

副本

平成26年(ネ)第126号 大飯原発3,4号機運転差止請求控訴事件

1審原告 松田正 外186名

1審被告 関西電力株式会社

準備書面 (27)

平成27年11月25日

名古屋高等裁判所金沢支部第1部C1係 御中

1審被告訴訟代理人 弁護士 小 原 正 敏



弁護士 田 中 宏



弁護士 西 出 智 幸



弁護士 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 山 内 喜



弁護士 中 室



目 次

第1	はじめに	4
第2	本件発電所の安全性について	5
1	安全確保対策について	5
2	安全設計評価について	6
第3	より一層の安全性向上対策	9
第4	本件発電所において水蒸気爆発及び水素爆発が発生する具体的危険性がない こと	12
1	水蒸気爆発について	12
2	水素爆発について	14
第5	結語	16

本書面は、1審原告らの平成27年9月11日付控訴審第9準備書面（以下、「1審原告ら控訴審第9準備書面」という）における、大飯発電所3号機及び4号機（以下、「本件発電所」という）の水蒸気爆発及び水素爆発に係る1審原告らの主張に対し、反論するものである。

第1 はじめに

- 1 1審原告らは、福島第一原子力発電所事故の際に水素爆発が発生し原子炉建屋が破壊されたことなどに言及しつつ、1審被告が同事故の教訓を無視しており、本件発電所においても、原子炉の炉心が溶融すると、水蒸気爆発や水素爆発が発生して、より大規模な事故に発展する可能性がある旨主張する（1審原告ら控訴審第9準備書面4～6頁）。
- 2 しかしながら、1審被告の平成26年10月24日付準備書面（17）（以下、「1審被告準備書面（17）」という）43～44頁等¹で繰り返し述べているとおり、福島第一原子力発電所事故において炉心の著しい損傷等が生じたのは、平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震に伴って生じた津波が原因であり、また、東京電力株式会社による同発電所の津波に関する想定が不十分であったためである。
- 3 この点、1審被告の平成27年1月30日付準備書面（19）及び1審被告準備書面（22）11頁で述べたとおり、1審被告は、本件発電所へ大きな水位変動をもたらすと考えられる津波について、基準津波を策定した上で対策を講じているため、本件発電所の津波に対する安全性は確保されているのであり、福島第一原子力発電所事故において、水素爆発が発生したからといって、本件発電所においても同様に水素爆発等が発生する具体的危険性があるということにはならない。
- 4 以下では、本件発電所の安全性について改めて説明し、特に1審被告が安全設計評価等を実施し、1審原告らが水蒸気爆発及び水素爆発の前提として述べる炉

¹ 平成27年3月16日付準備書面（20）（以下、「1審被告準備書面（20）」という）8～9頁、平成27年6月26日付準備書面（22）（以下、「1審被告準備書面（22）」という）9～11頁、平成27年8月10日付準備書面（24）（以下、「1審被告準備書面（24）」という）38～39頁も参照。

心の著しい損傷が生じる蓋然性がないことを確認していることを詳述する。そして、本件発電所においては、炉心の著しい損傷が生じる蓋然性はないのであるが、仮に炉心の著しい損傷の発生を想定したとしても、その後水蒸気爆発及び水素爆発が発生する具体的危険性がないことについて、念のため反論する。

第2 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) 1 審被告準備書面 (17) 8 頁及び 20~60 頁, 1 審被告準備書面 (20) 5 ~7 頁, 1 審被告準備書面 (24) 38~39 頁で述べたとおり, 1 審被告は, 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するなどしている (自然的立地条件に係る安全確保対策) とともに, ②本件発電所の運転に伴って不可避免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 (平常運転時の被ばく低減対策), 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, 多重防護の考え方に基づく設計を実施するとともに, 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」²について, 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る共通要因故障³の発生を防止した上で, 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

² 「安全上重要な設備」の意義については, 1 審被告の平成 27 年 1 月 30 日付準備書面 (18) 101 ~103 頁を参照。

³ 共通要因故障とは, 1 つの原因で複数の機器が同時に故障することをいう。

設計等)において、信頼性確保のために、多重性又は多様性及び独立性⁴を考慮した設計としているのである⁵。

(3) このように、1審被告は、本件発電所について、地震や津波等の自然力に対する対策や、事故の発生を防止するための対策はもとより、万一の事故発生時に炉心の著しい損傷や周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止する対策も含めて、放射性物質のもつ危険性を顕在化させないための様々な安全確保対策を講じている。

