

平成24年(ワ)第394号, 平成25年(ワ)第63号

大飯原発3, 4号機運転差止請求事件

原告 松田正 外188名

被告 関西電力株式会社

準備書面 (6)

平成26年1月20日

福井地方裁判所民事第2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 原 井 大 介



弁護士 森 拓 也



弁護士 辰 田 淳



弁護士 今 城 智 徳



目 次

第1	「1 地震等により冷却材喪失事故が起きた際に冷却水の再循環サンプが機能せず、メルトスルーを起こし、外部に放射性物質が放出される危険性」について……………	3
1	「(1) 加圧水型原子炉 (PWR) の構造」について……………	3
2	「(2) PWRにおいて、原子炉容器の損壊や配管の破断等があった場合の仕組み」について……………	3
3	「(3) 異物混入による冷却機能の喪失」について……………	5
第2	「2 大飯3号機における溶接部の残留応力によるクラックおよび冷却水漏洩からメルトダウンが起き、放射性物質が放出される危険性」について…	7
第3	御庁からの平成25年12月25日付求釈明2(1)に対する回答……………	9
1	求釈明内容……………	9
2	回答……………	9

被告は、本書面において、原告らの平成25年10月3日付第7準備書面（以下、「原告ら第7準備書面」という）について認否・反論するとともに、御庁からの平成25年12月25日付求釈明2（1）に対して回答する。

原告ら第7準備書面は、その大部分が、訴状の「第5 本件原発の技術的危険性」のうちの「1 加圧水型原子炉の構造的脆弱性」及び「2 大飯3号機における溶接部の残留応力によるクラックおよび冷却水漏洩の発生の危険性」（訴状43～46頁）に記載されている内容の繰り返しである。訴状の当該部分に対しては、既に被告の平成25年4月12日付準備書面（1）（以下、「被告準備書面（1）」という）20～22頁において認否を行っているが、以下では、改めて原告ら第7準備書面に対する認否を行う。

加えて、原告らの主張に対する反論を述べ、原告らの、格納容器サンプスクリーン閉塞事象や応力腐食割れに関する主張（原告ら第7準備書面1（3）及び同2）は、後述のとおり、既にその問題点への対策を完了している事象を取り上げるものに過ぎず、現時点での大飯発電所3号機及び4号機（以下、「本件発電所」という）の具体的危険性を何ら根拠づけるものではないことを明らかにする。

第1 「1 地震等により冷却材喪失事故が起きた際に冷却水の再循環サンプが機能せず、メルトスルーを起こし、外部に放射性物質が放出される危険性」について

1 「（1）加圧水型原子炉（PWR）の構造」について

概ね認める。より正確には、被告準備書面（1）における「被告の主張」第5章第2の記載のとおりである。

2 「（2）PWRにおいて、原子炉容器の損壊や配管の破断等があった場合の仕組み」について

次の①ないし⑥は認め、その余は争う。

- ①原子炉容器と蒸気発生器をつなぐ配管が破損した場合、1次冷却材が流出すること
- ②本件発電所の蒸気発生器伝熱管の外径及び厚さが、概ね原告らの主張する程度であること
- ③冷却材喪失事故（LOCA）が発生した場合、「燃料取替用水タンク」（ただし、本件発電所においては「燃料取替用水ピット」という）から原子炉内にほう酸水が自動的に注入されること
- ④上記③の場合、燃料取替用水ピットの水位が低くなると、ほう酸水の水源を、燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプに切り換えること
- ⑤格納容器再循環サンプ内に貯留したほう酸水は、高圧系ポンプ（ただし、本件発電所においては「高圧注入ポンプ」という）又は余熱除去ポンプにより、再び原子炉内に注入されること
- ⑥四国電力株式会社のプレスリリースに原告らの引用する図7の記載があること

原告らは、「原子炉容器の損壊や配管の破断によるLOCA事象が地震等によって生じる危険があることは第4準備書面第3の2項（同書面5頁）で述べたとおりである」と繰り返した上で、蒸気発生器伝熱管について「伝熱管の減肉（配管の肉厚が薄くなる現象）や応力腐食割れによる伝熱管破断の危険は常にある」と主張する（原告ら第7準備書面2頁）。

しかしながら、被告の平成25年12月13日付準備書面（4）（以下、「被告準備書面（4）」という）で詳述したとおり、そもそも、原告らが平成25年8月26日付第4準備書面で述べている地震動や地震時地殻変動等についての主張は失当である。そして、被告準備書面（4）18～19頁で述べたとおり、

