

副本

平成24年(行ウ)第15号 東海第二原子力発電所運転差止等請求事件

原告 大石光伸 ほか265名



被告 国 ほか1名






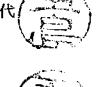
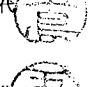

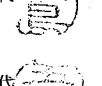
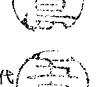
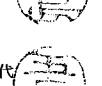

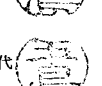


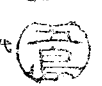


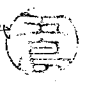

第3準備書面

平成25年10月10日

水戸地方裁判所民事第2部 御中

被告国指定代理人

伊藤清隆	
山本剛	
大西一彰	
坂本和寛	
日向輝彦	
布施武男	
岡村雅彦	
東海林岳史	
高岡誠司	
五島勇	

酒	井	英	樹	
根	本		篤	
戸	部	恵	子	
鶴	園	孝	夫	代 
中	塩	東	吾	代 
依	田	圭	司	代 
堀	口		晋	代 
石	森	博	行	代 
松	原	崇	弘	代 
新	垣	琢	磨	代 
伊	藤	彩	菜	代 
山	形	浩	史	代 
村	田	真	一	代 
足	立	恭	二	代 
荒	川	一	郎	代 
忠	内	巖	大	代 
小	林		勝	代 
渡	邊	桂	一	代 
木	下	智	之	代 
牧	野	祐	也	代 

目 次

第1	はじめに	5
第2	本件原子炉施設の立地条件	6
1	原子炉安全専門審査会の結論	6
2	本件安全審査のうち、立地条件の項目において参照された安全審査指針類等	6
3	具体的な安全審査の概要	8
(1)	敷地及び周辺環境	8
(2)	地盤	10
(3)	地震	11
(4)	気象	11
(5)	海象	12
(6)	水利	13
4	小括	13
第3	本件原子炉施設の安全審査	14
1	原子炉安全専門審査会の結論	14
2	本件安全審査のうち、原子炉施設の項目において参照された安全審査指針類等	14
3	具体的な安全審査の概要	14
(1)	核熱設計及び動特性	14
(2)	計測及び制御系統施設	20
(3)	燃料	31
(4)	燃料取扱施設	33
(5)	原子炉容器及び原子炉冷却施設	35
(6)	放射性廃棄物処理施設	41

(7) 工学的安全施設 45

(8) 安全防護施設の機能確保 52

(9) 耐震設計 54

4 小括	58
第4 小括	—————	58

被告国は、本準備書面において、本件設置許可処分に関する安全審査（本件安全審査）が、同処分当時に存在した安全審査指針類等に照らし、実体的に適法になされたことについて主張する。

なお、略語は、新たに用いるもののほか、従前の例による。

第1 はじめに

被告国は、平成25年7月2日付け第2準備書面（以下「被告国第2準備書面」という。）において、本件設置許可処分の手続的適法性、本件安全審査の方針及び審査事項、本件設置許可処分当時の原子炉等規制法（乙Bイ第5号証。昭和52年法律第80号による改正前のもの。以下、本準備書面において同じ。）24条1項3号（技術的能力に係る部分に限る。）の適合性判断が合理的であることなどについて述べた。

被告国は、これに続き、原子炉等規制法24条1項4号の適合性判断が合理的であることについて、本件安全審査において、本件原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針が、本件設置許可処分当時に存在した安全審査指針類等に照らして妥当であると判断されているところ、かかる判断に至った審査の内容について主張する。具体的には、被告国第2準備書面第4の2（22ページ）において述べた本件安全審査の審査事項6項目（①立地条件、②原子炉施設、③放射線管理及び平常運転時の被ばく評価、④各種事故の検討、⑤災害評価、⑥技術的能力）のうち5項目（①ないし⑤。⑥技術的能力については、同準備書面第5（24及び25ページ）において既に主張済みである。）について、原子炉安全専門審査会が決定した報告書である昭和47年11月17日付け「日本原子力発電株式会社東海第二発電所の原子炉の設置に係る安全性について」（乙C第10号証。以下「本件安全審査書」という。）等に基づいて順次主張を行うが、本準備書面においては、このうち、①立地条件（後記第2）及

び②原子炉施設（後記第3）について主張する。

第2 本件原子炉施設の立地条件

1 原子炉安全専門審査会の結論

原子炉安全専門審査会は、本件原子炉施設の立地条件について、「敷地の気象、地盤、水理、地震および敷地周辺の社会環境について検討した結果、敷地は（中略）、『原子炉立地審査指針』にも適合しているので本原子炉の設置場所として支障ないものと認められる。」と判断した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 1 立地条件」）。

2 本件安全審査のうち、立地条件の項目において参照された安全審査指針類等

本件安全審査のうち、立地条件の項目において参照された安全審査指針類等は、昭和39年5月27日に原子力委員会が決定した「原子炉立地審査指針」（乙Bイ第9号証。以下「昭和39年立地審査指針」という。）及び昭和45年4月23日に同委員会が決定した「軽水炉についての安全設計に関する審査指針について」（乙Bイ第10号証。以下「昭和45年安全設計審査指針」という。）等である。

具体的には、昭和39年立地審査指針の参照部分は

- 「(1) 大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においてもあるとは考えられないこと、また、災害を拡大するような事象も少ないこと。
- (2) 原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること。
- (3) 原子炉の敷地は、その周辺も含め、必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること。」

というものである（同指針1. 1 原則的立地条件）。

また、昭和45年安全設計審査指針の参照部分は

「(1) 当該設備の故障が、安全上重大な事故の直接原因となる可能性のある系および機器は、その敷地および周辺地域において過去の記録を参照にして予測される自然条件のうち最も過酷と思われる自然力に耐え得るような設計であること。

(2) 安全上重大な事故が発生したとした場合、あるいは確実に原子炉を停止しなければならない場合のごとく、事故による結果を軽減もしくは抑制するために安全上重要かつ必須の系および機器は、その敷地および周辺地域において、過去の記録を参照にして予測される自然条件のうち最も過酷と思われる自然力と事故荷重を加えた力に対し、当該設備の機能が保持できるような設計であること。」

というものである(同指針2.2 敷地の自然条件に対する設計上の考慮)。

昭和45年安全設計審査指針の解説である「動力炉安全設計審査指針解説」(乙Bイ第10号証)は

「(1)の規定について

- ① 『安全上重大な事故の直接原因となる可能性のある系および機器』とは、重大事故、仮想事故として評価の対象となる原子炉冷却材喪失事故の直接の原因となる冷却材圧力バウンダリに属する機器、配管などをいう。
- ② 『予測される自然条件』とは敷地の自然環境をもとに、地震、洪水、津浪、風(または台風)凍結、積雪等から適用されるものをいう。
- ③ 『自然条件のうち最も苛酷と思われる自然力』とは、対象となる自然条件に対応して、過去の記録の信頼性を考慮のうえ、少なくともこれを下まわらない苛酷なものを選定して設計基礎とすることをいう。

なお、自然条件のうちのそれぞれのものは、出現頻度、程度、継続

時間等に関する過去の記録を参照にして設計上適切な余裕が考慮される場合には、必ずしも異種の自然条件を重畳して設計基礎とする必要はない。

(2) の規定について

- ① 『事故による結果を軽減もしくは抑制するために安全上重要かつ必須の系および機器』とは、例えば周辺公衆の安全確保のための最終防壁となる原子炉格納容器等をいう。
- ② 『自然条件のうち最も苛酷と思われる自然力と事故荷重を加えた力』とは、例えば、原子炉格納容器に関して、地震力と原子炉冷却材喪失事故後の内圧による荷重を加算して設計検討を行なうことなどをいう。
- ③ 事故荷重の継続時間が短い場合には、必ずしも事故荷重と自然条件を重畳して設計基礎とする必要はない。」

というものである（同解説 2. 2・同号証 9 ページ）。

3 具体的な安全審査の概要

(1) 敷地及び周辺環境

被告会社は、本件設置許可処分申請に際し、設置許可申請書や添付書類を提出しているところ、設置許可申請書添付の参考図面一覧表第 1 図「発電所敷地附近の地図」（乙 C 第 1 号証）や設置許可申請書添付書類（乙 C 第 2 号証）6「原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書」の「4. 社会環境」（6-4-(1)ないし(5)ページ）等において、敷地及び周辺環境について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件設置許可処分当時の敷地及び周辺環境について、要旨以下のとおり確認した（本件安全審査書・乙 C 第 10 号証「Ⅲ. 1. 1 敷地及び周辺環境」）。

- ① 敷地面積は約20万㎡であり、隣接する既設東海発電所の敷地面積を含めると約31万㎡である。敷地の東側は太平洋に面し、その他は日本原子力研究所^{*1}（以下「原研」という。）東海研究所の敷地に接している。
- ② 敷地周辺の主な原子力施設は、南側180mの地点に日本原子力発電株式会社（以下「原電」という。）東海発電所、南側750mの地点に原研の動力試験炉、南西側1100mの地点に原研のJRR-2があり、それ以遠南側に原研のJRR-3、JRR-4動力炉・核燃料開発事業団（以下「動燃」という。）の再処理施設がある。また、本原子炉設置予定地点から西側約660mに東京大学工学部附属原子力工学研究施設があり、さらにそれ以遠に三菱原子燃料株式会社東海製作所等がある。
- ③ 敷地周辺の人口は、半径約1km以内で約100人、3km以内で約9000人、5km以内で約3万7400人、敷地付近のややまとまった集落としては北方約1.5kmに豊岡（人口約600人）、西方約1.5kmに白方（人口約1400人）、北北西方約2kmに亀下（人口約800人）、北方約3.7kmに日立市久慈町（人口約1万3500人）がある。周辺の比較的大きな都市としては、水戸市、那珂湊市、勝田市、常陸太田市、日立市等があるが、いずれもその中心部は敷地から10km～15km離れている。
- ④ 敷地周辺の公共施設としては、約1.4kmの地点に保育所（園児数約20人）、約1.9kmの地点に小学校（児童数約900人）がある。原子炉を中心とする半径3km以内には教育施設として、保育所、幼稚園4、小学校5、中学校3、高等学校1、医療施設として病院等5がある。また、

*1 昭和31年5月に設立された特殊法人。当初より、茨城県東海村に研究施設を保有していた。平成17年10月、核燃料サイクル開発機構と統合され、独立行政法人日本原子力研究開発機構となった。

敷地付近には、原電東海発電所、原研東海研究所、動燃東海事業所その他の関連施設がある。

- ⑤ 敷地周辺の主要農産物は、米、麦、かんしょである。畜産については、主に養豚が行われており、漁業については、敷地前面海域においてシラス、スズキ等の魚類が漁獲されている。
- ⑥ 近くを通る国鉄常磐線から敷地までの最短距離は約2.2 kmである。主要道路は西方約4.5 kmに国道6号線があり、国道245号線が西側原研敷地に接して走っている。北方約4 kmに約1万トンの船舶が接岸可能な日立港がある。なお、敷地周辺には飛行場はない。

