

平成18年耐震設計審査指針では、地震学的見地からは、基準地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性は否定できないとし、これを「残余のリスク」と称し、「残余のリスク」の存在を十分認識し、これを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきであるとされていた（解説1(2)）が、新規制基準では、「残余のリスク」の概念が見当たらない。

イ 検討

「残余のリスク」とは、策定された地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること、あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射性被ばくによる災害を及ぼすことのリスクをいう（平成18年耐震設計審査指針・（解説）I.基本方針について・(2)）。

これについて、原子力規制委員会は、平成18年耐震設計審査指針に記載されていた「残余のリスク」について、「策定された地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性が否定できないことから、「残余のリスク」の存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべき旨を述べていたものであり、安全審査に当たっての基準とはされておらず、規制要求の対象とはされていませんでした。」とした上で、新規制基準においては、「仮に基準地震動を超えるような地震動が発生し、重大事故等が発生した場合においても、これに対処するための設備を整備するとともに、関連する手順書、体制を整備することを求めています」との見解を示している（乙275）。

このように、新規制基準においても、策定された基準地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性を考慮した対応が求められており、「残余のリスク」の概念を用いた規定が存在しないからといって、新規制基準が不合理であるとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(8) 汚染水対策について

ア 相手方らの主張

新規制基準は汚染水対策に関する考察を全く欠く極めて不十分なものであるし、本件各原子力発電所の汚染水対策も同様である。

イ 検討（乙14の2，乙76）

新規制基準は、原子力発電所からの汚染水を発生させないことが重要であるとの観点に基づき、まず、設計基準の段階において、仮に炉心が損傷した場合でも放射性物質が原子力格納容器から流出しないための厳格な対策を要求している。また、放射性物質を含んだ汚染水の処理活動を含む、重大事故等の発生後の中長期的な対応に備えた体制の整備について、技術的能力基準を策定し、その適合性を審査している。

原子力規制委員会は、本件各原子力発電所について、設計基準に関する新規制基準の適合性ととも、技術的能力基準の適合性を確認している。

なお、この点につき、原子力規制委員会は、「東京電力福島第一原子力発電所におけるような汚染水については、まず、これを発生させないことが重要であり、新規制基準では、仮に、炉心が損傷した場合でも放射性物質が格納容器から流出しない対策を要求しています。また、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であることを確認しています」との見解を示している（乙40）。

以上によれば、汚染水対策に関する新規制基準の定めが不合理であるとはいえないし、本件各原子力発電所における汚染水対策が安全性を欠如しているとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(9) フィルタ付ベントについて

ア 相手方らの主張

新規制基準は、フィルタ付ベントに弁操作機構（ラブチャー・ディスク）の設置を義務付ける内容となっていない。

イ 検討（乙76）

（ア） フィルタ付ベントとは、原子炉格納容器内の圧力の異常上昇に対し、原子炉格納容器を保護するため、原子炉格納容器内の気体を環境中に放出するための設備である。「ベント」とは排出口であり、金属フィルタ等を内蔵したフィルタを取り付ける（フィルタ付のベント設備とする）ことで、放射性物質を除去、低減しつつ環境中に放出する設計となっている。

（イ） 新規制基準施行前は、上記のようなフィルタ付ベントを設置することは要求されておらず、また、そもそも特定重大事故等対処施設のような施設を設けることについても要求されていなかった。

これに対し、新規制基準における設置許可基準規則では、故意による大型航空機の衝突等のテロリズムに対処するための施設として、設置許可基準規則42条において、特定重大事故等対処施設の設置が新たに要求されている。

そして、上記施設が有すべき「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」には「原子炉格納容器の過圧破損防止機能」が求められており、同機能を有する設備の一例として「格納容器圧力逃がし装置」が示されている（設置許可基準規則解釈42条3項(a) v）。フィルタ付ベントは、この「格納容器圧力逃がし装置」に該当するものである。

