



平成26年(コ)第31号

債権者 朴 羽衣子 外8名

債務者 関西電力株式会社

主張書面(3)

平成27年1月23日

福井地方裁判所民事第2部 御中

債務者代理人 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



明 喜 内 山 弁護士



祐 室 中 弁護士



目 次

第1章	本件各発電所における設備の設計及び保全について	5
第1	設備の設計について	5
第2	設備の保全について	5
1	定期事業者検査・施設定期検査・定期安全管理審査	5
2	定期安全レビュー	6
3	高経年化技術評価	6
第2章	債権者らの主張に対する反論	9
第1	再稼動により生じる事故発生の危険性について	9
1	制御棒について	9
2	炉心内の燃料について	12
3	配管等破損のリスク	13
4	使用済み核燃料の増大	13
5	格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞による事故発生の危険性について	14
第2	高経年化対策について	16
1	「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」について	16
2	部品交換について	17
第3	中性子照射脆化に対する原子炉容器の健全性について	17
1	中性子照射脆化に対する原子炉容器の健全性の確認内容について	18
(1)	中性子照射脆化について	18
(2)	脆性破壊の発生要因	18
(3)	脆性破壊の発生可能性の判断方法	19
(4)	中性子照射脆化による影響	21
(5)	関連温度（脆性遷移温度）について	21

(6) P T S 評価の内容	22
2 債権者らの主張に対する反論	26
(1) 監視試験片について	27
(2) 測定結果について	27
(3) 監視試験片の設置方法について	28
(4) 現在の関連温度（脆性遷移温度）について	29
(5) 脆化予測における照射速度について	30
(6) 破壊靱性値の将来予測について	31
(7) 地震動による影響について	32
第4 溶接部の残留応力によるクラック（応力腐食割れ）について	32
1 債権者らの主張	32
2 債務者の反論	33

第1章 本件各発電所における設備の設計及び保全について

第1 設備の設計について

債務者は、答弁書第5章第4の1、債務者主張書面（1）及び（2）で述べたとおり、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」については、全て、想定される地震動や津波等の自然的立地条件に対して機能が損なわれないようにするのに加えて、答弁書第5章第4の2（1）イで述べたとおり、運転中に加わる力や温度その他の各設備の置かれる環境的諸条件等に対して十分耐え、その機能を維持できるような余裕のある設計を行っている。

このように、本件各発電所における「安全上重要な設備」については、安全性確保の観点から、格段に高い信頼性を有するものを設計し、これを設置している。

第2 設備の保全について

債務者は、前述の考え方の下に設計した「安全上重要な設備」を含む本件各発電所の設備について、答弁書第5章第4の2（4）で述べた安全性を維持・向上するための継続的な活動の一環として、設備の定期的な点検等を行うとともに、原子炉施設の保安活動に関する評価、「安全上重要な設備」に対する高経年化技術評価等を実施して、設備の保全を図っている。以下では、このような活動について敷衍して説明する。

1 定期事業者検査・施設定期検査・定期安全管理審査

債務者は、本件各発電所の設備を安全な状態に維持し、トラブルの未然防止や安全運転を図るために、定期的に発電を停止して点検、検査、取替え等を実施している（この期間を一般に定期検査期間という）。

これらの点検、検査、取替え等については、本件各発電所のそれぞれの設

備・機器に対して、他プラントを含む運転実績、設置環境、劣化・故障形態等をもとに方法、時期等を定めた計画に基づいて実施している。

そして、債務者を含む電気事業者が行う検査は「定期事業者検査」と呼ばれ（原子炉等規制法¹43条の3の16第1項ないし第3項）、これに加えて、「安全上重要な設備」については、「施設定期検査」として原子力規制委員会の検査を受けている（同法43条の3の15）。また、「定期安全管理審査」では、定期事業者検査の実施体制等について原子力規制委員会による審査を受けている（同法43条の3の16第4項等）。

2 定期安全レビュー

債務者は、原子炉施設における保安活動の実施状況、保安活動への最新の技術的知見の反映状況を評価する定期安全レビューを、10年を超えない期間ごとに実施している。定期安全レビューでは、安全研究成果、国内外の原子力発電所の運転経験から得られた教訓及び技術開発成果等に取り入れられている重要な技術的知見を適宜適切に反映することにより最新のプラントと同様の高い水準を維持するための取り組みが機能していること等を評価している（乙41、『日本原子力学会標準 原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2009』10頁）。

定期安全レビューのプロセス、内容は、原子力規制委員会（同委員会発足前は経済産業省原子力安全・保安院）の保安検査において確認を受けている。

3 高経年化技術評価

債務者は、原子力発電所の運転開始から30年を経過するまでに、「安全上重要な設備」について経年劣化に関する技術的な評価（高経年化技術評価）を行っている。原子力発電所は、その累積運転年数の長期化によってトラブ

¹ 正式には、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」である。

ルの発生件数が増加しているという傾向は認められていないので、高経年化による原子力発電所の信頼性が低下している状況にはないと言える。しかし、一般的には、機器・材料は使用時間の経過とともに、必要な更新措置を講じない限り、徐々に劣化が進行するものであり、原子力発電所の安全運転のため、運転期間の長い原子力発電所に対して、高経年化の観点から技術的評価を行い、そこで得られた知見を保全に反映していくことが重要と考えられることからこの評価と反映とを実施するものである（乙 42、『原子力発電所の高経年化対策』）。

具体的な評価方法は、「安全上重要な設備」に対して、国内外の新たな運転経験や最新の知見をもとに、機器等の材料、使用条件等から考慮すべき経年劣化事象を金属疲労や腐食を含めて抽出し、その経年劣化事象に対して評価対象期間（60 年）にわたる運転時の健全性を有するかどうか等について評価を行うものである。この評価においては、各機器について、これまでの機器の状態について蓄積したデータをもとに、今後、各機器の状態がどのように変化するかを解析、評価する健全性評価と、現在実施している点検等で十分であるかを評価する現状保全評価を実施し、それらの評価をもとに総合評価を行い、現状実施している点検等に加え、新たに追加すべきものについて抽出し、長期保守管理²方針を策定する。長期保守管理方針の策定後は、同方針に基づく保全³を実施し、さらに、高経年化技術評価及び長期保守管理方針については 10 年を超えない期間ごとに最新知見等を反映した再評価を行う。なお、債務者を含む原子炉設置者が行った高経年化技術評価、評価結果に基づき策定された長期保守管理方針については、原子力規制委員会（同委員会発足前は経済産業省原子力安全・保安院。本項において以下同じ。）による審査を

² 保守管理とは、保全（脚注 3 を参照）及びそれを実施するために必要な体制、教育等を含めた活動全般をいう。

³ 保全とは、発電所の運転に関わる設備の機能を確認、維持又は向上させる活動をいう。点検、補修、取替え、改造を含む。

受け、保安規定の変更認可を受ける。加えて、原子力規制委員会の原子力保安検査官により、保安検査において、長期保守管理方針に基づく保全活動が適切に実施されているかについて確認を受ける。