(2) 地盤

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）6「1. 地盤」（6-1-(1)及び(2)ページ）において、本件原子炉施設設置予定場所の地盤について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件設置許可処分当時の本件原子炉施設の地盤について、「敷地は茨城県の海岸線に沿って弧状の砂丘海岸を形成する鹿島灘の北端に位置し、関東平野内陸部の洪積低台地にある。敷地の地質は表面約11 mは推積砂層におおわれ、その下位には層厚約14 mの砂礫層があり、さらにその下位には、原子炉施設の支持基盤となる砂質泥岩層がある。砂質泥岩層については、ボーリングおよび基盤上での載荷試験を行なった結果、約400 t/m²以上の支持力^{*2}を有しており、原子炉施設の基盤への常時の荷重が約60 t/m²であるのに対し、十分な地耐力を有している。また、基盤の弾性波^{*3}は縦波約2.0 k

*2 地盤が支えることができる荷重の大きさの意味。

*3 弾性体（弾性を示す物体の意。）中を伝わる弾性振動。地震波も弾性波の1つ。体積変動の伝播する縦波とずれ変動の伝播する横波とが相伴って現れる。

m/秒であり、基盤は一様に堅硬な状態にある。敷地には、活断層および破碎帯^{*4}はみられず、また、敷地および周辺一帯は地形ならびに地質構造上、山津波、地すべりの発生するおそれはない」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 1. 2 地盤」、証人大崎順彦の証人尋問調書（乙C第15号証4ページ以下、15ページ以下。以下「大崎証言」という。))。

(3) 地震

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）6「3. 地震」（6-3-(1)ないし(8)ページ）において、本件原子炉施設敷地において発生することが想定される地震について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件設置許可処分当時、本件原子炉施設敷地において発生することが想定される地震について、「敷地周辺の地震歴および地震活動性については、地震史料によれば、顕著な地震被害の記録がなく、全国的にみても地震活動性の低い地域に属している。基盤は地震の影響が比較的小さい第3紀層の砂質泥岩層であるので、地震が原子炉施設に与える影響は小さいものと推定される」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 1. 3 地震」、大崎証言・乙C第15号証8ないし10、15ないし23ページ）。

(4) 気象

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）6「5. 気象」（6-5-(1)ないし(21)ページ）において、本件原子炉施設敷地における気象条件や、風向き、風速、大気安定度、台風歴等について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件

*4 断層運動により、地層あるいは岩石が粉々に砕かれた部分が一定の幅をもち、一定の方向に延びている場合、その部分を破碎帯という。

原子炉施設敷地における気象について、「敷地および周辺の風については、敷地における1年間の観測結果ならびに原研および水戸地方気象台の記録によれば年間を通じて北西および北東寄の風が卓越しており、風速については4 m/秒以上の風が大半を占め、静穏状態の年間出規頻度は約1.2%である。大気安定度については、安定状態（英国気象局方式によるE, F, G型）の出現頻度は約27%, 中立状態（英国気象局方式によるD型）の出規頻度は約44%となっている。逆転層^{*5}の発生は、冬季に多いが、その時の風向はほとんど海に向っているので逆転層発生時の陸への影響は少なくなっている。敷地周辺の気象極値は、水戸地方気象台の記録によれば日降水量最大276.6 mm, 最大瞬間風速44.2 m/秒, 最低気温-12.7℃である。台風, 集中豪雨等の異常気象は比較的少なくまた顕著な被害は生じていない」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 1. 4 気象」）。

(5) 海象

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）6「2. 2 海象」（6-2-(1)ないし(3)ページ）において、本件原子炉施設敷地前面海域における想定潮位や想定波高について、周辺地域の潮位等を参考にして具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設敷地における海象について、「敷地前面の海域の潮位については、日立港の潮位記録によれば、平常時における潮差は東京湾中等潮位に比較して、約1.0 mであり、最高潮位は約+1.4 m, 最低潮位は約-1.3 mである。敷地前面海域における海水温を測定した結果では、取水口附近の水深約6 mにおける夏季最高水温は、約27℃, 冬季最低水温は約5.3℃で

*5 通常とは逆に、気温が上空ほど高くなっている大気の層。スモッグなどが拡散しにくくなる。

ある。台風等の異常気象時における推定波浪は、約6mであり、最も危険な潮位条件下において、この高波浪が襲来した場合には、通常水位上約4(m)におよぶが、敷地は海面上8mにあり、また敷地前面に防波堤を構築するので高波浪の影響はほとんどない」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 1. 5 海象」)。

(6) 水利

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類(乙C第2号証)6「2. 3 水利計画」(6-2-(3)ページ)において、本件原子炉施設における淡水、海水の利用計画について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設敷地における水利について、「本原子炉施設に必要な淡水量は最大1,000m³/日である。淡水源としては久慈川の河川水を取水して貯水した阿漕が浦の水を利用する計画である。阿漕が浦の有効貯水量は約36,000m³と推定されており、また、久慈川からの取水可能量は約43,000m³/日である。阿漕が浦の貯水は東海発電所、原研、動燃、電々公社等にも利用されているが、これら施設の使用量は約11,000m³/日と推定されるので本原子炉施設に必要な淡水量は十分確保される。復水器冷却水については取水量は65m³/秒であり、前面海域に設けた防波堤内部より取水し、復水器を通った冷却水はコンクリート放水路を経て北側防波堤外の海域に放水される」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 1. 6 水利」)。

4 小括

以上のとおり、原子炉安全専門審査会は、本件原子炉施設の安全審査において、被告会社の本件申請書、添付書類等に基づいて調査審議をした結果、本件原子炉施設の立地条件について、安全審査指針類等に適合するものと判断した。

第3 本件原子炉施設の安全審査

1 原子炉安全専門審査会の結論

原子炉安全専門審査会は、本件原子炉施設について、「本原子炉施設は、以下のような（引用者注：後記3(1)ないし(9)のこと）種々の安全設計および安全対策が講じられ、そのほか詳細設計、製作、検査等を通じ信頼性の高いものが建設されることになっており、かつ、『安全設計審査指針』にも適合しているので、十分な安全性を有するものと確められる。」と判断した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 原子炉施設」）。

2 本件安全審査のうち、原子炉施設の項目において参照された安全審査指針類等

本件安全審査のうち、原子炉施設の項目において参照された安全審査指針類等は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）等である。

3 具体的な安全審査の概要

(1) 核熱設計及び動特性

ア 核熱設計^{*6}

(ア) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された安全審査指針類等は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）の「2. 1 準拠規格ならびに基準」及び「3 炉心設計」等であり、具体的な内容は

- ① 「原子炉施設における事故の防止ならびにその結果の抑制のために、安全上重要かつ必須の系および機器の設計、材料選定、製作ならびに検査については安全上適切と認められる規格ならびに基準によるものであること。」（同指針2. 1）

*6 原子炉の設計において、炉心の熱工学的計算と核計算を含めて設計することをいう。

② 「原子炉の炉心は、予想される運転上の過渡状態を含む、平常運転時に燃料の許容損傷限界^{*7}を超えることなくその機能を果たし得る設計であること。」(同指針3)

というものである。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文(乙C第1号証)・「(5)ハ(イ)炉心」(3及び4ページ)、「(5)ハ(ロ)燃料体」(4及び5ページ)及び同添付書類(乙C第2号証)8「原子炉施設の安全設計に関する説明書」・「3.2.2 燃料棒」(8-3-(3)及び(4)ページ)、「3.2.4 機械設計」(8-3-(4)ないし(6)ページ)、「14. 核熱設計および動特性」(8-14-(1)ないし(10)ページ)において、核熱設計に

*7 「燃料の許容損傷限界」とは、原子炉の設計と関連して、安全設計上許容される程度の燃料損傷でなおかつ原子炉施設の運転が継続できる限界をいう(乙Bイ第10号証・昭和45年安全設計審査指針Ⅲ.1(7))。ここで、「原子炉の設計と関連して」とは、「原子炉自体の熱的、水力学的な設計基礎の設計上の差異等も勘案すべきことをいう」(同号証・動力炉安全設計審査指針解説1(5)①)。また、「安全設計上許容される程度の燃料損傷」とは、「原則的には燃料被覆(引用者注:*18参照)の損傷を防止でき、かつ燃料材自体も著しい溶融の防止ができることをいう。しかし、実際は、完全にこれを満足させることは難しく、設計上および製作の誤差ないしは偏差範囲内を限度にとつてよく、炉内での冷却能力が十分確保できる構造、配置の維持ができ、かつ、放出放射エネルギーが極めて少ないものであれば、一部燃料被覆の破損程度までは許容限界内とみなしうる。このめやすとしては、燃料および被覆の最高温度、最大熱流束(引用者注:*15, 16参照)、最小限界熱流束比(MCHF RまたはminDNBR)最大熱量(引用者注:*13, 15, 16参照)、最大変形量一次冷却材放射能濃度等に関する設計基礎、予測値が適宜判断の基礎となる」(同解説1(5)②)。

ついて具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設の核熱設計について、「実効余剰増倍率^{*8}は第1炉心（燃料の平均濃縮度^{*9}約2.2W/O^{*10}）の初期には約0.12（ ΔK ^{*11}）であり、第2炉心以降は平均濃縮度約2.7W/Oの燃料を装荷する計画であるが、その場合も0.15（ ΔK ）以下に保つことにしている。炉心冷却水の圧力および温度は原子炉出口において定格出力運転時にそれ

*8 原子炉内で単位時間当たりに消滅する中性子（中性子とは、素粒子の一つであり、陽子とともに原子核を構成する。）数に対して生成する中性子数の比を増倍率と呼ぶ。原子炉内で発生した中性子の一部は、減速材、制御棒や原子炉構造物等に吸収されたりするため、計算上の増倍率と現実の増倍率が異なるところ、かかる「もれ」を考慮した増倍率を実効増倍率（ K_{eff} ）という。そして、運転開始時における原子炉の実効増倍率のことを実効余剰増倍率という。

*9 2種以上の同位体で構成される物質中の一つの同位体の濃度を、天然の比率より増加させることを濃縮という。天然ウランは質量数234、235及び238の3種類の同位元素からなる。このうち中性子と反応して核分裂を起こしエネルギーを発生させることができるウラン235は0.7%しか含まれていないので、軽水型発電炉で使用するには、濃縮によってウラン235の含有率を高めなくてはならない。濃縮後のウラン中のウラン235の含有率をウラン濃縮度という。

*10 「weight/overall」の略であり、ウランの全体重量に対するウラン235の重量割合を意味する。「2.2W/O」とは、ウラン235の重量がウランの全体重量のうち、2.2%をしめることを意味する。