フィルタ付ベントは、このほか、設置許可基準規則50条で要求されている原子炉格納容器の加圧破損を防止するための設備としても位置づけられる（設置許可基準規則50条及び同解釈50条1項a）。

しかし、設置許可基準規則50条では、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、「格納容器圧力逃がし装置」又は「格納容器再循環ユニット」又はこれらと同等以上の効

果を有する措置を行うための設備の設置が要求されており（同解釈50条1項a)), フィルタ付ベントはこのうち「格納容器圧力逃がし装置」に該当するが、本件各原子力発電所においては、これとは別の「格納容器再循環ユニット」が設置されており、これにより同条の要求を満たしている。

(ウ) 以上によれば、原告人は、新規制基準の上記要求事項を踏まえ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、「格納容器再循環ユニット」を設置しているから、フィルタ付ベントを用いていないからといって、本件各原子力発電所の安全性が欠如しているとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(10) コアキャッチャーの装備等について

ア 相手方らの主張

欧州電力事業者要求仕様（EUR）では、コアキャッチャーの装備、航空機衝突に耐えるための格納容器の二重化、12時間規則の採用等があり、新規制基準よりもはるかに厳しい規制内容である。

イ 検討（乙9-0）

「欧州電力事業者要求仕様（EUR）」、すなわち「The European Utility Requirements」は、欧州の電力会社が自主的に定めた規格であり、規制要求ではない。

この点に関して、原子力規制委員会は、「安全系4系統、コアキャッチャー、二重格納容器を新規制基準では要求しておらず不十分である。」との意見に対して、

「新規制基準においては、個別の機器の設置を求めるのではなく、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策等のために必要な機能を求めています。規制基準は、満足すべき性能水準を要求し、それを実現する『技術』は指定しないのが国際的に一般的な考え方です。規制要求を満たすのであれば、ご指摘の設備に限らず、他の方法でも問題ありません。なお、ご指摘の欧州の技術は、現在建設中の原子炉に限られたものであり、欧州でも既設の原子炉に対してご指摘のあった技術の

導入が義務付けられた例はありません。」と回答している。また、「欧州の基準と同様に、炉心損傷後12時間は格納容器を保護する操作は不要とすべき。」との意見に対して、「新規制基準においては、重大事故等に対して、必要な設備のみならず、手順書の整備や人員の確保、訓練の実施等も要求しています。なお、ご指摘の欧州の基準は、新設の原子炉に係る事業者の自主的なものであり、欧州でも全ての既設の原子炉に対して義務付けるような規制基準にはなっていません。」と回答している（乙90）。

以上のとおり、新規制基準は、コアキャッチャーのような個別の特定の「機器」の設置を要求するのではなく、炉心の溶融や格納容器の破損を防止するなどのために必要な「機能」を要求している。すなわち、新規制基準は、規制の要求水準を満たすものであれば、特定の設備によらずに他の方法によって要求を満たすことも可能とする趣旨であるといえる。そうすると、新規制基準が不合理であるとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(11) 有効性評価の対象となる放射線物質について

ア 相手方らの主張

新規制基準は、重大事故等対策の有効性を評価する際に放出量を確認する放射性物質をセシウム137のみとし、ヨウ素131、クリプトン85等の放射性物質を評価対象としていないのは不合理である。

イ 検討

(ア) 原子力規制委員会は、新規制基準が放射性物質の放出量をセシウム137で評価することについて、「原子力発電所のサイトの近隣に住む住民が長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質を基準とする観点から、半減期が短い希ガス、ヨウ素などではなく、想定される放出量が多く、半減期が長いセシウム137の放出量を元に評価をすることを求めている」、「長期避難を防ぐという観点からすれば、重大事故発生時におけるセシウム137の総放出量が100テラベクレル

を下回れば、セシウム137以外の放射性物質を考慮しても、長期避難を余儀なくされる事態となる見込みは少ないと考えられる」とし（乙273の1）、重大事故等対策の有効性評価においては、長期避難の防止という観点から半減期の長いセシウム137を選定したとしている。

