

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

準備書面 (14)

平成27年1月19日

静岡地方裁判所民事第2部合議B係 御中

被告訴訟代理人弁護士 奥 村 救 軌
外12名



略語例

本件原子力発電所	浜岡原子力発電所 3ないし 5号機 (なお、特定の号機を示すときには、例えば「本件原子力発電所 3号機」と表す。)
維持規格	発電用原子力設備規格 維持規格 (一般社団法人日本機械学会)
A BWR	<u>A</u> dvanced <u>B</u> oiling <u>W</u> ater <u>R</u> eactor 改良型沸騰水型原子炉
圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリ
圧力容器	原子炉圧力容器
再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ

はじめに

原告らは、その準備書面 17 「第1」において、「S C C（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」（同2頁），本件原子力発電所5号機の再循環ポンプのモータケーシング付け根部については超音波探傷試験を実施することができない以上同号機の「再循環ポンプ」について「信頼性・安全性を担保することは不可能」（同4頁）であるなどと主張する。

しかしながら、被告は、上記部位については、設計・建設において、溶接部をなくすことで応力の発生を防止するなど応力腐食割れ（S C C）に対して十分な配慮を行っている。本件原子力発電所5号機を含む国内のA B W R の再循環ポンプのモータケーシング付け根部では、これまでにS C Cが確認されたことはない。また、点検・検査の枠組みを定める維持規格では、上記部位に着目した超音波探傷試験は要求されていない。

本書面では、被告が、安全上重要な施設の機能・性能がS C C等の経年変化事象により損なわれないように、本件原子力発電所の設計・建設において、その原因等を踏まえ材料選択等に係る設計及び工法の工夫等の配慮を行ったうえで、原子炉運転中から定期点検中にかけて、安全上重要な施設について、その設計どおりの機能・性能を有するように維持管理するための枠組みに基づき点検計画を定め、点検・検査を実施することなどにより同発電所の安全上重要な施設の機能・性能を維持していることを述べる。原告らが指摘する同5号機の再循環ポンプのモータケーシング付け根部についても、設計・建設において十分な配慮を行っており、原子炉運転中から定期点検中にかけては上記枠組みに基づき維持管理を行っていることを述べ、上記部位について超音波探傷試験を実施することができない以上同号機の「再循環ポンプ」について「信頼性・安全性を担保することは不可能」であるとする原告らの主張は理由がないことを明らかにする。

1 設計・建設における S C C 等の経年変化事象への配慮

S C C *注等の経年変化事象については、これまでの研究・開発成果や本件原子力発電所及び国内外の他の原子力発電所における事例等から、その原因、発生の可能性がある部位及び対策等が明らかにされている。そのため、被告は、本件原子力発電所の設計・建設において、原子力発電所の安全性を確保する（「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」）ために重要な役割を果たす安全上重要な施設の機能・性能が S C C 等の経年変化事象により損なわれないように、材料選択、水質環境の維持等に係る設計、工法の工夫等の発生・進展抑制対策を行うことで十分な配慮を行っている。例えば、S C C については、腐食環境下にある金属材料に応力が働いているときにき裂を伴いながら腐食していく現象であり、材料因子、環境因子、応力因子の3因子が重畠した場合に初めて発生する可能性があることが明らかになっており、被告は、本件原子力発電所の設計においては、耐食性に優れた材料など適切な材料を選択するとともに、冷却材中の不純物を除去するなど良好な水質環境を維持できる設計とし、また、建設においては、溶接時の入熱による各部の温度の時間的変化に伴って発生する応力が溶接部に残留することで応力因子となるおそれがあることから、溶接の工法の工夫等によって残留応力の発生を抑制するなどしている。

2 原子炉運転中から定期点検中にかけての S C C 等の経年変化事象への対処

原子炉運転中から定期点検中にかけては、安全上重要な施設について、その設計どおりの機能・性能を有するように維持管理すること、また、維持管理の方策等によりその機能・性能が損なわれないようにすることが求められる。これを実現するため、法令、民間規格及び国による指示文書等に基づいた科学的かつ合理的な施設の維持管理の枠組みが構築されている。

被告は、S C C 等の経年変化事象に対して、本件原子力発電所の設計・建設において上記1で述べた配慮を行ったうえで、原子炉運転中から定期点検中にかけ

て、上記の枠組みに基づき、不斷にその改善を図りながら施設の維持管理を行っている。

原子炉運転中の施設の維持管理として、被告は、本件原子力発電所の安全上重要な施設について、機器の作動試験により機能・性能が S C C 等の経年変化事象により損なわれていないことを、巡視点検により S C C 等の経年変化事象による有意な状態変化がみられないことを、中央制御室における監視により S C C 等の経年変化事象による有意な運転状態の変化がみられないことをそれぞれ確認している。