*11 「K」とは増倍率を意味する記号であり、「 Δ （デルタ）」の場合、変化量を意味する。

ぞれ約 $72 \text{ Kg/cm}^2 \text{ abs}^{*12}$ および約 286°C である。定格出力運転時における燃料の最高線出力密度^{*13}は約 0.61 kW/cm で最高被覆管温度および最高熱量中心温度（引用者注：中心とは燃料棒の中心を意味する。）は、それぞれ約 400°C および約 $2,500^\circ\text{C}$ である。ガドリニア^{*14}入りの燃料棒については最大線出力密度は約 0.51 kW/cm を越えないように設計されている。また、この時の定格出力運転時の最小限界熱流束比（MCHFR）^{*15}は1.9以上である。本原子炉の燃料の設計基準は、過渡状態でも燃料破損が生じないこととしており、その

*12 absとは、absolute（絶対圧力）の略語であり、完全な真空を基準（0）とした圧力の単位を意味する。

*13 原子炉の通常運転時及び異常な過度変化時において燃料の許容設計限界を超えないように設定された熱的制限値の一つで、炉心内の出力分布を考慮したときの線出力密度の最大値。なお、線出力密度とは、燃料棒の単位長さ当たりの熱出力で、 kW/m 等で表される。線出力密度が大きくなり過ぎると燃料被覆管が破損する恐れがあるので、原子炉の安全設計指針に従って定められる熱・水力設計基準に基づいて、最大線出力密度が算出される。最大線出力密度を規定するのは、加熱による燃料被覆管の破損防止の基準に対し、水冷却炉では燃料棒の表面熱流束では燃料棒の表面温度である。また、熱流束とは、単位時間、単位面積当たりに流れる熱の量をいう。

*14 原子番号64の元素であるガドリニウムの酸化物（酸化ガドリニウム Gd_2O_3 。）のことである。

*15 沸騰水型軽水炉において、設計上許容し得る限界熱流束比の最小値をいう。熱流束とは、単位時間、単位面積当たりに流れる熱の量をいう。

燃料破損の限界として、最大熱流束は限界熱流束^{*16}（CHF）をこえず、またジルカロイ被覆管^{*17}の円周方向の平均の伸びは1%をこえないことをしている。これは一部燃料中心溶融が生じても燃料被覆管^{*18}は破損しないという実験結果に基づいたものである」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 1 (1)核熱設計」）。

イ 動特性^{*19}

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された安全審査指針類等は、前記ア(7)と同じく、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「2. 1 準拠規格ならびに基準」、同指針「3 炉心設計」等である。

(4) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）8・「14. 4 動特性」（8-14-(11)ないし(13)ページ）において、動特性について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、

*16 沸騰水型軽水炉の場合、核燃料の伝熱表面と冷却液体との間の温度差に対する局所的熱流束比の関係を示す曲線において、核沸騰（発泡点を核として気泡が発生していく沸騰形態）から境膜沸騰（液体の沸騰現象において伝熱面の温度が沸騰点よりも十分に高いときに生じる沸騰形態）へ移るところで現れる熱流束密度の最大値を限界熱流束という。

*17 ジルコニウム元素を素材にした、錫、鉄、ニッケル、クロム等の少量を含むジルカロイ合金で作られた燃料棒の被覆管のことをいう。

*18 燃料（燃料物質）の被覆材として使用する薄肉円管のことをいう。燃料と原子炉冷却材とを隔離し、燃料や核分裂生成物を密封し、漏出を防ぐ役目を持つ。

*19 運転され制御される系において、変動する入力に対する要素の出力特性をいう。

本件原子炉施設の動特性について、「本原子炉は、ドップラー効果^{*20}、冷却材のボイド効果^{*21}等により負の反応度^{*22}出力係数をもち、制御棒^{*23}

*20 原子炉の炉心を構成する燃料には、軽水炉の場合、濃縮度（*9参照）が2～4%の低濃縮ウランが用いられており、その大部分は核分裂を起こしにくいウラン238である。原子炉出力が上昇して、温度が上がり過ぎるとウラン原子の熱運動が激しくなり、ウラン238はウラン235の核分裂に必要な中性子をより多く吸収する。その結果、中性子数が減少して出力が低下する。これをドップラー効果という。

*21 沸騰水型原子炉（BWR）は核分裂で発生した熱で炉心の水を沸騰させ、発生した蒸気でタービン発電機を動かす。原子炉内部で常に発生している蒸気（ボイド）は、出力が上昇すると増加し、これにより減速材（高速の中性子を減速させて核燃料を効率よく核分裂させるために用いられるもの。本件原子炉施設の減速材は水である。）密度が低下するため、核分裂の連鎖反応が抑制されて出力が低下する。これをボイド効果という。

*22 核分裂連鎖反応において、核分裂に必要な中性子の生成量と消失量の均衡がとれている状態を「臨界」（*66参照）という。原子炉の場合、核分裂連鎖反応が一定の割合で継続するようになることを「臨界状態」という（核分裂反応により発生した中性子N1（個）は、さらに核分裂反応を生じさせて中性子N2（個）を発生させるが、「N1=N2」である状態が上記「臨界」である。「N1<N2」、つまり中性子が増加する状態を「臨界超過の状態」、 $N1 > N2$ 、つまり中性子が減少する状態を「臨界未満の状態」という。）。反応度は、原子炉の状態が臨界状態からずれている程度を示すもので、
$$\rho \text{ (反応度)} = K_{ex} \text{ (過剰増倍率)} / K_{eff} \text{ (実効増倍率)} - 1$$
という計算式により求められる（実効増倍率については*8参照）。反応度が正の場合（臨界超過の状態）は、原子炉内部の中性子の数が時間とともに増加する。一方、反応度が負の場合（臨界未満の状態）は、時間とともに中性子の数が減少する。

*23 制御棒とは、原子炉出力を制御するために、炉心内で生成される中性子数を（中性子吸収によって）調整する棒又は板状物質をいう。

の操作等に起因する反応等の外乱に対して自己制御性を有している。反応度帰還による原子炉系の安定性は、再循環流量による出力の制御範囲を制限する（100%再循環流量に対する出力の100～65%）ことによって炉心寿命の初期においても十分維持される。また、キセノン^{*24}に起因する中性子の空間振動^{*25}については、炉心寿命末期においても出力係数が -0.03 （ $\Delta K/K/\Delta P/P$ ）^{*26}であるため、強い減衰効果があり、制御上の問題はない」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 1 (2)動特性」）。

(2) 計測及び制御系統施設

ア 核計測系

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された安全審査指針類等は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）のうち、前記(1)ア(7)（14及び15ページ）と同じ「2. 1 準拠規格ならびに基準」及び「4. 3

*24 原子番号54の元素。核分裂に必要な中性子を吸収する能力がある。

*25 原子炉内の中性子束密度の空間分布が、キセノン効果（キセノン毒作用ともいい、原子炉の炉心内で核分裂の結果、キセノンが発生することによって中性子吸収が増加し、反応度が減少すること）や温度あるいは密度効果に起因して振動を起こすことをいう。振動により、原子炉内の出力分布の歪みが大きくなり、局所的に出力が過大となって温度が上昇する部分が生じることがあるため、キセノンが発生した場合にはその数量を制御する必要がある。

*26 出力反応度係数を表す記号であり、「 -0.03 」の場合は、時間の経過とともに中性子の数が減少することを意味する（*22参照）。

安全保護系^{*27}」等であり、「安全保護系」の具体的内容は

- ① 「安全保護系は、その系を構成するいかなる機器またはチャンネル^{*28}の単一故障^{*29}、あるいは使用状態からの単一の取り外しをおこなっても、保護機能を失なう結果にならないような重複性^{*30}をもつ設計であること。」
- ② 「安全保護系は、その系を構成するチャンネル相互が分離され、ま

*27 「安全保護系」とは、「異常状態を検知し、それを防止あるいは抑制するために、安全保護動作を起こさせるよう設計された設備、および事故状態を検知し、必要な工学的安全施設の作動を開始させるよう設計された設備」をいい（乙Bイ第10号証・昭和45年安全設計審査指針Ⅲ1（2））、①「原子炉緊急停止系を作動させるための信号回路」と、②「非常用炉心冷却系、格納容器隔離弁、格納容器圧力低減系、非常用空気浄化系等の工学的安全施設の作動を行わせるための信号回路」の2つがある（同号証・動力炉安全設計審査指針解説1（2））。

*28 「チャンネル」とは、「保護動作に必要な単一の信号（例えば炉心スプレイ系の起動信号）を発生させるために必要な構成要素（抵抗器、コンデンサ、トランジスタ、スイッチ、導線等）およびモジュール（内部連絡された構成要素の集合体）の配列をいう」（同号証・動力炉安全設計審査指針解説4.3）。

*29 「単一故障」とは、「単一の事象に起因して、所定の機能が失われることをいい、単一の事象に起因して必然的に起こる多重故障も含む」（同号証・昭和45年安全設計審査指針Ⅲ1（5））。

*30 「重複性」とは、「果たすべき保護機能に対してお互いに独立に機能を果たすチャンネル（あるいは系）が2つ以上あることをいう」（同号証・動力炉安全設計審査指針解説4.3）。

た計測制御系からも原則として分離^{*31}されているような独立性をもつ設計であること。」

③ 「安全保護系は、重複性を実証するため、原子炉の運転中に試験ができるような設計であること。」

④ 「安全保護系は、駆動源の喪失、系の遮断等の不利な状況になっても最終的に安全な状態^{*32}に落ち着くような設計であること。」

というものである。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）・「(5)へ(イ)計装」（10及び11ページ）、「(5)へ(ロ)安全保護回路」（11ないし13ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8「8.3.3 原子炉核計装」（8-8-(11)ないし(15)ページ）において、原子炉核計装^{*33}について具体的に記載した。

*31 「分離」とは、「一方のチャンネルにおける不利な条件が他方のチャンネルにおよばないようになっていることをいう」（乙Bイ第10号証・動力炉安全設計審査指針解説4.3）。

*32 「最終的に安全な状態」とは、「故障しても安全側に向かういわゆる *fail safe* の状態、および故障してもそのままの状態にとどまって (*fail as is*) 安全上支障がない状態をいう」（同号証・動力炉安全設計審査指針解説4.3）。

*33 核分裂によって生じる中性子が一次エネルギーを生み出す原子力プラントにおいては、この数すなわち中性子束（一定時間単位に一定時間を通過する中性子の数の指標の意）を正確に把握する計測が必要である。炉心の核分裂反応は極めて速く、かつ段違いに広い出力範囲を持っているため、計測には高速で応答し、8～10桁以上の測定範囲を有する計器が必要である。中性子束を計測対象としたこの計測システムは核計装又は中性子計装と呼ばれ、原子力プラント特有のものであり、安全保護に欠かせない設備である。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設の原子炉核計装について、「核計測については、検知器が炉心の全域に配置され中性子源領域^{*34}から出力領域までの中性子束を連続的に監視し、炉心内の局所的な中性子束上昇が検知できるように設計される。中性子モニタ^{*35}としては中性子原（引用者注：「源」の誤記。）領域は可動型計数方式、中間領域は可動型キャンベル方式、出力領域は固定型直流方式が用いられる」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 2 (1)核計測系」）。

