副本

平成２４年（ワ）第３６７１号，平成２５年（ワ）第３９４６号，平成２７年（ワ）第２８７号，平成２８年（ワ）第７９号

大飯原子力発電所運転差止等請求事件

原告　　竹本修三　外３０７９名

被告　　関西電力株式会社　外１名

準　備　書　面　（１０）

平成２９年２月６日

京都地方裁判所第６民事部　御中

被告訴訟代理人　弁護士　小　原　正　敏

弁護士　田　中　宏

弁護士　西　出　智　幸

弁護士　神　原　浩

弁護士　原　井　大　介

弁護士　森　拓　也

弁護士　辰　田　淳

弁護士　今　城　智　徳

弁護士　畑　井　雅　史

弁護士　山　内　喜　明　代

弁護士　谷　　健　太　郎　代

弁護士　酒　見　康　史　代

弁護士　中　室　　祐

目　次

第１　本件発電所の安全性について ····· 4
１　安全確保対策について ····· 4
２　安全設計評価について ····· 6
３　小括 ····· 9
第２　より一層の安全性向上対策 ····· 9
１　はじめに ····· 9
２　炉心の著しい損傷を防止する対策 ····· 11
３　原子炉格納容器破損防止対策 ····· 12
４　小括 ····· 15
第３　本件発電所において水素爆発が発生する具体的危険性がないこと（原告らの主張に対する反論） ····· 16
１　はじめに ····· 16
２　解析条件について ····· 17
３　解析結果について ····· 23
第４　結語 ····· 24

原告らは，平成27年5月11日付原告第9準備書面（以下，「原告ら第9準備書面」といい，他の準備書面もこの例による。）において，大飯発電所3号機及び4号機（以下，「本件発電所」という）に水素爆発の危険性があると主張するが，本書面はこれに対して反論するものである。

そもそも，水素爆発に至る機序として考えられるものとしては，1次冷却材が喪失するなどして炉心を冷却できない状態が発生・継続した結果，炉心溶融するなど炉心が著しく損傷し，燃料被覆管等に含まれるジルコニウムが水と反応して発生した大量の水素が酸素と急速に反応して爆発するというものである。しかし，本件発電所においては十分な安全確保対策が講じられていることから，炉心が著しく損傷して水素爆発が発生する蓋然性はない。

以下では，まず，第1において，安全確保対策により本件発電所の安全性が確保されていることから，そもそも水素爆発発生の前提となる「炉心の著しい損傷」が生じる蓋然性がないことを述べる。

次に，第2において，本件発電所においては，その安全性を確保するために設けられている設備等がその安全機能を喪失するような事態をもあえて想定した対策（「より一層の安全性向上対策」）を整備しており，①仮にかかる事態が生じたとしても，水素爆発発生の前提となる「炉心の著しい損傷」が生じる蓋然性がないこと，②「炉心の著しい損傷」が発生すると想定したとしても，その後に水素爆発が発生する蓋然性（ひいては原子炉格納容器の破損に至る蓋然性）がないことを述べる。

最後に，第3において，原告らの主張に対して反論する。

第1　本件発電所の安全性について

1　安全確保対策について

（1）被告準備書面（1）7～8頁，44～70頁，同（8）13～14頁，及び同（9）29～30頁で述べたとおり，被告関西電力株式会社（以下，「被告」という）は，本件発電所の安全性を確保し，放射性物質のもつ危険性を顕在化させないように

するため，①本件発電所に係る自然的立地条件（地盤，地震，津波等）を適切に把握した上で，その特性を踏まえた設計及び建設を行い，建設以降も随時，最新の知見等に基づいた評価・検討を行って，地震，津波等の自然力に対する本件発電所の安全性が十分確保されていることを確認している（自然的立地条件に係る安全確保対策）。また，②本件発電所の運転に伴って不可避的に放出される極めて微量の放射性物質をできるだけ少量に抑えるなどの対策を講じている（平常運転時の被ばく低減対策）。さらに，③事故により放射性物質が周辺環境に異常放出されることを防止するために，（ⅰ）異常発生防止対策，（ⅱ）異常拡大防止対策，及び（ⅲ）放射性物質異常放出防止対策という３つの段階での対策を講ずる「多重防護の考え方」に基づく設計を実施した上で，安全性維持・向上のための継続的な活動を行って，かかる設計の実効性を確保している（事故防止に係る安全確保対策）。

（２）以上の安全確保対策においては，本件発電所の原子炉等の安全性を確保するために重要な役割を果たす「安全上重要な設備」[1]について，まず，①自然的立地条件に係る安全確保対策により，地震，津波等の自然力によって一斉に機能を喪失すること（共通要因故障）を防止する。その上で，③事故防止に係る安全確保対策（多重防護の考え方に基づく設計等）において，設備の偶発的な故障によるトラブルや事故に備えて，多重性又は多様性及び独立性[2]を確保するなどして格段に高い信頼性を有するようにしている。

このように，地震，津波等の自然力による「安全上重要な設備」の共通要因故障の防止は，①自然的立地条件に係る安全確保対策により対処されるものであり，③事故防止に係る安全確保対策（多重防護の考え方に基づく設計等）の

---

[1] 「安全上重要な設備」の意義については，被告準備書面（３）107～108頁を参照。

[2] 多重性とは，同一の機能を有し，かつ，同一の構造，動作原理等を有する設備（系統又は機器）が２つ以上あることをいう。多様性とは，同一の機能を有するが，構造，動作原理等が異なる設備（系統又は機器）が２つ以上あることをいう。独立性とは，２つ以上の設備（系統又は機器）が，設計上考慮する環境条件及び運転状態において，共通の要因又は従属的な要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

