制御棒が挿入されていたとしても、メルトダウンやメルトスルーに至る危険がある。

3 配管等破損のリスク

本件原子炉は、加圧水型であり、蒸気発生器には多数の微細な伝熱管が設置されており、再稼働後、地震動による影響を受けて物理的に破損する危険がある。

原子炉稼働中に一次冷却水の配管が破損すれば、炉心の水位低下により、炉心が高温になり、メルトダウンやメルトスルーに至る危険がある。また、そこまで至らなくても、一次系配管の破損は環境中への放射能漏れにつながる。

また、二次冷却水の配管が破損すれば、高温高压の水蒸気となって大量に建屋内に吹き出すことになる。平成16年8月9日、債務者の美浜原発3号機で、

作業員4名が死亡し、7名が重軽傷を負うという大事故が発生したところ、この事故も、やはり、加圧水型の弱点である冷却系の設備に属する主配管で発生している。裂けた配管は、内部を約10気圧、摂氏140度という高温高压の二次冷却水が通ることから、外径56センチメートル、厚さ1センチメートルもある炭素鋼で造られた頑丈なものであった。ところが、債務者が運転開始から27年以上もの間一度も点検しなかったことから著しく減衰し、一番薄いところでは僅か0.14センチメートルという厚さにまで減り圧力に耐えきれず大きく裂け、そこから漏れた冷却水が通常気圧下において高温高压の水蒸気となって大量に建屋内に吹き出し、作業員らに襲いかかったのである。作業員を検死した医師が、「どのようにすればこのような死体になるのか。」と驚きのあまり言葉を失ったという趣旨の報道が当時なされている。この配管は、放射性物質が直接入り込まない構造の二次冷却系のものであったが、事故により885トンもの冷却水が漏出してしまったことから原子炉内に繋がる一次系の配管によって熱交換を行う蒸気発生器内の水位が債務者の発表でも一時的に約3分の1にまで下がってしまうという非常事態に陥っていたことが後日の債務者の発表でも明らかになっている。この蒸気発生器の水位低下は恐ろしい事故発生の可能性を示唆している。もし仮に、蒸気発生器の水位低下による圧力変動等に誘発されて一次系の蒸気発生器の細管に破損等の損傷が生じるという事故が重なった場合、その損傷の程度によっては一次系の冷却水も同時に失われて炉心がメルトダウンに陥る可能性があったからである。このように再稼働中に地震が発生すれば、二次系の配管破損であっても、一次系の破損が誘発され、一次系が破損すれば、結局、メルトダウンやメルトスルーに至る危険がある。

また、配管については、地震が発生しなくとも、疲労や配管減肉による劣化や小径管の振動等による破壊の増加といった高経年化が進行する。本件原発を再稼働すれば、このような配管の疲労等による危険は増加することこそあれ、減少することは無い。

4 高経年化の進行による危険の増加

本件原子炉を再稼働すれば、核分裂により中性子照射が起こり、圧力容器において、必然的に中性子照射脆化が進行し、その影響により、圧力容器の強度低下、脆性遷移温度の上昇等の危険が高まる。

上記のような放射性脆化の他にも、再稼働により、確実に高経年化は進行する。その結果、応力腐食割れの発生頻度の増加、疲労の繰り返し応力による疲労破壊の増加傾向、炭素鋼配管に生じるエロージョン・コロージョン減肉の進行、各種制御系ケーブル類のシールド劣化に伴う絶縁機能低下といった高経年化による危険性が增大する。

5 使用済み核燃料の増大

本件使用済み核燃料プールの危険性については、第1準備書面及び第2準備書面で主張したところであるが、核燃料サイクルなるものが確立していない現状で、使用済み核燃料が原子炉に併設された使用済み核燃料プールに保存され、その量が増える現状にあって、本件原発を再稼働すれば、さらに、本件原発で保存される使用済み核燃料の量が増加し続けることとなる。そうすると、地震が発生した場合、燃料の集中が起こって再臨界が生じたり、使用済み核燃料棒内の核分裂生成物の崩壊熱等による燃料の熔融やプールの破損による放射能の漏洩の危険が増す。

他方、本件原発が再稼働されなければ、本件原発で保存されている使用済み核燃料の量が増加することはない。たしかに、地震が起こった場合、現在保存されている使用済み核燃料の漏洩等の危険自体は存するのであるが、再稼働により使用済み核燃料の保存量が増えることにより、地震による燃料の集中による再臨界や、使用済み核燃料プールからの放射能の漏洩が起こった場合の漏洩量の増加は避けられず、将来的に使用済み核燃料による危険性が增大することは明らかである。

第2 津波による事故発生の危険性について

1 本件原発の基準津波

債務者は、基準津波として、本件高浜原発においては、若狭海丘列付近断層及び隠岐トラフ海底地すべりが引き起こす津波、F O - A, F O - B, 熊川断層と地すべりが引き起こす津波を選定し、その上昇水位は、T. P. (東京湾平均海面) + 4. 7 m (取水口前面) とし (甲 1 6 1), 本件大飯原発においては、若狭海丘列付近断層及び隠岐トラフ海底地すべりが引き起こす津波を選定し、最大水位上昇は、T. P. + 3. 7 m (3, 4号機海水ポンプ室前面) としている (甲 1 6 2)。

2 過去の津波の無視, 軽視

ア 債務者は、過去に若狭湾に大津波が押し寄せた事実を無視している (甲 1 6 3)。現実には、西暦 1 5 8 6 年の天正大地震の際、若狭湾沿岸に大津波が押し寄せたことは当時の文献 (吉田神社 (京都市左京区) の宮司吉田兼見による第 1 級の歴史資料「兼見卿記」とポルトガル人宣教師ルイス・フロイスの「日本史」等) が明らかにしている。債務者は、未だ、天正大地震の際の津波に対応できる対策をとっていない。

イ 津波の規模を想定するに当たっては、地元に伝わる伝承は、貴重な情報である。平成 2 3 年 4 月 2 9 日福井新聞によれば、「福井県美浜町の常神半島東側に過去、大津波が押し寄せ、村が全滅したとの記述が『三方郡西田村誌』 (1 9 5 5 年発行) にある。険しい断崖が連なる常神半島の東側には現在集落はないが、過去には『くるみ浦 (久留見村)』と呼ばれる村があったとされる。2 5 年前に美浜町内の民家で発見された、三方五湖やその周辺の集落を描いた江戸時代初期の絵図にも所在が記されている。西田村誌では『クルビ村』の項に『小川の浦の山を越した日本海岸を血の裏といい、そこには以前クルビという村があったが、ある晩村人が出漁中に大津波が押し寄せて、人社と寺と民家 1 軒だけを残して全滅した』と書かれている。『小川』は常

神半島西側の若狭町小川を指す。村が滅んだ時期は他の古文書の記載などから、中世とも江戸時代とも推測されるが具体的には不明で本当に大津波が原因なのかも分かっていない。」と記載されている（甲164）。

ウ 若狭地方には、上記の他、下記のとおり津波に関する伝承があり（甲165）、このことは、若狭地方に過去、大津波が押し寄せたことを示している。

(ア) 波よけ地蔵（佐田） 若越国境の関峠に石の地蔵尊があり、これを「波よけ地蔵」という。昔、大津波があったとき、打ち寄せた津波は、ここで止まったという。

(イ) のた平（佐田） 佐田の東南にある乗鞍岳（650m）の中腹には、「のたくぼ」「のた平」という場所がある。「のた」とは、「波」のことである。そこには、津波で逃げた人々が使用した粉引き用の石臼があるという。

(ウ) 大津波（坂尻） 古代の坂尻は、数百戸の部落であったが、大津波のために海中に没して跡形もなくなった。この大津波のとき、坂尻の天王山（約180m）へ逃げた者は腰まで水につかり、山上の御嶽山（約520m）へ逃げた者は水に足がつかったという。

(エ) 津波の発生の可能性について、京都府宮津市の天橋立の北端真名井神社の境内にある「真名井原波せき地蔵堂」には「昔大宝年間（約1300年程以前）に大地震の大津波が押し寄せたのをここで切返したと伝えられ、以後天災地変から守る霊験と子育て、病気よけの妙徳も聞こえる。」と案内板にて記載されている（甲166）。

現地は、海拔40mの地点であり、宮津湾の切りこんだ裏手にある。現地の人々もこの伝承をよく知っていた。日本海にも大津波があったことを示す例である。

(オ) 舞鶴市史・通史編（上）（甲167）によると、

「津波地震によると思われる津波の記録が一件ある。

寛保元年（一七四一）酉ノ七月十九日小橋村 野原村高浪痛家八拾軒内

式拾八軒ハ潰家依之ニ小屋かけ材木相願御公儀より願之通ニ被遣候繩四百二十束藁五千六百束ハ大庄や八組割ニ被仰付候 世間ニたとへ申様ニハ津浪と申候俄ニ出来申し浪差而大風も吹不申ニ出来申波ニ而候 (『金村家文書』)

七月十九日大入(大丹生)村近所四五ヶ村津波打 (『田村家文書』)

同日、蝦夷松前領に大津波、死者1,467人、流失家屋729戸に及んだ(『年表日本歴史』筑摩書房)とあり、日本海沿岸地方に大きな被害があったものと思われる。当時、このことを記録した人は、津波の起因を大風も吹かないのに、にわかにはできる波としている。」

- (カ) 「丹後・若州・越州、浦辺波を打ち上げ、在家ことごとく押し流す、人死ぬ事数知らずと云々」

これは、戦国時代の京都の神主吉田兼見の日記『兼見卿記』の一節だ。

1586年の天正地震の際、大津波が京都から福井にかけて若狭湾沿岸を襲い、民家を押し流し、数え切れない死者が出たと記されている。

しかし、400年以上前の記録のため、この津波の実態はよく分かっておらず、福井県の地域防災計画には反映されていなかった。東日本大震災を受け、同県は津波の被害想定の見直しを始め、『兼見卿記』などの過去の文献も調べ直している。

- (キ) 過去の津波の記録は各地に残されており、東日本大震災を機に再検証が進んでいる。慶長三陸地震(1611年)では、これまで信頼性が疑問視されていた資料があったが、東日本大震災の被害状況などと照らし合わせると「十分信頼できる」という研究報告も出ている。

同地震を調査している東北大学の蝦名裕一教育研究支援者(日本史)は「古文書には、先人たちが大災害に直面しながらも、克服していく姿も記されている。復興という視点からも、様々な資料を読み直すことは重要だ」と話す(甲168)。

3 北陸以西の沖合の日本海海底に相当数の活断層が存在すること

- (1) 若狭湾の北～北北西の沖合の隠岐トラフ南東縁には全長80kmの北西－南東走向の逆断層群があり，この部分に，走向N55度，長さ60km，幅20km，上端深さ1.5km，南東への傾斜角45度，すべり量2mの矩形逆断層を想定すると，島根半島・隠岐諸島から能登半島までの広範囲で1mを超え，場所によっては2～3m以上の津波が押し寄せることが分かっている。断層の長さを80km，すべり量を3～4mとすると，広域に4mを超える津波が押し寄せることが分かっている（甲165）。本件原発の所在地は，いずれも入り組んだ若狭湾岸の入り江の内側であるから，広域に押し寄せる4mの津波は，本件原発に到達するときには，その高さは，5mにも10mにもなっていることであろう。
- (2) この点，債務者は，大津仮処分命令申立事件において，隠岐トラフ南東縁の逆断層群について，その活動時期は日本海の形成当時にさかのぼるから，耐震設計上考慮すべき活断層には該当しないと主張する。

しかし，甲165号証の1頁右下のスライド，2頁右下のスライド，3頁左上のスライドにあるように，活断層研究会編（1991）「新編 日本の活断層」によれば，「隠岐トラフ周辺は，能登半島以西の日本海海底としては最も活断層・活撓曲・活褶曲の多いところだが，佐渡以北に較べると新しい時代の変形の程度が小さいようだ」としながらも，確実な活断層を認定しているのである。また，同号証3頁左下のスライドにあるように，2000年6月7日には，隠岐トラフ南東縁断層群のところで，マグニチュード6.2の地震が発生しており，この付近が地震活動の面でアクティブであることを示している。

