

平成15年(ワ)第544号、平成16年(ワ)第9号  
原子力発電所運転差止請求事件

判 決 骨 子

1 主文

原告らの請求をいずれも棄却する。

2 事案

本件は、静岡県又はその近隣都道府県に居住する住民らが、人格権に基づいて、静岡県御前崎市(旧浜岡町)に設置されている浜岡原子力発電所1ないし4号機の運転差止めを求めた事案である。

この訴訟で、原告らは、将来発生する地震によって本件原子炉施設の重大事故が発生する蓋然性があり、原告らは、生命・身体に対する重大な被害を及ぼす放射線被ばくを受ける極度の危険にさらされ、また、事故や被害発生の不安がない安全かつ平穏な環境を享受する権利を侵害されていると主張している。

3 理由

(1) 主張立証責任

差止請求の根拠となる人格権侵害の具体的危険性については、差止請求をする原告らに主張立証責任があると解される。

しかしながら、原子炉施設が内包する危険性、原子炉の利用に対する国の規制及びその保護法益に加え、原子炉施設の安全設計、安全管理等に関する資料の大部分を被告が保有し、証拠が偏在していること、企業秘密等の制約があるため原告らが立証に必要な資料を入手することが困難であることなどの事情に照らせば、原子炉施設の設置者である被告は、原子炉等規制法及び関連法令の規制に従って本件原子炉施設の設置、運転がされていることについて、まず主張立証する必要がある、被告がその主張立証を果たさないときは、原告らの人格権侵害の具体的危険性の存在を推認するのが相当である。

被告が上記立証をしたときは、原則どおり、原子炉施設の運転差止を請求する原告らにおいて、上記国の諸規制では原子炉施設の安全性が確保されないことを具体的な根拠を示して主張立証すべきである。

(2) 原子炉施設に求められる安全性

原子炉施設には、平常時はもちろん、地震、機器の故障その他の異常時における万が一の事故を想定した場合にも、一般公衆の安全が確保されることが要求される。

(3) 審査基準等適合性

審理の結果によれば、本件原子炉施設の設置、設計及び運転は、各種の審査基準等に適合していると認められる。

(4) 本件原子炉施設の安全性

ア 安全評価の手法

安全評価審査指針が定める単一故障の仮定による安全評価の方法は、不合理ではなく、これに従ってされた被告の安全評価に問題はない。

イ 地震と耐震設計

(ア) 地震

設計用最強地震として安政東海地震（M8.4）等、設計用限界地震として南海トラフ沿いのM8.5の地震等が選定されており、基準地震動の策定過程において十分安全側に立った地震の想定がされている。また、想定東海地震と東南海地震・南海地震との連動についても、安政東海地震を上回る影響がないことが確認されている。

想定東海地震に関する中央防災会議のモデル（平成13年に見直されたモデル）は、十分な科学的根拠に基づいており、同モデルより震源断層面の深さをより浅く、破壊開始点を本件原子炉施設により影響を与える地点に想定し、アスペリティが本件原子炉施設の直下に存在するものとして、想定東海地震を考えなければならないとする原告らの主張は採用できない。

(イ) 改訂指針（平成18年9月に改訂された耐震設計審査指針）

改訂指針は、地震学上の新たな知見を踏まえ、さらなる耐震安全性の向上の見地から改訂指針の基準地震動 $S_s$ での耐震安全性の確認を求めたものであり、旧指針に基づく安全評価を否定するものではない。

改訂指針に基づいて被告が策定した基準地震動 $S_s$ は、同指針が求める「不確かさの考慮」が適切にされており、改訂指針の要請を満足するものである。

(ウ) 本件原子炉施設の耐震安全性

基準地震動 $S_1$ 、 $S_2$ の策定手法（大崎の方法、小林の方法）に不合理な点は認められず、被告が策定した基準地震動 $S_1$ 、 $S_2$ は妥当なものと評価できる。中央防災会議のモデルに基づく地震動の応答値は基準地震動 $S_1$ 、 $S_2$ による値を十分下回っており、設計上の安全余裕は十分に確保されている。