債務者の原子力発電所のうち、30年目、40年目の高経年化技術評価を実施したプラントは、いずれも、現在行っている保全活動に加えて一部の機器に追加保全策（長期保守管理方針）を講じることで、30年目以降、40年目以降においても、プラントを健全に維持できることを確認するとともに、追加保全策を長期保守管理方針として取りまとめており、原子力規制委員会の審査を受け、妥当との判断を受けている（乙42、乙43、プレスリリース「美浜発電所2号機の高経年化技術評価に基づく長期保守管理方針の認可について」）。

なお、平成27年に運転開始から30年を迎える高浜3、4号機についても高経年化技術評価を実施している。いずれも長期保守管理方針を講じることで30年目以降においてもプラントを健全に維持できることを確認しており、同方針に係る保安規定変更認可申請を、高浜発電所3号機については平成26年1月15日に、同4号機については同年6月3日に、それぞれ原子力規制委員会に対して行っている（乙44、プレスリリース「高浜発電所3号機の高経年化対策に係る原子炉施設保安規定の変更認可申請について」、乙45、プレスリリース「高浜発電所4号機の高経年化対策に係る原子炉施設保安規定の変更認可申請について」）。

このように、債務者は、「安全上重要な設備」の高経年化に対して適切に評価を行い、適切な保全対策を講じることで安全性が確保されることを確認しており、高経年化を理由として設備の安全性が失われることはない。

第2章 債権者らの主張に対する反論

第1 再稼動により生じる事故発生危険性について

債権者らは、本件各発電所が再稼動した場合に事故発生の危険性が高まるとして、債権者ら第3準備書面2～5頁において「1 制御棒について」「2 炉心内の燃料について」「3 配管等破損のリスク」「4 高経年化の進行による危険の増加」「5 使用済み核燃料の増大」の5項目を挙げるほか、同50～57頁において「再循環サンプの閉塞による事故発生の危険性」について主張している。

しかし、第1章で述べたように、本件各発電所の設備については、債権者らが挙げた設備も含めて、安全性確保の観点から高い信頼性を有するものを設計、設置し、これを保全している。以下では、債権者らの主張について、いずれも具体的な危険性を指摘するものではなく、本件各発電所の安全性が確保されていることを明らかにする（なお、高経年化に関する主張については、「第2 高経年化対策について」以下で述べることとする）。

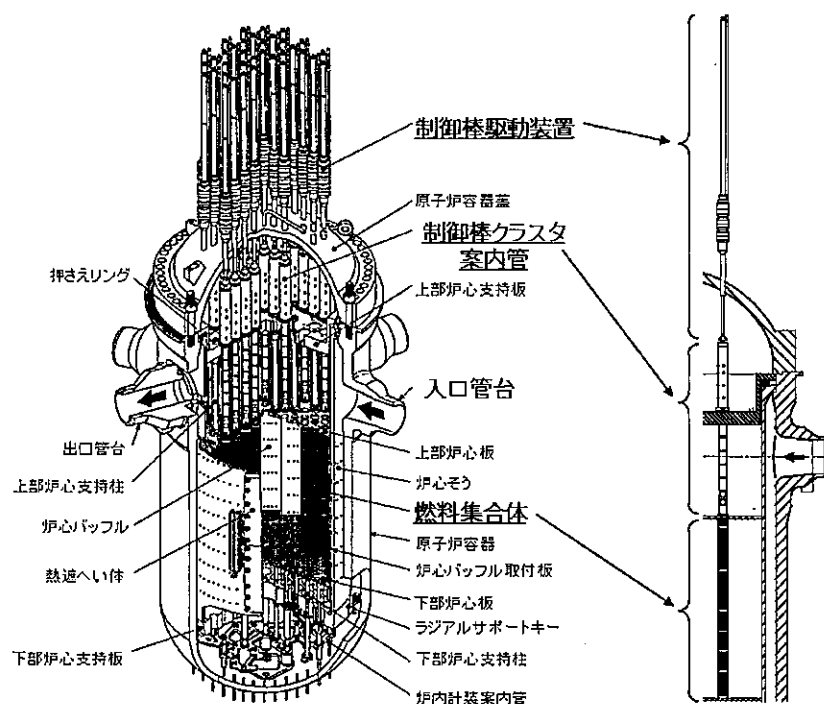
1 制御棒について

債権者らは、本件各発電所が再稼動した後に、想定を超える地震動が生じた場合、地震を感知するセンサーの脱落などにより、地震動を正確に感知できない可能性があること、地震動により電気配線が破損すれば、電磁気力により制御棒を駆動することができなくなること、及び制御棒駆動装置や制御棒、あるいは制御棒クラスタ案内管等が物理的に破損すれば制御棒挿入ができなくなることから、メルトダウンやメルトスルーに至る危険性があると主張している（債権者ら第3準備書面2～3頁）。

しかしながら、債権者らの主張は、憶測に過ぎず、事実と異なる。

本件各発電所を含む債務者の原子力発電所において地震が発生した場合、地

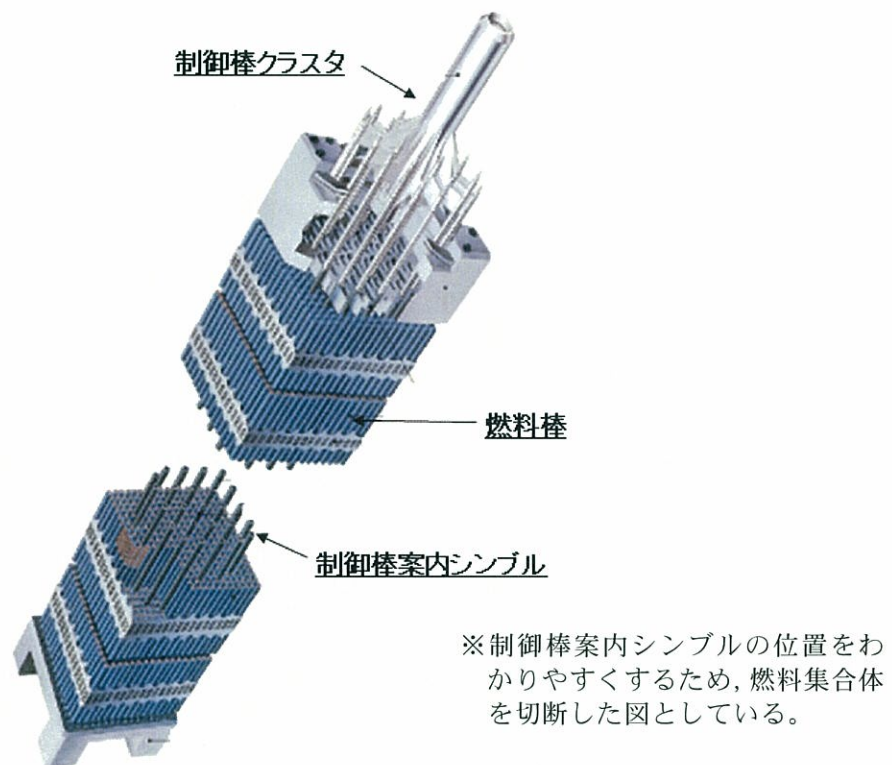
震計が地震による一定規模の揺れ⁴を検知すると、原子炉トリップ信号が発信される。そして、その信号により原子炉トリップ遮断器⁵が自動的に開放されることによって、制御棒を保持している制御棒駆動装置への電源が遮断され、制御棒を自重で炉心の燃料集合体内に落下させ、原子炉を自動停止（トリップ）させる設計となっている。この制御棒が落下する（挿入される）際、制御棒は、燃料集合体内の燃料棒と燃料棒の間に設置された中空の挿入経路（制御棒案内シンプル）の内部を落下していく（図表 1，図表 2，乙 9，「加圧水型（PWR）原子力発電設備のあらまし」5 頁，7 頁，9～10 頁，33～34 頁）。