さらに，福井大学教育地域科学部教授山本博文氏の論文（甲169）によっても，「隠岐トラフ南東縁では，比高1000マグニチュードの断層崖，崩落地形の分布や断層沿いでのバクテリアマット，チムニー等の存在などか

ら活発な活動が推定され」，「南東側の越前堆列部においても，地形的に明瞭な高まりを形成していることと，堆列に連なる褶曲部では，T2層基底が250マグニチュード変位しているなど，活発な活動が推定される。」とされている。

債務者の上記主張に理由がないことは明らかである。

4 海域活断層が活動することによって生じる津波について

- (1) 東は伊吹，養老山地，西は丹波山地，南は紀伊山地に囲まれた3角形の地域を「近畿三角地帯（近畿トライアングル）」という。フィリピン海プレートの沈み込みによる南北圧縮応力，太平洋プレートの沈み込みによる東西圧縮応力により複雑な交差基盤褶曲が形成され，これが更新世中期の破断段階に入って断層地塊化し，南北方向の短小山地とそれによって分離された盆地が交互配列するという地形が形成されてきたのである。（甲170）
- (2) 若狭湾一帯は，近畿トライアングルの頂点に位置する。若狭湾周辺は，断層が網の目のように走っており，陥没運動をしている。若狭湾は，これによって形成された陥没湾なのであって，これから先も陥没を繰り返すことが予想される。
- (3) すでに述べたように，若狭湾一帯は，活断層の巣であり，陸域にも海域にも長大な活断層が存在する。海域の活断層が活動した場合，断層に囲まれたブロックをなす地盤が，瞬間的に沈降するか上昇する。つまり原発が立地している地盤か，そのすぐ側の海の地盤が動き，それによって，海水が動かされ，一定時間，激しく運動を続けるのである。このようにして生じる「津波」は，従来の津波の概念，すなわち，沖合からやってくる津波とは，全く異なる動きをする。この水の動きは陸と海の地形が複雑であることもあって，かなり複雑である。どの地盤ブロックが，どう動くかによって，非常に違うからである。まず，あらゆる場合を想定してシミュレーションと模型実験がなされなければならない。水の達する高さや勢いが，従来の想定津波をはるか

に越える恐れも大である（甲 1 7 1）。

そして、特筆すべきことは、水の動きが起こるのが地震と同時であるということである。債務者がこのような「津波」を想定して対応しているとは考えられない。

5 土砂崩落による津波

若狭湾のようなリアス式海岸で大地震が起こったときは、土砂崩落による津波の発生も想定しなければならない。

1958年7月9日アメリカ合衆国アラスカ州リツヤ湾でマグニチュード7.7の地震が発生したときには、斜面が崩落し、海中に大量の土砂が流れ込んだことによって大波が発生し、その波高は、524mというとてつもない高さに達した。もちろん、このような想像を絶する津波が発生した原因は、湾が陸地に深く切れ込んだフィヨルドという地形にある。しかし、リアス式海岸である若狭湾岸でも同種の危険は否定できない。

高浜原発は、内浦湾の奥に位置する。しかも、後記のように、高浜原発の西南方に位置する青葉山は、過去に大規模な山体崩壊を起こしたことで知られている（甲 1 7 2）。地震によって周辺の山が崩落し、大量の土砂が湾内に崩れ落ちるようなことがあると、これによって湾の奥に押し寄せる大波の高さが、債務者が本件高浜ストレステストで耐える事が判ったとしている10.8m以内におさまるなどという根拠は全くない。

翻って考えれば、我が国の原発で、入り組んだ湾の奥に位置する原発は、申立外日本原子力発電所株式会社が建設した敦賀原発と債務者が建設した高浜原発しか存在しないのである。

6 少なくとも既往最大の津波を想定すべきであること

(1) 中央防災会議の「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策に関する専門調査会」が平成23年9月28日に取りまとめた「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策に関する専門調査会報告」（河田恵昭部

会長）（甲173）では、「あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震・津波を検討」し、「発生頻度は極めて低いものの、甚大な被害をもたらす最大クラスの津波」を想定すべきであるとされている。また、原発の耐震安全性を検討する国の作業部会の主査と委員を平成23年7月末に辞任した瀨織一起東京大学教授も、毎日新聞社のインタビューにおいて、「立地を問わず、過去最大の揺れと津波を同じ重みをもって安全性を考慮するよう改めるべき」であり、「過去最大というのは、原発の敷地でこれまでに記録したのではなく、日本、あるいは世界で観測された最大の記録を視野に入れることが重要」と述べている（甲174）。

この点、債務者は、大津仮処分命令申立事件において、この「既往最大」の考え方をとるのは適当ではなく、「過去の地震、津波から得られた知見を、地域性等を考慮したうえで、地震・津波対策に反映していくことが重要」とあると主張する。

問題は、地域性の考慮が、今の科学の力でどれだけ正確にできるかである。我が国の地震学者は、東北地方太平洋沖でマグニチュード9にも及ぶ大地震が生じることを全く想定していなかった。東京電力は、柏崎刈羽原発の地下に、高々マグニチュード6.8の直下型地震で同原発の解放基盤表面に1699ガルもの揺れを生じさせる地下構造があるとは全く想定していなかった。

人が知り得ることは時間的にも空間的にも限られている。地球の歴史と比較した時、人が知り得るのはわずかな期間の断片的な情報に過ぎない。地球内部の構造は、徐々に解き明かされているとはいえ、まだまだ判らないことが多い。既往最大の天変地異に備えていても、それを超える災害が発生する可能性すらある。人は、自然の前に謙虚にならなくてはならない。債務者は、原子力発電所の運転という我が国が壊滅的な打撃を受けかねないほど危険な事業を行おうとするのであるから、少なくとも、既往最大の災害に対する

対策はとるべきである。

- (2) 債務者が想定している津波の規模は、本件大飯原発で1.86m、本件高浜原発で1.34mに過ぎない。しかし、上記のとおり少なくとも既往最大を想定すべきという考え方に立てば、本件原発においても、東北地方太平洋沖地震によって、岩手県、宮城県、福島県沿岸を襲った津波と同程度の津波を少なくとも想定すべきである。

福島第一原発を襲った津波第2波は、高さ15mのものであったが、従前の土木学会の津波高さの評価値は5.5mであり（甲175）、実際にはこれを9.5mも上回る高さの津波が襲来したことになる。現実の3分の1程度の評価しか行っていなかったのである。

若狭湾における土木学会の津波高さの評価値はどうかという点と高浜原発が1.3m、大飯原発が1.9mである。そこで、原子力安全・保安院は、債務者に対して、福島第一原発で評価値を9.5m上回る津波が襲来したことに鑑み、高浜原発、大飯原発においても、評価値を9.5m上回る高さ（高浜では10.8m、大飯では11.4m）の津波に対する浸水防止措置を講じさせることにした（甲175・15頁）。

しかし、「福島で予想より9.5m高いのが来たから、若狭でも9.5m上乗せした対策を講じよう」という発想は、いかにも場当たりのであり、想定値の求め方としても幼稚あるいは素朴に過ぎるというべきであり、綿密な活断層調査、津波に関する過去の文献調査及びその裏付け調査などを実施し、あり得る最大の津波を想定した津波対策が講じられるべきである。

上記のとおり少なくとも既往最大を想定すべきという考え方に立てば、本件原発において、東北地方太平洋沖地震によって、岩手県、宮城県、福島県沿岸を襲った津波と同程度の津波を少なくとも想定すべきである。今もなお収束の目途すら立たないような甚大な被害を出した福島原発事故を踏まえた対策と銘打つ以上は、その程度の対策が講じられて当然である。

第3 深層崩壊等による事故発生の危険性について

1 深層崩壊

2011年8月下旬に来襲した台風12号によって紀伊山地では150箇所もの斜面崩壊や土石流が発生し、17箇所ものせき止め湖が形成されて甚大な被害が出たことは記憶に新しい。

また、同年7月中旬に来襲した台風6号によっても高知県安芸郡北川村に3箇所の深層崩壊が発生している。（甲176）

このように2011年の台風6号や台風12号は、我々の日常生活にとって深層崩壊の脅威がもはや無視できないという厳しい現実を突きつけた。

深層崩壊とは、山崩れ、崖崩れなどの斜面崩壊のうち表層崩壊よりも遙に深部で発生する大規模な崩壊現象のことである。

表層崩壊が地表20cmから2m程の間の風化したマサ土層の小規模な崩落であるのに対し、深層崩壊では地下20mあるいはさらに深い深層から表層までの岩塊が大規模に崩落するという特徴がある。

深層崩壊は、崩壊土砂量が数万 m^3 程度の規模のものから一億 m^3 を越える極めて大規模なものまでと実に様々である。

1889年の奈良県十津川村の例では、崩壊土砂量が東京ドーム約1個分に相当する100万 m^3 を超える巨大なものが20以上発生し、崩壊土砂量約2000万 m^3 、天然ダムが約53箇所形成されたとのことである。この十津川村を襲った深層崩壊を地元では「山津波」「山潮」と呼び、168名もの死者を出して十津川村は壊滅状態になり、641世帯、2587名が故郷を捨てて北海道への移住を断行し、荒野を開拓して「新十津川村」を造ったという悲惨な歴史がある。

深層崩壊の発生メカニズムはなお研究途上であるが、大まかには、風化の進んだ斜面の岩盤と深層の風化の殆ど無い不透水層の岩盤との間にある窪んだ部

分に地下水が集中することによって、上部の岩盤を支える力が滑り落ちようとする力よりも弱くなることから生じると考えられている。

大雨が続くと雨水は斜面の岩盤の割れ目等を通じて地下深くまでしみ込む。しみ込んだ雨水で地下の岩盤の窪んだ部分が満杯になると水圧が高くなって浮力が生じる。浮力が生じるとその上の岩盤が滑りやすくなる。さらに水圧が高くなって限界を超えると浮いた岩盤が一気に深層から大規模に滑り落ちて崩壊するというプロセスである。

このように、深層崩壊は長期間の連続雨量とその末期における短時間の集中豪雨が引き金となって岩盤自身のクラック（亀裂）やクリープ（斜面の非常にゆっくりとした滑動）が発達することによって発生すると考えられている。

岩盤のクラックは、一般的に形状が不規則で連続性に乏しい。他方、クリープは斜面表層が重力によって長時間ゆっくりと滑っていくので地層面が斜面近傍だけ局部的に緩傾斜となる。その結果大規模なクリープ帯では末端崩壊が生じ、大規模なクリープ性崩壊に発展する場合がある。これが深層崩壊である。

2 短期超集中豪雨時代の到来について

深層崩壊の発生に必要な雨量については、概ね、短期間に400ミリを超えることが必要であると考えられている。

雨量が400ミリを超えるとクラック等を通して深部の岩盤まで雨水が到達して岩盤が不安定になるからである。

かつて、短期間に400ミリを超える豪雨は珍しかったが、近年では地球温暖化の影響もあってか400ミリを遙に超える集中豪雨が頻繁に出現している。このような傾向は2011年も同様であって、7月中旬の台風6号、7月下旬の新潟・福島豪雨、8月下旬の台風12号、さらに9月中旬の台風15号と主なものだけ取り上げてみても4つの暴風雨が日本列島各地に大災害をもたらしている。

特に、7月下旬の新潟・福島豪雨と8月下旬に紀伊半島を襲った台風12号

の豪雨は、いずれも地域の観測点において気象庁観測史上最大雨量を記録するという凄まじいものであった（甲 177 乃至 180）。

以下に雨量の抜粋を記しておく。

(1) 台風 6 号

主な 24 時間降水量

高知県	魚梁瀬	867.0ミリ
三重県	宮川	801.0ミリ
高知県	船戸	654.5ミリ
徳島県	福原旭	648.5ミリ
和歌山県	西川	621.0ミリ

(2) 新潟・福島豪雨

主な期間降水量

（7月27日12時から7月30日24時までの各観測所の総降水量）

福島県	只見	680.0ミリ
新潟県	宮寄上	623.5ミリ
新潟県	塩沢	562.5ミリ
新潟県	入広瀬	469.5ミリ
新潟県	大場	430.5ミリ
新潟県	小出	400.5ミリ
新潟県	十日町	385.5ミリ
新潟県	室谷	379.5ミリ
新潟県	栃尾	378.5ミリ
新潟県	川谷	378.5ミリ