本件原子炉施設は、想定東海地震の地震動だけでなく、想定東海地震と

東南海地震・南海地震とが連動した場合の地震動に対しても耐震安全性が確保されていると認められる。

ウ 地盤

本件原子炉施設の地盤は堅牢であり、原子炉敷地内に存在するH断層系は既に固結していると認められる。地震発生時に本件原子炉施設の安全性に影響を及ぼすような地盤の変状を生じることは考えられない。

エ 経年変化事象

(ア) SCC

SCC発生のメカニズムの解明は相当程度進んでいるので、平素からSCCの発生を想定した点検・検査を行い、シュラウドや再循環配管等にひび割れを発見した場合にはその進展速度を予測し、設備・機器の健全性を確認しつつ、引き続き運転を続け、あるいは適宜交換するという方法は、合理的である。本件原子炉施設では、点検・検査によってSCCの発生を捕捉できる体制が整っており、本件原子炉施設の耐震安全性に影響はないと認められる。

(イ) 配管の減肉現象、疲労、中性子照射脆化

これらの経年変化事象に対しては、その発生・進展を抑制する対策が講じられており、段階的な点検・検査の枠組み等の被告の点検、管理体制も適切に構築されていることから、原子炉施設の安全性に影響はなく、耐震安全性にも影響がない。

(4) 結論

よって、本件原子炉施設の運転によって、原告らの生命、身体が侵害される具体的危険があるとは認められない。

平成15年(ワ)第544号,平成16年(ワ)第9号

原子力発電所運転差止請求事件

## 判決理由要旨

### 1 事案

本件は、静岡県又はその近隣都道府県に居住する住民らが、静岡県御前崎市(旧浜岡町)に設置されている浜岡原子力発電所(本件原子力発電所)の原子炉施設(原子炉及びその附属施設)1ないし4号機(以下「本件原子炉施設」という。)について、その運転が継続されるならば、地震動によって原子炉の重大事故が発生する蓋然性があり、事故発生時において生命・身体に対する重大な被害を及ぼす放射線被ばくを受ける極度の危険にさらされ、また、事故や被害発生の不安がない安全かつ平穏な環境を享受する権利も侵害されていると主張して、人格権に基づいて運転差止めを求めた事案である。

### 2 裁判所の判断

#### (1) 人格権に基づく差止請求の主張立証責任

差止請求の根拠となる人格権侵害の具体的危険性については、差止請求をする原告らに主張立証責任があると解される。

しかしながら、原子炉施設が内包する危険性、原子炉の利用に対する国の規制及びその保護法益に加え、原子炉施設の安全設計、安全管理等に関する資料の大部分を被告が保有し、証拠が偏在していること、企業秘密等の制約があるため原告らが立証に必要な資料を入手することが困難であることなどの事情に照らせば、原子炉施設の設置者である被告は、原子炉等規制法及び関連法令の規制に従って本件原子炉施設の設置、運転がされていることについて、まず主張立証する必要がある、被告がその主張立証を果たさないときは、原告らの人格権侵害の具体的危険性の存在を推認するのが相当である。

被告が上記立証をしたときは、原則どおり、原子炉施設の運転差止を請求する原告らにおいて、上記国の諸規制では原子炉施設の安全性が確保されないこ

とを具体的な根拠を示して主張立証すべきである。

(2) 原子炉施設に求められる安全性

炉心溶融その他の重大事故による核分裂生成物等の大量放出等、原子炉施設が内包する潜在的な危険性を考えれば、平常時はもちろん、地震、機器の故障その他の異常時における万が一の事故を想定した場合にも一般公衆の安全が確保されることが原子炉施設の設置、運転上不可欠なものとして要求されていると認められる。このことは、一般的に「原子炉施設の安全性」として理解されているが、この「原子炉施設の安全性」が確保されないときは、周辺住民等の人格権侵害の具体的危険性が生じると認定することが可能となる。