守備範囲ではない。すなわち，③事故防止に係る安全確保対策（多重防護の考え方に基づく設計等）においては，地震，津波等の自然力による「安全上重要な設備」の共通要因故障は，①自然的立地条件に係る安全確保対策により排除されていることを前提としているのである。

こうした設計の考え方は，被告準備書面（９）29～30 頁で述べたとおり，新規制基準，すなわち「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下，「設置許可基準規則」という）及び同規則解釈（丙 6）の規定に沿うものである。

（３）このような安全確保対策により，本件発電所において，原子炉冷却材（１次冷却材）喪失（以下，「ＬＯＣＡ[3]」という）等の事故が生じること自体がまず考えられない。また，仮にそのような事故が生じた場合であっても，炉心の著しい損傷には至らず，周辺環境への放射性物質の異常な放出は確実に防止されるようになっている。

２　安全設計評価について

（１）はじめに

ア　被告は，被告準備書面（１）64～70 頁で述べたとおり，上記１で述べた多重防護の考え方に基づく設計の妥当性を確認するため，安全設計評価を実施している。

具体的には，そもそも本件発電所の「安全上重要な設備」は，格段に高い信頼性を有することから，１次冷却材管の破断等によるＬＯＣＡ等の事故が生じることはまず考えられないところであるが，あえて事故の発生を仮定し，かつ，厳しい条件を設定して，安全設計評価を実施している。これにより，事故の場合であっても，炉心の著しい損傷や原子炉格納容器の破損に至るこ

[3] ＬＯＣＡとは，「Loss of Coolant Accident」の略である。

とはなく，事故を安全に収束させることができ，本件発電所の安全性が確保されることを確認している。

イ　安全設計評価の詳細について述べると，まず，被告は安全設計評価の前提として，「設計基準事故」等の発生を仮定した。すなわち，原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象は無限に存在する一方，どのような事象があるのかあらかじめ整理されていないと効果的な対策はとれない。そこで，被告は，工学的な観点に基づき，支配因子を組み合わせて構成される無数の事象を想定した上で，それらを代表する少数の事象（設計基準事象）を設計基準事故として人工的に想定したのである。この設計基準事故（設計基準事象）の考え方は，原子力施設の設計において広く採用されているところである。（被告準備書面（９）30～31 頁）

その上で，被告は想定される設計基準事故が発生した際に，外部電源が喪失する，原子炉保護設備[4]や工学的安全施設[5]等の一部が機能しないなどの厳しい条件をあえて設定しても，当該事故を安全に収束可能であることを，解析評価により確認している[6]。

このような安全設計評価を実施することにより，原子炉保護設備や工学的安全施設等の設計が妥当であること（多重性又は多様性及び独立性を有していること等）が確認できるのである。

以下では，設計基準事故の発生を仮定した場合の解析評価（安全設計評価）について改めて詳細に述べる。

---

[4] 原子炉保護設備とは，異常が検知された場合に，原子炉トリップ信号を発信して，制御棒を急速に炉心に挿入することにより原子炉をすみやかに自動停止させるための設備のことをいう。

[5] 工学的安全施設とは，１次冷却設備等の原子炉施設の故障や破損等による，炉心の著しい損傷及びそれに伴う多量の放射性物質の放出を防止又は抑制するための機能を備えるよう設計された施設をいい，ＥＣＣＳ（非常用炉心冷却設備），原子炉格納施設，原子炉格納容器スプレイ設備，アニュラス空気浄化設備等から成る。各設備の具体的な内容については，被告準備書面（１）39～43 頁を参照。

[6] 設置許可基準規則解釈 13 条（丙 6，29 頁）では，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（甲 95）等に基づいて実施することとされており，被告は，同指針等に基づいて解析評価を実施している。

（２）設計基準事故の解析評価

ア　設計基準事故の発生を仮定した場合の解析評価においては，「ＬＯＣＡ」や「蒸気発生器伝熱管破損」等の複数の事象を選定した上で，それぞれにつき解析の結果が厳しくなるような条件を設定して解析を行い，その結果が判断基準を満足することをもって，水素爆発発生の前提となる炉心の著しい損傷に至らないこと等を確認している。

イ　以下では，設計基準事故の一例としてＬＯＣＡを取り上げ，その解析及び評価結果について説明する。

この事象は，原子炉の出力運転中に，原子炉冷却材（１次冷却材）圧力バウンダリ[7]を構成する１次冷却材管等の配管又はこれに付随する機器等の破損等により，１次冷却材が流出し，炉心の冷却能力が低下することを仮定するものであるが，被告準備書面（１）61～62 頁で説明したとおり，万一ＬＯＣＡが発生しても，ＥＣＣＳ（非常用炉心冷却設備）等の工学的安全施設が作動することで，炉心の著しい損傷に至ることは防止される。

この事象についての解析では，１次冷却材管が瞬時に完全に破断し，炉心から急速に１次冷却材が喪失するなどの厳しい条件を設定し，また，外部電源は喪失するものとし，さらに，単一故障として，ＥＣＣＳのうち低圧注入系の１系列の不作動や原子炉格納容器スプレイ設備１系列の不作動を，判断基準に応じてそれぞれ仮定[8]するなど，解析条件を厳しい側に設定して，解析を行った。