なお、只見、十日町、室谷及び川谷の観測点は大雨期間中に欠測している時間帯があるとの付記があることから欠測せず正確に測定されていれば十日町、室谷及び川谷の観測点でも400ミリを超えていた可能性が高

かったものと思慮されることを付言しておく。

(3) 台風12号

① 主な24時間降水量

(8月30日から9月6日までの各観測所の最大値)

三重県	宮川	872.5ミリ
三重県	御浜	801.0ミリ
鳥取県	大山	783.5ミリ
徳島県	福原旭	771.0ミリ
高知県	魚梁瀬	731.5ミリ

② 主な期間降水量

(8月30日17時から9月6日までの各観測所の総降水量)

奈良県	上北山	1814.5ミリ
三重県	宮川	1630.0ミリ
奈良県	風屋	1360.0ミリ
和歌山県	色川	1186.0ミリ
和歌山県	西川	1152.5ミリ

(4) 台風15号

① 主な24時間降水量

(9月15日から9月22日までの各観測所の最大値)

徳島県	徳島	489.0ミリ
静岡県	梅ヶ島	461.0ミリ
宮崎県	神門	447.0ミリ
香川県	引田	443.5ミリ
大分県	宇目	443.5ミリ

② 主な期間降水量

(9月15日10時から9月22日14時までの各観測所の総降水量)

宮崎県	神門	1 1 2 7. 5 ミリ
高知県	鳥形山	1 0 3 5. 0 ミリ
徳島県	木頭	9 7 1. 5 ミリ
高知県	魚梁瀬	9 2 4. 5 ミリ
大分県	宇目	8 2 3. 5 ミリ

上記の台風の『主な24時間降水量』から明らかなように、台風6号では約600ミリから870ミリ、台風12号では約700ミリから900ミリ、台風15号では約440ミリから490ミリであって、いずれも僅か1日で深層崩壊発生に必要な400ミリの雨量をはるかに超えている。

しかも、上記の判明している「主な期間降水量」によれば、その最大値は、台風12号による奈良県上北山村の1814.5ミリ（連続雨量はさらに多く2400ミリを超えたとの報道がある。）であるが、これは2010年の台風8号の際に亜熱帯の台湾で記録された3000ミリの豪雨に迫る凄まじい雨量である。

これまでの主張書面でも述べたように、気象庁などが実施した気候変動シミュレーションによれば2100年には日本の南海上の海面水温が現在の台湾近海並に上昇することが予想されており、日本国内でも2000ミリを超える大雨がもはや「想定外」ではない時代が到来したということである。

なお、台風について付言すれば、2010年9月上旬に日本に来襲した台風9号は、最初の上陸地点が日本海側の福井県敦賀市であったが、これも観測史上初の出来事であった。

同台風は、石川県志賀町に24時間雨量158,0ミリという観測史上最多の雨量を記録し、同町楚和の県道を高さ20メートル、幅30メートルに渡って崩落させるなどの大きな被害を出している（甲181）。

この2010年の台風9号の例からも明らかなように、もはや日本海側でさえ台風が直接上陸する時代に突入したということである。

このように、日本は、短期超集中豪雨時代の到来を迎えたのであって、深層崩壊を発生させる恐れの高い400ミリを遙に超える豪雨が各地を襲う頻度が今後も増加していくことは明らかである。

3 深層崩壊を引き起こす要因は集中豪雨のみに限定されるものではないこと

深層崩壊とは、山崩れ、崖崩れなどの斜面崩壊のうち表層崩壊よりも遙に深部の地下20メートルあるいはさらに深い深層から表層までの岩塊が大規模に崩落する現象の総称である。

したがって、深層崩壊を引き起こす要因は、何も集中豪雨のみに限定されるものではない。

噴火等の火山活動、地震、さらには山や崖の深部で進行する岩盤の風化現象等々によっても深層崩壊が生じることは良く知られた事実だからである。

しかも、火山や地震によって発生した場合は総じてその規模が大きく、崩壊土砂量が10億 m^3 を越すこともあり、山の外観を著しく変化させること等から特に山体崩壊と称されている。

1980年のセントヘレンズ火山の山体崩壊が有名であるが、このときの岩層なだれは火口から20キロメートル以上も離れた場所まで至り付近を壊滅させている。

国内の例としては、1888年の磐梯山の噴火による山体崩壊により岩層なだれが生じて460人以上の死者が出たが、この際の崩壊土砂量は推定で15億 m^3 であったとされている。

また、1984年には長野県西部地震によって御嶽山に山体崩壊が生じており、この際の崩壊土砂量は3600万 m^3 であったと見積もられている。

4 深層崩壊の発生しやすい地質、地形について

(1) 深層崩壊発生メカニズムの概要については上述した。

では、深層崩壊の発生しやすい地質や地形とはどのようなものであろうか。

この点については、概ね以下の5点が指摘されている。

- ① 地層の折れ曲がり等に表示される岩盤クリープが発達しており、それに起因する微細な盛り上がりのある所謂「はみだし地形」又は、「2重山稜」が見られる地形であること。
- ② 深部まで達するクラックが発達していること。
- ③ 地層及び断列面の分離面が地表の斜面の傾斜と同方向の滑りやすい、所謂「流れ盤」をなしていること。
- ④ 斜面の多い隆起山地があること。
- ⑤ 集水面積が大きい地域であること。

これらの特徴を見ればおのずと明らかなように、これらは日本のいずれの地域においても良く見られる地質や地形である。

環太平洋造山帯又は環太平洋火山帯と称される地域に属し、風化された活断層等の多い褶曲した山脈を中心にして構成されている日本列島には深層崩壊の発生しやすい危険な場所がいたる所に存在していることは明らかである。

- (2) 平成20年頃、独立行政法人土木研究所が深層崩壊の予測手法を開発したと発表した。

同研究所の発表によれば、地形についての以下の3条件に着目し、少なくともその一つに該当する場合は深層崩壊が発生する可能性があるとしている(甲182)。

- ① 急斜面で、雨水が広い地域から集まる場所であること。
- ② 斜面の起伏など等高線にゆがみのある場所であること。
- ③ 過去における発生の有無

そこで、以下では債務者所有の本件原発の周辺の山々につき、上記予測手法に基づいて深層崩壊発生の可能性について検討する。

5 本件原発の所在と周辺の山々について

- (1) 大飯原発

大飯原発は、小浜湾の西側の大島半島の北端に位置している。

1乃至4号機の原子炉建屋、タービン建屋、水路及びその他の付属施設等が北東方向に縦に並んでいる。

同原発の設置場所は以下の急峻な山々に取り囲まれた谷底部分である。

- ① 南側海拔約250メートルの山
- ② 南東側海拔約190メートルの山
- ③ 西北側海拔約125メートルの山
- ④ 北側海拔約90メートルの山

(2) 高浜原発

高浜原発は、音海半島のつけ根の部分に位置している。

1乃至4号機の原子炉建屋とタービン建屋は、音海と内浦湾を繋ぐ水路を中央に挟んで南北にそれぞれ2台が並んでいる。同原発の設置場所は以下の急峻な山々に挟まれた谷底部分である（甲183）。

- ① 南東側海拔約114メートル
- ② 南西側海拔約240メートル
- ③ 北北東側海拔約195メートル

6 深層崩壊発生の可能性について

(1) 上記5の本件原発を取り囲む山々は、その谷間には川があり、いずれも広い雨水の集水域を有しており、海拔は高く急斜面が随所に認められる。

いずれの山々も火山列島の半島の特質であるリアス式海岸を裾野に持ち、風化岩層に富んでおり、斜面の起伏に歪みが多数存在している。

したがって、これらの山々は上記4(2)の予測手法の①と②の条件を満たしている。

それ故、台風、発達した梅雨前線及び秋雨前線等によってもたらされる短期超集中豪雨に見舞われた場合、これらの山々の斜面及び山裾部分に深層崩壊が複数発生することが強く危惧される。

(2) また、上記3で述べたように、火山、地震及び岩盤の風化等による深層崩壊をも考慮すれば、債務者所有の本件原発周辺の山々が深層崩壊に見舞われるリスクが遙かに高い確率となることは必定である。

何故なら、若狭湾周辺は、日本列島の真ん中が大きく北側へ折れ曲がる部分に位置しており、その構造的特質からみて、若狭湾周辺の地下の岩盤には内側へと折り曲げられる方向に強い力が働き、地下の岩盤に無数の亀裂や隙間が発生し、それらの風化の進行が著しいことが容易に理解出来るからである。

このような理解が正しいことは、高浜原発近くの青葉山の山体崩壊の研究や鎌倉地すべりと呼ばれる現象によっても明らかである。

福井県大飯郡高浜町と京都府舞鶴市の県境に青葉山は位置している（東峰693m、西峰692m）。

若宮海岸等からの眺めがことのほか美しく、地元では「若狭富士」と称して親しまれている。

青葉山の山体崩壊について、赤澤康暢氏が、神野浦西方や青葉山周辺における多数の岩塊等を観察調査して研究論文を発表している（甲172）。

赤澤氏の研究では、青葉山は、凝灰角礫岩や火山角礫岩で構成されており、中新世から鮮新世の頃の火山活動により火山岩を噴出したとのことである。

神野浦西方の海岸にはこの凝灰角礫岩や火山角礫岩で出来た何百という巨大岩塊がゴロゴロと群れをなして波食棚上に点在し、背後の海食崖にも同様の巨大岩塊が大小様々な角礫に混じって未固結状態の泥や砂の中に無数に埋もれており、流れ山の分布、滑落崖の谷筋の方向及び岩屑なだれ堆積物により形成された緩斜面の分布等を総合すると、これらの堆積物は青葉山の山体崩壊によって崩壊する以前の山頂付近からもたらされた岩屑なだれ堆積物であると考えられるとのことである。

論文添付の青葉山と岩屑なだれ岩塊と流れ山の分布図（甲172図1）を

見ると、高浜原発のかなり近くにまで多くの流れ山が迫っており、難波江の三個の流れ山に至っては同原発への進入路の直近にまで迫っていることがよく見てとれる。

この研究からも明らかのように、高浜原発のすぐ近くの青葉山は過去に大規模な山体崩壊、すなわち深層崩壊を起こしていたのであるから、深層崩壊の実例がない等という債務者の反論は明らかに誤っている。

高浜原発は、内浦層群と呼ばれる新第三紀中新世に形成された堆積岩類を基盤岩とし、その上を青葉山の山体崩壊による岩屑なだれ堆積物が覆っている緩斜面の近くに位置しているのであり、この基盤岩の表層部分が強風化帯であって、広い集水域を有していること等をも加味すると、地震や短期間超集中豪雨による深層崩壊のリスクが高いことは疑いのないところである。

なお、深層崩壊のリスクの高さは、鎌倉地滑りによっても有為に裏付けられる（甲184）。

鎌倉地滑りとは、青葉山西端の山裾付近に広がる鎌倉地区内及び周辺において昭和28年以降にしばしば発生し甚大な被害を出していた地滑りのことである。

昭和34年に防止区域の指定を受け、その後の対策事業の完了によって一旦は収束したかに見えたが、平成13年頃から新たな地滑り活動を伺わせる地盤変状が発現している。

このように、高浜原発周辺の山々は、本来、深層崩壊や地滑りを起こしやすい地質構造であって、その危険は歳月の経過における風化の進行等によって今後も高まることはあっても逡減されることはない。

