

福井地方裁判所民事部 御中

令和4年(ヨ)第15号

関西電力株式会社・高浜原子力発電所1～4号機運転差止め仮処分命令申立事件

債権者 中島哲演外1名

債務者 関西電力株式会社

準備書面7

令和4年12月6日

債権者ら 代理人弁護士 笠原 一浩

目 次

第1	本申立ては濫用的申立などでは全くなき、完全に適法であること(答弁書「第1章第2」への反論)	2
1	債務者の主張	2
2	主張への反論	2
第2	「余裕のある安全設計」などなされていないこと(答弁書第8章の特に第3への反論)	4
1	原発が抱えている不確実な要素	4
2	小括～「安全余裕」の正体	11
第3	特に債務者中島にとって、過酷事故時の避難は不可能であり、これは本件原発の具体的危険性を根拠づけること	14
1	避難計画に関連する現行の法制度	14
2	札幌地裁判決における指摘	21
3	本件各原発における避難計画の不備	22
第4	老朽化に伴う問題(3, 4号機も間もなく運転40年となる。)	31
1	はじめに	31
2	事故の教訓としての40年ルールの策定	31
3	辛うじて40年経過していない3, 4号機ですら、伝熱管の減肉事象が	

多発していること	38
4 債務者は適切な保守点検が何らできていないこと	41
5 蒸気発生器の破断は老朽原発でなくとも過酷事故を招く危険があること	43
6 小括	43

第1 本申立ては濫用的申立などでは全くなく、完全に適法であること（答弁書「第1章第2」への反論）

1 債務者の主張

債務者は、債権者らが大飯3号機及び4号機の運転差止めを求める仮処分申立て（福井地方裁判所31年（ヨ）第7号大飯発電所の運転差し止め仮処分申立て事件。以下「前件申立て」という。）を行っており、同訴訟の中で基準地震動策定にあたって用いている松田式や入倉・三宅式等の計算式や策定方法は不合理であり、基準地震動が過小に評価される旨主張し、これが争点となっている点で、同申立てと本件申立てが実質的に同一であるとして紛争の蒸し返しであって債務者の応訴の負担や訴訟経済の観点から却下されるべきであると主張する。

また、乙3号証から乙5号証の裁判例でも同様の主張が排斥されていることも同様に却下されるべき理由としてあげている。

2 主張への反論

債務者の主張は、既判力（民事訴訟法114条1項）の主張か、それともいわゆる争点効を主張するものか判然としない。

しかし、債務者の主張が上記のいずれの主張であっても、本件がいずれにも該当しないことは明らかである。

(1) 既判力について

債権者が述べるように本件申立ては、大飯3, 4号機の運転差止めではなく、本件各原発（高浜原発1～4号機。以下同じ。）の運転差止めを求めるものである。既判力は、「主文に包含するもの」（民事訴訟法114条1項）に限られるから、前件申立ての判決主文に本件申立ては矛盾・抵触しない。

そのため、既判力に基づいて本件申立てを却下することはできない。

(2) いわゆる争点効について

理由中の判断についても、当事者が実質的な争点としたうえ、裁判所が判断を下した場合には、拘束力をもつとする主張（いわゆる争点効。以下「争点効」とする。）は、判例上否定されている（最高裁昭和44年6月24日判決（昭和43年（オ）第1210号）等を参考）。

争点効の理論は、要件が不明確であるし、訴訟法律関係の安定性を害するため、本件申立てでも採用すべきではない。よって争点効理論に依拠して本件申立てを却下することはできない。

また、仮に争点効の理論によったとしても、前件訴訟（名古屋高等裁判所金沢支部平成26年（ネ）第126号）の時点では、まだ大阪地裁判決（準備書面6の第4の1参照）は存在していなかった。したがって、同判決を踏まえた今回の申立は、争点効理論の射程外である。付言すると、債権者らが自ら行った申立において同判決後になされた判決ないし決定においては、債権者らの意図するところが十分に裁判所に伝わらず、債権者らがあたかも松田式や入倉・三宅式そのものが自然科学的に誤りであると主張しているかのように伝わってしまった。

債権者の意図がそのようなものでないことは、準備書面6で述べた通りであり、争点効理論を仮に採用したとしても、本件申立が妨げられるものではない。

(3) 債権者が以前に他原発の差止を求める裁判を提起していたとしても、それは本件申立てを濫用的な訴訟とする理由とはならないこと

仮に債務者の意図が既判力、争点効のいずれでもなかったとしても、明確な法的根拠によることなく、応訴負担などを理由として訴えを却下した裁判例はない。

また、債務者は、資本金4,893億円、資産総額が7兆を超え従業員が29万人程度在籍する大企業である。これに対して、債権者は、単なる個人であって、本件申立てにあたり「実費以外の着手金や報酬を支払って」弁護士に委任することすらできない状態であって、格段に訴訟等に対応す

る能力が異なる。

本申立ては、原子力発電所という過酷事故を起こした場合、福島で起こったものやそれ以上の甚大かつ広範囲かつ長期の被害をもたらす施設の運用が安全と言えるか否かを判断するものである。

応訴の負担や訴訟経済といった利益のために、かかる安全性の判断をせざるに申立てを却下することは許されない。

第2 「余裕のある安全設計」などなされていないこと（答弁書第8章の特に第3への反論）

1 原発が抱えている不確実な要素

(1) はじめに

一般的に、設備の設計に当たって、様々な材質のバラツキ、加工上の誤差、保守管理の良否などの不確定要素が絡むので、求められるべき基準をギリギリ充たすのではなく、基準値の何倍かの余裕を持たせた設計が行われている。このような構造物が受ける不確実性に対する構造設計上の必要不可欠な安全代として安全率が定められている。

以下では、原発の中核構造物である原子炉容器、蒸気発生器、冷却材や蒸気の通り道である配管における構造設計において、安全性を脅かす不確実な要素について検討を加えていく。

概要を述べると、原発の場合、構造物の設計に使う荷重（設計荷重）そのものが不確実であり、原子炉容器、容器や配管に溶接されている管状の構造物であるノズル、配管など原発の重要な構造物に作用する荷重は、内圧力、構造物自身の重さである自重、熱荷重、地震荷重などを指摘することができる。このうち特に、熱荷重と地震荷重は、極めて不確実な荷重である。

(2) 不確実さの塊、熱荷重

ア 熱荷重とは

まず、熱荷重とは、原発の運転中に構造物に生じる温度差・温度分布のことを指す。温度が高い部分は低い部分より大きく伸びようとするが、低い部分がそれを阻もうとするので、延びたいだけ伸びることができな

い。つまり、温度の高い部分の自由な伸びが拘束されてしまう。こうして、温度の高い部分には圧縮応力が生じる。逆に、温度の低い部分には温度の高い部分から、必要以上に伸びを強いられるので、引っ張り応力が生じる。

熱応力が引き起こす日常的な現象としては、冷たいガラスコップに熱湯を一気に注ぐと、ピシッと音を立てて瞬間的にガラスが割れてしまう現象がある。コップの内面と外面に、突然、大きな温度差が生じ、そのため大きな熱応力が生じてガラスが割れてしまうのである。このように、瞬間的に大きな熱応力を生じさせるような熱荷重は、特に「熱衝撃」と呼ばれている。

このような熱衝撃は、原発においても問題視されており、例えば、老朽化した加圧水型原発に関し、「加圧熱衝撃(Pressurized Thermal Shock、略してPTS)」と呼ばれる現象が危険視されている。老朽化した加圧水型原発の原子炉容器は、中性子を大量に被爆し、非常に脆くなっている(「中性子照射脆化」という)。このように脆くなっている原発に、何らかのトラブルが発生し、スリーマイル島原発事故の時のように緊急炉心冷却装置(ECCS)が作動し、高い温度、高い圧力の原子炉容器に冷たい水が一気に注入されれば、強烈な熱衝撃が作用する。これが、加圧熱衝撃(PTS)であり、脆化していた原子炉容器が一気に大破壊を引き起こす可能性が危険視されている。

イ 熱荷重の危険性

原発における熱荷重とは、起動時、停止時、通常運転時から緊急炉心冷却装置(ECCS)作動時に至るまで、さまざまな運転状態に伴って構造物中に生じる温度差である。原発を何年も運転していると、そうした温度差による熱応力が繰り返され、そのため構造物が金属疲労を起こして破損し(これを「熱疲労」という)、そこから冷却水が漏れることがある。そこで構造設計者は、想定される様々な運転状態ひとつひとつに対して、原子炉容器やノズルや配管などに時々刻々どのような熱荷重(温度差)が生じるかを理論的に細かく検討していく。この理論計算は「非定常温度分布解析」と呼ばれている。非定常温度分布解析によって構造物に生じる温度差が分かれば、それをもとに熱応力を計算したり、熱疲労の可能性を検討したりすることができる。

非定常温度分布解析は、あくまでも理論的に計算されたものであるもので、実際に構造物で生じる熱荷重（温度差）との誤差が生じることは避けられない。誤差が大きければ、非定常温度分布解析をもとに理論的に推定する熱応力の値は、全く意味を持たないことになり、最終的には、構造物・施設のトラブルの原因となる。実際、1970年代の前半までに建設された沸騰水型原発（敦賀1号機、福島第一原発1～3号機、島根1号機、浜岡1号機）では、原子炉容器に取り付けられている給水ノズルや制御棒駆動水戻りノズルというノズルが「高サイクル熱疲労」によってひび割れを起こして冷却水漏れ事故を起こしている。

比較的小さな応力が、何万回、何十万回と繰り返されることで、材料が最終的に破損してしまう現象を「高サイクル疲労」というが、その時の応力が熱応力である場合、それは「高サイクル熱疲労」と呼ばれる。先述した給水ノズルや制御棒駆動水戻りノズルの高サイクル熱疲労の事故やトラブルは、基本的に、ノズルの中で起きている複雑な流体现象を構造設計者が正しく把握できず、そのためノズル本体の熱荷重を大きく誤ったために起きたものである。原発メーカーの構造設計者は、それらのノズルが40年以上、高サイクル熱疲労を起こさないことを公式の計算書で示し、行政もその計算結果を承認していた。ところが、運転開始から僅か2～3年のうちにそれらは相次いで事故やトラブルを起こしている。

