

目 次 (判決要旨)

主	文	1
事	実	1
第1	当事者の求めた裁判	(略)
第2	事案の概要等	1
1	事案の概要	1
2	本件訴訟の経緯	1
第3	当事者双方の主張	2
第4	本件の主要な争点	2
理	由	2
第1章	総 論	2
第1節	本件の前提事実	2
第1	原子炉設置許可の申請及び許可処分等	2
第2	控訴人らの地位	3
第3	本件原子炉の概要及び特徴等	3
1	本件原子炉の概要	3
2	本件原子炉の特徴 (特に、軽水炉と比較した場合の特徴)	3
3	本件原子炉の高速増殖炉としての段階	5
4	本件原子炉の熱出力・電気出力と現状	5
第4	本件原子炉施設の具体的内容	(略)
第5	本件許可処分における審査手続	(略)
第6	本件許可処分における具体的審査基準等	5
1	本件安全審査に用いられた審査基準等	5
2	「評価の考え方」について	6
3	「評価の考え方」が「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析に当たって参考とすることとした安全評価審査指針の内容	6
第7	ナトリウム漏えい事故の発生	7
第8	本件申請者の変更許可申請	8
第9	世界における高速増殖炉の現状	8
第2節	原子炉設置許可処分の司法審査と処分の無効要件	9
第1	原子炉設置許可処分の司法審査	9
1	原子炉設置許可処分の特質	9
2	住民が原子炉設置許可処分の効力を争う場合に主張が許される違法事由	(略)
3	原子炉設置許可段階における安全審査の対象事項	10
第2	原子炉設置許可処分の無効要件 (主要な争点1)	11
1	原子炉設置許可処分の違法事由	11
2	原子炉設置許可処分の無効要件としての違法 (瑕疵) の明白性	12

3	原子炉設置許可処分は無効要件としての違法（瑕疵）の重大性	14
第3	主張立証責任	(略)
第2章	各論	15
第1節	本件申請者の技術的能力（主要な争点2の・）	15
第1	技術的能力に対する安全審査	15
第2	当裁判所の判断	15
第2節	立地条件及び耐震設計（主要な争点2の・）	16
第1	立地条件及び耐震設計に関する審査基準	(略)
第2	本件原子炉施設の立地条件及び耐震設計に関する安全審査の内容	(略)
第3	当裁判所の判断	16
1	強震動予測の手法を採用しない耐震設計審査指針の合理性の有無	16
2	経験式（松田式、金井式及び大崎の方法）の合理性の有無	16
3	本件原子炉施設敷地直下における断層の存在の可能性	16
4	白木一丹生リニアメントの活断層の可能性	17
5	巨大震源断層面の存在と複数活断層の同時活動の可能性	17
6	直下地震に関する耐震設計審査指針の不合理性	17
7	鉛直地震力に関する耐震設計審査指針の不合理性	18
8	超高層建築物の規制要件を満たさない耐震設計の不合理性	18
9	総括	18
第3節	2次冷却材漏えい事故（主要な争点2の・）	18
第1	ナトリウムの性質（冷却材としての長所及び短所）等	(略)
第2	本件許可申請書及びその添付書類八、十の記載事項等	(略)
第3	2次冷却材（ナトリウム）漏えい事故の安全審査	(略)
第4	本件許可処分後における2次冷却材漏えい事故の解析数値の変更	(略)
第5	本件ナトリウム漏えい事故（2次冷却材漏えい事故）の発生	(略)
第6	本件ナトリウム漏えい事故の原因等について	(略)
第7	本件申請者が事故後に行った燃焼実験とその解析（本件申請者の見解）	(略)
第8	科学技術庁の腐食機構等についての見解	(略)
第9	原子力安全委員会（事故調査ワーキンググループ）の事故解析及び見解	(略)
第□	本件ナトリウム漏えい事故後に本件申請者が発表した本件原子炉施設の改善策	(略)
第□	床ライナの腐食機構に関する被控訴人の立場	(略)
第・	当裁判所の判断	19
1	2次主冷却系設備の機能と意義	19
2	「2次冷却材漏えい事故」に対する本件安全審査	(略)
3	本件ナトリウム漏えい事故とその後の燃焼実験によって判明した事実	20

