

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4準備書面

平成26年2月3日

水戸地方裁判所民事第2部 御中

被告国訴訟代理人	岩 渕 正 樹	代 印
被告国指定代理人	伊 藤 清 隆	代 印
	山 本 剛	代 印
	大 西 一 彰	代 印
	坂 本 和 寛	代 印
	日 向 輝 彦	代 印
	布 施 武 男	代 印
	岡 村 雅 彦	代 印
	東海林 岳 史	代 印
	高 岡 誠 司	代 印
	五 島 勇	代 印
	酒 井 英 樹	代 印

根	本	篤	
戸	部	惠子	
鶴	園	孝夫	
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	厳大	代 
小	林	勝	代 
渡	邊	桂一	代 
木	下	智之	代 
牧	野	祐哉	代 

目 次

第1	はじめに	5
第2	本件原子炉施設の放射線管理及び平常運転時の被ばく評価	5
1	原子炉安全専門審査会の結論	5
2	本件安全審査のうち、「放射線管理および平常時運転の被ばく評価」の項目において参照された安全審査指針類等	5
3	具体的な安全審査の概要	6
(1)	放射線管理の基本方針	6
(2)	放射性廃棄物管理	8
(3)	敷地内の放射線管理	11
(4)	発電所外の放射線監視	16
(5)	平常運転時の被曝評価	17
4	小括	20
第3	本件原子炉施設の各種事故の検討	21
1	原子炉安全専門審査会の結論	21
2	本件安全審査のうち、「各種事故の検討」の項目において参照された安全審査指針類等	21
3	具体的な安全審査の概要	22
(1)	機器の故障等	22
(2)	機器の破損等による事故	28
4	小括	35
第4	本件原子炉施設の災害評価	35
1	原子炉安全専門審査会の結論	35
2	本件安全審査のうち、「災害評価」の項目において参照された安全審査指針類等	35

3	具体的な安全審査の概要	38
	(1) 重大事故	38
	(2) 仮想事故	42
4	小括	44
第5	結論	45

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、本準備書面において、被告国の平成25年10月10日付け第3準備書面（以下「被告国第3準備書面」という。）に引き続き、本件設置許可処分に関する安全審査（本件安全審査）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、③放射線管理及び平常運転時の被ばく評価（後記第2）、④各種事故の検討（後記第3）、⑤災害評価（後記第4）について、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。本件安全審査書）等に基づいて主張する。

第2 本件原子炉施設の放射線管理及び平常運転時の被ばく評価

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、本件原子炉施設の放射線管理及び平常運転時の被ばく評価について、「平常運転時における放射線管理および被ばく評価は（中略）、発電所従業員および敷地周辺の公衆に対する放射線障害の防止上支障が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. 3. 放射線管理および平常運転時の被ばく評価」）。

2 本件安全審査のうち、「放射線管理および平常時運転の被ばく評価」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、「放射線管理および平常時運転時の被ばく評価」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）、「原子炉の設置，運転等に関する規則等の規定に基づき，許容被曝線量等を定める件」（昭和35年9月30日科学技術庁告示第21号，以下「昭和35年科学技術庁告示」という。乙Bイ11号証）及び「原子炉安全解析のための気象手引」（以下「気象手引」という。乙Bイ第12号証）等である。

さらに，本件安全審査においては，国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告を踏まえ，ALAP¹の考え方にに基づき，法令で規定されているよりも可及的に許容被曝線量を低減させることができるかどうかという観点からも審査を行った（証人内田秀雄の証人尋問調書（以下「内田証言」という。）・乙C第11号証13及び14ページ，浜田証言・乙C第16号証の1・12ないし16ページ）。なお，かかる考え方は，本件安全審査後に，原子力委員会作成に係る昭和50年5月13日付け「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」（以下「線量目標指針」という。乙Bイ第13号証）として明文化された。

3 具体的な安全審査の概要

(1) 放射線管理の基本方針

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）のうち，「9 放射性廃棄物処理施設」及び「10 放射線監視施設」等であり，具体的な内容は

- ① 「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² 保留できる適切な能力をもつような設計で

¹ 「as low as practicable」の略語であり，「合理的に達成可能な限り低減化を図る」という意味である。

² 「必要期間」とは，原則的には長い期間であるほど好ましいが，実用上，予測される放射性物質の種類，量とのかねあいで，余裕のある仮定のもとでの評価による必要期間をいう（乙Bイ10号証・動力炉安全設計審査指針解説9）。

あること。」(同指針9)

- ② 「放射線監視施設³は、平常運転時および事故時に、発電所の周辺へ放出される放射性物質を、適切に監視できるような設計であること。」(同指針10)

というものである。

さらに、前記2(6ページ)のとおり、ALAPの考え方に基づいて本件安全審査を行った。

イ 被告会社の申請内容及び審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文(乙C第1号証)「(5)チ 放射線管理施設の構造および設備」(16及び17ページ)並びに同添付書類(乙C第2号証)9・「4.2 気体廃棄物処理」(9-4-(1)ないし(5)ページ、乙C第3号証別紙15(107ないし111ページ)で訂正。)及び「7. 所員被ばく管理」(9-7-(1)ページ)等において、放射線管理の基本方針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に係る放射線管理の基本方針について、「(1)放射線管理は、いかなる場合においても原子炉等規制法にもとづいて発電所従業員および敷地周辺の公衆に対し放射線障害をもたらさないこととし、さらに不用な放射線被ばくを避ける観点から実用可能な限り放射線被ばくを低くする方針をとっている。(2)本原子炉は既設の東海発電所⁴に隣接して設置されるので放射線管理は同発電所との関連において行われることになっている。すなわち、周辺監視区域⁵、周辺

³ 「放射線監視施設」とは、モニタリングポスト、モニタリングステーション、モニタリングカー等をいう(乙Bイ第10号証・動力炉安全設計審査指針解説10)。

⁴ 被告会社の東海発電所は、平成10年3月をもって運転を停止し、現在廃止措置中である。

⁵ 周辺監視区域外にいる人が受ける放射線量が法令による規制値を超えないようにするため、原子力施設の周囲を柵等により区画して立入りを制限した場所をいう。同区域内では人の居住の禁止、立入制限などの措置を講じなければならない。

監視区域の放射線管理設備，発電所外の放射線監視設備および環境試料の定期サンプリングは同発電所と共通とし，また，気体廃棄物の放出率は両原子炉の合計値で管理される。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 3. 1放射線管理の基本方針」）。

(2) 放射性廃棄物管理

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「9 放射性廃棄物処理施設」及び昭和35年科学技術庁告示（乙Bイ11号証）2条等であり，「9 放射性廃棄物処理施設」の具体的内容は，前記(1)ア（6及び7ページ）において述べたとおりであり，また，昭和35年科学技術庁告示2条は，「周辺監視区域外の許容被曝線量は，1年間につき0.5レムとする。」というものである。

さらに，前記2（6ページ）のとおり，ALAPの考え方に基づいて本件安全審査を行った。

イ 被告会社の申請内容及び審査の概要

(7) 気体廃棄物

被告会社は，本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ト(4)気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）9・「4. 2 気体廃棄物処理」（9-4-(1)ないし(5)ページ，乙C第3号証別紙15（107ないし111ページ）で訂正）において，気体廃棄物の管理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に係る気体廃棄物の管理について，「①通常運転時に発生する可能性のある気体廃棄物は，原子炉冷却水中の水素，酸素および冷却水中に溶けている空気が放射化

されて生じる非凝縮性排ガスおよび破損燃料から原子炉冷却水に漏洩してくる核分裂生成物⁶である。気体廃棄物のうち、酸素および非凝縮性排ガスは半減期が極めて短かく排気筒⁷から放出されるまでに無視されるほど減衰するので排気筒から放出される気体廃棄物は、主として燃料が破損した場合に生ずるクリプトン、キセノン⁸等の希ガス⁹である。②希ガスの発生率は、燃料破損の程度により異なるが最悪の場合でも30分減衰後の希ガスホールドアップ装置入口で約1,000mCi¹⁰/秒と推定されており、活性炭式希ガスホールドアップ装置¹¹通過後の排気筒からの放射能放出率は年平均1.7mCi/秒以下にすることを目標に管理することになっている。③通常タービン主復水器は真空状態で運転されており原子炉およびタービンが停止した場合真空が破壊される。停止後比較的短時間で原子炉およびタービンを起動するときは、これらの系統を真空にする必要があるが、短時間停止後起動する場合は内部に内蔵する放射性物質が真空ポンプの運転により排出される。起動時における真空ポンプの運転中に排気筒より放出される放射能は年間2,500Ci-

⁶ 「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）から放射性的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。