かかる安全確保対策により、本件発電所において、原子炉冷却材（一次冷却材）喪失（以下、「LOCA⁶」という）等の事故が生じること自体がまず考えられないところ、1審被告は、多重防護の考え方に基づく設備の設計の妥当性を確認するため、あえてそのような事故の発生を仮定し、かつ、外部電源の喪失、工学的安全施設⁷等の一部が機能しないなどの厳しい条件を設定した上で安全設計評価を行い、そのような場合であっても、炉心の著しい損傷に至ることはなく、事故を安全に収束させることができ、原子炉の安全性は確保されることを確認している。以下、この安全設計評価につき詳述する。

2 安全設計評価について

(1) はじめに

ア 上述のとおり、そもそも本件発電所において、LOCA等の事故が生じる

⁴ 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。

⁵ すなわち、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）の守備範囲ではない（②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）。

⁶ LOCAとは、「Loss of Coolant Accident」の略である。

⁷ 1審被告準備書面（17）34～38頁を参照。

ことはまず考えられないところであるが、1審被告は、多重防護の考え方に基づく設備の設計の妥当性を確認するため、あえてそのような事故等の発生を仮定し、かつ、厳しい条件を設定しての、安全設計評価を実施している。

イ 具体的には、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」が発生した場合を仮定し、その際に、外部電源の喪失、原子炉保護設備⁸や工学的安全施設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、当該事象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⁹。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。

ウ ここで、「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生じる異常な状態に至る事象をいい、「設計基準事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生することはまず考えられないが、発生した場合は原子炉施設からの周辺環境への放射性物質の異常な放出の可能性がある事象をいう。以下では、この「設計基準事故」の発生を仮定した場合の解析評価について述べる。

（2）設計基準事故の解析評価

ア 1審被告は、本件発電所において、万一、設計基準事故が発生した場合であっても、原子炉の炉心は著しい損傷に至ることなく、放射性物質の拡散に

⁸ 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。

⁹ 1審被告は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）（以下、「安全評価審査指針」という）に基づき、解析評価を実施している。いわゆる「新規制基準」の下でも、原子力規制委員会が示した「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の解釈」13条で、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安全評価審査指針等に基づいて実施することとされているところである。

対する障壁の設計が妥当であることを解析評価により確認している¹⁰。

この解析評価においては、上記の観点から「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、炉心の著しい損傷に至らないことなどを確認している。

イ 以下では、設計基準事故の一例として、LOCAの解析及びその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¹¹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、1審被告準備書面（17）56～58頁で説明したとおり、万一LOCAが発生しても、ECCS¹²等の工学的安全施設が作動することで、炉心が著しい損傷に至ることは防止される。

この事象に対する解析では、1次冷却材管が瞬時に完全に破断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系列の不作動をそれぞれ仮定¹³するなど、解析条件を厳しい側に設定して、解析を行った。

¹⁰ 運転時の異常な過渡変化においては、原子炉の炉心は損傷に至ることなく、かつ、通常状態に復帰できる状態で当該事象が収束される設計となっていることを解析評価により確認している。

¹¹ 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。

¹² 1審被告準備書面（17）35～36頁を参照。

¹³ 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、かかる理由から、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）、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.308MPa[gage]（判断基準は 0.39MPa[gage]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、炉心の著しい損傷には至らないことを確認している。（乙 83 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）」、乙 83 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）」

（3）小括

以上のとおり、1 審被告は、万一の設計基準事故発生時にも炉心の著しい損傷等を防止する安全確保対策を講じている。本件発電所において、設計基準事故が生じること自体がまず考えられない上、万一、設計基準事故が発生し、さらに、安全性確保のために必要な設備等の一部が故障等した場合であっても、炉心の著しい損傷等は生じないことが確認されているのであり、本件発電所の安全性は確保されているのである。