【図表 1 制御棒挿入の説明図】

⁴ 本件各発電所においては、建屋基礎版上で水平 160 ガル又は鉛直 80 ガルの地震加速度により、原子炉トリップ信号が確実に発信されるよう設定されている。

⁵ 原子炉トリップ遮断器とは、制御棒駆動装置と電源を接続又は切断するための設備をいう。



【図表 2 燃料集合体説明図】

これらの地震計，電気配線，原子炉トリップ遮断器，制御棒，制御棒駆動装置，制御棒クラスタ案内管，制御棒案内シンプル等の地震時に原子炉を自動停止させるために必要な一連の機器については，原子炉格納容器等と同じ耐震重要度最上位の耐震Sクラスである「安全上重要な設備」であり，債務者主張書面（1）第5章で述べたように，基準地震動に対する耐震安全性の確認を行っている（なお，債務者主張書面（1）第3章第4の5及び第4章第4の6で述べたとおり，本件各発電所に基準地震動を超える地震動が到来することはまず考えられない）。

また，制御棒は，通常運転時の最も引き抜かれたときでも，その先端部が制御棒案内シンプルの内部に入った状態で保持されているため，地震動によって，挿入開始が妨げられることはない。

したがって，債権者らの主張するような，地震による機器の脱落・破損によ

り、制御棒が挿入できなくなるとの懸念は妥当しない。

なお、債権者らの主張に関して付言すると、地震計から原子炉トリップ遮断器に至る電気回路は、通常時は通電状態であり、原子炉トリップ信号の発信とは、地震計の動作によりこの電気回路を遮断し、非通電状態とすることである。そのため、万一、地震計への「電気配線が破損」したとしても、その破損により、地震計が正常に動作した場合と同様に、地震計・原子炉トリップ遮断器間の電気回路が非通電状態となるため、原子炉トリップ信号が発信された場合と同様に、原子炉トリップ遮断器が自動的に開放されることになる。

また、原子炉トリップ遮断器から制御棒駆動装置に至る電気回路についても、通常時は通電状態であるが、原子炉トリップ遮断器が開放され、制御棒を保持している制御棒駆動装置への電源が遮断されることにより、制御棒が自重で落下する仕組みとなっている。そのため、万一、制御棒駆動装置への「電気配線が破損」したとしても、その破損により、制御棒を保持している制御棒駆動装置への電源が遮断されることになり、原子炉トリップ遮断器が開放された場合と同様に、制御棒が自重で落下し、原子炉が自動停止するのである。

2 炉心内の燃料について

債権者らは、制御棒挿入に成功し、原子炉を停止できたとしても、地震や津波により冷却不能が生じれば、メルトダウンやメルトスルーに至る可能性があるとして主張している（債権者ら第3準備書面3頁）。

この点については、答弁書第5章第4の1、債務者主張書面（1）及び（2）で説明したとおり、本件各発電所に対し、大きな影響を及ぼす可能性のある地震、津波を適切な知見に基づいて想定し、それらが発生しても施設の安全性が確保されることを確認している。また、通常使用する残留熱を除去する設備の万一の故障に備え、他にも残留熱を除去できる手段を確保するための設備を設けているほか（答弁書第5章第3の5）、答弁書第7章で述べたように、より

一層の安全性向上対策として、様々な電源や冷却手段を充実させている。

3 配管等破損のリスク

債権者らは、地震動により、一次冷却水の配管が破損すれば、メルトダウンやメルトスルーに至る危険があり、また、二次冷却水の配管が破損しても、二次系の圧力変動に誘発されて一次系の蒸気発生器の細管が破損し、結局、メルトダウンやメルトスルーに至る危険があるほか、再稼動すれば、配管の高経年化が進行すると主張している（債権者ら第3準備書面3～4頁）。

しかしながら、まず、1次系配管、蒸気発生器及び2次系配管（一部）については、原子炉格納容器等と同じ耐震重要度最上位の耐震Sクラスである「安全上重要な設備」であり、基準地震動に対する健全性を確認しているところであって（債務者主張書面（1）第5章）、地震動により、破損やメルトダウン等に至ることはない。なお、健全性の確認の際には、耐震Sクラス以外の2次系配管で破損が生じた場合に発生する圧力変動も含めて確認しており、2次系の圧力変動に誘発されて蒸気発生器の細管が破損することはない。

また、経年劣化についても、第1章第2の3「高経年化技術評価」で述べたように、高経年化の観点から技術評価を行い、そこで得られた知見を保全に反映していくことで原子力発電所の安全性が確保されている。

4 使用済み核燃料の増大

債権者らは、本件各発電所を再稼動すれば、使用済み核燃料プールで保存される使用済み核燃料の量が増加し、地震が発生した場合、燃料の集中が起こって再臨界が生じたり、使用済み核燃料棒内の核分裂生成物の崩壊熱等による燃料の溶融やプールの破損による放射能の漏洩の危険が増したりすると主張する（債権者ら第3準備書面5頁）。

しかし、本件各発電所の使用済燃料ピット⁶は、使用済燃料を収納保管する使用済燃料ラック⁷も含めて、耐震Sクラスである「安全上重要な設備」として耐震設計が行われており、基準地震動に対する安全性を確認しているところである。また、本件各発電所においては、使用済燃料ピットの貯蔵容量まで燃料を貯蔵しても使用済燃料ピットの安全性が確保されることを確認済みである。したがって、使用済燃料ピットの破損、燃料の集中による再臨界、崩壊熱等による燃料の溶融に至ることはない。（なお、使用済燃料ピットの安全性については、債務者主張書面（4）第3の1でも説明する。）

5 格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞による事故発生の危険性について

債権者らは、原子炉冷却材喪失事故（L O C A）時には、非常用炉心冷却設備により炉心冷却を行うが、その水源の一つとして格納容器再循環サンプ⁸内に貯留された1次冷却水を再循環させるところ、原子炉冷却材喪失事故（L O C A）により、断熱材等の繊維性異物が大量に発生して、格納容器再循環サンプにあるフィルター（格納容器再循環サンプスクリーン）が目詰まりを起こして閉塞し、水源が枯渇することによって、炉心冷却が不可能となり、大きな事故が発生する危険がある旨を主張する（債権者ら第3準備書面50～57頁）。

しかしながら、そもそも、債権者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、本件各発電所の採用する加圧水型原子炉（PWR）プラ

⁶ 債権者らは「使用済み核燃料プール」としているが、本件各発電所においては「使用済燃料ピット」という。

⁷ 使用済燃料ラックは、未臨界を確保できる間隔で燃料集合体を1体ずつ垂直に保持できる構造となっている。

⁸ 格納容器再循環サンプとは、原子炉格納容器の下部に設置された、1次冷却設備から流出した1次冷却材（E C C Sにより注入されたほう酸水を含む）及び原子炉格納容器スプレイ設備からスプレイされたほう酸水を溜める槽のことをいう（答弁書54頁脚注24を参照）。