定期点検中の施設の維持管理として、被告は、 S C C 等の経年変化事象に係る最新知見を踏まえ、必要に応じてそれらの事象に対する発生・進展抑制対策等の予防保全を講じている。

また、定期点検中に実施する施設の点検・検査では、安全上重要な施設の機能・性能を維持するために、施設を構成する機器ごとにどの部位をどのような頻度で点検・検査すれば、その機能・性能が S C C 等の経年変化事象により損なわれないように対処できるかが重要となるのであり、被告は、維持規格^{*注}等によって定められた点検・検査の枠組みに基づき、点検・検査を実施している。具体的には、維持規格の段階的な点検・検査の考え方を取り入れ、維持規格等の定める目視試験^{*注}、超音波探傷試験^{*注}及び漏えい試験^{*注}その他の点検・検査の方法を組み合わせ、更に部位の重要度や機器の形状・材質、使用環境条件、過去の点検実績、国内外の原子力発電所の運転経験及び研究・開発から得られる知見等から経年変化の可能性が大きいと考えられる部位の特性、メーカーが推奨する各種検討事項並びに国による指示文書等を考慮して点検計画を定め、それに経年変化事象に係る最新知見をも反映しながら実施している。

維持規格は、米国原子力規制委員会が規制に活用する A S M E (American Society of Mechanical Engineers) 規格等を参考に、公正、公平、公開を重視したプロセスを経て、最新の技術的知見を反映して一般社団法人日本機械学会によ

り策定されたものであり（乙C第3号証 発電用原子力設備規格序文、解説2－1－1頁），この示す点検・検査の枠組みは、①S C C等の経年変化事象が発生していない状況では広くそれらの検知を行う標準検査を実施し、②有意な欠陥が確認された場合には点検・検査の範囲を拡大して材料及び使用条件が類似の部位等を追加試験することによって欠陥の発生状況を全体的に把握し、健全性評価を行ったうえで必要に応じて補修・取り替えなどを実施し、③更に特定の部位について特定の経年変化事象が発生する可能性があることが判明した場合には当該経年変化事象に着目した検知を行う個別検査を実施するというものであり（同号証A－5，6，IA－3，6，8頁），科学的かつ合理的な枠組みである。

3 原告らが指摘する部位への対処

原告らが指摘する本件原子力発電所5号機の再循環ポンプのモータケーシング付け根部は、圧力容器のノズルの一部であり、圧力バウンダリを構成している。被告は、圧力容器について、設計・建設において、強度に優れた低合金鋼を使用するとともに、圧力容器外側は原子炉運転中窒素雰囲気の中にあり腐食環境はない一方、圧力容器内側は冷却材に接液していることから、上蓋等を除いてその内面には、腐食防止のために、側部にステンレス鋼、底部に高ニッケル合金を内張りしている。水質環境としては、冷却材について、塩素イオンなどを低減させた純水を使用するなど、良好な水質環境が維持できる設計としている。そして、上記部位については、圧力容器本体とノズル部とを一体鍛造として溶接部をなくすことで溶接時の入熱による応力の発生を防止している。また、上記部位については、再循環ポンプのモータの振動等に伴う疲労等の発生が考えられるが、モータの振動は十分に小さく、疲労による破壊を生じさせないものであることなども確認している。

被告は、上記部位について、上記のとおり、設計・建設においてS C C等の経年変化事象に対して十分な配慮を行っている。本件原子力発電所5号機を含む国

内のABWRの再循環ポンプのモータケーシング付け根部では、これまでにSCC等の経年変化事象が確認されたことはない。また、点検・検査の枠組みを定める維持規格では、上記部位に着目した目視試験及び超音波探傷試験は要求されていない。これらのことから、被告は、原子炉運転中から定期点検中にかけて行う上記2で述べた枠組みに基づいた施設の維持管理において、同号機の再循環ポンプのモータケーシング付け根部については、SCC等の経年変化事象に着目した目視試験及び超音波探傷試験が必要な部位とはしていない。

一方、上記部位は、圧力バウンダリの構成部であることから、被告は、点検計画に定期点検ごとに維持規格に定める標準検査として漏えい試験を実施することを定め、圧力バウンダリから冷却材の漏えいがみられず、圧力バウンダリの機能・性能が維持されていることを確認している。また、原子炉運転中、被告は、格納容器内のサンプ（排水槽）水位、格納容器内の空調設備から排出される凝縮水ドレン量、格納容器内の露点温度等、格納容器内の運転状態値を表す記録計や指示計を設置しており、中央制御室における監視により、その変化の推移から圧力バウンダリではSCC等の経年変化事象による有意な運転状態の変化がみられないことを確認している。

