

平成27年（行ウ）第736号 処分取消義務付等請求事件

原告 中畠哲演 外104名

被告 国

参加人 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

東京地方裁判所民事第3部 御中

平成29年3月2日

準 備 書 面（3）

参加人訴訟代理人弁護士

長 屋 文 裕



同指定代理人

磯 部



同

樋 口 英 明



同

伊 藤



同

芳 賀 依 子



略語例

本件原子炉： 高速増殖原型炉もんじゅ（内閣総理大臣が昭和５８年５月２
７日付けで動力炉・核燃料開発事業団に対して設置を許可した
原子炉）

本件原子炉施設： 本件原子炉及びその附属施設

本件設置許可処分： 本件原子炉施設の昭和５８年５月２７日付け原子炉設
置許可処分

動燃： 動力炉・核燃料開発事業団

前件訴訟： 昭和６０年９月２６日に提起された本件設置許可処分の無効確
認を求める訴訟

前件民事訴訟： 昭和６０年９月２６日に提起された本件原子炉施設の建設
及び運転の差止めを求める訴訟

前件最高裁判決： 前件訴訟について平成１７年５月３０日にされた差戻後
上告審判決

原告らは、準備書面（５）において、本件原子炉施設において想定される放射性物質放出事故として、一次系配管の損傷、全電源喪失、制御棒の挿入不能及び蒸気発生器伝熱管の大量破損による出力暴走が挙げられると主張している。

しかしながら、以下に述べるように、上記の主張は、それ自体として根拠を欠くのみならず、本件原子炉が現在停止中であって、炉心の燃料の崩壊熱（注１）が小さいものとなっていることなどを踏まえていない点においても理由がない。

なお、本件原子炉については、平成２８年１２月２１日の原子力関係閣僚会議において、運転再開はせず、今後廃止措置に移行することが政府の方針とされた（平成２９年１月１７日付け被告上申書の別紙２）。参加人は、本件原子炉に係る廃止措置の計画の検討をすることとしている。

１ 一次系配管の損傷

原告らは、地震によって、本件原子炉施設の一次系配管が損傷し、かつ、原子炉格納容器の気密性が破られると、一次系配管から漏えいした冷却材ナトリウムが空気に触れて火災を起こし、炉心の燃料中の核分裂生成物が環境へ大量に放出されると主張している（原告ら準備書面（５）８ページ９行目、１０行目、８ページ末行～９ページ２行目）。

(1) 原告らのこの主張は、地震を共通原因として、一次主冷却系配管の損傷と原子炉格納容器の気密性の喪失との重ね合わせを仮定したものである。

本件原子炉施設の一次主冷却系配管及び原子炉格納容器は、ともに耐震設計上の重要度分類（注２）を高く設定し（丙Ｄ１０の２の８－１－９５，８－１－９６，８－１－１３９，８－１－１４０ページ）、基準地震動（注３）に対してその安全機能を失うことがないように設計しており、地震を共通原因としてこれらがそれぞれの安全機能を失うことを防止する対策を講じている。この点を含め、本件原子炉施設の耐震設計が合理的であることについては、前件民事訴訟の第一審判決においても、認められている。

次に、本件原子炉施設の一次主冷却系配管は、原子炉格納容器内の鉄筋コンクリート造の部屋に収納されている。この部屋は、気密性を持たせ、本件原子炉の運転時には窒素ガス雰囲気とすることから、万一、一次主冷却系配管から冷却材ナトリウムが漏えいしても、部屋の中で燃焼することはない（前掲丙D10の2の8-7-6ページ）。

- (2) また、本件原子炉施設における原子炉緊急停止後の崩壊熱の除去は、一次、二次主冷却系の一部及び補助冷却設備からなる相互に独立な三系統にて行うが、一系統のみでも必要な除熱容量を確保していること（参加人準備書面（2）21ページ18行目～23ページ3行目）から、万一、一次主冷却系配管の一系統から冷却材ナトリウムが漏えいしても、核分裂生成物を閉じ込めている燃料被覆管の健全性は維持される。
- (3) したがって、上記の主張のように、地震により、原子炉格納容器内で一次主冷却系配管から冷却材ナトリウムが漏えいして容易に火災が起きることではなく、また、崩壊熱の除去ができなくなり燃料被覆管の健全性が損なわれて核分裂生成物が環境へ大量に放出されることもない。