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46、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」、乙47、「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、債務者は、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48、プレスリリース「高浜発電所3号機の原子炉起動および調整運転の開始について」、乙49、プレスリリース「高浜発電所4号機の原子炉起動および調整運転の開始について」、乙50、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51、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」）。なお、原子炉等規制法の改正を受けて制定された「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」をはじめとする新たな規制基準が平成25年7月に施行されたが、この新たな規制基準の下でも、上記の省令改正に係る定めと同様の定めが設けられ（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32条3項）、上記の審査基準も維持されている（乙52、「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の解釈」80頁）。

以上より、本件各発電所においては、格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞を防止する設備上の対策を終えており、安全性は確保されているから、債権者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。

第2 高経年化対策について

債権者らは、中性子照射脆化、応力腐食割れの発生頻度の増加、疲労破壊の増加等の種々の事象を挙げて、本件各発電所は、配管、原子炉容器その他の設備の高経年化の進行により危険が増加すると主張する一方、債務者の高経年化対策には問題があると主張している（債権者ら第3準備書面4～5頁、29頁～50頁）。

以下では、債権者らの主張にいずれも根拠がなく、本件各発電所の安全性が確保されていることを明らかにする。なお、中性子照射脆化と溶接部の残留応力によるクラックの危険性に関する主張については、項を改めて、それぞれ、「第3 中性子照射脆化に対する原子炉容器の健全性について」「第4 溶接部の残留応力によるクラック（応力腐食割れ）について」において述べる。

1 「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」について

債権者らは、原子力安全・保安院が発表した「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」の中で、経年劣化とともに増大する要因があり、点検・監視・検査が必要であることを認めていることから、60年運転にお墨付きを与えるには、その論理はいかにも薄弱であると主張する（債権者ら第3準備書面29～30頁）。

しかし、原子力発電所に限ったことではないが、発電所を一定時間稼働させれば、経年劣化事象が発生するのは当然のことである。そのために、劣化事象の特徴をとらえた健全性評価や検査等の保全が必要となるのであって、経年劣化事象に対する点検・監視・検査の必要性を認めているから60年運転にお墨付きを与えるにはその論理は薄弱であるとの債権者らの主張は理解に

苦しむものである。

2 部品交換について

債権者らは、部品交換を行ってもシステムのバランスを崩し、思わぬ事故を招く危険性があるだけでなく、ケーブル類のシールドは交換不可能、特に原子炉圧力容器は交換不可能であって、高経年化対策の対象とはなり得ず、高経年化対策の最大の問題点であると主張する（債権者ら第3準備書面 31～32 頁）。

しかしながら、部品交換については、交換後もシステムの機能が維持されることを確認した後に運転を行っており、また、ケーブル類については交換可能であり、かつ交換実績もあるなど、債権者らの主張は誤りである。

また、原子炉容器については、債務者主張書面（1）第5章第3の2及び同第4の2で述べたように、地震に対しては、基準地震動に対する機器・配管系の健全性を確認しているところであり、中性子照射脆化に対しては、「第3 中性子照射脆化に対する原子炉容器の健全性について」で述べるように、脆性遷移温度を把握し、それに基づいて加圧熱衝撃事象について評価することにより、健全性を確認しているところである。

第3 中性子照射脆化に対する原子炉容器の健全性について

債権者らは、中性子照射脆化の危険性について述べ、債務者の実施する高経年化技術評価では安全性を論証したことにならないと主張している（債権者ら第3準備書面 5 頁，29～39 頁）。以下では、前提として、中性子照射脆化が原子炉容器に与える影響及び原子炉容器の健全性の確認内容について説明し、その後、債権者らの主張に対する反論を行う。

1 中性子照射脆化に対する原子炉容器の健全性の確認内容について

(1) 中性子照射脆化について

中性子照射脆化とは、原子炉容器に用いられる材料（以下、「鋼材」という）が中性子の照射を受けることによって、ねばり強さ（靱性）が低下する（脆化する）現象のことをいう。一般に、鋼材中にき裂が存在し、鋼材の靱性が低下した状態において、鋼材に大きな力（応力）が働くと、鋼材が殆ど延びることなく破壊される（脆性破壊）可能性がある。

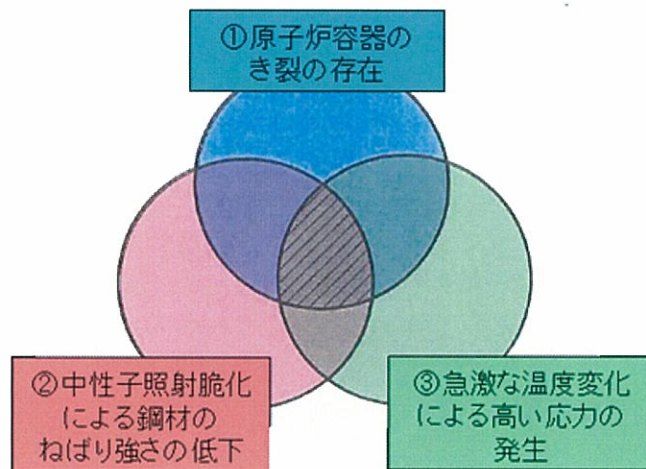
そこで、本件各発電所についても、第1章第2の3で説明した高経年化技術評価の実施時等において、原子炉の運転に伴う中性子照射により鋼材の靱性が低下することを考慮し、事故等に伴う鋼材の温度変化等により鋼材に作用する応力の大きさ等を想定した破壊力学⁹評価を実施することで、原子炉容器の健全性（脆性破壊が起こらないこと）を確認している。

以下では、脆性破壊の発生要因及び発生可能性の判断方法について説明した後、債務者が実施している原子炉容器の健全性の確認内容について述べる。

(2) 脆性破壊の発生要因

脆性破壊が発生する要因として、①原子炉容器にき裂が存在する（き裂の存在）、②鋼材のねばり強さ（靱性）が低下する（靱性の低下）、③原子炉容器に大きな力（応力）がかかる（高応力の発生）、という3つがあり、これらの3つの要因が同時に満たされた場合に、はじめて脆性破壊が発生する可能性が生じる。下記図表3はこの関係を模式化したものであり、①き裂の存在、②靱性の低下、③高応力の発生、の3つの円が重なった斜線部分においてのみ、脆性破壊が発生する可能性が生じる。

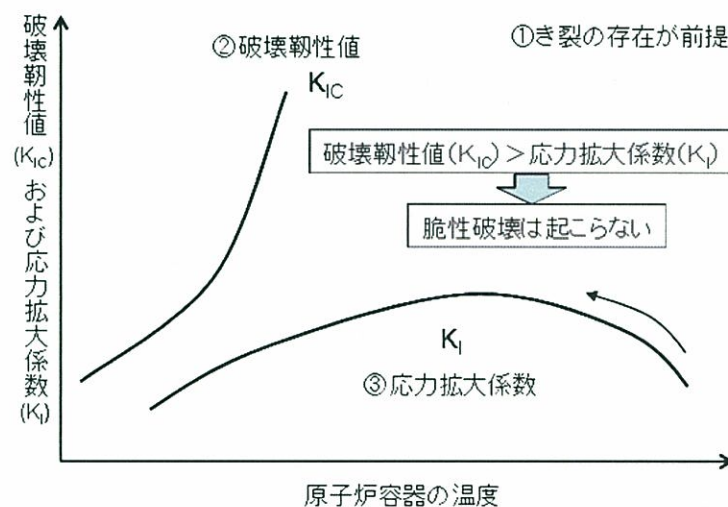
⁹ 破壊力学は、工学の一分野であり、欠陥又はき裂を有する部材・材料について、破壊現象を定量的に取り扱う工学的手法の一つである。