第3 より一層の安全性向上対策

1 はじめに

上記第2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のであるが、1 審被告準備書面（17）61～66 頁でも述べたとおり、さらに、1 審被告は、運転時の異常な過渡変化や設計基準事故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、そのような場合に事象の進展、拡大を防ぎ、かかる状況においてもなお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いる。

すなわち、1 審被告は、従来から、念には念を入れてさらに安全性を向上させる観点から、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、アクシデントマネジメント策の整備を自主的に行ってきたところであるが、さらに、福島第一原子力発電所事故を契機として、上記のような事態に備えた恒設及び可搬式の設備（電源設備¹⁴、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。

以下では、上記のような事態を想定した対策としての、「炉心の著しい損傷を防止する対策」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) 1 審被告は、運転時の異常な過渡変化や設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することが求められ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、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、それらの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¹⁵、この評価にあたっては、共通要因故障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シーケンスを選定する等、設計基準事故を超える厳しい条件

¹⁴ 本件発電所において、外部電源に加え、格段に高い信頼性を有する非常用ディーゼル発電機による電源供給機能も全て喪失するような事象（全交流動力電源喪失）が生じた場合を想定しての代替電源設備として、空冷式非常用発電装置や電源車を配備している。これらは空気冷却方式を採用し、運転に海水等を必要とせず、非常用ディーゼル発電機とは位置的分散を図り、独立性を有するようになっている。空冷式非常用発電装置は、炉心の著しい損傷や原子炉格納容器破損を防止するために必要な機器に交流電源を供給する（例えば電動補助給水ポンプ等の電動機に動力源としての電力を供給する）とともに、直流電源の供給（プラントの監視等に必要な機器への電源供給）も可能な設計としており、各号機につき、必要な容量を有するものを高台に配備している。電源車はプラント監視機能の維持等に必要容量を有するものを各号機につき2台ずつとバックアップ用のものも備え、空冷式非常用発電装置とは異なる場所に配置するとともに、2台の電源車同士もそれぞれ場所を分散して保管している。

¹⁵ 「新規制基準」の下でも、「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の解釈」37条で、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とされているところである。

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」の解析及びその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ることを仮定するものである。この事象に対し、1審被告準備書面(17)61~63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、低圧注入系又は恒設代替低圧注水ポンプ¹⁶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。

この事象に対する解析では、外部電源は喪失するものとし、1次冷却材管の破断口径についての不確かさなども考慮した条件を設定して、解析した結果、最も厳しい結果でも、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)、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.308MPa[gage](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。(乙84、「大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価」2-6-1~2-6-70頁)

¹⁶ 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。なお、1次冷却材の減少時に冷却水を炉心に直接注入するための設備として、恒設代替低圧注水ポンプに加えて、可搬式の代替低圧注水ポンプも配備している。これは、電源を必要としない送水車により海水を仮設組立式水槽に汲み上げて水源とし、原子炉に注水するものであり、この可搬式代替低圧注水ポンプは専用の電源車を備えている。

3 小括

以上のとおり、上記第2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、1審被告は、運転時の異常な過渡変化や設計基準事故に対して、本件発電所の安全性を確保するために設けられている、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、その有効性を確認しているのであり、本件発電所の安全性は、より一層向上しているのである。

第4 本件発電所において水蒸気爆発及び水素爆発が発生する具体的危険性がないこと

上記のとおり、本件発電所において、炉心の著しい損傷に至る蓋然性はないのであり、炉心の著しい損傷が生じたことを前提に、その後の水蒸気爆発及び水素爆発の危険性を論ずる1審原告らの主張は、その前提を欠くものであるが、さらに、仮に炉心の著しい損傷の発生を想定したとしても、その後に水蒸気爆発及び水素爆発が発生する具体的危険性がないことを念のため以下で述べる。

1 水蒸気爆発について

- (1) 1審原告らは、温度の異なる2種類の液体が接触して、分散した高温液体が蒸気膜で覆われ、蒸気膜を破壊する要因（トリガー）により蒸気膜が破壊されることで、「液-液直接接触」が生じ、この現象が伝播して大規模蒸気爆発へ拡大する、との水蒸気爆発の機序を示した上で、過去の一部実験において確認された水蒸気爆発や、マグマや金属工場での鉄・アルミニウムなどによる水蒸気爆発を例に挙げ、本件発電所においても、同様に水蒸気爆発が起こる可能性がある」と主張する（1審原告ら控訴審第9準備書面7～8頁、13～16頁）。