イ 安全保護系

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された安全審査指針類等は、前記ア(ア)と同じく、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「4. 3 安全保護系」等である。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)へ(ロ)安全保護回路」（11ないし13ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「8. 3. 2 安全保護系」（8-8-(5)ないし(11)ページ）において、安全保護系について具体的に記載した。

*34 「中性子源領域」とは、原子炉出力の測定において、原子炉の停止状態から起動にかけての中性子束レベルを監視する極低出力レベルの出力範囲をいう。

*35 原子炉の起動から全出力運転まで出力範囲は大変広く、約11桁の中性子束（*33参照）を計測しなければならず、すべてを一つの計測装置では測定できない。そこで、通常3種の測定領域を持つ設備でカバーし、各々が領域をオーバーラップさせ、連続して計測できるようにしている。「計数方式」「キャンベル方式」「直流方式」というのは、中性子を計測する手法の名称である。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設の安全保護系について、「安全保護系は2系統^{*36}から成り、両系統による異常検出の結果保護動作が行われる。さらに、各系統とも2つ以上の小系統に分れており、いかなる単一故障によってもその安全保護機能が妨げられないように配慮がなされている。安全保護系の作動要素として原子炉圧力、原子炉水位、中性子束等の重要な検出要素が選ばれており、また、系統全体としては電源喪失、空気圧喪失、回路の断線等に対してフェイルセーフ^{*37}となる様に設計されている。なお、安全保護系の重要性を実証するための試験は原子炉の運転中にも行なえる設計となっている」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 2 (2)安全保護系」）。

ウ 反応度制御系

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された安全審査指針類等は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「4. 2 原子炉停止系」等であり、同指針の具体的な内容は

- ① 「高温待機状態または高温運転状態から燃料の許容損傷限界を超えることなく炉心を未臨界にでき、かつ高温状態で未臨界を維持できる

*36 ここでいう「2系統」とは、「原子炉スクラム（原子炉緊急停止）の信号を出す系統」及び「非常用炉心冷却系等の工学的安全施設の作動信号を出す系統」を意味する。

*37 失敗があってもそれがシステム全体の故障や事故に波及せず、システムの安全の保持ができるシステムの考え方をいう。原子力の分野では、各種の設備・装置の設計にこの思想が採り入れられている。すなわち装置の一部が故障したり、安全保護装置の働きに異常が生じて、あるいは、操作に誤りがあっても、装置の本来の機能を危険に陥れることなく、安全装置が働くように設計されている状態をいう（*32参照）。

少なくとも2つの独立した原子炉停止系^{*38}を有する設計であること。」

- ② 「原子炉停止系の少なくとも1つは予想される運転上の過渡状態を含む平常運転時においても燃料の許容損傷限界をこえることなく、炉心を未臨界にでき、かつ高温状態で未臨界を維持できるような設計であること。」
- ③ 「原子炉停止系の低温状態における反応度停止余裕^{*39}は、完全に炉心の外に引き抜かれた時、最も反応度効果の大きい制御棒1本の有する最大価値よりも、大きくなるような設計であること。」
- ④ 「原子炉停止系の少なくとも1つは、予想される原子炉事故状態^{*40}において炉心を未臨界にでき、かつそれを維持できるような設計であること。」
- ⑤ 「原子炉停止系は、不測の制御棒1本の連続引抜き（制御棒の逸出事故ではない）のようないかなる単一誤動作に対しても、燃料の許容損傷限界をこえることなく対処できる設計であること。」
- ⑥ 「制御棒の最大反応度価値および反応度増加の最大速度は予想され

*38 「原子炉停止系」とは、「原子炉の臨界もしくは臨界超過の状態から原子炉に負の反応度を挿入することにより、原子炉を未臨界にして、停止にいたらしめるための機能を備えるよう設計された設備をいう」（乙Bイ第10号証・昭和45年安全設計審査指針Ⅲ1(4)）。

*39 「停止余裕」とは、原子炉を安全に停止させるために必要な反応度のゆとり能力のことをいう。

*40 「予想される原子炉事故状態」とは、「原子炉1次系配管の破断時で工学的安全施設の単一故障を仮定した状態まで含む」（乙Bイ第10号証・動力炉安全設計審査指針解説4.2）。

るいかなる反応度変化に対しても原子炉冷却材圧力バウンダリ^{*41}を破損せず、また非常用炉心冷却が有効でなくなるほど炉心支持構造物または他の圧力容器内部構造物を破壊しない設計であること。」

というものである。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）・「(5)へ(ハ) (3) 反応度制御能力」（13ページ及び14ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「3.3 制御棒および駆動機構」（8-3-(6)ないし(11)ページ）、「6.6 ほう酸水注入系」（8-6-(9)及び(10)ページ）において、反応度制御系^{*42}について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設の反応度制御系について、「制御棒の反応度抑制効果は、合計で実効増倍率の変化にして約0.17（ΔK）である。また、最大

*41 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、「起動停止を含む原子炉の通常運転時に原子炉冷却材の存在する範囲のものうち、苛酷な事故条件下で弁等により隔離されて圧力障壁を形成する範囲をいう」（安全設計審査指針Ⅲ1(1)）。

*42 「反応度制御系」とは、原子炉の核分裂反応を制御して原子炉出力を調整するシステムをいう。原子炉の起動、出力上昇、出力一定運転、出力低下、停止等は、全て原子炉の反応度を計画的かつ人為的に変化させて行う。そのための反応度制御系が原子炉に備えられている。原子炉を起動する、あるいは停止する場合の反応度変化は、通常は制御棒を炉心から引き抜く、あるいは炉心へ挿入することで与えられる。一方、原子炉の運転に伴って炉心部の核分裂性物質が燃焼して物質量が減少することによるゆっくりした原子炉出力の低下を補償するために、制御棒操作による方法、減速材の流量調整（BWR）、減速材中のポイズン（中性子吸収材）濃度を調整（PWR）する方法などがある。

反応度抑制効果を有する制御棒^{*43} 1本が引抜かれ、その他のすべての制御棒が挿入された状態で、実効増倍率は0.99をこえることはないようにされ、制御棒はどの1本が引抜かれた状態でも原子炉を停止させる能力をもっている。制御棒は水圧式駆動機構により下方から操作される。スクラム動作^{*44}は制御棒ごとに設けられたアキュムレータ^{*45}の水圧によって行われるがその圧力が低下した場合には炉内圧力によって行われる。スクラム動作に必要な弁は空気系によって操作され、空気圧の低下に対してフェイルセーフな設計となっている。この方式については、使用経験によって信頼性が確かめられている。このほか、後備停止装置^{*46}

*43 複数存在する制御棒のうち、反応度抑制効果（いわば、ブレーキの効き）が最大である制御棒のことを意味する。

*44 「スクラム」とは、原子炉の運転状態に異常が発生した場合に原子炉を緊急停止させることをいう。原子炉に設置されている検出器の信号が原子炉の運転条件の限界範囲（スクラム条件）を超えた場合、自動的に制御棒を挿入し負の反応度を加えて、速やかに原子炉を停止させるようになっている。また、異常時には運転員の判断により、スクラムボタンを用いて手動で緊急停止させることもできる。

*45 制御棒駆動系の一つ。アキュムレータ内に蓄えられた圧力を一気に解放することによって、大きな水圧が発生して制御棒駆動装置のピストンを動かし、制御棒が急速に炉心に挿入される。

*46 原子炉は制御棒の挿入程度を制御することによって出力を調整しながら運転する。この原子炉制御系は、主停止系と後備停止系に分かれている。通常時の運転は、主停止系の制御棒で十分に出力を制御調整可能であるが、もしその主停止系の制御棒が作動しない事態が生じた場合には、原子炉を直ちに停止させることのできる制御価値（能力）を持ったバックアップシステムが考えられている。これを後備停止系という。

として手動のほう酸水注入系^{*47}があり単独でも炉を停止させる能力をもっている。以上のような配慮がなされているので、いかなる場合でも原子炉の停止は確実に行われる。また、制御棒には、誤って炉心内から脱落した場合の落下速度を制限するために、速度リミッタ^{*48}が設けられる。圧力容器の下側には、制御棒駆動機構^{*49}ハウジング^{*50}が破損しても、制御棒が逸出しないようにハウジング支持機構^{*51}が設けられる」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 2 (3)反応度制御系」）。

エ 出力制御系

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された安全審査指針類等は、前記ウ(ア)と同じく、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「4. 2 原子炉停止系」等である。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ホ原子炉冷却系統施設の構造及び設備」（7ないし10ページ）、「(5)へ計測制御系統施設の構造及び設備」（10ページ）、「(5)へ(ホ)(2)再循環流量制御」（14ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「5.

*47 沸騰水型軽水炉（BWR）の設備の一つ。万一、制御棒によるスクラム（急速全挿入）が不能になった場合に備えた後備停止系である。蓄圧タンクのホウ素溶液を原子炉内に注入し、核反応を停止させる安全装置である。

*48 制御棒落下事故時の落下速度を緩和するため傘型の構造をもった設備をいう。

*49 制御棒を炉心に出し入れするための装置をいう。

*50 制御棒駆動機構を収納する容器をいう。

*51 制御棒駆動機構ハウジングの振れ止め装置をいう。

冷却材再循環系および主蒸気系」(8-5-(1)ないし(7)ページ),「8. 計装および制御」(8-8-(1)ないし(18)ページ)において,出力制御系について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は,かかる記載等を踏まえて調査審議を行い,本件原子炉施設の出力制御系について,「原子炉の出力制御は,手動による制御棒位置および自動または手動による原子炉再循環流量の調整によって行われる。原子炉圧力は圧力調整装置(2台,内1台は予備)によりタービン制御弁を調整し予め定められた値に保たれる。さらに圧力が上昇すると同じ圧力調整系により約25%容量のタービン・バイパス弁^{*52}が開かれる様になっている。冷却材^{*53}流量は再循環系統の流量制御弁を操作することにより調整される。流量調整による出力制御範囲は,原子炉系の安定性を考慮して定められる」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 2 (4)出力制御系」)。

オ 制御棒操作系

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された安全審査指針類等は,前記ウ(ア)及びエ(ア)と同じく,昭和45年安全設計審査指針(乙Bイ第10号証)「4. 2 原子炉停止系」等である。

(4) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は,本件設置許可申請書本文(乙C第1号証)・「(5)へ(ホ)(1)

*52 蒸気発生器からの蒸気を,タービンをバイパスして直接復水器に導くための弁をいう。

*53 冷却材とは,原子炉構成材料の一つで,原子炉の冷却や動力を得る目的で,原子炉の炉心部から熱を取り去る役目をするもの。この冷却材として軽水(普通の水)を冷却材として用いるものを軽水炉という。