4	本件安全審査の過誤・欠落	21
	・ 床ライナの腐食について	21
	・ 熱的影響について	22
	・ 安全審査の対象とならないとの被控訴人の主張について	22
5	本件安全審査の過誤，欠落の重大性（看過し難いものであるか否か）	24
	・ 当裁判所の見解	24
□	被控訴人の主張	（略）
	・ 被控訴人の主張に対する判断	25
6	本件許可処分 of 違法，無効	25
	・ 本件許可処分 of 違法	25
	・ 本件許可処分 of 無効	26
第4節 蒸気発生器伝熱管破損事故（主要な争点2の・）		27
第1	本件原子炉施設の蒸気発生器関連設備の概要	（略）
第2	「評価の考え方」における蒸気発生器伝熱管破損事故の位置付け	（略）
第3	本件許可申請書添付書類八，十の記載事項	（略）
第4	「蒸気発生器伝熱管破損事故」の安全審査	（略）
第5	蒸気発生器伝熱管破損事故の影響と伝熱管破損伝播の機序	27
1	蒸気発生器伝熱管破損事故の影響	27
2	水（蒸気）漏えいの規模と伝熱管破損伝播の機序（メカニズム）	28
3	ウェステージ型破損と高温ラプチャ型破損について	28
第6	蒸気発生器伝熱管破損事故に関して本件申請者が行った実験	（略）
第7	イギリスの高速増殖原型炉PFRにおいて発生した蒸気発生器伝熱管破損事故（高温ラプチャ）	（略）
第8	本件変更許可申請に対する原子力安全・保安院の指導等	（略）
第9	当裁判所の判断	29
1	本件原子炉施設の蒸気発生器の特徴等と技術的課題	29
	・ 本件原子炉施設の蒸気発生器の特徴等	29
	・ 蒸気発生器の技術的課題	30
2	本件安全審査における高温ラプチャの審査の有無	31
3	本件原子炉施設の蒸気発生器における高温ラプチャ発生の可能性	31
□	判断の前提	（略）
	・ 被控訴人が高温ラプチャが生じないとする論拠	31
	・ 被控訴人の論拠1（水漏えいの検出システム）に対する判断	32
	・ 被控訴人の論拠2（水・蒸気の急速ブローなどの対応策）に対する判断	34
	・ 「単一故障」の仮定の是非	35
	・ まとめ	36
4	本件安全審査の瑕疵の重大性（「看過し難い過誤，欠落」の有無）	36
	・ 「蒸気発生器伝熱管破損事故」に関する本件安全審査の過誤，欠落の内容	36
	・ 本件安全審査の過誤，欠落の重大性（看過し難いものであるか否か）	37
5	本件許可処分 of 違法，無効	37

・ 本件許可処分の違法	37
・ 本件許可処分の無効	37
第5節 炉心崩壊事故（主要な争点2の・）	38
第1 本件原子炉の構造	(略)
第2 原子炉における核分裂反応	(略)
第3 炉心崩壊事故	38
1 炉心崩壊事故の意義	38
2 HCDA（仮想的炉心崩壊事故）の内容	39
・ HCDAの代表的起因事象	39
□ ULOFを起因事象とするHCDAの事故推移	(略)
・ HCDAにおいて想定される過程	39
第4 「評価の考え方」が定めるいわゆる「5項事象」と本件申請者が選定した事象	39
1 「評価の考え方」が定めるいわゆる「5項事象」	39
2 本件申請者が選定した5項事象	(略)
第5 本件許可申請書の添付書類十の記載事項（反応度抑制機能喪失事象に関する記載事項）	(略)
第6 反応度抑制機能喪失事象の安全審査	(略)
第7 外国で起こった炉心溶融ないし炉心崩壊事故	(略)
第8 当裁判所の判断	40
1 炉心崩壊事故に対する安全審査の在り方	40
2 本件申請者がした反応度抑制機能喪失事象の機械的エネルギーの解析	(略)
3 アメリカ、ドイツにおけるHCDAの機械的エネルギーの評価について	(略)
4 本件原子炉の炉心崩壊事故における有効仕事量（機械的エネルギー）についての当事者双方の主張の要旨とこれに対する当裁判所の考え方	42
□ 控訴人らの主張の要旨	(略)
□ 被控訴人の主張の要旨	(略)
・ 当裁判所の考え方	42
5 反応度抑制機能喪失事象についての本件安全審査の不備及び信頼性	43
・ 反応度抑制機能喪失事象における機械的エネルギーの解析評価の不備	43
・ 本件安全審査全体の信頼性を疑わせる事実	45
6 本件安全審査の反応度抑制機能喪失事象の機械的エネルギーの解析評価に対する判断	48
7 本件許可処分の違法、無効	49
・ 本件許可処分の違法	49
・ 本件許可処分の無効	50
第3章 結 論	50