被告は、本件発電所において、1次冷却材管等の配管につき、基準地震動 Ss に対して耐震安全性が確保されていることを確認しており、また、応力腐食割れ¹等による劣化事象も考慮した上で、水質管理等の適切な運転管理を行うとともに、点検、検査等の保全活動を実施する等して、それらの配管が技術基準に適合することを確認している。これらは蒸気発生器伝熱管についても同様である。

したがって、原告らの上記主張には根拠がない。

3 「(3) 異物混入による冷却機能の喪失」について

次の①ないし③は認め、その余は争う。

- ①配管の破損箇所から流出した1次冷却材は、周囲に設置されている保温材、塗装材等を剥離させる場合があること
- ②剥離した保温材等の異物が格納容器再循環サンプに流入するのを防止するため、「フィルタースクリーン」（ただし、本件発電所においては「格納容器再循環サンプスクリーン」という）が設置されていること
- ③一般論として、万一、炉心が溶融し、溶融炉心が原子炉容器（本件発電所においては「圧力容器」ではなく「原子炉容器」という）を貫通した場合には、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下し、溶融炉心とコンクリートとが接触して「コアコンクリート反応」が生じ、その結果、水素と一酸化炭素が発生する可能性があること

被告準備書面（1）52～53頁で説明したとおり、仮に、1次冷却材の喪失（LOCA）が発生した場合には、非常用炉心冷却設備（ECCS）により、

¹ 応力腐食割れとは、特定の材料が特定の環境と応力に晒されたときに割れを生じる現象をいい、材料・環境・応力（引張応力）の3因子が重畳した場合に、はじめて発生する可能性が生じる。

ほう酸水を原子炉容器内に注入して炉心の冷却を行う。その水源の一つとして格納容器再循環サンプ内に貯留された冷却水を再循環させることも可能としている。

原告らの主張は、破損した配管の保温材等の異物が格納容器再循環サンプスクリーンに付着して目詰まりを起こし、閉塞が生じる結果、「漏出した冷却水は行き場を失い原子炉内（引用者注：「原子炉格納容器内」の誤りと思われる）に貯留し関係機器を水没させその機能を喪失させる」というものである（原告ら第7準備書面3～4頁）。

しかしながら、原告らがその主張の前提とする格納容器再循環サンプスクリーン閉塞事象は、過去に海外の沸騰水型原子炉（BWR）プラントで発生した事象を契機として、その対応策につき調査・検討が行われてきたものであり、本件発電所の採用する加圧水型原子炉（PWR）プラントで実際にそのような閉塞事象が発生したものではない。

また、そのような様々な調査・検討結果を踏まえて、原子力安全・保安院により、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和40年通商産業省令第62号）が改正されるとともに、当該改正に対応した、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の新たな審査基準が定められた（乙12、「格納容器再循環サンプスクリーン閉塞事象に関する対応について」）。これを受けて、被告は、格納容器再循環サンプスクリーンの性能、耐震及び構造強度等の評価に基づいた設備上の対策を実施した。具体的には、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等に関する審査基準を満たすよう、格納容器再循環サンプスクリーンをより表面積の大きいものに取り替える工事を実施した（乙13、プレスリリース「大飯発電所3号機の原子炉起動および調整運転の開始について」、乙14、プレスリリース「大飯発電所4号機の原子炉起動および調整運転の開始について」）。

以上より、本件発電所においては、原告らが述べるような格納容器再循環

サンプスクリーン閉塞事象が生じることはない。したがって、原告らが言うように「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」といった事態が生じることはなく、炉心溶融が生じることもない。

第2 「2 大飯3号機における溶接部の残留応力によるクラックおよび冷却水漏洩からメルトダウンが起き、放射性物質が放出される危険性」について
次の①ないし③は認め、その余は争う。

①大飯発電所3号機では、過去に2回、原子炉容器の溶接部において、
残留応力等による割れが発生したこと

②原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置取付管台の溶接部に発生した割れ
から1次冷却材が漏えいしたこと

③原子炉容器出口管台の溶接部に発生した割れは、当該管台の管厚約7cm
に対して深さが約2cmであったこと

原告らは、過去に大飯発電所3号機で発生した、原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置取付管台及び原子炉容器出口管台溶接部の割れという2事例を挙げて、「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」とし、「既に脆弱化している圧力容器溶接部分はいつ破断してもおかしくない状況にあ」と主張する（原告ら第7準備書面4頁）。