制御棒価値ミニマイザ」^{*54}（14ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「8.3.3(5) 制御棒引抜き監視装置」（8-8-(14)ページ）、同「8.3.5 運転監視補助装置^{*55}」（8-8-(17)及び(18)ページ）等において、制御棒操作系について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設の制御棒操作系について、「制御棒の操作は、運転員が所定の手順に従って行い、操作手順は、安全上、制御棒1本あたりの効果が過大とならないよう、また、局所的な燃料損傷を起こさないように定められる。運転員の誤操作に対しては、後備保護装置として制御棒価値ミニマイザおよび制御棒引抜き監視装置が設けられており、誤操作は自動的に阻止される。制御棒価値ミニマイザは制御棒1本の実効増倍率を0.025(ΔK)に押えるようになっている。また、制御棒引抜き監視装置の働きによって局所的に高出力となって燃料損傷を来たすような制御棒の連続引抜きもない」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ.2.2(5)制御棒操作」）。

カ 中央制御室

(7) 指針類等の項目

*54 起動時の制御棒落下事故あるいは制御棒引抜き事故が生じた場合に、燃料損傷の範囲を局限すること、あるいは燃料損傷を防止することを目的とする沸騰水型軽水炉に設置されている装置のことをいう。制御棒落下あるいは制御棒連続引抜きによる炉心への正の反応度付加量が小さくなるよう、あらかじめ制御棒引抜き手順を定め、これに従わない制御棒引抜き操作を自動的に阻止する。

*55 引き抜こうとする制御棒の周囲の燃料集合体の周辺に設けた局部出力領域モニタの信号を平均化し、それが設計上の規定レベルを超えるとときに警報及び各制御棒の引抜き阻止信号を発する装置をいう。制御棒引抜き阻止装置ともいう。

当該安全審査において参照された安全審査指針類等は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「4. 1 制御室」等であり、同指針は、「いかなる原子炉事故発生の際にも従業員が制御室内にとどまり、事故対策操作^{*56}が可能であるような設計であること」というものである。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）8・「8. 2 中央制御室」（8-8-(1)及び(2)ページ）、同添付書類9「核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理ならびに放射性廃棄物の廃棄に関する説明書」・「2. しゃへい」（9-2-(1)ページ）、「5. 5 廃棄物処理建屋」（9-5-(2)ページ）、「6. 4 事故時における周辺の放射線監視」（9-6-(3)ページ）において、中央制御室について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設の中央制御室について、「中央制御室には、原子炉施設の通常運転および事故対策操作に必要なすべての計測制御装置が設備されており、事故時においても運転員が安全に所要の措置をとりうるように遮蔽、換気等の放射線防護上の配慮がなされている」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 2 (6)中央制御室」）。

(3) 燃料

ア 指針類等の項目

*56 事故対策操作とは、事故時に原子炉を停止させるとともに、核分裂生成物の発電所外への放出を抑制するために必要な操作をいう。なお、何らかの原因で制御室に接近できない場合の対策として制御室外から原子炉の高温停止が出来ることが望ましい（乙Bイ第10号証・動力炉安全設計審査指針解説4. 1）。

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「3 炉心設計」等であり、具体的には、「原子炉の炉心は、予想される運転上の過渡状態を含む、平常運転時に燃料の許容損傷限界を超えることなくその機能を果たし得る設計であること」というものである。

イ 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）・「(5)ハ(ロ)燃料体」（4及び5ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「3. 2 燃料」（8-3-(3)ないし(6)ページ）において、燃料について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設の燃料について、「燃料は二酸化ウランペレットおよびガドリニア入りペレットを長さ約4mのジルカロイ^{*57}-2製の被覆管（肉厚約0.9mm）に入れたものである。燃料被覆管はペレット^{*58}による内部からの支持がなくても外圧によって、つぶれることはない自立型の設計であ

*57 ジルコニウム合金の一種で、原子炉用材料としてジルコニウムの高温水に対する耐食性を改良する目的で作られた合金をいう。

*58 二酸化ウランなどの核分裂物質を圧縮し、焼結してセラミックス質にした円柱状の燃料ペレットをいう。

り、燃料棒上部に設けられたプレナム^{*59}体積も燃料集合体^{*60}最高燃焼度^{*61}約35,000MWd/Tに応じた核分裂生成ガス^{*62}等の蓄積により過大な内圧上昇をもたらさないよう十分大きくとってある。燃料集合体は7×7の燃料棒の正方形配列で構成され、上下燃料棒支持板を結びつける8本の燃料棒と1本のスペーサー支持燃料棒^{*63}によって保持されており燃料棒はすべて軸方向の自由膨張ができる構造になっている」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 3燃料」)。

(4) 燃料取扱施設

*59 燃料棒内のガス溜め用空間を「プレナム」という。

*60 ウラン燃料(ペレット)が充てんされた燃料棒を等間隔に束ね、熱を効率よく取り出すとともに取り扱いやすい構造となっている。燃料集合体は、燃料棒を正方格子状に配列している。

*61 燃焼度とは、原子炉に装荷された燃料が核分裂反応をしたことにより発生した熱エネルギーを表すもの。慣用的にMWd/tまたはGWd/tの単位が使用される。MWd/tとは、「メガワット・日/トン」であり、「1トンの燃料で1000キロワットのエネルギーを1日発生させる量」に相当する核分裂が生じたことを1単位として表すものであり、GWd/tとは、「ギガワット日/トン」であり「1トンの燃料で1000万キロワットのエネルギーを1日発生させる量」に相当する核分裂が生じたことを1単位として表すものである。

*62 「核分裂生成物」とは、核分裂によってできた核種、またはそのような核種(核分裂片)から放射性の崩壊によってできた核種をいい、このうち気体状のものを核分裂生成ガスという。

*63 「スペーサー支持燃料棒」とは、燃料集合体の中心に存在し、スペーサーを固定している燃料棒のことをいう。なお、スペーサーとは、炉心内における燃料棒、または燃料集合体の間隔を一定に保つための保持装置をいう。

ア 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「8 核燃料貯蔵施設」等であり、同指針の具体的内容は

- ① 「核燃料物質の貯蔵施設は臨界事故を防止^{*64}できるような設計であること。」
- ② 「使用済燃料貯蔵施設は、その崩壊熱^{*65}による燃料の損傷が防止できる設計であること。」

というものである。

イ 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ニ核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」（6ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「4. 燃料取扱系」（8-4-(1)ないし(3)ページ、乙C第3号証23ページで一部訂正）において、本件原子炉施設における新燃料の取扱および貯蔵、燃料取替設備や使用済燃料の貯蔵等について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における燃料取扱施設につき、「燃料取替は、炉心上に水を張り移動床に取り付けられた燃料つかみ器で行なわれる。このつかみ器は、駆動源喪失時においても燃料を落とさないような構造に設計される。また、

*64 「臨界事故の防止」とは、平常状態はもちろん、予想される外的条件が加わっても臨界に到らないよう防止対策がなされていることをいう（乙Bイ第10号証・動力炉安全設計審査指針解説8）。

*65 放射性物質は α 線、 β 線あるいは γ 線などの放射線を放出して崩壊するが、放射性物質の崩壊によって生ずる熱を崩壊熱という。

燃料取替時に破損燃料を検知する装置により燃料の検査を行ない破損の大きな燃料は容器に収容することになっている。さらに燃料取替中は、臨界^{*66}防止のためインタロック^{*67}によって制御棒を引抜けないようになっており、また制御棒は、周囲の4個の燃料集合体を取り出さなければ、取り出すことができないような構造になっている。燃料プールは、原子炉建屋内に設けられ、炉心装荷量および1回分取り出し量以上の燃料ならびに使用済制御棒等を貯蔵する能力を有するように設計され、かつ、冷却、浄化、臨界防止等について十分配慮されている」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 4 燃料取扱施設」）。

(5) 原子炉容器及び原子炉冷却施設

ア 原子炉容器、配管等

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「2. 1 準拠規格ならびに基準」、「3 炉心設計」、「5 原子炉冷却材圧力バウンダリ」等である。このうち、「2. 1 準拠規格ならびに基準」については、前記(1)ア(7)（14及び15

*66 核分裂連鎖反応において中性子の生成と消失の均衡が保たれている状態をいう。有限の大きさの原子炉では、体系の表面からの中性子の漏れがあり、これを考慮した中性子増倍率を実効増倍率（ K_{eff} ）といい（*8参照）、臨界（*22参照）のとき1である。

*67 シリーズおよびパラレルに連なる諸条件（シリーズとは、諸条件の全てが満たされて作動する回路、パラレルとは、諸条件の1つが満たされれば作動する回路をいう。）が満たされてはじめてある装置についての所定動作の開始が可能になるような、機械的及び電氣的な錠装置をいう。例えば、原子炉の始動にあたり制御棒駆動には一定の駆動シーケンス（機器を自動制御するためにあらかじめ設定しておく動作の順序の意）が必要であり、それを保証するために継電器を使った電氣的なインタロックが使われる。

ページ)において、「3 炉心設計」については、前記(3)ア(31及び32ページ)において述べたとおりであり、「5 原子炉冷却材圧力バウンダリ」については

- ① 「予想される異常状態^{*68}に起因する急激な炉心への反応度付加にもとづく荷重に対しても破損することのないような設計であること。」
- ② 「脆性破壊^{*69}を防止するためその最低使用温度が、使用される材料の脆性遷移温度^{*70}にある値を加えた温度以上となるような設計であること。」
- ③ 「その健全性を評価するための試験および検査ができるような設計であること。」

というものである。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文(乙C第1号証)「(5)ハ 原子炉本体の構造及び設備」(3ないし6ページ)、「(5)ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(7ないし10ページ)及び同添付書類(乙C第2号証)8・「3. 原子炉および炉心」(8-3-(1)ないし(17)ペ

*68 「予想される異常状態」とは、「制御棒逸出(積極的な機械的防止手段のない場合)や制御棒落下あるいは冷水の炉心注入をいう」(乙Bイ第10号証・動力炉安全設計審査指針解説5)。

*69 材料の破壊型式の分類法の一つとして、脆性破壊と延性破壊の二種に分けるものがあり、脆性破壊は破壊に至るまでの塑性変形量及び吸収エネルギーが小さいものをいう。

*70 略称は、「NDT」(脆性遷移温度)。脆性遷移温度とは、金属等材料は一定の温度以下になると本来の粘り強さを失い衝撃に弱くなる性質があるところ、その境界となる温度などのことをいう。