しかし、1 審被告は、水蒸気爆発に関する種々の大規模実験¹⁷の結果等をもとに、それら実験の条件と実際のプラント（以下、「実機」という）で想定される条件とを比較した上で、実機においては、水蒸気爆発の発生する可能性が極めて低いことを確認している（乙 85, 「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」66頁）。すなわち、1 審原告らが水蒸気爆発の発生例として挙げる過去の一部実験¹⁸は、水蒸気爆発を誘発する外部トリガーを加えた場合や、熔融物に対してその融点を大きく上回る加熱をして熔融物を固化しにくくし、1 審原告らが水蒸気爆発発生の要因として挙げる「液-液直接接触」が生じやすい状態とした場合など、そもそも実機では発生が想定されない条件を前提としている。

マグマや鉄・アルミニウムによる水蒸気爆発についても、マグマは粘度が極めて高いことなどから、原子力発電所で問題となる工学分野の水蒸気爆発のメカニズムとはそもそも異なるものとされており、また、鉄やアルミニウムは、熔融炉心を構成する二酸化ウランや酸化ジルコニウムなどと比較して、低い融点や大きな熱伝導率という性質を有することから固化しにくく、1 審原告らのいう「液-液直接接触」が生じやすい、すなわち、水蒸気爆発が発生しやすい特徴を有しており、いずれにおいても1 審原告らの挙げた例は実機で想定されない条件を前提としたものである。

(2) また、1 審原告らは、炉心の著しい損傷が生じている場合には様々な状況が水蒸気爆発を誘発する外部トリガーとなり得るとして縷々述べているが（1 審原告ら控訴審第9準備書面14～16頁）、いずれも可能性を漠然と述べたものに

¹⁷ 大規模実験は、水蒸気爆発現象を解明することを目的に、実機で想定される熔融物（二酸化ウランと酸化ジルコニウムの混合熔融物）を用いて、熔融物の温度や、原子炉容器及び原子炉格納容器の圧力、原子炉下部キャビティに張った水のサブクール度といったパラメータを変えた様々な条件の下で実施されたものである。なお、サブクール度とは、ある温度の液体を沸騰させるまでに要する熱量をいう。

¹⁸ OECD SERENA 計画において、その結果の一部が採用されている、韓国原子力研究所における TROI 実験及び欧州 JRC のイスプラ研究所における KROTOS 実験。

過ぎず、水蒸気爆発発生 of 具体的危険性を示したものとは言えない。1 審被告においては、実験の結果等を踏まえ、実機において、そもそも水蒸気爆発が発生する条件・状況となる可能性が極めて低いことを確認しているのは上記で述べたとおりである。

- (3) 以上のとおり、本件発電所においては、1 審原告らのような水蒸気爆発が発生する条件・状況とはなり得ず、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いのであるから、1 審原告らの主張は失当である。

2 水素爆発について

- (1) 1 審原告らは、熔融炉心を冷却するために原子炉下部キャビティへ水を張る 1 審被告の対策について、配管破損に伴い飛散する保温材によって、原子炉下部キャビティへの水の流入経路が閉塞されるなどして、そもそも水を張ることができず、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴い大量の水素等が発生し、水素爆発が起こる可能性がある旨主張する（1 審原告ら控訴審第 9 準備書面 10 頁）。

しかし、1 審被告は、原子炉下部キャビティ¹⁹への流入経路を複数確保しており、また、仮に保温材が配管破損に伴い飛散するような場合でも、グレーチングや柵によって保温材が適宜捕捉され、流入経路が閉塞されないようにしているのであり、原子炉下部キャビティへの水張り及び熔融炉心の冷却に問題がないことを確認しているところである。

- (2) また、1 審原告らは、原子炉下部キャビティへの水張りによる熔融炉心の冷却を前提としても、水素爆発（爆轟）の評価にあたって、九州電力株式会社川内発電所 1 号機及び 2 号機においては、金属-水反応²⁰及び熔融炉心・コンク