名古屋高等裁判所金沢支部平成12年（行コ）第12号 判決の要旨

主 文

- 1 原判決を取り消す。
- 2 被控訴人が動力炉・核燃料開発事業団に対して昭和58年5月27日付けでした、高速増殖炉「もんじゅ」に係る原子炉設置許可処分は、無効であることを確認する。
- 3 訴訟費用は、差戻しの前後を問わず、すべて被控訴人の負担とする。

事 実

第1 当事者の求めた裁判

(省略)

第2 事案の概要等

1 事案の概要

本件は、内閣総理大臣が動力炉・核燃料開発事業団（以下「本件申請者」という。）に対して、昭和58年5月27日付けでした、高速増殖炉「もんじゅ」（福井県敦賀市白木に建設が予定された液体金属冷却高速増殖炉で、研究開発段階にある原子炉）に係る原子炉設置許可処分について、本件原子炉施設の周辺に居住する住民である控訴人ら（第1審原告ら）が、本件許可処分は核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和61年法律第73号による改正前のもので、以下「規制法」という。）及びその他の法令に違反すると主張して、本件許可処分の無効確認を求めた事案である。

2 本件訴訟の経緯

本件については、控訴人らの原告適格が争点となり、1審の福井地方裁判所は、本件訴えを行政事件訴訟法36条の要件を欠く不適法なものとして却下した。しかし、控訴審の名古屋高等裁判所金沢支部は、本件原子炉施設から半径

20キロメートル以内に居住する原告らについては、原告適格を認めた。これに対し、最高裁判所は、控訴審が原告適格を否定した原告についてもその適格を認め、事件を福井地方裁判所に差し戻した。

差し戻しを受けた福井地方裁判所は、平成12年3月22日、原告らの請求をいずれも棄却する旨の判決を言い渡した。そこで、これを不服とする控訴人ら（第1審原告ら）が本件控訴に及んだ。

第3 当事者双方の主張

当審における控訴人らの主張は、第3分冊記載のとおりであり、被控訴人の主張は、第4分冊記載のとおりである。

第4 本件の主要な争点

- 1 本件許可処分の無効要件
- 2 本件許可処分の無効事由（以下の事項についての安全審査の瑕疵）
 - 本件申請者の技術的能力
 - 立地条件及び耐震設計
 - 2次冷却材漏えい事故
 - 蒸気発生器伝熱管破損事故
 - 炉心崩壊事故

理 由

第1章 総 論

第1節 本件の前提事実

第1 原子炉設置許可の申請及び許可処分等

本件申請者は、昭和55年12月10日、規制法23条の規定に基づき、本件原子炉の設置につき、内閣総理大臣に対し許可申請をした。

内閣総理大臣は、所部の機関である科学技術庁に審査をさせ、かつ、原子力

委員会及び原子力安全委員会の答申を受けた上で、昭和58年5月27日付けで、本件許可申請に対し、これを許可する本件許可処分を行った。

その後、法改正に伴い、動力炉・核燃料開発事業団（本件申請者）は、平成10年10月1日の組織改正により、新法人として設立された「核燃料サイクル開発機構」に移行した。