---

[7] 原子炉冷却材（１次冷却材）圧力バウンダリとは，原子炉の通常運転時に，１次冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり，異常状態において圧力障壁を形成するものであって，それが破壊されるとＬＯＣＡとなる範囲の施設をいう。本書面 15 頁の図表１を参照。

[8] 設計基準事故の解析評価にあたり，全ての工学的安全施設が設計どおりに作動したとして解析評価したのでは，工学的安全施設が設計のとおりに多重性等を有しているかどうか確認することができない。そこで，工学的安全施設の各系統・機器は高い信頼性を有しているが，あえて，原子炉停止，炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの基本的安全機能ごとに解析結果が最も厳しくなるような機器の単一故障（単一の原因によって１つの機器が所定の安全機能を失うことをいい，従属要因に基づく多重故障を含む）の発生を仮定し，解析評価を行う。この仮定を「単一故障の仮定」といい，工学的安全施設の安全設計の基本的な考え方の１つである。

その結果，燃料被覆管最高温度は約 984℃，燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量（酸化量）は約 1.6%（判断基準はそれぞれ 1,200℃以下，15%以下），原子炉格納容器内圧力の最高値は約 0.308MPa[gage]，原子炉格納容器内水素濃度は事象発生後 30 日の時点で約 3.0%（判断基準はそれぞれ 0.39MPa[gage]以下，4%[9]以下）等となっており，判断基準を満足すること，すなわち，万一この事象が発生したとしても，炉心の著しい損傷や原子炉格納容器の破損には至らないことを確認している。

（以上について，丙 106 の 1，「大飯発電所原子炉設置変更許可申請書（１号，２号，３号及び４号原子炉施設の変更）」10(3)-3-2～10(3)-3-17 頁，10(3)-3-70～10(3)-3-74 頁，10(3)-3-78～10(3)-3-84 頁，10(3)-3-108～10(3)-3-109 頁，丙 106 の 2，「大飯発電所の原子炉設置変更許可申請書（１号，２号，３号及び４号原子炉施設の変更）の一部補正」10-15～10-16 頁）

3　小括

以上のとおり，被告は，本件発電所について安全確保対策を講じているのであり，ＬＯＣＡ等の事故が生じること自体がまず考えられない。また，仮にそのような事故が生じた場合であっても，炉心の著しい損傷に至ることはない。

このように，本件発電所においては，水素爆発が発生する前提となる，炉心の著しい損傷が生じる蓋然性はない。

第２　より一層の安全性向上対策

1　はじめに

上記第１の安全確保対策により，本件発電所の安全性は確保されている。

しかし，被告は，従来から，念には念を入れて更に安全性を向上させる観点か

---

[9] 水素濃度 4%とは，濃度がこれ以下である場合には，水素が燃焼しない（まして爆発もしない）とされている水準である。

ら，本件発電所の安全性を確保するために設けられた，高い信頼性を有する設備等がその安全機能を喪失するような事態をもあえて想定して，設備面はもちろんのこと，実施体制，手順書類，教育等の運用面も含めて，このような事態に備えた対策（アクシデントマネジメント策）の整備を自主的に行うなど，上記のような事態が生じても，事象の進展，拡大を防ぎ，炉心の著しい損傷や原子炉格納容器の破損を防止できるようにするための対策を講じてきた。

また，福島第一原子力発電所事故後は，同事故を契機として，本件発電所において，恒設及び可搬型の設備（電源設備，注水設備等）を新たに配備するなど，より一層の安全性向上対策を充実させている（被告準備書面（１）71～76 頁，同（８）14～18 頁)。これらの安全性向上対策は，被告準備書面（９）40 頁で述べたとおり，新規制基準において講じることが求められている重大事故等対策に対応するものである。

被告が本件発電所において講じているこのような安全性向上対策は，より具体的には次の４つである。

① 運転中の原子炉において，設計基準事故等に対して本件発電所の安全性を確保するために設けられた，高い信頼性を有する設備が安全機能を喪失して，炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定される事象を抽出し，そのような事象が発生したとしても炉心の著しい損傷を防止する対策

② 上記①の対策が奏功せず，炉心の著しい損傷が生じるに至ったと仮定した場合に，原子炉格納容器の破損に至る可能性があると想定される事象を抽出し，そのような事象が発生したとしても原子炉格納容器の破損を防止する対策

③ 使用済燃料ピットに対して本件発電所の安全性を確保するために設けられた，高い信頼性を有する設備等（冷却機能，補給機能（注水機能）に係る設備）がその安全機能を喪失して，使用済燃料ピット内の燃料集合体の著しい損傷に至る可能性がある事象を想定し，そのような事象が発生し

たとしても燃料集合体の著しい損傷を防止する対策

④　運転停止中の原子炉内の燃料集合体の著しい損傷に至る可能性があると想定される事象を抽出し，そのような事象が発生したとしても燃料集合体の著しい損傷を防止する対策

以下では，原告らの主張する水素爆発の発生防止に関連する「炉心の著しい損傷を防止する対策」（上記①）及び「原子炉格納容器の破損を防止する対策」（上記②）に関して説明する。

2　炉心の著しい損傷を防止する対策

（1）被告は，運転中の原子炉において，本件発電所の安全性を確保するために設けられた高い信頼性を有する設備等がその安全機能を喪失した場合に，炉心の著しい損傷に至る可能性がある事象を想定し，そのような事象が発生したとしても，炉心の著しい損傷に至ることを防止するための対策を講じている。そして，そのような事象に対する対策の有効性を解析により評価しているところ[10]，この評価にあたっては，共通要因故障（共通要因による安全機能の一斉喪失）又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失するような事故シーケンスを選定するなど，設計基準事故を超える厳しい条件を設定して解析を行い，解析結果が評価項目を満足することをもって，その有効性，すなわち炉心の著しい損傷に至らないことを確認している。