そして、イギリス、スウェーデン等をはじめとする諸外国においても、重大事故発生時の放射性物質の放出量を指標にしているところ、フィンランドでは、日本と同様のセシウム137放出量100テラベクレルを規制値として設定していることが認められる（乙273の1）。

（イ） 科学的・技術的知見からみると、原子力発電所の重大事故によって放出される放射性物質の種類とその割合は、ほぼ一定であるとされているから、セシウム137の放出量を一定の水準に抑える規制により、ヨウ素131や希ガスであるクリプトン85及びキセノン135も一定の水準に抑えられることになる。

すなわち、原子炉の運転を続けると、核分裂等により、原子炉内に様々な種類の核分裂生成物（放射性物質）が蓄積されていくところ、炉心の熱出力と原子炉の運転時間が定まれば、ある時点における、ある種類（核種）の核分裂生成物の蓄積量が定まることが、科学的・技術的知見として一般的に認められている。そして、炉心の熱出力が大きく、原子炉の運転時間が長いと、それだけ核分裂生成物の蓄積量も多くなることも認められている。

（ウ） 米国原子力規制委員会は、原子力発電所において放射性物質の異常放出に至る重大事故が発生した際に、炉心に存在する核分裂生成物のうち原子炉容器外に放出されるものの割合がどの程度になるかを、核種ごとに示した知見を公表しているところ（乙217の1・2）、この知見によると、事故時点での原子炉内における、ある核種の核分裂生成物の蓄積量が定まれば、その核種の核分裂生成物の放出量が推計することができる。

（エ） 以上の原子炉内における核分裂生成物の蓄積量に関する知見と、この蓄積量に対する放出量の割合に関する知見を踏まえると、どの核種も、炉心の熱出力及

び原子炉の運転時間がいずれも最大の値をとる場合に、事故時における核分裂生成物の放出量が最大となることが認められる。また、炉心の熱出力及び原子炉の運転時間が定まれば、核種ごとの核分裂生成物の放出量が定まるから、例えば、セシウム137の放出量の最大値が定まれば、ヨウ素131や希ガス等といった他の核種の放出量の最大値も一定の値として定まることになる。

そうすると、セシウム137の放出量の最大値を一定の値以下に規制すると、ヨウ素131、希ガス等といった他の核分裂生成物（放射性物質）の放出量も一定の値以下に制限されるという関係にあることが認められる。

ちなみに、本件各原子力発電所における重大事故等対策の有効性評価では、解析の結果、セシウム137の放出量は4.2テラベクレルとなったことが認められる（乙76）。

（オ） 以上によれば、重大事故等対策における有効性評価をセシウム137の放出量で確認するという新規制基準の定めは、諸外国の規制動向等を踏まえて策定されたものといえることができるし、また、原子力発電所で重大事故が発生した場合に放出される放射性物質の種類及び割合は概ね一定であるという科学的・技術的知見に照らしても合理的なものといえる。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

（12） 炭素偏析に関する抗告人の調査について

ア 相手方らの主張

抗告人の行った炭素偏析に関する調査は、炭素濃度を現実に計測していない点や鑄造鋼を対象としない点等において不十分であり、本件各原子力発電所の原子炉容器等に使用されている鋼材に含まれる炭素濃度が高く、強度不足となっているおそれがある。

イ 検討

（ア） 炭素偏析の可能性に関する調査の経緯（甲334、甲335、乙392～398）

a 平成26年、仏国アレバ社は、クルゾ・フォルジュ社（以下、「クルゾ社」という。）が鍛造により製造した原子炉容器上蓋の頂上部に、規格で求められる靱性（ねばり強さ）を満足できない部分が存在することを確認し、その原因は「炭素偏析」であることを、仏国の規制機関である原子力安全局（ASN）に報告した。