このように、原発を設計する構造設計者にとり、熱荷重の計算は、非常に困難で、熱応力は不確実性に満ちた要素なのである。

(3) 地震荷重の不確実性

原発では、大地震が生じても、「止める」「冷やす」「閉じ込める」機能を維持し、放射性物質の漏出を防止することが要請されている。

原発における耐震設計は、建物・構築物・機器・配管などが大地震によって損傷することがないように想定される最大規模の地震動に耐えられることが求められている。この耐震設計上、想定されている最大規模の地震動が、基準地震動であるが、その策定手法に問題がある事は準備書面6で詳述したので、その問題点については本書面では繰り返し述べない。

本書面においては、債務者が高浜原発の構造設計において、余裕のある設計を行っているという主張の問題点として、構造設計上の安全率は、設

計上の不確実な要素に対応するための必要不可欠な安全代であり、債務者の主張は誤っていることを指摘するものである。

基準地震動の策定及びそれによって生じる地震荷重（地震動に起因して生じる構造物の構成部分に加わる力のこと）の想定が、不確実性を有していることについては、国会事故調査報告書（甲51）でも、次のように指摘されている。

「わが国においては、観測された最大地震加速度が設計地震加速度を超過する事例が、今般の東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原発と女川原発における2ケースも含めると、平成17（2005）年以降に確認されただけでも5ケースに及んでいる。このような超過頻度は異常であり、例えば、超過頻度を1万年に1回未満として設定している欧州主要国と比べても、著しく非保守的である実態を示唆している。（甲51・国会事故調査報告書「2. 1. 6 検討」の7a）」

とりわけ、事前に策定されていた基準地震動と実際に観測された地震動との乖離が著しい事例として、2007年（平成19年）7月16日に発生した新潟県中越沖地震を指摘することができる。この新潟県中越沖地震は、マグニチュード6.8の地震であり、東京電力柏崎刈羽原子力発電所で観測された地震動は、最大1699ガルであった（甲63・「柏崎刈羽原子力発電所の耐震安全性向上の取り組み状況」1枚目）。

柏崎刈羽原子力発電所の設計用地震動の最大加速度は、S1（設計用最強地震）が300ガル、S2（設計用限界地震）が450ガルであった。新潟県中越沖地震では、この約4倍（1号機解放基盤面で1699ガル・S2の約4倍）の地震動が観測された。

新潟県中越沖地震はM6.8と地震規模はそれほど大きくなく、震源の深さが17キロメートルとそれほど浅い地震でもないのに、旧指針の限界地震の想定を約4倍も超える地震動が発生した。

柏崎刈羽原子力発電所での当時の基準地震動はS2（設計用限界地震）であったが、新潟県中越沖地震が発生した2007年（平成19年）の前年に改訂された2006年（平成18年）耐震設計審査指針で定められるはずのSs（新耐震指針における基準地震動）をも超える地震動が観測されてしまったのである。

このように、基準地震動の策定と、それによって生じる地震荷重を正確に想定する事には自ずと限界があるため、構造設計上、地震荷重は、不確実な要素だとして取り扱う必要がある。

(4) モデル化に伴う不確実さ

ア はじめに

原子炉をはじめとする原発の重要な構造物の多くは、原子炉建屋の中に収納されている。その原子炉建屋が地盤と相互作用しながら、例えば、水平方向の地震動に対してどのように応答するかを知るために、設計者は、建屋と地盤をモデル化(地盤-建屋連成モデル)して「地震応答解析」という分析を行っている。ここで言うモデル化とは、構造物に作用する力が構造物の中をどのように流れていくのか、その力によって部材にどのような力が発生するのか、部材や構造物全体がどのように変形するかを解析するために、構造物に作用する力や構造物の性状を計算しやすい形に置き換えることである。

しかし、このモデル化が、何らかの原因で適切に行われなかった場合には、モデル化によって設計・完成した構造物に対して、実際に作用する力や、それによって構造物全体に生じる変形は、設計段階で想定されたものと大きく異なる結果となり、構造物の安全性を損なう結果にもなりかねない。

ここでは、動的解析 による原発の機器・配管類の耐震設計の手順から、モデル化の問題点を指摘する。

イ 耐震設計手順について

まず、原発の耐震設計は、大きく、建屋の耐震設計と、機器・配管類の耐震設計に分けられる。このうち、機器・配管類の耐震設計の手順は以下のとおりである。

①建屋をモデル化 する

②建屋モデルの基礎底面に基準地震動を入力して建屋の時刻歴応答解析 を行う

③建屋の各階の時刻歴応答加速度(時刻歴応答波形)を得る

④各階の時刻歴応答加速度を対象機器・配管類の設置された床に入力して床応答スペクトル を作成する(入力波に対して1質点系 の応答を

求め、固有周期を横軸に、減衰定数をパラメータとして図に表したものが床応答スペクトルである)

⑤床応答スペクトルから機器・配管に作用する力を算定する

⑥算定した応力と、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、及び事故時に生じるそれぞれの荷重とを組み合わせた力が、許容応力の範囲内か否か検討する。

ウ 動的解析による地震力の大きさに影響を与えるもの

動的解析による地震力を著しく左右するものが3点ある。

動的解析の過程を見ると、まず、想定される地震動が大きければ、地震力も大きくなる。

また、機器・配管の固有周期と床の振動周期が一致して共振すると、非常に大きな振動が起こる。重要な機器・配管類の固有周期は、周期0.1～0.3秒に集中しており、この周期帯の応答スペクトルが大きいと応力は大きくなる。

逆に、減衰定数が大きくなれば、応力は小さくなる。想定する地震動をより大きくしても、配管の減衰定数を大きくすれば、応答値は許容値内に納めることができる。

エ 定数の設定の不確実さ

そして、この最後に指摘した減衰定数の設定にこそ、モデル化を行う際の問題点が潜んでいる。

建築物の地震応答解析を行う場合に、減衰定数は重要な指標のひとつであるにもかかわらず、固有振動数や刺激関数などの他の指標に比べて、その予測方法は確立されていない。構造種別を考慮するものの、建物の条件によらず1次減衰定数を一律に2%や3%などに設定しているのは、過去の経験や慣例によるものと考えられ、はっきりとした物理的な根拠は示されていない。減衰定数の評価を理論的な方法で行うのは、極めて困難であり、現状では実測によりその傾向を把握することとなる。

過去に実施された実験や実測の結果に関するデータベースにより、減衰定数の統計的な分析がなされている。建物の用途や高さ・根入れ深さなどの様々な切り口からデータを分析し、減衰定数への影響因子について検討を行っている。いくつかの要因に関して相関性が見いだされている

ものの、ばらつきが大きく現時点でははっきりとした傾向は見いだされていない。この結果からも、減衰定数には大きなばらつきが内包しているため、慣例的な値を用いざるを得ない状況になっている（甲A558）。

つまり、減衰定数の設定は相当の客観的根拠をもって設定されるべきであるが、そこには、常に不確実性が伴っているし、また、そのことから、設計者が許容値内に数値を収めるために減衰定数を恣意的に設定するおそれさえあるのである。

(5) 構造物の品質の不確実性

設計段階で、熱応力解析や地震応答解析を行っても、実際に製造される構造物の「品質」が悪ければ、構造設計の努力は意味を失う。

まず、工場で製造された物、あるいは現地で組み立てられた物が、設計者が計算書や図面で指示したとおりの材質、形状や寸法であるかどうかという問題がある。

また、溶接という問題がある。

原発の重要構造物は、多数の溶接線を有している。主給水管や主蒸気管をはじめとする重要な配管、原子炉容器に溶接されているノズルは、溶接によって接合されており、原発全体では溶接線は、相当な長さになる。こうした溶接線のどこかに、小さなひび割れが潜んでいた場合には、その部分に大きな水圧などが作用するや否や水圧に耐えきれずに破断する危険性がある。施工直後は問題なくとも、長期間にわたって運転を継続していると、ごく小さなひび割れ部分に金属疲労が作用してひび割れが拡大して、冷却剤漏れを起こしたり、先述した加圧熱衝撃（PTS）を起こして、原子炉容器が大破壊を起こす危険性もある。原発の構造物は、他に例を見ないほど分厚い鋼でできているので、その溶接には、特に、高い経験・知識・技術が必要となる。また、溶接の完成検査には、放射線透過検査や超音波探傷検査をはじめとする「非破壊検査」が行われ、慎重な検査が要求される。

さらに、使用する金属材料の問題もある。

原発の構造物の多くは、鋼であるが、一口に鋼といっても、炭素鋼から低合金鋼やステンレス鋼まで、様々な種類がある。鋼以外でも、様々な金属材料が使用されるが、いずれにしても、こうした金属材料は、構造設

計者が前提としている強度（引張り強さ、降伏応力、破壊靱性など）や特性を備えている必要がある。

このように、設計者が、詳細な構造設計を行うことと、製造現場や建設現場の技術者が表裏一体となって構造物の品質を高いレベルで実現しようとしている。しかし、現実には、材質や形状や寸法に関する工場における製造時のトラブル、現地での組み立て時のトラブルを完全に排除することは不可能であり、一定の不確実さが入り込むがあることは否定できない。

(6) 小括

このように原発の構造設計には不確実な要素があるが、そのことを構造設計者は十分承知している。不確実な要素があるからといって、直ちに原発が危険なのかと言え、必ずしもそういうわけではなく、「安全率があるから必ずしも危険ではない」という説明が可能なのである。

原発の場合、原子炉容器や主配管などの重要構造物は、基本的には安全率3で設計されている。様々な不確実な要素を吸収してくれるであろう3という安全率があるからこそ、原発の構造設計が可能なのである。一見すると、安全率3は、構造物に不要な”贅肉“を授けているようにもみえる。

しかし、経験豊かな設計者にとって、それは決して”贅肉“でも”余裕“でもない。それは、決して削ぐことができない贅肉、必要不可欠な安全代(あんぜんしろ)、である。原発の構造設計者にとって、それなしには構造設計など不可能である。実際、もしその安全代を全て削ぎ落としてしまったら、大事故が頻発することは、長い構造設計の歴史に照らし明らかである。

安全率とは、決して安全余裕の程度を示しているものではない。安全性を脅かす不確実な要素に備えるためのもの、必要不可欠な安全代(あんぜんしろ)を確保するためのものなのである。