しかしながら、これら2つの事例に関しては、以下に述べるとおり、既に再発を防止する対策を完了している。

これら2つの事例において発生した割れは、いずれも1次冷却材中の環境下で発生した応力腐食割れ（PWSCC）であり（乙15、プレスリリース「大飯発電所3号機の定期検査状況について（原子炉容器上部ふた制御棒駆動装

置取付管台からの漏えいの原因と対策)」、乙 16、プレスリリース「大飯発電所 3 号機の定期検査状況について(原子炉容器 A ループ出口管台溶接部の傷の原因と対策)」)、応力腐食割れは、特定の材料が特定の環境と応力に晒されたときに割れを生じる現象であって、材料・環境・応力(引張応力)の 3 因子が重畳した場合に、はじめて発生する可能性が生じるものである。したがって、これら 3 因子のいずれか 1 つを取り除けば、応力腐食割れの発生・進展を防止することができる。

そこで、被告は、本件発電所に関して、溶接部に 600 系ニッケル基合金を使用していて応力腐食割れの発生が懸念される箇所について、上記 3 因子から材料の因子をなくすために、応力腐食割れに強い 690 系ニッケル基合金への材質変更の対策工事を実施したり、3 因子から応力の因子をなくすためのウォータージェットピーニング(WJP)³工事を実施したりするなどして、応力腐食割れに対する対策を既に完了している。

具体的には、大飯発電所 3 号機については、第 12 回定期検査において、原子炉容器上部ふたを、管台及び溶接材料を 690 系ニッケル基合金に変更したものに取替え済みであるし(乙 17、プレスリリース「大飯発電所 3 号機の原子炉起動および調整運転の開始について」)、割れが生じた原子炉容器出口管台溶接部に関しても、第 14 回定期検査において、1 次冷却材と接する溶接部内面全周を 690 系ニッケル基合金で溶接する工事を実施済みである(乙 18、プレスリリース「大飯発電所 3 号機の原子炉起動および調整運転の開始について」)。また、この間、第 13 回定期検査において、原子炉容器出入口管台溶接部と炉内計装筒の内面及び溶接部にウォータージェットピーニング工事を実施済みである(乙 19、プレスリリース「大飯発電所 3 号機の原子炉起動お

³ ウォータージェットピーニング(WJP)とは、水中で高圧ジェット水を噴射した際に発生する気泡が、金属表面近傍で崩壊することで生じる衝撃力で金属表面をたたくこと(ピーニング)をいう。これにより金属表面近傍の残留応力(外力等がない状態において金属内部に残っている応力のこと)を引張応力から圧縮応力へと変化させることができる。

よび調整運転の開始について」)。

同様に、大飯発電所4号機についても、第11回定期検査において、原子炉容器上部ふた取替工事を実施済みであるし(乙20、プレスリリース「大飯発電所4号機の原子炉起動および調整運転の開始について」)、第13回定期検査において、原子炉容器出口管台溶接部の全周を690系ニッケル基合金で溶接する工事を行うとともに、原子炉容器入口管台溶接部と原子炉容器炉内計装筒の内面及び管台溶接部にウォータージェットピーニング工事を実施済みである(乙14)。

このように、本件発電所においては、応力腐食割れの発生が懸念される箇所について、材質変更等の対策を既に完了しており、安全性は十分に確保されている。したがって、原告らの主張は失当である。

第3 御庁からの平成25年12月25日付求釈明2(1)に対する回答

1 求釈明内容

「被告準備書面(5)6,7ページの記載に関し、例えば、本件原発において主給水喪失が発生した場合、当該事象自体が異常な事態であって、本件原発からの放射能漏れを引き起こし得る危険な事態であるとも考えられる。しかるに、上記記載においては、このような主給水喪失は基準地震動 S_s 以下の地震動によっても発生することが前提とされており、このことからすると、基準地震動 S_s とはどのような概念なのか、という疑問が生じる。この点に関する被告の認識を明確に説明されたい。」

2 回答

基準地震動 S_s は、原子力発電所の設備のうち、「原子炉の安全性確保(「止める」「冷やす」「閉じ込める」)のために重要な役割を果たす安全上重要

な設備」(以下、単に「安全上重要な設備」という)に関して、耐震安全性を確認するための基準となる地震動である。「安全上重要な設備」ではない、その他の設備(例えば、主給水ポンプ、タービン、発電機、碍子等、主に発電のための設備)については、仮にそれが損傷(機能喪失)しても、「止める」「冷やす」「閉じ込める」機能に支障は生じないことから、基準地震動 S_s に対する耐震安全性を確認すべき対象ではない。そのような「安全上重要な設備」ではない設備が損傷(機能喪失)して主給水喪失等が発生した場合は、発電することができなくなるというような意味で確かに異常な事態ではあるが、「止める」「冷やす」「閉じ込める」機能を喪失するものではなく、原子炉が危険な状態になるわけではない。