なお、「鍛造」とは、溶鋳を凝固させた鋼塊を鍛錬（鋼材を叩くことにより鋼塊内部の微小な空隙をつぶし、圧着させる作業をいう。）により整形することで製品形状を得る製造方法である。他方、後記「鑄造」とは、製品形状を模した型に溶鋳を流し込み固めることで製品形状を得る製造方法である。

b 原子炉容器上蓋等の鍛造鋼は、鑄型に溶鋼を注入して製造される巨大な鋼塊を、「鍛造」する、すなわち加熱し、鍛錬することにより製造されるが、クルゾ社は、この巨大な鋼塊を冷却する際に生じる炭素偏析した部位を適切に除去しなかったと考えられている。

すなわち、鋼塊は、鑄型に溶鋼を注入することにより製造されるどころ、注入された溶鋼は、鑄型を介して外気により冷却されて周辺部から凝固していく。その際、溶鋼には炭素が含まれているが、炭素が溶け込むことのできる量は液体に比べて固体のほうが小さいため、この凝固の過程で、固体部に溶け込めなくなった炭素が、液体部の溶鋼に吐き出され、溶鋼の炭素の濃度が徐々に高まるため、その結果、最後に固まる部分で炭素の濃度が高くなる。

このように鋼塊の炭素濃度が局部的に高い領域が生じることを炭素偏析といい、靱性（ねばり強さ）等の強度を低下させる。そこで、溶鋼を注入する鑄型の上部について、熱が逃げないようにレンガ等で保温し、最後に凝固させることでその部分に炭素偏析部を生じさせている。その上で、最終製品である原子炉容器上蓋等に炭素偏析部が混入しないように、鋼塊の段階、あるいは最終製品に成形するまでの段階で炭素偏析部を除去することになる。

炭素偏析は、溶鋼の凝固にかかる時間が長いほど、炭素が固体部から液体部へ移動しやすくなるため顕著になる。したがって、冷却に長時間を要する原子炉容器上

蓋等に用いられるような大型の鋼塊では、炭素偏析に対する注意が特に必要となるが、クルゾ社は、「炭素偏析」した部位を十分に除去できていなかったものと考えられる。

c 仏国電力公社（EDF）は、この問題を受け、同社の原子力発電所において同様の問題が発生しているかどうかを確認した。その結果、クルゾ社及び日本鑄鍛鋼株式会社（以下「JCFC」という。）が鍛造の方法により製造した蒸気発生器の水室鏡（一次側鏡板）（蒸気発生器の下部にあるドーム状の部位）において、靱性等の強度を低下させる炭素濃度の高い領域を持つ鍛造鋼が使用された可能性があることが判明したため、当該確認結果を仏国の原子力安全局（ASN）に報告した。

d 平成28年8月24日、原子力規制委員会は、炭素濃度の高い領域が残っている可能性がある鋼塊部分を含んだ鍛造鋼の使用の有無等について確認する必要があるとして、抗告人を含む日本国内の発電用原子炉設置者に対して、①（PWRについては）原子炉容器、蒸気発生器、加圧器について製造方法及び製造メーカーを調査すること、②その調査の結果、鍛造鋼が使用されている場合には、当該鍛造鋼が規格（JIS等）を上回る炭素濃度領域を含む可能性について評価し、その結果を報告することを指示した。

e 抗告人は、原子力規制委員会の当該指示を受けて、下記(イ)のとおり、本件各原子力発電所を含む各原子力発電所の調査を行った。その結果、鍛造鋼に規格（JIS等）を上回る炭素濃度領域を含む可能性がないことを確認し、平成28年10月31日、原子力規制委員会に対して当該調査結果を報告した（乙394）。

f 原子力規制庁は、抗告人を含む各発電用原子炉設置者からの報告内容、及び製造メーカー等との面談において確認した、製造方法の確認結果等を取りまとめ、平成28年11月22日に開催された原子力規制委員会の会合において、同委員会に対して「製品中に規格で定められた炭素濃度を超えるような部分が残っているおそれはないと評価できる」（乙396）と報告し、原子力規制委員会はこれを了承した（乙395）。