2 小括～「安全余裕」の正体

債務者は、答弁書において、本件発電所について、運転中の各設備が、加わる力や温度等に対して十分に耐えられるように余裕をもった設計を

行っていると主張している（95頁）。

しかし、債務者主張には、これまで述べてきた安全余裕の考え方について重大な誤導があるので、改めて安全余裕の考え方を整理する。

安全余裕とは、債務者が主張しているような構造物が備えるべき安全性をさらに超えた純粋な余裕を意味するものではなく、不確実な要素を抱えた構造物において最低限備えるべき安全性そのもののことである。

すなわち、一定の基準の安全性を確保した構造物の設計を行ったとしても、設計の段階で用いられる各種設計条件（運転サイクル、熱荷重、地震荷重など）には不確かさがあり、構造解析に用いられる各種係数にも一定の幅ないし不確実性が存在する。したがって、設計段階で計算上導かれる安全性の数値自体が、そもそも不確実な要素を内包した数値である。

また、構造物を、実際に構築・維持管理して行くに当たっては、材質のバラツキ、溶接や保守管理の良否、経年劣化の具合などの不確実な要素の作用が、幾層にも複雑に絡み合い、現実に完成した構造物が、事前の想定どおりの安全性を充たさないということも起こりうる。

さらに、構造物が複雑であればあるほど、構造物に実際に加わり得る応力を正確に計算することは、それだけ困難になるし、時間差や方向差によって異なりうる応力について、無限大に存在しうる全ての事象を予め想定して応力耐性を検証することは不可能である。一般的に、構造物は、実際の使用時の想定においても、そのような不確実な要素を多々抱えている。

不確実な要素に対しては、事前に正確な計算を行うことが不可能である以上、設計者ないし製造者は、要求される基準を、ギリギリに充たすことを想定して設計・製造するのではなく、その不確実な要素に応じて、要求される基準値の何倍かの余裕を持つことを予め織り込んでおく、という手法をとらざるを得ない。そのような考慮からとられる安全代（あんぜんしろ）が、いわゆる安全余裕なのである。

換言すれば、安全余裕をとることによってはじめて、構造物について仮に不確実な要素がどのように作用しても、最低限一定水準の安全性は確保されるという事が保証できるようになるのである。

例えば、耐荷重100kgの品質保証をする椅子を作る場合には、100

kgに耐えられるような椅子を設計するのでは十分な品質は確保できない。

設計の段階から、100kgを目標としていたのでは、設計時の設計条件や構造解析の数値の不確実性、製造の段階での材質のバラツキや保守管理環境の良否、手作業ないし機械作業の誤差や、実際の使用時の個別の使用態様、保管状態の良否、予期せぬ負荷のかかり方（不確実な要素）等の影響によっては、98kgの負荷でも壊れてしまう椅子ができあがってしまう可能性があるからである。

そのような事態を避けるべく、モノづくりにおいては、通常、設計の段階で予め耐荷重120kgの椅子となるように想定をしておくということがなされる。つまり、120kgに耐えられるような設計をすることによってはじめて、不確実な要素がどのように作用しても最低限耐荷重100kgという品質が保証されることになるのである。

したがって、このような安全設計が採られている場合に、耐荷重120kgの設計がされているので、製造される椅子は100kgにとどまらず、120kgの重さにまで耐えられることが保証されている、と考えるのは、安全余裕に対する全くの誤解だと言わざるを得ない。

また、構造物が抱える不確実な要素が多ければ多いほど、その品質保証を行うためには、必然的に、不確実な要素に対する不安の大きさに応じた厳格な手法により安全余裕が求められることになる。すなわち、構造物が、厳格な安全余裕を採っているということは、構造物は、それだけ多くの不確実な要素を抱えていると言うことの裏返しなのであり、「厳格な安全余裕がある」イコール「それだけこの構造物は安全である」などと直結して考えるのは、安全余裕の意義を理解しない短絡的な発想である。安全余裕を正當に評価するには、その構造物にどれほど不確実な要素があるか、それらの不確実な要素に対応する十分な安全余裕が採られているか、ということが厳密に検討されなければならない。

原発施設は、大量の部品や材料が使用される極めて複雑な構造物であり、多岐にわたる不確実な要素を抱えている。このような性格を持つ施設について、厳格な安全余裕を確保することは、工学上、当たり前の話なのであって、厳格な安全余裕を採らないことが、むしろ論外なのである。

この点について、**御庁判決**は、当時の債務者の主張に対して「このよう

に（余裕を持たせて）設計した場合であっても、基準を超えれば設備の安全は確保できない。この基準を超える負荷がかかっても設備が損傷しないことも当然あるが、それは単に上記の不確実要素が比較的安定していたことを意味するにすぎないのであって、安全が確保されていたからではない」「たとえ、過去において、原発施設が基準地震動を超える地震に耐えられたという事実が認められたとしても、同事実は、今後、基準地震動を超える地震が大飯原発に到来しても施設が損傷しないということをなんら根拠づけるものではない（53～55頁）」と、上記で述べた安全余裕の概念を正解している。

そして債務者は、現在においても、安全性を増すため、いったいどのような耐震補強等を行ったというのか、明らかにしていない。

御庁におかれても、構造設計において要求されている安全率の考え方を正しく理解いただき、債務者が述べる安全余裕の概念は、過度に安全性が強調されていることを正しく理解していただきたい。

第3 特に債務者中畠にとって、過酷事故時の避難は不可能であり、これは本件原発の具体的危険性を根拠づけること

1 避難計画に関連する現行の法制度

(1) はじめに

債権者らとりわけ債権者中畠が、本件各原発の周辺自治体が定めている地域防災計画原子力災害対策編及びそれに基づく避難計画では、本件各原発で過酷事故が発生したときに債権者ら住民の生命、身体を守ることができない旨主張するのに対し、あるいは債務者は、「本件各発電所について・・・十分な安全確保対策を講ずることとしており、福島第一原子力発電所事故と同様の事故が生じるとは考えられない。」等と主張するかもしれない。

しかしこのような考え方は、原子力発電所の安全に対する考え方として国際標準であり IAEA も提唱している「深層防護」の思想（準備書面 6 の 16 p 以下）に明確に違反している。「深層防護」の思想の核は、「前段否定」「後段否定」にある。すなわち前段がすべて破られること、後段がすべて破られることを前提にその層の対策を採らなければいけないの

であって、第4層までの対策によって放射性物質が大量流出する重大事故が避けられるから、第5層に位置づけられる避難計画はおざなりでいいという考え方は許されないし、1つの層でも対策が不十分であれば、その原子力発電所は運転を許されないのである。

本項においては、この深層防護の考え方は、原子力発電所に特有のものではなく、大事故の危険を否定できない施設、設備の安全に対する考え方として普遍的なものであることを主張する。

(2) 深層防護第5層の不備は、人格権侵害の具体的危険を構成すること

ア 人格権侵害の「具体的危険」とは何か。

人格権侵害の「具体的危険」とは何だろうか。その反対概念は「抽象的危険」であろうから、これを区別するメルクマールは、「危険がある」という主張に具体的根拠があるか否かであると、一応は考えられよう。しかし、これでも明確ではない。従前、「抽象的危険」の典型例のように言われた「隕石落下の危険」であっても、地球の歴史上、隕石の落下は確実に発生しており、特定の場所に隕石が落下する危険の程度は計算することが可能であるから、「隕石落下の危険」に具体的根拠がないとはいえない。そうすると、結局、社会通念がどのレベルの危険に対して対処を求めているかという基準で考えざるを得ないのであり、社会通念を反映した安全基準が策定され、その基準に適合する原発については人格権侵害の具体的危険は否定されるが、その安全基準に適合しない原発、あるいはそもそも適合したとされる安全基準自体が社会通念から背馳する場合は、その原発は人格権侵害の具体的危険が否定できないと評価されるべきことになる。

イ 社会通念の所在を探求するのは容易ではない。しかし、少なくとも法律の定め(原子力基本法、原子力規制委員会設置法、原子炉等規制法)は、それを探求する重要な手がかりであり、特段の事情がない限り、法律は社会通念を反映していると考えられる。すなわち、社会通念上無視できる程度の危険(抽象的危険)であればこれに対する具体的対策まで法律上求められないが、社会通念上無視することができない危険(具体的危険)に対しては、具体的対策を求める内容や趣旨が法律に書かれる。すなわち、法

律の内容や趣旨をも満足していないということは、社会通念上、危険に対する十分な対処をしているとは到底言えないということである。

そうすると、原子炉等規制法に基づいて制定された新規制基準が、福島原発事故という深刻な事故を起こしてしまったことの反省に基づいて制定され、あるいは改正された原子力発電所の安全に関する上記各法律の要請を満たしているのであれば、新規制基準に適合している原子力発電所については、特段の事情のない限り、人格権侵害の具体的危険は否定できるということになるだろう。しかし、新規制基準が原子力発電所の安全性に関する法律上の要請すら満たしていないのであれば、当該原子力発電所が新規制基準に適合していても、人格権侵害の具体的危険を否定できないということになる。

(3) 法律が求める原子力発電所の安全性

福島原発事故を経て改正された原子力基本法が、安全確保については「確立された国際的な基準を踏まえ」るべきことを定めたこと、原子力規制委員会設置法も「確立された国際的な基準を踏まえ」ることを原子力規制委員会の職務として定めたことは、周知のところである。そして、IAEAの安全基準が定める「深層防護」の思想が、確立した国際的な基準であることは、準備書面6の16頁以下に記載したところである。原子力災害対策特別措置法第4条の2が、国の責務として、「深層防護の徹底」を明記していることもここに指摘しておく。

そもそも、福島原発事故後、社会全体に深層防護の思想が重要視されるようになったのは、福島原発事故前、原子力安全委員会が、深層防護の第3層までしか規制の対象としていなかったことに起因している。日本の原発は過酷事故を起こさないものとされていたから、起こることを前提とする第4層、第5層は規制の対象とする必要はないとされていたのである。この安易な考え方が福島原発事故を招いたという痛切な反省に基づき、改めて深層防護の思想を徹底すべきことが叫ばれ、改正原子力基本法にも、原子力規制委員会設置法にも「確立された国際的な基準」を踏まえるべきことが明記されたのである。ところが、その後策定された新規制基準は、第4層を規制の対象としたものの、第5層を規制の対象とせず、

