《全 文》

【文献番号】２８１１０９２９

志賀原子力発電所２号機建設差止請求事件
金沢地方裁判所平成１１年（ワ）第４３０号
平成１８年３月２４日判決
（口頭弁論の終結の日平成１７年１０月３日）

判　　決

主　　文

１　被告は，石川県羽咋郡志賀町赤住地区において，平成１１年４月１４日付通商産業大臣許可に係る志賀原子力発電所２号原子炉を運転してはならない。
２　訴訟費用は被告の負担とする。

事実及び理由

（証拠の摘示方法）
次の例にしたがう。
〔１〕甲１（１）　甲第１号証の１頁
〔２〕乙６（添１－１－１）　乙第６号証の添附書類１の１－１頁
〔３〕乙８（添図１）　乙第８号証の添付書類である図１
〔４〕証人甲野太郎（〔１〕１）　証人甲野太郎の証言（複数期日にわたって尋問が実施された場合に，１度目の期日における尋問調書の１頁）
第１章　請求の趣旨及び事案の概要
第１　請求の趣旨
主文同旨
第２　事案の概要
１　はじめに
本件は，石川県羽咋郡志賀町赤住所在の志賀原子力発電所（以下「本件原発」という。）に増設された２号原子炉（以下「本件原子炉」という。）が運転されれば，平常運転時又は異常事象時に環境中に放出される放射線及び放射性物質によって被ばくすることにより自己の生命・身体等に回復し難い重大な被害を受ける旨主張する原告らが，人格権又は環境権に基づき，その侵害を予防するため，本件原子炉を設置した被告に対し，その運転の差止めを求めた事案である。
２　前提事実
次の事実は，争いがないか，文中に記載した証拠及び弁論の全趣旨によって明らかに認められる。
（１）当事者
ア　原告らは，その大部分が石川県及び富山県に居住する者である。それ以外の都府県に居住する者の内訳は，福島県が１名，新潟県が４名，東京都が２名，神奈川県が１名，静岡県が２名，岐阜県が１名，愛知県が１名，滋賀県が１名，奈良県が１名，大阪府が１名，兵庫県が１名，岡山県が１名，広島県が１名，熊本県が１名である。
イ　被告は，富山県，石川県，福井県の一部，岐阜県の一部を供給区域とする電気事業法上の一般電気事業を営む株式会社である。
（２）本件原子炉の増設の経緯等
ア　被告は，平成９年５月２０日，平成１０年法律第６２号による改正前の核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）２６条に基づき，通商産業大臣（現経済産業大臣）に対し，本件原発において本件原子炉を増設する旨の原子炉の設置変更許可を申請した（以下「本件設置変更許可申請」という。）。通商産業大臣は，同法２６条４項，２４条２項に基づき，同法２３条１項１号，２号及び３号（経理的基礎に係る部分）の各要件適合性については原子力委員会に，同項３号（技術的能力に係る部分）及び４号の各要件適合性については原子力安全委員会にそれぞれ諮問し，平成１１年３月２９日原子力安全委員会から，同月３０日原子力委員会からそれぞれ各要件に適合していると認める旨の答申を受けた上で，同年４月１４日，被告に対し，本件設置変更許可申請を許可する旨の処分をした（以下「本件設置変更許可」という。）。被告は，同年８月２７日，本件原子炉及びその附属施設（以下「本件原子炉施設」という。）の建設に着工し，平成１７年４月２６日，試運転を開始した。被告は，平成１８年３月に本件原子炉の営業運転を開始する予定である。建設に要した費用は，約４２５０億円であった。〔甲９５３（１２４）〕
イ　被告は，電力需要が中長期的には民生用需要を中心として着実に増加するものと想定し，将来にわたる電力の安定供給の確保，環境の保全の観点から，電源多様化の中核として必要不可欠な電源として，本件原子炉施設を建設した。
（３）本件原子炉の特徴
ア　我が国で稼働している商業用の実用発電用原子炉は，いずれも，冷却材及び減速材（これらは後記（４）アで説明する。）に軽水（普通の水）を用いる軽水型原子炉（以下「軽水炉」という。）であり，軽水炉には，原子炉で水を沸騰させ，発生した蒸気で直接タービンを回す構造の沸

騰水型原子炉（ＢＷＲ）と，高圧を加えられた水が高温に熱せられて循環し（一次冷却系），これとは別の循環系統（二次冷却系）との間で熱交換が行われ，二次冷却材が蒸気となってタービンを回す構造の加圧水型原子炉（ＰＷＲ）とがあるが，本件原子炉は，改良型沸騰水型原子炉（ＡＢＷＲ）であって（以下，「ＢＷＲ」という概念はＡＢＷＲを含んだ意味で用い，ＡＢＷＲを除く場合には，「従来型ＢＷＲ」という。），その熱出力は約３９２万６０００キロワット，電気出力は約１３５万８０００キロワットである。
イ　ＡＢＷＲは，通商産業省第三次軽水炉標準化プラントと位置づけられ，昭和６０年に開発を完了したものであって，開発目標は，〔１〕安全性・信頼性の向上，〔２〕運転性・操作性の向上，〔３〕作業者の被ばく線量の低減，〔４〕経済性の向上であり，主たる特徴は，次のとおりである。（甲３３９，７３８）
（ア）外部再循環ループの配管をなくしてインターナルポンプを採用した。
（イ）インターナルポンプの採用によって大口径配管破断事故の想定の必要がなくなったので，ＥＣＣＳ（非常用炉心冷却設備）は小容量とされた。
（ウ）水圧駆動方式であった従来型制御棒駆動装置に代えて，水圧駆動方式と電気駆動方式とを併用する改良型制御棒駆動機構（ＦＭＣＲＤ）を採用し，駆動源の多様化を図った。
（エ）従来の鋼製自立型格納容器に代え，原子炉建屋と一体化した円筒型鉄筋コンクリート製原子炉格納容器を採用し，耐震性の向上を図った。
（オ）熱効率の改善等を行い，電気出力を１３５万キロワット級の大容量プラントとした。
ウ　我が国で稼動している商業用の実用発電用原子炉のうち，ＡＢＷＲは，東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）柏崎刈羽原子力発電所６号機及び７号機のみである。

（４）原子力発電の仕組み
ア　ウラン２３５などの原子核（核分裂性原子核）は，中性子を吸収するなどして不安定な状態になると，分裂して二つ以上の別の原子核（核分裂生成物）に変わるとともに，数個の中性子を放出する（核分裂反応）ことがあるが，このとき分裂前の原子核が質量として持っていた結合エネルギーの一部が新しく発生した原子核等の運動エネルギーに変わる。こうして発生した中性子は光速に近い速度を持つが，これを別の物質（減速材）に衝突させて十分に減速すれば（このように減速された中性子を熱中性子という。），別の核分裂性原子核に吸収され易くなり，核分裂反応を継続させることができる。また，核分裂反応により発生した原子核等が周囲の物質に衝突すると，周囲の物質の熱運動を増大させる（温度を上昇させる）から，核分裂性物質の周囲を別の物質（冷却材）で満たしておけば，核分裂性物質が冷却材を暖める燃料として働き，熱エネルギーを取り出すことができる。〔甲１（３３ないし３５），甲６３５の１（１１），甲６３７の１（１２），乙１（１７，２１，２２），乙２（１，６，１０，１２ないし１８），乙７の１（４），乙８（１，３），証人Ｂ（４，６）〕
イ　原子力発電とは，原子炉内で核分裂反応を発生させ，取り出した熱エネルギーを用いて水蒸気を発生させ，これを発電機のタービンに吹き付けて回転させる発電方法である。ＡＢＷＲである本件原子炉施設では，別紙１「タービン設備系統概要図」のとおりの設備を用いて，原子炉圧力容器内で発生させた水蒸気をタービンに導き，復水器で管内に海水を流して冷やした配管に触れさせて液体に戻し，給水加熱器を介して原子炉内に戻している。
自然界に存在するウランは，大部分（約９９．３パーセント）が核分裂反応を起こし難いウラン２３８であり、核分裂性物質であるウラン２３５は約０．７パーセントにすぎない。我が国の原子力発電所では，一般に，燃料としてウラン２３５の濃度を数パーセントに高めた二酸化ウランを円柱状に焼き固めて燃料ペレット（二酸化ウラン焼結燃料）にして用いてきた。本件原子炉も，燃料として二酸化ウラン焼結燃料を用いる予定である。
〔甲４（１４０），甲６３５の１（２０），乙１（１９，２０），乙４（１０７ないし１１５），乙６（１０，添２－１，８－４－５９，８－６－１６），乙７の１（４），乙８（１，２，図１），証人Ｂ（２，３）〕
ウ　原子力発電所は，原子炉の出力を一定にするため，核分裂反応の量が一定に維持される（臨界）ように制御しながら運転する。ＢＷＲは，中性子を吸収するための制御棒の出し入れと，炉心を流れる冷却水の流量（再循環流量）の調節により，炉心の出力（核分裂反応の量）が一定になるように制御し運転する。
すなわち，ＢＷＲでは冷却水中に沸騰による気泡が存在するので，再循環流量が変化すると単位体積当たりの減速材（冷却水）の量が変化する。このため，再循環流量を変化させることにより，熱中性子の量，つまり核分裂反応の量を調節することができる。また，運転を継続することにより燃料中のウラン２３５の濃度が低くなると，制御棒を若干引き抜いてこれに吸収される中性子の量を減らすとともに再循環流量を減らして中性子の量を調節し，運転時間に応じて再循環流量を増加していく。〔乙１（２２，２３），乙７の１（６，７），乙８（２，３），証人Ｂ（４ないし７，８）〕
（５）放射線被ばくの人体への影響
ア　原子核の崩壊や核分裂反応のときに放出される素粒子を放射線といい，放射線には，アルファ線（ヘリウムの原子核），ベータ線（高速の電子），ガンマ線（電磁波），中性子線（中性子）などがある。アルファ線（紙１枚程度の厚さで遮蔽できる。）とベータ線（薄い金属板程度の厚さで遮蔽できる。）とは透過力が比較的弱く，ガンマ線と中性子線とは透過力が強い（遮蔽物質を透過しても一定の割合で減衰するだけで，完全に阻止することはできない。）。〔甲４（６０），甲１４９（３６，４１，４２，４６，４７），甲６３７の１（１５ないし１７，乙１（２３，２４），乙７の２（２）〕
不安定な核種が放射線を放出して別の核種に変化する性質（ないしはその性質の大きさ）を放射能といい，放射能を有する物質を放射性物質という。〔甲４（５９，６１），甲１４９（４１），甲１５０（１），甲６３５の１（１６），甲６３７の１（１５）〕

甲第38号証

イ　放射線は，細胞のＤＮＡなどに直接当たったり（直接作用），細胞内の水や有機物質などを電離することにより酸化力の強い物質（フリーラジカル）を発生させ，そのフリーラジカルがＤＮＡなどを傷つける（間接作用）ことで生体に影響を与える。〔甲１（７２，７３），甲３（１５３ないし１５５），甲４（８１，８２），甲１４９（４０，４２，４３，７９ないし１０６，乙１（２６）〕

損傷を受けた細胞が死ぬなどして本来の働きを失い，生体の有する自己修復の能力を超えると，その細胞が構成している中枢神経系や臓器，造血器官などの機能が損なわれ，ときには被ばく者が死に至る。〔甲４（８１，８２），乙１（２６，２７）〕

この種の影響は放射線被ばくの後，数十日以内に現れるが（早期影響），一定量以下の放射線に被ばくしても医学的に検知できるほどにはその影響は現れない（確定的（非確率的）影響）といわれている。〔甲１（６４，６５），甲３（１５６），甲４（８３），甲５（１４８，１４９），甲５８（６５），甲１２９（１２７），甲１３７（２３），甲１４５（４７），甲６３５の２（７，８），乙１（２７），乙７の３（９）〕