¹⁹ 原子炉下部キャビティとは、原子炉容器の直下にある原子炉格納容器底部の凹部分をいう。

²⁰ 金属-水反応とは、高温の金属が水と反応することによって水素が発生する化学反応をいう。

リート相互作用²¹に伴うジルコニウムの総反応量を100%としている一方で、1審被告の高浜発電所3号機及び4号機（以下、「高浜3，4号機」という）においては、金属-水反応によるジルコニウム反応量を75%、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴うジルコニウム反応量を6%とし、総反応量を81%としていることが、不合理であるかのように主張する（1審原告ら控訴審第9準備書面26～27頁）。

しかし、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ところ（乙85，68頁）、さらに1審被告は、原子炉容器下部が破損した後の熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生量がより多くなる厳しい解析条件を置いて、ジルコニウム総反応量を81%としているのである。

具体的には、熔融炉心によるコンクリート（原子炉下部キャビティ床）の侵食が大きくなるように、熔融炉心からコンクリートへの伝熱を大きくする解析条件として、熔融炉心から水への伝熱を小さくしたり、熔融炉心の熱が分散しないようコンクリートに広がる熔融炉心の面積を小さくしたりするなどしている。

そして、1審被告は、この条件による解析の結果、原子炉容器下部の破損後に、熔融炉心・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、すなわち、ジルコニウム総反応量が81%となることを確認している。（乙86、「高浜3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価」添3.4.11-1～11-5頁）

以上のとおり、1審被告は、高浜3，4号機において、厳しい解析条件を置いた上で、水素発生量及びジルコニウム総反応量を評価し、水素爆発（爆轟）が発生しないことを確認しているのであるから、1審原告らの主張はあたらな

²¹ 熔融炉心・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熔融炉心が、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。

い。

(3) さらに、1 審原告らは、本件発電所においては、高浜 3、4 号機と同様の条件、すなわち、ジルコニウム総反応量を 81%とした場合でも、水素爆発（爆轟）に至る水素濃度となる旨主張する（1 審原告ら控訴審第 9 準備書面 27 頁）。

しかし、上記で述べた内容と同様、本件発電所においても、熔融炉心・コンクリート相互作用が大きくなり、それに伴う水素発生量がより多くなる厳しい解析条件を置いた上で評価した結果、熔融炉心・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%となり、総反応量として 81%となることを確認している。そして、この条件下の本件発電所においては、静的触媒式水素再結合装置²²及び原子炉格納容器水素燃焼装置²³による水素濃度低減対策により、水素爆発（爆轟）の発生が防止できることを確認している。（乙 84、添 3.4.12-1～12-5 頁）

したがって、本件発電所において、高浜 3、4 号機と同じジルコニウム反応量であれば、水素爆発が発生するという 1 審原告らの主張には理由がない。

第 5 結語

以上のとおり、本件発電所においては、そもそも炉心の著しい損傷が生じる蓋然性がないのであるが、炉心の著しい損傷が生じた場合を想定しても、1 審原告らが主張するような水蒸気爆発及び水素爆発が発生する具体的危険性は

²² 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、自動的に触媒反応し、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。

²³ 原子炉格納容器水素燃焼装置（以下、「イグナイタ」という）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、1 審原告らは、イグナイタの機能の信頼性が十分でないこともあって、有効性評価において考慮されていないと主張する（1 審原告ら控訴審第 9 準備書面 22 頁）。しかし、イグナイタに対しては、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（共に基準地震動に対して耐震強度を有することを確認済み）からの給電も可能であり、本件発電所に設置されているイグナイタも含め、十分な信頼性を有しているのであり、機能の信頼性が十分でないことからイグナイタを有効性評価に入れていないという 1 審原告らの主張は誤りである。また、1 審原告らは、本件発電所に設置されているイグナイタを 12 基と述べているが、14 基（予備を 1 基含む）の誤りである。

ない。

なお、1 審被告は、平成 25 年 7 月 8 日、本件発電所について、原子力規制委員会に対し、原子炉設置変更許可等の申請を行っており、原子力規制委員会の審査会合において、炉心の著しい損傷に至らないための各種対策に係る新規制基準適合性や、水蒸気爆発及び水素爆発といった事象が発生する蓋然性等について、審査が行われているところである。

以 上