また、中央省庁等改革関連法施行法により、本件許可処分は、経済産業大臣がしたものとみなされた。

なお、中央省庁等改革に伴い、これまで科学技術庁が行っていた核燃料物質及び原子力に関する規制に関する事務は、経済産業省の外局である資源エネルギー庁に設置された特別の機関である原子力安全・保安院が所管することになった。

第2 控訴人らの地位

控訴人ら（第1審原告ら）は本件原子炉施設からの距離が約11キロメートルから約58キロメートルの範囲に居住する住民である。なお、控訴人らが本件許可処分の無効確認を求める法律上の利益（原告適格）を有することは、本件を福井地方裁判所に差し戻した最高裁判決により確定している。

第3 本件原子炉の概要及び特徴等

1 本件原子炉の概要

本件原子炉は、昭和60年10月から建設工事が開始され、平成6年4月に初臨界に成功した。

2 本件原子炉の特徴（特に、軽水炉と比較した場合の特徴）

本件原子炉は、核分裂反応によって発生するエネルギーを発電の用に供する点においては、他の原子炉と同じであるが、その最大の特徴は高速増殖炉である点にあり、具体的には、次のような特徴を有する。

□ 核燃料及びその増殖の点について

高速増殖炉は、核燃料としてウランとプルトニウムの混合酸化物を使用し、

核分裂によって生じた高速の中性子をウラン238に衝突させ、それをプルトニウム239に転換し、消費した燃料以上の核燃料物質を増殖する。

□ 減速材について

高速増殖炉においては、中性子の速度を高速に保つため減速材を用いない。

□ 冷却材について

本件原子炉においては、中性子を減速する効果が小さく、かつ、熱伝導度が高いことに加え、大気圧下において約98℃から約880℃までの広い範囲で液体として存在し、高い温度でも加圧する必要のない金属ナトリウムを冷却材として用いている。

□ プルトニウム及びナトリウムの危険性について

ア プルトニウム

高速増殖炉の燃料として使用され、かつ、運転によって消費した量以上に増殖されるプルトニウム239は、天然には存在しない人工放射性核種で、破壊力の極めて大きいアルファ線を放出し、軽水炉の燃料となるウラン235などよりもはるかに毒性の強い物質である。

イ ナトリウム

ナトリウム（金属ナトリウムともいう。）は、冷却材として優れた性質を有するが、その反面、酸素と激しく化合する特性を持っている。このため、高温のナトリウムが空気と接触すると、激しく燃焼して高熱を発する。また、水と接触しても、水分中の酸素と容易に化合し、高熱燃焼を起こすとともに、水素を発生させる（ナトリウム-水反応）。そして、発生した水素は、その濃度如何によっては、空気中の酸素と反応して、燃焼又は爆発する危険性がある。こうした特性は、ナトリウムがコンクリートと接触した場合でも同様であり、コンクリート中の水分とナトリウムとが激しく化合する結果（ナトリウム-コンクリート反応）、水分をなくしたコンクリートは、その強度を失う可能性がある。

3 本件原子炉の高速増殖炉としての段階

原子炉を開発する場合、安全性の確認と技術の確立の観点から、先ず実験炉から始め、次いで原型炉、実証炉を経て実用炉に至る。

本件原子炉は、実験炉の次の段階の原型炉である。

4 本件原子炉の熱出力・電気出力と現状

本件原子炉は、熱出力71万4000キロワットであり、電気出力約28万キロワットの発電設備を有している。

しかし、本件原子炉施設において、平成7年12月8日にナトリウム漏えい事故が発生したため、それ以降、本件原子炉は運転を停止している。

第4 本件原子炉施設の具体的内容

(省略)

第5 本件許可処分における審査手続

(省略)

第6 本件許可処分における具体的審査基準等

1 本件安全審査に用いられた審査基準等

本件許可申請に対する安全審査（以下「本件安全審査」という。）に用いられた審査基準等は、次のとおりである。

□ 本件安全審査に用いられた審査基準

本件の主要な争点に係るものとしては、①「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」（以下「原子炉立地審査指針」という。）、②「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」（以下「評価の考え方」という。）などがある。