ＤＮＡが損傷を受け，自己修復に失敗して細胞分裂の統制が失われると，他の要因と相まって，被ばく者がガンに罹患することがある（ただし，ガン細胞が医学的に検知できるほどに増殖するには相当の時間を要するのが通常であるため，この種の影響は晩発影響といわれる。）。また，ＤＮＡ中の遺伝情報を司る部分が損傷を受け，自己修復に失敗して被ばく者の子孫に遺伝性の影響が現れることも考えられる（遺伝的影響）。放射線の持つエネルギーは極めて大きいため，極めて微量の放射線でも細胞やＤＮＡの損傷をもたらし得ることから，放射線防護を考える際には，晩発影響や遺伝的影響は，被ばくの量が減少してもこれに比例して発生確率が低くなるだけで，被ばくの量を零にしない限り発生を完全に防止することはできない（確率的影響）と仮定するのが通例である。〔甲４（８３，８４），甲５（１４３，１４４，１４９ないし１７９），甲８（９７），甲２８（２２），甲５８（６５ないし７２），甲１２９（１２７），甲１３７（２４），甲１４５（４７），甲１４９（６５），甲４６７（３３），甲４６９（１１３ないし１１８），甲５００（３２ないし３５），甲５０１（１１０ないし１１６），甲５０２（１１９ないし１２５），甲５０３（１２７ないし１３１），甲５０４（１３３ないし１３９），甲５０５（１３７），甲６３５の２（７ないし１２，１８ないし２２），甲６３７の１（４１ないし４３），乙１（２７），乙３（２６）〕

ウ　放射能の強さを表すのに，キュリー又はベクレルという単位が使われる。１キュリーは，１グラムのラジウム２２６が持っている放射能の強さ（毎秒３７０億個の壊変数）であり，１ベクレルは，毎秒１個の壊変数を表している。したがって，１キュリーは３７０億ベクレルである。

放射線が質量１キログラムの物体に吸収され，１ジュール（質量１キログラムの物体に１メートル毎秒毎秒の加速度を生じさせる力（１ニュートン）がその力の方向にその物体を１メートル動かすときのエネルギー）のエネルギーを与えた場合，その被ばく量（「吸収線量」という。）を１グレイという（なお，物質１グラム当たりの吸収エネルギーが１００エルグ（１エルグは，質量１グラムの物体に１センチメートル毎秒毎秒（以下，この単位を「ガル」ということがある。）の加速度を生じさせる力（１ダイン）がその力の方向にその物体を１センチメートル動かすときのエネルギー）である場合の吸収線量を１ラドといい，１グレイは１００ラドである。）。

放射線が人体に与える影響は，吸収線量が等しくとも放射線の種類によって異なるので，放射線の種類による重みづけ（放射線荷重係数。例えば，アルファ線は吸収線量の２０倍，ベータ線やガンマ線は１倍，中性子線はその中間の倍数と評価する。こうして得られた数値を等価線量という。）をした被ばく量単位を線量当量といい，レムまたはシーベルトという単位で表す。１グレイの被ばくは，ガンマ線による場合は１シーベルト，アルファ線による場合は２０シーベルトとなる。１シーベルトは１００レムであり，１０００ミリシーベルトである。

身体の各部が不均一な被ばくを受けたとき，全身均一な被ばくに換算すればどれだけの被ばく量に相当するかという考え方から出てきた被ばく量の単位が実効線量当量であり，被ばくした組織や臓器の放射線に対する感受性による重みづけ（組織荷重係数。全身の合計が１になる。）がなされる。例えば，甲状腺だけが２シーベルトの被ばくを受けたとき，甲状腺の組織荷重係数は０．０３なので，実効線量当量は０．０６シーベルトとなる。

２０００年版の国連放射線影響科学委員会報告によれば，０．５シーベルトの全身被ばくで末梢血中のリンパ球が減少し，１シーベルトの全身被ばくで１０パーセントの人に悪心，嘔吐が出現し，７ないし１０シーベルトの全身被ばくで死亡に至るとされている。

〔甲１（６３，６４），甲４（７２，７７，７８），甲５４，甲１４９（６０，６１），甲６３５の２（５ないし７），甲６３７の１（３８，３９），甲７０３（前書部分），乙１（２５）〕

エ　１シーベルトの放射線に被ばくすると各種の確率的影響の発生確率がどの程度増加するか（リスク係数）という問題について，国際放射線防護委員会（ＩＣＲＰ）は，広島，長崎における原子爆弾被ばく者のデータを主たる資料として，放射線誘発ガンによる死亡のリスク係数は男女及び全年齢の平均値として１シーベルト当たり約１００分の１件であり，子や孫に現れる遺伝的影響の平均リスク係数は，遺伝学的に有意であろう被ばくの割合を考慮すれば，１シーベルト当たり約１００分の０．４件とすることができるとみている。ＩＣＲＰの１９９０（平成２）年勧告は，このリスク係数を前提として，一般公衆の防護のための線量限度として，実効線量限度を１年当たり１ミリシーベルト，眼の水晶体の等価線量限度を１年当たり１５ミリシーベルト，皮膚の等価線量限度を１年当たり５０ミリシーベルトとすることを勧告している。

ＩＣＲＰの採用する見解については様々な批判的研究があるが，国際原子力機関（ＩＡＥＡ）などの国際機関や各国は，ＩＣＲＰ勧告を放射線防護の関連基準の規範としている。

我が国においても，原子炉等規制法３５条，同法施行令１１条の２，実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（昭和５３年１２月２８日通商産業省令第７７号）１条６号，８条３号，同規則の規定に基づく線量当量限度等を定める告示（平成１３年３月２１日通商産業省告示第１８７号）３条１項１号により，周辺監視区域（管理区域の周辺区域であって，人の居住が禁止され，業

務上立ち入る者以外の者の立ち入りが制限される区域）の外側において，実効線量が１年間に１ミリシーベルトを，皮膚の等価線量が１年間に５０ミリシーベルトを，眼の水晶体の等価線量が１年間に１５ミリシーベルトをそれぞれ超えないことを求めている（以下「規制値」ということがある。）。更に，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和５０年５月１３日原子力委員会決定）では，発電用軽水炉施設周辺の公衆の受ける線量についての目標値を，実効線量で年間１０００分の５０ミリシーベルトとする旨が定められている。

なお，安全評価指針は，ＩＣＲＰの１９９０年勧告が，特殊な状況においては，５年間にわたる平均が１年当たり１ミリシーベルトを超えなければ，単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもあり得るとしていることから，事故の発生頻度が小さいことを前提として，周辺公衆の実効線量の評価値が事故当たり５ミリシーベルトを超えなければ，事故による放射線被ばくを考慮に入れても周辺公衆の実効線量を上記勧告が定める実効線量限度内に抑えることができる（公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えない）としている。〔甲３（１４６，１４７，１５６ないし１６７），甲４（８９），甲５（２１３ないし２２０），甲８（９２ないし９６，１０４ないし１０６，１１３ないし１１５），甲２７（２１），甲２８（２２ないし２５），甲２９（２４ないし２６），甲５８（７３ないし８４），甲１３７（２４ないし２７），甲１３８（１８ないし２２），甲１３９（１５９ないし１７３），甲１４０（５５ないし５７），甲１４４（１ないし６），甲１４５，甲１４６（７７ないし８１），甲１４７（１９ないし２５），甲２９７，甲４６６（２６ないし３７），甲４６７（２８ないし３５），甲４７３（１０ないし１２），甲６３５の２（１２ないし１７），甲６３７の２（３９ないし４２，４８ないし５０），乙３（３０，３１，１１５，１１６，１１８），乙６（添９－２－１ないし９－２－３），乙７の７（１６，１７），乙９（１１１，４０６ないし４０７）〕

オ　地殻を構成している岩石や土砂などの中には，ウラン，トリウム，ラジウムなどの放射性物質が含まれていて，絶え間なく放射線を出している。また，これらの元素から生じたラドンなどの気体状の放射性物質が空気中に混じっていて，それらは呼吸することによって人の体内に取り込まれる。さらに，宇宙線と呼ばれる放射線も人に降り注いでいる。これらは自然放射線と呼ばれ，人は，１年当たり平均で約２．４ミリシーベルトの自然放射線を受けており，その内訳は，宇宙線などの空間から飛来してくるものが０．３９ミリシーベルト，土壌から放出されるものが０．４８ミリシーベルト，日常摂取する食物を通じ体内から照射されるものが０．２９ミリシーベルト，空気中のラドンなどの吸入によるものが１．２６ミリシーベルトとする研究結果がある。〔甲１（８４，８５），甲４（７９ないし８１），甲８（９０，９５），乙１（２４）〕

自然放射線は場所によりその強さが異なり，我が国では最も少ない神奈川県と最も多い岐阜県とは１年当たり約０．３８ミリシーベルトの開きがある。〔乙１（２４，２５），乙７の２（１７）〕

３　当事者の主張

当事者の主張は，第２分冊及び第３分冊にそれぞれ記載のとおりであるが，本判決においては，各争点について説示する際に，原告ら又は当事者双方の主張の要旨を摘示するとともに，上記各書面における該当項番号を示すこととする。

原告らが主張する差止めの理由は，〔１〕放射線を外部放出させる事故（原因が地震である場合を除く）が発生する危険があること，〔２〕地震が原因となって放射線を外部放出させる事故が発生する危険があること，〔３〕諸般の事情の総合考慮によって差止めるべきこと，であり，後記第２章の第３ないし第５で，〔３〕，〔１〕，〔２〕の順番で判断を示すことにする。

４　定義の説明

（１）原子力発電所で生じる異常な状態について，発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成２年８月３０日原子力安全委員会決定）においては，「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」という概念が用いられ，「運転時の異常な過渡変化」とは，「原子炉の運転中において，原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象」と定義され，「事故」とは，「運転時の異常な過渡変化を超える異常な事態であって，発生する頻度はまれであるが，発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり，原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象」と定義されているので，以下，当事者の主張を摘示する部分を除いて上記定義に従うとともに，これらを総称して「異常事象」との表現を用いることとする。

（２）原告らは，前記３で摘示したとおり，原子力発電所での事故を，地震が原因となる場合とそれ以外の場合を分けて論じているので，区別する必要がある場合には，前者を「地震事故」，後者を「一般事故」と呼ぶ場合がある。

（３）以下の文中の計算式において，累乗は，「^」で表す。例えば，１０の３乗は，「１０^３」と表記することになる。

第２章　当裁判所の判断

第１　差止請求の根拠について

１　原告らの主張の要旨

本訴請求は，人格権又は環境権に基づくものである。ここにいう「人格権」とは，人間の健康の維持と人たるにふさわしい生活環境の中で生きていくための権利という極めて根源的な内実を持った権利である。ここにいう「環境権」とは，憲法１３条，２５条を根拠とし，人が健康で快適な生活を維持するために必要な良き環境（自然的環境を含むのはもちろんのこと，社会的・文化的環境も含まれる。）を享受し，かつ，これを支配し得る権利であり，人間に様々な危害を加える行為について，その被害が各個人に現実化する以前における「環境」そのものに対する侵害行為を排除し，もって人格権を守ることを目的とする権利である。

２　被告の主張の要旨

原告らが本訴請求の根拠とする人格権は，差止請求の根拠となり得るものの，環境権は，実定法

上何らの根拠もなく，その概念，権利の内容，成立要件，法律効果等が全く不明瞭であり，これに基づく差止請求は許されない。

3　判断

個人の生命，身体及び健康という重大な保護法益が現に侵害されている場合，又は侵害される具体的な危険がある場合には，その個人は，その侵害を排除し，又は侵害を予防するために，人格権に基づき，侵害行為の差止めを求めることができると解される。原告らは，「人格権」を，生命，身体及び健康よりも拡大し，「人間の健康の維持と人たるにふさわしい生活環境の中で生きていくための権利」と主張するが，差止請求の根拠となる絶対的権利としての「人格権」は，名誉とプライバシーとを別にすれば，生命，身体及び健康を中核とする権利として捉えるべきものと考える。

また，原告らは，差止請求の根拠として「環境権」をも主張するが，「人が健康で快適な生活を維持するために必要な良き環境を享受し，かつ，これを支配し得る権利」が認められていると解すべき実定法上の明確な根拠はなく，また，環境は，社会の構成員が共通に享受する性格のものであるから，そのようなものについて個々人が排他的に支配し得るような私法上の権利を有していると認めることには疑問があり，少なくとも，その権利の内容及びこれが認められるための要件も明らかとはいえない現段階においては，このような権利ないし利益が実体法上独立の差止請求の根拠となり得ると解することは困難である。

したがって，原告らの上記主張は，本件原子炉の運転により原告らの生命，身体及び健康が侵害される具体的な危険があり，その侵害が受忍限度を超えて違法である場合には，人格権に対する侵害を予防するためその運転の差止めを求めることができるという限度で採用できるが，その余は採用できない。