合理的な避難計画の策定を原子炉設置（変更）許可処分の可否と関連付けなかった。

このような福島原発事故後の立法の経緯を踏まえると、第5層を規制の対象としなかった新規制基準は、法律の要請を満たすものではないというべきである。そうすると、仮に本件各原発が新規制基準に適合しているとしても、新規制基準自体が原子力発電所の安全性に関する法律上の要請を満たしていないのであるから、本件各原発を運転することによって原告らの人格権が侵害される具体的危険は否定できないというのが論理的帰結である。

(4) 第5層までの防護手段をとることは原子炉等規制法によって定められた原子力事業者の法的義務であること

深層防護の第5層を規制対象とすることが原子力事業者の法的義務であることを更に詳述する。

ア 原子炉等規制法は原子力災害の防止を法的義務としている

原子力災害とは、「原子力事業者の原子炉の運転等・・・により放射性物質又は放射線が異常な水準で当該原子力事業者の原子力事業所外・・・へ放出された事態・・・により国民の生命、身体又は財産に生ずる被害」

（原子力災害対策特別措置法第2条1号・2号）のことであり、原子力災害が発生すれば、被災者の人格権が深刻に侵害される。

福島原発事故の反省を踏まえて改正された原子炉等規制法は、その目的として、「原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止」することを明記し（同法1条）、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないもの」であることを設置許可の要件とし（同法43条の3の6・1項4号）、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害の防止・・・に関し・・・必要な措置を講ずる責務」を原子力事業者に課した（同法57条の8）。

つまり、原子炉等規制法は、原子力災害の防止を原子力事業者の法的義務

務として定めているのである。

(5) 原子力災害の防止手段には深層防護の第5層まで含む

原子力災害の防止手段は、深層防護の考え方によれば第1層から第5層までがある（準備書面6の16以下）。そして、原子炉等規制法に原子力災害の防止手段について何ら限定又は除外するような条項が存しない以上、同法は、規制内容として、第1層から第5層までのすべての手段を求めていると解される。

また、原子力災害に対する対策等という第5層に関する事項を定めている原子力災害対策特別措置法が、原子炉等規制法と「相まって、原子力災害に対する対策の強化を図り、もって原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護することを目的」としていること（同法1条）からも、原子炉等規制法に原子力災害の防止手段として第5層の防護手段を求めていると解される。

よって、原子炉等規制法は、原子力災害防止のための原子力事業者の法的義務として、深層防護の第5層までの防護手段を求めていると解される。

(6) 他の分野の法律との比較

仮に債務者の主張が、本件各原発は過酷事故を起こさないのだから、避難計画に不備があっても、債権者らの人格権を侵害しないというものであれば、福島原発事故前の原発安全神話から一步も出ていないものである。この思想は、原子力発電所以外の分野では、およそ通用するものではない。そもそも、事故が起こった時に一定の規模以上の被害が想定される科学技術設備や装置については、設備や装置自体の安全性を高めるだけでなく、万が一の事故が起こった時の被害回避の方策を取っていなければ、法令上、その設備の利用自体が許されないのである。そのことを、船舶と航空機を例にとってみてみよう。

ア 船舶安全法

船舶安全法は、その第2条において、13項目について国土交通省令等の定めるところによって施設することを義務付け、その第1条において、これらを施設しない船舶を航行の用に供することを禁じている。そし

て、その13項目の6番が「救命及び消防の設備」である。

小型船舶安全規則(昭和49年運輸省令第36号)は、第6章第1節(第46条～第57条の5)において、救命設備の要件として、救命いかだ、救命浮器、救命浮輪、救命胴衣、救命クッション、浮力補助具、自己発煙信号、火せん、信号紅炎、極軌道衛星利用非常用位置指示無線標識装置、レーダー・トランスポンダー、搜索救助用位置指示送信装置の性能や仕様について詳細に定め、第2節(第58条～第58条の2)において、これらの救命設備の備付基準を定め、第3節(第59条～第63条の2)において積付方法を定め、第4節(第64条)において、救命設備の表示を義務付けている。

したがって、万が一の海難事故の際の救命設備を備え付けていない船舶は、法令上航行することが許されないのである。ここで大切なことは、海難事故を起こさないためにどれだけ船舶本体の安全性を高めても、救命設備の義務付けについて例外がないことである。

イ 航空法

航空法は、「航空機は有効な耐空証明を受けているものでなければ、航空の用に供してはならない。」(第11条第1項)と定めている。「耐空証明」とは、国土交通大臣が、当該航空機が、①国土交通省令で定める安全性を確保するための強度、構造及び性能についての基準、②国土交通省令で定める騒音の基準、③国土交通省令で定める発動機の排出物の基準に適合することを認めたときに発するものである(同法第10条第4項)。

上記①の国土交通省令で定める基準とは、航空法施行規則第14条、附属書第一であり、この4-6-2には、「航空機は、非常着陸の際に、航空機内にある者がすみやかに脱出できるような設備を有するものでなければならない。」と定められている。この設備は、いわゆる非常脱出用スライドのことである。

したがって、非常脱出用スライドを備えていない航空機は、法令上、航空の用に供することができない。ここで大切なことは、航空機事故を起こさないためにどれだけ航空機本体の安全性を高めても、非常脱出用スライドの義務付けについて例外がないことである。

ウ 小括

船舶法及び航空法並びにその下位法令の定めによって判ることは、事故が起こった時に一定の規模以上の被害が想定される科学技術設備ないし装置については、事故の可能性がいくら小さくても、当該設備ないし装置利用の条件として、万が一の事故に備えて人的損害の発生の回避の措置をとることを求めるのが社会通念であり、そのことが、原子力発電所以外の分野においては法律上の要請にまで至っているということである。

このことから、「深層防護」に類似の考え方は、原子力発電所に限らず、一定規模以上の被害が想定される科学技術を利用した設備や装置においては、当然の社会通念であることが判る。

ここで改めて考えていただきたい。海難事故も航空機事故も場合によれば多数の被害者を出す。しかし、それでも被害の規模、程度、永続性、深刻さは原発の過酷事故とは比較にならない。福島原発事故をみればそのことは明らかであるし、福島原発事故が（不幸中の）「幸運」の連鎖によって最悪の事態を免れることができたが、最悪の経過を辿れば、東日本が壊滅する可能性すらあったこと（準備書面6の9 p以下）は何度も反芻されるべきことである。海難事故や航空機事故の被害者は、自らの意思で乗船、搭乗した者であるのに対し、原発事故被害者の殆どは何らの帰責事由がないのにこれに巻き込まれた者であることも重要な視点である。このように考えたとき、船舶や航空機ですら万が一の事故の際の救命設備が備え付けられていなければ航海や運航が許されないのに、原子力発電所が万が一の事故の際の救命手段である適切な避難計画が準備されていなくても運転が許されるという現実が社会通念に反し、社会的に許されない事態であることは明白である。

(7) 御庁判決を覆した名古屋高裁金沢支部判決は、水戸地裁判決等が出た今日では採用に値しないこと

以上のとおり、仮に債務者の主張が、避難計画の不備が本件各原発の具体的危険性に影響を与えないとするものであれば、それは、いわゆる原子力カムラ特有の安全神話に色濃く彩られたものであって、安全確保に関する諸法令の規定に真っ向から反するものである。

この点、原判決を覆した名古屋高裁金沢支部は（判例時報2413・2

414合併号71頁)は、「そもそも当該原発について人格権の侵害を招くような重大事故等を起こす具体的危険性があるか否かが検討されるべきである」と述べて、避難計画の不備に関する住民の主張に対する判断を回避したが、今日の裁判実務は、明らかにこれと異なる見解に立つ。

原発における避難計画の不備が具体的危険性を構成することは、水戸地裁判決(準備書面6の23p以下参照)に加え、泊原発の運転差し止めを命じた札幌地裁令和4年5月31日判決(以下「札幌地裁判決」という。)でも指摘されているところであり、もはや裁判実務においても確立されたものとなりつつある。

2 札幌地裁判決における指摘

上記札幌地裁判決は、住民が北海道電力株式会社に対し、人格権に基づき、同電力泊原子力発電所1～3号機の運転差し止め等を求めた訴訟において、同発電所1～3号機の運転を差し止める旨の判決を言い渡したものである。

この訴訟で、住民らが人格権侵害の具体的危険があるとして主張したのは、①敷地内断層に対する安全性を欠いていること、②地震に対する安全性を欠いていること、③津波に対する安全性を欠いていること、④火山事象に対する安全性を欠いていること、⑤防災計画が不合理であることであった。これに対し、札幌地裁は、基本的には上記③の津波に対する安全性を欠いているとの住民らの主張を認め、上記各原発の運転差し止めを命じた。

一方、札幌地裁判決は、人格権に基づく原発の運転差し止め請求訴訟における⑤の主張の位置づけを示した。この点は重要である。すなわち、札幌地裁判決は、次のとおり判示した。

「原告らは、本件各原子炉の運転による原告らの人格権侵害のおそれを基礎づける事実として、第2、6のとおり、主として、①敷地内地盤の安全性、②地震に対する安全性、③津波に対する安全性、④火山事象に対する安全性及び⑤防災計画の適否に関する事実を主張する。そして、これらは、いずれも原子力規制委員会が定める安全性の基準等に関連し(①ないし④は設置許可基準規則、⑤は原子力防災対策指針に関連する。)、本件

各原子炉を運転するためには、その全てについて上記基準等に係る安全性の要請を満たす必要があるものであって、いずれか1つの点においても安全性に欠ける場合には、そのことのみをもっても、人格権侵害の恐れが認められることになる（18～19頁）。」

3 本件各原発における避難計画の不備

(1) 債権者中嶋が居住する小浜市等における避難計画の概要

ア 自家用車が避難の主な手段となること

福井県広域避難計画要項（甲64）によると、UPZ圏（半径30キロ。小浜市は本件各原発から30キロ圏内にある。）内の住民の避難における輸送手段につき、次のとおり定めている。

