

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 17

平成26年5月2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

第1 5号機再循環ポンプの点検等（被告準備書面(4)第1の1(1)ア）

1 超音波探傷試験（UT）の実施が困難であること

被告は、本件原子炉5号機におけるインターナルポンプ方式の再循環ポンプの点検作業の効率等に関し、定期点検時に分解点検を行っている旨反論する。

また、本件原子力発電所5号機と同様の改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）である柏崎刈羽原子力発電所7号機における点検状況に関し、「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」（乙E第11号証5頁）等との記載を引用し、柏崎刈羽原子力発電所7号機においても目視点検のみならず分解点検も実施されている旨反論する。

しかしながら、以下に述べるとおり、SCC（応力腐食割れ）等の検出には超音波探傷試験が必須であり、特に再循環ポンプモータケーシングにおいて同試験の実施が不可能な部位が存在する以上、やはり本件原子炉5号機の点検作業の容易性・効率は低いと言わざるを得ない。

2 超音波探傷試験の必要性・有用性

(1) 目視点検を行う場合の実施方法

まず、原子炉内を目視点検する場合、通常は吊り下げ式の水中TVカメラを検査員が操作して行う遠隔水中目視検査の方法によることとなる（甲D第5号証）。¹

(2) 目視点検の限界

まず、目視点検（Visual Testing=VT）は、光・色彩という原理を利用し、人間の目による観察によって損傷等を検出する方法であるところ、その検査方法は客観性に欠ける上、検出精度にも疑問が残るものである。

平成24年12月2日に発生した笹子トンネル天井板落下事故においては、同トンネルの定期点検（5年に1回）については「個々の構造物の状況を細部

¹ 「原子炉保全工学」（オーム社）P.110頁。

にわたって近接目視・打音等により行う。」とされており、事故直近の平成24年9月の詳細点検の際にもマニュアルに従い目視点検が行われたにも関わらず、かかる事故を未然に防げなかったことは記憶に新しい。

かかる過去の事故に照らしても、目視点検のみでは、その確実性・精度には大きな疑問が残るところである。

特に、溶接金属部に存在する微小き裂については、溶接による余盛の高さの影響もあり、目視での検出は極めて困難である。²

それだけでなく、目視点検では、対象表面の調査しか不可能であり、内部損傷や裏面損傷については、超音波探傷試験等の他の検査方法による他ない。

(3) 超音波探傷試験 (Ultrasonic Testing=UT) の有用性

超音波探傷試験においては、探触子から必要な振れ幅を持つ超音波を励起(発生)させ、構造物内部における反射波を受信し波形表示させることにより欠陥までの距離・欠陥の長さ等を検出する。³

超音波探傷試験の客観性・信頼性に照らし、文献等でも「自然き裂を検出し、その寸法を測定できる信頼性の高い方法は現在のところ超音波法しかない」(「非破壊検査工学最前線」[日本機械学会編]9頁。甲D第7号証)との指摘がなされているところである。

3 超音波探傷試験を実施不可能な部位を有すること

(1) ところが、本件原子力発電所5号機と同様の改良型沸騰水型軽水炉(ABWR)である柏崎刈羽原子力発電所7号機の点検状況においては、その再循環ポンプモータケーシングの点検に関し、「溶接線近傍までの範囲においては超音波探傷試験も実施可能であるが、特に軸圧縮力の大きいと考えられるケーシング付け根周辺の探傷が不可能であることから、VTを選定した。」(乙E第11号証5頁)として、目視点検のみが実施された。

² 東芝レビューvol.61 No.11 (<http://www.toshiba.co.jp/tech/review/2006/11/>) 右上図4説明部分より。

³ 「非破壊検査工学最前線」(日本機械学会編)33頁など。

上記柏崎刈羽原子力発電所7号機と比較すると、本件原子力発電所5号機も同様の改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）であり、インターナルポンプ式再循環ポンプ（Reactor Internal Pump=RIP）方式を採用していることから、そのモータケーシングにおいてもやはり UT 実施不可能な部位を含み、実施自体が現実性を欠くと言わざるをえない。

- (2) したがって、本件原子力発電所5号機再循環ポンプについては、より精度の高い方法である超音波探傷試験の実施が現実的でない以上、その信頼性・安全性を担保することは不可能といえる。