⁷ 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。

⁸ 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。

⁹ 希ガスとは、周期表の第0族元素であるヘリウム（He）、ネオン（Ne）、アルゴン（Ar）、クリプトン（Kr）、キセノン（Xe）、ラドン（Rn）の六つの総称。自然界の存在量が少なく、非常に安定で反応性に乏しく他の元素と化合物を作りにくい性質があり、化学的に不活性な気体である。

¹⁰ Ciとは、放射エネルギーを表す単位として従前用いられてきた「キュリー」の略語である。現在は、Bq（ベクレル）を使用しており、1Ciは370億ベクレルと等しい。

¹¹ 活性炭式希ガスホールドアップ装置とは、活性炭を用いて、原子炉施設から排出される放射性希ガスの放射能を減衰させ弱める装置で、主に沸騰水型軽水炉（BWR）で使用される。活性炭を充填した吸着筒（チャコールベッド）に排ガスを通すと、希ガスは吸着・脱着を繰り返しながら活性炭内をゆっくり移動する。このため、排気筒に達するまでに放射能が減衰し、放射線被曝が抑制される。とくに半減期が約5日のキセノン133の減衰効果が大きい。

MeV¹² をこえないことを目標として管理す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. 3. 2(1)気
体廃棄物」、浜田証言・乙C第16号証の1・30ページ以下）。

(イ) 液体廃棄物

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ト(ロ)
液体廃棄物の廃棄設備」（15及び16ページ）並びに同添付書類（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、乙C第3号証別紙8（98ページ）で訂正）及
び同9・「4. 3 液体廃棄物処理」（9-4-(5)ないし(8)ページ、
乙C第3号証別紙16（112ページ）で訂正）において、液体廃棄
物の管理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に係る液体廃棄物の管理につ
いて、「液体廃棄物は、機器ドレン¹³、建家（ママ。以下同様）の床
ドレン¹⁴、復水脱塩系および廃棄物処理系樹脂の再生廃液、建家の
機器の除染廃液および衣服等の洗たく廃液である。洗たく廃液以外
の廃液は廃棄物処理設備において処理され、処理済液は廃棄せずに
原則として再使用される。液体廃棄物処理設備によって処理された
一部の低放射能の廃液と洗たく廃液はサンプルタンクに貯蔵し、放
出に当たっては、サンプリングして放射能濃度を測定し、復水器冷却
水路中における放射性物質濃度が原子炉等規制法で定める許容濃度
以下でありかつ、魚、貝、海藻等による放射性物質の濃縮および蓄

¹² MeV（メガエレクトロンボルト）、eV（エレクトロンボルト）はエネルギーの単位の一
つ。

¹³ 機器ドレン処理系とは、ポンプ、弁等の各機器からの漏れ水、サンプルラインの排出液
を処理するシステムをいう。復水貯蔵タンクに回収した液体廃棄物を再利用する場合もある。

¹⁴ 床ドレン処理系とは、床の表面に溜まった廃液を処理するシステムで、濾過器、濃縮器、
脱塩器等で構成される。

積の効果を考慮した濃度以下であることを確認の上放出す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. 3. 2(2)液体廃棄物」、浜田証言・乙C第16号証の1・41ページ以下）。

(ウ) 固体廃棄物

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）並びに同添付書類（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）及び同9・「4. 4 固体廃棄物処理」（9-4-(8)及び(9)ページ、乙C第3号証別紙17（113ページ）で訂正）において、固体廃棄物の処理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に係る固体廃棄物の管理について、「ドラム缶詰された固体廃棄物は固体廃棄物置場に貯蔵保管され、使用済樹脂は、当面使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵される。なお、これらを最終的に処分する場合は、関係官庁の承認をうけ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. 3. 2(3)固体廃棄物」）。

(3) 敷地内の放射線管理

ア 管理区域¹⁵内の管理

(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35年科学技術庁告示（乙Bイ第11号証）1条の2、3条ないし6条、昭

¹⁵ 原子力施設や放射線利用施設等であって、関係者以外の者の無用な放射線被曝を防止するとともに、施設内で作業する人の被ばく管理を適正に行うため、放射線被曝のおそれのある区域を他の一般区域から物理的に隔離した区域を管理区域という。

和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「10 放射線監視施設」等であり、「10 放射線監視施設」の具体的内容については、前記(1)ア（6及び7ページ）において述べたとおりである。

上記告示1条の2は、管理区域に係る「外部放射線の放射線量については、1週間につき30ミリレム」（同告示1条の2第1項1号）、「空气中又は水中の放射性物質の濃度については、1週間についての平均濃度が第6条第1号から第4号までに規定する許容濃度に0.75を乗じて得た濃度」とし（2号）、「放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度については、第3条に規定する許容表面密度¹⁶の10分の1」とし（3号）、「同一の場所に外部放射線と空气中的放射性物質とがあるときは、外部放射線の1週間の放射線量又は空气中的放射性物質の1週間についての平均濃度のそれぞれの第1号の放射線量又は第2号の濃度に対する割合の和が1となるようなその放射線量又は濃度をもって、それぞれ第1号の放射線量又は第2号の濃度に代えるものとする。」と定めている（同条第2項）。なお、同告示3条ないし6条は、管理区域内の人の触れるおそれのある物であって放射線物質によって汚染されたものに係る放射性物質の許容表面密度（同告示3条）、従事者の許容集積線量¹⁷（同告示4条）、従事者の許容被曝線量¹⁸（同告示5条）、従事者の呼吸する空气中又は飲用する水中の放射性物質の許容濃度（同告示6条）について定めている。

¹⁶ 表面密度とは、ある物が放射線物質により汚染されている程度を示す指標であり、許容表面密度とは、放射線管理上定められた表面密度の上限を示す指標である。

¹⁷ 許容集積線量とは、放射線作業従事者が現在までに受けた線量のうち医療被曝と自然放射線被曝を除いた総和である。なお、「許容」の用語については、ICRP1977年勧告以降用いられていない。

¹⁸ 許容被曝線量とは、これを超えて被曝露してはならない放射線の量をいう。許容被曝線量を超えないような排気、排水に含まれる最大の放射線濃度を許容濃度という。

さらに、前記2（6ページ）のとおり、ALAPの考え方に基づいて本件安全審査を行った。

(4) 被告会社の申請内容及び審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)チ 放射線管理施設の構造および設備」（16及び17ページ）並びに同添付書類（乙C第2号証）9・「3 放射線管理区域と周辺監視区域」（9-3-(1)ページ）、「6 発電所内外の放射線監視」（9-6-(1)ないし(3)ページ）及び「7 所員被ばく管理」（9-7-(1)ページ）において、管理区域内の放射線管理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に係る管理区域内の放射線管理について、「原子炉施設、原子炉付属施設、タービン施設等のうち、空間放射線量率、放射性物質の水中あるいは空気中の濃度または表面汚染密度が原子炉等規制法によって定められた値をこえまたはこえるおそれのある区域をすべて管理区域とするが管理上の便宜を考慮して原子炉施設、タービン施設、原子炉付属施設等の大部分を管理区域として設定する計画である。管理区域はエリアモニタ、ダストモニタ等の設備によって原子炉の運転に伴う空間線量率、空气中放射性物質の濃度を連続監視するほか移動モニタによる定期監視、サンプリング測定等を行なうことにより常にその放射線レベル等を把握し、安全の確認を行なうことになっている。管理区域に立ち入る従業員の放射線被ばく管理については、法令に定める許容値を越えないよう常に監視するため、フィルムバッジ等の個人モニタ器具により被ばく線量を測定評価するほか、管理区域の出入、作業方法、作業時間等の管理、放射線測定器具の携帯、防護具活用などの放射線防護対策を講ず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. 3. 3(1)管理区域内の管理」)。

イ 放射線遮蔽¹⁹等

(7) 指針類等の項目

本件安全審査において参照された安全審査指針類等は、昭和35年科学技術庁告示(乙Bイ第11号証)3条ないし6条等であり、その概要は前記ア(7)(12及び13ページ)において述べたとおりである。

さらに、前記2(6ページ)のとおり、ALAPの考え方に基づいて本件安全審査を行った。

(4) 被告会社の申請内容及び審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文(乙C第1号証)「(5)ハ(ホ)放射線しゃへい体の構造」(6ページ)、「(5)チ放射線管理施設の構造および設備」(16及び17ページ)、「リ(ハ)e原子炉建屋常用換気系」(19ページ)及び同添付書類(乙C第2号証)8・「11放射線管理施設」(8-11-(1)ないし(3)ページ、乙C第3号証別紙9(99ないし101ページ)で訂正)、同9・「2しゃへい」(9-2-(1)ページ、乙C第3号証別紙13(105ページ)で訂正)等において、放射線遮蔽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、本件設置許可処分当時の本件原子炉施設に係る放射線遮蔽等について、「放射線遮蔽は従業員の作業時間に応じ、その被ばく線量が現行法令に規定された許容量を十分下回るように設計される。換気系は、主要な場所ごとに別系統となっており、事故時における放射能汚染の拡大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. 3. 3(2)放射線遮蔽等」)。