明確な論文等は見いだせないが、上記地質学的特質は基本的には若狭湾周辺においては同様であると思慮される。

それ故、債務者所有の本件原発周辺の山々も青葉山等と同様に地震や短期超集中豪雨によって深層崩壊が生じるリスクが高いことは疑いのないところ

ろである。

7 深層崩壊による本件原発の危険性について

(1) 原発の壊滅等

上記6で述べたように債務者所有の本件原発の山々に深層崩壊が発生する蓋然性はかなり高い。

大規模な深層崩壊が複数発生して100万m³を遙に超えるような崩壊土石流が本件原発を襲えばそれらは瞬時に壊滅する。

台湾の小林村が消滅したのと同じように本件原発がすべて崩壊土石流の直撃を受ければ、原子炉建屋、タービン建屋、水路、付属施設及び設備機器の全てが破壊されることは必至である。

その場合、襲い来る土石流によって原子炉建屋、タービン建屋等が崩壊すれば、原子炉格納容器、原子炉容器、加圧器及び蒸気発生器等が倒れたり、あるいは保持装置等からずれて傾いたりする等して破壊される。

原子炉容器が倒壊し、又は傾いたりすれば、原子炉容器内の燃料集合体、制御棒及び各付属装置が衝撃によって変形又は損傷することは避けられず、そうなればいかに重力落下方式とはいえ制御棒の挿入は不可能である。

当然のことであるが、主蒸気管、主給水管等々の一次系及び二次系の各種配管も同時に破壊されることから冷却水が失われる。

制御棒の挿入が出来ず、冷却水を喪失した原子炉は暴走する。

やがて燃料棒がメルトダウン、メルトスルーして、水素爆発、水蒸気爆発あるいは即発臨海による一種の核爆発等が生じ、大量の放射性物質を環境中にまき散らし、発生した原子雲が広範囲に飛来し、多数の国民の生存環境が高濃度の放射能汚染に晒されるとともに地球的規模の放射能汚染を招くことは必至である。

しかも、上記の大災害は原子炉だけに限定されるものではなく、併設されている使用済み核燃料プールにおいても同じように生じる。プールと付属設

備等が破壊されて冷却水を失った使用済み核燃料は崩壊熱を除去することができなくなって発熱を続け、メルトダウンを起こしたり、傾いて壊れたプール内の一か所に押し固められて燃料相互間の空間が狭められることから即発臨界による一種の核爆発を起こしたりするからである。

むしろ、使用済み核燃料プールを深層崩壊による上記災害が襲った場合の方が事態は深刻である。けだし、使用済み核燃料プールは、多少強度の高いコンクリートとステンレス鋼の枠等で造られたプールに過ぎないからである。上部は開放されているか、薄い覆いがあるだけであって強度的にも原子炉格納容器や原子炉容器に比べれば遙に低いという脆弱性を抱えているからである。使用済み核燃料プールを深層崩壊の崩壊土石流が襲えば、その結果がどうなるかは明らかであり、想像しただけでも身の毛のよだつところである。

同様の事態は崩壊土砂量 10 万 m³ クラスの比較的小規模の深層崩壊が襲った場合でも十分に発生し得る。けだし、10 万 m³ もの土石流が重要施設の一部を襲えば、原子炉建屋、タービン建屋、格納容器、主要配管及びその他の重要装置が破壊されることは必至であり、その結果としてやはり冷却水が失われて冷却機能を喪失するからである。しかも、比較的短時間で引いてしまう津波の場合とは異なり、重く水分を含んだ土石流に埋まってしまった施設の早期復旧は不可能であるから、仮に崩壊土石流の襲来による被害が一部の重要な装置や機器の損壊で済み、その時点では原子炉が制御棒の挿入によって無事であったとしても、福島第一原発のように原子炉の冷却が不可能になるからである。

(2) 送電線及び道路の損壊

復旧が著しく困難あるいは不可能で深刻な事態は、深層崩壊による崩落土石流が債務者所有の本件原発の送電線用鉄塔、専用道及び県道をおそった場合にも生じる。

深層崩壊が本件原発の複数の送電線の鉄塔周辺において発生すれば、崩落土石流によって鉄塔が倒壊して送電線が寸断される。

送電線が寸断されれば福島原発事故と同じように、外部電源を失い本件原発の原子炉、使用済み核燃料プールの正常な冷却機能が長期間に渡って失われる。

外部電源を失えば、冷却機能は債務者が緊急対策として主張している非常用ディーゼル発電機や電源車の電気等々によってまかなわれることになるが、倒壊した鉄塔、寸断された送電線、専用道及び県道のすべてが修復されるまでにはどんなに少なく見積もっても数か月単位の長期間を要するものと思慮されることから、その間、債務者の主張する各種バックアップシステムが正常に作動し続け、安定した冷却機能を維持することは極めて困難であるからである。

第4 土砂災害による事故発生の危険性について

1 大飯原発について

- (1) 大飯原発の東側から南側にかけての斜面及び南東側斜面は土石流危険溪流流域界に指定されている（甲185）。また、南西側敷地（3、4号機建屋を含む。）、南側の吉見トンネル付近及び南東側敷地の一部は土石流危険区域に指定されている。この区域（特に南西側斜面）で大規模な土石流が発生する危険が存在する。

上記吉見トンネルやその付近にある新吉見トンネル、陀羅山トンネルには緊急安全対策上の重要な機材等（消防ポンプ・消火ホース・ガソリン保管庫・資機材運搬用トラック）が設置・保管してあり、この付近で土石流が発生すると、債務者が想定する重大事故対策が取れなくなる可能性が高い。

- (2) 大飯原発の南方にある大島地区の海側斜面は急傾斜地被害想定区域に指

定されており（甲185），斜面崩壊の危険が存在する。

この被害想定区域に指定されている部分には，大飯原発に続く道路があり，斜面崩壊が起こればこの道路が使用できなくなる。この道路は事故が起こった時の徒歩での要員招集ルートに指定されており，この道路が使えなくなった場合には大島寮（大飯原発から約3km離れた地点にある。）に住む債務者の技術系社員が発電所までたどり着けず，債務者が想定する重大事故対策が取れなくなる可能性が高い。

- (3) 全国の地すべり地形分布図のデータベースによれば，大飯原発の南東側には直接大飯原発に向けて滑った斜面移動体が存在する。また，南東の山の南側には，広い範囲にわたって斜面移動体があり，過去に地すべりが派生した形跡がある。

過去に地すべりが起こったことがある既存地すべり地形においては，地震などが発生すれば，再度地すべりが発生する可能性が高い。

また，大飯原発の北側斜面は福井県土砂災害警戒区域等管理システムにおける土砂災害危険箇所には指定されていないが，斜面崩壊の危険性が存在することが判明した。平成24年5月14日に，原子力安全保安院において，地震・津波に関する意見聴取会が開催され，そこで，債務者の大飯原発の周辺斜面の安定性の解析結果が検討された。斜面崩壊の危険があるとされたのは，1，2号機の北側斜面である。債務者は，崩落防止のための工事を平成26年度から始めるとしている（甲186）。

そもそも，債務者が斜面崩壊の危険性を評価する際に用いている基準地震動が過小であることは第4準備書面及び第5準備書面で述べるとおりであるが，その過小な基準地震動で評価しても斜面崩壊の危険性があるとされている。適切な基準地震動で評価すれば，斜面崩壊の危険性はさらに大きくなるであろう。

2 高浜原発

(1) 高浜原発は北西側が海に面しており、それ以外は概ね山に囲まれている。
高浜原発の東側及び北側を福井県道149号音海中津海線が通っており、これが唯一高浜原発につながる車道であり、東側及び南側で上記県道とつながっている。また、斜面と建屋が近接しており、一部斜面を削ったと思われる部分もある。さらに、高浜原発内の道路の一部は斜面と接している。斜面崩壊が起こればたちまち道路は使用できなくなり、債務者が想定している重大事故対策が取れなくなる可能性が高い。

(2) 高浜原発の南側には2箇所土石流危険区域に指定されている区域がある。
この区域内には、3、4号機建屋につながる道路があり、土砂災害が発生すればこの道路が使用できなくなる可能性が高い。債務者が想定する重大事故対策は、この道路を使用できることが前提になっており、土砂災害によりこの道路を使用できなくなれば、債務者が想定する重大事故対策が取れなくなる可能性が高い。

(3) 高浜原発の西側と東側には斜面移動体が存在し、そのさらに西側の地域には非常に広い範囲で大規模な地すべりが起きている。高浜原発の付近は非常に地すべりが起きやすい地形であり、大きな地震が発生した際に高浜原発に向けて大きな地すべりが起こる可能性がある。

このような地すべりの発生により、債務者が想定する重大事故対策が取れなくなる可能性が高い。

3 鉄塔倒壊対策がとられていないことについて

(1) 福島原発事故では、地震によって、鉄塔の倒壊、及びその他多数の送電設備の故障により、長期間の通常電源喪失という重大な事態が生じたことは公知の事実である。本件の各原子力発電所は、その立地の特殊性（陸の孤島）、斜面の倒壊の危険性のあることが明白に認められていることからすれば、地震により、崖崩れ等により原発設備そのものへの影響の他、通常電源の長期間の喪失という重大な事態が予測される。

交通路の遮断といった点も含め、そのような事態が起こらないとされるための調査、補修等は一切なされておらず、再稼働は認められない。

- (2) 福島第一原発では鉄塔等の送電用設備の多数の損傷によるその影響は深刻である。福島第一原発では鉄塔が倒壊したが、これは、敷地が盛り土をした斜面であった為と言われている。しかも、鉄塔の倒壊の他、変電所設備の多数の損傷により、1週間以上も通常電源が喪失した。
- (3) 本件原発の送電線設備についても同様のことは容易に起こりうる。立地はすべて若狭湾の複雑な地形の奥まった場所にあり高低差も多くある。福島で倒壊した鉄塔と同条件の地盤に建設された鉄塔は多数あると思われる。のみならず、繰り返し述べた通り、発電所設備自体が掘削、加工された斜面にあり、その倒壊の危険性があり、同様に陸の孤島の原子力発電所への交通路が遮断される可能性も大きく、過去にも美浜原発や大飯原発への一本道で崖崩れによる交通遮断が起こったこともある。このような危険に対処する有効な対処方法は無きに等しい。

第5 本件原発の老朽化による事故発生危険性について

1 本件原発の老朽化

高浜原発3号機及び4号機の運転開始は昭和60年、大飯原発3号機の運転開始は平成3年12月、大飯原発4号機の運転開始は平成5年2月であり、最も新しい大飯原発4号機でも運転開始から21年を経過している。

2 高経年化対策の問題点

- (1) 平成17年8月31日に原子力安全・保安院が発表した「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」では、①原子力圧力容器の中性子照射脆化、②応力腐食割れ、③疲労、④配管減肉について、次のように記載されている。

①中性子照射脆化の問題については、60年運転後の脆性遷移温度の上昇、

遷移温度以上での use（破壊の際に必要な吸収エネルギー）の低下等の点でいずれも条件をクリアしている。②応力腐食割れ問題については、経年劣化とともに大きく増加する傾向は認められないが、加圧水型においてニッケル合金に発生する 1 次冷却水応力腐食割れは運転年数等に応じて発生頻度が増加する可能性があり、照射誘起応力腐食割れは照射量に応じて発生頻度が増加するので、高経年化に関しては適切な評価が必要である。③疲労の繰り返し応力による疲労破壊については、低サイクル疲労破壊に基づく亀裂は発生せず、高サイクル疲労のうち、設計・制作・保守が原因の主要機器配管での破壊発生件数は運転年数とともに増加する傾向は見られないが、小径管の振動等による破壊については運転年数とともに増加する傾向があるので、適切な検査や監視が必要である。④炭素鋼配管のエルボ部やオリフィス下流部に生じるエロージョン・コロージョン減肉については、主要点検部分に指定されている配管等については、高経年化とともに増加する傾向は認められないが、「配管全体の相当部分を占める常時使用しない予備的な系統を含めた比較的小さな減肉率の部分が、長期運転に伴い減肉率が大きくなるのが問題」として見逃す可能性もあることを示唆している。

- (2) しかし、上記のうち②、③、④については、報告書自体が、経年劣化とともに増大する要因があり、点検・監視・検査が必要であることを認めており、60年運転にお墨付きを与えるには、その論理はいかにも薄弱であると言わざるを得ない（甲188・11～13頁）。