第2 圧力抑制室の位置に起因する水蒸気爆発の危険（被告準備書面(4)第1の4）

1 炉心溶融を想定すべきこと

被告は、その準備書面(4)第1の3(2)において、本件原子力発電所5号機につき、「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」として、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につき、その前提自体を欠くと反論する。

しかしながら、かかる反論は、原子炉格納容器破損に至る物理現象のうち、重要かつ当然想定すべきものの1つである炉心損傷につき、その想定自体を放棄するものである。

被告の上記反論は、福島第一原子力発電所事故を踏まえたメーカー・電力会社の反省を全く踏まえていないものであるし、全電源喪失やこれに起因する炉心損傷についての「想定」を不要としていた電力会社の態度こそが同事故に防止できなかった原因であることを理解していない。

以下、BWRの各形式を比較しながら説明する。

2 Mark-I型（及びMark-I改良型）との比較

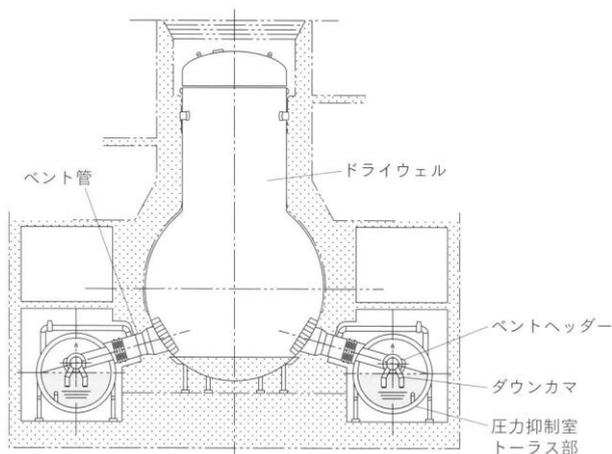
(1) Mark-I型の概要

Mark-I型は、米国 General Electric 社が沸騰水型原子炉（BWR）の最初

の商業プラントとして開発した格納容器である。

リング状に配置された圧力抑制室トラス部を有している点が特徴である。

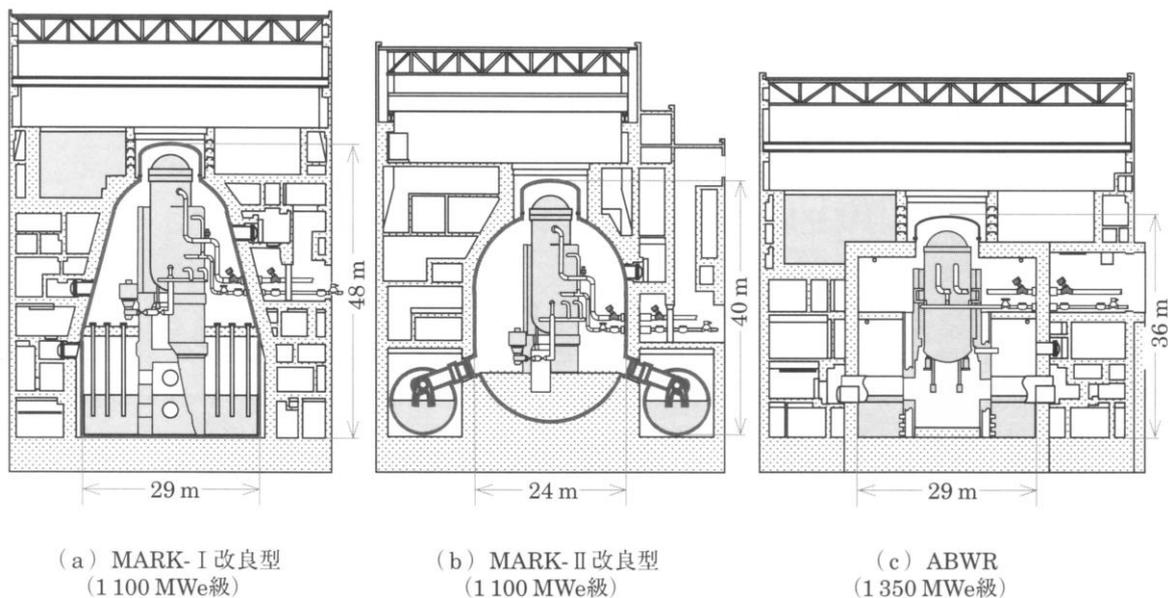
この構造上の特徴は、炉心溶融があった場合に、真下に水槽である圧力抑制室がなく、水蒸気爆発を防げるということに尽きる（甲D第3号証）。⁴