（2）以下では，炉心の著しい損傷に至る可能性がある事象の一例として「ＥＣＣＳ注水機能喪失」を取り上げ，その解析及び評価結果について説明する。

この事象は，原子炉の出力運転中に，１次冷却材管が破断するなどしてＬＯＣＡが発生した場合に，多重性を持たせている（２系列存在する）ＥＣＣＳの高圧注入系が何らかの原因で２系列とも機能喪失し，炉心の冷却能力が低下す

[10] 設置許可基準規則解釈 37 条（丙 6，71～79 頁）では，炉心の著しい損傷を防止するための対策について，その有効性を評価することが求められており，評価項目についても定められている。

ることを仮定するものである。また，同時に外部電源が喪失することも仮定している。この事象に対しては，被告準備書面（１）72～73 頁で述べたとおり，蒸気発生器を通じた除熱（蒸気発生器で１次冷却材の熱を２次冷却材に伝えて原子炉の残留熱を除去する）により１次冷却材圧力を低下させるとともに，低圧注入系又は恒設代替低圧注水ポンプ[11]により炉心へ冷却水を注入する手段を確保しており，かかる手段により炉心を冷却することで，炉心の著しい損傷を防止することができる。

この事象についての解析の結果，燃料被覆管最高温度は約 891℃，燃料被覆管の酸化量は約 1.7％（評価項目はそれぞれ 1,200℃以下，15％以下），原子炉格納容器内圧力の最高値は約 0.308MPa[gage]未満（評価項目は 0.39MPa[gage]以下）等となっており，評価項目を満足すること，すなわち，この事象の発生を想定したとしても，炉心の著しい損傷には至らないことを確認している。（丙 107 の 1，「大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（３号及び４号発電用原子炉施設の変更）の一部補正書」添付書類十，10-7-222～10-7-288 頁，丙 107 の 2，「大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（３号及び４号発電用原子炉施設の変更）の一部補正書」添付書類十，10-7-3～10-7-4 頁，10-7-22～10-7-27 頁）

以上のとおり，本件発電所の安全性を確保するために設けられた，高い信頼性を有する設備等がその安全機能を喪失する事態をあえて想定したとしても，同事態への対策が整備されている。そのため，水素爆発発生の前提となる，炉心の著しい損傷が生じる蓋然性はない。

３　原子炉格納容器の破損を防止する対策

（１）被告は，上記２の炉心の著しい損傷を防止する対策が奏功せず，炉心の著し

[11] 恒設代替低圧注水ポンプは，燃料取替用水ピットを水源とし，原子炉に注水するものである。

い損傷が生じるに至ったと仮定した場合に，原子炉格納容器が破損し，周辺環境へ放射性物質が異常な水準で放出される可能性がある事象を抽出し，そのような事象が発生したとしても原子炉格納容器が破損することを防止する対策を講じている。そして，そのような事象に対する対策の有効性を解析により評価しているところ[12]，この評価にあたっては，原子炉格納容器が破損に至る機序を整理して格納容器破損モード（原子炉格納容器の破損形態）を想定し，当該破損モードに至る可能性がある最も厳しい事故シーケンスを選定するなど，厳しい条件を設定して解析を行い，解析結果が評価項目を満足することをもって，その有効性，すなわち原子炉格納容器の破損に至らないことを確認している。

（２）原子炉格納容器の破損を防止する対策としては，被告準備書面（１）73～75頁で格納容器破損モードのうち，「格納容器過圧破損」の防止を例に挙げて説明したところであるが，以下では原告らが危険性を主張する水素爆発に関する格納容器破損モード「水素燃焼」の解析及びその評価結果について説明する。

ア　「水素燃焼」という格納容器破損モードでは，事象進展の早さ及び原子炉格納容器内の水素濃度上昇の観点から厳しい結果を与える事故シーケンスとして，１次冷却材管の大規模な破断（大規模なＬＯＣＡ）時においてＥＣＣＳのうち低圧注入系及び高圧注入系がその機能を喪失した場合を仮定する。この事故シーケンスに対しては，静的触媒式水素再結合装置[13]及び原子炉格納容器水素燃焼装置[14]により水素濃度を低減する手段を確保しており[15]，か

---

[12] 設置許可基準規則解釈 37 条（丙 6，71～79 頁）では，原子炉格納容器の破損を防止する対策について，その有効性を評価することが求められており，評価項目についても定められている。

[13] 静的触媒式水素再結合装置とは，原子炉格納容器内の水素濃度上昇にしたがって，自動的に触媒反応により水素と酸素を結合させて水素濃度を低減する装置をいい，電源を必要としない。

[14] 原子炉格納容器水素燃焼装置とは，水素が原子炉格納容器内に拡散して蓄積し水素濃度が上昇する前に，水素を強制的に燃焼させることで水素濃度を低減する装置をいう。なお，原子炉格納容器水素燃焼装置に対しては，外部電源からの原子炉コントロールセンタを介した給電に加え，ディーゼル発電機及び空冷式非常用発電装置（いずれも基準地震動に対する耐震安全性を有することを確認済み）からの給電も可能であり，高い信頼性を有している。

[15] 水素濃度低減策として静的触媒式水素再結合装置や原子炉格納容器水素燃焼装置を用いることは，審査ガイドにおいても認められている。「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の「3.2.3(4)c 対策例」に記載されている「グロープラグ