ここにいう「原子炉施設の安全性」とは、起こり得る最悪の事態に対しても周辺の住民等に放射線被害を与えないなど、原子炉施設の事故等による災害発生の危険性を社会通念上無視し得る程度に小さなものに保つことを意味し、およそ抽象的に想定可能なあらゆる事態に対し安全であることまで要求するものではない。

(3) 被告の安全確保対策

本件原子炉施設の安全確保対策は、立地条件に係る安全確保対策、平常運転時における被ばく低減に係る安全確保対策、事故防止に係る安全確保対策及び運転段階における安全確保対策等に分類されるところ、立地条件に係る安全確保対策は旧指針等に適合していること、平常運転時における被ばく低減に係る安全確保対策は安全設計審査指針等に適合していること、事故防止に係る安全確保対策は安全設計審査指針及び安全設計評価指針に適合していること、運転段階における安全確保対策は原子炉等規制法、実用炉規則及び電気事業法等の要請をいずれも満たしていることが認められる。

よって、本件原子炉施設の設置、設計及び運転は各種の審査基準等に適合しているといえるから、被告は、本件原子炉施設の安全性の確保について一応の立証を尽くしたといえる。そこで、以下において、本件

原子炉施設の安全性は確保されていないとの原告らの主張について検討する。

#### (4) 本件原子炉施設の安全性

ア 地震発生時に複数箇所で不具合が発生することを想定して安全評価をすべきであるとの原告らの主張について

被告は、安全評価審査指針に基づき、地震その他の自然現象に対し別途設計上の考慮がされることを前提として、内部事象としての異常事態について単一故障の仮定（単一箇所の不具合の想定）による安全評価をする方法をとっており、その方法自体は不合理ではない。原子炉施設においては安全評価審査指針に基づく安全評価とは別に耐震設計審査指針等の基準を満たすことが要請され、その基準を満たしていれば安全上重要な設備が同時に複数故障するということはおよそ考えられないから、耐震設計審査指針等の基準を満たしていることに加えて、さらに地震発生を共通原因とした故障の仮定をした安全評価をする必要は認められない。

したがって、原告らが主張するようなシュラウドの分離、複数の再循環配管破断の同時発生、複数の主蒸気管の同時破断、停電時非常用ディーゼル発電機の2台同時起動失敗等の複数同時故障を想定した安全評価をする必要はない。

#### イ 地震と耐震設計

(ア) 地震に関する原告らの主張に対する判断

##### a 地震動の予測

被告は、旧指針に基づいて、設計用最強地震として想定東海地震等及び安政東海地震等を、設計用限界地震として南海トラフ沿いのM8.5の地震等をそれぞれ適切に選定し、その上で、中央防災会議によって見直されたモデル及び東南海・南海地震と連動した場合の断層モデルによる地震動を用いて本件原子炉施設の耐震安全性を確認しているから、十分に安全側に立った地震動予測がされているものと認められる。

また、後述のとおり、被告は改訂指針に基づいた基準地震動  $S_s$  を策定するに当たって、仮想的東海地震（本件原子炉施設の敷地直下にアスペリティを配置したケース）を考慮し、仮想的東海地震が東南海・南海地震と連動する場合も考慮しており、さらに安全側に立った地震動予測がされているものと認められる。

b 中央防災会議による想定東海地震の断層モデルの見直し

中央防災会議により見直されたモデルは、過去の安政東海地震を再現することを目的として策定されており、最新の地震学的知見を反映したより安全側のモデルとなっていることから、防災対策の観点から合理的なものであると認められる。

同モデルは、松村（1996）の固着域、鷲谷（1998）のバックスリップ域等の研究成果を考慮してアスペリティが配置され、同モデルにおける震度分布と実際の震度分布とを対比して矛盾がないことが確認されており、同モデルにおけるアスペリティ配置は妥当なものと評価し得る。