¹⁹ 放射線源から出る各種放射線を遮り、その有害な影響から人体を防護するためにその周囲に設けられる防壁。

ウ 周辺監視区域内の管理

(7) 指針類等の項目

本件安全審査において参照された安全審査指針類等は、昭和35年科学技術庁告示（乙Bイ第11号証）2条及び昭和45年安全設計審査指針（乙Bイ第10号証）「10 放射線監視施設」等であり、具体的内容については、前記(2)ア（8ページ）及び前記(1)ア（6及び7ページ）において述べたとおりである。

さらに、前記2（6ページ）のとおり、ALAPの考え方に基いて本件安全審査を行った。

(4) 被告会社の申請内容及び審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)チ 放射線管理施設の構造および設備」（16及び17ページ）及び同添付書類（乙C第2号証）9・「3.3 周辺監視区域」（9-3-(1)ページ、乙C第3号証別紙14（106ページ）で訂正）において、周辺監視区域内の放射線管理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に係る周辺監視区域の放射線管理について、「原子炉等規制法によって定められた線量を越える区域および越えるおそれのある区域に加え管理上の便宜を考慮して、原子炉の西側は国道245号線に接する原研²⁰の敷地境界まで、北側は原子炉から約540mまでを周辺監視区域とする計画である。周辺監視区域においては、モニタリングポスト等を配置して、外部

²⁰ 日本原子力研究所の略語。同社は昭和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、各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。

放射線量を連続監視するほか、さく等²¹によりみだりに人が立ち入らないよう管理す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. 3. 3(3)周辺監視区域内の管理」、浜田証言・乙C第16号証の1・45ないし48ページ）。

(4) 発電所外の放射線監視

ア 指針類等の項目

本件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）「10 放射線監視施設」等であり、具体的には、前記(1)ア（6及び7ページ）において述べたとおりである。

さらに、前記2（6ページ）のとおり、ALAPの考え方に基づいて本件安全審査を行った。

イ 被告会社の申請内容及び審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）9・「6. 3 発電所外に関連する放射線監視」（9-6-(2)及び(3)ページ）において、発電所外の放射線監視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に係る発電所外の放射線監視について、「気体廃棄物の排気については、排気筒に設けた排気筒モニタにより、また液体廃棄物の排水については、放出の都度放射能を測定するとともに放出口付近に設けた排水モニタにより放出放射能を管理し、周辺環境に与える影響を極力避けることにしており、これを確認するため、モニタリングポスト、モニタリングポイント等の放射線

²¹ 本件設置許可申請書添付書類の一部訂正書面には、「東海発電所共通の周辺監視区域（中略）とする計画である。」「なお、（一部については）日本原子力研究所によってすでに周辺監視区域の設定がされている。」旨の記載があるところ（乙C第3号証別紙14（106ページ）、原研の施設の周辺監視区域と本件原子炉施設の同区域が重複する部分においては、原研が柵等の施設を設置していた。

監視設備を配置して連続監視を行なうことになっている。このほか、放射能観測車等により発電所を中心とする半径数kmの範囲内において空間線量率を測定するほか、井戸水、海水、農作物、海産物等をサンプリングし、定期的に放射能の監視をす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. 3. 4 発電所外の放射線監視」、浜田証言・乙C第16号証の1・25ないし27ページ）。

(5) 平常運転時の被曝評価

ア 気体廃棄物

(7) 指針類等の項目

本件安全審査において参照された安全審査指針類等は、昭和35年科学技術庁告示（乙Bイ第11号証）第1条の2、気象手引（乙Bイ第12号証）の「2. 平常運転時用の気象」等であり、上記告示の内容は前記(3)ア(7)（12及び13ページ）のとおりである。

また、上記の気象手引「2. 平常運転時用の気象」の具体的な内容は、「平常運転時の気体廃棄物放出による影響の評価は、一般に、周辺監視区域外の年間積算線量について検討するものである。これに用いる気象資料は、次の諸点を考慮し、現地に関する1ヵ年以上の期間におよぶ観測資料にもとづくべきである。

- (1) 気体廃棄物放出の状態、たとえば、煙突の高さ等を考慮すること。
- (2) 平常運転時の評価の場合にも、周辺監視区域外の公衆の居住する地域に着目すること。
- (3) 平常運転時の気体廃棄物放出に関し、施設側において講ずる措置、たとえば、一時貯溜等の放出管理を考慮すること。」というものである（乙Bイ第12号証2ページ）。

さらに、前記2（6ページ）のとおり、ALAPの考え方に基
いて本件安全審査を行った。

(イ) 被告会社の申請内容及び審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文（乙C第1号証）「(5)ト(イ)
気体廃棄物の廃棄設備」（15ページ）、「(5)チ 放射線管理施設の構
造及び設備」（16及び17ページ）並びに同添付書類（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、乙C第3号証別紙7（96及び97ページ）で訂正）及び同9
・「4. 2 気体廃棄物処理」（9-4-(1)ないし(5)ページ、乙C第
3号証51、52ページ及び別紙15（107ないし111ページ）
で訂正）において、平常運転時における気体廃棄物の排気による被曝
の評価について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載及び本件原子炉施設に先行し
て許可された安全審査に関する知見等（浜田証言・乙C第16号証の
1・29ないし40ページ参照）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に係る平常運転時における気体廃棄
物の排気による被曝の評価について、「気体廃棄物による被ばく評価
は次の条件を用いて行なった。

- ① a. 平常運転時の活性炭式希ガスホールドアップ装置を經由して
連続放出する場合の放射能放出率を 1.7 mCi/秒 とする。
b. 風速は、年間有効拡散風速を用いる。
- ② プラント起動時の真空ポンプの運転に伴なって放出される放射能
の寄与については
 - a. 運転1回当たり 500 Ci-MeV の放出があるとする。
 - b. 真空ポンプ運転の年間想定回数を5回とする。
 - c. 着目地点への影響回数は、風向出現頻度、年間放出回数とから

二項確率分布で評価する。

d. 風速は、着目方位への逆数平均風速を用いる。

計算の結果、原電、原研ならびに動燃の周辺監視区域外において被ばくが最大となるのは、原子炉から北方約540mの周辺監視区域境界であって、その被ばく線量は γ 線約0.8ミリレム/年(β 線約0.1ミリレム/年)である。なお、現在運転中の東海発電所、原研の諸施設からの平常時被ばく線量の寄与ならびに動燃再処理工場の評価値を加えた場合、上記の周辺監視区域外において、被ばくが最大となるのは、原子炉から南南西方約1.6kmの原研の周辺監視区域境界であって、その被ばく線量は γ 線約12ミリレム/年(β 線約8ミリレム/年)となる。この値は、法令に定める許容被ばく線量を十分下廻るものと認められる。」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 3. 5(1)気体廃棄物」、浜田証言・乙C第16号証の1・27ページ以下)。

イ 液体廃棄物

(7) 指針類等の項目

本件安全審査において参照された安全審査指針類等は、昭和35年科学技術庁告示1条の2等であり、同告示の内容は前記(3)ア(ア)(12及び13ページ)のとおりである。

さらに、前記2(6ページ)のとおり、ALAPの考え方に基づいて本件安全審査を行った。

(4) 被告会社の申請内容及び審査の概要

被告会社は、本件設置許可申請書本文(乙C第1号証)「(5)ト(ロ)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、乙C第3号証別紙8(98ページ)で訂正)にお

いて、平常運転時における液体廃棄物の放出による被曝の評価について具体的に記載した。

原子炉安全専門審査会は、かかる記載及び本件原子炉施設に先行して許可された安全審査に関する知見等（浜田証言・乙C第16号証の1・41ないし45ページ参照）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に係る平常運転時における液体廃棄物の放出による被曝の評価について、「液体廃棄物による被ばく評価は次の条件を用いて行なった。

- ① 放出放射能の量については、敦賀発電所の実績に基き、さらに規模の相違を考慮し1Ci/年（トリチウムを除く）とした。
- ② 放出核種についても敦賀発電所の分析結果を用いた。
- ③ 液体廃棄物は復水器冷却水によってのみ希釈されるものとし、放出後の海水による混合希釈は考えない。
- ④ 魚類、海藻などによる濃縮係数については、現在報告されているもののうち厳しい値を用いた。
- ⑤ 住民の魚類、海藻の摂取量はそれぞれ100g/日、10g/日とし、この量を連続的に摂取するものとした。