(イ) 抗告人の本件各原子力発電所に関する調査・評価内容

a 製造方法及び製造メーカーの調査

(a) 原子力規制委員会の指示を受けて、抗告人は、本件各原子力発電所の原子炉容器（上蓋・下鏡〔下部鏡板〕・胴部〔上部胴・下部胴・トランジションリング〕）、蒸気発生器（一次側鏡板）及び加圧器（鏡板）について、製造方法及び製造メーカーの調査を行った。なお、「鏡」とは容器にとりつけられたドーム状の部位をいい、原子炉容器の「下鏡」とは原子炉容器下部のドーム状の部位をいう。他方、原子炉容器の上部は、燃料取り出し等ができるように蓋構造となっているため「上蓋」と呼称されている。

(b) その結果、調査対象の機器のうち原子炉容器（上蓋・下鏡〔下部鏡板〕・胴部〔上部胴・下部胴・トランジションリング〕）、及び加圧器（鏡板）については、いずれも、株式会社日本製鋼所（以下「JSW」という。）が製造した鍛造鋼もしくは鋼板が用いられていることを確認した。また、蒸気発生器（一次側鏡板）は、原子力規制委員会が評価を指示していない「 casting 」の方法により製造した鋼材（以下「 casting 鋼」という。）であり、その製造メーカーは JCF C であることを確認した。

b 鍛造鋼に炭素偏析部が残存する可能性に関する評価

(a) 評価方針

抗告人は、上記調査結果を踏まえ、鍛造鋼の使用が確認された部位を評価対象とし、また、原子炉容器等で用いられている鋼板についても、鋼塊を成形するという点で鍛造と製造方法が類似していることから、評価対象とした。

抗告人は、上記評価対象について、規格（JIS等）を上回る炭素濃度領域を含む可能性の有無について評価を行うこととし、4段階の評価ステップを以下のとおり設定し、いずれかの評価ステップを満足した場合は炭素偏析部が鍛造鋼もしくは鋼板に残存するおそれはないと評価することとした。

① 評価ステップA

リング形状鍛造鋼および鋼板の製造時に、鋼塊の段階で鋼塊頂部や鋼塊軸心部（リング形状鍛造鋼の場合）を切除することで、鋼塊頂部に生ずる炭素偏析部が確実に除去される製造要領となっていることを確認する。

② 評価ステップB

製造時に、炭素偏析が懸念される位置で炭素濃度分析が実施されており、規格要求値を満足していることを確認する。

③ 評価ステップC

モックアップ（過去に同等の手順で製造され、製品として納入されたものの総称）について、炭素濃度が規格要求値を十分満足することが確認された製造方法で製造されていることを確認する。

④ 評価ステップD

製品の炭素偏析が懸念される位置において、鋼塊頂部から製品までに除去された量（切捨量＋機械加工量）を確認し、炭素濃度予測式から求められる炭素濃度が規格要求値を満足していることを確認する。

(b) 評価結果

① 評価ステップAの条件

抗告人は、J S Wが保有する製造記録や関連する技術論文等を確認し、リング形状鍛造鋼を用いる原子炉容器の上部胴及びトランジションリングと、鋼板を用いる原子炉容器の下部胴、下部鏡板及び加圧器の鏡板については、鋼塊の段階で炭素偏析部が確実に除去される製造要領となっていることを確認したことから、評価ステップAの条件を満足するものとして、炭素偏析部が残存するおそれはないと判断した。

具体的には、リング形状鍛造鋼の鍛造工程において、鋼塊の段階で鋼塊頂部を除去した上で、さらに鋼塊軸心部をポンチ（くり抜くための器具）により穴を開けて除去するところ、大型の鋼塊（350 t級）については、炭素偏析部が確実に除去できていることを製造時の化学成分分析結果から確認した。