以上のとおり、被告は、SCC等の経年変化事象に対して、設計・建設から運転までの過程を通じて、本件原子力発電所の安全上重要な施設の機能・性能が維持できるよう対処している。被告は、原告らが指摘する同5号機の再循環ポンプのモータケーシング付け根部については、設計・建設において、溶接部をなくすことでの応力の発生を防止するなどSCC等の経年変化事象に対して十分な配慮を行っている。同5号機を含む国内のABWRの再循環ポンプのモータケーシング付け根部では、これまでにSCC等の経年変化事象が確認されたことはない。点検・検査の枠組みを定める維持規格では、上記部位に着目した目視試験及び超音波探傷試験は要求されていない。これらのことから、被告は、科学的かつ

合理的な施設の維持管理の枠組みの中で、同号機の再循環ポンプのモータケーシング付け根部については、S C C 等の経年変化事象に着目した目視試験及び超音波探傷試験が必要な部位とはしていない。また、原子炉運転中、中央制御室における監視により、圧力バウンダリではS C C 等の経年変化事象による有意な運転状態の変化がみられないことを確認している。したがって、上記部位について超音波探傷試験の実施ができない以上同 5 号機の「再循環ポンプ」について「信頼性・安全性を担保することは不可能」であるとする原告らの主張には、理由がない。

以 上

(注1) 応力腐食割れ (S C C : Stress Corrosion Cracking)

応力腐食割れとは、一般には、腐食環境下にある金属材料に応力が働いているときに、その相互作用によりき裂状に腐食が発生し進行する現象をいうが、本準備書面では、BWRに見られる高温純水環境下において発生する応力腐食割れをいう。応力腐食割れは、材料因子（金属材料の化学成分や硬さ等の材料の特性）、環境因子（材料が接する高温水や湿潤大気等に含まれる腐食性物質の濃度等）、応力因子（溶接熱の影響等によって発生するき裂を引き裂く方向に働く引張方向の応力）の3因子が重畠した場合に初めて発生する可能性があることなどが知られている。

(注2) 維持規格

維持規格とは、一般社団法人日本機械学会が、原子力発電所における施設の維持管理の高度化及び合理化等の観点から、米国機械学会によって策定された米国の維持基準（点検・検査、き裂等に対する機器の健全性評価、補修・取り替えなどに関する基準）であるASME規格等を参考に、圧力バウンダリなどについて、欠陥がある場合の評価方法等を策定した民間規格をいう。日本機械学会は、その策定に当たっては、産官学から偏りのない委員構成とし、関連分野の専門家による十分な技術的な議論の場を設け、日本機械学会会員をはじめ幅広い意見を集約するなど、公正、公平、公開を重視したプロセスを履践し、最新の技術的知見を反映している。なお、ASME規格は、米国原子力規制委員会が安全規制を行うための規制基準として活用されている。

維持規格は、平成12年5月に「評価」章を記した初版が発行された後、順次改定され、平成14年に「検査」章（標準検査と個別検査）を追加した2002年版が、平成16年に「補修」章と炉内構造物等の個別検査及び個別欠陥評価を追加し、欠陥評価、検査及び補修という、維持規格として必要な体系をひととおり完成させた2004年版が発行された。その後、適宜見直しが行われ、現在、2013年追補版が発行されている。

原子力規制委員会は、民間規格について、規定内容が技術的に妥当であるかという観点から技術評価を行ったうえで活用していく方針としており、同委員会において評価対象とする民間規格の技術評価書の妥当性について決定するとともに、当該民間規格を引用する基準解釈文書を決定するとしている。維持規格に関しては、2008年版について、原子力安全・保安院（当時）及び独立行政法人原子力安全基盤機構（当時）による技術評価が行われ、同年版の維持規格が「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成25年原子力規制委員会規則第6号）の解釈において、各個の技術基準につき参照すべきものとされている。例えば、漏えい試験（同規則21条2項）の技術基準については、同年版の維持規格の示す漏えい試験の試験方法等を参照すべきものとされている。

(注3) 目視試験

目視試験とは、機器の外観を目視し、漏えいの形跡、き裂、変形等の有無を確認する試験をいう。維持規格では、シュラウドなどの人の接近困難な部位について、水中テレビカメラなどを用いて遠隔目視試験を実施することなどが定められている。

(注4) 超音波探傷試験

超音波探傷試験とは、形状変化部分から特に強い反射が得られる超音波の性質を利用して金属中のき裂等を検出するとともに、その位置や寸法を計測する試験をいう。圧力容器や配管等の検査対象については、維持規格に、試験の実施要領については、一般社団法人日本電気協会が策定した「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」にそれぞれ規定されている。

(注5) 漏えい試験

漏えい試験とは、所定の圧力において漏えいの有無又は漏えい率を確認する試験をいう。維持規格では、圧力バウンダリを構成する圧力容器や配管等については、

定期点検の終盤における原子炉の起動直前に、運転圧力である約7 MPaまで水圧を加え、機器からの漏えいの有無を確認することなどが定められている。