図：Mark-I型原子炉格納容器の概要（岩波書店「科学」1240頁より引用。）

(2) ABWRとMark-I改良型等との比較

ABWRとMark-1改良型等の構造の概要・比較は下図のとおりである。



図：BWRの原子炉格納容器（「原子炉プラント工学」[オーム社]104頁より引用。）

⁴ 「水素爆発をもたらしたものは何か」 渡邊敦雄著（「科学」岩波書店2011年12月号1240頁）より。

※ただし、上図は写植間違いにより(a)と(b)の図が逆となっている。⁵

ABWR においては、従来 BWR の Mark-I 改良型、Mark-II 改良型と同様の圧力抑制室方式の原子炉格納容器 (PCV : Primary Containment Vessel) を採用しているが、従来の鋼製原子炉格納容器 (SCV : Steel Containment Vessel) に替えて、PCV を鉄筋コンクリート製の基礎スラブ上に設置し、原子炉建屋と一体構造とした円筒型の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 (RCCV : Reinforced Concrete Containment Vessel) を採用している点に特徴がある (甲 D 第 8 号証 104 頁)。

3 水蒸気爆発のリスクが相対的に高いこと (圧力抑制室の位置)

ABWR の RCCV は、RPV を取り囲む円筒型ドライウエル、円筒型サブプレッションチェンバ、及び基礎等から更生され、内部には、ドライウエルとサブプレッションチェンバを仕切る鉄筋コンクリート製のダイヤフラムフロア、及び鋼製の RPV の原子炉本体基礎がある。

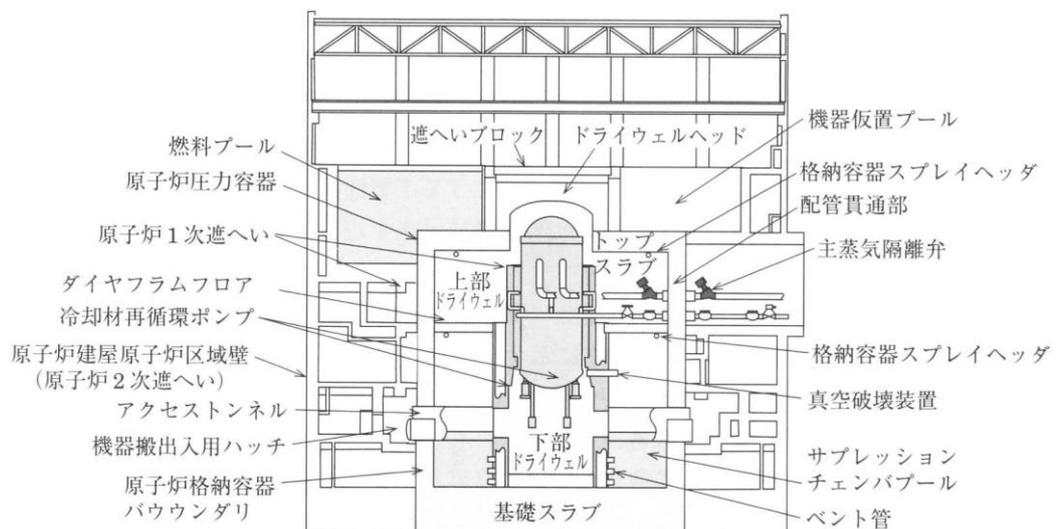


図:RCCV と原子炉建屋の概略構造 (「原子力プラント工学」[オーム社] 105 頁より引用。)