計算の結果は、全身被ばくで約0.05ミリレム/年である。なお、トリチウムの放出量は100Ci/年以下であってこれによる全身被ばく線量は上記の値に比べて極めて低く無視できる程度である。また、隣接する東海発電所からの液体廃棄物放出量は、過去の実績によると0.5Ci/年以下であり本原子炉による被ばく線量と比べても、さらに小さな値となっている。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 3. 5(2)「液体廃棄物」、浜田証言・乙C第16号証の1・41ページ以下）。

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、本件原子炉施設の放射線管理及び平常運転時の被曝評価について、安全審査指針類等に適合するものと判断した。

第3 本件原子炉施設の各種事故の検討

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、本件原子炉施設の各種事故の検討について、「本原子炉において発生する可能性のある事故として運転時における単一機器の故障、あるいは、運転員の単一誤操作により引き起される過渡変化と機器の破損等によって引き起こされる事故とに分けて検討した結果これらの事故について、(中略)対策が講じられており、安全性は確保しうるものであると認める。」と判断した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 4 各種事故の検討」)。

2 本件安全審査のうち、「各種事故の検討」の項目において参照された安全審査指針類等

本件安全審査を行った当時、「各種事故の検討」の項目に関する明文の安全審査指針類は存在しなかった。

しかし、本件原子炉施設を含む設置許可処分 of 安全審査に際して参考にされた考え方は、本件安全審査後の昭和50年5月13日に原子力委員会が決定した「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針」(乙Bイ第14号証、以下「昭和50年ECCS安全評価指針」という。)及び昭和53年9月29日に原子力委員会が決定した「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(乙Bイ第16号証。以下「昭和53年安全評価審査指針」という。)と実質的に同一のものであるから、本件安全審査は、昭和50年ECCS安全評価指針及び昭和53年安全評価審査指針の趣旨

に沿って行われたものであるということが出来る（証人児玉勝臣の証人尋問調書（以下「児玉証言」という。）・乙C第7号証23ないし27ページ参照）。

3 具体的な安全審査の概要

(1) 機器の故障等

ア 指針類等の項目

本件安全審査においては、機器の故障等について

- ① 原子力発電プラントに異常な過渡変化が起こっても、炉心燃料が破損限界を超えないこと
- ② 同上の条件下で、原子炉冷却材圧力バウンダリが設計条件を超えないこと

という考え方に沿って、審査が行われた（本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）10・「1. 序」（10-1-(1)ページ）参照）。

なお、かかる考え方は、前記2のとおり、昭和53年安全評価審査指針「4. 1. 1 運転時の異常な過渡変化」（乙Bイ第16号証）の趣旨に沿うものであるところ、同指針の具体的内容は、「想定した事象の発生に伴う過渡現象下において、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態にならなければならない。それぞれの事象に応じてこのことを判断する基準は、以下のとおりとする。

- (1) 最小限界熱流束比²²又は最小限界出力比²³が許容限界値以上であること。

²² 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。限界熱流束とは、燃料被覆管から冷却材（本件原子炉施設では水）への熱伝達が低下し、被覆管温度が急上昇し始める熱流束をいう。限界熱流束比とは、限界熱流束と実際の熱流束の比をいう。

²³ 最小限界出力比とは、冷却材（本件原子炉施設では水）が燃料被覆管から除熱できる最大の熱量を燃料棒の発熱量で割った値をいう。この値が1より大きいほど余裕をもって燃料は冷却されるため、より安全と判断できる。

- (2) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (3) 燃料ペレットの保有熱量は許容限界値を超えないこと。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ²⁴にかかる圧力は最高使用圧力の1.1倍以下であること。」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

(7) 再循環系の故障

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）10・「2. 1 再循環系の過渡変化」（10-2-(1)及び(2)ページ）において、再循環系の故障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、本件原子炉施設に係る再循環系の故障については、「a. 再循環ポンプの故障」、「b. 再循環流量制御系の誤動作」、「c 再循環（ママ）冷水ループの誤起動」の3項目の調査審議を行った。aについては、「原子炉運転中、再循環ポンプ2台が同時に停止した場合は、炉心流量は減少するが、ポンプの慣性のため、減少は緩かであり、流量低下に伴う出力低下があるため燃料被覆管の破損には至らない。なお運転中に1台の再循環ポンプの軸が何らかの原因で固着して瞬時に停止する場合を考えても炉心流量は急速に低下するが、直ちに出力が低下するので、燃料被覆管の破損には至らない。」、bについては、「再循環流量制御系の誤動作により再循環流量が過渡的に増大し、出力が急増しても再循環流量の最大変化率は、制御系機器の設計により制限されて

²⁴ 原子炉冷却材圧力バウンダリとは、異常事態発生時には弁により他の部分と隔離し、圧力障壁を形成する範囲、すなわち放射性物質をその内部に閉じ込める機能を有する範囲をいう。

おり、また、中性子束²⁵高によってスクラム²⁶するので燃料被覆管の破損には至らない。」、cについては、「原子炉を再循環系1系統で部分負荷運転中、停止している外部再循環回路の冷水が誤って炉心に流入しても、中性子束の上昇はわずかであり、スクラムすることなく、燃料被覆管の破損には至らない。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 4. 1(1)再循環系の故障」）。

(イ) 給水系の故障

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）・10「2. 2 給水系の過渡変化」（10-2-(2)ないし(4)ページ、乙C第3号証別紙19（116ページ）で訂正）において、給水系の故障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本件原子炉施設に係る給水系の故障については、「a 給水制御器の故障」、「b 給水加熱の喪失」、「c 全給水流量の喪失」の3項目の調査審議を行った。aについては、「給水制御器の故障により給水がその最大変化率で増加しても、水位上昇によるタービントリップ²⁷により原子炉はスクラムされるので燃料被覆管の破損には至らない。」、bについては、「抽気弁のトリップにより給水温度が下り、このため正の反応度が

²⁵ 中性子束とは、一定時間単位に一定時間を通過する中性子の数の指標。

²⁶ 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原子炉を緊急停止させることもできる。

²⁷ タービンへの蒸気の流入を遮断し、タービンを急速に停止すること。原子炉が緊急停止した場合や、タービンの回転速度、軸振動、軸受部などに異常が生じた場合にはタービンは自動で停止する。また必要な場合には手動で停止することも可能である。

入っても、再循環流量制御系により炉心流量が減少し負の反応度²⁸を加え、出力上昇を抑えるのでスクラムに至らない。また、燃料被覆管の破損も生じない。」、cについては、「定格運転時に全給水流量が喪失すると水位は急速に低下するが、原子炉水位低により原子炉はスクラムされるので、燃料被覆管の破損には至らない。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 4. 1(2)給水系の故障」）。

(ウ) 主蒸気系の故障

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）10・「2. 3 主蒸気系の過渡変化」（10-2-(4)ないし(7)ページ、乙C第3号証別紙19（116ページ）で訂正）において、主蒸気系の故障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、本件原子炉施設に係る主蒸気系の故障について、「a 発電機トリップ（タービン加減弁急速閉鎖）」、「b タービントリップ（タービン主蒸気止め弁急速閉鎖）」、「c 主蒸気隔離弁²⁹の閉鎖」、「d 圧力制御装置の故障」、「e 逃がし安全弁の開放」の5項目の調査審議を行った。aについては、「高出力運転中に発電機トリップが生じると、タービ

²⁸ 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」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、「 ρ （反応度）= K_{ex} （過剰増倍率）/ K_{eff} （実効増倍率）= $(K_{eff}-1)/K_{eff}$ 」という計算式により求められる。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。

²⁹ 沸騰水型軽水炉（BWR）においては、主蒸気隔離弁の下流側が破断した場合に、原子炉側を隔離し、放射性物質の漏洩を防ぐために主蒸気管に設置する弁。

ン加減弁急速閉鎖によりタービン・バイパス弁³⁰ および逃がし安全弁³¹ が作動し、蒸気はそれぞれ復水器、サプレッションプール³² に放出される。さらに一部の制御棒³³ が急速に挿入されるとともに再循環水量も急速に減じられるので原子炉出力は定格の20%前後になる。初期の出力上昇および圧力上昇はわずかであり、スクラムには至らず、燃料被覆管の破損もおこらない。」、bについては、「高出力運転時にタービントリップが生じると復水器の真空度が維持されている場合にはタービン・バイパス弁が動作するが、真空度が維持されていない場合には、タービン・バイパス弁は動作しない。しかしいずれの場合にも原子炉はタービン主蒸気止め弁閉鎖信号によりスクラムされるので、燃料被覆管の破損には至らず、また、原子炉圧力バウンダリの健全性はそこなわない。また、30%以下の低出力運転時にタービントリップが生じても、主蒸気止め弁位置による直接スクラムはバイパスされるが、中性子束高スクラムにより、燃料被覆管の破損には至らない。」、cについては、「全主蒸気隔離弁が最高閉鎖速度3秒で閉鎖しても隔離弁閉鎖信号により原子炉はスクラムし、逃がし安全弁が作動するので燃料被覆管の破損には至らず、また、原子炉圧力バウンダリの健全性はそこなわれない。」