第２　「具体的危険」の立証責任等について

１　原告らの主張の要旨

原子力発電所内部の放射性物質が外部に放出されれば，周辺公衆の生命，身体及び健康に甚大な被害をもたらすから，放射性物質が外部に放出される具体的危険があることが認められれば，当然に差止請求が認められるべきである。そして，被告において放射性物質の外部放出の具体的危険がないことを立証する責任があり，本件の審理にあたっては，本件原子炉施設の安全性について，被告が相当の根拠を示しているかどうかをまず確認すべきものである。（原告ら最終準備書面第２章３（３），第４章第２の２）

２　判断

（１）人格権に対する侵害行為の差止めを求める訴訟においては，差止請求権の存在を主張する者において，人格権が現に侵害され，又は侵害される具体的危険があることを主張立証すべきであり，このことは，本件のような原子炉施設の運転の差止めの可否が問題となっている事案についても変わるところはないと解すべきである。そして，前記第１章第２の２（５）イ，エの各事実によれば，原子炉周辺住民が規制値を超える放射線被ばくをすれば，少なくともその健康が害される危険があるというべきであるから，本件において原告らは，本件原子炉の運転により，原告らが規制値（以下「許容限度」ということがある。）を超える放射線を被ばくする具体的危険があることを主張立証すべきことになる。

他方，原子力発電所は大量の放射性物質を内蔵しており，電気事業者が何らの制御策も放射線防護も講じることなくこれを運転すれば，周辺公衆が大量の放射線を被ばくするおそれがあるところ，被告は，高度かつ複雑な科学技術を用いて放射性物質の核分裂反応を制御しながら臨界を維持するよう本件原子炉施設を設計するとともに，多重防護の考え方に基づいて各種の安全保護設備を設計しており，本件原子炉施設におけるこれらの安全設計及び安全管理の方法に関する資料は全て被告が保有している。

これらの事実にかんがみると，原告らにおいて，被告の安全設計や安全管理の方法に不備があり，本件原子炉の運転により原告らが許容限度を超える放射線を被ばくする具体的可能性があることを相当程度立証した場合には，公平の観点から，被告において，原告らが指摘する「許容限度を超える放射線被ばくの具体的危険」が存在しないことについて，具体的根拠を示し，かつ，必要な資料を提出して反証を尽くすべきであり，これをしない場合には，上記「許容限度を超える放射線被ばくの具体的危険」の存在を推認すべきである。

なお，本件と同様に，人格権又は環境権に基づいて原子力発電所の建設差止めや運転差止めを求めた従来の訴訟の判決の多く（仙台地裁平成６年１月３１日判決・判例タイムズ８５０号１６９頁，仙台高裁平成１１年３月３１日判決・判例時報１６８０号４６頁，金沢地裁平成６年８月２５日判決・判例タイムズ８７２号９５頁，名古屋高裁金沢支部平成１０年９月９日判決・同９９４号８２頁，福井地裁平成１２年３月２２日判決・同１０４３号２５９頁）は，各被告において，まず，各原子炉施設の安全性に欠ける点のないことについて立証する必要があるとして，各被告が主張する各原子力発電所の安全確保策を全般にわたって認定，検討しているが，当裁判所は，上記のとおり，その考え方は採らないので，本判決においては，原告らが，人格権侵害の具体的危険があると主張する点について，重点的に検討することになる。

（２）なお，被告は，本件原子炉の増設について原子力安全委員会の審査を経ているので，その事実が，被告に求められる反証の成否に如何なる影響を与えるかを検討する。

ア　安全審査についての法令の定め

（ア）前記第２の２（２）で説示した原子力安全委員会の審査がなされた当時，実用発電用原子炉（発電の用に供する原子炉）の型式，熱出力及び基数，原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備並びに使用済燃料の処分の方法等を変更しようとする原子炉設置者は，主務大臣（通商産業大臣）の許可を得なければならないとされ（原子炉等規制法２６条１項，２３条１項１号，２項２号ないし５号，８号），通商産業大臣は，原子炉設置の許可申請が同法２４条１項各号に適合していると認めるときでなければ許可してはならず（同法２６条４項，２４条１項柱書），主務大臣が上

記許可をする場合においては，あらかじめ，同法２４条１項３号（技術的能力に係る部分に限る。）及び４号に規定する基準の適用については原子力安全委員会の意見を聴かなければならないとされていた（同条２項。この意見聴取の手続を，以下「安全審査」という。）。

（イ）当時，原子力安全委員会は，原子力の研究，開発及び利用に関する行政の民主的な運営を図るため，総理府に置かれていた機関であり（平成１１年法律第１０２号による改正前の原子力委員会及び原子力安全委員会設置法１条），核燃料物質及び原子炉に関する規制のうち，安全の確保のための規制に関すること等について企画し，審議し，及び決定すること等を所掌事務とし（同法１３条１項），委員５名をもって組織される（同法１４条１項）とされており，原子力安全委員会には，学識経験のある者のうちから内閣総理大臣により任命された６０名以内の審査委員で組織する原子炉安全専門審査会が置かれ，原子炉に係る安全性に関する事項を調査審議する（同法１６条，１７条，同法施行令６条１項）とされていた。

イ　証拠（乙９）によれば，当時，原子力安全委員会は，軽水炉の安全審査に関し，立地については，「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（昭和３９年５月２７日同委員会決定），設計については，「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成２年８月３０日同委員会決定，以下「安全設計審査指針」という。），「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（昭和５６年７月２０日同委員会決定，以下「耐震設計審査指針」という。）等，安全評価については，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成２年８月３０日同委員会決定，以下「安全評価指針」という。）等，各種の審査指針（以下「安全設計審査指針等」という。）を定めていたこと，同委員会は，軽水炉の設置や変更の安全審査においては，当該原子炉施設の安全設計が安全設計審査指針等に適合していることを確認する必要があり，同指針等に適合していれば，原子炉施設の安全設計の基本方針に関する評価は妥当なものと判断するものとされていたこと，以上の事実が認められる。

ウ　前記ア，イで認定したとおり，原子力安全委員会の安全審査は，これまでの経験と最新の技術的知見に基づいて定められた安全設計審査指針等に基づき，学識経験者により行われるものであることからして，その安全審査の結果は，原子炉施設の安全設計の基本方針に妥当性に欠ける点がないかを審理するに当たって重要な資料となるというべきである。

この点，原告らは，〔１〕安全審査体制が不公正であること，〔２〕原子力安全委員会の審査には担当行政庁が影響を与え得る仕組みであり，ダブルチェックが機能していないこと，〔３〕審査の対象が殊更に狭く解されており，現実に発生している事故の防止に役立たず，審査の範囲も不明確であること，〔４〕事故の想定が不合理であり，極めて杜撰な審査が行われていること，〔５〕実際に発生した事故を検討しても，安全審査は事故を防止できていないこと等から，安全審査の存在を無視して原子力発電所の危険性を審理することが必要である旨主張する（原告ら最終準備書面第３章第７）が，採用できない。

もっとも，安全審査については，当該原子炉施設の基本設計の安全性に関わるものをその対象とし，（最高裁平成４年１０月２９日第一小法廷判決・民集４６巻７号１１７４頁参照），どのような事項が安全審査の対象となるべき当該原子炉施設の基本設計の安全性にかかわる事項に該当するのかという点も，主務大臣の合理的な判断に委ねられていると解されること（最高裁平成１７年５月３０日第一小法廷判決・民集５９巻４号６７１頁参照，裁判所時報１３８８号２８４頁）や，原告らの主張からも窺われるとおり，安全審査においては想定されていなかった異常事象が現実には度々発生していること，本件原子炉の安全審査が行われたのは平成１１年３月であって，その後今日までの原子力発電所を巡って生じた事象や新たに得られた知見は前提とされていないこと等をふまえると，安全審査を経て通商産業大臣による本件原子炉の設置変更許可がなされているからといって当該原子炉施設の安全設計の妥当性に欠ける点がないと即断すべきものではなく，検討を要する問題点ごとに，安全審査においてどこまでの事項が審査されたのかを個別具体的に検討して判断すべきである。

第３　諸般の事情の総合考慮による差止めの主張について

１　原告らの主張の要旨

一般事故又は地震事故による放射性物質の外部放出の危険性の問題をひとまずおいても，そもそも原子力発電所が人格権（及び環境権）侵害の潜在的危険性を保有する施設であり，平常運転時に放出される放射性物質による健康被害も無視できない問題であることを前提として，（ａ）被害の種類・程度，（ｂ）地域性，（ｃ）法令ないし行政基準の違反の有無，（ｄ）加害者の害意・過失等の主観的態様，（ｅ）加害行為の公共性の有無，（ｆ）加害者の手続上の瑕疵の有無，（ｇ）防止措置ないし代替手段の可能性又は防止措置を採用したか否かという観点から，代替エネルギー（天然ガスや再生可能エネルギー，省エネ）の問題，（ｈ）差止めにより加害者が犠牲にする利益と差止めを認めないことによる被害者の損失との比較考量という観点から，原子力発電の必要性の問題や原子力発電所を含めた核燃料サイクル全体（廃棄物処理や使用済み核燃料の貯蔵・輸送，廃炉等）にわたる問題のような諸般の事情を総合考慮して，人格権ないしは環境権侵害による差止請求が認められるべきである。（原告ら最終準備書面第２章３）

２　判断

（１）原告らの主張の趣旨は，明確ではないが，要するに，本件原子炉の平常運転時においても，原告らの人格権を侵害する具体的危険がある程度の放射性物質が外部に放出されるところ，大量の放射性物質の外部放出が予想される一般事故や地震事故の場合と異なり，平常運転時の放射性物質の放出の事実だけから直ちに本件原子炉の運転を差止めるべきとはいえないとしても，前記１で挙げた諸般の事情を総合考慮すれば，本件原子炉の運転を差し止めるべきとの判断がなされるべきというものと解される。