□ 参考として用いられた指針

本件の主要な争点に係るものとしては、□「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針について」（以下「安全設計審査指針」という。）、□「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下

「安全評価審査指針」という。), □ 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」(以下「耐震設計審査指針」という。)などがある。

2 「評価の考え方」について

上記の審査基準のうち、「評価の考え方」は、高速増殖炉の安全審査をするために特に策定された指針であり、高速増殖炉である本件原子炉の安全審査においては、中核となる審査基準である。

3 「評価の考え方」が、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析に当たって、参考とすることとした安全評価審査指針の内容

この安全評価審査指針は、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について、次のように定めている(以下、「運転時の異常な過渡変化」と「事故」を「設計基準事象」、「事故」を「設計基準事故」という。)

□ 運転時の異常な過渡変化について

ア 評価すべき範囲

「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転状態において原子炉施設寿命期間中に予想される機器の単一故障又は誤動作若しくは運転員の単一誤操作などによって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態及び、これらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転が計画されていない状態にいたる事象をいう。

イ 判断基準

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。

□ 事故について

ア 評価すべき範囲

「事故」とは、前記「運転時の異常な過渡変化」を超える異常状態であって、発生頻度は小さいが、発生した場合は原子炉施設からの放射能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

がある事象をいう。

イ 判断基準

想定した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溶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。

ロ 解析に当たって考慮すべき事項について

ア 解析に当たって考慮する範囲

(省略)

イ 解析に使用するモデル及びパラメータ

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは評価の結果が厳しくなるように選定しなければならない。但し、評価目的の範囲内で合理的なものをを用いてもよい。

ウ 故障等の仮定

解析に当たっては、想定された事象に加え、作動を要求される安全系の機能別に結果を最も厳しくする単一故障を仮定しなければならない。

エ 計算手法

各事象の計算に当たっては、使用される各種計算コード等については主要な入力とともに、使用の妥当性を確認しなければならない。

オ 重大事故及び仮想事故

(省略)

第7 ナトリウム漏えい事故の発生

平成7年12月8日、本件原子炉施設において、ナトリウム漏えい事故（以下「本件ナトリウム漏えい事故」という。）が発生した。発生したのは、2次主冷却系のCループの配管室である。漏えい箇所は、2次主冷却系配管（中間熱交換器出口側の配管）に取り付けられていた温度計の箇所であり、そのさや

管の細管部が破損して当該破損部から、配管室内に2次冷却材ナトリウムが漏えいして、ナトリウム火災を起こした。

本件ナトリウム漏えい事故は、本件原子炉が規制法28条1項に基づく使用前検査を受けている最中に起きた事故である。

本件ナトリウム漏えい事故の炉心本体に対する影響はなかったが、同事故により使用前検査（規制法24条1項）は中止され、以後、現在に至るまで本件原子炉は運転を停止している。

第8 本件申請者の変更許可申請

本件申請者は、本件ナトリウム漏えい事故後、その原因調査、各種実験、本件原子力施設の安全性総点検などを実施した。そして、本件申請者（核燃料サイクル開発機構）は、平成13年6月6日、被控訴人（経済産業大臣）に対し、規制法26条1項の規定に基づき本件原子炉の設置変更許可申請（以下「本件変更許可申請」という。）をした。その変更の理由は、「空気雰囲気下でのナトリウム漏えいに伴う火災に対する影響緩和機能の充実、強化を図るため、2次ナトリウム補助設備の一部を変更する。」というものである。

さらに、本件申請者は、原子力安全・保安院から文書をもって、本件原子炉の「安全性総点検の一環として、蒸気発生器伝熱管における高温ラプチャ発生防止に関連する蒸気発生器計装等の設置許可申請書における記載を一層明確化するよう」にとの指示を受け、平成13年12月13日、本件変更許可申請に係る申請書の本文及び添付書類の一部について補正をした。

本件変更許可申請は、原子力安全・保安院の事前審査を受けた後、原子力安全委員会での安全審査（調査・審議）の結果の答申を経て、被控訴人（経済産業大臣）がその許否を決することとなる。