また、同モデルは、プレート境界面の深さが10～30kmの範囲を震源域としているが、これは最近のGPS観測、歪計及び地震計の観測によって明らかになりつつある想定震源域のプレート境界面の階層構造と整合的である上、プレート境界面の形状は信頼性の高い知見である野口（1996）に基づくものであるから、同モデルにおけるプレート境界面の深さの設定は適切である。

さらに、同モデルにおいて設定された破壊開始点は、近時観測された長期的スロースリップの発生箇所と整合性があり、適切なものである。

したがって、中央防災会議の断層モデルは十分な科学的根拠に基づくものといえるから、これを不合理なものとして否定し、原子力発電所の安全性を考えるとときには、震源断層面の深さがより浅く、破壊開始点が本件

原子炉施設により影響を与える場合を想定し、アスペリティが本件原子炉施設直下に存在するものとして考えなければならないとする原告らの主張は採用できない。

c 想定東海地震との連動及び同時活動

原告らは、想定東海地震時には、枝分かれ断層、富士川河口断層帯、遠州断層系、御前崎台地のリニアメントや東南海地震・南海地震が同時に活動する可能性があるとして主張するが、枝分かれ断層が主断層と同時に活動して地震動を強め合うことは作業仮説の域を出ない上、遠州断層系は想定東海地震のようなプレート間の低角の逆断層とは性質が異なるものである。また、御前崎台地のリニアメントに対応する地下の震源断層が能動的に地震を発生させたことを裏付ける証拠はない。よって、これらの断層等が想定東海地震と同時活動して地震動を強めるとは認められない。

これに対し、富士川河口断層帯、東南海地震・南海地震については、基準地震動の策定に当たって想定東海地震との同時活動ないし連動の考慮がされている。

したがって、原告らの上記主張は採用できない。

(イ) 改訂指針と耐震安全性

a 改訂指針は、地震学上の新たな知見を踏まえ、さらなる耐震安全性の向上の見地から改訂指針の基準地震動  $S_s$  による耐震安全性の確認を求めたものであって、旧指針を原子炉施設の安全上不適切、不合理なものとして排斥しているわけではない。

したがって、基準地震動  $S_s$  を用いた耐震安全性の確認がされていないことをもって本件原子炉施設の安全性が確保されていないとする原告らの主張は採用できない。

b 本件原子炉施設について策定された基準地震動  $S_s$  については、敷地



ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動がそれぞれ考慮されている。敷地ごとに震源を特定する地震動として選定した想定東海地震等については、安政東海地震の震度分布を再現した中央防災会議の断層モデルを基本とし、不確かさ（ばらつき）の考慮として、短周期の地震動に影響する支配的なパラメータであるアスペリティを仮想的に本件原子炉施設の敷地直下に配置し、また、破壊開始点との位置関係からアスペリティの破壊が本件原子炉施設の敷地に向かってくるようにディレクティビティ（指向性）効果を考慮しており、このような不確かさの考慮は改訂指針の要請を満足するものであると認めることができる。

(ウ) 基準地震動S1, S2に対する本件原子炉施設の耐震安全性

a 基準地震動S1, S2の策定

(a) 基準地震動の策定手法（大崎の方法）に大幅な過小評価があるとの主張について

兵庫県南部地震によって、大崎の方法の妥当性が疑問視された事実はない。また、耐震設計審査指針の改訂にかかる耐震指針検討分科会の議論においても大崎の方法が過小評価であるため是正しなければならないとの共通認識が示されたことはない。さらに、宮城県沖地震の規模が女川原子力発電所における設計用限界地震の規模よりも遙かに小規模であったにもかかわらず観測値から算出された同原子力発電所の解放基盤表面の応答スペクトルがS2の応答スペクトルを超えたことの要因については、新たに確認された宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域特性によるものであると報告されており、大崎の方法が直ちに過小評価ということとはできない。