（２）前提事実

文中に記載した証拠及び弁論の全趣旨によれば，本件原発の周辺公衆被ばくする放射線量について，次の事実が認められる。

ア　ウラン２３５の原子核の核分裂反応により，クリプトン８５，ストロンチウム９０，ヨウ素１

３１，セシウム１３７，ネプツニウム２３９，プルトニウム２３９，プルトニウム２４０などの放射性物質が発生する。
その量は，１００万キロワットの原子炉の場合，１年で１トンに達するところ，これは広島に投下された原爆の千発分に相当するといわれているほど膨大なものである。〔甲２（６９ないし７６），甲３（１１９），甲４（６３ないし６８），甲２３（６６），甲５８（３９），甲１４９（５１，５２），甲１５２（９９），甲６３５の２（２ないし５，６），甲６３７の１（１０，１２，１３・添図３），甲７１５（１０，１１），甲８４２（１０），乙１（２３），乙６（添１０－４－２８，１０－４－２９），乙７の３（８ないし１０），証人Ａ（１５，１６）〕
そこで，我が国においては，原子力発電所の設置者は，原子力発電所の運転に伴って環境へ放出せざるを得ない放射性物質の量を抑える対策を講じるとともに，多重防護の考え方に立って，原子炉出力，原子炉圧力及び原子炉水位をいずれも安定して制御し，放射性物質の環境への放出につながるような事象の発生を未然に防止する異常発生防止対策を講じ，異常が発生した場合にも，「止める，冷やす，閉じこめる。」の標語のもと，その拡大を防止する異常拡大防止対策を講じ，異常が拡大した場合にも放射性物質の環境への大量放出という事態を防止する放射性物質異常放出防止対策を講じている（原子炉等規制法２４条１項４号）。〔乙１（５０ないし５５，乙２（５４ないし５９），乙３（３０，３１），乙８（４）〕
イ　本件原子炉施設では，円柱状の燃料ペレットを一列に並べて円筒形ジルカロイ－２被覆管の内面に純ジルコニウムを内張りしたジルコニウムライナ被覆管（以下「燃料被覆管」又は「被覆管」という。）に入れて密封し，燃料棒としている。そして，別紙２「燃料集合体内の燃料棒配置図の例（初装荷燃料，タイプ（１））」，別紙３「燃料集合体内の燃料棒配置図の例（初装荷燃料，タイプ（２））」，別紙４「燃料集合体概要図」及び別紙５「燃料集合体の構造図」のとおり，燃料棒７４本とウォーターロッド（上部と下部の側面に孔が設けられ，内部を冷却材が流れるようになっているジルカロイ製円筒であり，スペーサの軸方向位置を決めるとともに，燃料集合体内の出力分布を平坦化する。）２本とを９行９列（９×９）の正方形に配列して燃料集合体とし，周囲をジルカロイ製のチャンネルボックスで囲む。さらに，別紙６「炉心配置図」のとおり，縦に装荷した燃料集合体８７２体を円柱形になるように配置して炉心を構成する。
燃料ペレットは核分裂生成物を保持する能力を持つ。また，被覆管も核分裂生成物を燃料棒内に閉じ込める機能を持つ。冷却材中の不純物等が中性子により放射化されることなどによって生じる放射化生成物や，被覆管内から冷却材中に漏出した核分裂生成物等の放射性物質は，運転時は原子炉冷却系内に，異常が発生した場合には原子炉冷却材圧力バウンダリ（原子炉の通常運転時に，原子炉冷却材を内包して原子炉と同じ圧力状態となり，異常状態において圧力障壁を形成するものであって，それが破壊すると原子炉冷却材喪失となる範囲の施設をいう。本件原子炉施設では，別紙７「原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図」のとおり，原子炉圧力容器とこれにつながる配管のうち原子炉格納容器のすぐ外側に設けられた隔離弁までが原子炉冷却材圧力バウンダリとなる。）内に閉じ込める。原子炉圧力容器の外側には，鋼製ライナーを内張りしたコンクリート製の格納容器があり，一番外側には厚いコンクリートで作られた原子炉建屋があって，事故時にも放射性物質を閉じ込める。また，水に接する部分には腐食に強い材料を使ったり，冷却水中に現れた放射性物質はろ過装置を通して除去する。
原子炉冷却系以外からも，空気抽出機の排ガスや漏出した冷却材などに含まれる気体廃棄物，機器ドレン廃液（弁などからの漏洩水など）や洗濯廃液などの液体廃棄物，取り替えた機械類の部品，点検作業等に使用した布や作業服等の固体廃棄物が不可避的に発生する。これらの廃棄物は，気体廃棄物は希ガスホールドアップ塔に通して放射能を減衰させたり，フィルタで処理して粒子状放射性物質を除去し，液体廃棄物は濃縮等の処理を行い，原則として補給水として再使用し（放射性物質の濃度がごく低い廃液は環境に放出する。），固体廃棄物は減容・固化した後貯蔵するが，放射性物質を環境に放出すること自体は避けられない。〔甲４（１１５），乙１（５０，５１），乙２（５５），乙４（１１，１２，１８，２５，２６，４１，９４ないし９８），乙６（添８－３－６ないし８，８－３－９９，８－３－１０９ないし１１２，８－３－１２６，８－４－６０，９－２－２０ないし２２，９－４－１ないし４，９－４－１１，９－４－１２，９－４－１５，９－４－１６），乙７の１（９ないし１２），乙７の２（１ないし１７），乙８（４，５，１１），乙９（９），証人Ｂ（１０，１１）〕
ウ　被告が本件設置変更許可申請の際に通商産業大臣に提出した申請書（以下「本件許可申請書」という。）によれば，本件原発（１号炉及び２号炉）の平常運転時において，敷地等境界外における気体廃棄物中の希ガスからのガンマ線，液体廃棄物中に含まれる放射性物質（ヨウ素を除く。）並びに気体廃棄物及び液体廃棄物に含まれるヨウ素に起因する一般公衆の受ける実効線量当量を，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和５１年９月２８日原子力委員会決定）に従って評価すると，最大値は１年当たり約１０００分の１８ミリシーベルトであるとされている。これは，規制値をはるかに下回り，前記第２の２（５）エで認定した原子力委員会が定めた目標値をも十分下回っている。
また，本件許可申請書によれば，被告は，通常運転時において本件原子炉施設からの直接ガンマ線（原子炉施設内から直接施設周辺に到達してくるガンマ線）及びスカイシャインガンマ線（原子炉施設内から放出され，空気中で散乱して施設周辺に到達してくるガンマ線）による空気吸収線量が，人の居住する可能性のある敷地等境界外において１年当たり１００万分の５０グレイを下回るように設計しているとされている。〔乙６（添８－１１－４，９－５－１ないし３６），乙９（４１ないし４７２，１１６０，１１６１，乙３１（８４ないし８８）〕
被告は，本件原子炉施設から環境中に放出する気体廃棄物及び液体廃棄物に含まれる放射性物質の濃度を監視するとともに，環境における放射線量率等を監視することを予定している。〔乙４（７２ないし７４），乙６（添８－１１－１６ないし２２），乙３１（８２，８３）〕
エ　また，本件許可申請書によれば，被告は，安全評価指針に基づいて本件原子炉施設の運転時の異常な過渡変化を解析したところ，いずれの場合も，燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全

性が保持されるという結果となり，同指針に基づいて本件原子炉施設の事故を解析したところ，事故に対する安全評価指針の判断基準を全て満足するという結果になったとされている。そして，放出される核分裂生成物の線量当量は，最も高い燃料集合体の落下事故の場合であっても，約１０００分の２２ミリシーベルトに止まったとされている。〔乙６（添１０－２－２ないし５５，１０－３－２ないし１２７），乙９（１１１），乙３１（９８，９９，１２１，１２２），証人Ｂ（〔１〕１３ないし１８）〕
オ　我が国において，原子力発電所の周辺監視区域外の住民が受けた実効線量の５年間にわたる平均が１年当たり１ミリシーベルトを超えるほどに事故が頻発した例は知られていない。
（３）以上のとおり，本件許可申請書によれば，本件原子炉の平常運転時に放出される放射性物質により周辺公衆が受ける実効線量は，我が国の関係法令による規制値である１年当たり１ミリシーベルトを大きく下回り，食物や居住地といった生活様式の違いから生じ得る自然放射線による実効線量の変動幅とさほど変わらない程度の大きさであり，また，前記（１）のウ，エの事実によれば，被告の解析結果を前提とする限り，本件原発の敷地等境界外において一人の市民が放射線被ばくにより受ける線量当量は，被告が想定する事故を前提としても，年間１ミリシーベルトの許容限度を大きく下回っていることになるところ，本件許可申請書の内容に疑義があることを窺わせる証拠はない。仮に，規制値である年間１ミリシーベルトの放射線を被ばくした場合，前記第１章第２の２（５）エで認定したＩＣＲＰのリスク係数によれば，放射線誘発ガンによる死亡のリスクは，年間１０万分の１であるところ，現実に本件原子炉の平常運転によって周辺公衆が受けると予想される実効線量はこれを大きく下回っているのであるから，本件原子炉の平常運転によって放出される放射性物質によって周辺公衆が健康を害するリスクは，零とはいえないが，被告が想定する運転時の異常な過渡変化や事故が生ずることを前提としても，極めて低い水準にあるということができる。
（４）こうしてみると，本件原子炉の平常運転に伴う危険性は，被告が想定する運転時の異常な過渡変化や事故が生ずることを前提としても，社会通念上容認できる水準以下に保たれているというべきであるから，被告による本件原子炉の平常運転をもって，原告らに対する人格権侵害行為と評価することはできない。
そして，原告らが差止請求の根拠となる旨主張するその余の事情については，原告らの生命，身体及び健康を侵害するものではないから，それらの事情を考慮しても，上記結論は変わらない。
第４　本件原子炉における事故の危険性の主張について
（なお，本項にいう「事故」とは，一般事故のことをいう。）
１　原発事故の蓋然性からみた危険性の主張について
（１）前提事実
当事者間に争いのない事実，文中に記載した証拠及び弁論の全趣旨によれば，次の事実が認められる。
ア　スリーマイル島（ＴＭＩ）原発事故について
（ア）ＴＭＩ原子力発電所２号炉は，アメリカ合衆国ペンシルバニア州ドルフィン郡内のサスケハナ川中州にある，熱出力２７７．２万キロワット，電気出力９５．９キロ万ワットの加圧水型軽水炉（ＰＷＲ）である。
ＰＷＲでは，一次冷却水を加圧する加圧器は，原子炉から蒸気発生器に向かう配管の中間に取り付けられており，内部の一次冷却水を電熱ヒーターで加熱して発生させた水蒸気の圧力で加圧し，上部の蒸気逃がし弁の開放や冷水散布によって減圧する。〔甲５７（３，４，６），甲５８（８９，９０，９８，９９），甲２７０（９９ないし１０５），甲６３５の３（２４，２５），乙１（２３）〕
（イ）ＴＭＩ原子力発電所２号炉は１９７８（昭和５３）年１２月から営業運転を開始したが，多数の機器の故障や不具合が処置されずにおり，制御室にはこのことを示す警報が常時５２個以上点灯していた。
また，二次冷却材喪失時に直ちに蒸気発生器に給水するための補助給水系の出口弁を２個とも閉じたまま運転していた。〔甲５７（１６），甲５８（１００），甲６３（２９），甲２７０（１０６，１０８，１１０），甲６３５の３（２６）〕
（ウ）１９７９（昭和５４）年３月２８日午前４時ころ（事故開始），タービン復水器からの二次冷却水を精製するイオン交換樹脂装置の出口弁が突如閉じ，そのためほぼ同時に，タービンと二次冷却系の主給水ポンプが停止した。二次冷却系の補助給水ポンプが起動したが，出口弁が閉じていたため二次冷却水の供給が停止し，原子炉内の温度，圧力が急上昇し，事故開始３秒後に加圧器逃がし弁が開くとともに，原子炉はスクラム（制御棒の急速挿入による停止）した。
事故開始１３秒後，原子炉圧力が規定値まで低下したが，逃がし弁は閉じずに固着した。ところが，逃がし弁の励磁コイルには信号電流が流れていたので，制御室の表示は「弁閉」を指示しており，一次冷却水の原子炉からの流出が続いた。
事故開始約２分後，原子炉圧力が低下し，非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の高圧注入系のポンプ２台が自動起動して，原子炉内への給水を開始したが，原子炉圧力が低下した上に炉心では崩壊熱（炉心の核分裂生成物が更に核分裂反応を起こして発生する熱）が発生したために，一次冷却水が沸騰し，発生した蒸気泡が一次冷却水を加圧器内に押し上げた。加圧器の水位計を見た運転員は，平常時の運転訓練で加圧器の上部に蒸気の部分を残すよう教育されていたため，原子炉が満水し，給水量が過剰になったと判断し，高圧注入系のポンプを１台止め，残りの１台の流量を最低限にまで絞り，一次冷却水を原子炉から抜く抽出弁を開いた。事故の進行中も警報が至るところで鳴り，計算応力の不足のため記録の打ち出しも遅れていたから，運転員は炉内状況を全くつかめなかった。
一次冷却水に気泡が大量に混入したため，一次冷却系ポンプの異常振動が激しくなった。そこで，運転員は，事故開始１時間１０分後から１時間４０分後にかけて一次冷却系ポンプ４台を順次停止した。このため，水と蒸気の混合物の流れが止まり，事故開始約２時間後に炉心の上部が蒸気