第9 世界における高速増殖炉の現状

高速増殖炉は、発電（運転）しながら消費した燃料以上の燃料を生み出すことから、「夢の原子炉」といわれ、次世代の原子炉として、世界の主要な先進

国がこぞってその研究開発に取り組んだ原子炉である。しかし、現在においては、アメリカ、イギリス、フランス、ドイツなどの主要な先進国は、高速増殖炉の研究開発を中止若しくは断念している。

これに対して、我が国は、これまでのところ、高速増殖炉の実用化を目指す方針を堅持している。したがって、原型炉を完成させる段階にまで至った国の中では、事実上我が国だけが実用化の道を進んでいる。

第2節 原子炉設置許可処分の司法審査と処分の無効要件

第1 原子炉設置許可処分の司法審査

1 原子炉設置許可処分の特質

技術的能力を含めた原子炉施設の安全性に関する審査は、当該原子炉施設そのものの工学的安全性、平常運転時における従業員、周辺住民及び周辺環境への放射線の影響、事故時における周辺地域への影響等を、原子炉設置予定地の地形、地質、気象等の自然的条件、人口分布等の社会的条件及び当該原子炉設置者の技術的能力との関連において、多角的、総合的見地から検討するものであり、しかも、この審査の対象には、将来の予測に係る事項も含まれているのであって、同審査においては、原子力工学はもとより、多方面にわたる極めて高度な最新の科学的、専門技術的知見に基づく総合的判断が必要とされるものであることが明らかである。そして、規制法24条2項が、「主務大臣は、原子炉設置の許可をする場合においては、同条1項3号（技術的能力に係る部分に限る。）及び4号所定の基準の適用について、あらかじめ原子力安全委員会の意見を聴き、これを十分に尊重してしなければならない。」と定めているのは、このような原子炉施設の安全性に関する審査の特質を考慮し、上記各号所定の基準の適合性については、専門的な学識経験者等を擁する原子力安全委員会の科学的、専門技術的知見に基づく意見を尊重して行う主務大臣の合理的な判断にゆだねる趣旨と解される（最高裁判所第1小法廷平成4年10月29日

判決。以下、この最高裁判決を「伊方最高裁判決」という。)

上記のような原子炉設置の安全性に関する基準適合性の有無が、原子力安全委員会の科学的、専門技術的知見に基づく意見を尊重して行う主務大臣（内閣総理大臣）の合理的な判断にゆだねられているということは、主務大臣に専門技術的裁量が認められていると解することができる。しかしながら、その基準適合性の判断（裁量）は、規制法の趣旨に従い、あくまで安全確保の見地から、科学的かつ合理的に行うものでなければならない。したがって、この主務大臣に認められた裁量（専門技術的裁量）は、非科学的であってはならず、かつまた、安全性にかかわらない政策的要素を考慮する余地がないという点において、他の分野で認められている「裁量」（政治的、政策的裁量）とは、その性質、内容を異にするというべきである。

- 2 住民が原子炉設置許可処分 of 効力を争う場合に主張が許される違法事由
(省略)
- 3 原子炉設置許可段階における安全審査の対象事項

規制法の定める分野別、段階的規制の趣旨からすると、原子炉の設置許可の段階における安全審査は、当該原子炉施設の安全性にかかわる事項のすべてをその対象とするものではなく、その基本設計の安全性にかかわる事項のみを審査の対象とするものと解するのが相当である（伊方最高裁判決参照）。

ここでいう「基本設計」なる概念は、規制法等の法律上に定義規定があるわけではないから、ある特定の事項が「基本設計の安全性にかかわる事項」に該当するのか、それとも、後の設計及び工事の方法の認可の段階での規制対象となるのかは、法律上一義的に明確ではない。しかし、原子炉設置許可の基準適合性が、専門的な学識経験者等を擁する原子力安全委員会の科学的、専門技術的知見に基づく意見を尊重して行う主務大臣の合理的な判断にゆだねられていることに鑑みると、ある特定の事項が「基本設計の安全性にかかわる事項」に該当するかどうかの点も、原子力安全委員会の意見を尊重して行う主務大臣の