かる手段で水素爆発を防止することができる。

イ　原子炉格納容器内の水素濃度については，平成 25 年 7 月 8 日付けの「大飯発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（３号及び４号発電用原子炉施設の変更)」（甲 109 の 1）では，原子炉容器下部の破損までに想定するジルコニウム反応量が 75%であることを前提に，静的触媒式水素再結合装置による水素除去機能を考慮した結果，ドライ条件に換算[16]して最大約 12.8vol%であるとしていた。溶融炉心・コンクリート相互作用[17]による水素発生については，「原子炉容器破損時点では原子炉キャビティ（引用者注：原子炉下部キャビティ）には十分な水量[18]が確保されており，溶融炉心からの崩壊熱は除去され，ベースマット[19]は侵食されない」ことから，考慮する必要はないとしていた（原子炉下部キャビティについては図表１参照)。

もっとも，被告は，その後の新規制基準適合性審査における議論も踏まえ，より保守的な評価という観点から，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生も考慮することとし，同作用に伴い反応するジルコニウム量を，解析コードＭＡＡＰを用いて約 6%と想定した。その上で，原子炉容器下部の破損までに想定するジルコニウム反応量 75%と合算し，ジルコニウム反応量の合計は約 81%になることを前提とし，静的触媒式水素再結合装置に加えて原子炉格納容器水素燃焼装置による水素除去機能を考慮した結果，水素濃度

式イグナイタ」が原子炉格納容器水素燃焼装置に対応し，「触媒式リコンバイナ（ＰＡＲ)」が静的触媒式水素再結合装置に対応する（甲 108，17 頁)。

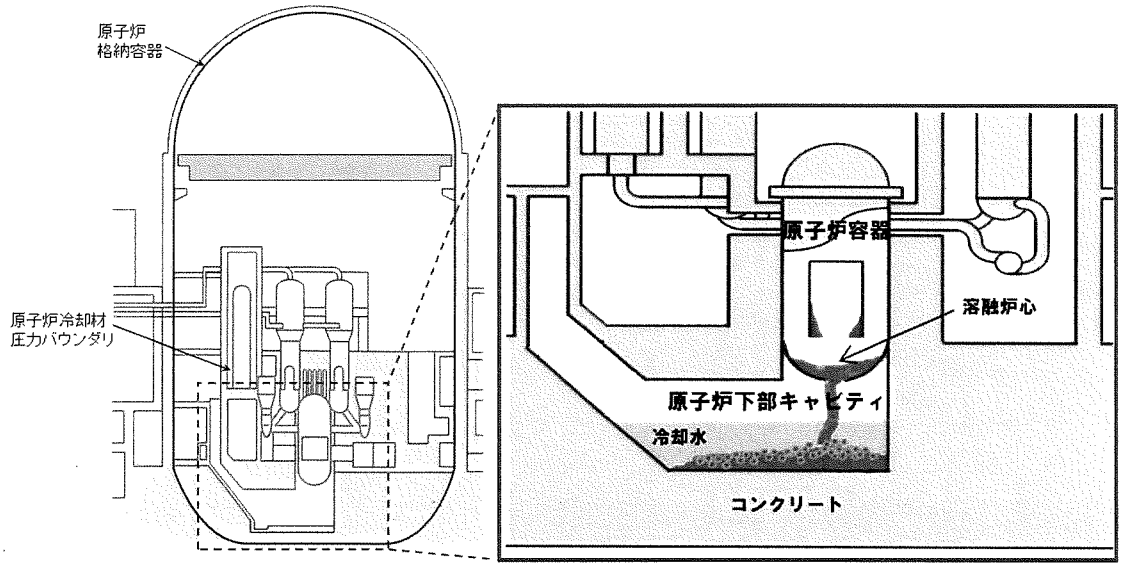
[16] ドライ条件に換算することとは，当該気体中に含まれている水蒸気を考慮しない状態における相対的な水素濃度を求めることをいう。例えば，原子炉格納容器内が，水蒸気 50%，水素 1%，窒素 40%，酸素 9%という状態であった場合，これをドライ条件に換算すると，水蒸気 0%，水素 2%，窒素 80%，酸素 18%となる。

[17] 溶融炉心・コンクリート相互作用とは，原子炉下部キャビティ床に落下した溶融炉心が，原子炉下部キャビティ床のコンクリートを加熱し，侵食を引き起こすことをいう。この反応の過程で水素が発生する。

[18] 原子炉容器破損に至るまでの段階で，原子炉格納容器スプレイ設備により，原子炉格納容器内に水が噴霧され（被告準備書面（１）42 頁)，原子炉格納容器下部に位置する原子炉下部キャビティに溜まる。そのため，原子炉容器が損傷し溶融炉心が落下する時点では，原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されることになる。

[19] 原子炉下部キャビティの床（コンクリート）を指す。

は約 8.9vol％（評価項目は 13vol％[20]以下）となっており，評価項目を満足すること，すなわち，この事象の発生を想定したとしても，水素爆発は発生せず，原子炉格納容器の破損には至らないことを確認している。（丙 107 の 1，添付書類十，10-7-548～10-7-593 頁，丙 107 の 2，添付書類十，10-7-8 頁，10-7-39～10-7-42 頁，丙 108，「大飯３号炉及び４号炉　重大事故等対策の有効性評価」添 3.4.12-1～添 3.4.12-5 頁）