中に露出して炉心の上部が冷却不全となり，燃料棒の温度が上昇した結果，燃料被覆管が破損して核分裂生成物が一次冷却水中に放出されるとともに，被覆管材のジルコニウムが水蒸気と反応して水素を発生した。核分裂生成物は，加圧器逃がし弁や抽出弁を通って補助建屋に移り，補助建屋から環境中に放出された。
加圧器逃がし弁が開固着していることについては，例えば加圧器逃がし弁から一次冷却水系の排水タンクに至る配管の温度が高かったことや，炉心内の中性子が通常より増えていたこと，一次冷却系ポンプが激しく振動し始めたことといった徴候があったが，こうした事態が冷却材喪失事故の結果であることを理解していた運転員はいなかった。
事故開始約２時間２０分後に運転員が加圧器逃がし弁の手前にある元弁を閉じ，冷却材の流出が止まった。しかし，運転員は依然冷却材喪失事故（ＬＯＣＡ）が進行していたことに気付かず，原子炉への給水を再開しなかったために，炉心の崩壊が進行した。事故開始３時間２０分後から約７分間，運転員は原子炉圧力の低下を防ごうとして高圧注入系を全開した。注水時の急冷により，酸化して脆化していた炉心上部の燃料棒が崩れ落ちたと推定されている。
運転員は，試行錯誤を重ねた末，事故開始約１６時間後にようやく正常に近い冷却状態を回復した。〔甲５７（１９ないし２８），甲５８（９０ないし９２，１００ないし１０３），甲６３（２９），甲２７０（１０５ないし１２３），甲６３５の３（２５ないし２７，３９，４０，５０），乙７の２（３０ないし３７），乙７の３（２５，２６），乙７の４（１６ないし１９）〕
（エ）この事故により，敷地外の最大被ばく量が７．９ミリシーベルトに達したとの公式報告があるほど大量の放射性物質が環境中に放出された。この事故によって，炉心の２０パーセントの溶融が推定される旨の見解や炉心の７０パーセントの溶融の可能性を指摘する見解が公表されている。〔甲５８（９４），甲４７３（１０ないし１２），甲６３５の３（３４ないし３６）〕
イ　チェルノブイル原発事故について
（ア）チェルノブイル原子力発電所４号炉は，旧ソビエト社会主義共和国連邦（以下「旧ソ連」という。）ウクライナ共和国にある，熱出力３２０万キロワット，電気出力１００万キロワットのチャンネル式大出力原子炉（ＲＢＭＫ）原子力発電所である。
ＲＢＭＫは，減速材として垂直方向に多数の穴が貫通して開けられた黒鉛ブロックを用い，この穴の中に圧力管を挿入し，圧力管の中に燃料集合体や制御棒，計装機器を挿入し（それぞれ燃料チャンネル，制御棒チャンネル，計装チャンネルという。），燃料チャンネルの中に下から冷却水を入れて沸騰させるという，黒鉛減速軽水冷却沸騰水型原子炉である。〔甲５８（１９６，１９７），甲６４の１（７４，７５，８０），甲１２８（２０ないし２２），甲６３５の４（７ないし９），乙７の２（３７，３８）〕
（イ）１９８６（昭和６１）年４月２５日午前１時，チェルノブイル原子力発電所４号炉は，予定されていた点検修理のため，出力降下を開始した。この運転停止に際し，タービンの惰性回転を利用して発電した電気を４台の主循環ポンプに流してみて，事故時に作動するＥＣＣＳのポンプを非常用ディーゼル発動機が動き出すまでの間動かすだけの電気を取り出せるかどうかを確かめる試験をすることになっていた。
同日午後１時１５分，熱出力１６０万キロワットのとき，２台のタービンのうちの１台（７号機）を切り離した。ところが，電力供給上の事情から発電を続けることになり，同日午後１１時１０分にようやく出力降下を再開した。試験は熱出力７０万キロワットないし１００万キロワットで行う予定であったが，原子炉出力制御系の切替の際に熱出力が０ないし３万キロワットにまで低下した。
出力再上昇の努力の結果，同月２６日午前１時２３分ころ，熱出力２０万キロワットで安定するに至ったので，試験が開始された。チェルノブイル原子力発電所４号炉には，低出力域でボイド係数（後記６（１）アで説明する。）が大きく正になる（原子炉の出力が上昇し，冷却水の蒸気泡が増えると，中性子の冷却水への吸収が減って更に出力が上昇する。）という特性があり，しかも，当時は制御棒の多くが引き抜かれ，反応度（核分裂連鎖反応を維持発展させる能力）操作余裕（制御棒の効きの良さを示す指数）が運転規則所定の原子炉停止要件である１５本を下回り，極端に低下していた。さらに，チェルノブイル原子力発電所４号炉では，制御棒が引き抜かれているときに制御棒チャンネル内の冷却水が中性子を吸収することを防ぐため，制御棒の下に黒鉛棒（水追い出し棒）がぶら下げられていたが，水追い出し棒はスクラムの際に制御棒チャンネル内に残っている冷却水を追い出すため，正の反応度を投入する（原子炉の出力を増大させる）という特性があった。
同日午前１時２３分４秒ころ，試験が開始された。試験電源に接続されていた４台の主循環ポンプの流量が若干低下したのに伴って炉心での蒸気発生がいくらか増えたが，若干の圧力上昇と自動制御棒の挿入により出力上昇は抑えられた。
同日午前１時２３分４０秒ころ，運転員がスクラムボタンを押したところ，原子炉出力は急激に上昇し，燃料棒や圧力管が破壊され，大量の蒸気泡が発生して更に出力が上昇した。その結果，原子炉内で爆発が起こり，大量の放射性物質が環境中に放出された。〔甲５８（１９５ないし２００），甲６４の２（９８ないし１０９），甲１２８（２４ないし３０），甲６３５の４（９ないし１６，２８な３０いし３４），甲６３７の１（６ないし９），乙７の２（３８ないし４２），乙７の４（２８ないし２９）〕
（２）当事者の主張の要旨
ア　原告ら
原発事故が多発している。我が国で発生した多くの原発事故（原告ら最終準備書面別表１ないし３に記載）やＴＭＩ原発事故，チェルノブイル原発事故を検討すると，〔１〕どんな型の原子力発電所でも事故が多発していること，〔２〕国が実施した安全審査において想定されていなかった事故が相次いで発生していること，〔３〕あらゆる原因で事故が発生していること，〔４〕思わぬ小さな故障やミスが次の故障やミスを生み，連鎖反応を起こして大事故に発展するという弱点を有していること，〔５〕人為的ミスによる事故は不可避で防止し得ないこと，〔６〕膨大な種類，数の

部品ひとつひとつの品質管理，保守点検において，不備，ミスが生じることは避けられないこと，〔７〕多重の安全確保対策が容易に破綻することを指摘でき，これらの事情によれば，原発事故は，いつでも，又極めて些細な人的，物的原因で起こり，現在の技術レベルでは，事故を防止することは不可能であることが明らかである。（原告ら最終準備書面第３章第１）
イ　被告
本件原子炉施設では，第一に放射性物質の環境への放出につながるような事象の発生を未然に防止するため異常発生防止対策を講じ，第二に何らかの原因によって異常が発生した場合においてもそれが拡大することを防止するため異常拡大防止対策を講じ，第三に異常が拡大した場合においても放射性物質の環境への大量放出という事態だけは確実に防止するための放射性物質異常放出防止対策を講じるという，多重防護の考え方に立った事故防止対策を講じている。（被告最終準備書面第２章第２の４）
（３）判断
ア　まず，ＴＭＩ原発事故についてみると，前記（１）ア（ウ）で認定した事実によれば，同事故の主たる原因は，事故の進行状況に関する運転員の誤認識・誤操作であるが，その誤認識等をもたらしたのは，原子炉水位を加圧器の水位で間接的に把握する仕組みを採ったために，運転員が一次冷却水の喪失に気付かなかったことと，原子炉水位が不足していてもＥＣＣＳによる注水を手動で止めることができたことである。
これに対して，証拠〔乙４（７０，７１，７５），乙６（添８－７－４６，８－７－７５），乙７の１（３６），乙７の２（３６）〕によれば，本件原子炉施設では，原子炉水位を水位計によって常時直接監視し，原子炉水位が変動した場合，給水流量を加減して自動的に水位を調整する仕組みを採っていることが認められるから，運転員がＴＭＩ原発事故のような機序で原子炉水位を誤認識することは想定できない。また，証拠〔乙４（８１），乙６（添８－４－３７），乙７の２（３６，３７）〕によれば，本件原子炉施設では，「原子炉水位低」の信号で自動的に低圧注水系や高圧炉心注水系が作動し，必要により手動停止できるが，停止後炉心冷却が必要となった場合は，手動起動に優先して再度自動起動する仕組みを採っていることが認められるから，ＴＭＩ原発事故のような機序で冷却材が喪失することも想定できない。
そうすると，ＴＭＩ原発事故が発生したことから，本件原子炉施設においても，周辺公衆が許容限度を超える放射線に被ばくするに足りる放射性物質の放出をもたらすような事故が発生する具体的可能性があるということはできない。
イ　次に，チェルノブイル原発事故についてみると，前記（１）イ（イ）で認定した事実によれば，同事故の主たる原因は，低出力域でボイド係数（後記６（１）アで説明する。）が正になる黒鉛減速軽水冷却沸騰水型原子炉の特性と，水追い出し棒があるために低出力域でスクラムをした際に正の反応度を投入するという制御棒の特性とであるということができる（運転員の規則違反を主原因に据える証拠〔甲５８（１９７，１９８ないし２００），乙７の２（４２），乙７の４（２８，２９，３３）〕もあるが，これらの証拠が前提とする事実関係は旧ソ連が１９９１（平成３）年１月に公表した報告書（甲１２８の２５頁以下にその骨子が掲載されている。）と食い違うことからみて，これらの証拠が説くところはにわかに採用し難い。）。
これに対して，証拠〔乙４（３３，３４，３８），乙７の２（３９ないし４１），乙８（３，４），証人Ｂ（〔１〕８）〕によれば，本件原子炉施設の原子炉はボイド係数が常に負であること，本件原子炉施設の制御棒には水追い出し棒がないことが認められるから，本件原子炉施設において，チェルノブイル原発事故のような機序で原子炉が暴走することは想定できない。
そうすると，チェルノブイル原発事故が発生したことから，本件原子炉施設においても，周辺公衆が許容限度を超える放射線に被ばくするに足りる放射性物質の放出をもたらすような事故が発生する具体的可能性があるということはできない。
ウ　原告らは，我が国の原子力発電所においても事故が多発していると主張する。しかしながら，前記第３の２（２）オのとおり，我が国においては原子力発電所の周辺住民に許容限度を超える放射線被ばくを発生させた異常事象が知られていないのであるから，逆に，被告が主張する多重防護の考え方に立った放射性物質異常放出防止対策が有効に機能していると評価することも可能である。そうすると，我が国の原子力発電所において，多数の異常事象が生じていることから，原告らが危惧を抱くのは理解できるものの，だからといって，本件原子炉施設に周辺公衆が許容限度を超える放射線に被ばくするに足りる放射性物質の放出をもたらすような事故が発生する具体的可能性があるということはできない。

かえって，前記第１章第２の２（２）アで説示したとおり，本件原子炉施設の増設は安全審査を経たのであるから，原告がその不備を具体的に主張した点を除き，本件原発施設の安全設計の基本方針に妥当性に欠ける点はないものと推認すべきである。
２　本件原発１号機の事故からみた危険性の主張について
（１）原告らの主張の要旨
平成５年７月３０日に運転を開始した本件原発１号機では，その後の約１２年間に，安全保安院への報告対象事故が５件，それ以外で石川県との覚書に基づいて報告された事故が少なくとも９件発生した。これらの事故の内容，原因，被告の対応等を検討すると，〔１〕故障や不具合を発見，発生しても，直ちに原子炉の運転を停止せず，可能な限り運転を継続しようとする姿勢が認められること，〔２〕設計施工上の単純なミスが多いこと，〔３〕検査手順書を無視して作業が行われたり，データ捏造，員数管理不十分等が認められること，〔４〕想定外の事故があること，〔５〕事故情報の公開に消極的であること等が認められ，被告の企業体質・姿勢自体に本件原子炉の事故を招く要因があることが明らかであるから，本件原子炉施設に重大事故が発生する具体的危険性が認められる。（原告ら最終準備書面第３章第２）
（２）判断
本件原発１号機に原告ら主張にかかる異常事象が発生したといっても，前記第３の２（２）オで

認定したとおり，これらの異常事象によって本件原発の周辺住民に許容限度を超える放射線被ばくを発生させたことはないから，逆に，被告が主張する多重防護の考え方に立った放射性物質異常放出防止対策が有効に機能したと評価することも可能である。これらの異常事象が生じたことから原告らが危惧を抱くのは理解できるものの，だからといって，本件原子炉施設に周辺公衆が許容限度を超える放射線に被ばくするに足りる放射性物質の放出をもたらすような異常事象が発生する具体的可能性があるということはできない。

３　最近の事故例からみる事故の危険性の主張について

（１）応力腐食割れの主張について

ア　前提事実

当事者間に争いのない事実，文中に記載の証拠及び弁論の全趣旨によれば，次の事実が認められる。

（ア）応力腐食割れ（ＳＣＣ）とは，溶接による残留応力や使用時に掛かる外部応力により材料に引張応力が掛かり，これと特定の環境の腐食作用によって材料にひび割れをもたらす現象である。ここにいう応力とは，材料に対して外部から加えられた力（外力）に対抗する力（内力）の単位面積当たりの大きさをいい，引張応力とは，外力が引張力の場合に生ずる応力をいい，残留応力とは，外力が除去されても材料に変形が残ったような場合に，その変形の程度に応じて材料内部に残される力をいう。応力腐食割れには，粒内型と粒界型とがあり，前者は結晶粒の内部を貫通して進展する応力腐食割れを，後者は結晶粒界に沿って進展する応力腐食割れをいう。また，材料に多量の中性子を照射すると応力腐食割れが発生しやすくなるが，これを照射誘起型応力腐食割れ（ＩＡＳＣＣ）と呼んでいる。