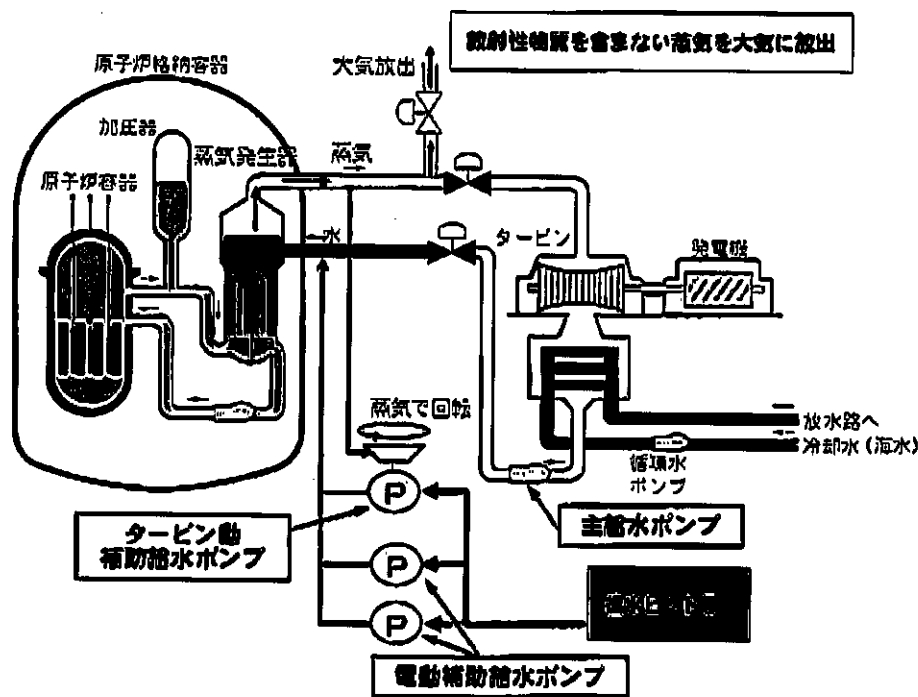
例えば、その損傷が主給水喪失につながり得る主給水ポンプについては、所定の電気出力を生むために必要な蒸気を発生させるための水を蒸気発生器に送ることを主な役割とする設備であり、発電には不可欠な設備ではある。しかしながら、地震時に原子炉を停止³した後の崩壊熱の冷却は、主給水とは別の水源から蒸気発生器に水を送る補助給水設備⁴(図表1)が担うこととしており、主給水ポンプは必要とはしていない。そこで、この補助給水設備については、原子炉の安全性確保(「止める」「冷やす」「閉じ込める」)のために重要な役割を果たす「安全上重要な設備」として、基準地震動 S_s に対する耐震安全性を確認しているのであるが、前述のとおり、主給水ポンプは「安全上重要な設備」ではなく、基準地震動 S_s に対する耐震安全性を確認すべき対象ではない(なお、主給水ポンプ、タービン、復水器等を接続する配管内を循環する水又は蒸気は、放射性物質を含む1次冷却材とは隔離されているため、放射性物質を含んでおらず、仮にこれら設備の破損が生じたとしても、放射性

³ 制御棒や制御棒駆動装置等、原子炉を停止させるために必要な一連の機器については、いずれも安全上重要な設備として、基準地震動 S_s に対する耐震安全性を確認している(被告準備書面(4)13頁)。

⁴ 補助給水設備には、電動機により駆動する電動補助給水ポンプと蒸気タービンにより駆動するタービン動補助給水ポンプとがある。

物質が外部に漏れることはない（被告準備書面（1）50頁））。

電源に関しても同様であり、地震時に原子炉の安全性を確保するために必要な電力の供給は、発電機や外部電源ではなく、非常用ディーゼル発電機が担うこととしている。そのため、この非常用ディーゼル発電機は、やはり、原子炉の安全性確保（「止める」「冷やす」「閉じ込める」）のために重要な役割を果たす「安全上重要な設備」として、基準地震動 S_s に対する耐震安全性を確認しているが、発電機等は「安全上重要な設備」ではなく、基準地震動 S_s に対する耐震安全性を確認すべき対象ではないのである。



【図表1 補助給水設備による蒸気発生器への給水（概要）】

以上