- ① 自家用車による避難が可能な住民は、自家用車による避難を行う。
- ② 自家用車による避難をしない住民は、市町が定める場所から県または市町が確保した避難用のバスもしくは応急出動した自衛隊車両による避難を行う。
- ③ 上記①及び②による避難ができない場合において、県が自衛隊、海上保安庁等に要請し、応急出動した船舶またはヘリコプターにより避難を行う住民は、港湾または漁港もしくはヘリポートから船舶、ヘリコプターで、避難先近辺の港湾またはヘリポートまで移動する。その後、県または市町が確保した避難用のバスにより、あらかじめ定めた避難先へ避難する。これらの輸送手段の他、鉄道（新幹線・在来線）、船舶等利用可能なあらゆる輸送手段を使用する。

上記のうち、③にいう「鉄道（新幹線・在来線）、船舶等利用可能なあらゆる輸送手段」として、敦賀駅～東舞鶴駅間を走るJR小浜線を利用することが考えられる。しかし、同線は1時間に1往復のみのローカル線であること（原則として、鉄道は緊急時においてもダイヤどおりの運転しか行えないが、さらに言えば、東日本大震災時の経験からすると、緊急時にはダイヤ通りの運行すら行えないことは明白である。）や、夜間には運転していないこと、地震時には線路が土砂崩

れ、線路の歪み等により使用不能になりやすいことを考慮すると、結局のところ、避難手段は自家用車を主とした自動車による道路移動とならざるを得ない。

イ 避難のために使用できるバスは限られていること

(ア) そして、ア②のとおり、自家用車を利用できない住民、特に災害時要援護者はバス等を利用したグループ避難の必要がある。本件原発の30キロメートル圏内の人口は13万9662人であるが、圏内の対象市町村に登録されているバスの台数は936台である（甲168の68頁参照。）。この、登録されている「バス」とは、法令上の「乗車定員11名以上の自動車」をいうため、1回あたりの乗車人数に制約がある場合もあり、また、各々の集合場所の状況によっては、定員に達していなくとも運行せざるをえない場合もある。

(イ) そして、バスを利用して避難することとなる住民は、自家用車を利用できない住民や災害時要援護者であるが、その人数が本件原発30キロメートル圏内にどの程度いるのかは流動的である。すなわち、単に自家用車の所有の有無や免許の有無だけではなく、避難が必要になった時点でどこに滞在しているかなどの条件によって異なる。仮に、被災者の3割がバスで避難した福島第一原発事故を参考にすれば、本件原発周辺においてバスにより避難する住民の数は、約5.4万人ということになる（本件原発30キロメートル圏内人口約18万人¹×30%）。

上記(ア)にて論じたことを前提とすると、1台のバスに乗れる人数はせいぜい15名から20名であり、対象住民を一気に避難させようとする、約3000台のバスが必要ということになるため、その台数不足は明らかである。

しかも、実際にバスが必要となったときに、バスが都合よく集合場所に待機しているはずがないため、八方手を尽くしてバスを呼び集めることとなるが、現に運行中のバスを強引に集めるわけにも行

¹ <https://ktgis.net/disaster/genpatsupop/index.html>

かず、また、運転手が被ばくを畏れて被災地中心部に向かうことを拒否することも予想されるため、登録されているバス全部を招集することなど到底不可能である。

ウ バス不足に起因する問題点

以上述べたようなバス不足により、自家用車で避難することができない住民の避難は、バスによるピストン輸送に頼らざるをえない。この「ピストン輸送」は、福島原発事故の際にも実際に行われたものであるが、集合場所（福井県広域避難計画にいう「市町が定める場所」）に待機する住民の被ばく時間が長くなるという結果をもたらす。

また、ピストン輸送のため、避難道路の片側を必ず開けておくことが求められるため、避難道路の渋滞を引き起こす原因ともなるのである。

エ まとめ

福井県広域避難計画要項等においては、単に「バスによる避難を行う。」旨の記載がなされているだけであるが、実際には住民の避難に十分なバスを確保することはできず、その他の公共交通機関による避難手段もあてにはできない。

結局のところ、自家用車による避難が主な避難手段となり、自家用車による避難をすることができない住民は、その避難に困難を来たし、長時間に渡り放射線を浴び続ける結果となる蓋然性が高いと言わざるをえない。

(2) 自家用車による避難の困難性

ア 福井県広域避難計画要項における避難先の不合理性

平成26年3月に策定された福井県広域避難計画要項（甲64）によると、本件原発30キロメートル以内に所在する県内各市町の避難先は次のとおりとなっている。

- ① 若狭町：県内避難先は越前町，県外避難先は兵庫県
- ② 小浜市：県内避難先は越前市・鯖江市，県外避難先は兵庫県
- ③ おおい町：県内避難先は敦賀市，県外避難先は兵庫県

④ 高浜町：県内避難先は敦賀市，県外避難先は兵庫県

しかし，債権者中罵が居住する小浜市など、上記4市町から福井県内の各避難先（越前町，越前市，鯖江市，敦賀市）に避難するには，美浜原発，敦賀原発，もんじゅなどの原発が所在している地域を通行しなくてはならない（下記図1参照。）。これら原発は，現在運転を停止しているが，使用中ないし使用済み核燃料をプールしている以上，大地震発生時においてこれら原発から放射線が拡散されている危険性は否定できず，避難住民がそれら原発に近づくことを忌避して，県外避難先に殺到することが予想されるものである。

図1（地図内の赤線菱形は原発所在地を示す。）



イ 福井県広域避難計画における避難ルートの脆弱性

同じく，福井県広域避難計画要項（甲64）によると，本件原発30キロメートル以内に所在する県内各市町の主な避難ルートは次のとおりとなっている。

① 若狭町

越前町への避難ルートは、国道27号線から北陸自動車道もしくは国道8号線を経て越前町へ

兵庫県への避難ルートは、小浜インターチェンジから舞鶴若狭自動車道を経て各避難先へ

② 小浜市

越前市・鯖江市への避難ルートは、国道27号線から北陸自動車道もしくは国道8号線を経て越前市・鯖江市へ

兵庫県への避難ルートは、小浜インターチェンジから舞鶴若狭自動車道を経て各避難先へ

③ おおい町

敦賀市への避難ルートは、国道27号線を経て敦賀市へ

兵庫県への避難ルートは、小浜インターチェンジから舞鶴若狭自動車道を経て各避難先へ

④ 高浜町

敦賀市への避難ルートは、国道27号線を経て敦賀市へ

兵庫県への避難ルートは、舞鶴東インターチェンジもしくは大飯高浜インターチェンジから舞鶴若狭自動車道を経て各避難先へ

なお、平成26年7月20日に舞鶴若狭自動車道が全線開通しているため、県内避難先への移動は、国道27号線に加えて舞鶴若狭自動車道も加わったことになる。なお、国道27号線は主に山間部を通る大部分が片側1車線の狭路であり、舞鶴若狭自動車道も、福知山インターチェンジから敦賀ジャンクションの間は対面交通となっている。また、舞鶴若狭自動車道については、避難路と位置付けられているが、緊急時において通行料金をどうするかが不明である他、インターチェンジ入口における流入時の渋滞発生が予想される。

もっとも、上記アにおいて述べたとおり、大地震などの災害時には、上記4市町の住民は、原発に近づくこととなる福井県内の避難先に移動するとは考えづらい。また、上記ルートによると、若狭町、小浜市、おおい町の住民は、県外避難先へ移動に際し、県の指定ルートどおり舞鶴若狭自動車道を通るとすると、高浜原発に近づくこ

ととなるため、山間部を走る狭路の滋賀県に向けて山越えの国道162号線、同303号線を利用する住民が多発することが予想される。

ウ 渋滞の発生が不可避であること

福井県内の自動車登録台数は、令和4年8月末現在において、常用者、貨物車、乗合車の合計で67万3004台に及ぶ（甲65）。言うまでもなく、福井県は自動車社会であり、成人が1人に1台自動車を所有していると言っても過言ではない。京都府においては人口当たり自動車保有数が福井県より少ないが、それは大都市である京都市とその周辺地域を抱えているからである。本件原発に近接する舞鶴市など府北部においては、公共交通の便は福井市よりもはるかに脆弱であって、人口当たり自動車保有数は福井県と大差ない。

上記福井県内の自動車登録台数から、本件原発30キロメートル圏内4市町における乗用自動車登録台数を推計すると、10万台程度になると思われる。もっとも、条件によってはその全部が一斉に移動するものとは考えづらく（例えば、家族4人で2台所持している家庭においては、夜間家族全員が揃っている際には、1台を放棄し、1台で4人全員が避難するものと思われる。もっとも、白昼に避難を開始した場合には、家族がバラバラで避難することが予想される。）、うち、極端に少なく見積もって5割が避難に使用されたとしても、5万台程度の自動車が避難道路に殺到することになる。

自動車1台あたりの道路占有面積を6メートル（これは、普通乗用車の車長が4メートルを超えるものであることに鑑みると、かなり控えめな数字である。）と換算し、単純計算しても、その総合計は300キロメートルに達するのである。これら大量の自動車が、イにおいて述べたような脆弱な避難路に一斉に殺到するのであるから、渋滞の発生が不可避であるといえる。

さらに、実際の緊急時には、積雪、道路の破壊・寸断、信号機の故障による幹線道路への流入阻害、事故収束用緊急車両通行のための交通規制、緊急時における群集心理などの不安定要素が多々存在しており、これらを前提とすると、渋滞の発生程度、解消に要する時間は相当程度要するものと判断されるのである。

実際、福井県広域避難計画要項（甲64）は、自家用車避難を行う場合の留意事項として、「県および関係市町は、避難途上の渋滞抑制や避難先における交通混乱をできるだけ避けるために、乗り合わせ等による自家用車の抑制を図るよう努める。」と定めている。かかる記載は、本件原発において事故が発生した場合において、避難に伴う渋滞が発生することを福井県自体が予想していることの証左といえる。

エ 段階的避難など不可能であること

避難に関する問題点に、避難する必要性のない場所の住民が避難指示に過剰に反応した結果、避難用の道路に渋滞が発生して、かえって避難すべき住民の避難が遅れるという問題が発生するという、シャドウエバキューエーションの問題がある。

これを避けるための方策に、段階的避難、すなわち、原発に近いところの住民ほど放射線を浴びる危険性が高いから、優先的に逃げるという考え方がある。この考え方に基づき、まず原発から5キロメートル圏内の住民が避難し、続いて10キロメートル圏内の住民が避難するという具合に、段階的に避難を実施すれば、渋滞の発生はある程度は防げるであろう。