(b) 断層モデルを用いた地震動特性推定の方法（小林の方法）が不十分であるとの主張について

小林の方法は実際の地震観測記録と比較してその妥当性が確認されており、また、同方法による想定東海地震の評価結果は、0.6秒から1秒の周期帯を除き、中央防災水平波の応答スペクトルとほぼ同程度となっている。

よって、小林の手法は合理性を有していると認められ、同方法が不十分であるとの原告らの主張は採用できない。

b 中央防災会議の断層モデルによる地震動との比較検討

前述のとおり、見直されたモデルは防災対策の観点から合理的なものであるから、同モデルによって耐震安全性の確認を行うことは何ら不合理ではない。

同モデルに基づく地震動による1号機原子炉建屋の応答値は、基準地震動S1による値を十分下回っていることが認められるから、1号機の原子炉建屋は見直されたモデルによる地震動に対する耐震安全性が確保されていることが確認されたということができ、1号機と構造が類似する2～4号機についても同様の評価を行うことができる。

また、想定東海地震と東南海地震・南海地震とが連動した場合の地震動も地震波形及び応答スペクトルの両面において基準地震動S1及びS2を下回っていることから、本件原子炉施設は上記地震の地震動に対する耐震安全性が確保されていると認められる。

c 本件原子炉施設における具体的耐震設計

(a) 鉛直方向の地震動が考慮されていないとの主張について

兵庫県南部地震の観測記録の水平方向の最大加速度の発生時刻における水平方向に対する鉛直方向の加速度の比を分析した結果、平均値0.1程度、最大値0.3程度という分析結果が得られていること、動的な鉛直地震力がある瞬間だけ大きくなったとしても、この短時間の地震力が構造物に及ぼす影響は小さいこと等から、鉛直地震力につ

いて、旧指針に従い、基準地震動の最大加速度振幅の2分の1で高さ方向に一定として取り扱った被告の地震動評価に不合理な点は認められない。

(b) 原子炉施設の固有周期が考慮されていないとの主張について

被告は技術指針(1987)に基づき、原子炉建屋及び機器・配管の固有周期の変動に対する十分な対応を行っていることが認められるから、主蒸気系配管、復水給水系、制御棒駆動機構ハウジングの機器の一部の固有周期が、基準地震動S2を超える加速度が発生する地震動の周期と一致ないし近似するとしても、過大な変形、き裂、破損等が生じる蓋然性があるとはいえない。

(c) 地震時に制御棒の挿入が不可能になるとの主張について

本件原子炉施設に使用されている制御棒についての地震時制御棒挿入性試験の結果や、制御棒周辺の構造及び模擬試験の結果から、地震時における制御棒の挿入性は確認されており、原告らの上記主張は採用できない。

(d) 経年変化に対する耐震考慮がされていないとの主張について

後述のとおり、本件原子炉施設においては経年変換事象の発生・進展を抑制する対策がとられるとともに、経年変換事象が耐震性に影響を及ぼさないよう対処されていることが認められる。

(e) 設計上の安全余裕が小さく、地震時に発生応力値が許容値を上回る可能性があるとの主張について

原子炉施設の耐震設計は、基準地震動の策定、許容値の設定、発生応力の算定の各段階において、それぞれ十分な余裕を持って行われており、そのことは多度津工学試験所における実証試験の結果によって裏付けられている。

よって、基準地震動に対する建物・構築物、機器・配管等の発生応

力値が許容値に近い値になったとしても、直ちに耐震安全上問題が生じるものではなく、原告らの主張は採用できない。

(エ) 確率論的耐震安全評価に基づいた主張について

確率論的耐震安全評価の手法は、現在研究、開発の途上にあつて確立したものではなく、上記手法に基づいて試算をした原子力安全基盤機構も、試算の結果を用いて個別地点の耐震安全性を議論することは適当でないとしていることから、上記原子力安全基盤機構の試算を根拠とした原告らの主張は採用できない。