ステンレス鋼の応力腐食割れは，ステンレス鋼に耐食性を持たせているクロムがステンレス鋼に含まれる炭素と結合し，クロム炭化物として析出するなどして，部分的なクロム欠乏部が生じ，耐食性が低下する（このような現象を「鋭敏化する」という。）ことが一因となって生じる。〔甲７４８（７），甲８０４（８，９），甲８０９（９），甲９４３５（１，１９，２０，２９），甲９５０（４６，４７），乙２９（２２），証人Ｂ（〔２〕４７，４８），証人Ｃ（〔２〕１２，４０，４１）〕

（イ）昭和４９（１９７４）年以降，我が国や海外のＢＷＲにおいて，ＳＵＳ３０４（ステンレス鋼の一つで，ニッケルとクロムを含有しており，耐食性に優れる。）ステンレス鋼配管溶接熱影響部に応力腐食割れが発生した。

そこで，電気事業者らは，ＳＵＳ３１６Ｌ材及びＳＵＳ３１６（ＬＣ）材（「ＳＵＳ３１６材」とは，ＳＵＳ３０４材にモリブデンを加えて耐食性を向上させた鋼材であり，「ＳＵＳ３１６Ｌ材」とは，ＳＵＳ３１６の炭素含有量を０．０２パーセント以下に抑えて耐応力腐食割れ性を改善した材であり，「ＳＵＳ３１６（ＬＣ）材」とは，ＳＵＳ３１６Ｌ材に強度低下を防止するための微量な添加物を加えた鋼材である。ＳＵＳ３１６（ＬＣ）材とＳＵＳ３１６Ｌ材とを併せて，以下「ＳＵＳ３１６Ｌ系材」という。）を開発し，福島第二原子力発電所２号機（昭和５９年２月運転開始）以降に建設されたＢＷＲでは，ＳＵＳ３１６（ＬＣ）材が再循環系配管材料の標準仕様となり，ＳＵＳ３１６Ｌ材が炉心シュラウド（原子炉圧力容器内に取り付けられている燃料集合体（炉心）を囲むように配置されている円筒状の機器で，原子炉内の冷却水の流れを分離する仕切板の役割を持つとともに，上部に乗っている気水分離器や蒸気発生器を支え，燃料集合体の位置を定めるという役割を果たしている。以下「シュラウド」という。）の標準仕様となった。応力腐食割れは，材料，環境，応力の３要素が重畳して発生するとされているので，当時の電気事業者らは，ＳＵＳ３１６Ｌ系材を使用することで，応力腐食割れ対策としては十分であると認識していた。

平成１３年７月に，ＳＵＳ３１６Ｌ材が使用された福島第二原子力発電所３号機のシュラウドに応力腐食割れが発見され，その後，東北電力株式会社（以下「東北電力」という。）女川原子力発電所１号機（ＳＵＳ３０４Ｌ材），東京電力柏崎刈羽原子力発電所１号機，３号機（いずれもＳＵＳ３１６Ｌ材），同福島第一原子力発電所４号機（ＳＵＳ３１６Ｌ材），中部電力株式会社（以下「中部電力」という。）浜岡原子力発電所４号機等，材質の如何を問わず，応力腐食割れが生じたシュラウドが続々と発見された。

他方，再循環系配管については，平成７年以降，中部電力浜岡原子力発電所３号機などの原子炉施設において，溶接部に指示（資材の損壊を示唆する検査結果）が発見された旨公表されるようになったが，応力腐食割れであるとの特定ができないまま，追跡調査を行うこととされた。その後，平成１４年ころから，女川原子力発電所１号機，柏崎刈羽原子力発電所１号機等，全国各地の原子力発電所の再循環系配管で，ＳＵＳ３０４Ｌ材，ＳＵＳ３１６Ｌ材等の材質の如何を問わず，応力腐食割れが生じていることが公表されることとなった。

なお，平成１４年ころ，これらのひび割れの問題について，東京電力が１９８０年代後半から平成１４年までの自主点検記録に虚偽記載をしていたことが明るみに出た。

その後，電気事業者が調査した結果，アメリカ合衆国では，１９８０（昭和５５）年代後半以降，再循環系のＳＵＳ３１６Ｌ相当のステンレス製配管の溶接に当たって，狭開先（「開先」とは，配管を溶接する際の機械加工部をいい，通常Ｖ字型をしている。「狭開先」とは，Ｖ字の開く角度を小さくしたもので，開先幅を狭くすることで溶接時の入熱量を低減する。）の開発と導入，配管内面のごく表層の機械加工面の除去，母材フェライト（鉄鋼の結晶構造によって区分される組織の名称の一つ）量のコントロール等の方策を導入していたことや，これらの方策は，溶接に伴う微細割れの防止策として採用されたが，結果として応力腐食割れにも効果があったこと等が判明した。〔甲４３５，甲４３６，甲５４３ないし甲５４５，甲７７０（７，８），甲７４８（７），甲７９９（３），甲８０４（８ないし１０），甲８０９（９），甲９４３（３ないし６），甲９５０（１７ないし３０，４１，４２，４５，４７），乙８（７，８），乙１８の２，証人Ｂ（〔２〕４５，４６），原告Ｄ本人（１６ないし１８），証人Ｅ（〔２〕２０，２１）〕

（ウ）原子力安全・保安院は，平成１４年１１月に，シュラウド及び再循環系配管に係るひび割れの存在する原子炉の健全性を評価することを目的として，総合資源エネルギー調査会原子力安全・

保安部会の下に，「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会」を設置して審議・検討を進め，平成１５年３月１０日付で「原子力発電設備の健全性評価について－中間とりまとめ－」と題する文書（甲９４３，乙３０の２・以下「中間とりまとめ」という。）を公表した。〔乙２９（２０）〕

中間とりまとめは，今後更なる対応が必要なこととして，〔１〕材料表面の硬化による初期応力腐食割れ発生のメカニズム，〔２〕粒内型応力腐食割れにより発生したひび割れが，その後粒界割れを示す応力腐食割れ進展のメカニズム，〔３〕溶接金属における応力腐食割れの発生・進展挙動，を挙げた上で，健全性評価の考え方を次のように述べている。

ａ　シュラウドについて

（ａ）シュラウドの一部にひび割れが存在する場合でも，地震等により発生する荷重に耐えることができる構造上の健全性が確保されていれば，求められる炉心の支持及び炉心内の仕切り機能を安全に維持できる。シュラウドに用いられるオーステナイト系ステンレス鋼は，非常に粘りのある（延性に富んでいる）材料であり，破壊する場合でも延性的に破壊し，ひび割れが瞬時に伝播することはないから，ひび割れを含む断面のうち健全な部分が作用する荷重に耐えることができれば，シュラウドは破断しない。

（ｂ）ひび割れが存在するシュラウドの構造上の健全性は，「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，以下「技術基準省令」という。）及び「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（通商産業省告示第５０１号）等の考え方をふまえて評価し，具体的には，運転中に想定される最大の地震荷重（後記第５の１（１）イ（エ）ｂ，ｃで説示する基準地震動Ｓ１及びＳ２）を含めた外力がかかった場合でも，構造強度が確保できるシュラウドの断面の面積（必要残存面積）を求め，この必要残存面積と，現時点でのひび割れの面積を考慮した残存面積及びひび割れの進展を算定した５年後の残存面積とをそれぞれ比較することにより評価する。

（ｃ）残存面積の算定に当たっては，ひび割れ部分を実際に測定されたものより大きめに見積もるとともに，ひび割れの進展評価に当たっても，実機を模擬した実験データの上限値を包絡するような進展速度を使用する。具体的には次のとおりである。

《１》リング部では，全周に均一なひび割れが存在し，それが一様に進展していくものと仮定する。ひび割れ深さについては，サンプル調査及び超音波探傷検査により得られた測定結果が概ね一致していることから，超音波探傷検査で測定されたひび割れ深さの平均値を使用する。

進展評価は，〔１〕初期ひび割れ形状を設定する，〔２〕ひび割れが進展する部位の残留応力分布を求める，〔３〕ひび割れ形状及び残３９留応力分布から応力拡大係数（以下「Ｋ値」という。）を求める，〔４〕実験等から得られたＳＣＣ進展速度線図を用いて求めたＫ値におけるひび割れ進展速度を決定し，ひび割れ速度進展深さを算出する，〔５〕算出したひび割れ進展深さを初期ひび割れに加算する，という方法で行う。

《２》胴部では，ひび割れの周方向の長さと軸方向の長さを持つ長方形の欠陥がシュラウドの胴部を貫通し，直方体の穴が開いているものと仮定し，ひび割れが胴部に複数ある場合は，水平な同一断面（例えば，最も近い周方向溶接線）に投影したひび割れを１か所に集めてひとつのひび割れと仮定する。ひび割れの範囲は，目視点検で得られた長さを基本とするが，内部で表面より広がっている可能性が排除できないことを考慮して，ある程度の余裕を加えることで十分な保守性を確保する。

なお，胴の中央付近はシュラウドの中で最も中性子照射量の高い領域であり，中性子照射量がある程度以上になると，オーステナイト系ステンレス鋼の延性がやや低下することから，念のためひび割れが急速に成長して非延性的に破断するという破壊力学的な評価を併せて行うことが適当である。また，累積の中性子照射量が多く，照射誘起型応力腐食割れに対する感受性が顕れ始める可能性がある場合には，鋭敏化ＳＵＳ３０４の進展速度等の保守的なものを使用することが適当である。

進展評価は，現時点でのひび割れのモデルを基に，５年間のひび割れの進展を算出し，５年後においても構造健全性が確保されるかどうかを評価する。ひび割れ進展速度は，基本的には低炭素ステンレス鋼（１９７０年代以降に開発された炭素含有量の少ないステンレス鋼のこと。ＳＵＳ３０４Ｌ材，ＳＵＳ３１６系材等）のひび割れ進展速度を用いるが，累積の中性子照射量が高く，照射誘起型応力腐食割れに対する感受性が顕れ始める可能性がある場合には，鋭敏化ＳＵＳ３０４の進展速度等の保守的なものを使用することが適当である。

（ｄ）貫通したひび割れから冷却水がシュラウドの外に流れる事象（バイパスフロー）については，ひび割れの発生状況からみて，現実に発生することは考え難い。バイパスフローが発生した場合も，炉心流量の５パーセントに相当するバイパスフロー（開口部面積８２０平方センチメートル）を想定した場合に発生する２パーセントないし３パーセントの原子炉出力の低下は検知可能であり，他のプラントパラメーターと考え合わせることにより，バイパスフローの発生を推定し，適切な対処ができること，シュラウドに２４００平方センチメートルの開口部が存在した状態で，原子炉冷却材喪失事故が発生しても，炉心を再冠水し燃料の温度を１２００度以下に制限することが可能と評価されていること等を考慮すると，原子炉の安全性に影響を与える可能性は十分に小さいと考えられる。

（ｅ）健全性評価の結果，直ちに補修を必要としないと判断された場合でも，ひび割れの実際の進展状況について適切に監視を行っていくことが重要である。

ｂ　原子炉再循環系配管について

（ａ）健全性は，技術基準省令に基づいて評価する。構造安全性評価では，ひび割れを有していても，現時点で技術基準を満足していることを確認するとともに，亀裂進展評価に基づいて，５年後もこれらの条項を満足することを確認する。健全性評価は，亀裂のモデル化，亀裂進展速度の計算，亀裂進展量の計算という手順で行う。亀裂のモデル化は，超音波探傷検査によって亀裂の位置，個数，深さ及び長さを得，亀裂の数が多く配管の内面全周にわたって発生しているような場合

には全周状亀裂とし，亀裂の個数は少ないものの，それらが近接して存在する場合は，亀裂の間隙を含めた一つの大きな亀裂とする等の方法で行う。亀裂進展速度は，荷重条件の設定（溶接残留応力，内圧，自重及び熱変形力を加算する。溶接残留応力は，試験結果を解析して求める。），応力拡大係数の算出（半楕円状亀裂では，社団法人日本機械学会の維持規格に規定されている方法を用い，全周状亀裂では，米国石油協会のＡＰ１－５７９規格で規定されている方法を用いる。）を行った上，計算する。そして，評価期間後の亀裂進展量を計算する。