しかし、緊急事態が発令された際に、5キロメートル圏内の住民が一斉に避難するさまを見て、それ以遠の圏外の住民が「原発により近い住民を先に逃すためだから被ばくしても仕方がない。」などと冷静に自宅にとどまっているとは到底考えられない。

また、屋内退避と段階的退避を併用すれば円滑に避難できるとの保証もない。福島第一原発事故においては、避難指示の範囲が3キロ、10キロ、20キロと次々と拡大される結果となったが、これは、結果的には屋内退避を併用しつつ、ある程度の段階的な避難が実施された状態に近いものがある。それでも各地で激しい避難渋滞が発生したことを考えると、屋内退避と段階的退避を併用したとしても、渋滞が避けられるということにはならないのである。

オ まとめ

福井県広域避難計画要項においては、単に「自家用車による避難が可能な住民は、自家用車による避難を行う。」と記載した上で、県お

よび関係市町は、避難途上の渋滞抑制や交通混乱をできるだけ避けるため、乗り合わせ等による自家用車の抑制を図るよう努める。」としているが、自家用車による避難には以上のような困難の発生が予想され、長大、長時間の避難渋滞の発生は不可避である。

(3) 原子力規制委員会も避難に長時間を要することを認めていること

原子力規制委員会は、一審被告が福井県嶺南地方に設置する原子力発電所において過酷事故が発生した場合における避難完了に要する時間を算出し、本件原発の過酷事故における避難時間を16時間30分と試算した(甲66)。この試算は、福井県の試算よりも6時間40分増加しているものである。

この避難時間は、これまでに述べてきた事実・事情からするとかなり過小なものと思われるが、それでも避難完了までに16時間30分も要するという事実を重く見なければならない。本件原発の過酷事故時において、かかる長時間、放射線を浴び続けることとなる住民の健康被害が深刻なものとなるであろうことは、想像に難くないのである。

さらにいえば、福井県の試算と、規制委員会の試算に、上記の如きズレが生じること自体、避難計画策定の困難性を物語っているといえる。避難計画は、これまで述べたような様々な不確定要素により大きく左右されるのであり、過酷事故時の条件次第では、避難に極めて長い時間を要することも大いにありうるのである。

以上のとおり、本件原発において事故が発生した場合には、避難に多大な困難が伴うことは明らかであり、避難が完了するまでの間、住民が長時間放射線にさらされることは不可避である。

(4) 過酷事故時には30キロメートル圏内の避難では済まないこと

これまで、主に本件原発周辺30キロメートル圏内の避難の困難性について述べてきた。本件原発周辺の極小地域においてすら、かかる避難の困難性が存在し、過酷事故時に住民が光線量の放射線の浴び続ける蓋然性が高いのである。

さらに言えば、30キロメートル圏内という数字は、原子力規制委員会の「原子力災害対策指針」において記述される「重点的に防災対策を進める地域」を意味しているに過ぎず、過酷事故時において避難が必要となる地域は、さらに広範囲に広がる可能性がある。

福島原発事故では、メルトダウンが起きたにもかかわらず、幸いにして高温の溶融物が水に反応して起きる水蒸気爆発は起きなかった。大規模な水蒸気爆発が起きれば、原子炉格納容器も吹き飛び、5倍、10倍の放射性物質が放出されるおそれがあった。このような事態が起きれば、福島原発の周辺住民に大変な被害をもたらすだけでなく、大量の放射性物質によって東北各県や首都圏も汚染され、破滅的な状況に陥っていたものである。

かかる過酷事故は、本件各原発でも起こる可能性があるところ、その規模は、上記で述べた福島原発事故を超える最悪のものとなる可能性がある。すなわち、本件各原発が立地している福井県嶺南地方は、停止中の「もんじゅ」及び恒久停止した「ふげん」を含め15機もの原発を抱える原発密集地であり、それら原発は、運転中でなくとも大量の使用済み核燃料を保管している。このことに鑑みると、本件原発で過酷事故が起きた場合、被害が大きく拡大する可能性を否定できないのである。

いみじくも御庁判決が指摘したとおり、原子力委員会委員長は福島第一原発から250キロメートル圏内に居住する住民に避難を勧告する可能性を検討したのであり、チェルノブイリ原発事故においては、事故の翌日には遠く離れたスウェーデンで放射性物質が検出されており、住民の避難区域も同様の規模に及んでいるのである。

このように、避難区域が30キロメートル圏内にとどまらず、さらに広範囲に拡大された場合における避難の困難性は、想像に難くない。大阪都市圏の膨大な住民が一斉に避難することを考えると、その避難に要する時間は極めて長時間に渡ることは明らかであって、その間、住民は放射線を浴び続け、健康被害を被る結果を招きかねないのである。

(5) 小括

以上、論じたとおり、本件原発が所在する福井県嶺南地方においては、周辺住民の避難は決してスムーズに実施されるとは限らず、むしろ困難を極め、放射線に長期間さらされる住民が多数発生する蓋然性が高い。すなわち、債権者中畷が居住する福井県嶺南地方の避難の困難性は、原発事故より発生する放射能拡散による住民の健康被害をさらに拡大させる要因である。

さらに、過酷事故時においては、避難の範囲は本件原発の周辺地域にとどまらず、大阪都市圏（場合によっては、債権者田内が居住する関東地方）を含む広範囲に広がる可能性を否定できないのであって、その場合の避難はさらに難渋を極め、極めて多数の住民が放射線を浴び続ける結果を招きかねないのである。

以上指摘した、多重防護の最後の砦である防災面に不備がある点につき、債務者はこれまでになんら具体的な反論をしていないし、また、反論することも不可能と思われる。

これら、防災面での不備が明らかである以上、本件原発の運転は認められるべきではない。

第4 老朽化に伴う問題（3, 4号機も間もなく運転40年となる。）

1 はじめに

福島第一原発事故発生時、同原発1号機は、運転開始から約40年が経過し、2号機及び3号機も約35年以上経過していた。長年の使用により原子炉設備の金属疲労や腐食が進行するのは明らかであり、その設備の劣化が耐震性能に影響を及ぼした可能性がある（甲51の77-80pなど）。

2 事故の教訓としての40年ルール策定

(1) 事故前の老朽化対策

従前、原発の老朽化対策は、せいぜい年1回の定期点検及び10年を超えない毎の定期安全レビュー並びに事業者の自主点検に任されているにすぎなかった。

1991（平成3）年2月に発生した美浜原発2号機における蒸気発生器伝熱管損傷事故を契機に、当時の資源エネルギー庁は「高経年化に関する基

本的考え方」をとりまとめたが、ここでも、老朽化を踏まえた技術評価を定期点検等に組み込むことを奨励するにとどまっていた（甲B3）。その後、2003（平成15）年に原子炉の定期的な評価を法定義務とし、当該評価を保安規定の要求事項とした（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置構止及び設備の基準に関する規則（平成15年9月24日経済産業省令第113号））。

ところが、2004（平成16）年8月9日美浜原発3号機において、二次系配管が破損して死傷者11名が生じる事故が発生した。この事故原因は、事故のあった配管が浸食・腐食で減肉していた事実を点検時に見落としていたことにあった（★この減肉の問題が、高浜原発ではなお発生し続けていることは「3」で後述する。）。

当該事故を契機に、運転開始日から30年経過する日までに高経年化技術評価を行い、この結果に基づき長期保守管理方針を策定する（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（通商産業省令第77号、平成22年10月1日施行、以下「旧実用炉規則」という。）11条の2第1項）ことが、保安規定認可の申請項目に含まれ（同規則16条1項3号）、30年を経過した日以降10年を超えない期間ごとに高経年劣化技術評価をし、長期保守管理方針を策定する（同規則11条の2第2項）という仕組みが加わった。

そして、これらの事故を起こした電力会社は、いずれも債務者である。債務者は、老朽化や点検漏れによって再三事故を起こしており、とりわけ死亡事故まで起こしている。

（2）事故後の老朽化対策

ア 40年ルール of 立法事実

前記のとおり、福島第一原発事故では、大量の放射能が拡散され、広範囲にわたって、放射能による健康被害や環境汚染という深刻で回復困難な被害が発生した。この未曾有の事故による被害を立法事実として、設置法の制定や、原子力基本法及び原子炉等規制法の改正を中心とした一連の原子力関連法改正がなされた。

特に、福島第一原発事故においては、事故当時40年を迎える直前であった旧型炉（BWR - 3）である1号機が真っ先にメルトダウンを起こしたとされる。報道によれば、地震発生後5時間で燃料が露出したとみられ、15

時間ほどでメルトダウンしたとされている。

イ 40年ルールの内容

このような旧型炉，老朽炉の安全性が問題視されたことから，新たに定められたのが，いわゆる40年ルールである。

改正後炉規法は，43条の3の32において，原則としての40年ルールとこれに対する例外について定めている。

まず，第1項は，発電用原子炉の運転期間について，「最初に第43条の3の11第1項の検査に合格した日から起算して40年とする」と40年が原則であることを定める。

次いで，第2項において，この期間につき，「その満了に際し，原子力規制委員会の認可を受けて，一回に限り延長することができる」と定め，満了に際して規制委の認可を受けることが延長の要件であることを定める。そして，この延長の期間は原則として20年とされている（同3項及び炉規法施行令20条の6）。

規制委員会が認可を行うに当たっては，「長期間の運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況を踏まえ，その第2項の規定により延長しようとする期間において安全性を確保するための基準として原子力規制委員会が定める基準に適合していると認めるときに限り」認可を行う，という限定が付されている（炉規法43条の3の32第5項）。

(3) 40年ルール-その規定の文言

40年ルールは，前述のとおり，原発の稼働期間について，40年を原則とし，「延長しようとする期間において安全性を確保」できると認められる例外的な場合に限って延長を認めているのであり，その規定の仕方からして，これが厳格に運用されなければならないことは明らかである。

(4) 従来の高経年化技術評価の不十分性

40年ルールの趣旨については，従来 of 制度・規定との比較からも，例外は限定的であるべきことが導かれる。

すなわち，前述のとおり，老朽化問題に対しては，福島第一原発事故以前においても，高経年化に対する技術評価と長期保守管理方針の策定によって，老朽化・旧型炉問題について一応対応がされていた（旧実用炉規則11条の2）。