なお、炭素偏析は、冷却に時間を要する大型の鋼塊の方が顕著であるところ、大型の鋼塊（350 t級）よりも小さく、炭素偏析が生じる範囲も小さくなる鋼塊であっても、同じ直径のポンチを用いて鋼塊軸心部を除去し、リング形状鍛造鋼を製造していることを確認した。このため、大型の鋼塊（350 t級）よりも小さな鋼塊を使用し、上記製造要領で製造された本件対象部位（原子炉容器の上部胴及びトランジションリング）については、炭素偏析部はより確実に除去されると判断できたことから、炭素偏析部が残存するおそれはないと評価した。

また、鋼板の鍛造工程においては、鋼塊の段階で鋼塊頂部を除去するところ、炭素偏析が生じやすい大型の鋼塊（220 t級）から製造された鋼板について、製造時の化学成分分析の結果により、炭素偏析部が確実に除去できていることを確認した。鋼塊の定量的な化学成分分析結果等を基にして、鋼塊サイズ毎に鋼塊頂部を除去する量を設定することにより、いずれの鋼塊サイズにおいても炭素偏析部は確実に除去される製造方法が確立されていることが確認できたことから、J S Wで製造された鋼板に炭素偏析部が残存するおそれはないと評価した。

② 評価ステップBの条件

抗告人は、評価ステップAの評価条件を満たさなかった原子炉容器上蓋について、評価ステップBの条件を満たすか検討したところ、これを満たさなかった。

③ 評価ステップCの条件

抗告人は、原子炉容器上蓋の先行製品（同じ製造方法で製造された同等品〔モックアップ〕）について、炭素偏析部が残存するおそれがある箇所の炭素濃度が規格要求値を十分満足することが検証されており、同じ製造方法により、本件各原子力発電所の原子炉容器上蓋が製造されたことが確認できたことから、評価条件ステップCの条件を満足するものとして、炭素偏析部が残存するおそれはないと判断した。

具体的には、本件各原子力発電所の原子炉容器上蓋はJ S W製であるところ、J S W製の原子炉容器上蓋は、鋼塊の段階で鋼塊頂部を除去した上で製品形状に近い状態に成形され、その後の機械加工により最終製品形状に成形される。この機械加

工で、鋼塊軸心部に残存している炭素偏析部が十分な余裕をもって除去されるどころ、このような製造方法に基づき米国向けに製造された原子炉容器上蓋について、炭素偏析部が確実に除去できていることを製造時の化学成分分析によっても確認した。

本件各原子力発電所の原子炉容器上蓋は、上記の米国向けに製造された原子炉容器と同じサイズの鋼塊（250 t級）を用い、同じ製造方法で製造されていることを確認したことから、本件各原子力発電所の原子炉容器上蓋に炭素偏析部が残存しているおそれはないと評価した。

（ウ） 以上のとおり、抗告人は、原子力規制委員会の指示を受けて行った調査及び評価の結果、本件各原子力発電所の評価対象部位全てにおいて、炭素偏析部が残存するおそれはないことを確認しており、当該確認結果については、前記のとおり原子力規制委員会もこれを了承している。

したがって、抗告人の本件各原子力発電所に関する炭素偏析の可能性に係る評価は妥当なものであり、本件各原子力発電所の安全性は確認されているものといえる。

（エ） 相手方らの主張に対する検討

a 相手方らは、抗告人の行った調査は、鍛造鋼のみを対象としており、鑄造鋼も同様に炭素偏析が起こりうる可能性があるにもかかわらず調査対象としていないと主張する。

しかし、原子炉容器上蓋等に用いられる鍛造鋼は、大型の鑄型に溶鋼を注入して製造した鋼塊を鍛造することで成形したものであるところ、鑄型に鑄込まれる（注入される）溶鋼の厚み（外径）が数メートルと大きいため、凝固にかかる時間も長くなり、炭素偏析部が生じやすいが、他方、本件各原子力発電所の蒸気発生器の水室鏡（一次側鏡板）に用いられている鑄造鋼は、製品形状を模した砂型に溶鋼を注入して凝固させることにより製造され、砂型に鑄込まれる溶鋼の厚みは鍛造鋼に用いられるような大型の鋼塊に比べ数十センチメートルと小さいため、凝固にかかる時間は短くなり、炭素偏析部が生じにくい。