（ｂ）超音波探傷試験によって得られた長さ及び深さと材料試験等により実際に測定した長さ及び深さとに比較的大きな差異が生じた。

ひび割れの長さについては，クリーピング波法（表面に沿って伝搬する縦波の一種であるクリーピング波を用いる超音波探傷法）によって測定を行うことが効果的であり，これによるひび割れ長さの測定精度はおおむね妥当なものと評価された。

ひび割れの深さについては，超音波探傷による測定深さと実測深さに比較的大きな差異が生じている。このような差異が生じた原因は，主として溶接金属に向かって進展し，場合によっては溶接金属内部まで進展するようなひび割れ性状に起因するものが主なものであり，ひび割れ深さの測定精度の確認・向上には，検査員がひび割れを溶接金属内にあると認識し，また，溶接金属内のひび割れを検出できる超音波探傷検査手法で測定を行うことが有効であると考えられる。溶接金属内のひび割れを検出できる超音波探傷検査手法として，縦波を用いた超音波探傷法が有効であり，事業者において，縦波斜角法及び縦波を用いたフェーズドアレイ法（電子走査型超音波探傷）を用いた超音波探傷を実機において測定したところ，良好な結果が得られた。

（ｃ）事業者においては，改善された超音波探傷試験方法によりデータの信頼性を確認した上で，健全性評価を行うことが必要であり，それまでの間に運転を開始する場合には，配管の取替え又は補修が必要となる。

（エ）本件原子炉施設の炉心の構造は，別紙８「アライナープラケット，上部格子板用ベース及びシュラウドヘッドボルトプラケット図」，別紙９「原子炉圧力容器内部構造図（断面図）」及び別紙１０「原子炉圧力容器内部構造図（見取図）」のとおりである。〔甲９４３（８），乙６（添８－３－１１４，８－３－１１５）〕

シュラウドヘッドは，炉心出口のプレナムの一部として気水分離器に入る前の蒸気と水との混合室となる。上部格子板は，ステンレス鋼の円板を格子状に削り出したもので，シュラウド上部に固定し燃料集合体の横方向の支持と案内の役目をするとともに，中性子束検出器及び起動用中性子源の上端を支持する。

シュラウド下部には，炉心支持板がボルト接合される。炉心支持板は，はりで補強したステンレス鋼の円板で，制御棒案内管，燃料支持金具及び燃料集合体，中性子束計測案内管並びに起動用中性子源の横方向の支持をする。制御棒案内管は，制御棒駆動機構ハウジングの上部から上方に伸び，炉心支持板にはめ込まれ，制御棒の案内の役目をする。燃料集合体の荷重は，中央燃料支持金具及び制御棒案内管を通し圧力容器に伝えられる。炉内核計装案内管は，圧力容器底部の炉内核計装（インコアモニター）ハウジングより上方に伸び炉心支持板を支持し，核計装検出器の案内の役目をする。〔甲７４３（１），甲８０６，甲９４３（１），乙４（２８ないし３０，３２，３３），乙６（添８－３－３４・８－３－２６・８－３－１１４・８－３－１１５），乙１９の２（１），乙２９（２０），証人Ｃ（〔１〕３５，３６）〕

（オ）被告は，中間とりまとめの考え方に従い，本件原子炉施設の原子炉冷却材圧力バウンダリの材料に低炭素ステンレス鋼を用い，溶接時の入熱量を減らすなどの適切な溶接管理等により残留応力の低減を図るとともに，原子炉の起動前に冷却材中の溶存酸素濃度を低減するなど適切な水質管理を行う予定である。特に，本件原子炉施設のシュラウドについては，ＳＵＳ３１６Ｌ材を用い，溶接部に対してウォータージェットピーニング法（高圧力水を吹き付ける方法。材料表面近傍に衝撃波が生じ，引張残留応力の低減が期待されている。）による残留応力の改善対策を実施するとともに，定期検査ごとの点検を行ってその健全性を担保する予定である。〔乙６（添８－３－３１，８－３－１０１，８－３－１０２），乙８（８），乙２９（２０ないし２４），乙３１（６０），証人Ｂ（〔２〕４７ないし４９），証人Ｅ（〔１〕２６ないし２９，〔２〕２５ないし３０，４１ないし４２）〕

（カ）平成１５年１２月１１日，電気事業法及び原子炉等規制法の一部を改正する法律が成立した。同法律による改正後の電気事業法５５条においては，特定電気工作物を設置する者は定期に事業者検査をし（１項），技術基準省令に適合していることを確認しなければならず（２項），その事業者検査の際，原子力を原動力とする発電用の特定電気工作物であって経済産業省令で定めるもの（電気事業法施行規則９４条の４の２第１項によって，シュラウドが含まれる。）に関し，一定の期間が経過した後に技術基準省令で定める技術基準に適合しなくなるおそれがある部分があると認めるときは，適合しなくなると見込まれる時期等について，経済産業省令に定めるところにより評価を行う（電気事業法施行規則９４条の４の２第２項によって，〔１〕定期事業者検査により確認した亀裂，孔その他の損傷（以下「亀裂等」という。）の発生原因を推定するとともに，亀裂等の形状及び大きさを特定すること，〔２〕所定の期間を設定して，その期間における亀裂等の進展を予測すること，〔３〕予測どおりに亀裂等が進展したと仮定したとき，技術基準省令の規定に適合しなくなると見込まれる時期を求めること，〔４〕評価の結果，補修等の措置を講じる必要があるときには，その時期，範囲及び方法が適切であること，と定められた。）こと等が義務付けられた。

イ　当事者の主張の要旨

（ア）原告ら

ａ　応力腐食割れの発生・進展機序は未解明であり，現在の技術では，その発生を完全に防ぐことは不可能であって，本件原子炉施設でも発生は不可避である。シュラウドは，重大な役割を果たしており，その損傷は，原子炉の安全性に重大な危険をもたらす。シュラウドや上部格子板に応力腐食割れが進展した状態で（ドイツのビュルガッセン原子力発電所，フィッツパトリック原子力発電

所では，上部格子板にも亀裂があることが発見された。）大規模な地震動が加わるなどすると，シュラウドが運転中に分断・脱落し，炉心における冷却水の流路を塞いだり，ＥＣＣＳの水が炉心燃料に届かなかったり，横からの強い水流の影響や駆動する空間の歪みにより制御棒が炉心に挿入できない事態も考えられるから，本件原子炉施設でも応力腐食割れを原因とする重大事故が発生する危険性があることは明らかである。

ｂ　ＳＵＳ３１６Ｌは，本件原子炉のシュラウド及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内の配管において使用されているから，応力腐食割れの問題は，本件原子炉施設の安全性にも重大な影響がある。

ｃ　原子力安全・保安院は，中間取りまとめにおいて，原子炉再循環配管の応力腐食割れ対策として，バタリング工法等４つの方法を列挙しているが，そのうち効果が確証されているとするのはバタリング工法のみで，他の方法についてはその効果が確認されていない。

ｄ　超音波探傷試験の結果に信頼性がないことは，維持基準の前提が崩れたことを意味する。

ｅ　アの（カ）の電気事業法の改正は，電気事業者のコスト削減のために，大事故につながらない箇所のトラブルについては，直ちに補修せず運転継続を認めるものであって，いわゆる「維持基準」を導入したものである。しかし，維持基準の内容が経済産業省令に白紙委任されていること，検査の情報が公開される保障がないこと，検査の信頼性がないこと等にかんがみると，維持基準の導入は，重大事故の発生につながるものである。

（イ）被告

被告は，本件原子炉施設の原子炉冷却材圧力バウンダリ内のシュラウドや配管においては，低炭素ステンレス鋼を使用し，適切な溶接方法ないしは溶接管理を行い，冷却材中の溶存酸素濃度を低減するような運転管理を行うことにしているし，溶接部に対して残留応力の改善対策を実施しており，万一ひび割れが確認された場合には，地震時も含めてその健全性の評価を行うとともに，ひび割れの進展状況について監視し，十分な構造強度を有するうちに補修することとしているから，地震時においてもシュラウドが破断したり，制御棒の挿入が不可能になることはない。（被告最終準備書面第２章第２の４（２）エ（オ）

，オ）

ウ　判断

（ア）本件原子炉においても，シュラウド及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内の配管にＳＵＳ３１６系材が使用されているところ，これらにＳＵＳ３１６系材を使用した他の原子力発電所で応力腐食割れが頻発していることから，本件原発においても，応力腐食割れが発生することが予想される。

（イ）中間取りまとめでも記載されているように，応力腐食割れの進展のメカニズムは必ずしも明らかにされていないから，その進展の予測の精度も高いものとは考えられない。そして，シュラウドや原子炉冷却材圧力バウンダリ内の配管は原子力発電所の安全性に重要な役割を果たしているから，シュラウドが落下したり，上記配管が破断したりすれば，重大な異常事象につながりかねず，原子力発電所の老朽化に伴う深刻な問題として，原告らが危惧を抱くのは理解できないではない。

他方，シュラウドや原子炉冷却材圧力バウンダリ内の配管にひび割れがみつかっても，直ちにこれを取り替えるのではなく，その進展速度を予測し，将来の一定時点における健全性を確認できるのであれば，その時点まで引き続き運転を続けるという手法も，その進展予測が十分保守的になされているのであれば，合理的というべきである。

（ウ）被告は，応力腐食割れに対する対策を中間とりまとめに従って運用する予定であるところ，中間とりまとめの考え方は，次のとおり，特段不合理な点があるとは認め難い。

ａ　シュラウドについて

（ａ）残存面積の算定に当たって，ひび割れ部分を実際に測定されたものより大きめに見積もるとともに，ひび割れの進展評価に当たっても，実験データの上限値を包絡するような進展速度を使用する等，保守的な方策をとっている。

（ｂ）進展評価は，実験等から得られたＳＣＣ進展速度線図に基づくＫ値を基礎とするものである。証拠〔甲９５０（５２）〕中には，中間取りまとめにいう「ＳＣＣ進展速度線図」は，従来の古い事象でのデータに基づくもので，実機におけるような溶接近傍の熱影響部における塑性変形組織が関わる状態でのひび割れ進展データではないこと等から，これを使った進展評価は信頼できない旨の部分があるが，仮にそうだとしても，これに代わるべきデータがあることは証拠上認められないから，これを使って進展評価をした上で，適切な監視を行っていくという中間とりまとめの考え方が不合理であるとはいえない。

（ｃ）証拠〔証人Ｃ（〔２〕４３，４４）〕中には，シュラウドのリング部におけるひび割れ進展速度の評価において，ひび割れ深さを測定結果の平均値として仮定するのは相当でなく，最大深度のひび割れが全周にあると仮定すべきであるとの部分があるところ，なるほどその方がより保守的な評価にはなる。しかしながら，シュラウドの構造健全性は残存面積で決まるのであるから，残存面積については測定値から合理的に推測される実際値の近似値を用いても，（ａ）に記載したような他の部分で保守的な数値を用いれば，全体としては保守的な評価ということができ，適切な監視が随伴することも考慮すると，これを不合理とまでいうことはできない。

ｂ　原子炉冷却材圧力バウンダリの配管について

（ａ）配管についても，中間とりまとめの考え方は，（１）ア（ウ）ｂ（ａ）に記載したように，亀裂のモデル化を保守的に行った上で，亀裂進展速度及び亀裂進展量を計算し，技術基準省令に基づいて健全性を評価するというものであって，特段不合理な点は窺えない。

（ｂ）なお，超音波探傷試験の結果と実測値との間に大きな差が生じたことは，（１）ア（ウ）ｂ（ｂ）に記載したように，中間とりまとめ自体が認めているところである。そして，同（ｃ）記載のように，中間とりまとめは，これを前提に，検査方法の改善を提案するとともに，改善された超音波探傷試験により信頼されるデータが得られるまでの間は，そのまま運転を続けるのではなく，配管の取替え及び補修が必要であるとしているのであるから，その考え方に特段不合理な点は窺え