例えば、福島第一原発1号機でいえば、事故の直前の2011（平成23年）2月7日に、40年目の高経年化技術評価と長期保全計画に基づいて保安規定変更認可（改正前炉規法37条1項）が出されたばかりであった。そうであるにもかかわらず、1号機は真っ先にメルトダウンを起こしたのであるから、従来の高経年化技術評価が極めて不十分であったということは、動かすことのできない立法事実というべきである。

仮に、この認可処分が本当に妥当だったのか、津波の前に地震でどこまで損傷したのか、安全装置の機能や事故の進展に劣化が影響していなかったか等について十分保守的な検証を行ったうえでこれを改善したのであれば、その改善された制度を信頼することにも一定の合理性があるかもしれない。

しかし、事故現場は依然として線量が高く、調査はおろか、事故の収束すらままならない状況、つまり、教訓を踏まえること自体が極めて困難な状況にある。刑事裁判において、被告人が犯行の原因も把握しないまま「二度と犯罪を行わない」と誓ったとして、裁判所は果たしてその言を信ずるであろうか。それと同様の状況にある福島第一原発事故について、それでも同種の深刻な災害を万が一にも起こさないといえるための審査とするには、不確実な要素があまりにも多い現段階においては、その不確実な要素も考慮した十分に安全側に立った判断がされなければならない（不確実な部分についてその不確実さゆえに考慮しないということは、考慮すべき事項を考慮しないという点で裁量の逸脱・濫用となる。）。

(5) 延長認可制度が高経年化技術評価と併存されたことの意味

福島第一原発事故後の法改正によって、運転期間延長認可制度が採用されたが、従来の高経年化技術評価についても併存されることとなった。

これは、延長認可制度には、高経年化技術評価ではこれまで不十分だった安全対策について、福島第一原発事故を踏まえて安全対策を強化するという意義がある。

例えば、従来は長期保守管理指針を策定したことに伴う保安規定変更認可を受ければ足りた審査についても、運転期間延長認可の場合には、工事計画認可及びその前提として設置変更許可が求められることとなったのであり

（実用炉運転期間延長審査基準1項）、この点からも、法及び規制委員会の定める規則が、原則40年の例外については、従来よりも相当程度厳しい審

査を行う趣旨であることは明らかである。

法が安全性を高める方向に改正されている以上、延長認可制度について、単に従来の高経年化技術評価が運転期間延長認可制度に変わったとか、高経年化技術評価を得ているからという理由のみによって運転期間延長認可が認められると解釈することは妥当ではない。規定は、40年以降の部分について、延長認可の際に、従来の高経年化技術評価よりもはるかに厳格な審査が行われるということを当然の前提としていると解すべきであり、だからこそ、高経年化技術評価と併存して、新たに延長認可制度を採用したと考えられるのである。

(6) 40年ルール法定の経緯

40年ルールが厳格に適用されることを前提としていることは、立法の経緯を見ても明らかである。40年という期限が定められたのは、個別の危機の老朽化という観点からも、また全体のシステムという観点からも、40年を1つの目安として原発が止られているという合理的な理由によるものであり、この点からも、これを超える原発の稼働は極めて限定的な場面に限られると言わなければならない。

以下、立法当時の国会における政府の発言について引用する（なお、肩書はいずれも当時のもの）。

●野田佳彦・内閣総理大臣

「現行の制度においては、法律上発電用原子炉の運転期間を制限していない点が十分ではないと考えており、今回の改正案を検討した」。

●野田佳彦・内閣総理大臣

「原子炉建屋や原子炉圧力容器といった施設等については、発電用原子炉の運転を開始した後は取替えが困難とも考えられており、こうしたことを踏まえ、安全上のリスクを低減するため」

●細野豪志・環境大臣

「なぜ40年なのかということではありますが、幾つか根拠として考えたものがございます。まず一つは、いわゆる圧力容器の中性子の照射による脆化であります。（中略）もう一つは、さまざまな機器についてのいわゆる工事の計画の認可の申請書における、どの程度それを使うのかということについての想定をした回数というのがございます、それぞれの機器について。そうい

った想定をされる回数というものが、一つのラインとしておよそ 40 年程度を目安になされているというのがございます。」（甲 67 の 3 p）

一般的に、経年劣化した設備については、部品を交換したり補修したりして、常に一定以上の強度を保つことで安全性を確保する。しかし、原子炉の場合、細野環境大臣が指摘したように、その構止や燃料の特性により、部品を交換することや、劣化部分を取りこぼしなく発見し補修することが困難な場合が多い。

劣化した設備を補修できずに運転をすることの安全上のリスクを低減するためには、30年を超える原子炉を10年ごとに高経年化技術評価等を行ってれば無制限に運転することができるとするのではなく、それに加えて法律上の運転期間制限を設ける必要があったということなのである。

さらに、立法当時の規制委員会委員も、40年ルールについて、次のように発言している。

●田中俊一・規制委員会委員長

「国民の健康と財産を守り、環境への影響を防ぐという使命を実現するために、まず、国会事故調査委員会や政府事故調査委員会等の御指摘をもとに、科学的、技術的見地から、安全規制や指針を徹底して見直す必要があります。その上で、事業者には安全規制や指針に基づく要件の実施を厳格に求め、要件が達成できない場合には原子力発電所の運転は認めないこととすべきと思います。

例えば、四十年運転制限制です。

四十年運転制限制は、古い原子力発電所の安全性を確保するために必要な制度だと思えます。法律の趣旨を考えても、四十年を超えた原発は厳格にチェックし、要件を満たさなければ運転させないという姿勢で臨むべきです。」

●田中俊一・規制委員会委員長

「私は40年というのは、1つの技術の寿命としては、結構、そこそこの長さだというふうにお答えしました。当初、それを開発してつくった人たちも、ほぼ卒業するような人間であります。

それで、今後、規制委員会としては、バックフィットというのは非常に重要になります。40年前の炉をつらつら眺めてみると、40年前の設計は、やはり今これからつくろうとする基準から見ると必ずしも十分ではない

というところがあります。」

●更田豊志・委員

「先ほど委員長が、40年はころ合いじゃないかということをおっしゃったのも、それは、材料の劣化であるとか、機器の劣化というよりも、そもそも型が古いというか、そのことが今の基準に照らしてどうかという判断があると思っています。ですから、バックフィットの持つ意味は非常に大きくて、現在のレベルで考えた安全の水準、安全という言葉を

ことさら使うというよりは、現在のレベルで考えた危険性の小ささに達しているかどうかということを見ることになると思います。」

自動車や航空機などを考えてみても、他の科学技術で、40年前のものを依然として使っている技術はそう多くない。そうであるにもかかわらず、本来常に最新の科学技術的知見にフィットさせなければならないという要請が最も強く働く原子力に関しては、40年以上前の技術が交換できずに用いられているのである。田中委員長の発言はまさにその点をいうのであり、これらの発言に照らせば、40年の例外に関する審査は、これまでの高経年化技術評価や設置変更許可と比較しても、極めて厳格に行われなければならないといえる。

(7)「その満了に際し」の解釈

以上のように、法律の規定や従前からの制度変更の趣旨及び立法経緯に照らしても、40年ルールは厳格に解釈されなければならない。

それは、改正後炉規法43条の3の3第2項に定める「その満了に際し」の解釈としても同様である。一般に、原発は長期間稼働を停止すればそれだけ再度の稼働が不安定になるとされており、40年ルールの例外審査の期限としては、「その満了までに」と限定的に解釈すべきである。

このことは、規制委員会が公表している平成26年10月15日「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る取扱いについて（案）」の記載からもうかがうことができる。

すなわち、同文書第2項には、延長認可の時点で必要となる設置変更許可及び工事計画認可等の「審査の進捗によっては、その結果として、運転することができる期間の満了までに、審査基準のうちの1.(2)①の要件2に適合せず、不認可となる場合がある」と述べられている。この記載に照らしても、

改正後炉規法43条の3の32第2項の「その満了に際して」との文言について、「その満了までに」と解すべき趣旨であると考えられる。したがって、2016（平成28）年7月7日までに設置変更許可及び工事計画認可が確定していなければ、延長認可を行うことはできず、同日までに延長認可処分がされなければ、申請は不認可とされるべきである。

(8) 小括

福島第一原発事故により、我々は、ひとたび原発で事故が起こった場合に、その被害が極めて深刻で回復困難なものとなることを経験した。原発の老朽化が原発事故の原因となりうることを否定できない以上、老朽化対策の要である、40年ルールは厳格に運用されなければならない。法律の条文、従前からの変更の趣旨、そして立法経緯に照らしても、そのことは明白である。

決して、高経年化技術評価等で問題にならなかったと極めて例外的な運転延長（原子炉等規制法43条の2の32第2項）を認め、40年ルールを有名無実化してはならない。

3 辛うじて40年経過していない3, 4号機ですら、伝熱管の減肉事象が多発していること

(1) 2018年9月12日 高浜原発3号機（第23回定期点検）²

債務者は、2018年8月3日から高浜原発3号機の第23回定期点検を実施したところ、同年9月12日に蒸気発生器内の伝熱管1本の外面に減肉が生じていると発表した。

その後、債務者は、蒸気発生器内に異物が混入し、伝熱管1本の外側に異物が繰返し接触し、摩耗減肉させた可能性があるとして発表した。

しかし、その後も問題の異物は発見がなされないまま、ステンレス鋼などの金属片が外面減肉の要因となった異物であると推定する報告をし、混入の経路として「弁やストレーナの分解点検の際に作業員の衣服等に異物が付着して、前回（第22回）の定期検査中における弁やストレーナの分解点検時に異物が混入していた可能性があるとした。

そして、対策として「弁やストレーナの分解点検時に使用する機材や内部

² <https://www.nra.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku/00000132.html>

に立ち入る作業員の衣服等に異物の付着がないことを確認することについて、作業手順書に追記して、異物混入防止のさらなる徹底を図ることとした。」とされていた。(甲68の1)

(2) 2019年10月17日 高浜原発4号機(第22回定期点検)³

2019年9月18日から高浜原発4号機の第22回定期点検を実施したところ、高浜原発4号機においても債務者は、同年10月17日に伝熱管5本の外面に減肉が生じていると発表した。