また、①については、監視試験片の問題が指摘されなければならない。債務者も主張するように、原子炉においては、中性子照射脆化を監視するために、監視片をもともと原子炉内に設置しておき、これを定期的に取り出して検査を実施するのであるが、この監視片は数に限りがある。例えば、柏崎・刈羽1号機では、1年後、4年後、12年後、32年後と4回取り出して調べるといふ計画になっている（甲189・64頁）。これは、当初想定寿命

が30年ないし40年となっていたことから、このような計画になっているものと思われるが、20年も寿命延長して運転するとなると、監視試験片の数が圧倒的に不足してしまうことになることになる（想定寿命を超えた後は、取り出し頻度を上げていく必要があることを考えれば尚更である。）。運転開始時に入れておいた試験片の数が少なく、使い切ってしまう、もう実測できない炉も出現しつつあるのである（甲188・13頁）。

数が足りなくなってモニターができなくなると、既に老朽段階に入っているにも関わらず、その炉は完全な無視界飛行状態になってしまう。

- (3) 以上のように、高経年化技術評価は、絶対的なものではなく、その手法には、専門家からも大きな疑問が示されているところである。また、今後の評価については、監視試験片の数が足りなくなっていく中で、評価の前提となるデータ自体がとれなくなっていくという問題もある。この問題に対応するためには、試験片の再生技術を確立することが必要であるが、それは未完成の状態である。

さらに言えば、高経年化対策の根本思想である、部品を交換したり、監視や検査を行い適切にメンテナンスしていけば、設計当時の想定運転年数を超えて、60年くらいは運転していけるという考え方についても、ひび割れが見つかった配管や機器を新しいものに交換して運転すれば、それでよいのかという問題がある。

当然のことであるが、部品を交換してもシステム全体としての原発が生き返るわけではなく、かえってバランスを崩し、思わぬ事故を招く危険性が生じる。

また、各種の制御系統のケーブル類のシールドが、劣化に伴い絶縁機能の低下を起こす可能性もあるが、それらを交換することは不可能である。

（以上全体につき、甲190・36頁）

- (4) さらに、部品の交換可能性ということに関して言えば、そもそも、原子炉

压力容器自体は交換不可能である。このことは高経年化対策の最大の問題点であると言える。

原子炉压力容器の損傷は、原発事故の中で最大級の事故であり、高経年化対策を始めとして各種の安全対策は全てその防止を目的にしていると言っても過言ではない。そして、原子炉压力容器は、中性子照射を受けることによって、日々、脆化が進行する。つまり、日々刻々と老朽化が進行するのである。しかし、高経年化対策によって交換されるのは、その周辺の部品だけであって、肝心の原子炉压力容器自体は交換対象とはなっていない。それを交換することは、要するに廃炉を意味するからである。

高経年化対策が、部品を交換したり、適切なメンテナンスをすることによって原発の超長期運転を可能とする対策であるとすれば、部品の交換が不可能な原子炉压力容器それ自体は高経年化対策の対象となっていないと言っても過言ではないのである。

以上のように、高経年化対策は、原子炉压力容器の脆性破壊にとっては、有効な対策とはなり得ないものなのである。

3 压力容器の中性子照射脆化

(1) 中性子照射脆化とは何か

物質を一定の温度まで冷やした場合、粘性を失って非常に脆くなってしまふことがある。液化窒素でコチコチに凍らせたバラの花びらが掌の中でクシクシに砕ける実験も原理的には同じものである。こうした現象は金属であっても起こるのであって、ある温度以下では、塑性変形を起こさずに陶磁器のように小さな力で割れてしまう。タイタニック号が冰山にぶつかって沈没したのもその一例である。

金属でできている原子炉压力容器でも同じことである。原子炉压力容器の場合、压力容器が、核分裂によって生じる中性子の照射を受けることでどんどん脆くなっていく（脆化する）。これが、压力容器の中性子照射脆化であ

る。中性子照射脆化による圧力容器の破壊が起きた場合、とりうる手段は何もないと言って差し支えない。絶対に起こしてはならない究極の破壊であるとされる。

中性子照射脆化の危険性を示す指標に脆性遷移温度がある。ある物質が本来の強度を失う限界の温度である。バラの花びらで言えばクシャクシャになってしまう温度である。例えば、美浜原発1号機の場合、この温度は元々はマイナス50度であった。しかし、これが今や81度まで上昇しているのである。81度と言えば熱湯といってよい温度であるが、そのような温度であっても、マイナス50度に冷やされたのと同じように脆くなってしまうのである。ガラス細工のように最新の注意を払って取り扱わなければいけない容器の中で大量の放射性物質が核分裂を繰り返し膨大なエネルギーを放出し続けているのである。いついかなる事故が起きるとも知れない極めて危険な状況であり、何事も起きていないことが奇跡とも思われる状態である。債務者は、事故の危険性は抽象的なものに過ぎないと主張するが、たまたま何事も起きていないことを奇貨とするものである。

(2) 中性子照射脆化の危険性（緊急冷却ができなくなる）

ここで、中性子照射脆化がもたらす過酷事故の状況を指摘しておきたい。原子力発電所においては、「止める」「冷やす」「閉じ込める」が安全対策の柱となっているが、このうち「冷やす」に困難を来たすのである。もし地震などによって配管が破断するという緊急事態が起きた場合、緊急炉心冷却装置（ECCS）で炉心を急速に冷やす必要があるが、急冷したときに、圧力容器の内壁と外壁とで温度差が生じ、内壁には強い引張応力が作用する。脆性遷移温度以下でこのような力がかかれば、圧力容器全体がバリンと破壊してしまう可能性があるのである（甲191・4頁）。このとき、原子力発電所においては、炉心を冷却しなければメルトダウン、メルトスルーといった過酷事故に至ることが確実でありながら、脆性遷移温度以下に冷却すると

圧力容器全体が破壊され、放射性物質が一気に外部に放出されてしまうので下手に冷却することもできないという進退両難の状態に陥ってしまうのである。

(3) 予測式が機能していないこと

原子力圧力容器において、中性子照射脆化は不可避である。それゆえ、原子炉を設計する際には、脆性遷移温度を予測することになる。この予測は、加速試験で得られたデータを使った予測式を用いて行われる。しかし、この予測式の予測精度が致命的に低いことがわかってきている。

予測精度を低下させている原因のひとつは、加速試験の前提に誤りがあったことである。加速試験というのは、例えば、40年分の中性子照射を1～2日間で行うような試験であるが、ここでは、照射する速度（あるいは照射する時間）が違ってても、照射した総量が同じであれば結果は同じになるということが前提とされてきた。しかし、この前提の下で作られた予測式は、特に沸騰水型原子炉における実際の測定値と合わず、中性子照射脆化は、照射の速度（あるいは照射する時間）にも依存することがはっきりしてきたのである（甲191・5～6頁）。

これは主に沸騰水型原子炉に関することであるが、加圧水型原子炉においても、予測式の信頼性について重大な疑念が生じている。

この疑念は、2009年4月に玄海原発1号機の第4回監視試験片の脆性遷移温度が、想定外の98度に達していることが発表されたことから生じた。第3回までの測定値は、予測式をグラフ化した予測曲線にほぼ沿っていたのに対し、第4回の98度は、予測曲線から完全に外れていたのである。ばらつきによる誤差の範囲からも完全に外れていた。

九州電力は、誤差の範囲を拡大することで説明を試みようとしたが、こうした説明の仕方は、現象を正視するという科学の方法の観点からして、極めて不適切である。ちなみに、中性子照射脆化には照射速度依存性もあること

が判明したことを受けて、2007年に予測式は改良されたが（J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7），玄海原発1号機の測定結果は，改良後の予測式によっても説明がつかないものであった（甲191・8～9頁）。

この点，債務者は，大津仮処分命令申立事件において，監視試験片は圧力容器よりも炉心に近い位置に設置されているものであって，玄海原発1号機の98度という温度は，フル出力で66年運転した場合の数値であり，稼働率80%とすると平成72年頃（運転開始後85年）の数値であると反論する。

この債務者の主張は，監視試験片と圧力容器とでは照射条件を異にするから監視試験片の脆化状態をそのまま圧力容器の脆化状態を示すものと考えする必要はないということ，及び，98度というのは，遠い将来の数値であるから，現在の危険性を表すものではないとの主張であると解される。

しかし，この債務者の主張は，現行法の下において成り立たないものである。すなわち，発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和四十年六月十五日通商産業省令第六十二号）の第12条3号は，「監視試験片は，中性子の照射領域にある容器の材料が受ける中性子スペクトル，中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること。」と明確に定めているのであって，監視試験片と圧力容器の照射条件を異にすることを認めていない。これは考えてみれば当然のことである。そもそも監視試験片は圧力容器の中性子照射による脆化状態を把握するために設置されるものであるから，圧力容器と照射条件を異にしていたのでは，その設置目的を果たすことができないからである。

もし債務者の主張するように，監視試験片と圧力容器とで照射条件を異にするのであれば，そのような監視試験片の設置方法は違法であるから，そのような違法状態のままで本件原発を再稼働させるなどもってのほかである。そのような設置方法では，本件原発のリアルタイムにおける安全性を確認す

ることができず、結局のところ無視界飛行をするのに等しくなってしまうからである。

次に、98度というのは遠い将来の数値であるという債務者の主張についてであるが、本件で問題となっているのは、本件原発の現時点における危険性（ないし安全性）であるところ、この債務者の主張は、何ら現在の安全性を論証していることにはならない。なぜならば、現在の脆性遷移温度について一言も触れていないからである。

例えば、最新国内データによれば、美浜原発1号機の溶接金属の脆性遷移温度は、120～130度という非常に高い温度に達している（甲192の1・60～61頁、甲192の2・16頁）。そうすると、母材についても、現在公表されている81度よりもはるかに高い温度に達している可能性が十分にあるというべきである。実際に、高浜原発1号機の場合も、従来の公表値は68度とされていたが、95度にまで上昇しているのである。上昇幅は27度である。上記美浜原発1号機の最新国内データ（120～130度）や、高浜原発1号機の実績（95度）に照らせば、本件原発の現時点における脆性遷移温度が、公表されている数値よりもずっと高い水準に達している可能性がある。

さらに言えば、玄海原発1号機の98度という将来予測自体、その正確性が保証されているものではないことに留意する必要がある。例えば、玄海原発1号機の場合、平成5年2月に監視試験片を取り出して関連温度を実測したところ、平成31年頃の関連温度が56度という結果であった。しかし、その一方で、平成23年度に相当する中性子照射量からこの時点での関連温度を計算すると85度であるという結果が得られている（甲193・7、9頁）。つまり、平成31年まではまだ8年もあるのに、温度は、平成31年時点での予測値を大きく上回っているということである。そうすると、平成72年の98度という将来予測も、これを大きく外れて、150度であると

かいった高温に達している可能性が否定できない。このように将来予測は全くアテにならないものであり、むしろ実際にその時点が到来すれば、予測は大きく外れていたということになるのが、こと脆性遷移温度に関しては常である。したがって、将来の予測温度が何度であるから現在の原子炉は安全であるという債務者の論証方法は全く成り立たないのであって、現在の原子炉の安全性を言うのであれば、現在の脆性遷移温度をはっきりと示すべきである。

そしてその場合、結果の数字だけを示すのではなく、その数字を得るに至ったプロセスを検証可能な形で示すべきである。

債務者の上記主張に対する反論として、最後に、監視試験片は圧力容器よりも炉心寄りだから圧力容器よりも脆化が進んでおり、圧力容器は監視試験片よりも炉心から離れているから脆化の程度は緩やかであるという関係が当然に成り立つものではない可能性について指摘しておきたい。