ない。
（エ）以上のとおり，中間とりまとめの考え方に特段不合理な点があるとは認め難いから，本件原子炉において運転開始後発生することが予想される応力腐食割れが原因で，原告らが許容限度を超える放射線を被ばくする具体的可能性があることが相当程度立証されたと認めることはできない。
（２）配管減肉問題の主張について
ア　前提事実
当事者間に争いのない事実，文中に記載した証拠及び弁論の全趣旨によれば，次の事実が認められる。
（ア）関西電力株式会社（以下「関西電力」という。）美浜発電所３号機二次系配管破損事象について
美浜発電所３号機は，福井県三方郡美浜町丹生にあるＰＷＲ（定格熱出力２４４万キロワット，定格電気出力８２万６０００キロワット，昭和５１年１２月１日運転開始，下記事象発生当時の運転時間１８万５７００時間）であるが，平成１６年８月１４日から第２１回定期検査が予定されており，同月９日午後，タービン建屋で合計１０５名の作業員が定期検査の準備を進めていた。
美浜発電所３号機が定格熱出力で運転中，同日午後３時２２分，タービン建屋２階の給水加熱器（タービンからの抽気で給水を加熱する熱交換機）から脱気器（タービンからの抽気で給水を加熱し，給水中の非凝縮性ガスを分離除去する機器）への２系統（Ａ系及びＢ系）の給水ラインのうちＡ系復水配管（二次冷却系に属する。）が破口し，付近で作業していた作業員が破口部から流出した蒸気及び高温水を浴びた結果，５名が死亡し，６名が負傷した。なお，原子炉及びタービンは所定の信号により自動停止した。〔甲８１６（１２，１３），甲８１７（３），甲８１９（２，４ないし６），甲９５０（１，３０），証人Ｅ（〔２〕３５）〕
（イ）調査結果
原子力安全・保安院が設置した美浜発電所３号機二次系配管破損事故調査委員会（以下「調査委員会」という。）の調査によれば，破損した配管（外径５５８．８ミリメートル，厚さ１０ミリメートル）は炭素鋼（鉄に１パーセント以下の炭素を入れた合金）であり，破損箇所は偏流の発生しやすいオリフィス（流体の流れている管路の断面を狭める絞り機構。流量を測定するために設置される。）の下流部であった。減肉は上部で著しく，最も薄いところで０．４ミリメートルが残存しているにすぎなかった。配管内部は，下部を除き，エロージョン／コロージョン（機械的作用による浸食と化学的作用による腐食との相互作用によって起きる減肉現象。エロージョンが機械的な摩耗現象を，コロージョンが化学的作用による腐食を意味する。）の特徴とされる鱗片状模様を呈していた。破損部に設置されているオリフィスの取付状況を調査した結果，配管内径中心位置に対するオリフィス穴径の中心位置ずれは，垂直方向に０．６１ミリメートル，水平方向に０．７１ミリメートルであった。同時に，Ｂ系復水配管のうち，Ａ系復水配管の上記破損場所に対応する位置の配管肉厚等が調査された。
その結果は，減肉が認められ，その最も薄いところで１．８ミリメートルであったが，Ａ系配管のように，上部に偏ることはなく，全周にわたってほぼ均一に減肉が進行していた。
調査委員会は，破損のメカニズムについて，エロージョン／コロージョンにより配管の肉厚が運転に伴い徐々に減少した結果，配管の強度が不足し，運転時の荷重により破損したものと推定した。〔甲８１６（１６，１７），甲８１７（５，６），甲８１９（５ないし８），甲９５０（３０，４１，４６，８７，８８），証人Ｅ（〔２〕３５，３７，３８）〕
調査委員会は，同発電所における減肉管理体制についても調査したところ，関西電力をはじめとするＰＷＲを運転している電気事業者各社は，平成２年５月，プラントメーカーである三菱重工業株式会社（以下「三菱重工」という。）とともに，「原子力施設二次系配管肉厚の管理指針」（以下「ＰＷＲ管理指針」という。）を策定し，以後三菱重工に点検業務を委託したこと，ＰＷＲ管理指針では，オリフィス下流部が点検箇所とされていたが，美浜発電所３号機の具体的な点検箇所リストから上記破損箇所が漏れていたこと，関西電力は，平成８年に点検業務の委託先を三菱重工から株式会社日本アーム（以下「日本アーム」という。）に変更し，それに伴って三菱重工の過去の保守点検に係る実績データが日本アームに引き渡されたが，その際も，上記記載漏れは是正されず，関西電力は，上記実績データがＰＷＲ管理指針に合致しているか否かのチェックをしていなかったこと，平成１５年４月，日本アームは，上記破損箇所の記載が漏れていることを発見し，関西電力に対して提出した第２１回定期検査工事計画において，上記破損箇所を点検箇所として登載したが，同定期検査の直前に上記事象が発生したこと，以上の事実が判明した。その結果，調査委員会は，本事故の直接的な原因は，関西電力，三菱重工，日本アームの三者が関与する二次系配管の減肉管理ミスによって，要管理箇所が当初の管理リストから欠落し，かつ，事故に至るまで修正できなかったことにあると結論づけた。〔甲８１９（１０ないし２０），甲９５０（３０）〕
更に，調査委員会は，電気事業者から徴収した最小肉厚地点における減肉率等のデータを用いてＰＷＲ管理指針の妥当性について検討を行った結果，減肉率平均値は１時間当たり１万分の０．２６ミリメートルであり，実績減肉率は，一部を除き，ＰＷＲ管理指針に規定されている初期設定減肉率を概ね下回っているから，初期設定減肉率は概ね妥当であり，減肉傾向のない箇所（「その他の系統」と表現されている。）に対して１０年間に約２５パーセントを点検対象にしていることも問題なく，減肉の測定範囲や測定ポイントも，詳細測定と組み合わせることにより，減肉を適切に把握できる方法であり，今後は，その他の系統の中に主要点検系統と同程度の減肉が見られるものがあるので，その適切な管理を検討すべきであるし，ＰＷＲ管理指針に規定されていない詳細測定方法（配管口径に応じ，１断面当たり少なくとも８点又は４点の測定ポイントを設け，肉厚が基準を下回った場合は，周辺に対し，測定ピッチを細かくして測定を行うという方法）を指針に適切に反映すべきであると結論づけた。〔甲８１９（１０，１１，添４）〕
また，調査委員会は，ＢＷＲ各事業者がそれぞれ独自に定めている社内管理指針の分析も行い，ＰＷＲ管理指針と比較すれば，点検対象範囲についてはＢＷＲの方が広くなっているが，点検頻度

（点検対象箇所のうち，点検済み箇所数と代表点検部で評価済み等の箇所数の比）は，ＰＷＲの方が高く，測定ポイントはＰＷＲより詳細に設定している場合があると指摘するとともに，ＢＷＲにおける実績減肉率はＰＷＲを下回り，減肉率平均値は１時間当たり１万分の０．１３ミリメートルであるとした。〔甲８１９（１２，添４）〕

（ウ）被告の経済産業省に対する報告内容
経済産業省は，前記（イ）の調査と並行して，平成１６年８月１１日付で，各電気事業者に対し，ＰＷＲ管理指針に照らして管理方法の適切性を確認した上で，復水系統，給水系統，主蒸気系統，抽気系統及びドレン系統に係る配管の肉厚管理が未実施である部位（炭素鋼に係るものに限る。）の有無について確認し，報告するように求めた。〔甲８１９（１０），甲８２０（本文・別紙１）〕
これを受けて被告は，同月１８日付で，経済産業省に対し，次のａないしｅの要旨の報告をした。
ａ　１号機では設計段階から減肉が発生しやすい環境下にある配管には全て低合金鋼（鉄に，材料の強さや耐食性，耐熱性を改善するために，微量のクロム，マンガン，ニッケル，モリブデンなどを用途に応じて添加したもの）等の減肉対策材を使用し，炭素鋼は減肉の発生し難い環境下のみで使用している。したがって，全数を計画的に点検する配管減肉監視は不要である。
ｂ　今回，報告対象系統の炭素鋼配管について，偏流発生部位（１６５５部位）を調査し，炭素鋼配管は設計どおり減肉の発生し難い環境下でのみ使用されており，配管減肉監視は不要であることを確認した。
ｃ　また，念のため，配管の健全性確認を行う観点から，系統全般にわたって偏流発生部位について偏りなく代表部位を選定し，計画的に肉厚測定を実施しているが，今回，炭素鋼配管の代表部位（４９部位）について，計画どおり肉厚測定していること，及びその減肉量もごく僅かであることを確認した。
ｄ　なお，炭素鋼配管での偏流発生部位は１６５５か所であり，そのうち健全性確認対象部位は４９か所であり，配管減肉監視対象部位（減肉が発生しやすい環境条件にある部位）は零である。
ｅ　減肉の点検結果は，全測定点での最大減肉量が，復水系統で０．５ミリメートル（肉厚約２２ないし４８ミリメートル），給水系統で０．４ミリメートル（肉厚２５ないし３５ミリメートル），主蒸気系統で０．３ミリメートル（肉厚約２６ミリメートル）であった。〔甲８２０，甲８２１，甲９５０（４１），証人Ｅ（〔２〕３５，３９）〕
（エ）他の原子力発電所における減肉及びその点検状況について
ａ　大飯原子力発電所１号機の減肉
美浜原子力発電所３号機での前記（ア）の事象に先立つ平成１６年７月５日，関西電力大飯発電所１号機（ＰＷＲ）でも，主給水配管（炭素鋼）４系統の配管エルボ部（屈曲部）の厚さが，それぞれ１４．５ミリメートル，１２．１ミリメートル，１３．９ミリメートル，２０．０ミリメートルであり，そのうち３箇所が計算上の必要厚さ（１５．７ミリメートル）を下回っていることが確認された。
同部は，ＰＷＲ管理指針では，「その他系統」としてサンプリング点検の対象にしかならない箇所であった。（甲８１９）
ｂ　女川原子力発電所１号機及び２号機の減肉
平成１６年９月２９日，東北電力女川原子力発電所１号機及び２号機（いずれも従来型ＢＷＲ）の高圧第一・第二給水加熱器のベント配管のオリフィス下流部で，配管内を流れるガスとそれに混入した水滴とが配管に当たって内壁を削り取る現象（エロージョン）により配管の肉厚が減り続け，交換が繰り返し行われていたことが公表された。女川原子力発電所１号機では，当初，配管の材料として炭素鋼を使用していたが，低合金鋼（ＳＴＰＡ２３）に変更しても，ステンレス鋼（ＳＵＳ３９４Ｌ）に変更しても減肉傾向は止まらなかった。減肉率は，１号機の炭素鋼製の配管で１時間当たり１万分の０．７２ミリメートル（第５回定期点検時），２号機の低合金鋼製の配管で１時間当たり１万分の３．８ミリメートル（１年間で３．３ミリメートル，第１回定期点検時），２号機のステンレス鋼製の配管で１時間当たり１万分の３．５ミリメートル（第３回定期点検時）及び１万分の３．１ミリメートル（第６回定期点検時）であった。〔甲９５０（３５），甲８２５〕
ｃ　その他の原子力発電所
その後，東京電力福島第一原子力発電所５号機（従来型ＢＷＲ）の炭素鋼製の配管で１時間当たり１万分の０．６９ミリメートルの減肉があったこと（第１４回定期点検時），東京電力柏崎刈羽原子力発電所２号機（従来型ＢＷＲ）でも１時間当たり１万分の０．７９ミリメートルの減肉があったことが公表された。なお，福島第一原子力発電所５号機では，平成１５年２月１１日から同年９月１２日になされた定期検査の際に，最小肉厚３．８ミリメートルに対して測定最小肉厚４．３ミリメートルの箇所があり，余寿命０．８年と評価しながら，次回定期検査までの運転は問題ないとして交換することなく引き続き利用していたことが判明し，平成１６年１０月８日，福島県が東京電力に対し，当該配管の取替を申入れる事態となった。〔甲９５０（３２，３３），甲８２５，甲９４５〕
ｄ　原子力発電所立地の住民団体らの調査によれば，平成１６年１１月現在，福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の合計１０機の原子炉施設（いずれも従来型ＢＷＲ）においては，配管の点検対象部位合計２万４１２７箇所のうち，点検済み部位は合計３５３４箇所にすぎず，点検未実施部位合計２万０５９３箇所に及び，そのうち合計１万６８２３箇所については東京電力に点検予定がないことが判明した。また，上記報告によれば，経済産業省が各電気事業者に求めた上記（ウ）の報告を集約すると，福島第一原子力発電所及び同第二原子力発電所のみならず，女川原子力発電所１号機ないし３号機，柏崎刈羽原子力発電所１号機ないし７号機，浜岡原子力発電所１号機ないし４号機，敦賀原子力発電所１号機，東海第二原子力発電所，島根原子力発電所１号機及び２号機（いずれも従来型ＢＷＲ）においても，点検対象部位のうち点検済み部位は概ね半数以下で