その後、債務者は、蒸気発生器内に異物が混入し、伝熱管5本の外側に異物が繰返し接触し、摩耗減肉させた可能性があるとして発表した。

しかし、4号機においても問題の異物は発見がなされないまま、異物は前回の定期検査(第21回)中における弁等の分解点検時に混入したものであると推定する報告をし、作業員の点検時に異物が混入していた可能性があるとした。

そして、対策として「作業員が機器に立ち入る際には、作業服を着替えるとともに靴カバーを着用すること」や目視点検が困難な箇所はファイバースコープによる異物確認をするとされていた。(甲68の2)

(3) 2020年2月18日 高浜原発3号機⁴(第24回定期点検)

高浜原発3号機は、上記のとおり、前回の第23回定期点検において異物が混入していることが発覚し、伝熱管の摩耗が生じていたところ、第24回定期点検の時期を迎えた。

2020年1月6日から高浜原発3号機の第24回定期点検を実施すると、債務者は同年2月18日に蒸気発生器内の伝熱管2本の外面に減肉が生じていると発表し、再び同様の問題が高浜原発3号機で生じた。

その後、債務者は、蒸気発生器内に異物が混入し、伝熱管2本の外側に異物が繰返し接触し、摩耗減肉させた可能性があるとして発表した。

しかしその後、問題の異物は一部のみ(配管等に使用されているうず巻き

³ https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2019/1017_1j.html

⁴ https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2020/0907_1j.html

ガスケット（幅 4.5mm 程度）の一部）しか発見されず、混入の経路として「定期検査時に弁やストレーナ、タンクの分解点検の際に機器を開放することで作業員の持ち物（ウエス等）に付着していた異物（ガスケット片等）が系統内に混入する可能性があることを確認しました」として、前回（第23回）の定期検査以前における弁等の分解点検時に異物が混入していたと推定した。

そして、対策として高浜原発4号機の第22回定期検査で反映させたものと同様に、「作業員が機器に立ち入る際には、作業服を着替えるとともに靴カバーを着用する。」、「目視による点検が困難な箇所に対してファイバースコープによる異物確認を行う。」、「ウエスを使用する場合は新品とし、新品と再使用品を区別して管理する。」ことを作業手順書等に記載し、作業手順は変更された。（甲68の3）

(4) 2020年11月20日 高浜原発4号機（第23回定期点検）⁵

ところが、債務者は、上記の一連の同様の事象が繰返し発生し、対策を徹底するとしていたにもかかわらず、2020年10月7日から実施中の高浜原発4号機第23回定期点検において、蒸気発生器内の伝熱管4本の外面に減肉が生じていることが明らかとなり、同年11月20日に発表し、高浜原発4号機においても再び同様の問題を発生させた。（甲68の4）

(5) 2022年3月30日 高浜原発3号機⁶

さらに、2022年3月30日にも、高浜原発3号機（定期検査中）の蒸気発生器内の伝熱管計4本について、管の厚みが減る「減肉」などが発生していることが明らかになった。（甲68の5）

(6) 2022年7月8日 高浜原発4号機⁷（甲68の6）

2022年7月8日にも、高浜原発4号機（定期検査中）で、3台ある蒸気発生器の細管計12本で外側の減肉を生じていることが明らかになった。

⁵ https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2020/1125_3j.html

⁶ https://www.nra.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku_new/220000068.html

⁷ <https://www2.nra.go.jp/data/000398817.pdf>

(7) 今後も、同様の事象が発生し続けることは明らかである。

4 債務者は適切な保守点検が何らできていないこと

(1) 異物がほとんど特定されていないこと

債務者は、減肉が確認されてから異物を探しはするものの、ほとんど発見されておらず、減肉を生じさせている異物は全く特定されていない。減肉の原因や混入過程は、まず異物を発見して異物を調査しなければ、発見された異物が減肉の原因であるか、異物がどこから混入したのか等は明らかにできないはずである。

それにもかかわらず、異物が発見できないまま規制委員会に対して報告を行い、破損した伝熱管に栓をして無責任にも原発を再び稼働させていた。

(2) 異物の混入経路も十分に特定されていないこと

債務者は、「系統内部の機器の部品が損傷すること等により異物となる可能性は低い」として、内部から異物が生じているのではないと決めつけ、分解点検の際に作業員の衣服等から付着した異物が配管内に混入するという外部からの混入であるとしている。

しかし、上記のとおり、異物自体が発見されていない以上、原発の安全を考えるのであれば、減肉となる異物が内部から生じている可能性も十分に考慮した上で対策を講じるべきであるところ、債務者は十分な根拠もないまま内部から異物を生じた可能性は低いと報告している。

結局、異物の混入経路は、異物自体が発見されていないことから特定できておらず、内部・外部を問わず複数の混入経路が想定できるところ、債務者は内部から異物が混入した可能性を都合よく排斥し、問題を矮小化しているにすぎないのである。

(3) 対策は何ら十分になされていないこと

債務者は、異物が混入しないための対策として、これまでに分解点検時に使用する機材や内部に立ち入る作業員の衣服等に異物の付着がないことを確認するとしていたが、その後も相次いで異物による減肉が生じたことから、作業員の衣類等から異物が混入しないために作業服を着替えることや靴カバーを使用すること等が取り決められ、対策を徹底するとされていた。

それにもかかわらず、2020年11月20日に高浜原発4号機において、再び伝熱管の減肉が発見される事態が生じており、債務者において何ら上記の対策が確実に実施されていないことは明らかである。

以上のことから、債務者においては、何ら対策を立てても実行できる組織管理がなされていないということが分かり、安全に対する意識が十分とはいえない。

もし、対策が講じられているとすれば、減肉の原因となる異物が明らかになっていないのであるから、外部からの異物混入だけに対象を絞った対策が誤りであり、内部の部品の破損等によって異物が生じている可能性を十分に考えた対策を講じるべきものである。

(4) 上記の問題は、今年（令和4年）になっても解決されていないこと

さらに、3(5)で述べたように今年になっても減肉問題が生じたことから、債務者は再度「調査」を行った(甲69)。甲69が原子力規制委員会に提出されたのは令和4年5月のことである。

ところが、この調査によっても、(2)(3)の問題は解決されていない。甲69の冒頭部の(1)-(15)が調査の概要を示しているが、これらには、異物の混入原因や混入経路は記されていない。

また、甲69の-84-(添付資料23の1/7)によれば、使用した水は、複水器回収ライン⑨の流量調節弁を経て④復水器ホットウエルに入り⑤ストレーナを経て復水ポンプで復水器へ戻されるが、復水器回収ラインの水量が多い場合は⑥SGブローダウンタンクに流れる。このSGブローダウンタンクの内部は、点検されている。甲69の-91-(添付資料-24の1/11)から-93-にかけては床上に大量のスラッジが積もっているのが写っている。これだけの量のスラッジが作業員の衣服などで持ち込まれることは考えられない。復水系の内部でこれだけのスラッジが発生しているとみるべきである。

付言すると、スラッジの発生量は運転時間で決まり、さらに運転時間の増加とともに時間当たりのスラッジ発生量は増えるが、原発は定期点検中であっても冷却を止めることはない(止めたらメルトダウンが起こる)。したがって、老朽原発は年月の経過それ自体で危険が増すのであって、定期点検で休止中の期間を運転時間から除外して40年を算出するような危険な行為には、一片の合理性もない。

そして、甲69が提出されたさらに後、3(6)で述べた通り、今度は高浜原発4号機で減肉事象が発生した。

(5) 関連事実

東京電力の例であるが、原発が停止中も劣化する例として、柏崎刈羽原発の配管腐食の例がある(甲70)。

甲70の3枚目によると、配管になんと6センチもの大穴が腐食で開いたということである。

暖められた海水が通る配管において、腐食防止用の塗膜が作業員の工具や足場などで傷つけられて、小さな穴が開き、そこから腐食が広がって6センチの腐食部分を作り、運転開始で海水が流れて吸引圧が働いて穴が開いた(甲70の1枚目)。

同原発の所長は「十一年以上止まっている中で、そのような状況になっているとは想定しにくかった」と述べ、長期停止による設備劣化への対応の限界を自ら認めた(甲71)。

5 蒸気発生器の破断は老朽原発でなくとも過酷事故を招く危険があること

債務者は2020年(令和2年)10月7日に、同月8日に設置期限を迎えるテロ対策施設「特定重大事故等対処施設」(特重施設)が完成していないため、営業運転中の高浜原発4号機を停止させて第24回定期点検に入った。

もし、稼働が継続していれば、更に伝熱管の減肉が進み、伝熱管が破断する事態が生じることは十分に考えられるところであった。伝熱管が破断すれば高温・高圧(約160気圧、約320℃)の1次系の水が2次系に噴出することになり、伝熱管の減肉は、原子炉容器内の核燃料が露出し、炉心溶融(メルトダウン)の危険性も内在する事象である。

そうであるのに、債務者は、外部混入に関する対策しか講じず、内部からの異物の可能性について何ら対策は講じられていない。

特に注目すべきは、運転開始後40年に満たない原発であっても、腐食や摩耗が生じ、また上記のような債務者のずさんな点検・保守によって、重大事故を起しかねない状況にあるということである。

過去に債務者は、平成3(1991)年2月9日、当時稼働させていた美

浜原発 2 号機において、蒸気発生器の伝熱管の 1 本が破断したため、非常用炉心冷却装置が作動し、放射性物質が外部に流出する事態も生じさせているのである。

6 小括

以上より、蒸気発生器の伝熱管に対する債務者のこれまでの対応ひとつ取ってみても、債務者の安全に対する姿勢は甚だ不十分であり、自ら取り決めた対策すらも十分に行えていない。そのような債務者が、ひとたび間違えば過酷事故に至る危険性を有する原子力発電所を運転する資格は全くない。

また、高浜原発 3、4 号機ですら、このように頻繁に伝熱管の減肉問題が発生しているのであるから、40 年以上にわたって運転されてきた老朽原発（たとえば高浜原発 1、2 号機）の伝熱管は、それ以上に減肉が進行していると考えられる。もともと減肉が進行している部分に混入した異物が衝突すれば、伝熱管の破損事故が発生するリスクは高浜原発 3、4 号機以上に高いと言わなければならない。

もちろん、細野大臣（当時）や他の規制担当者が述べたように、老朽原発においては伝熱管以外の問題も多々発生する。

以 上