このように、ABWR においては、サブプレッションチェンバが、上部ドライウエルの真下、下部ドライウエルのすぐ外側に位置している。

このことは、Mark-I 型 (及び同改良型) において、水蒸気爆発を防ぐことを

⁵ 写植のミスであることは出版元であるオーム社出版部に確認した。

優先させ、圧力抑制室を、原子炉圧力容器ドライウェル部よりもさらに外側に設置したと対照的である。

そのため、ABWR においては、Mark- I 型（及びその改良型）において優先されたメルトスルーに起因する水蒸気爆発の回避という設計思想が減退し、メルトスルーや炉心溶融物デブリによる破壊を原因とした水蒸気爆発の危険性は、相対的に高まっているというほかない。

4 メルトスルーに起因する水蒸気爆発の想定は必要不可欠であること

(1) 国内における検討など

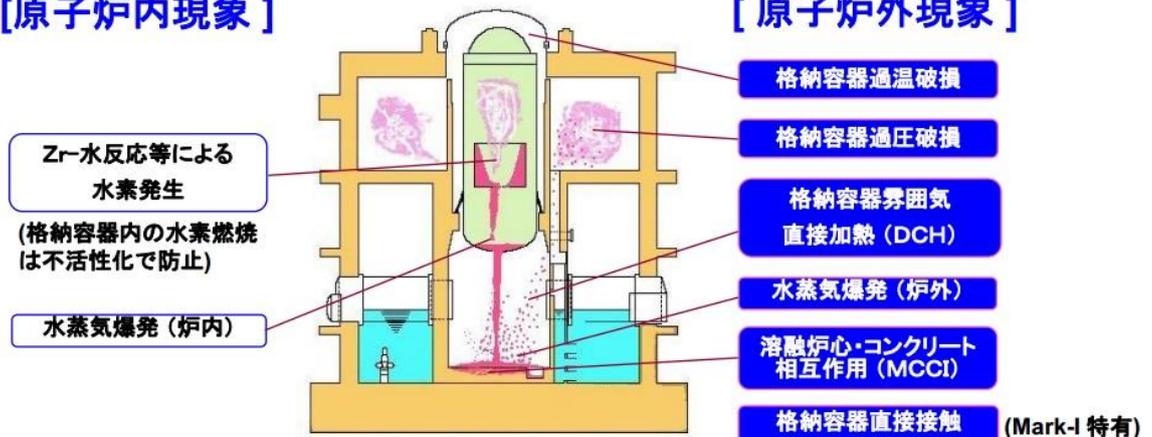
日本における原子力発電所のシビアアクシデントとしては、訴状から繰り返し言及している東北地方太平洋沖地震・津波に起因する福島第一原子力発電所事故が挙げられる。

同事故の発生を踏まえ、二度と同様の事故が発生することのないよう、様々な検証がされているところであるが、原子力規制委員会においても、上記事故原因の1つとして想定を超える津波や電源喪失に対する防護が脆弱であったことを挙げ、「あらゆることを想定してみることの重要性」を指摘する（甲D第9号証原子力規制委員会第10回発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム配布資料別紙-3）。

同委員会における検討においては、シビアアクシデント対策として、炉心損傷回避フェーズの後の段階として、格納容器損傷回避フェーズを想定すべきことを当然の前提とし、格納容器破損防止対策検討として炉心損傷に起因する各種物理現象に言及している。

[原子炉内現象]

[原子炉外現象]



図：格納容器破損に至る可能性のある物理的事象⁶

格納容器破損モードの例 (BWR)

格納容器破損モード	関連する物理現象	影響緩和方策
1 水蒸気爆発	溶融燃料と水の接触による水蒸気爆発	格納容器構造の裕度(耐性評価)
2 水素燃焼	活性化雰囲気での水素濃度の上昇	格納容器内不活性化
3 格納容器過圧破損	デブリ冷却による水蒸気の発生 Zr-水反応やMCCIによる水素の発生	格納容器除熱や格納容器ベント
4 格納容器雰囲気直接加熱	高圧状態で原子炉容器底部が破損することによる高圧溶融物放出 (HPME)	原子炉減圧または格納容器構造の裕度(耐性評価)
5 溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)による浸食	デブリへの注水による冷却
6 格納容器過温破損	デブリからの放射と雰囲気温度上昇による貫通部過熱	注水によるデブリ冷却、格納容器スプレイ
7 格納容器直接接触	落下した溶融デブリが格納容器床上を拡がり格納容器バウンダリに直接接触	水張りによる拡がり抑制 * Mark-I特有