合理的な判断にゆだねられていると解するのが相当である。そして、この主務大臣の判断は、安全審査の目的を達成するため、もっぱら科学的かつ専門技術的な見地から合理的に行われるべきものである。

他方、上記の主務大臣の具体的な判断は、決して固定的、硬直的なものではなく、流動的かつ柔軟なものというべきである。すなわち、同じ原子炉といっても、その炉型の実績、技術、知見は決して一様ではない。既に世界各国で実用炉（商業炉）として稼働している軽水型原子炉のように、ほぼ技術的には解明され、多くの経験と知見が蓄積されている原子炉もあれば、本件原子炉（高速増殖炉）のように、未だ研究開発段階で稼働実績に乏しく、技術、知見ともに不十分な原子炉も存在する。このように実績、技術、知見などの異なる原子炉の間では、その安全審査の在り方に差が生じるのは、当然のことである。研究開発段階の原子炉であれば、実績、技術、知見などの不十分さの故に、その安全審査には、安全裕度を高く設定する慎重かつ保守的な対応が求められるのであり、審査すべき「基本設計の安全性にかかわる事項」が軽水炉の場合と比較して、広範囲に渡ることは、やむを得ないことである。

第2 原子炉設置許可処分が無効要件（主要な争点1）

1 原子炉設置許可処分の違法事由

伊方最高裁判決の判示によれば、原子炉施設の安全性に関する判断の適否が争われる原子炉設置許可処分取消訴訟において、原子炉設置許可処分が違法となるのは、現在の科学技術水準に照らし、□ 原子力安全委員会若しくは原子炉安全専門審査会の調査審議で用いられた具体的審査基準に不合理な点があること、あるいは□ 当該原子炉施設が具体的審査基準に適合するとした原子力安全委員会若しくは原子炉安全専門審査会の調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があること、の2点である。もっとも、主務大臣（行政庁）の判断が原子力安全委員会の調査審議に基づく意見に依拠していなかったときには、主務大臣は原子力安全委員会の意見を十分に尊重して処分をしなければならな

い旨を定める規制法24条2項に違反する疑いがあるから、この場合は、手続上の違法が生じる余地がある。

また、上記判決が、安全審査・判断の過程に単なる「過誤、欠落」でなく、「看過し難い過誤、欠落」があると認められる場合に限って違法としているのは、主務大臣の判断が多角的、総合的なものであることから、過誤・欠落が軽微なものであって重大なものでない場合には、必ずしも主務大臣の判断が不合理なものとなるものではないという趣旨であると解される。

2 原子炉設置許可処分の無効要件としての違法（瑕疵）の明白性

□ 行政処分の違法事由と無効事由との関係については、これまで様々な議論のあったところであるが、判例を含めて一般には、裁判所が行政処分を無効と宣言できるのは、当該行政処分に重大かつ明白な違法事由（瑕疵）がある場合に限られると解されてきた。このように解されてきたのは、行政処分が公共の利害にかかわるところが大きいいうえ、処分後には、処分を信頼した第三者も関係する様々な法律関係が形成される可能性があることから、行政処分の効力をいつまでも争い得る状態に置いていることは、相当でないからである。

□ しかし、行政処分の種類、性質、内容は、複雑で多種多様なものがあり、それに応じて、違法な処分によって国民が受ける不利益（権利・利益の侵害）の程度、態様も必ずしも一様でない。そのため事案によっては、無効要件として重大かつ明白な瑕疵の存在を不可欠とすることが適当でない場合が出てくることは、避けられないところである。最高裁昭和48年4月26日判決も、冒用された所有権移転登記に基づく課税処分につき、「一般に、課税処分が課税庁と被課税者との間にのみ存するもので、処分の存在を信頼する第三者の保護を考慮する必要がないこと等を勘案すれば、当該処分における内容上の過誤が課税要件の根幹についてのそれであって、徴税行政の安定とその円滑な運営の要請を斟酌してもなお、不服申立期間の徒過による不可