ージ),「5. 冷却材再循環系および主蒸気系」(8-5-(1)ないし(7)ページ)(添付書類の各記載内容については,乙C第3号証21ないし24ページで一部訂正)において,本件原子炉施設における原子炉容器,配管等について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は,かかる記載等を踏まえて調査審議を行い,本件原子炉施設における原子炉容器,配管等につき,「原子炉容器^{*71}の円筒部内径は約6.4m,容器の全長は約23mで胴円筒部には,主蒸気出口,給水入口再循環水出入口などのノズルが,下鏡板部には制御棒用,炉内核計測管用ノズルが多数設けられる。主蒸気管および再循環管の外径はそれぞれ約660mmおよび約610mmである。原子炉容器は,炉心^{*72},気水分離器^{*73},蒸気乾燥機^{*74},ジェットポンプ^{*75}等を内蔵している。原子炉容器の下端は円筒状スカートで支持され,容器の頂部は横方向の支持のため構造部に取りつけられた横振動防止機構で支持し軸方向および半径方向への容器の膨張が出来るようになっている。また,材料の疲労および応力集中などについて解析を行ないこれらに十分耐えることを確認することになっている。さらに,圧力容器は圧力を受けている間は,容器の温度をNDT+33degC^{*76}以上に保つようにし,必要

*71 炉心,炉内構造物及び一次冷却材等を収納する容器をいい,原子炉圧力容器ともいう。

*72 原子炉において,核燃料が存在し,核分裂連鎖反応が起こり得る領域をいう。

*73 沸騰水型軽水炉における蒸気中に含まれる凝結水を除く装置をいう。

*74 沸騰水型軽水炉における炉心で発生させた蒸気の湿分を除去するための機器をいう。

*75 ノズルから噴出する高圧の流体によって周囲の流体をも輸送する機能を有するポンプをいう。本件原子炉施設では,炉心冷却に必要な冷却材の再循環を得るために使用される。

*76 「degC」とは,摂氏温度の意味である(「NDT」については*70参照)。

があるときは加熱できるようになっている。なお、中性子照射^{*77}による材料の機械的性質の変化を監視するため、圧力容器内に照射試料を挿入することになっている。原子炉容器、配管等の耐圧部分およびこれらの支持構造物は定期的な供用期間中検査を実施し、その健全性が確認されることになっている」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 5 (1)原子炉容器、配管等」）。

イ 逃がし安全弁、タービンバイパス系等

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）のうち、「2. 1 準拠規格ならびに基準」、「4. 3 安全保護系」、「5 原子炉冷却材圧力バウンダリ」等であり、指針類の具体的内容は、前記(1)ア(7)（14及び15ページ）、前記(2)ア(7)（20ないし22ページ）、前記ア(7)（35及び36ページ）において述べたとおりである。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ホ原子炉冷却系統施設の構造及び設備」（7ないし10ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「5. 冷却材再循環系および主蒸気系」（8-5-（1）ないし(7)ページ）、「6. 原子炉補助系」（8-6-（1）ないし(1)）ページ）、「7. タービン設備」（8-7-（1）ないし(5)ページ）（添付書類の各記載内容は、乙C第3号証23ないし27ページで一部訂正）

*77 物体に中性子を当てることをいう。

において、本件原子炉施設における逃がし安全弁^{*78}、タービンバイパス系^{*79}等について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における逃がし安全弁、タービンバイパス系等につき、「格納容器内の主蒸気管^{*80}には、18個の逃がし安全弁が設けられバネ式の安全弁の機能を有しており、このうち12個は、空気式の逃がし弁の機能を兼ねている。この逃がし安全弁により主蒸気止め弁^{*81}閉鎖事故時に原子炉系に生ずる異常な圧力上昇を抑えるようになっている。また、主蒸気管には、定格蒸気流量の25%をバイパスして、主復水器に導くタービンバイパス系が設けられ、原子炉起動時、停止時の主蒸気圧力の調整を行なうことができるようになっている。発電機負荷しゃ断^{*82}時に

*78 原子炉圧力容器もしくはそれらに連なる配管に設けられる弁をいい、自動で作動する安全弁機能と強制的に作動させる逃がし弁機能とを有する。沸騰水型（BWR）の原子炉においては、主蒸気管に設置され、炉内の圧力が最高使用圧力を超えないようにする機能と事故時の自動減圧機能を有する。

*79 原子炉の熱により発生した蒸気をタービンをバイパスして、直接復水器に導き、原子炉とタービン発電機出力の不均衡で生じた余熱を逃がすシステムをいう。

*80 原子炉または蒸気発生器出口からタービンまでの発電用蒸気移送のための配管をいう。

*81 高圧タービンへの蒸気を遮断する弁をいう。

*82 「発電機負荷しゃ断」とは、原子力発電施設によって発電した電気を給電先に電気を送らないようにする状態を意味する。具体的な作業としては、「開閉器」と呼ばれるスイッチを切ることによって送電しなくなる。かかる状態が発生すると、原子炉において発生した熱エネルギーを除去することができなくなり、炉心内の温度が上昇しかねないため、審査書に記載したような方式で除熱することになる。なお、除熱が間に合わなければスクラム（*44参照）が生じる。

は、タービン蒸気加減弁の急速閉の信号により、18個の逃がし安全弁により80%の容量の蒸気をサプレッションプール^{*83}に逃がし、タービンバイパス系との併用により、原子炉の不必要なスクラムを避けるようになっている。そのほか原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去する原子炉残留熱除去系^{*84}が設けられる」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 5 (2)逃がし安全弁, タービンバイパス系等」）。

ウ 原子炉隔離時冷却系^{*85}

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「4. 3 安全保護系」及び「5 原子炉冷却材圧力バウンダリ」などであり、具体的内容については、前記(1)ア(ア)（14及び15ページ）及び前記(2)ア(ア)（20ないし22ページ）において述べたとおりである。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ホ(ニ)(3)

*83 サプレッションチェンバともいい、沸騰水型軽水炉の圧力を抑制するためのプールをいう。原子炉系を収納するドライウェル（沸騰水型軽水炉においては、原子炉および主要な補機系を収容するコンテナに圧力抑制形コンテナが採用されており、そのうち冷却材喪失事故の際、気水混合物を放出するフラスコ型の部分）と水を蓄えたサプレッションチェンバ、それらを連結するベント系より構成されている。

*84 原子炉を停止した後に、炉心より発生する崩壊熱及び顕熱を除去・冷却するためのシステムをいう。沸騰水型軽水炉では、原子炉の状態により、停止時冷却系、低圧注水系、格納容器スプレー系、蒸気凝縮系、圧力抑制プール冷却系としての使用法がある。

*85 沸騰水型軽水炉において、タービン・復水器による通常の除熱機能が喪失した場合に冷却水を原子炉に供給し、原子炉の崩壊熱を除去する設備をいう。

原子炉隔離時冷却系」(10ページ)及び同添付書類(乙C第2号証)8・「6.3 原子炉隔離時冷却系」(8-6-(3)及び(4)ページ,乙C第3号証25ページで一部訂正)において,本件原子炉施設における原子炉隔離時冷却系について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は,かかる記載等を踏まえて調査審議を行い,本件原子炉施設における原子炉隔離時冷却系につき,「原子炉隔離時冷却系は原子炉への給水が停止し,かつ,原子炉が主復水器から隔離された場合に,蒸気の一部を利用してタービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンク水または残留熱除去系熱交換器^{*86}で冷却された一次冷却材^{*87}を炉内に補給する系統で,これにより炉心水位を維持する。また,この系統はサプレッションプールの水も炉内に補給することができる。この系は,外部電源を必要としない」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ.2.5(3)原子炉隔離時冷却系」)。

(6) 放射性廃棄物処理施設

ア 気体廃棄物処理系

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は,昭和45年安全設計審査指針(乙Bイ第10号証)「9 放射性廃棄物処理施設」等であり,同指針の具体的内容は,「放射性廃棄物処理施設は,平常運転時に周辺への放射性物質の放出を管理し必要期間保留できる適切な能力をもつような設計であること」というものである。

(1) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

*86 残留熱除去系を冷却する熱交換器をいう。

*87 一次冷却系(一次冷却材が循環する流路を構成する系統で,原子炉容器,蒸気発生器,一次冷却材ポンプ,配管等から成る。)の中を循環する冷却材をいう。

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ト (イ) 気体廃棄物の廃棄設備」（15ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「10.1 気体廃棄物処理施設」（8-10-(1)及び(2)ページ）、同添付書類9・「4.2 気体廃棄物処理」（9-4-(1)ないし(5)ページ）（添付書類の各記載内容については、乙C第3号証28, 51, 52, 107ないし111ページで一部訂正）において、本件原子炉施設における気体廃棄物処理^{*88}施設について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における気体廃棄物処理系につき、「気体廃棄物処理系は再結合器^{*89}、減衰管^{*90}、活性炭式希ガスホールドアップ装置^{*91}、排気筒^{*92}等からなる。再結合器は触媒を使用し排気ガス中の水素を減少させる。減衰管は通常運転時の排ガス流量40Nm³/時に対して保留時間30分の容量を有する。活性炭式希ガスホールドアップ装置は活性炭による希ガスの可逆的吸着現象を利用するもので排ガス流量40Nm³/時に対してキセノンを27日以上、クリプトンを40時間以上保留させることができる。通常運転時にはこの装置の前後に設けられる放射能検出器によりその性能が維持されていることが確認される。なお、排気筒は、標高約8mの地表に、高さ約140mのものが設置され、敷地周辺から

*88 気体状の放射性物質を放出する前に安全に処理を行うことをいう。

*89 水の放射性分解などで生じた水素を、酸素と化合させて水に変える装置をいう。

*90 排ガス圧縮機によって、加圧圧縮された気体廃棄物を貯留し、放射性物質を減衰させることを目的とした管をいう。

*91 主として沸騰水型軽水炉において用いられる希ガスの減衰装置をいう。

*92 原子力施設で発生した放射性気体廃棄物を大気中に放出拡散することを目的とした施設をいう。

みた地上高は約125mである」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 6 (1)気体廃棄物処理系」、証人浜田達二の証人尋問調書（乙C第16号証の1・16ないし23ページ。以下「浜田証言」という。))。

イ 液体廃棄物処理系

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、前記ア(7)と同じく、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「9 放射線廃棄物処理施設」等である。

(4) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ト(㊦)液体廃棄物の廃棄設備」（15及び16ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「10. 2 液体廃棄物処理施設」（8-10-(2)ないし(4)ページ）、同添付書類9・「4. 3 液体廃棄物処理」（9-4-(5)ないし(8)ページ）（添付書類の各記載内容については、乙C第3号証28ページ及び29ページ、52ページ、112ページで一部訂正）において、本件原子炉施設における液体廃棄物処理施設について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における液体廃棄物処理系につき、「液体廃棄物処理系

は床ドレン処理系^{*93}，再生廃液処理系^{*94}および機器ドレン処理系^{*95}からなる。処理装置としてはろ過装置3基，脱塩装置2基，蒸発濃縮装置2基がある。各系の液体廃棄物は，タンク類に収集されその放射能濃度を確認し，処理される。タンク貯留容量および処理装置の処理容量は発生廃液量に対して十分対処することができるようになっている」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 6 (2)液体廃棄物処理系」，浜田証言・乙第16号証の1・23ないし25ページ）。