なお、本件原子炉は現在停止中であって、炉心の燃料の崩壊熱が既に小さくなっている。このことだけからしても、崩壊熱の除去ができなくなって燃料被覆管の健全性が損なわれるおそれなどはない。

2 全電源喪失

原告らは、地震によって本件原子炉施設が全電源喪失となった場合、炉心で発生する崩壊熱の除去は冷却材ナトリウムの自然循環（注4）によることになるところ、地震によって配管が損傷し冷却材ナトリウムが漏えいして冷却ができなくなると、炉心溶融に至り、放射性物質の大量放出につながると主張している（原告ら準備書面（5）9ページ4行目～10行目）。

- (1) 原告らのこの主張は、前記1と同様に、地震を共通原因として、全電源喪失と崩壊熱除去に係る配管の損傷との重ね合わせを仮定したものである。

本件原子炉施設においては、送電線を経由して受電する外部電源が喪失した場合に備えて、非常用電源設備として、交流電源であるディーゼル発電機3台、直流電源である蓄電池3組をそれぞれ設置している。本件原子炉施設の安全確保のために必要な電源容量は、ディーゼル発電機1台でも供給される。本件原子炉施設の非常用電源設備が、外部電源の喪失を考慮しても、安全上重要な系統及び機器が所定の機能を果たすために十分な電力を供給する能力を有することについては、本件設置許可処分に際し審査されており、これを認めた行政庁の判断が合理的であることは、前件訴訟の差戻後第一審の判決においても認められている。

これらのディーゼル発電機及び蓄電池についても、耐震設計上の重要度分類を高く設定し（前掲丙D10の2の8-1-139ページ）、基準地震動に対してその安全機能を失うことがないように設計しており、地震を共通原因としてこれらがそれぞれの安全機能を失うことを防止する対策を講じている。その上で、ディーゼル発電機及び蓄電池は、各々別々の部屋に設置するなどして、物理的にも電氣的にも独立性を付与し信頼性の高いものとしている。

さらに、これらの非常用電源設備とは別に、空冷式の電源車（ディーゼル発電機を搭載した電源車2台、ガスタービン発電機を搭載した電源車1台）も配備している。

（以上、参加人準備書面（2）25ページ16行目～26ページ4行目）。

したがって、本件原子炉施設が地震によって全電源喪失に至るとは考えられない。

- (2) また、前記 1 (2) で述べたように、原子炉緊急停止後の崩壊熱の除去を行う一次、二次主冷却系の一部及び補助冷却設備からなる系統は、相互に独立な三系統があるが、一系統のみでも必要な除熱容量を確保している。

この系統（配管、機器）についても、耐震設計上の重要度分類を高く設定し（前掲丙D10の2の8-1-139ページ）、基準地震動に対してその安全機能を失うことがないように設計しており、地震を共通原因としてこれらがそれぞれの安全機能を失うことを防止する対策を講じている。したがって、本件原子炉施設において、地震によって崩壊熱除去ができなくなることも考えられない。

そして、上記系統による崩壊熱除去に係る動的機器（一次、二次主冷却系循環ポンプのボニーモータ等）は、非常用電源設備に接続されており、高い信頼性を備えている。

さらに、仮に非常用電源を含め全電源が喪失したとしても、冷却材ナトリウムの温度差を利用した自然循環により炉心は冷却される（参加人準備書面（1）27ページ7行目、8行目、前掲丙D10の2の8-1-9ページ）。

- (3) したがって、上記の主張のように、地震により、本件原子炉施設が全電源喪失となることはなく、また、崩壊熱の除去ができなくなり炉心溶融に至ることもない。

なお、本件原子炉は現在停止中であって、炉心の燃料の崩壊熱が既に小さくなっていることだけからしても、崩壊熱の除去ができなくなり炉心溶融に至るおそれなどはない。

3 制御棒の挿入不能

原告らは、炉心を流れる冷却材の流量が一挙に減少した時に、制御棒の挿入に失敗すると、原子炉出力が暴走し、機器・配管に対して破壊的エネルギーを

与え、放射性物質が放出されると主張する（原告ら準備書面（５）９ページ２１行目～末行）。

原告らのこの主張は、炉心の冷却材流量減少と制御棒の挿入失敗との重ね合わせを仮定したものである。

(1) 本件原子炉施設の一次、二次主冷却系循環ポンプは、通常運転時にはそれぞれの主モータにより駆動するが、いずれかの主モータに何らかの異常があって原子炉が緊急停止した後は、当該主モータから前記２(2)で述べた信頼性の高いポンプモータへと駆動が自動的に引き継がれ（前掲丙Ｄ１０の２の８－７－１２，８－７－１３ページ），崩壊熱除去に必要な炉心冷却材流量が確保されるようにしているから，炉心冷却材流量の減少により炉心の冷却ができなくなることはない。