【図表3 3つの要因のイメージ図】

(3) 脆性破壊の発生可能性の判断方法

脆性破壊の発生可能性の判断，すなわち上記（2）の脆性破壊の3つの要因が同時に満たされるか否かの判断において用いるのが，下記図表4である。



【図表4 破壊靱性値 (K_{IC}) と応力拡大係数 (K_I) の関係】

脆性破壊の3つの発生要因のうち，①き裂の存在については，実際のき裂の有無にかかわらず，無条件に一定のき裂の存在を想定している（き裂の想定は，脆性破壊の発生可能性を判断するための前提条件であるため，図表4

では直接は示されない)。なお、定期的に超音波探傷検査を実施しているが、本件各発電所の原子炉容器には、き裂は認められていない。

脆性破壊の発生要因のうち、②靱性の低下については、鋼材のねばり強さ（靱性）を示す破壊靱性値（ K_{Ic} ）として表しており、図表4の左上の曲線（以下、「破壊靱性遷移曲線」という）がこれに当たる。原子炉容器の温度が高いほど、破壊靱性値（ K_{Ic} ）（ねばり強さ）も高く、原子炉容器の温度が低くなるにつれ、破壊靱性値（ K_{Ic} ）は低くなる。

脆性破壊の発生要因のうち、③高応力の発生については、想定したき裂の先端部に発生する応力の大きさを示す応力拡大係数（ K_I ）¹⁰として表しており、図表4の右下の曲線（以下、「P T S 状態遷移曲線」という）がこれに当たる。高応力が発生し脆性破壊の観点から最も厳しい条件となるのが加圧熱衝撃¹¹（以下、「P T S」という）事象である。図表4のP T S 状態遷移曲線は、このP T Sにおける応力拡大係数（ K_I ）の変化を示しており、事故の際に、原子炉の温度が下がるにつれて、応力拡大係数（ K_I ）が一旦上昇し、その後下降していく状態を示している¹²。

そして、脆性破壊の発生可能性は、破壊靱性値（ K_{Ic} ）と応力拡大係数（ K_I ）の大小関係で判断できる。破壊靱性値（ K_{Ic} ）が応力拡大係数（ K_I ）よりも大きい場合（破壊靱性遷移曲線とP T S 状態遷移曲線が交わらない場合）には、仮にき裂が存在するとしても、3つの要因は同時に満たされないため、脆性破壊は起こらない。他方、破壊靱性値（ K_{Ic} ）よりも応力拡大係数（ K_I ）

¹⁰ 応力拡大係数（ K_I ）とは、き裂が存在する物質に力がかかった場合のき裂先端近くにおける応力や歪みの大きさの尺度をいい、端的に言えば、脆性破壊を起こそうとする値のことである。

¹¹ 加圧熱衝撃（P T S）とは、原子炉容器内の圧力が高い状態において、原子炉冷却材喪失事故（L O C A）等の事故の際に、非常用炉心冷却設備（E C C S）の作動等により、冷たい水が原子炉容器内に流入して、原子炉容器が急激に冷却され、原子炉容器内外間の温度差により、高い引張応力が原子炉容器内面に発生する事象をいう。原子炉容器にき裂が存在すると、P T Sにより、そのき裂を起点に容器を破壊しようとする力が働く。

¹² 図表4のP T S 状態遷移曲線は例示であり、常に山型の形状となるものではない（乙54及び55、いずれも28頁、図2.3-4を参照）。

が大きい場合（破壊靱性遷移曲線と P T S 状態遷移曲線が交わる場合）には、3つの要因が同時に満たされる可能性が生じ、脆性破壊の可能性が生じる¹³。繰り返しになるが、このような脆性破壊の可能性が生じるのは、あくまで脆性破壊の発生可能性を判断するための前提条件として想定したき裂が現実存在する場合のみである。

（４）中性子照射脆化による影響

前述のとおり、鋼材は、中性子の照射を受けることによって、ねばり強さ（靱性）が低下する。この中性子照射脆化による靱性の低下は、図表 4 を例にすると、②で示される破壊靱性遷移曲線が右方向（高温側）に移行することによって表される。この右方向への移行は、同じ靱性を維持するためにより高温の状態が必要であることを示している。

（５）関連温度（脆性遷移温度）について

鋼材のねばり強さ（靱性）を示す指標として、関連温度（ $R T_{NDT}$ ）（「脆性遷移温度」と呼ばれることもある）がある。この関連温度（ $R T_{NDT}$ ）は、鋼材がねばり強い性質から徐々に脆い性質を帯びていく、この変化する温度領域の「代表点」として、一定の工学的手法を用いて求めるものである。

加圧熱衝撃（P T S）事象に対する原子炉容器の健全性評価（以下、「P T S 評価」という）においては、鋼材のねばり強さ（靱性）そのものを示す破壊靱性値（ K_{IC} ）が用いられ、関連温度（ $R T_{NDT}$ ）そのものが用いられる訳ではない。ただし、後記（６）イで述べる原子炉容器の健全性の評価時期における破壊靱性遷移曲線の設定に関連温度（ $R T_{NDT}$ ）は必要となり、「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）」（乙57。2010年追補版もある（乙

¹³ 後記（６）エのとおり、複数の保守的な仮定をおいた評価であること等から、破壊靱性遷移曲線と P T S 状態遷移曲線が交わった場合でも、必ず脆性破壊が起こるという訳ではない。

58)。以下、総称して「JEAC4201-2007」という)の附属書BのB-2000(乙57, 附属書B, 1~3頁)に規定されている脆化予測式を用いて算出する。

なお、関連温度($R T_{NDT}$)は、鋼材のねばり強さを示す一つの指標に過ぎず、単に関連温度($R T_{NDT}$)を下回れば、鋼材が脆性破壊を起こすというものではない。前述のとおり、脆性破壊の発生可能性は破壊靱性値(K_{IC})と応力拡大係数(K_I)を用いた破壊力学評価によって判断されるものである。

(6) P T S 評価の内容

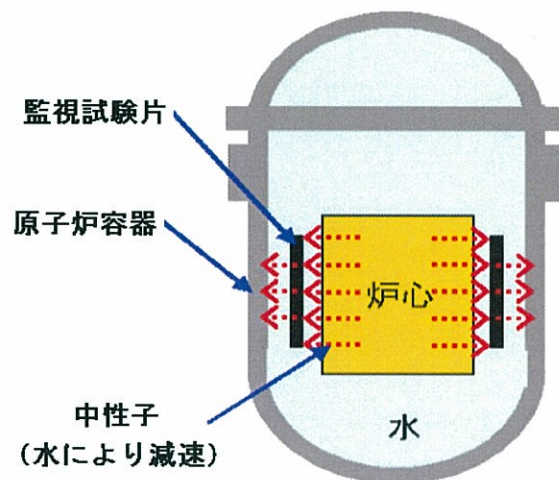
以下では、P T S 評価の内容について、より具体的に説明する。

ア き裂の想定について

原子炉容器内表面のき裂については、「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法(JEAC4206-2007)」(以下、「JEAC4206-2007」という)の附属書CのC-3310(乙59, 附属書C, 4頁)に規定された、深さ10mm, 長さ60mmのき裂が存在していると想定している。定期的に超音波探傷検査を実施しており、実際にはき裂は認められないにもかかわらず、一律にこのようなき裂の存在を想定している点は、当該評価の保守性を示すものである。