ウ 地盤

(ア) 本件原子炉施設の地盤が原子力発電所の地盤として不適當であるとの主張について

本件原子炉施設の基礎岩盤である相良層は固結化するための十分な年月が経過していること、岩石試験等の結果、相良層の一般物理特性は、湿润密度、含水比、間隙率のそれぞれにおいて軟岩の一般物理特性の範囲内にあり、相良層は軟岩として平均的な特性を示していると認められることからすれば、相良層が未固結であると認めることはできないし、風化して脆い岩盤であるということもできない。最新のボーリング結果によれば、岩盤良好度 (RQD) の値が81ないし90%となっており、現時点でRQD値が悪いと認めることはできない。

また、試掘坑調査、三軸圧縮試験、弾性波試験及び基礎岩盤の深部についての人工地震探査の結果を踏まえれば、基礎岩盤を含む地域の深部の地盤は十分安定していると認められる。

(イ) H断層系が地震時に地盤変状を生じるおそれがあるとの主張について

本件原子炉施設敷地内のH断層系はすでに固着して相良層と一体となっており、活断層ではないと認められる。

試掘坑内での弾性波速度測定結果やH断層系の分布状況を考慮した安定

解析等から、H断層系が地震発生時に地盤変状を生じることもおよそ考えられない。

(ウ) 地震時の地殻変動による局所的な地盤の隆起・変形のおそれがあるとの主張について

プレート境界地震の場合、局所的な地盤傾動が生じることはないと考えられていること、敷地周辺に活断層等が存在せず、相良層が十分な強度を持った均質な岩盤であることを考慮すれば、地盤が地震時に不規則に隆起することは考えられない。

エ 経年変化事象

(ア) SCC

a はじめに

原子炉施設でSCCが多発しており、現状では、今後もSCCを原因とする配管、制御棒等のき裂等の発生を根絶することは困難であると判断される。しかし、他方で、平素からSCCの発生を想定した点検・検査を行い、シュラウドや再循環配管等にひび割れを発見した場合、その進展速度を予測して、将来の健全性を確認しつつ引き続き運転を続け、あるいは適宜交換するという方法により原子炉施設の安全性を確保することは可能であり、維持規格や中間とりまとめの示す上記手法も十分に合理的というべきである。

b 点検・検査の信頼性

本件原子炉施設に未発見のSCCが存在する可能性を完全に否定することはできないとしても、本件原子炉施設では、維持規格の定める段階的な点検・検査の枠組みに従った点検・検査が行われ、過去に起きた漏えい事故等を契機として点検・検査方法の改善や監視体制の強化が図られ、UTの精度自体も向上してきていること等の事実が認められることから、被告の点検・検査によってSCCの発生を捕捉でき

る体制が整っていると判断される。また、万一、SCCの捕捉洩れがあり、そのためき裂貫通に至ったときでも、漏えい試験等によって漏えいを検知し適切な補修等を実施することで機器の健全性が確保されると認められる。

c SCCのメカニズム

鋭敏化SCCについてはメカニズムの解明と有効な対策が可能となり、近時間化している硬化SCCについても相当程度メカニズムの解明が進み、これに基づいて対策を講じることが可能になっている。

被告は硬化SCCに関する知見に基づいて材料因子、応力因子、環境因子に着目した各種のSCC対策を実施しており、こうした対策により、硬化SCCの進展速度を原子力発電所を管理する上で問題とならない程度に低下させることができるものと認められる。

したがって、SCCの発生そのものを完全に防止することはできないとしても、必要な対策がとられ、き裂の進展評価及び機器の健全性評価が十分保守的になされている限りにおいて、SCCを原因とする事故発生の防止という観点での安全性は確保されると判断される。

d き裂の進展評価、健全性評価

残留応力分布の解析値及びき裂進展速度線図を用いてき裂進展評価を行うことに不合理な点は認められず、その評価方法も十分保守的であると認められる。

e SCCと耐震安全性

機器・配管のひび割れについては、原子炉施設の耐震設計とは別に、それ自体のリスクが考慮され、前記のとおり、様々な対策や強度の確認評価等により耐震安全性が確認されている。未発見のSCCが存在する可能性についても、維持規格の定める段階的な点検・検査の枠組みに従った点検・検査が行われること等によってリスクの解消が図られてい