(2) また，本件原子炉施設においては，原子炉の緊急停止をするために，調整棒と後備炉停止棒を使うが，どちらか一方が作動すれば，炉心を臨界未満にし，かつ，臨界未満を維持することができる（参加人準備書面（２）２０ページ２０行目～２４行目）。この調整棒と後備炉停止棒についても，構造，挿入メカニズム等において，相互に独立性を持たせ，信頼性の高いものにしている（前掲丙Ｄ１０の２の８－１－５０，８－３－１４，８－３－１５，８－３－１６，８－３－１７，８－３－１８ページ）。したがって，本件原子炉施設において制御棒の挿入失敗が起き，炉心を臨界未満にし，これを維持することができなくなることもない。

なお，本件原子炉は現在停止中であり，炉心には既に制御棒が全数挿入されており，炉心の崩壊熱は既に小さくなっているから，炉心の冷却ができなくなったり，原子炉出力が暴走したりするおそれなどはない。

(3) 以上のとおりであり，上記の主張のように，本件原子炉施設において，炉心冷却材流量の減少により炉心の冷却ができなくなることはなく，また，

制御棒の挿入失敗により炉心を臨界未満にして維持することができなくなることもない。

そもそも、上記の主張は、前件民事訴訟で既にしていた主張を繰り返すものであり、その第一審判決において、本件原子炉施設で炉心の冷却材流量減少と制御棒の挿入失敗とが同時に起きる具体的可能性があるとは認められないことが認定、判示されている。

4 蒸気発生器伝熱管の大量破損による出力暴走について

原告らは、地震や高温ラプチャ現象によって、蒸気発生器伝熱管が多数破損すると、水・蒸気系内の水・蒸気と二次主冷却系の冷却材ナトリウムとが接触して起きるナトリウム・水反応によって発生する水素ガスが、中間熱交換器等を損傷し、さらに炉心に流入して原子炉出力を暴走させ、破壊的エネルギーと共に放射性物質が放出されると主張している（原告ら準備書面（5）11ページ20行目～12ページ6行目）。

- (1) 本件原子炉施設の二次主冷却系の蒸気発生器については、その伝熱管（熱交換を行う細管）を含め、基準地震動に対し冷却材ナトリウムを二次主冷却系内に保持する機能を失うことがないように設計しており（前掲丙D10の2の8-1-144, 8-1-146ページ）、地震によって伝熱管が多数破損することはない。
- (2) 本件原子炉施設の蒸気発生器の伝熱管については、使用条件に対して十分な強度を有するように設計されていることはもとより、冷却材ナトリウムの純度及び水・蒸気の水質がそれぞれ維持され、伝熱管の腐食が抑制されるように、二次系にはコールドトラップ（注5）を、水・蒸気系には、復水脱塩装置（注6）、脱気器（注7）等をそれぞれ設置している（前掲丙D10の2の8-8-7, 8-8-8, 8-8-53, 8-8-55, 8-11-8, 8-11-9, 8-11-18ページ）。このような対策によ

って蒸気発生器伝熱管の健全性が確保されることは、50メガワット蒸気発生器試験施設における試験体の耐久試験により確認されている（参加人準備書面（2）10ページ13行目～15行目）。

- (3) 蒸気発生器の伝熱管が破損して、水・蒸気が冷却材ナトリウム中へ漏えいした場合には、ナトリウム・水反応に伴い、水素ガスのほか、水酸化ナトリウム等の腐食性のある反応生成物や反応熱が発生し、これらにより、破損した伝熱管に隣接する他の健全な伝熱管に破損が伝播する可能性がある。