イ 破壊靱性遷移曲線の設定について

破壊靱性値(K_{IC})の実測値は、原子炉容器と同じ材料を使用した監視試験片を、原子炉容器内表面よりも少し内側に配置し(図表5を参照)、それを計画的に取り出して試験、評価することで取得できる。



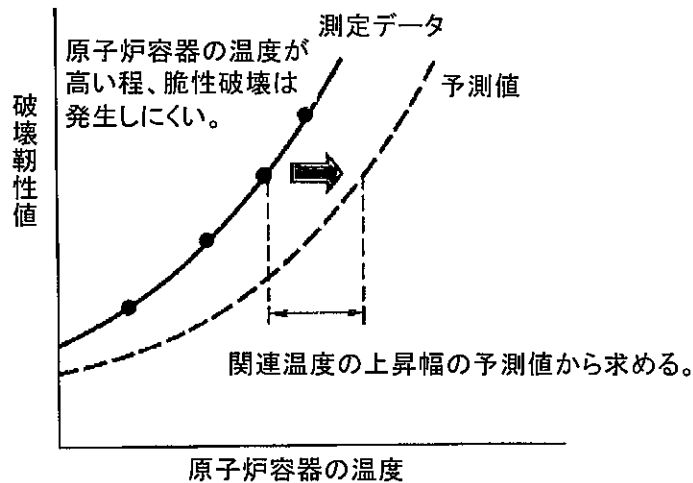
【図表 5 監視試験片の配置イメージ図】

この監視試験片は、原子炉容器の製造時に、鋼材の一部から採取して原子炉容器内に装荷したものであり、原子炉容器と同様に運転とともに中性子照射を受けることとなる。そして、JEAC4201-2007のSA-2360（乙57，6～8頁）に基づき計画的に取り出し、取り出した監視試験片について、各種の試験を行うことによって、破壊靱性値（ K_{IC} ），関連温度（ $R T_{NDT}$ ）等の実測値¹⁴を取得している。

なお、監視試験片は原子炉容器より炉心に近い位置に配置しているため、原子炉容器より多くの中性子が照射されることとなり、その分、原子炉容器内から取り出した監視試験片の破壊靱性値（ K_{IC} ）等の実測値は、監視試験片を取り出した時点よりも先（将来）に相当する原子炉容器の脆化状態を示すこととなる。

次に、原子炉容器の健全性の評価時期（高経年化技術評価では運転開始後60年時点）における予測値を算出し、破壊靱性遷移曲線（図表 6 の破線に相当）を設定する。

¹⁴ 破壊靱性値（ K_{IC} ）は静的破壊靱性試験より、関連温度（ $R T_{NDT}$ ）はシャルピー衝撃試験等より取得する。



【図表6 将来の破壊靱性値 (K_{IC}) の算出イメージ】

具体的には、上記によって得られた破壊靱性値 (K_{IC}) の実測値に対して、JEAC4206-2007の附属書CのC-3230 (乙59, 附属書C, 4頁) に規定される計算式 (当該計算式には、関連温度 ($R T_{NDT}$) が必要となる) を用いて破壊靱性値 (K_{IC}) の予測値¹⁵を算出し、C-3220 (乙59, 附属書C, 3～4頁) にある (8) 式で示される曲線が、全ての破壊靱性値 (K_{IC}) の予測値¹⁶を下限包絡 (全ての予測値が線上か線よりも上に位置する) するように設定することで、破壊靱性遷移曲線が得られる。

ウ P T S 状態遷移曲線の設定について

上記アで想定したき裂の先端部に発生する応力の大きさを示す P T S 状態遷移曲線の設定にあたっては、事故の際の非常用炉心冷却設備 (E C C S) の作動等により、冷水が原子炉容器内に流入し、急激な温度変化が

¹⁵ 図表6を例に説明すると、破壊靱性値 (K_{IC}) の実測値を、関連温度 ($R T_{NDT}$) の上昇幅の予測値 (測定時点と将来の時点の関連温度の差) に一定の余裕を加えた分だけ温度軸に平行にシフトさせることで将来の時点での破壊靱性値 (K_{IC}) が得られる。

¹⁶ ただし、原子炉容器の温度は 0°C 未満となることはないため、 0°C 以上の温度範囲の破壊靱性値の予測値が対象となる。

原子炉容器に発生するという状況（P T Sが発生した状況）を仮定している。具体的には、原子炉冷却材喪失事故（L O C A）時の温度変化等を、実際の事故時の挙動よりも厳しくなるように保守的に設定した上で、コンピュータの計算により応力拡大係数（ K_I ）を算出することにより、P T S状態遷移曲線が得られる。

エ 原子炉容器の健全性の評価内容について

最後に、上記によって得られた破壊靱性値（ K_{IC} ）を示す破壊靱性遷移曲線と応力拡大係数（ K_I ）を示すP T S状態遷移曲線の大小関係を比較し、破壊靱性値（ K_{IC} ）が応力拡大係数（ K_I ）よりも常に大きいこと、すなわち原子炉容器が脆性破壊に至らないことを確認している。

高経年化技術評価においては、運転開始後60年時点での破壊靱性値（ K_{IC} ）を用いて原子炉容器の健全性を評価しているが、評価にあたっては、前述のとおり、結果が厳しくなるよう複数の保守的な仮定をおいて評価しており、それでも、破壊靱性値（ K_{IC} ）が応力拡大係数（ K_I ）を常に上回り、脆性破壊に至る可能性のないことを確認しているのである。

そのような本評価の保守性を改めて列挙すれば、（i）そもそもき裂が存在しなければ脆性破壊の発生はあり得ないが、検査によってき裂が認められないにもかかわらず、き裂の存在を想定していること、（ii）破壊靱性遷移曲線の設定にあたっては、脆性破壊が発生するき裂の先端部分（原子炉容器内表面から10mmの深さの部分）の中性子照射量を用いて評価すればよいにもかかわらず、より多くの中性子照射を受けている（より脆化の進んでいる）原子炉容器内表面の中性子照射量を用いて評価していること、（iii）応力拡大係数（ K_I ）の計算にあたり、原子炉冷却材喪失事故（L O C A）時の温度変化を実際の温度変化と比べて急激に変化する（温度変化が一瞬で起きる）と仮定するなどして、実際よりも応力拡大係数（ K_I ）が

大きく見積もられていること，等である。

このように，債務者の高経年化技術評価においては，脆性破壊の3つの発生要因が同時に満たされ易くなるように（図表3の3つの円が重なり易くなるように）保守的に条件設定を行い，評価を行っているが，それでも，破壊靱性値（ K_{IC} ）が応力拡大係数（ K_I ）を常に上回り，3つの円が重ならないこと，すなわち，脆性破壊の可能性がないことを確認している。したがって，中性子照射脆化による脆性破壊の問題について，本件各発電所の原子炉容器の健全性は，十分な保守性をもって確認できているのである。