ウ 固体廃棄物処理系

(ア) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は，前記ア(ア)及びイ(ア)と同じく，昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「9 廃棄物処理施設」等である。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は，本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ト(ハ)固体廃棄物の廃棄設備」（16ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「10. 3 固体廃棄物処理施設」（8-10-(4)及び(5)ページ），同添付書類9・「4. 4 固体廃棄物処理」（9-4-(8)及び(9)ペー

*93 床ドレン（原子力施設内において，機器や配管，床の表面洗浄等によって床表面に溜まった廃液）を処理するシステムをいう。ろ過器，濃縮器，脱塩器等で構成される。

*94 廃液，床の洗浄廃液や作業服の洗濯廃水等の液体状廃棄物を処理するシステムをいう。ろ過，イオン交換樹脂による処理，あるいは蒸留処理を行い，その処理済み水は回収再利用する。余剰水は，放射能濃度が規制値を十分下回っていることを確認してから海洋に放出する。

*95 ポンプ，弁等の各機器からの漏れい水，サンプルラインの排出液を処理するシステムをいう。腹水貯蔵タンクに回収し，再利用する場合もある。

ジ) (添付書類の各記載内容については、乙C第3号証29, 52, 53, 113ページで一部訂正) において、本件原子炉施設における固体廃棄物処理施設について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における固体廃棄物処理系につき、「固体廃棄物処理系の処理施設としては脱水器2基、減容^{*96}機1基、固化装置1基を有する。原子炉施設で発生する雑固体廃棄物は減容機によって圧縮減容されドラム缶に詰められる。使用済樹脂貯蔵タンクは発生量の約5年分を貯蔵する容量を有し、固体廃棄物置場は当面、固体廃棄物を詰めたドラム缶の約1年分を貯蔵する容量のものが設けられるが、今後、必要があるときには、敷地内に増設することが可能である」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 6 (3)固体廃棄物処理系」、浜田証言・乙C第16号証の1・25ページ)。

(7) 工学的安全施設

ア 非常用炉心冷却系^{*97}

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針(乙Bイ第10号証)「6. 2 非常用炉心冷却系」等であり、同指針の具体的内容は、「原子炉冷却材圧力バウンダリ内のいかなる寸法の配管破断による冷却材喪失事故に対しても燃料被覆の熔融を防止できるような設計であること」というものである。

*96 「減容」とは、放射性廃棄物に濃縮、焼却、切断、圧縮、溶解などの処理を行い、その体積を小さくし、貯蔵、処分などに有利な操作を行うことをいう。

*97 原子炉に冷却材喪失事故が起こったときにも炉心を有効に冷却する工学的安全施設をいう。

(4) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ホ(ハ)非常用冷却設備」（9及び10ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「6.5 非常用炉心冷却系」（8-6-(6)ないし(9)ページ、乙C第3号証26ページで一部訂正）において、本件原子炉施設における非常用炉心冷却系について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における非常用炉心冷却系につき、「非常用炉心冷却系は非常用電源までを含めて動的機器の単一故障があっても十分な機能を発揮できるように多重性を有するように設計されている。①高圧炉心スプレイ系^{*98}は、再循環回路の完全破断にいたるまでのすべての破断面積に対し、単独で燃料破覆管の大破損を防止する。すなわち復水貯蔵タンク^{*99}水あるいはサプレッションプール水を炉心上のノズルから燃料集合体上にスプレイすることにより、中小破断に対しては、水位の確保と減圧、大破断に対してはスプレイ冷却によってその機能を果す。この系は、1系統からなり非常用電源にも接続される。②低圧炉心スプレイ系^{*100}は、冷却材喪失時にサプレッションプール水を炉心上にとりつけたノズルから燃料集合体にスプレイする系統で、大破断に対しては単独で、中小破

*98 沸騰水型軽水炉の非常用炉心冷却系を構成する系統の一つで、冷却材喪失事故時、原子炉の圧力に関わらず、冷却材を注入する装置をいう。

*99 復水系（復水器より給水ポンプ入り口までの復水器、復水脱塩器、復水ポンプなどからなる系統）の水を貯蔵するタンクをいう。

*100 沸騰水型軽水炉の非常用炉心冷却系の一つで、冷却材喪失事故時に原子炉圧力が低下してから冷却水を炉心上部に設けたスプレースパーチャから注入して炉心を冷却するものをいう。

断に対しては高圧炉心スプレー系または自動減圧弁と連携し、燃料被覆管の過熱溶融を防止できるようになっている。この系統は1系統で非常用電源にも接続される。③低圧注水系は、低圧炉心スプレー系と同様大破断に対しては単独で、中小破断に対しては高圧炉心スプレー系または自動減圧系と連携して燃料被覆管の大破損を防止する。この系は、サプレッションプール水を直接炉心シュラウド^{*101}内部に注入し、炉心を冠水することにより、炉心冷却を行なう、この系は、1系統（3ループ）からなり非常用電源にも接続される。④自動減圧系^{*102}は、逃がし安全弁^{*103}7個からなり、このうち6個の逃がし安全弁が作動すれば、中小破断の冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサプレッションプールへ逃がし、原子炉圧力を低下させて低圧炉心スプレー系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とし、燃料被覆管の大破損を防止する」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 7 (1)非常用炉心冷却系」）。

イ 原子炉格納容器

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「6. 3 原子炉格納設備」等であり、同指針の具体的内容は

*101 沸騰水型軽水炉の炉心支持構造物の一つで、炉心部を構成する燃料集合体や制御棒を内部に収容する円筒状の構造物をいう。

*102 沸騰水型軽水炉の非常用炉心冷却系の一つで、高圧炉心スプレー系又は高圧注入系の後備装置をいう。冷却材喪失事故時に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の冷却材を早期に注入することを促す系統である。主蒸気に設置された逃し安全弁の一部の弁が自動減圧機能を有しており、原子炉蒸気を逃して原子炉圧力を低下させる。

*103 原子炉圧力容器もしくはそれに連なる配管に設けられる弁をいう。

- ① 「原子炉格納設備は圧力低減系とあいまって原子炉冷却材圧力バウンダリのいかなる寸法の配管破断による冷却材喪失事故に対しても、事故後の最大想定エネルギー放出に起因する圧力と温度に耐え、かつ、所定の漏洩率をこえることのないような設計であること。」
- ② 「原子炉格納設備として、フェライト系鋼材を用いる場合耐圧構造となる主要部分は、脆性破壊を防止するため、原則として、その最低使用温度が使用された材料の脆性遷移温度にある値を加えた温度以上の設計であること。」
- ③ 「原子炉格納設備の機能保持のため事故時に閉鎖が要求される貫通部は重複した隔離弁等を有する設計であること。」
- ④ 「原子炉格納設備は、その漏洩率を必要な場合試験できるような設計であること。」

というものである。

(イ) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)リ原子炉格納施設の構造及び設備」（17ないし19ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「12. 原子炉格納施設」（8-12-(1)ないし(7)ページ、乙C第3号証31及び32ページで一部訂正）において、本件原子炉施設における原子炉格納容器について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における原子炉格納容器^{*104}につき、「圧力容器、再循環

*104 原子炉，一次冷却設備，およびその関連設備を格納する気密な容器をいい，一次冷却材喪失事故時等に圧力障壁となり，かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し，格納容器内に発生した放射性物質の外部への拡散を抑制し，発電所周辺の一般公衆及び発電所従業員の安全を確保するために設置するものをいう。

回路等を完全に取り囲む格納容器が設けられる。格納容器は、ドライウエル^{*105}およびそれにつながるサプレッションチェンバからなる圧力抑制型であり、再循環回路破断等の事故によって炉心に蓄積された放射性物質が原子炉建家（引用者注：通常「建屋」と記載するが安全審査書においてかかる表現を用いることがある。以下同じ。）へ漏洩するのを抑制するようになっている。運転中は、格納容器には窒素ガスが充填され事故に伴うジルコニウム-水反応によって発生する水素の燃焼を防止するようになっている。また、格納容器は運転中容器の温度をNDT+17deg C以上に保つことになっている」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 7 (2)原子炉格納容器」）。

ウ 原子炉格納容器圧力低減系

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「4. 3 安全保護系」等であり、同指針の具体的内容は、前記(2)ア(7)（20ないし22ページ）に記載したとおりである。

(4) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)リ(ハ)c 格納容器冷却系」（18ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「12. 6. 3 格納容器冷却系」（8-12-(5)及び(6)ページ、乙C第3号証32ページで一部訂正）において、本件原子炉施設における原子炉格納容器圧力低減系について具体的に記載した。

*105 沸騰水型軽水炉においては、原子炉および主要な補機系を収容するコンテナに圧力抑制形コンテナが採用されているが、そのうち冷却材喪失事故の際、気水混合物を放出するフラスコ形の部分をいう。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における原子炉格納容器圧力低減系^{*106}につき、「サプレッションチェンバ内のプール水をドライウェル内にスプレーできる格納容器冷却系^{*107}が設けられ格納容器の圧力抑制効果を高めるようになっている。なお、この系は独立な2系統からなり、非常用電源にも接続される」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 7 (3) 原子炉格納容器圧力低減系」）。

エ 隔離弁^{*108}等

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「6. 3 原子炉格納設備(1)(3)」等であり、同指針の具体的内容は、前記イ(7)①及び③（48ページ）のとおりである。

(4) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ホ(4)(2) c 主蒸気系」（7及び8ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「5. 3 主蒸気系」（8-5-(5)ないし(7)ページ、乙C第3号証23及び24ページで一部訂正）、「12. 4 隔離弁」（8-12-(4)ページ）において、本件原子炉施設における隔離弁等について具体的に

*106 原子炉一次冷却材喪失事故時に原子炉一次格納容器内に水をスプレーすることにより、冷却材流出のエネルギー、燃料の崩壊熱を冷却して、原子炉一次格納容器内圧力、温度を容器の最高使用圧力および最高使用温度以下とする装置をいう。

*107 格納容器圧力低減系に同じ。

*108 容器を貫通する配管系や機器に接続する配管系に設けた弁で、容器や機器の密閉機能を確保する能力を有するものをいう。

記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における隔離弁等につき、「格納容器を貫通する主蒸気管^{*109}などの主要な配管にはドライウェルの内外に2個の隔離弁が設けられ、事故時に、周辺環境に放出される放射性物質を抑制するようになっている。なお、主蒸気隔離弁は十分短い時間（3～4.5秒）で閉鎖できるように設計されるが、さらに主蒸気管には、破断事故時に冷却材の放出量を制限する流量制限器が設けられる」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 2. 7 (4)隔離弁等」）。

オ 非常用空気浄化系^{*110}

(7) 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「6. 4 非常用空気浄化系」などであり、同指針の具体的内容は、「フィルタおよびトラッピング材^{*111}の性能を確認するための試験検査ができるような設計であること」というものである。

(4) 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)リ(ハ)d 原子炉建屋」（18及び19ページ）、「(5)リ(ハ)f 非常用ガス処理系」