この破損伝播のメカニズムとしては、一般に、ウェステージ型破損によるものと、高温ラプチャ型破損によるものとがある。このうち、ウェステージ型破損は、最初に破損した伝熱管からナトリウム中に漏えいした水・蒸気がナトリウムと反応して、反応熱により高温となった水酸化ナトリウム等を含んだ腐食性の噴出流となって、隣接する他の健全な伝熱管に当たり、その当たり面を局部的に減肉させる現象（ウェステージ）に基づく破損である。これに対して、高温ラプチャ型破損は、ナトリウム・水反応に伴い発生する反応熱により、隣接する他の健全な伝熱管の機械的強度が低下し、かつそれら機械的強度が低下した伝熱管内の水・蒸気の圧力（内圧）が高い場合に、急速に伝熱管が膨れて破裂する現象（高温ラプチャ）に基づく破損である。本件原子炉施設においては、伝熱管から水・蒸気が漏えいした場合、これを検出して、蒸気発生器への給水を停止し、伝熱管内の水・蒸気を蒸気発生器の水・蒸気系側へ急速ブローする一連の措置が自動的に行われる対策を講じており（前掲丙D10の2の10-3-63ページ）、隣接する他の健全な伝熱管は、急速ブローにより冷却されながら内圧が急速に低下するから、高温ラプチャ型破損は発生しない。

また、ナトリウム・水反応に伴い発生する水素ガスによる二次主冷却系内の圧力上昇を抑制し、水素ガス、水酸化ナトリウム等の反応生成物を分

離回収するために、二次主冷却系にはナトリウム・水反応生成物収納設備を設置している（参加人準備書面（２）' 2 2 ページ 1 1 行目～1 9 行目）。

これらの対策により、ウェステージ型破損の発生を考慮しても、ナトリウム・水反応は抑制され、中間熱交換器は損傷せず、炉心に水素ガスが流入することもない。

なお、本件原子炉は現在停止中であり、蒸気発生器の伝熱管内に水・蒸気を流すことはなく、伝熱管は内部に窒素が封入されて保管された状態にあるから、伝熱管が破損してその内部の水・蒸気が冷却材ナトリウム中へ漏えいするおそれなどはない。

- (4) 以上のとおりであり、上記の主張のように、本件原子炉施設において、蒸気発生器の伝熱管が多数破損し、ナトリウム・水反応によって発生する水素ガスが、中間熱交換器を破損させることはなく、また炉心に流入することもない。上記の主張も、前件訴訟で既にしていた主張を繰り返すものである。動燃の行った蒸気発生器伝熱管破損事故に係る安全評価のための解析に関し、前件最高裁判決においては、上記解析のうちの準定常圧評価について、伝熱管破損伝播の機序としてウェステージ型破損が支配的であるという考え方を基にされた解析条件の設定は、高温ラプチャ型破損に関する現在の知見に照らしても、合理的なものといえることができ、上記解析条件を前提に蒸気発生器伝熱管破損事故を想定してされた解析の内容及び結果が具体的審査基準に適合するとした審査、評価に不合理な点はないと判示されている。

(注1) 崩壊熱

崩壊熱とは、放射性物質の放射性崩壊（放射線を放出して他の核種に変換する現象）により生じる熱をいう。

(注2) 耐震設計上の重要度分類

発電用軽水型原子炉施設を適用対象とした「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日改訂，原子力安全委員会決定）において、耐震設計上の施設別重要度については、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点から、高い耐震性を必要とする順に、Sクラス、Bクラス及びCクラスの三種類に分類することとしている。この耐震設計上の重要度分類に応じて地震力を適切に定め、これに耐え得るように設計することが求められている。

Sクラス； 自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態に防止するために必要なもの、並びにこれらの事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響の大きいもの。

Bクラス； 上記において、影響が比較的小さいもの。

Cクラス； Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの。

上記改訂前の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」においては、耐震設計上の施設重要度を、高い耐震性を必要とする順に、Aクラス、Bクラス、Cクラスに分類していた。このAクラスは、上記のSクラスと基本的に同じであるが、上記改訂前は、Aクラスに該当する施設のうち、原子炉の安全機能（「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」）に係る施設及び使用済燃料を貯蔵するための施設をAsクラスとしていた（「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、原子力安全委員会決定)。