図：格納容器破損モードの例 (BWR) ⁷

そのため、本件原子力発電所においても、全交流電源喪失という事象の発生可能性の想定は当然のことながら、これに起因する炉心損傷、ひいては水蒸気爆発の発生可能性についても当然検討すべきである。

(2) EUR (欧州電力要求) におけるコアキャッチャの設置義務

海外における原子力発電所における炉心損傷の想定及び対策として、EUR

⁶ 原子力規制委員会第10回発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム配布資料別紙3の10頁より引用。

http://www.nsr.go.jp/committee/youushikisya/shin_anzenkijyun/20130118.html

⁷ 同資料11頁より引用。

(European Utilities Requirement 欧州電力要求) に言及する。

EUR においては、炉心溶融によるシビアアクシデント対策として、原子炉設置にあたり、コアキャッチャ（炉心溶融物保持装置）または原子炉容器内保持システム（IVR : In-Vessel Retention）⁸の設置を要求している（甲D第10号証16頁）。

(3) 東芝における EU-ABWR の設計

かかる EUR の要求を受け、日本の原子炉メーカーの1つである東芝においても、欧州向け ABWR（EU-ABWR）を設計しており、その特徴として、航空機落下に備えて強化された原子炉建屋、コアキャッチャ（炉心溶融物保持装置）の設置を挙げる。⁹

コアキャッチャは、まさに炉心溶融物の落下という可能性を想定し、その対策として設置されるものである。

すなわち、確率的には必ずしも高くないものの、非常用炉心冷却装置（ECCS）が作動せず、その他の炉心への注水装置も利用できない事態も想定され得る。（当然、想定自体は必要である。）

このような場合、原子炉水位の低下により炉心は露出し、十分な冷却が行われなくなり、原子炉停止後も発生し続ける崩壊熱によって燃料棒温度が上昇し、最終的には炉心溶融に至ることが考えられる。

このような事態に至った場合、高温の炉心溶融物が原子炉压力容器下部に溶け落ち、さらに原子炉压力容器下鏡を溶融貫通して、格納容器内の床上に落下するに至る。

炉心溶融物は格納容器床に張られたコンクリートを加熱し、接触面が高温状態になるとコンクリートと反応し、二酸化炭素、水素等の非凝縮性ガスを大量

⁸ IVR…原子炉内の核燃料が溶融するに至った場合でも、原子炉压力容器に外部から重力による注水を行い、压力容器を水没させることで、压力容器を冷却し、破損を回避する設計・システム（PWR 用）。

⁹ 東芝レビューVol.65 No.12(2010)16 頁。
<http://www.toshiba.co.jp/tech/review/2010/12/>

に発生させるとともにコンクリートを溶融浸食する。¹⁰

このような炉心溶融物とコンクリートの反応を抑制する目的で、コアキャッチャーは設置される。

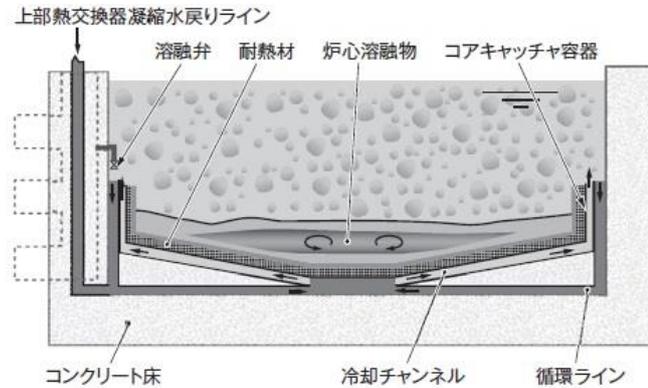


図9. コアキャッチャーの断面 — EU-ABWRでは、原子炉圧力容器から炉心溶融物が落下した場合に、耐熱材を張ったコアキャッチャー容器で受け止め、炉心溶融物を上面及び底面から冷却する。

Cross-sectional view of core catcher for EU-ABWR

図：東芝設計の EU-ABWR におけるコアキャッチャーの構造¹¹

このように、東芝においても、EUR の要求を充足するよう、炉心溶融の想定を前提とし、コアキャッチャーの設置等の対策をした EU-ABWR を設計しているのである。