³⁰ 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。

³¹ 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。

³² 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。

³³ 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。

dについては、「圧力制御装置が故障すると、タービン加減弁およびバイパス弁が開くか閉じることになるが過渡変化はタービントリップ・バイパス弁不動作の場合よりもゆるやかであるので燃料被覆管の破損には至らず、また、原子炉圧力バウンダリの健全性はそこなわれない。」、eについては、「逃がし安全弁1個が故障し開放しても、圧力制御装置が原子炉圧力を維持するよう加減弁を絞るので、圧力低下はわずかにとどまる。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 4. 1(3)主蒸気系の故障」）。

(I) 制御棒駆動系の故障

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）・10「2. 4 制御棒系の過渡変化」（10-2-(7)及び(8)ページ）において、制御棒駆動系の故障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、本件原子炉施設に係る制御棒駆動系の故障について、「a 未臨界状態からの制御棒引抜き」、「b 出力運転中の制御棒引抜き」の2項目の調査審議を行った。aについては、「原子炉の起動時に未臨界の状態からの制御棒価値ミニマイザ³⁴で許容される最大反応度価値を有する制御棒を連続的に引抜いても、核的逸走³⁵はドップラー効果³⁶で抑えられ、かつ、中性子束高スクラムで原子炉は停止し、燃料被覆管の破損は生

³⁴ 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。

³⁵ 核的逸走とは、出力が制御されず急激な正の反応度が投入されている状態である。

³⁶ 原子炉の炉心を構成する燃料には、軽水炉の場合、濃縮度が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。

じない。], bについては、「定格出力運転中に誤って制御棒1本を連続的に引抜く場合には、制御棒引抜き監視装置³⁷により引抜きが阻止される。この事故の際にも最小限界熱流速比は1.1を下廻らず、燃料被覆管の破損は起らない。」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 4. 1(4)制御棒駆動系の故障」)。

(4) 補助電源の喪失

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類(乙C第2号証)・10「2.5 その他の過渡変化」(10-2-(8)ページ)において、補助電源の喪失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、本件原子炉施設に係る補助電源の喪失について、「常用所内電源がすべて喪失した場合には、安全系も停電するので原子炉はスクラムされ、スクラム後の原子炉は、原子炉隔離時冷却系³⁸によって冷却される。安全上重要な機器の電源としてはディーゼル発電機および所内蓄電池系があるので、常用所内電源および外部電源がすべて喪失したとしても発電所の安全性が損われることはない。」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 4. 1(5)補助電源の喪失」)。

(2) 機器の破損等による事故

ア 指針類等の項目

本件安全審査においては、機器の破損等による事故について

³⁷ 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阻止信号を発する装置をいう。

³⁸ 沸騰水型軽水炉(BWR)での原子炉補助設備の一つで、原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、復水貯蔵槽(タンク)又は圧力抑制プールの水を原子炉に供給し、燃料の崩壊熱を除去する系統。全交流電源喪失時にも原子炉への注入を可能とするために、タービン動のポンプが採用される。

- ① 事故時の発電所敷地周辺の一般公衆に対する放射線の影響は、我が国の法規・指針（原子炉立地審査指針など）に定められた基準値を超えないこと
- ② 事故時に起因する何らかの力によって、原子炉冷却圧力バウンダリの破損を起こさず、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損を想定した事故にあつては、更に他の破損あるいは他の隔壁の破損を引き起こすことのないこと

という考え方に沿って、審査が行われた（本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）・10「1. 序」（10-1-(1)）参照）。

なお、かかる考え方は、前記2（21及び22ページ）のとおり、昭和53年安全評価審査指針（乙Bイ第16号証）「4. 1. 2 事故」の趣旨に沿うものであり、同指針の具体的内容は、「想定した事故事象によって外乱が原子炉施設に加わっても、事象に応じて炉心の熔融の恐れがないこと及び放射線による敷地周辺への影響が大きくなるよう核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は、以下のとおりとする。

- (1) 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.2倍以下であること。
- (3) 格納容器バウンダリにかかる圧力は、設計圧力の1/0.9倍以下であること。
- (4) 周辺の公衆に対し著しい放射線被曝のリスクを与えないこと」というものである。

また、冷却材喪失事故に関する本件安全審査は、前記2（21及び22ページ）のとおり、昭和50年ECCS安全評価指針（乙Bイ第14

号証)「2. 基準」の趣旨に沿って行われたものであり、同指針における具体的な基準としては、「想定冷却材喪失事故の結果としては、燃料棒の大破損が防止されていなければならないことは当然であるが、非常用炉心冷却系等の機能と性能については、事故想定時の運転条件との関連において、下記のことが保証されなければならない。

- (1) 燃料被覆管温度の計算値の最高値は、1, 200℃以下でなければならない。
- (2) 燃料被覆管の全酸化量の計算値は、酸化前の燃料被覆管厚さの15%以下でなければならない。
- (3) 炉心で、燃料被覆管が水と反応して発生する水素の量は、格納容器の健全性を確保するために十分低くなければならない。
- (4) 炉心形状の変化をも考慮して、長半減期核種の崩壊熱の除去が、長期間にわたって行われることが可能でなければならない。」というものである。

イ 被告会社の申請内容及び審査の概要

(7) 制御棒落下事故

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類(乙C第2号証)10・「3. 2 制御棒落下事故」(10-3-(1)ないし(3)ページ)において、事故のうち制御棒落下事故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、本件原子炉施設に係る制御棒落下事故について、「駆動軸から分離して炉心内にとどまっていた制御棒が臨界状態の炉心から脱落して

も、制御棒の反応度効果は実効増倍率³⁹の変化にして0.025ΔK⁴⁰以下に抑えられており、落下速度は落下速度リミッタ⁴¹で制限される。この場合、核的逸走はドップラー効果で抑えられ、かつ、高中性子束スクラムにより原子炉は停止する。この事故による発生エネルギーによって燃料被覆管の一部は破損することも予想されるが、核分裂生成物は1次冷却系⁴²内に保留される。」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ.4.2(1)制御棒落下事故」)。

(イ) 制御棒逸出事故

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類(乙C第2号証)10・「3.3 制御棒逸出事故」(10-3-(3)及び(4)ページ)において、事故のうち制御棒逸出事故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、本件原子炉施設に係る制御棒逸出事故について、「定格出力運転中に制御棒駆動機構⁴³のフランジあるいはハウジング⁴⁴が完全に破損しても、ドライウエル⁴⁵内に蒸気の流出があれば、ドライウエルの温度および圧力上昇によりスクラムし原子炉は停止する。しかも、制

³⁹ 原子炉内で単位時間当たりには消滅する中性子(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(Keff)という。

⁴⁰ 「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。

⁴¹ 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。

⁴² 原子炉の炉心で発生する熱を除去するための冷却材の閉回路を一次冷却系といい、循環ポンプ、配管、弁などから構成される。

⁴³ 制御棒を炉心に出し入れするための装置をいう。沸騰水型軽水炉(BWR)では、原子炉圧力容器下部に取り付けられ、水圧により駆動される。原子炉トリップ時には止め金が外れ、重力により炉心に挿入される。

⁴⁴ 制御棒駆動機構を収納する容器をいう。

⁴⁵ 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プラスチック形の部分をいう。

御棒駆動機構ハウジングの下側に支持構造物を設け、制御棒の移動距離を少なくすることにより原子炉に大きな反応度を加えることにはならない。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 4. 2 (2)制御棒逸出事故」）。

(ウ) 燃料取扱事故

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）10・「3. 4 燃料取扱事故」（10-3-(4)及び(5)ページ）において、事故のうち燃料取扱事故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、本件原子炉施設に係る燃料取扱事故について、「燃料取替は水中で行なわれるが、取扱系の故障によって使用済燃料の集合体1個が落下し、そのすべての燃料棒が破損するような場合にも、核分裂生成物のうち、原子炉建家外に放散されるものは、その量がごくわずかで、しかも排気筒に導かれる前に非常用ガス処理系⁴⁶で処理される。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 4. 2 (3)燃料取扱事故」）。