*109 原子炉または蒸気発生器出口からタービンまでの、発電用蒸気移送のための配管をいう。

*110 沸騰水形軽水炉の工学的安全施設の一つで、原子炉事故時に原子炉建屋内の雰囲気をフィルタにより浄化するシステムをいう。

*111 トラップとは、排気しようとする容器と真空ポンプの間に枝管を付け、冷却して凝固しやすい気体を液化させて除去するための装置をいう。

(19ページ)及び同添付書類(乙C第2号証)8・「12.8 原子炉建屋の補助系」(8-12-(7)ページ),同添付書類9・「5.2 原子炉建屋」(9-5-(1)ページ)(添付書類の各記載内容については,乙C第3号証32ページ,53ページで一部訂正)において,本件原子炉施設における非常用空気浄化系について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は,かかる記載等を踏まえて調査審議を行い,本件原子炉施設における非常用空気浄化系につき,「原子炉建家内は,常時負圧に保たれており,事故時に格納容器から漏洩してくる放射性物質は,非常用ガス処理系によりろ過して排気筒から放出され,直接周辺環境に放散されるのを防止するようになっている。非常用ガス処理系は,ファン,湿分除去装置,粒子用高効率フィルタおよびチャコールフィルタにより構成され,定期的にその性能を確認できるように設計されている。なお,この系は,独立な2系統からなり非常用電源にも接続される」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ.2.7(5)非常用空気浄化系」)。

(8) 安全防護施設の機能確保

ア 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は,昭和45年安全設計審査指針(乙Bイ第10号証)のうち,「4.3 安全保護系(3)」,「5 原子炉冷却材圧力バウンダリ(3)」,「6.1 工学的安全施設全般(4)」,「6.3 原子炉格納設備(4)」,「6.4 非常用空気浄化系」及び「7 非常用電源設備」等であり,具体的には

- ① 「安全保護系は,重複性を実証するため,原子炉の運転中に試験ができるような設計であること」(同指針4.3(3))。
- ② 「原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系および機器の部分は,その健全性を評価するための試験および検査ができるような設計であること」

(同指針 5. (3))。

- ③ 「工学的安全施設の重要部分は、物理的検査が可能なよう。また、系統の性能試験が定期的に行なえるような設計であること」(同指針 6. 1 (4))。
- ④ 「原子炉格納設備は、その漏洩率を必要な場合試験できるような設計であること」(同指針 6. 3 (4))。
- ⑤ 「非常用空気浄化系は、フィルタおよびトラッピング材の性能を確認するための試験検査ができるような設計であること」(同指針 6. 4)。
- ⑥ 「非常用電源設備は、単一動的機器の故障を仮定しても、工学的安全施設や安全保護系等の安全上重要かつ必須の設備が、所定の機能を果たすに十分な能力を有するもので、独立性および重複性を備えた設計であること」(同指針 7)

というものである。

なお、非常用電源設備に関する解説は、

- ① 『単一動的機器の故障』の対象には、非常用内部電源設備では、これを構成するしゃ断器、制御回路の操作スイッチ、リレー、非常用発電機等のうちいずれか一つのものの不作動や故障をとるものとする。
- ② 『所定の機能を果たすに十分な能力を有するもの』とは、原子炉緊急停止系、工学的安全施設等の事故時の安全確保に必要な設備を、それぞれが必要な時期に要求される機能が発揮できるように作動させうるような容量を具備することをいう。
- ③ 『独立性および重複性』とは、単一動的機器の故障を仮定した場合にも、要求される安全確保のための機能が害されることのないよう、非常用発電機を 2 台とするなどにより、十分な能力を有する系を 2 つ以上とし、かつ、一方が不作動となるような不利な状況下において

ても、他方に影響をおよぼさないように回路の分離、配置上の隔離などによる独立性の確保が設計基礎とされることをいう。」

というものである（動力炉安全設計審査指針解説7・乙Bイ第10号証11ページ）。

イ 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)又(4)非常用電源設備の構造」（19及び20ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）8・「9.電気系」（乙C第2号証8-9-(1)ないし(7)ページ）、「6.原子炉補助系」（8-6-(1)ないし(11)ページ）、「12.原子炉格納施設」（8-12-(1)ないし(7)ページ）において、本件原子炉施設における安全防護施設の機能確保について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における安全防護施設の機能確保のうち非常用電源等につき、「本発電所に必要な非常用電力は275KV送電線2回線より供給される。上記電源が喪失した場合でも、東海発電所既設154KV母線あるいはディーゼル発電機（3台）および所内の蓄電池から供給できるようになっている」、保守点検につき、「計測および制御系、ほう酸水注入系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、格納容器スプレイ冷却系、非常用ガス処理系および各種の弁類は、原子炉施設の耐用期間を通じて運転中あるいは停止中に点検または試験し、その機能を確認できるように設計される」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ2.8安全防護施設の機能確保」）。

(9) 耐震設計

ア 指針類等の項目

当該安全審査において参照された指針類は、昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「2.3 耐震設計」等であり、同指針の具体的

な内容は、「原子炉施設は、その系および機器が地震により機能の喪失や破損を起こした場合の安全上の影響を考慮して重要度により適切に耐震設計上の区分がなされ、それぞれ重要度に応じた適切な設計であること」というものである。

耐震設計に関する解説は、「『重要度により適切に耐震設計上の区分がなされ』とは、すなわち Aクラス—その機能喪失が原子炉事故をひきおこすおそれのあるもの、および原子炉事故の際に放射線障害から公衆をまもるために必要なもの Bクラス—高放射性物質に関連するものでAクラスに属する以外のもの Cクラス—AクラスおよびBクラスに属する以外のもの により、建物、機器設備が分類されることをいう。なお、Aクラスのうち原子炉格納容器、原子炉停止装置は、Aクラスに適用される地震力を上まわる地震力について機能の維持が出来ることを検討する必要がある」というものである（動力炉安全設計審査指針解説2. 3・乙Bイ第10号証9ページ）。

イ 被告会社の申請内容及び安全審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ロ(イ)耐震構造」（2及び3ページ）及び同添付書類6（乙C第2号証）・「3. 地震」（6-3-(1)ないし(8)ページ）、同添付書類8・「15. 耐震設計」（8-15-(1)ないし(6)ページ）において、本件原子炉施設における耐震設計について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載等を踏まえて調査審議を行い、本件原子炉施設における耐震設計につき、「原子炉施設の機器、配管系は、原則として剛構造^{*112}とし、重要施設が据付けられる原子炉建家は、人工岩

*112 剛構造とは、地震などの力を受けたときに変形の程度が小さな（剛性が高い）構造をいう。

盤を造成して直接岩盤に支持される。すべての建家、建築物、機器、配管系は安全上の重要度に従って、A、BおよびCの3種のクラスに分類され、それらに応じて耐震設計が行われる。原子炉、原子炉建家等のように、その機能喪失が原子炉事故を引き起こすおそれのある設備及び周辺公衆の災害を防止するために緊要な施設はAクラスとする。Aクラスの建家、構築物の耐震設計は、地点における過去の地震から推定された最大規模の地震の基盤における最大加速度^{*113} 7.1 gal を考慮し、 180 gal を設計地震として動的解析^{*114}を行ない。これから求められる水平地震力^{*115}ならびに建築基準法に示された水平地震度(この場合、地域による低減は行わない。)の3倍から定まる水平地震力を下回らない値によって行われる。垂直震度^{*116}は、建家、構築物の高さ方向に一定とし、それらの基礎底面における水平震度の2分の1から定まる値を下回らない値とする。この場合、水平および垂直方向の地震力は、同時に不利な方向に使用(引用者注:「作用」の誤記と思われる。)するものとする。Aクラスの機器、配管類については、運転時の応力^{*117}と地震力による応力を加え合わせた場合について、応

*113 地震動における最大加速度とは、地震によって地盤が振動する速度の単位時間当たりの変化の割合(加速度)のなかで最も大きなものをいう。

*114 地震力は時間的に変化するものであり、それに対する構造物の応答は構造物自身の振動性状(固有周期、振動モード、減衰)により異なるため、構造物を振動モデルに置き換え、これに地震力を入力してその応答を解析し、構造物に係る地震力を想定して構造評価を行うことをいう。

*115 地震時に発生する横揺れの力を水平地震力という。

*116 地震時に発生する縦揺れの力を鉛直(垂直)地震力という。

*117 運転状態により機器、配管に作用する荷重(圧力荷重、遠心力、熱荷重など)をいう。

力集中等を考慮した弾性解析^{*118}により耐震設計が行われる。この場合の水平地震力は、前記の地震波に対する動的解析によって求められる値とし、かつ、据付位置における支持構築物の水平震度の1.2倍から定まる地震力を下回らない値とする。垂直震度は、建家、構築物に対する値をとり、水平および垂直方向の地震力は、同時に不利な方向に作用するものとする。また、これらの振動によって生ずる変位、変形は機能保持に支障ないものとする。Aクラスのうち、原子炉格納容器、制御棒駆動機構等のように安全対策上特に緊要な施設は、基盤における最大加速度が 270 g a l の地震波に対して、全体として機能が保持されることが確認される。また、タービン系、廃棄物処理系等のように高放射性物質に関する施設はBクラスとし、これらの建家、構築物の設計水平地震力は建築基準法に定める震度から求められる値の1.5倍とし、垂直地震力は考慮しない。Bクラスの機器、配管系の設計水平地震力は据付位置における支持構築物の設計水平震度の1.2倍から定まる値を下回らないものとし、共振の恐れのあるものについては動的に検討する。また、その他の施設はCクラスとし、これらの建家構築物の設計水平地震力は建築基準法に定められる震度から求められる値とする。Cクラスの機器、配管系の耐震設計は必要なものについてのみ行い、設計水平地震力は、建築基準法の震度から定まる値の1.2倍を下まわらないものとする。また、強い地震の際に原子炉を非常停止させるため地震加速度検出器を設け、自動的に原子炉を停止させるようになっている」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ2.9

*118 弾性とは、材料に負荷が加わった場合に材料中に生ずる応力と、同応力により生ずる歪みとが比例関係にあり、同応力が取り除かれると、歪みが解消する場合をいう。弾性歪みを超える負荷が掛かると塑性歪みが生じ、負荷を取り除いても、元の状態には復元しない状態となるが、塑性歪みが生じることは直ちに破壊を意味するものではない。

耐震設計」，大崎証言・乙C第15号証・13ページ)。

4 小括

以上のとおり，原子炉安全専門審査会は，本件原子炉施設の安全審査において，被告会社の本件申請書，添付書類等に基づいて調査審議をした結果，本件原子炉施設について，安全審査指針類等に適合するものと判断した。

第4 小括

原子炉安全専門審査会が行った本件安全審査のうち，①「立地条件」及び②「原子炉施設」についての調査審議の概要は以上のとおりである。

被告国は，今後，本準備書面に引き続き，本件安全審査のうち，③「放射線管理及び平常運転時の被ばく評価」，④「各種事故の検討」及び⑤「災害評価」の概要について主張する予定である。