すなわち、照射脆化は、照射量だけではなく、照射速度にも依存することが知られているが、照射速度は、原子炉圧力容器の内径の大きさとの関係がある。例えば、PWRとBWRの比較においては、より内径の大きいBWRの方が照射速度が小さく、このことが脆化の原因の一つになる（甲191）。このことは、中性子の照射速度と炉心からの距離が反比例の関係にあることを示すものと考え得る。そうすると、圧力容器が監視試験片よりも炉心から遠い位置にあるからといって監視試験片よりも脆化が進んでいないと単純に言うことはできず、むしろ炉心からの距離が遠くなることで、より脆化が進んでいる可能性があるが、どの程度進んでいるかは知る術がない。

結局のところ、現時点においては、原子炉圧力容器の強度を正確に計算できる予測式が存在しないと言わざるを得ない。このような状況で、本件原発を稼働させるということは危険極まりない。

(4) P T S等について

ア 債務者は、大津仮処分命令申立事件において、原子炉容器の健全性を考える上では、脆性遷移温度だけでなく破壊力学評価を加味しなければならないと主張する。

しかし、脆性遷移温度は原子炉压力容器の老朽化を知る上で第1次的な手掛かりになるものであるから、その温度変化から、脆化が看過できないほどに進行していると考えざるを得ない現実をまずは直視するべきである。

また、破壊力学の観点を考慮すべきというのであれば、本件原発を地震による大きな揺れが襲う危険性が具体的に存在するのであるから、原子炉压力容器が破壊に至る現実的な危険性が存在しているというべきである。

イ さらに、地震による大きな揺れ以外にも、照射脆化の進んだ加圧水型原子炉压力容器にとって怖い力に「加圧熱衝撃（PTS）」がある。

原子炉压力容器の熱疲労を軽減するために、原子炉压力容器内の水の温度を上げ下げするときは、1時間あたり55℃以下に制限されている。

しかし、たとえば冷却材喪失のような緊急事態時には、ECCS系が自動的に作動し、原子炉は急冷され大きな熱衝撃を受ける。原子炉の急冷は、冷水の注入以外にも、一次系あるいは二次系の急激な減圧、蒸気発生器による急激なエネルギー除去などの要因も考えられる。いずれにせよ、こうした複合的な要因によって原子炉が急冷されると、原子炉压力容器はかなりの熱衝撃を受けることになる。

炉が急冷されると一次系の圧力が急激に低下するが、その急激な圧力低下のためにECCSの高圧注水ポンプが自動的に作動し、ふたたび一次側の圧力が上昇する。したがって、原子炉压力容器には熱衝撃だけでなく、上昇した水圧力も作用することになる。これが加圧熱衝撃（PTS）である。

このPTSが発生するとき、原子炉圧力容器内部には、熱衝撃によって発生した大きな引っ張り応力のほかに、水圧力による引っ張り応力が加算されることになる。そして、こうしたダブルの大きな応力を受けるのは、急冷により脆性遷移温度を下回る水に浸された、破壊危険状態にある原子炉圧力容器なのである。なお同様の危険予測は、アメリカのオークリッジ国立研究所が、1981年10月にアメリカ原子力規制委員会に提出した「加圧熱衝撃の評価」と題する報告書でもなされている。そこでは、冷却材喪失事故、主蒸気管破断事故、タービン・トリップなどのいくつかの仮想的な過渡現象において、炉の寿命内の早期の段階で、PTSによる容器の破壊が予測されるとされている。

(以上全体につき、甲194・108～112頁)

ウ この点、債務者は、大津仮処分命令申立事件において、PTS評価を実施した結果として、 $K_{Ic} > K_I$ の関係が保たれているから、圧力容器の破壊は生じないとも主張している。しかし、上述したように、脆性遷移温度の将来予測値は、実際にその将来が到来した時点における実測値と大きく乖離する可能性が高いのであるから、破壊靱性値の予測値もまた、実際にその将来が到来した時点における実測値を示すものとは到底言えない。したがって、債務者の行っているPTS評価も、原子炉圧力容器の安全性を論証し得ていないことは明らかである。

PTS評価に関してさらに言えば、原子炉圧力容器が破壊に至る衝撃は、加圧熱衝撃だけを考えればよいわけではなく、上記のとおり地震動による衝撃も考える必要もあるところ、債務者が想定する地震動は過小であるから（第4準備書面及び第5準備書面で詳述する。）、債務者のPTS評価は不十分である。

4 溶接部の残留応力によるクラックの危険性について

(1) 大飯原発3号機におけるクラック及び冷却水漏出事故の発生

大飯原発3号機では、これまで過去2回、原子炉圧力容器溶接部分の残留応力又は溶接不良によるクラック（割れ）が発生し、圧力容器上蓋管台で発生したクラックでは一次冷却水の漏出事故が発生している（甲195の1）。

また、圧力容器出口管台部分で発見されたクラックは7cmの管厚に対し深さ2cmに達しており、外部へ貫通した場合には一次冷却水漏れによる重大事故に発展する危険があった（甲195の2）

しかも、過去2回発生した原子炉圧力容器溶接部分のクラックはいずれも溶接部分の残留応力又は溶接不良（溶接部に対するグラインダ施工後のバフ掛けを怠った事）によるものであり、当該破損溶接部分以外にも圧力容器管台等溶接箇所クラックが発生している可能性が極めて高い（甲195の3乃至9）。

後述するように債務者の調査によれば、破損部分の検査で発見されたクラックは約10万運転時間で貫通に至る程度のものであり、現実クラックは圧力容器上蓋管台の外部まで貫通した上、1次冷却水漏れを起こしていた。大飯原発3号機を恒常的に運転したと仮定した場合、10万運転時間は約10年で到達する運転時間である。

上記のとおり本件原発の運転時間は優に10年を超えており、圧力容器管台溶接箇所その他配管溶接箇所の残留応力又は溶接不良によるクラック発生は現在進行形の重大事象であると想定せざるを得ない。大規模地震動や津波等の影響により、既に脆弱化した圧力容器溶接部分が破断、一次系冷却水が漏出すれば、冷却剤を失った圧力容器内での燃料棒損傷、溶解（メルトダウン）そしてメルトスルーを防止し得ない事はすでに福島原発事故で経験的に獲得された事実であり、これによる危険が10万人余にも及ぶ周辺住民の生命、健康、財産といった権利を侵害した事も今さら指摘するまでもない。

以下、詳論する。

(2) 溶接部の残留応力について

熱が加えられることにより、多くの物体は膨張しようとする。したがって熱は物体を変形させる外力と同じ働きをする。均質な物体が均等に加熱された場合、物体は自由に膨張し変形は等方的に生起する。しかし溶接のように溶接部分のみが局部的に加熱されるような場合、その膨張が周囲の材料素材によって妨げられ、物体内に「熱応力」が生じる。その熱応力が残留応力をもたらす原因となる。通常の鋼溶接部では溶接部近傍のみが加熱・冷却されるが、それによって生じる膨張・収縮の熱変形が周りの母材によって拘束される。そして鋼材は温度とともに降伏応力は小さくなり、加熱途中で材料に圧縮の塑性変形が生じることになる。

すなわち、この圧縮塑性歪により、冷却後に溶接部のみが周りの母材に引っ張られるため、鋼溶接部近傍には引張残留応力が生じることになる。結果的に、溶接部に相当する部材が一定の温度まで加熱し冷却されるときには、加熱過程で圧縮の応力と塑性歪が生じ、冷却過程で引張応力へと変化し、最終的に引張残留応力生じることになる。

溶接残留応力をもたらす原因としては主に溶接熱サイクルによる溶接部近傍の母材に生じる塑性歪であるが、それ以外にも溶接残留応力をもたらす原因として、溶接金属の凝固時における母材の熱膨張によって生じる食い違いや溶接金属が凝固してから冷却までに生じる収縮と塑性歪が考えられる。

(3) 大飯原発3号機原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置取付管台のクラック発生（平成16年5月）（甲195の1, 2）

大飯原発3号機については、平成16年4月20日から第10回定期検査が実施されたが、同年5月4日、原子炉容器上部ふたの管台70箇所の外観目視点検準備中、制御棒駆動装置取付管台1箇所（No.47）の付け根付近に白い付着物（1次冷却水に含まれるほう酸）が見られ、ほう酸は当該管台の周囲にのみ認められたことから、当該管台からの漏えいであることが確認された。

また、他の管台（69箇所）についても点検を行ったところ、同月5日、温度計取付管台1箇所（No.67）の側面及び付け根付近にも、付着物が確認された。

その後、制御棒駆動装置取付管台（No.47）の漏えい箇所を特定するため、漏えい経路として考えられる管台及び上部ふたと管台との溶接部についてサーマルスリーブを切断して、ヘリウムリークテスト、渦流探傷検査（ECT）、浸透探傷検査（PT）、超音波探傷検査（UT）などの検査を行った結果、ヘリウムリークテストにおいて原子炉容器上部ふたと管台との溶接部で漏えいが確認された。そこでさらに当該溶接部についてECTを実施したところ、溶接部の270°付近に有意な信号指示が確認され、その箇所を確認したところ浸透指示模様の位置に半径方向のクラック（割れ）が認められ、形状は結晶粒界に沿った直線状の割れであることが確認され、さらに手入れして確認したところ、その割れの長さは長くなり、一部の割れはつながっていることが確認された。形状としては、結晶粒界に沿った枝分かれた割れが認められた。

以上のことから、制御棒駆動装置取付管台（No.47）での漏えいは溶接金属内での半径方向の割れが貫通し、漏えいに至ったものと推定された。

その後、制御棒駆動装置取付管台（No.47）の溶接部の割れについて詳細に調査を行った結果は以下のとおりである。

溶接部表面を約0.5mm手入れ実施後割れを観察したところ、結晶粒界に沿った比較的直線状の割れが認められた。その後さらに約0.5mm（合計約1mm）、引き続き約2mm（合計約3mm）手入れ実施後に観察された割れの特徴として、溶接金属表面よりも内部の方で割れが長く、結晶粒界に沿った割れであることが確認された。

このことから、割れの発生は運転中に発生した1次冷却水中の環境下における応力腐食割れ（以下「PWSCC」という。）あるいは溶接欠陥による

ものであることが明らかとなった。なお、PWSCCとは、1次冷却水中の環境下で発生するPWRプラント特有の応力腐食割れであり、材料の強度及び腐食環境、発生応力の3要素が重なって発生するクラックを意味する。

その後、債務者は、クラックの初期発生メカニズム究明のため、以下の調査を実施し、下記のような事実関係が確認された。

ア 海外事例調査

米国PWRプラントでの原子炉容器上部ふた管台部からの漏えい事例を調査した結果、米国における同様の事象は、管台母材部あるいは溶接金属部において、PWSCC、高温割れ等の溶接施工不良を起点として、PWSCCが進展し貫通したものであると推定されていることが確認された。

イ 当該管台の調査等

当該管台溶接部の表面仕上げの施工状態を確認した結果、割れが認められた270°付近では、他の部位と異なりグラインダ仕上げ後のバフ仕上げ（溶接した後には溶接部表面の手入れ加工（研磨）を実施するが、その際の粗研磨に用いるのがグラインダで、仕上げ研磨として細かな研磨を実施することをバフ仕上げという）の跡がなかった。当該管台溶接部を模擬した試験体を製作し、表面仕上げの施工状態の違いによる表面残留応力への影響を調査した結果、バフ仕上げを行った場合、表面の残留応力は圧縮応力になるが、グラインダ仕上げだけの場合は、ごく表層部に約770MPaと、比較的大きな引張り残留応力が発生することが確認された。

当該溶接部の材料である600系ニッケル基合金の材料試験データを調査した結果、1次冷却水中の環境下において、約300MPa程度の引張り残留応力でPWSCCが発生する可能性があることが確認された。また、バフ仕上げを行わなかった試験体を用いた材料試験を行った結果でも、PWSCCの発生が確認された。

ウ PWSCCの発生

調査の結果、割れの特徴や海外事例調査等から、初期に発生した割れは溶接施工不良等による欠陥の可能性についても否定できないものの、当該管台270°付近において、溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていなかったことに起因して、溶接部表面に比較的高い引張り残留応力が発生していたことにより、PWSCCが発生した可能性が高いことが確認された。