(イ) タービン破損事故

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）10・「2. 3 主蒸気系の過渡変化」（10-2-(4)ないし(7)ページ、乙C第3号証別紙19（116ページ）で訂正）及び「3. 6 主蒸気管破断事故」（10-3-(9)及び(10)ページ）において、タービン主蒸気止め弁急速閉鎖及び同弁が閉鎖しない場合すなわち

⁴⁶ 沸騰水型軽水炉（BWR）における原子炉冷却材喪失などの事故時に、原子炉格納容器を収納する原子炉建屋内を大気圧以下に保つとともに、原子炉建屋内空気を一日に一回処理する能力を持った系統。事故発生を検知すると、本系統は自動的に起動され、原子炉格納容器から漏洩した核分裂生成物は、除湿装置、粒子フィルタ、ヨウ素フィルタなどにより処理されて、放射能モニタにより監視しつつ主排気筒を通して環境へ放出される。

主蒸気管破断事故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、本件原子炉施設に係るタービン破損事故について、「なんらかの原因により、タービン・ケーシング⁴⁷等が破損しても、主蒸気止め弁が閉鎖し、タービン内の一次系蒸気とともに大気中に放散される核分裂生成物の量はわずかである。また、主蒸気止め弁が閉鎖しない場合には、主蒸気管破断事故⁴⁸として取り扱われている。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証Ⅲ. 4. 2(4)タービン破損事故)。

(オ) 冷却材喪失事故

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）・10「3. 5 冷却材喪失事故」（10-3-(5)ないし(9)ページ、乙C第3号証別紙20（117及び118ページ）で訂正）において、事故のうち冷却材喪失事故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、本件原子炉施設に係る冷却材喪失事故について、「なんらかの原因により、冷却材の漏出ないしは喪失があつて、炉心の冷却が十分でない場合にも次のような対策が講じられている。すなわち、中小破断に対しては、ドライウエルの温度および圧力の上昇によって検出し、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系⁴⁹の作動によって原子炉への注水が行なわれる。なお、高圧炉心スプレイ系のバックア

⁴⁷ タービン・ケーシングとは、ロータを内部に納め、ロータを回転して発電させるために高温高圧の加熱水蒸気をその中に流す部品をいう。

⁴⁸ 主蒸気管破断事故とは、沸騰水型軽水炉（BWR）の主蒸気管破断事象の場合には、原子炉格納容器外で主蒸気管が1本瞬時に破断し、原子炉冷却材が流出して、放射性物質が環境に放出される事象を想定するものをいう。

⁴⁹ 沸騰水型軽水炉（BWR）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。

ップとして自動減圧系⁵⁰が作動し炉心圧力を低下させ低圧炉心スプレイ系⁵¹および低圧注水系⁵²を作動させることになっている。大破断に対しては、原子炉水位の低下および原子炉圧力の減少により炉心スプレイ系または低圧注水系によって注水が行なわれる。いずれの場合でもドライウエル圧力高または原子炉水位低の信号でスクラムされ、原子炉は停止する。最も苛酷な例として、再循環回路が完全に破断する場合を仮定しても、炉心スプレイ系および低圧注水系の作動によって燃料被覆管の破損は一部に抑えられ、燃料の熔融には至らない。この事故によって放出された核分裂生成物は圧力抑制型の格納容器に保留され、さらに原子炉建家内に漏洩したものは、排気筒に導かれる前に非常用ガス処理系で処理される。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 4. 2(5)冷却材喪失事故」）。

(カ) 主蒸気管破断事故

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）・10「3. 6 主蒸気管破断事故」（10-3-(9)及び(10)ページ）において、事故のうち主蒸気管破断事故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、本件原子炉施設に係る主蒸気管破断事故について、「主蒸気管がドラ

⁵⁰ 沸騰水型軽水炉の非常用炉心冷却系の一つで、高圧炉心スプレイ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が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。

⁵¹ 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イスパーチャから注入して炉心を冷却するものをいう。

⁵² 沸騰水型軽水炉（BWR）及び改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）の非常用炉心冷却系のうちの一つ。BWRでは原子炉冷却材系の大破断事故時に低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系と連携して、また小破断事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して、圧力抑制プール水を直接炉心シュラウド内側に注水することにより炉心を冷却する設備をいう。

イウエル外の個所で破断しても、冷却材の放出流量は流量制限器で制限され、かつ流量制限器における流量増加信号等によって主蒸気隔離弁が急速に閉鎖し、冷却材の放出は短時間で止る。また、主蒸気隔離弁閉スクラムで原子炉も停止する。なお、冷却材中の放射能濃度は低く抑えられているので、冷却材とともに大気中へ放散される核分裂生成物の量はわずかである。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 4. 2(6)主蒸気管破断事故」）。

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、本件原子炉施設の各種事故の検討について、安全審査指針類等に適合するものと判断した。

第4 本件原子炉施設の災害評価

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、本件原子炉施設の災害評価について、「本原子炉は（中略）、種々の安全対策が講じられており、かつ、各種事故に対しても検討の結果、安全を確保しうるものと認めるが、さらに『原子炉立地審査指針』に基づいて重大事故および仮想事故を想定して行った災害評価は次のとおりで（引用者注：後記3のこと）、解析に用いた仮定は妥当であり、その結果は立地指針に十分適合しているものと認める」と判断した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 5 災害評価」）。

2 本件安全審査のうち、「災害評価」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、「災害評価」の項目において参照された安全審査類等は、昭和39年立地審査指針（乙Bイ第9号証）及び「原子炉立地審査指針

を適用する際に必要な暫定的な判断のめやす」(同号証3及び4ページ)である。

具体的には、

① 「原子炉は、どこに設置されるにしても、事故を起さないように設計、建設、運転および保守を行わなければならないことは当然のことであるが、なお万一の事故に備えて、公衆の安全を確保するためには、原則的は次のような立地条件が必要である。

(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。」(同指針1. 1. 1「原則的立地条件」)

② 「万一の事故時にも、公衆の安全を確保し、かつ原子力開発の健全な発展をはかることを方針として、この指針によって達成しようとする基本的目標は次の三つである。

a 敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故(以下「重大事故」という。)の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。

b さらに、重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故(以下「仮想事故」という。)(例えば、重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちのいくつかが動作しないと仮想し、それに相当する放射性物質の放散を仮想するもの)の発生を仮

想しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。

- c. なお、仮想事故の場合にも、国民遺伝線量に対する影響が十分に小さいこと。」(同指針1. 1. 2「基本的目標」)

- ③ 「立地条件の適否を判断する際には、上記の基本的目標(引用者注：上記②のこと)を達成するため、少なくとも次の3条件が満たされていることを確認しなければならない。

- 2. 1 原子炉の周囲は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。ここにいう『ある距離の範囲』としては、重大事故の場合、もし、その距離だけ離れた地点に人がいつづけるならば、その人に放射線障害を与えるかもしれないと判断される距離までの範囲をとるものとし、『非居住区域』とは、公衆が原則として居住しない区域をいうものとする。

- 2. 2 原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること。ここにいう『ある距離の範囲』としては、仮想事故の場合、何らの措置も講じなければ、その範囲内にいる公衆に著しい放射線災害を与えるかもしれないと判断される範囲をとるものとし、『低人口地帯』とは、著しい放射線災害を与えないために、適切な措置を講じうる環境にある地帯(例えば、人口密度の低い地帯)をいうものとする。

- 2. 3 原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。ここにいう『ある距離』としては、仮想事故の場合、全身被ばく線量の積算値が、国民遺伝線量の見地から十分受け入れられる程度に小さい値になるような距離をとるものとする。」(同指針2「立地審査の指針」)

- ④ 「この指針は、熱出力1万kW以上の原子炉の立地審査に適用するものとし、1万kW未満の場合においては、この指針を参考として立地審

査を行なうものとする。」(同指針3「適用範囲」)

というものである。

また、昭和39年立地審査指針を適用する際に必要な放射線量等に関する暫定的な判断の目安を定めた「原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的な判断のめやす」(乙Bイ第9号証3ページ以下)においては、

「1 指針2.1にいう『ある距離の範囲』を判断するためのめやすとして、次の線量を用いること。

甲状腺(小児)に対して 150レム

全身に対して 25レム

2 指針2.2にいう『ある距離の範囲』を判断するためのおよそのめやすとして、次の線量を考えること。

甲状腺(成人)に対して 300レム

全身に対して 25レム

3 指針2.3にいう『ある距離だけ離れていること』を判断するためのめやすとして、外国の例(例えば200万人レム)を参考にすること。」

というものである。

3 具体的な安全審査の概要

(1) 重大事故

本件安全審査においては、重大事故⁵³として、冷却材喪失事故及び主蒸気管破断事故の2つの場合を想定した。

ア 冷却材喪失事故

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類(乙C第2号証)10・「4.