また、最終的な凝固は砂型の端部まで溶鋼が行き渡るように設けられた大きな押湯部（本件各原子力発電所の蒸気発生器の水室鏡の場合、鑄込まれる溶鋼の重量の6割にも達する）の開放面で生ずるため、炭素偏析部は押湯部の内部に生成され、鑄込み後に押湯部ごと切断・除去されることから製品側に炭素偏析部が残存することはない（乙397）。

以上によれば、鍛造鋼と鑄造鋼は製造方法が異なり、鑄造によって製造された製品中に炭素偏析部が残存するおそれはないといえる。

なお、原子炉容器等に用いられる鑄造鋼に炭素偏析部が残存する可能性は、仏国の原子力安全局（ASN）でも問題とはされておらず、また、原子力規制委員会も、鑄造鋼について炭素偏析の可能性に係る調査を指示していない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

b 相手方らは、仏国に輸出された部材が製造メーカーの社内チェックをすり抜けたのであるから、国内の原子力発電所に向けて出荷された部材についても、仏国と同様に慎重な検査をするべきであり、本件各原子力発電所の原子炉容器等の炭素濃度を具体的に測定（非破壊検査等）して安全を確認できない限り、本件各原子力発電所の運転は許されないと主張する。

しかし、仏国において原子力安全局（ASN）に報告された炭素偏析部が残存している可能性があるとしてされた製品とは、前記のとおり、クルゾ社及びJCFCが製造した鍛造鋼であり、本件各原子力発電所の原子炉容器等に用いられている鍛造鋼はJSWが製造したもので、製造者が異なるのであり、JCFC等の製品で問題が生じたからといって、直ちに同様の問題がJSWの製品に生じるとはいえない。

また、JCFCが仏国に納入した問題の製品は、鋼塊の段階で鋼塊頂部を除去したが、その後の機械加工量が少なかったことから、炭素偏析部が十分除去しきれずに、規格値を超える炭素偏析部が製品に残存するおそれを否定できない製法で製造されたとされている（乙395）が、他方、本件各原子力発電所の原子炉容器等で用いられているJSW製の鍛造鋼については、前記のとおり、比較的炭素濃度が高

くなりやすい鋼塊頂部を取り除いた上で鍛造がなされ、残存した炭素偏析部もその後の機械加工により確実に除去される製法が採用されており、抗告人は、炭素偏析部が製品に残存するおそれがないことを確認しているところ、原子力規制委員会は抗告人の上記評価を了承している（乙396）。

以上によれば、仏国で問題となったJCF C製の製品と異なり、本件で調査対象とされるJSWの鍛造による製品については、炭素偏析部が残存するおそれはなく、本件各原子力発電所の原子炉容器等の炭素濃度を具体的に測定（非破壊検査等）しない限り、その安全性を確認できないとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

第4 結論

以上によれば、本件各原子力発電所の安全性が欠如していることの疎明があるとはいえない。そうすると、本件仮処分命令申立てについて、被保全権利の疎明があるとはいえないから、保全の必要性についての判断をするまでもなく、本件仮処分命令申立ては理由がない。

したがって、本件仮処分決定は相当でなく、これを認可した原決定も相当でないから、原決定及び本件仮処分決定を取り消し、本件仮処分命令申立てを却下すべきである。

よって、主文のとおり決定する。

平成29年3月28日

大阪高等裁判所第11民事部

裁判長裁判官 山下 郁 夫

裁判官 杉 江 佳 治

裁判官 吉 川 慎 一