【図表１　原子炉下部キャビティ】

４　小括

以上のとおり，上記第１の安全確保対策により本件発電所の安全性はそもそも確保されているのであるが，被告は，運転中の原子炉において，本件発電所の安全性を確保するために設けられた高い信頼性を有する設備等がその安全機能を喪失するような事態をもあえて想定した対策として，炉心の著しい損傷を防止する対策を整備している。そのため，上記のような事態が生じたとしても，水素爆発が発生する前提となる，炉心の著しい損傷が生じる蓋然性はない。

---

[20] 水素濃度 13vol％とは，濃度がこれ以下である場合には，爆轟が発生しないとされている水準である。

また，炉心の著しい損傷を防止する対策が奏功しなかった場合を仮定しても，被告は水素爆発防止対策を含む原子炉格納容器の破損を防止する対策を整備し，それらの有効性を確認しているのであり，水素爆発が発生する蓋然性ひいては原子炉格納容器が破損に至る蓋然性はない。

第３　本件発電所において水素爆発が発生する具体的危険性がないこと（原告らの主張に対する反論）

１　はじめに

（１）繰り返し述べてきたとおり，本件発電所において，安全性は確保されている。

また，被告は，運転中の原子炉において，本件発電所の安全性を確保するために設けられた高い信頼性を有する設備等がその安全機能を喪失するような事態をもあえて想定した対策として，炉心の著しい損傷を防止する対策を整備している。そのため，上記事態が生じたとしても，水素爆発が発生する前提となる，炉心の著しい損傷が生じる蓋然性はない。

さらに，炉心の著しい損傷を防止する対策が奏功しなかった場合を仮定しても，被告は原子炉格納容器の破損を防止する対策を整備しているのであり，原子炉格納容器の破損をもたらすような水素爆発が発生する蓋然性もない。

（２）原告らは，本件発電所において，水素爆発が発生する危険性について主張するが，その前提となる炉心の著しい損傷の発生について，単にその発生を仮定するだけで，発生に至る原因や機序について何ら具体的な主張をしていない。

したがって，原告らの主張はすでに失当であるが，念のために，仮に炉心の著しい損傷の発生を想定したとしてもその後に水素爆発が発生する具体的危険性がないことについて，原告らの主張に反論する形で述べる。

2　解析条件について

（1）原告らの主張

原告らは次のとおり主張する。

① 水素爆発（爆轟）を評価するにあたり用いられている解析条件について，九州電力株式会社川内原子力発電所１号機及び２号機と被告の高浜発電所３号機及び４号機を比較し，炉心溶融時，「原子炉圧力容器」（本件発電所においては原子炉容器が正しい）の下部が破損するまでについては，いずれも，水―ジルコニウム反応[21]によるジルコニウム反応量は 75％と想定されている。原子炉容器の下部が破損した後については，川内原子力発電所１号機及び２号機では，溶融炉心・コンクリート相互作用に伴うジルコニウム反応量が 25％と想定されている。他方で，高浜発電所３号機及び４号機については，ＭＡＡＰ解析に基づき，同反応量が 6％と想定され，本件発電所については，原子炉設置変更許可申請書によれば，そもそも同反応量についての記載がない。

② ＭＡＡＰは，溶融炉心が水中では極端に早く冷却されるモデルとなっていることから，本件発電所については，ＭＡＡＰ解析に依拠することなく，川内原子力発電所１号機及び２号機と同様に溶融炉心・コンクリート相互作用に伴うジルコニウム反応量を 25％と想定するべきである。

（以上について，原告ら第９準備書面 9～12 頁）

（2）被告の反論

まず，①について，上記第２の３（２）ウで述べたとおり，被告は本件発電所において，溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って反応するジルコニウム量を約 6％と想定しているのであり（丙 107 の 1，添付書類十，10-7-563～10-7-564 頁，丙 107 の 2，添付書類十，10-7-8 頁），原告らの主張には理由がない。

---

[21] 水―ジルコニウム反応とは，燃料被覆管等に含まれるジルコニウムが高温状態で冷却材である水と反応し，水素が発生することをいう。

次に，②に関連して，以下では，高浜発電所３号機及び４号機における事情をもとにＭＡＡＰの信頼性及び溶融炉心・コンクリート相互作用の解析結果について説明する（ア）。その上で，本件発電所について，原告らの主張に理由がないことを述べる（イ）。

ア　高浜発電所３号機及び４号機について

上記第２の３（２）ウで述べたとおり，原子炉容器破損時点では原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されていることから，原子炉下部キャビティに張られた水に落下した溶融炉心は十分に冷却され，溶融炉心による原子炉下部キャビティ床（コンクリート）の有意な侵食は発生しない。

そのため，本来であれば，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を考慮する必要はないが，新規制基準適合性審査における議論も踏まえ，被告はあえてこの作用による水素発生を考慮している。

さらに，被告は，保守的な条件の下，溶融炉心・コンクリート相互作用の解析を行っており，ジルコニウム反応量約 6%という被告の評価は，保守的で妥当である。以下では，被告が同作用の解析にあたって用いた解析コードであるＭＡＡＰの信頼性について述べた上で（(ア)），被告による同作用の解析結果について述べる（(イ)）。

（ア）ＭＡＡＰの信頼性

a　ＭＡＡＰは米国電力研究所（ＥＰＲＩ）が所有するシビアアクシデント解析コードであり，軽水炉の炉心損傷，原子炉容器破損，原子炉格納容器破損から溶融炉心・コンクリート相互作用，放射性物質の発生・移行・放出に至る事故シーケンス全般の現象解析に用いることを目的にして開発されたものである。