⁵³ 重大事故とは、敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的知見からみて、最悪の場合には起こるかもしれないと考えられる重大な事故をいう(昭和39年立地審査指針Ⅲ.別紙1.2a)。

3. 1 冷却材喪失事故」(10-4-(1)ないし(4)ページ, 乙C第3号証別紙21及び22(119及び120ページ)で訂正)において, 重大事故としての冷却材喪失事故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, 本件原子炉施設に係る重大事故としての冷却材喪失事故について, 「原子炉容器に接続している最大口径の配管(外径610mm)である再循環回路配管1本が瞬時に完全破断し, 破断口両端から冷却材が放出される事故を仮定する。解析の条件として, もっとも厳しい機器の単一動的故障を考え, 低圧炉心スプレイ系につながるディーゼル発電機が1台作動しないものとする。解析の結果では, 高圧炉心スプレイ系および低圧注水系2列が作動して, その冷却効果により二酸化ウランの熔融温度に達することはなく燃料被覆管がジルカロイ⁵⁴の熔融温度に達することはないが, 燃料本数の約7%は被覆管が破損する。また燃料被覆管の最高温度は約1,018℃であり, 炉心内のジルコニウム-水反応は0.12%である。燃料被覆材は事故期間中, その健全性が大きく損なわれることはなく, 非常用炉心冷却系⁵⁵の機能は維持される。また, 事故後のドライウエル圧力は, 設計圧力に比べ十分低く抑えられ, 約33日後には大気圧にもどる。なお, 被ばく線量の計算には核分裂生成物の放散過程に従い, 次の仮定を用いる。

- ① 全部の燃料棒の被覆管に破損があったとし, 定格の105%出力で1年間運転後の炉心に内蔵されている核分裂生成物中のよう素の1%, 希ガスの2%がドライウエル内へ放出される。この場合, よう素については, 壁面等に吸着される割合を50%, 液相-気相間の分配係数

⁵⁴ ジルカロイ被覆管は, ジルコニウム元素を素材にした, 錫, 鉄, ニッケル, クロー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。

⁵⁵ 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。

を100とするが、よう素のうち、10%は有機状のものとしてこれらによる低減を期待しない。

- ② ドライウエルから、33日間にわたって0.5%/日の漏洩がある。
- ③ ドライウエルから漏洩した核分裂生成物は、原子炉建家に入り、そこから換気率100%/日で、非常用ガス処理系を通り、排気筒から放出される。
- ④ 非常用ガス処理系では、チャーコールフィルタ⁵⁶でろ過する。よう素全体に対するろ過効率は90%とする。
- ⑤ 大気中への拡散に用いる気象条件は、排気筒の高さ、現地の気象データ等をもとに『原子炉安全解析のための気象手引』（以下気象手引という（注：乙Bイ第12号証））を参考にして最初2日間は高さ125m以下均一分布、拡散幅30°、有効拡散風速4.0m/秒とし、残りの31日間は英国気象局方式⁵⁷を用い、大気安定度A型、拡散幅30°、有効拡散風速40m/秒とする。

以上の解析の結果、大気中に放出される放射性物質は、全よう素が約502Ci（¹³¹I換算、以下同様）、希ガスが約 1.36×10^4 Ci（ γ 線エネルギー0.5MeV相当、以下同様）である。非居住区域外において被ばく線量が最大となるのは東海第二発電所の原子炉から西北西約540mの国道245号線と原研の敷地が接する地点であって、その地点における線量は、甲状腺（小児）に対して約4.1レムおよび全身に対して γ 線0.01レム（ β 線約0.024レム）となる。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 5. 1

⁵⁶ 原子炉施設の換気空調設備において、放射性ヨウ素を除去するために使われる粒状活性炭（チャーコール）を充てんしたフィルタ。ヨウ素フィルタともいう。わずかに存在する有機ヨウ素は吸着されにくいので吸着効率を高めるために活性炭には化学物質が添着されている。ヨウ素の除去効率は相対湿度約80%、温度約50℃のもとで、95%以上である。

⁵⁷ パスキルが提案し、夜間の雲量、雲形及び昼間の日射を用いて大気安定度分類を行う方式。

(1)冷却材喪失事故」)。

イ 主蒸気管破断事故

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類(乙C第2号証)・10「4.3.2 主蒸気管破断事故」(10-4-(4)ないし(6)ページ,乙C第3号証別紙23及び24(121及び122ページ)で訂正)において、重大事故としての主蒸気管破断事故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、本件原子炉施設に係る重大事故としての主蒸気管破断事故について、「ドライウエルの外で主蒸気管1本が瞬時に完全破断し、冷却材の気水混合物が大気中に放出されると仮定する。隔離弁の閉鎖時間は5秒、放出流量は流量制限器によって定格流量の約200%に制限されるものとして冷却材の放出量を解析すると、蒸気約13トン、水約22トンが放出されることになるが、炉心は、冷却水以上に露出しない。なお、被ばく線量の計算には次の仮定を用いる。

- ① 事故前の1次冷却材中の ^{131}I の濃度は原子炉運転中の最高限度である $0.5\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ とする。
- ② 主蒸気隔離弁は事故後5秒で閉鎖するが、8個のうち1個は閉じないものとし、その結果、全体として原子炉容器の蒸気相体積に対し、5%/時の割合で漏洩するものとする。この際、炉圧力と温度の低減によって漏洩量は漸時減少していく。
- ③ 事故発生後炉内圧力の減少に伴い、破損燃料から核分裂生成物が冷却材中に放出されるが、その量は全よう素が約 $7.5\times 10^4\text{Ci}$ (うち ^{131}I 約 $4\times 10^4\text{Ci}$)、よう素以外のハロゲン約 $8.09\times 10^4\text{Ci}$ (γ 線エネルギー0.5MeV相当、以下同様)、希ガス約 $9.85\times 10^5\text{Ci}$ とする。
- ④ 核分裂生成物のうち希ガスは全て気相部へ移行する。放出されたよ

う素のうち10%は有機よう素と考えるが、加水分解等により10分の1に減少する。無機よう素およびよう素以外のハロゲンは、液相-気相間に分配係数100で分配される。

- ⑤ 主蒸気隔離弁閉鎖前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は、大気中で完全蒸発して半球状の放射性雲を形成し、1m/秒の速度で風下方向へ移動する。
- ⑥ 主蒸気隔離弁閉鎖後漏洩する放射性物質は地上放散され大気中へ拡散するが、拡散の気象条件としては英国気象局方式を用い、大気安定度F型、拡散幅30°有効拡散風速2.5m/秒とする。

以上の解析から大気中に放出される放射性物質は、内部被ばくに関するものとして全よう素が約233Ci、外部被ばくに関するものとしてハロゲン約4,000Ci、希ガス約3,200Ciである。非居住区域外において被ばく線量が最大となるのは原子炉から西北西約540mの国道245号線と原研の敷地が接する地点であって、その地点における線量は、甲状腺(小児)に対し約57レムおよび全身に対してγ線約0.024レム(β線約0.068レム)となる。上記各重大事故時の被ばく線量は、立地指針にめやす線量として示されている甲状腺(小児)150レム、全身25レムより十分小さい。」ことを確認した(本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 5. 1(2)主蒸気管破断事故」)。

(2) 仮想事故

本件安全審査においては、仮想事故として、冷却材喪失事故と主蒸気管破断事故の2つの場合を想定した。

ア 冷却材喪失事故

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類得(乙C第2号証)・10「4. 3. 1 冷却材喪失事故」(10-4-(1)ないし(4)ページ、乙C第3号証別紙21及び22(119及び120ページ)で訂正)におい

て、仮想事故としての冷却材喪失事故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、本件原子炉施設に係る仮想事故としての冷却剤喪失事故について、「重大事故の場合と同じ事故について、非常用炉心冷却系の効果を見せず、炉心内の全燃料が溶融したと考えた場合に相当する核分裂生成物の放出があるものと仮定する。この場合、事故後のドライウエルの最高圧力は設計圧力より低いと見做すが、原子炉建家への核分裂生成物の漏洩は無制限時間続くものとする。なお、線量の計算には重大事故の場合と同じ仮定を用いる。ただし、次の仮定は、重大事故の場合と異っている。