このAsクラス及びAクラスの施設については、設計用最強地震(歴史的資料から過去において敷地又はその近傍に影響を与えたと考えられる地震が再び起こり、敷地及びその周辺に同様の影響を与えるおそれのある地震及び近い将来敷地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震のうちから最も影響の大きいものを想定した地震であり、基準地震動 S_1 と呼称していた。)による地震力又は静的地震力に対して耐え得るように設計し、Asクラスの施設については、それに加え、設計用最強地震を上回る設計用限界地震(地震学的見地に立脚し設計用最強地震を上回る地震について、過去の地震の発生状況、敷地周辺の活断層の性質及び地震地体構造に基づき工学的見地からの検討に加え、最も影響の大きいものを想定した地震であり、基準地震動 S_2 と呼称していた。)による地震力に対しても、その安全機能が保持できるよう設計することとしていた。

本件原子炉施設においては、液体金属冷却型高速増殖炉の特徴を踏まえて、上記改訂前の耐震設計審査指針に適合するように、本件原子炉施設を構成する各設備の耐震設計上の重要度を分類し、耐震設計を行った。原子炉冷却材バウンダリ、制御棒、制御棒駆動機構、補助冷却設備、原子炉格納容器、非常用電源設備はAsクラスとし、蒸気発生器はBクラスとしている(前掲丙D10の2の8-1-95~8-1-97, 8-1-139~8-1-146ページ)。

(注3) 基準地震動

原子炉施設の耐震設計において基準とする地震動をいう。基準地震動は、当該原子炉施設の敷地周辺の地質、地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれであるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが

適切なものとして策定しなければならないとされている。

平成18年9月19日に改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」は、基準地震動を1種類（S s）とし、A sクラスのみならずAクラスの施設すべてを対象に、基準地震動S sによる地震力に対して、安全機能が保持できることを要求することとした。

原子力安全委員会は、上記の改訂に際し、耐震安全性の一層の向上に資する観点から、既設の発電用原子炉施設等に関する耐震安全性の評価の実施と報告を行政庁に求めた。

参加人は、本件原子炉施設について、上記の改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に基づき基準地震動S sを策定して耐震安全性の評価を行い、平成20年3月31日、原子力安全・保安院に対し耐震安全性に係る評価報告書を提出し、原子力安全・保安院は、独自にした評価結果を取りまとめて、平成22年3月15日、原子力安全委員会に報告した（丙D49）。原子力安全委員会は、同月18日、これを妥当なものと認めた（丙D50）。

この評価により、本件原子炉施設は、基準地震動S sに対して、原子炉容器、一次主冷却系配管、補助冷却設備、原子炉格納容器、ディーゼル発電機、蓄電池等の主要機器や、制御棒の挿入に係る機能が評価基準値を満足することが、確認されていた（前掲丙D49の188～212ページ及び前掲丙D50の17～22ページ）。

（注4）自然循環

一般に、熱せられた流体（液体、ガス）は軽くなって上昇し、冷たい流体は下降する。この性質を利用して、崩壊熱を発する炉心よりも高い位置に、補助冷却設備などの冷却装置を据え付け、冷却材ナトリウムが循環できるループを形成するように配管をつなげば、ポンプ動力がなくても、炉心の冷却材ナトリウムはループを形成する配管内を上昇し、補助冷却設備

によって冷却された冷却材ナトリウムは、炉心よりも温度が低いことから、配管内を下降する。こうして起こるループを形成する配管内を冷却材ナトリウムが循環する流れが、冷却材ナトリウムの自然循環である。

(注5) コールドトラップ

コールドトラップとは、ナトリウム中の不純物を除去して、液体ナトリウムを純化する装置であり、一次系、二次系にそれぞれ設置されている。液体ナトリウム中にごく微量溶け込んでいる酸素、水素等の不純物の溶解度は、温度が低いほど小さくなるという性質を利用して一次系又は二次系から配管を通してコールドトラップに取り込んだ液体ナトリウムを冷却して温度を下げることににより、それまで溶け込んでいた不純物は以前より溶け込みにくくし、酸化ナトリウム等の形態で析出させる。析出したこれらの不純物をコールドトラップ内の金属製フィルタに通して除去することにより、コールドトラップから一次系又は二次系に配管を通して戻す液体ナトリウムが純化されるという仕組みである。

(注6) 復水脱塩装置

タービンを駆動した後の蒸気は復水器にて凝縮し復水として回収される。この復水をイオン交換樹脂と接触させることによって、復水中に含まれる金属イオン等の不純物を取り除く設備のことである。

(注7) 脱気器

加熱蒸気にて給水（蒸気発生器へ送水する水）を昇温させることによって、給水中に溶け込んでいる酸素を除去する設備のことである。