(4) 10万運転時間でクラック貫通を確認したこと

管台溶接部内部において、PWSCCの特徴である結晶粒界に沿った枝分かれた形状の割れが認められていることから、大飯原発3号機の運転環境下において、割れが進展し、貫通に至るかどうかの解析評価を行った。その結果、初期の割れが生じた状態においては、大飯原発3号機のプラント運転時間（約10万時間）でも割れが溶接部内部を進展し、貫通に至る可能性があることが確認された。（甲195の1，8）

(5) PWSCCが原因であること

管台溶接部において、表面仕上げが不十分であったことに起因して発生したPWSCCを起点として、1次冷却水中の環境下において溶接金属内をPWSCCが進展し、貫通に至ったことにより、漏えいが発生したものと推定された。なお、初期の割れについては、溶接施工不良等による欠陥の可能性についても否定できないと債務者自身も認めているところである。（甲195の1，8）

(6) 大飯原発3号機原子炉容器出口管台溶接部の傷

ア 大飯原発3号機における深刻な応力腐食割れ

平成20年4月、大飯原発3号機「原子炉容器Aループ出口管台溶接部」（ノズル部）で、極めて深刻な応力腐食割れが発見された。当初はクラックの深さが評価できない非常に浅いものとされていたが、当該クラックは機器で切削しても消滅せず、20.3mmまで配管表面を切削する事にな

った。この切削された場所の板厚は74.6 mmであったから、27%の板厚が失われたのである。(甲195の3)

また、この応力腐食割れの場所は、原子炉 力容器のノズル部のセーフエンドと呼ばれる場所であり、当該溶接部分及び配管部分の修理交換は極めて困難な場所である。これをあえて修理交換するとなれば原子炉本体压力容器それ自体の交換を余儀なくされ、压力容器の交換なしに行うクラック補修や配管補修交換作業は压力容器の強度を著しく損なうものであって、安全性に深刻な影響を与える。

イ クラックが20.3 mmに達していたことの危険性

クラックの深さの確定は、以下のとおりである(甲195の4乃至7)。

- ① 当該クラックが発見された際、債務者は第13回定期検査中であつたが、国内外で発生した600系ニッケル基合金溶接部での応力腐食割れ事象を踏まえ、原子炉容器出入口管台(計8箇所)の溶接部にウォータージェットピーニング工事を実施し、この工事のため事前に当該溶接部内面の渦流探傷試験(ECT)を行ったところ、Aループ出口管台の600系ニッケル基合金溶接部1箇所では有意な信号指示(長さ約10 mm)を確認した。
- ② 当該クラックは溶接部のウォータージェットピーニング工事が予定されなければ、そのまま放置され、ひいては貫通に至り、最終的には1次冷却水漏れにつながる重大事象をもたらす重大な危険性を秘めていた。
- ③ そして、債務者において水中カメラにより詳細に点検したところ傷の形状は複数に折曲がるとともに枝分かれした長さ約3 mmの割れであり、1次冷却材環境下における 応力腐食割れの特徴を有していることが判明した。さらに傷の周辺では引張力が残留する可能性があるグラインダによる加工跡(バフ掛けの欠如)を確認し、1次冷却材環境下における 応力腐食割れによる損傷である事を債務者自身が認めるに至った。

- ④ その後、当該箇所について、超音波探傷試験（UT）を行ったが、傷の深さは特定できなかった。そこで、ECTで有意な信号指示が確認されなくなるまで当該部表面の研削を行うこととし約3.6mm研削した時点で、目視で傷が確認でき、ECTにおいても有意な信号指示が認められている状況であった。債務者がさらに研削した場合、工事計画認可申請書に記載している板厚（70mm）を下回る可能性があったことから、記載内容を変更する手続きを国に行い、手続き完了後、研削を再開した。
- ⑤ その後、「工事計画認可申請書に記載の板厚を更（70mmから64mm）した後、深さ約10.5mm（板厚約64.1mm）まで研削した。しかし、それでも、目視で傷が確認でき、ECTで有意な信号指示が認められた。
- ⑥ そこで、さらに深く研削を行うため、工事計画認可申請書の記載板厚を傷が残っている部分を含めた箱状（軸方向約11cm、周方向約13cm）の部分のみを64mmから53mmに、その他の部分を70mmに変更し、強度上の問題がないことを確認したうえで、7月30日に国に変更手続きを行い研削を再開した（「2008年8月15日関西電力発表」）。
- ⑦ 最終的に、「深さ約20.3mm（当該部分の板厚約54.3mm）まで研削した結果、8月23日、目視で傷が認められず渦流探傷試験応でも有意な信号指示が確認されなくなった。そして、さらに念のため追加研削（約0.7mm）を行い、傷がないことを確認した。この結果、当該部分の板厚は約53.6mmとなった。

ウ 損傷場所が交換不可能な箇所であること

応力腐食割れが発見された溶接部は、圧力容器の合金鋼製の管台（応圧ノズル）と、ステンレス製のセーフエンドをつなぐ部分である。1次冷却

水のステンレス配管を圧力容器に直接つなぐのは作業上困難を極める事
は見やすいところであり、また溶接による残留応力の除去も難しい。そこ
で、予め、圧力容器の製造工場において、圧力容器に配管と同じステンレ
ス製の部品を溶接しておくものとされている。これがセーフエンドである。
そのセーフエンドにひび割れが生じた。セーフエンドを交換することは、
圧力容器そのものに手を加えることであり、技術的に極めて難しい。その
意味で、他の再循環系配管において発生した応力腐食割れとは全く異なる
次元の深刻な問題である。（甲 1 9 5 の 5 ・ 2 頁）

エ 応力腐食割れの対策が不十分であること

大飯原発 3 号機で発見された応力腐食割れは、改めて応力腐食割れの問
題が依然として深刻なものであり、対策が不十分であることを示している。
平素から応力腐食割れの発生を想定した点検を行い、シュラウド検査や再
循環配管等にひび割れを発見した場合その進展速度を予測して、将来の健
全性を確認しつつ引き続き運転を続け、あるいは適宜交換するという方法
により原子炉施設の安全性を確保することは可能であり、十分に合理的だ
と債務者は主張すると考えられるが、現実には、点検によっても発見され
ていないひび割れ・検査漏れが無数に存在すると考える他ない。

オ 安全性に関する具体的根拠の欠如

上述のように研削前の出口部管台の管肉厚は 7 4 . 6 mm であったが、
研削により当該部分の厚さは 5 3 . 6 mm となった。これに対して債務者
が原子力安全・保安院に提出した工事計画認可申請書では当該部分の必要
肉厚を 5 3 mm としている。必要肉厚に対して 0 . 6 mm の余裕を残すの
みであったが、そのような余裕肉厚が安全性を確保するに足る程度の数値
であることについて科学的見地から十分な根拠が示されていない。（甲 1
9 5 の 3 乃至 7）

カ 急速なクラックの進展

債務者は、当該出口管台にできた当該クラックについて、平成13年の時点で3mmの深さがあったと仮定しており、実際には平成20年の傷の深さは20.3mmになったものであるから、約1年あたり平均2.5mmでクラック深化が進展していたことになる。再び運転が開始されれば、これまでの検査で発見されていない微小クラックが深化進展し、最終的に必要肉厚を割り込み耐圧能力を喪失する危険性は現実的な問題である。この点に関しても、債務者からはいまだ安全性を確保するに必要な程度の肉厚が何mmであるのか、具体的な数値は示されていない。(甲195の8, 9)

キ ウォータージェットピーニング(WJP)の問題点

債務者は、上記のような出口管台クラックへの対策としてウォータージェットピーニング(WJP)を実施している。しかしWJPはクラックを除去するものではなく、ECT(渦電流探傷検査)で見逃している微小な傷が存在する可能性までも除去するものではない。WJPは高圧水を吹き付けることで材料表面近傍の残留応力を緩和し、そのことによって新たなクラックの発生を抑制するものに過ぎないのである。すでに生じた傷が消えるわけではない点に留意されなければならない。(甲195の4乃至7)

また、債務者は、ECT(渦電流探傷検査)でも0.5mm以上の傷でなければ傷の有無を確認できないとしている。したがって、深さ0.5mm未満の把握していない微小な傷が、溶接部に残っている可能性は否定できない。債務者がいかに詳細にECTを実施したとしても、0.5mm未満の傷が残っている可能性は依然として残ると技術的観点からも言わざるを得ないのである。

したがって、0.4mm程度の傷が見逃されて残っているとすれば0.2mmクラック深化が進めば、それだけで必要肉厚を割り込む結果となる。(甲195の4乃至7)

(7) 小括

以上のように、大飯原発3号機では応力腐食割れにより目視レベルで顕在化したクラックの存在が多数確認されており、なおかつ原因はいずれも上記のような応力腐食割れ若しくは溶接不良（グラインダ加工後のバフ掛け欠如）によるものである。

しかも、上述したクラックは樹状に深化した形状を有するという特徴があり、配管外表面のクラックから配管内奥に進むほど樹状に枝分かれし、なおかつ10万運転時間で貫通に及ぶという具体的な危険性を有するものである。以上のような危険は債務者の定期検査で明らかになったものであり、債務者においても上記のようなクラックの潜在的な存在の可能性を否定する事はできないと考えられる。

これら顕在化あるいは潜在化しているクラックは機器・配管の耐震性を確実に弱めるものであり、上記のように研削加工等により板厚が27%減少すれば、耐震性能も相当程度低下せざるを得ない。そして大飯原発3号機において未だ発見されていない重大なひび割れが存在する可能性は否定できない状況にある。債務者の緊急安全対策をみても、本件原発の潜在的な溶接部の不良原因を除去し、クラックの発生及び一次冷却水漏出といった事象の予防を担保する内容とはなっていない。

大飯原発3号機は平成3年に稼働を開始した比較的稼働年数の少ない原子炉の一つであるが、それでさえ応力腐食割れあるいは溶接不良による配管溶接部の損傷、クラックの発生という事象に見舞われているのである。しかも、3号機の検査結果から、クラックは10万運転時間で貫通に至ることは債務者においても確認している。大飯原発3号機はもちろんのこと、運転開始から21年以上経過している本件原発すべて、同様の問題が潜在的に存在すると考えざるを得ず、すでに相当数の潜在的損傷部分を抱え込んだ危険な状態のまま運転を継続してきたものであるといえる。

以上のような危険が潜在的なものであるとしても、大規模地震動や津波によりこれらの危険が顕在化すれば、もはや現在の技術水準ではこれら顕在化した危険を除去あるいは防止する事は不可能である。

第6 再循環サンプの閉塞による事故発生の危険性について

1 サンプ閉塞に起因する重大事象の発生はPWRにおいて不可避であること

海外の複数の沸騰水型原子力プラントで操作ミス等が原因で格納容器内に1次冷却材が流出し、配管から飛散した保温材等により非常用炉心冷却系ストレーナ（ろ過器）が目詰まりして機能喪失する事例が発生している。かかる問題がいわゆるサンプ問題である。過去にスウェーデンや米国で、非常用炉心冷却系（ECCS）ストレーナ（ろ過器）に保温材などの異物が付着し目詰まりを起こすトラブルが発生しており、債務者所有にかかる加圧水型原子炉（PWR）においても異物付着によるサンプ閉塞を防止することは構造的、技術的に極めて困難あるいは不可能であると言わざるを得ず、サンプ閉塞、ECCS機能不全、炉心溶融といった重大事象への発展阻止は現在の技術水準において期待することができない。

PWRでは、サンプ内に貯留された一次冷却水をECCSにおいて再循環させ炉心冷却を継続するという基本構造を採用している以上、一次冷却水漏出時のサンプストレーナ目詰まりは構造的に発生する不可避的な事象である。

それだけでなく、サンプ閉塞の原因となる断熱材などの繊維性異物の発生源はPWR原子炉内の配管各所に大量に存在しており、それらが剥離脱落し漏出冷却水に混入することは現在の技術において根絶することができない技術的問題であって、PWRが構造的に内包する重大な欠陥であると言わざるを得ない（甲196の1）。