- ① 炉心に内蔵される核分裂生成物中のヨウ素50%、希ガスが100%がドライウエル内に放出される。
- ② ドライウエルから原子炉建家への漏洩は無制限に続く。

以上の解析の結果、大気中に放出される放射線物質は、全ヨウ素が $2.6 \times 10^4 \text{Ci}$ 、希ガス約 $7.0 \times 10^5 \text{Ci}$ である。非居住区域外において被ばく線量が最大となるのは原子炉から西北西約540mの国道245号線と原研の敷地が接する地点であって、その地点における線量は甲状腺（成人）に対し54レム全身に対し、 γ 線約0.5レム（ β 線約1.7レム）である。また、全身被ばく線量の積算値は約20万人・レムである。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 5. 2(1)冷却材喪失事故」）。

イ 主蒸気管破断事故

被告会社は、本件設置許可申請書添付書類（乙C第2号証）・10「4. 3. 2 主蒸気管破断事故」（10-4-(4)ないし(6)ページ、乙C第3号証別紙23及び24（121及び122ページ）で訂正）において、仮想事故としての主蒸気管破断事故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、

本件原子炉施設に係る仮想事故としての主蒸気管破断事故について、「重大事故の場合と同じ事故について、主蒸気管隔離弁閉鎖後も無限時間5%/時の漏洩が続くものと仮定し、さらに、破損燃料棒から破断と同時にプレナム⁵⁸中の核分裂生成物がすべて放出されると仮定する。大気中の拡散については英国気象局方式を用い大気安定度F型、拡散幅30°とし、有効拡散風速は4.0m/秒とする。その他の条件は、重大事故の場合と同じ仮定を用いる。

以上の解析の結果、大気中に放出される放射性物質は内部被ばくに関するものとして全よう素が約665Ci、外部被ばくに関するものとしてハロゲン約5,450Ci、希ガスは約11,200Ciである。非居住区域外において被ばく線量が最大となるのは、原子炉から西北西約540mの国道245号線と原研の敷地が接する地点であって、その地点における線量は甲状腺（成人）に対して約30レムおよび全身に対してγ線約0.043レム（β線約0.18レム）となる。また、全身被ばく線量の積算値は冷却材喪失事故の場合の値に比べて十分小さい。上記各仮想事故時の被ばく線量は立地指針にめやす線量として示されている甲状腺（成人）300レムおよび全身25レムより十分小さい。また、全身被ばく線量の積算値は、国民遺伝線量の見地から定めためやす線量の200万人・レムよりは小さい。」ことを確認した（本件安全審査書・乙C第10号証「Ⅲ. 5. 2(2)主蒸気管破断事故」）。

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、本件原子炉施設の災害評価について、安全審査指針類等に適合するものと判

⁵⁸ 燃料棒内のガス溜め用空間を「プレナム」という。

断した。

第5 結論

本件設置許可処分が実体的に適法であることにつき、本件安全審査における原子炉等規制法24条1項4号の適合性判断の内容については、以上のとおりである。

なお、被告国は、同項3号のうち技術的能力に係る部分の適合性判断について、被告国第2準備書面第5（24及び25ページ）において主張したところであるが、原告らは、同項3号のうち経理的基礎に係る部分について、平成25年6月27日付け準備書面(2)において、『原子炉の運転』に必要な経理的基礎を欠くに至り、その再建が不可能である場合には、設置時にさかのぼって許可処分が無効であると解するべきである」（3ページ）と主張しているので、今後、かかる主張に理由がないことを主張し、同準備書面に対して反論する予定である。

以上

略称語句使用一覧表

事件名 水戸地方裁判所平成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

略称	基本用語	使用書面	ページ	備考
原子炉等規制法	核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律	答弁書	5	
被告会社	被告日本原子力発電株式会社	〃	〃	
本件原子炉	東海第二原子力発電所原子炉	〃	〃	
本件原子炉施設	本件原子炉及び附属施設	〃	〃	
本件設置許可処分	本件原子炉の設置許可処分	〃	〃	
本件無効確認の訴え	本件原子炉の設置許可処分の無効確認の訴え	〃	〃	
行訴法	行政事件訴訟法	〃	〃	
本件義務付けの訴え	本件原子炉施設の一時使用停止命令を発令することの義務付けの訴え	〃	6	
訴訟要件①	非申請型義務付けの訴えの「一定の処分がされないことにより重大な損害を生ずるおそれがあり, かつ, 損害を避けるため他に適当な方法がないときに限り」との要件	〃	〃	
訴訟要件②	非申請型義務付けの訴えの「行政庁が一定の処分をすべき旨を命ずることを求めるにつき法律上の利益を有する者に限り」との要件	〃	〃	
本件差止めの訴え	被告会社に対する東海第二原子力発電所の運転差止めの訴え	〃	7	
後段規制	設計及び工事の方法の認可以降の規制	〃	8	
省令62号	発電用原子力設備に関する技術基	〃	9	

	準を定める省令（昭和40年6月15日通商産業省令第62号）			
技術基準適合命令	電気事業法40条に基づく、事業用電気工作物の修理、改造、移転のほか、使用の一時停止、使用の制限の命令	〃	11	
改正原子炉等規制法	原子力規制委員会設置法（平成24年法律第47号）附則17条の施行後の原子炉等規制法	〃	15	
使用停止等処分	改正原子炉等規制法43条の3の23に基づき、発電用原子炉施設の使用の停止、改造、修理又は移転、発電用原子炉の運転の方法の指定その他保安のために必要な措置を命ずること	〃	17	
原告ら主張①	基準地震動の策定が妥当でない旨の原告らの出張	〃	21	
原告ら主張②	津波の想定が不十分である旨の原告らの主張	〃	21	
耐震設計審査指針	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日原子力安全委員会決定）	〃	22	
安全設計審査指針	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日原子力安全委員会決定）	〃	24	
福島第一発電所事故	平成23年3月11日、東京電力福島第一原子力発電所における原子炉事故	〃	33	
国会事故調査報告書	国会における第三者機関による事故調査結果についての報告書	〃	34	
安全評価審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針	〃	59	
使用済燃料	原子炉に燃料として使用した核燃料物質その他原子核分裂をさせた核燃料物質	第1準備書面	11	

審査会	原子炉安全審査会	〃	12	
伊方最高裁判決	最高裁平成4年10月29日第一小法廷判決	〃	14	
もんじゅ最高裁平成17年判決	最高裁平成17年5月30日第一小法廷判決	〃	16	
最高裁昭和48年判決	最高裁昭和48年4月26日第一小法廷判決	〃	28	
もんじゅ最高裁判決	最高裁平成4年9月22日第三小法廷判決	〃	30	
2007年勧告	国際放射線防護委員会(ICRP)の2007年勧告	第2準備書面	13	
1990年勧告	国際放射線防護委員会(ICRP)の1990年勧告	〃	〃	
本件申請書	昭和46年12月付け東海第二発電所原子炉設置許可申請書	〃	18	
本件許可申請	昭和46年12月21日、被告会社がした本件原子炉の設置許可申請	〃	〃	
本件安全審査	本件許可申請についての原子力委員会及び原子炉安全専門審査会による原子炉等規制法24条1項3号(技術的能力に係る部分に限る。)及び4号に関する審査	〃	20	
被告国第2準備書面	平成25年7月2日付け被告国の第2準備書面	第3準備書面	5	
本件安全審査書	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」	〃	〃	
昭和39年立地審査指針	原子炉立地審査指針(昭和39年5月27日原子力委員会決定)	〃	6	
昭和45年安全設計審査指針	「軽水炉についての安全設計に関する審査指針について」(昭和45年4月23日原子力委員会決定)	〃	〃	

原研	日本原子力研究所	〃	9	
原電	被告日本原子力発電株式会社	〃	〃	
動燃	動力炉・核燃料開発事業団	〃	〃	
大崎証言	東京高等裁判所昭和60年(行コ) 第68号事件における証人大崎順彦の証言	〃	11	
浜田証言	水戸地方裁判所昭和48年(行ウ) 第19号事件における証人浜田達二の証言	〃	43	
被告国第3準備書面	平成25年10月10日付け被告国の第3準備書面	第4準備書面	5	
昭和35年科学技術庁告示	「原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被曝線量等を定める件」(昭和35年9月30日科学技術庁告示第21号)	〃	6	
気象手引	原子炉安全解析のための気象手引	〃	〃	
内田証言	水戸地方裁判所昭和48年(行ウ) 第19号事件における証人内田秀雄の証言	〃	〃	
線量目標指針	「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)	〃	〃	
昭和50年ECCS安全評価指針	「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針について」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)	〃	21	
昭和53年安全評価審査指針	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」(昭和53年9月29日原子力委員会決定)	〃	22	
児玉証言	水戸地方裁判所昭和48年(行ウ) 第19号事件における証人児玉勝臣の証言	〃	22	