2 債権者らの主張に対する反論

債権者らは，中性子照射脆化に関して，（1）監視試験片の数が不足し，使い切ってしまうている原子炉もあり，監視試験片の再生技術は未完成の状態である，（2）予測式では説明がつかない測定結果が出ている，（3）債務者の監視試験片の設置方法は違法なものである，（4）債務者は現在の脆性遷移温度について触れていないが，現在の脆性遷移温度は公表されている数値よりずっと高い水準に達している可能性がある，（5）圧力容器が監視試験片よりも炉心から遠い位置にあるからといって監視試験片よりも脆化が進んでいないとは単純に言えず，脆化がどの程度進んでいるか知る術がない，（6）破壊靱性値の予測値は脆性遷移温度の上昇幅の予測値から求めるところ，脆性遷移温度の将来予測値は将来の実測値と大きく乖離する可能性が高いため，破壊靱性値の予測値は将来の実測値を示すものとは到底言えない，（7）PTS評価において債務者が想定する地震動は過小である，と主張している（債権者ら第3準備書面30～39頁）。

しかしながら，これらの主張は，債権者らの独自の解釈に基づくものに過ぎない。以下，詳細に説明する。

(1) 監視試験片について

監視試験片については、JEAC4201-2007（乙 57, 6～8 頁）に基づき計画的に取り出しており、また、下記図表 7 のとおり、本件各発電所のいずれのプラントにも監視試験片を収めたカプセルが原子炉容器内に十分残っているため、60 年運転を想定しても監視試験片が不足することはない。加えて、仮に監視試験片が不足する状況になったとしても、原子炉容器から取り出して試験が終わった監視試験片を再度原子炉容器に入れるという監視試験片の再生技術も既に JEAC4201-2007（乙 57, 5 頁, SA-2240）において規定されており、監視試験片の再使用も可能となっているのであって、監視試験片は十分確保されている。

ユニット名	建設時に原子炉容器内に装荷したカプセル数	取出し時期（H26. 12 末実績）	原子炉容器内に残っているカプセル数
高浜発電所 3 号機	6 個	1985. 11, 1992. 7, 2000. 2, 2009. 6	2 個
高浜発電所 4 号機	6 個	1986. 4, 1992. 9, 2002. 1, 2010. 2	2 個
大飯発電所 3 号機	6 個	1994. 5, 2001. 9, 2013. 9	3 個
大飯発電所 4 号機	6 個	1995. 7, 2003. 6, 2011. 8	3 個

【図表 7 本件各発電所における監視試験片のカプセル数】

(2) 測定結果について

債権者らは、九州電力株式会社（以下、「九州電力」という）の所有する玄海原子力発電所 1 号機の第 4 回監視試験片データについて、予測曲線から外れた想定外の温度であり、予測式には信頼性がないと主張している（債権者ら第 3 準備書面 34～35 頁）。

この点に関する債務者の主張は、債権者ら第 3 準備書面 35 頁にも若干記載されているが、以下、敷衍して述べる。監視試験片は原子炉容器よりも炉心に近い位置に配置しており、原子炉容器よりも中性子を受ける量（照射量）が多いため、玄海原子力発電所 1 号機の第 4 回監視試験片のデータ

は、当該発電所が全出力で約 66 年間連続して運転し続けた場合に受ける照射量に対するデータであり、これは今後稼働率を 0.8 (80%) と仮定した場合、平成 72 年頃（玄海原子力発電所 1 号機の運転開始後 85 年後に相当）に相当するものである。この測定されたデータを基にして運転開始後 60 年時点の原子炉容器の健全性について、JEAC4201-2007 及び JEAC4206-2007 に基づく破壊靱性評価を行っても、健全性に問題のないことが九州電力によって確認されている（乙 61, 「玄海原子力発電所 1 号機原子炉容器の健全性について」 10～14 頁）。

また、今後も高い照射量（相当する運転年数が多い）を受けた監視試験片データが国内の各原子力発電所から得られてくることから、照射脆化予測式については、監視試験片等のデータの蓄積を基に継続的に精度向上を図っていく必要があるが、玄海原子力発電所 1 号機の例のように、監視試験片のデータは現時点での原子炉容器の脆性遷移温度を示しているものではなく、将来受けると想定される照射量を受けた場合のデータを表しているものである。すなわち、原子炉容器の健全性は、予測式に基づく評価だけでなく、監視試験による材料の脆化程度を直接把握することでも確認されているのである。

（３）監視試験片の設置方法について

債権者らは、「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 6 月 15 日通商産業省令第 62 号）12 条 3 号は、「監視試験片は、中性子の照射領域にある容器の材料が受ける中性子スペクトル、中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること」と明確に定めているため、債務者の主張するように、監視試験片と圧力容器の照射条件を異にするのであれば、そのような監視試験片の設置方法は違法であると主張する（債権者ら第 3 準備書面 35 頁）。

上記省令は改正され、12条3号と同趣旨の定めは、現在、「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）22条3号に定められているが（乙52，62頁），この条項は，監視試験片を原子炉容器と全く同一の位置に配置することを求めているものではなく（全く同一の位置に配置することは事実上不可能である），原子炉容器の材料への中性子照射の影響を適切に確認できるよう配置することを求めていると解釈すべきものである。その観点において，原子炉容器の材料が受ける中性子照射量及び温度履歴等の条件がほぼ同等の条件で適切に把握できるよう，監視試験片を原子炉容器内表面に近いところに配置しているものである。この設置方法は，国内外の加圧水型原子力発電所において一般的に用いられているものであって，違法と評価されるものではない。

（４）現在の関連温度（脆性遷移温度）について

債権者らは，債務者は，現在の脆性遷移温度について一言も触れていないが，①最新の国内データによれば，美浜１号機の溶接金属の脆性遷移温度は120～130度という非常に高い温度に達しており，母材についても，高浜１号機では脆性遷移温度が27度上昇していることから，美浜１号機の脆性遷移温度も27度上昇し，現在公表されている81度よりもはるかに高い温度に達している可能性が十分にある，②玄海１号機では，関連温度について，従来の予測値を大きく上回る実測値となっていることから，将来予測は全くアテにならず，将来の予測温度が何度であるから現在の原子炉は安全という論証方法は全く成り立たない，これらのことから，現在の原子炉の安全性を言うのであれば，現在の脆性遷移温度をはっきりと示すべきと主張している（債権者ら第3準備書面36～37頁）。

しかしながら，債権者らの言及する「120～130度」とは，関連温度（脆性遷移温度）そのものではなく，その上昇量のことである。このことは，債権

者らが主張の根拠とする甲192号証の1の60頁に「遷移温度上昇が120とか130」と記載されていることから明らかである。実際の関連温度（脆性遷移温度）は、乙56号証23頁及び甲189号証60頁のとおり、美浜発電所1号機の第4回監視試験においては、溶接金属が81℃、母材が74℃である（債権者らの主張する母材の関連温度が81度というのも誤りである）。債権者らの主張は、関連温度の上昇量を関連温度そのものと誤解してなされたものに過ぎない¹⁷。