上記東芝設計のコアキャッチャーは、冷却材の循環を要している点で全電源喪失時の稼動に問題があるものの、国内メーカーにおいても、炉心溶融を想定した設計を試みていることは明らかである。

(4) フィンランドにおける放射線・原子力安全庁 (STUK) の基準

フィンランドにおけるシビア・アクシデント対策については原子力発電所の安全に関する政令により定められており、具体的な要件については安全規制ガイダンス (YVL) によって定められている。

シビア・アクシデント対策の要件については、YVL 1.0 (原子力発電所の安全設計基準) が発行された時点においてフィンランドの規制に取り込まれ、1

¹⁰ <http://astamuse.com/ja/published/JP/No/2011174790>

東芝における「炉心溶融物保持装置及び格納容器」特許の出願概要・背景より。

¹¹東芝レビューVol.65 No.12(2010)17 頁より引用。

1986年のチェルノブイリ事故後、運転中プラントにもこの規制が適用されることとなった。

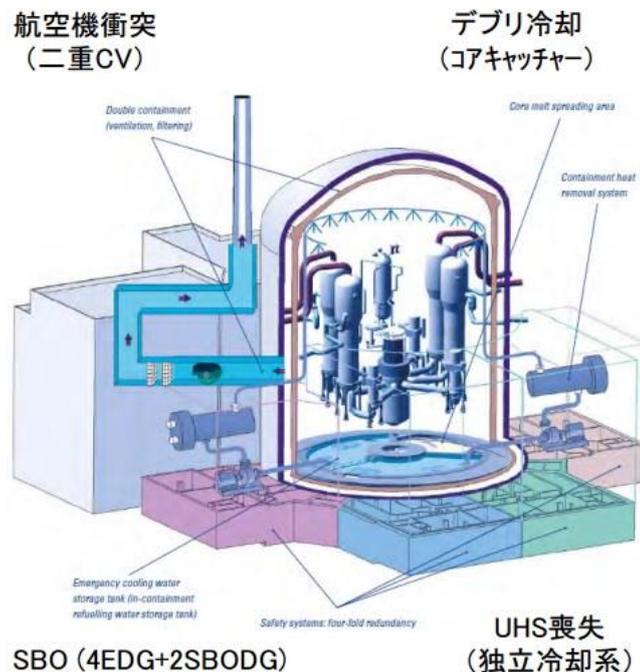
炉心溶融との関係では、YVL 1.0 はデブリ冷却のための冷却設備の設置を要求している。

フィンランドで稼働中の原子力発電所としては、ロヴィーサ原子力発電所1号機及び2号機、オルキオ原子力発電所1号機及び2号機がある。

オルキオ原子力発電所においては、上記安全基準などを受け、1989年には、溶融炉心による下部ドライウェルの貫通防護を含むシビアアクシデント対策を完了している。¹²

なお、現在建設中のオルキオ原子力発電所3号機においても、デブリ冷却のためのコアキャッチャーが設置される設計となっている。

参考のため、オルキオ3号機の設計対応図を示す。



図：オルキオ原子力発電所3号機 設計対応図¹³

¹² 原子力安全委員会（当時）「当面の施策の基本方針の推進に向けた外部の専門家との意見交換」第7回配布資料「参考資料第7-1号 フィンランドのシビアアクシデント規制」より。

<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/annai/kihon22/gensoku/20120201/shidai20120201.htm>

¹³ 日本原子力学会 2012年秋の大会標準委員会セッション資料（甲D第10号証）17頁より引

(5) 小活

このように、国内外を通じ、シビアアクシデント対策として、被告の主張する緊急安全対策及びその強化策はもちろんのこと、「炉心損傷」を想定すべき事象として、その対策が求められていることは明らかである。

5 まとめ

原告らがこれまで述べてきたとおり、本件原子力発電所は、南海トラフの巨大地震モデル検討会における地震・津波の想定からすれば、まさに世界で最も危険な立地条件を有する原子力発電所といえる。

したがって、被告は、その安全対策を指摘することにより「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」と述べるが、欧州における原子力発電所に求められる炉心溶融の想定・対策については、本件原子力発電所においても、最低限のラインとして求められるべきである。

メルトスルーを前提とすべきでないとする被告の反論は、その想定放棄にほかならない。