債務者は、ストレーナフィルターの交換拡充などの対策で異物によるサンプ閉塞を阻止しようと主張するが、PWR原子炉内配管等において大量に存在す

る断熱材、保護材などの繊維性異物発生源の総量に対して、フィルターがどの程度の異物までならば目詰まりを起こさずに機能を確保できるかについては沈黙したままである。

また、フィルターが目詰まりを起こす原因となる原子炉施設内部の繊維性異物（断熱材等）の総量を債務者が明らかにしないのは、債務者においてフィルターの能力（目詰まりを起こさず異物のサンプル内への流入を阻止しつつ再循環用の一次冷却水をサンプル内に通過させる能力）を客観的に評価した事実が存在しない結果であると考えざるを得ない。

これは単にフィルターを大型化すれば済むという問題ではなく、原子炉内に存在する大量の繊維性異物の発生総量を前提として十分な構造的余力のあるフィルターを設置し、なおかつそのろ過能力が重大事象が発生した場合でも機能することが客観的に担保されていない限り、サンプル閉塞に起因する重大事象の発生はPWR型原子炉において構造的、技術的に不可避であると考えざるを得ない（甲196の2）。

2 フランスのPWRにおける再循環系異常事象（レベル2）の発生

実際、スウェーデンや米国以外に、フランスでも同様の事故が起きている。

フランス電力公社は、その全PWRにおいて、特定の事故条件下で再循環系サンプルフィルターが異物（デブリ）で目詰まりを起す可能性があるとして認めている。サンプルは原子炉格納容器底部にあり事故時に1次系から大規模漏洩があったときに漏洩水を回収して原子炉冷却を維持するために安全注入系に戻すものである。フランス内外での研究にもとづいてASN（フランス大統領直轄の独立行政府である原子力安全機関）は平成15年10月9日、フランス電力公社に対してサンプルフィルター目詰まりの可能性について見解を出し、必要な場合には対策を提出するように命じた。

以上のように世界的にはサンプル閉塞によるLOCAの危険性は重大なものとして認識されているところである。（甲196の3）

3 PWRの構造的脆弱性（甲196の4）

PWRでは原子炉容器内の原子炉炉心を通過する水が華氏500度以上に加熱されても沸騰しないよう高い圧力（155 kg/cm²）が保持されている。格納容器の中で高温水は原子炉容器から蒸気発生器に導出され、高温水は蒸気発生器内の細い金属管を通して流れており、その管の外側では圧力のより低い水がその管壁を通じて伝わる熱を吸収し、電気を生み出すためにタービン発電機を回転させる蒸気をつくるために沸騰する。蒸気発生器の管から出てきた水は再利用されるために原子炉容器にポンプで戻される。

かかる基本構造を有するPWR型原子炉容器本体が損壊した場合、あるいは容器と蒸気発生器間の配管が損壊した場合、又は配管安全弁が開いた場合、その高圧水が開口部から極めて急速に1次冷却系の高圧水を押し出す結果をもたらす。かかる冷却材喪失事故（LOCA）事象が発生した場合、核燃料は過熱によって損傷をうけることになる。

LOCA事象が発生した場合、プラントの監視装置が原子炉容器内の圧力の急速な低下などを契機としてLOCAを検知すると補充水の供給を安全装置が自動的に開始する。例えば、充填ポンプや安全注入ポンプが、燃料取替用水タンク（RWS T）からの補充水を自動的に供給される。

RWS Tの容量の如何を問わず、いずれかの時点において補充水の水源をRWS Tから格納容器サンプに切り換えなければならない。補充水であるRWS Tからの冷却剤補充を継続すれば、冷却水が原子炉格納容器内に貯留し、配管や電源その他の設備を水没させ、最終的には原子炉建屋内の重要機器の水没等による機能喪失を招く危険がある為である。

LOCA事象において1次循環系の補充水は破断した配管等から漏出した冷却水を補う上で必要不可欠である事は言うまでもない。しかし、外部の補充水だけが用いられるとすると格納容器は水で満杯になり電気機器が水没し、増水する水の純然たる重みによる格納容器の構造健全性が損なわれる。

そのために原子炉の運転員は格納容器内部で水がポンプで循環するよう、特定の時点においてRWS Tからの弁を閉じ再循環サンプの弁を開放する。そして、サンプ内に貯留した一次系冷却水をスプレイポンプあるいは高圧系ポンプ、余熱除去ポンプなどに送出し、原子炉内の冷却水として再利用、再循環させる必要があることから、サンプ内に漏出した冷却水が健全に貯留されるよう技術的な安全確保がなされなければならない。

しかるに、以下述べるようにサンプ内に冷却水が貯留されるかという点に関して技術的安全確保がなされているとは到底いえないのである。

4 再循環サンプの閉塞

格納容器の再循環サンプとは、格納容器再循環ユニット及び制御棒駆動装置冷却ユニットで凝縮された水を溜める容器のことである。原子炉冷却材の漏えいに対する監視設備の1つとして原子炉格納容器内に設けられる基本的な設備であるとされる。

1次冷却材喪失事故時等において、燃料を冷却するための水源として使用する燃料取替用水タンクの水がなくなった場合に、次の水源として、漏れ出た1次冷却材を回収して使用するために、格納容器内の底に設置されているタンク。タンク入口には飛散した保温材などの異物の流入防止用としてスクリーン（格子状の金属フィルタ）が設置されている。

冷却材漏えいが発生すると漏えい流体の一部が蒸発し、原子炉格納容器内の空気に混入した蒸気が、格納容器再循環ユニット及び制御棒駆動装置冷却ユニットで冷却され凝縮する。この凝縮した水を格納容器サンプに集め、凝縮水の増加量を水位の上昇率によって監視する。

5 異物混入による冷却機能の喪失

破損配管から漏出した高圧水は基本的に配管や装置、構造材に近接する断熱材、繊維、配管保護膜（すなわち塗料）などを一緒に洗い流す。これら繊維等の異物が発生した後に、漏出した加圧水は格納容器底部に位置する再循環サン

にこれらの異物と共に貯留される事になる。

再循環サンプには保温材などの異物の流入防止用としてフィルタースクリーン（格子状の金属フィルタ）が設置されているが、これら異物がフィルタースクリーンを目詰まりさせれば漏出した冷却水は行き場を失い原子炉内に貯留し関係機器を水没させその機能を喪失させる結果となる。

冷却機能を失った原子炉は核燃料棒が発生する崩壊熱により溶解し、大量の放射性物質を含む冷却水を外部に放出する危険性を有する。

これがメルトスルーに発展しコアコンクリート反応を誘発すれば、重大な水素爆発を惹起する極めて重大な事態に発展する危険がある。

6 スクリーンフィルター閉塞を発生させる異物の量

NRCの報告書によると、ある小破断LOCA時に生成する繊維状物質の10%以下でPWRにおいては格納容器サンプのスクリーンが詰まることが確認されている。

塗料の破片のような粒子状物質については繊維質の異物よりも閉塞性が大きく、ある小破断LOCA時に生成する粒子状物質の10%以下でPWRにおいて格納容器サンプのスクリーンフィルターを閉塞させる。

大破断によるLOCAによって生成する粒子状物質については、格納容器サンプスクリーンを閉塞させるには2%以下の異物で十分であるとされ、配管の大破断が起き大量の異物が発生した場合には相当な速度でサンプ閉塞が生起する危険性が指摘されている。

LOCAで発生する異物による格納容器サンプ閉塞の可能性は、NRCの報告書によると、下表のとおりである（甲196の4）。

格納容器サンプ故障の可能性	小破断 LOCA	中破断 LOCA	大破断 LOCA
非常に起こりそうである	PWR の 36%	PWR の 45%	PWR の 77%
起こりそうである	10%	9%	10%

おそらく起こる	6%	9%	1%
起こりそうにない	48%	37%	12%

(出典：D. V. Rao, B. Letellier, C. Shaffer, S. Ashbaugh, and L. Bartlein, Los Alamos National Laboratory, "GSI-191: Parametric Evaluations for Pressurized Water Reactor Recirculation Sump Performance," Table ES-1, August 2001.)

このように、配管等の大破断時における冷却材喪失事故を経験するPWRの77%はフィルター閉塞による格納容器サンプ破損に直面することになる。

7 格納容器サンプ閉塞による事故～炉心損傷の危険性を100倍にする

LOCA時の格納容器サンプ閉塞は、炉心と格納容器を冷却する上で必要不可欠な安全システムの適切な機能を喪失させるものであり、漏出した冷却水を再循環させることを不可能にするという最悪の結果を招く。それは最終的にはとして、原子炉の冷却材及び冷却機能の喪失を意味し、核燃料棒の破損、メルトダウン、ひいてはメルトスルーを引き起こし、最終的には大量の核物質を大気中に放出する事になる。

NRCの報告書によると、格納容器サンプ閉塞事象は、平均的なPWRについて原子炉炉心損傷が発生する確率をほぼ2桁近く(約100倍)増加させる。換言すれば、PWRが炉心損傷を経験する確率は684年に1回であるとの指摘がなされているのである。

8 グラスファイバ素材の使用

本件原発では、配管の近くに大量のグラスファイバ製エアフィルターが設置されており、原子炉冷却材喪失事故時等にスクリーン閉塞の原因となり得る繊維素材が大量に使用されている(甲196の5)。グラスファイバ製エアフィルターの他にも、配管保温用素材としてウレタン樹脂も大量に使用されている。

これら繊維質素材は配管保温やエアフィルターとして恒常的に使用されており、現在もこれらを除去するなど具体的な措置は何ら採られていない。

米国の研究が示すとおり、繊維質の異物がフィルター等に付着すればサンプ

内への冷却水の貯留が阻害され、原子炉内に補充水が満杯になり関係機器水没による機能喪失という事態を招く危険性が極めて高い。

また、補充水が蒸発等により喪失すればL O C A事象が持続し、炉心損傷という最悪の事態を招く事は見やすい結論である。そして炉心損傷は燃料棒の破損、炉心融解、そしてメルトスルー、コアコンクリート反応による水素爆発という破滅的事象に結びつくものである深刻な事態である事は明らかである。

これらサンプ閉塞によるL O C A事象の持続及び炉心損傷、最終的な水素爆発という危険性を本件原発はいまだ解消していない以上、その危険性を過小評価する事は到底できない。

9 小括

以上の問題点を概略的に述べれば以下のような事象を招くものである。

- ① 配管破断事故発生
- ② 高温高圧の水蒸気噴出
- ③ 配管機器に巻かれた保温材破壊
- ④ サンプストレーナフィルターに繊維保温材が全体に張り付く
- ⑤ 繊維保温材が全体に張り付き、さらに細かい粒子状のごみが付着する
- ⑥ フィルターが目詰まり
- ⑦ 一次冷却水の再循環サンプへの流入量確保できず（N P S H低下）
- ⑧ E C C S ポンプの機能喪失
- ⑨ 炉心冷却失敗
- ⑩ 炉心溶融
- ⑪ 格納容器破損
- ⑫ 環境へ核分裂生成物放出

つまり、冷却材損失事故が起きれば、破断口近くの配管の断熱材及び他の部材が破壊される。この破壊された断熱材、塗膜、コンクリート片、他の部材は破断口及び格納容器スプレイからの蒸気や水の流れによって格納容器の床へ移

送される。この碎片のうちのいくらかはサンプルスクリーンに移送され、ECCSの格納容器サンプルスクリーンに蓄積する。格納容器サンプルスクリーン上に蓄積した異物は、サンプルスクリーンを通過する差圧を増加させて、ECCSポンプの利用可能なNPSH（有効吸込ヘッド：キャビテーションによるポンプ効率の低下を避けるために必要な吸込圧力）を減少させる。蓄積したごみによる過度の圧損は、ECCSと格納容器スプレイポンプのNPSH余裕を超過する。その結果、ECCSポンプと格納容器スプレイポンプにキャビテーションが発生し、設計基準事故中に必要とされる冷却水が供給できなくなる。

本件原発が停止状態であれば、上記のような再循環サンプル閉塞は生じないが、本件原発の再稼働により、その危険が現実が発生しうる状態となる。

以上