このＭＡＡＰは，①国際的に利用されている代表的なシビアアクシデント解析コードであり，米国を中心に安全解析への豊富な適用実績があ

るとされている（丙109，「平成24年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（モデリング・シミュレーションの高度化）成果報告書」42頁，63頁）。また，②ＭＡＡＰ以外のシビアアクシデント解析コードや実験等とのベンチマーク計算[22]により，一般的にその信頼性が確認されている（丙110の1及び2，「MAAP4 Applications Guidance」，丙111，「高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（３号及び４号発電用原子炉施設の変更）の一部補正書」追補２．Ⅲ，3-97～3-173 頁）。加えて，原子力規制委員会も，独自に，シビアアクシデント解析コードＭＥＬＣＯＲによるベンチマーク計算を行い，その解析結果がＭＡＡＰを用いた解析結果と同様の傾向であることを確認している。

（以上について，丙112，「関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（３号及び４号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書」253～254頁）

②について補足すると，溶融炉心・コンクリート相互作用については，組成等を溶融炉心に似せた溶融物を用いてコンクリートを侵食させた複数の実験結果と，ＭＡＡＰによる解析結果とは，よく整合することが確認されている（丙111，追補２．Ⅲ，3-132～3-143頁）。

b　以上のとおり，ＭＡＡＰは溶融炉心・コンクリート相互作用を含むシビアアクシデントの解析において信頼できる解析コードである。被告はこのＭＡＡＰを用いて溶融炉心・コンクリート相互作用の解析を行った。

（イ）溶融炉心・コンクリート相互作用の解析結果

a　炉心の著しい損傷後に原子炉容器が破損した場合には，高温の溶融炉心が，まず，水が張られた原子炉下部キャビティに落下する，次に，床面に堆積した溶融炉心は，水によって少しずつ冷却されつつも，その残

[22] ベンチマーク計算とは，特定の解析コードによる解析結果と，他の解析コードによる解析結果や実験の結果等が同様の傾向を有するか否かを確認することをいう。

熱で床を構成するコンクリートを加熱し，コンクリートの侵食を引き起こす（溶融炉心・コンクリート相互作用）というように事象が進展する。

ここで，落下した溶融炉心が水によって冷却されにくければその分だけ，床を構成するコンクリートが加熱され，溶融炉心によるコンクリートの侵食が大きくなり，水素発生量も多くなる（ジルコニウムがより多く反応する）。以上を踏まえて，被告はできるだけ溶融炉心が冷却されにくい条件（保守的な条件）を設定して解析を行った。

具体的には，水中の溶融炉心の冷却に関連する種々のパラメータを個々に変化させて解析（感度解析）し，それらの結果を踏まえて，①溶融炉心から原子炉下部キャビティに張られた水への熱伝達を小さく設定した。それに加えて，②原子炉下部キャビティ床に落下した溶融炉心が床の一部にしか拡がらない（初期条件として，原子炉下部キャビティ床面積の約 10 分の 1）とする極端に保守的な条件を設定した。（丙 113，「高浜１号炉及び２号炉（３号炉及び４号炉）設置許可基準等への適合状況について（設計基準対象施設等）」添 7. 2. 4. 11-1～添 7. 2. 4. 11-5 頁）

①について補足すると，本来であれば，溶融炉心の表面（水に触れる表面部分は固化している）には凹凸や亀裂があることから，水との接触面積も大きくなり，水への熱伝達が促進される。しかし，ＭＡＡＰは，溶融炉心の表面の凹凸や亀裂による水への熱伝達の促進を考慮しないという保守的なモデル化がなされている（丙 111，追補２．Ⅲ，3-231 頁）。このようなＭＡＡＰのモデル上の特徴に加えて，被告は①のとおり，更に溶融炉心から水への熱伝達係数（単位面積及び単位時間当たりの熱伝達量の大きさ）を小さく設定している。

また，②について補足すると，（ｉ）本来であれば，溶融炉心は原子炉容器下部から融点を大幅に上回った高温の液体の状態で落下すること等から，原子炉下部キャビティ床面上に広く拡がると考えられる（丙 114，

「大飯発電所３，４号炉原子炉下部キャビティ側面ライナプレートへの溶融炉心の接触防止対策について（指摘事項回答）」15～19 頁）ため，水との接触面積が大きくなる。その結果，溶融炉心は水によって冷却されやすくなり，溶融炉心によるコンクリートの侵食量は少なくなる。（ⅱ）他方で，溶融炉心が床に落下した地点付近に留まる場合には，水との接触面積が小さくなる。その結果，溶融炉心は水によって冷却されにくくなり，溶融炉心によるコンクリートの侵食量は多くなる。（ⅲ）これらの結果については，前述の感度解析で確認されていることから，被告は後者の条件（保守的な条件）を設定している。

b　以上のような保守的な条件を設定して解析した結果，被告は，原子炉容器下部の破損後に，溶融炉心・コンクリート相互作用に伴い反応するジルコニウム量が約 6%となることを確認した（丙 113，添 7.2.4.11-1～添 7.2.4.11-5 頁）。これを前提とした場合，原子炉容器下部の破損までに想定するジルコニウム反応量 75%と合算すると，ジルコニウム反応量の合計は約 81%となる。

（ウ）以上の確認結果を踏まえて，原子力規制委員会は，溶融炉心・コンクリート相互作用についての被告の評価は保守的であり，妥当であると判断している（甲 113，208～209 頁）。