る。

(イ) 配管の減肉現象

圧力バウンダリを構成する配管については減肉が十分抑制されているので、配管減肉を原因とする冷却材喪失事故等発生の可能性は極めて低い。

原告らは、被告の行う減肉管理点検体制の構築が不十分であると主張する。しかし、本件原子炉施設では、維持規格と同様の段階的な点検・検査の考え方を踏襲しつつ、減肉管理手引に基づく点検・検査が行われており、点検箇所についても、減肉が起こりやすいとされているエルボ部等の偏流部に限られることなく、必要に応じて点検範囲の拡大が予定されている。点検に当たっては減肉傾向を把握するのに十分な代表部位が選定されており、その点検頻度にも問題はない。

また、防災科学技術研究所及び原子力発電技術機構が実施した実証試験の結果によれば、減肉した配管であっても基準地震動に対して十分な安全余裕を有していることが認められる。

以上から、地震時に同時多発的な配管等の変形や破断が発生する現実的な可能性があるとはいえない。

(ウ) 疲労

平成14年に漏えいが確認されたドレン配管等の小口径配管については、サポート増設などの設備対策が講じられた上で維持規格に定める段階的な点検・検査の枠組みによって十分な対処がされている。

したがって、安全上重要な機器に接続する小口径配管においては高サイクル疲労が抑制されており、地震時にこれらの小口径配管が破断する具体的可能性があるとはいえない。また、仮に小口径配管が破断したとしても、炉心の冷却機能が低下するようなことは考えられない。

(エ) 中性子照射脆化

圧力容器は、運転中の種々の荷重や地震荷重に対して必要な強度が維持

されるよう設計されており、中性子照射脆化による脆化の影響を考慮しても必要な強度が維持されるよう設計されている。

中性子照射脆化については、冷却材の温度制限値による管理、監視試験片による脆化傾向の確認、中性子照射量が最も多い圧力容器胴部の周方向溶接部等のUT検査等、必要な対策がとられている。

したがって、種々の対策によってその健全性、耐震性が確保されていることから、中性子照射脆化による圧力容器の脆化と地震力とが合わさって圧力容器の脆性破壊が発生する具体的可能性があるとはいえない。

(オ) 被告による安全確保対策が役立たないとの原告らの主張について

本件原子炉施設では、過去に同様の原因による原子炉停止が繰り返されるなど、点検・検査や保守管理の不足等によるとみられる事故・事象が少なからず発生しており、時にはPDCAサイクルの履践面で心許ない面もあったが、基本的には、原子力発電所等における事故や不適切な事象発生の都度、本件原子力発電所において、同様箇所の点検、修理その他の必要な対策が講じられ、それらが本件原子炉施設の安全確保上、一定の効果を発揮していることが認められる。

(5) 結論

本件原子炉施設において将来発生する可能性のある地震動については、これまでに集積された地震学等の知見により一定の予測をすることが可能であることから、これを前提として、さらに安全余裕を確保しつつ原子炉施設の設計、運転を検討することが正しい方法であり、これまでの検討によれば、立地条件、施設の構造・強度等、事故防止及び公衆との離隔に係る各安全確保対策等は、いずれも本件原子炉施設の安全性を確保し得るものといえることができる。

もともと、どんなに幾重の対策を講じ重厚な設備にしようとも、これを扱う人のミスによってこれらが瓦解に帰し、重大な事故へと発展することがあり得るが、こうした人の問題についても、被告はこれを撲滅することを目指して対



策を講じ、改善の努力をしてきており、直ちに本件原子炉施設の安全確保を危惧させる状況にはない。

原告らの主張を検討しても、本件原子炉施設の運転によって、原告らの生命、身体が侵害される具体的危険があるとは認められない。

よって、原告らの請求はいずれも理由がないからこれらを棄却することとし、主文のとおり判決する。