また、高浜発電所1号機で関連温度が27度上昇していることから、美浜発電所1号機の関連温度も27度上昇する可能性があるとの主張についても、条件の異なる他の発電所のデータをそのまま美浜発電所1号機に当てはめられるはずもなく、失当である。

さらに、玄海原子力発電所1号機に関しても、福島第一原子力発電所事故等を踏まえて開催された原子力安全・保安院の高経年化技術評価に関する意見聴取会（以下、「高経年化意見聴取会」という）において、玄海原子力発電所1号機の原子炉容器について、「十分健全であることを確認した」（乙62、「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」20頁）とされ、現在のP T S評価手法に関しても、「直ちに規制の見直しを行う必要はない」（乙62、24頁）とされているのであって、債権者らの主張には何ら根拠がないものである。

（5）脆化予測における照射速度について

債権者らは、中性子照射脆化は、照射量だけではなく、照射速度にも依存するため、圧力容器が監視試験片よりも炉心から遠い位置にあるからといって監視試験片よりも脆化が進んでいないと単純に言うことはできず、どの程

¹⁷ 関連温度は、関連温度の初期値に、監視試験片の試験結果に基づき算定した関連温度上昇量を加えることで、算定される。溶接金属部を例に説明すると、美浜発電所1号機の溶接金属の関連温度初期値は-50℃であり、第4回監視試験片試験結果で得られた関連温度上昇量を加えた結果81℃となったものである（甲189、60頁を参照）。

度脆化が進んでいるか知る術がないと主張している（債権者ら第3準備書面37頁）。

そもそも債権者らの主張の根拠も不明であるが、それを措くとしても、JEAC4201-2007に規定されている脆化予測法は、照射速度¹⁸の違いも考慮した手法となっており（乙58号証解説に記載の「解説-SA-2120-1」を参照）¹⁹、本件各発電所についても、照射速度の違いによる脆化量の違いも考慮した健全性評価を行い、原子炉容器の健全性に問題のないことを確認している。

（6）破壊靱性値の将来予測について

破壊靱性値の予測値は、「脆性遷移温度の上昇幅の予測値から求める」（乙53, 7頁）ものであるところ、債権者らは、玄海1号機を例に挙げ、脆性遷移温度の将来予測値は、実際にその将来が到来した時点における実測値と大きく乖離する可能性が高いのであるから、破壊靱性値の予測値も実際にその将来が到来した時点における実測値を示すものとは到底言えず、債務者の行っているPTS評価も、原子炉圧力容器の安全性を論証し得ていないと主張する（債権者ら第3準備書面39頁）。

しかしながら、前述のとおり、玄海原子力発電所1号機に関しては、高経年化意見聴取会を経て、十分健全であることが確認され、現在のPTS評価手法に関しても、直ちに見直しを行う必要はないとされている。また、債務者は、同手法により高経年化技術評価を行い、原子炉容器の健全性を確認しており、例えば、第1章第2の3「高経年化技術評価」で述べた高浜3, 4号機の高経年化技術評価も同手法により実施し（乙54, 乙55）、原子炉容器の健全性を確認した結果を踏まえて、保安規定の変更認可申請を原子力規

¹⁸ 照射速度とは、単位時間あたりに単位面積に入射する中性子数をいい、入射する中性子そのものの速度とは異なる。例えば、照射速度が大きいと、単位時間あたりに入射する中性子が多いため、照射速度が小さい場合に比べると、同一時間当たりの中性子照射量は多くなる。

¹⁹ 照射速度を示す中性子束を入力変数としており、照射速度を考慮した予測法となっていることが示されている（乙58, 3頁下から12～4行目）。

制委員会に対して行っている（乙44，乙45）。

（7）地震動による影響について

債権者らは、PTS評価では、地震動による衝撃も考える必要があるところ、債務者が想定する地震動は過小であるから、債務者のPTS評価は不十分であると主張する（債権者ら第3準備書面39頁）。

しかしながら、債務者主張書面（1）で述べたとおり、債務者は、基準地震動を適切に策定し、これを踏まえてPTS評価を適切に実施しているところであるから、債権者らの主張は失当である。

第4 溶接部の残留応力によるクラック（応力腐食割れ）について

1 債権者らの主張

債権者らは、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応力腐食割れの事例等を挙げて、①債務者の原子力発電所においては、応力腐食割れの対策が不十分であること、②クラックへの対策であるウォータージェットピーニング（WJP）ではクラックを除去できず、また、渦電流探傷検査（ECT）でも0.5mm未満の傷は確認できないため、既に発生している顕在・潜在のクラックの進展は防止できないこと、③原子炉容器出口管台の応力腐食割れについては、損傷場所は交換不能であり、研削により傷は確認されなくなっているが、配管の安全性を確保する肉厚が確保されているか不明であること等から、大飯発電所3号機はもちろんのこと、本件各発電所すべてに上記のようなクラックの問題が潜在的に存在し、本件各発電所を稼動することは認められないと主張している（債権者ら第3準備書面39～50頁）。

2 債務者の反論

しかしながら、これらの主張は、債権者らの誤った解釈に基づくものである。

まず、①については、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、債権者らも指摘するように、材料・環境・応力（引張応力）の3要素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ところ（債権者ら第3準備書面43頁）、債務者は、国内外で応力腐食割れが発生した600系ニッケル基合金を溶接部に使用していて応力腐食割れの発生が懸念される箇所に対し、応力腐食割れの3要素から材料の要素をなくすため、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や、3要素から応力の要素をなくすためのウォータージェットピーニング（WJP）²⁰工事を実施済であるなど、応力腐食割れに対する具体的対策を大飯発電所3号機を含む本件各発電所全てで実施済みである（乙49、乙51、乙63～68、プレスリリース「高浜発電所4号機の原子炉起動および調整運転の開始について」等）。それゆえ、応力腐食割れの発生・進展は考えにくい。

また、②については、応力腐食割れの予防保全工事として実施するウォータージェットピーニング（WJP）工事は、残留応力²¹を圧縮応力とするものであり、上記のとおり、応力腐食割れの3要素から応力の要素がなくなるため、仮に渦電流探傷検査（ECT）²²で確認できない0.5mm未満の傷があったとしても、応力腐食割れの発生・進展は考えにくいものである。

さらに、③についても、当該箇所は交換不能な場所ではないが、それを措

²⁰ 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を圧縮応力へと変化させることができる。

²¹ 残留応力とは、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いう。

²² 渦電流探傷検査（ECT）とは、高周波電流を流したコイルを検査対象（金属）に接近させて検査対象内に電流（渦電流）を発生させ、欠陥があった場合に生じる電流の変化を電気信号として取り出すことで欠陥を検出する検査のことをいう。

くとして、大飯発電所3号機原子炉容器出口管台溶接部において研削した後の配管肉厚は国の技術基準を満たしており（甲195の5，4頁），また，ウォータージェットピーニング（W J P）工事を実施して残留応力を圧縮応力に変更していることから，十分安全性は確保されていたものである。加えて，大飯発電所3号機第14回定期検査において，研削部分の埋め戻し溶接を行うとともに，1次冷却材と接する内面部分を応力腐食割れに強い690系ニッケル基合金で覆う工事を実施しているため（乙66，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」），肉厚が薄い研削部分はもはや存在せず，応力腐食割れ対策も実施され，安全性は十分に確保されているのである。

以 上