イ　本件発電所について

（ア）被告は，上記第２の３（２）ウで述べたとおり，本件発電所においても，高浜発電所３号機及び４号機と同様に，保守的な解析条件を設定した上で，溶融炉心・コンクリート相互作用に伴い反応するジルコニウム量を約 6%（原子炉容器下部の破損までに想定するジルコニウム反応量 75%と合算すると，約 81%）と評価しているのであるから（丙 108，添 3.4.12-1～添 3.4.12-5 頁），川内原子力発電所１号機及び２号機と同様に溶融炉心・コ

ンクリート相互作用に伴うジルコニウム反応量を 25%と想定するべきであるとの原告らの主張は理由がない。

ちなみに，川内原子力発電所１号機及び２号機においても，新規制基準適合性審査において，原子力規制委員会は，溶融炉心・コンクリート相互作用に伴うジルコニウム反応量が約 6%と評価されていることは妥当と判断しているのであって（甲 112，197～198 頁），25%（原子炉容器下部の破損までに想定するジルコニウム反応量 75%と合算した場合，ジルコニウム反応量の合計は 100%となる）の考慮を要求しているわけではない。すなわち，原子力規制委員会において，高浜発電所３号機及び４号機の設置変更許可申請に係る審査書案に対する意見募集の結果説明に際し，山形原子力規制部安全規制管理官は，水素発生量の評価について，「川内原子力発電所の場合は，審査ガイドに従った評価を行って我々は判断を行って，さらに，どれだけの安全裕度があるのかを確認するために 100 パーセントとして，感度解析として実施したものでございまして，判断の基準として実施したものではございません」（丙 115，「平成 26 年度原子力規制委員会第 56 回会議議事録」９頁）と発言している。

（イ）なお，そもそも炉心の著しい損傷後，原子炉容器下部の破損までに想定するジルコニウム反応量を 75%として評価すること自体が保守的な条件である。

この点について，原子力規制委員会は，「水素発生量の評価においては，審査ガイドに従い，原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の 75%が水と反応し，水素が発生するという保守的な条件で評価を行っており，水素濃度（ドライ条件）は 11.7%と基準で定めた爆轟条件を下回ることを確認しています。」（丙 116，「関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（３号及び４号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（案）に対するご意見への考え方」68 頁），「水素発生量の評価においては，審査

ガイドに従い，原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の75%が水と反応し，水素が発生するという保守的な条件で評価を行っており，・・・審査ガイドで要求している全炉心内のジルコニウム量の75%という数値は，炉心損傷時に燃料棒の燃料有効長（75%）にあるジルコニウムが反応するという条件で設定しています。ただし，実際には炉心溶融が発生するとジルコニウムも溶融炉心側に取り込まれ，75%のジルコニウム量の全てが水に接触し反応する可能性は低くなるため，保守的な条件であると考えられます。なお，炉心損傷時に75%のジルコニウム量が反応する条件は，米国におけるＴＭＩ事故の検証[23]を踏まえた事故解析においても用いられているものです。」（丙117，「関西電力株式会社美浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（３号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（案）に対する御意見への考え方」52頁）としている。

3　解析結果について

（1）原告らの主張

原告らは次のとおり主張する。

① 被告が平成25年7月8日に提出した本件発電所の設置変更許可申請書において，原子炉格納容器内の水素濃度はドライ条件にして約12.8%と評価されているものの，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮していない。これは，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」における「原子炉圧力容器の下部の破損後は，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮する」との定めに反する（原告ら第９準備書面10頁）。

---

[23] ＴＭＩ事故の検証結果によれば，炉心損傷時に燃料被覆管（ジルコニウム合金製）の約45～50%が水－ジルコニウム反応に寄与したとされている。

② 新規制基準において，水素爆発（爆轟）を防止するために，原子炉格納容器内の水素濃度をドライ条件に換算して 13vol%以下とするよう定めているところ，本件発電所の水素爆発（爆轟）の評価において，溶融炉心・コンクリート相互作用に伴い反応するジルコニウム量を 6%とした場合，水素濃度は約 13.7vol%となり，新規制基準に違反する（原告ら第９準備書面 11～12 頁）。

（２）被告の反論

ア ①について，被告は，新規制基準適合性審査における議論を踏まえ，水素爆発（爆轟）の評価にあたって，下記イで述べるとおり，溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮した評価を行っており，原子炉設置変更許可申請書の補正も実施している。したがって，審査ガイドに違反するとの原告らの指摘は理由がない。

イ ②について，被告は，上記２（２）イで述べたとおり，十分に保守的な考慮を行って，溶融炉心・コンクリート相互作用に伴うジルコニウム反応量を約 6%とし，この条件下で，上記第２の３で述べたとおり，静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置による水素濃度低減策を実施することにより，水素濃度は約 8.9vol%となり，水素爆発（爆轟）の発生が防止できることを確認している（丙 108，添 3.4.12-1～添 3.4.12-5 頁）。

したがって，本件発電所において，溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮すれば，水素濃度が 13vol%を超え，新規制基準に違反することになり水素爆発の具体的危険性があるという原告らの主張は，原子炉格納容器水素燃焼装置による水素濃度低減策を認識しないものであり，理由がない。

第４ 結語

以上のとおり，本件発電所においては，そもそも水素爆発発生の前提となる，

炉心の著しい損傷が生じる蓋然性がないのであるが，仮に炉心の著しい損傷が生じた場合を想定しても，原告らが主張するような水素爆発が発生する具体的危険性はない。

以　上