争的効果の発生を理由として被課税者に右処分による不利益を甘受させることが、著しく不当と認められるような例外的事情のある場合には、前記の過誤による瑕疵は、当該処分を当然無効ならしめるものと解するのが相当である。」と判示し、明白性の要件を問うことなく、課税処分を無効とした。

以上を概観すれば、最高裁の判例は、違法な行政処分を無効とするには、原則としてその違法が重大かつ明白なことを要するが、特段の事情のあるときは、必ずしも違法の明白性の要件は必要としないとしているものと解され、当裁判所は、この解釈を正当なものとする。

- そこで、原子炉の安全性の適否が争われる原子炉設置許可処分の無効確認訴訟においては、その処分無効の要件として、違法（瑕疵）の明白性を要するか否かを検討する。

原子炉設置許可処分は、申請者に原子炉の設置を許可するものであるから、申請者にとっては、その処分の可否は重大な利害に係わるものである。しかも、原子炉の建設には巨額な資金が投じられるばかりでなく、第三者も処分を前提にして様々な法律関係を形成することになるのであるから、原子炉設置許可処分の法的安定の必要性和第三者の信頼保護の要請は、他の行政処分と比較しても、相当高いものがあるといえることができる。また、処分庁にとっても、原子炉の設置は我が国の中長期的なエネルギー需要の充足に少なからざる影響を及ぼすものであるから、原子力行政の遂行及び運営上、許可処分がいつまでも不安定であることは、決して好ましいことではない。

しかし、原子炉容器内には人体に極めて有害な放射性物質が大量に内蔵されているのであって、原子炉は、正常に維持、管理されていても、常に潜在的危険性を有する構造物である。原子炉がかかる潜在的危険性を有する施設であることからすると、その設置許可の段階における安全審査に重大な瑕疵があるとすれば、当該原子炉は、付近住民にとって重大な脅威とならざるを得ない。この場合において脅威にさらされるのは、人間の生命、身体、健康、

そして環境であり、換言すれば、人間の生存そのものということができる。かかる何事にも代え難い権利、利益の侵害の危険性を前にすれば、原子炉設置許可処分の法的安定性並びに同処分に対する当事者及び第三者の信頼保護の要請などは、同処分の判断の基礎となる安全審査に重大な瑕疵ある限り、比較の対象にもならない、取るに足りないものというべきである。

以上のことからすれば、原子炉設置許可処分については、原子炉の潜在的危険性の重大さの故に特段の事情があるものとして、その無効要件は、違法（瑕疵）の重大性をもって足り、明白性の要件は不要と解するのが相当である。

3 原子炉設置許可処分の無効要件としての違法（瑕疵）の重大性

□ 原子炉設置許可処分の段階における安全審査の究極の目的は、平常運転時はもとより、事故時においても、原子炉内の放射性物質の有する潜在的危険性を顕在化させないことの確認にあるということができる。したがって、安全審査の瑕疵によって、この確認（原子炉内の放射性物質の潜在的危険性を顕在化させないことの確認）に不備、誤認などの瑕疵が生じたとすれば、その瑕疵は、安全審査の根幹にかかるものであるから、原子炉設置許可処分を無効とならしめる重大な違法事由と認めることができる。

□ 原子炉施設内の放射性物質は、核燃料の保管場所を除外すると、いずれも原子炉容器及びこれを格納する原子炉格納容器の内部に存在する。放射性物質の潜在的危険性が顕在化するというのは、この原子炉格納容器内に閉じ込められていた放射性物質が周辺環境に放出されることをいうものと解されるが、そのような事態が生じるのは、原子炉本体又はその容器の工学的設計に不備があるか、若しくは、何らかの要因（外乱）によって原子炉に異常な事象や事故が発生した場合が想定される。

したがって、かかる事態の発生防止、抑制、安全保護対策に関する事項の安全審査に瑕疵があり、その結果として、そのような事態の発生の具体的

危険性を否定できないときは、安全審査の根幹を揺るがすものであるから、原子炉設置許可処分を無効ならしめる重大な違法（瑕疵）があるというべきである。

第3 主張立証責任 (省略)

第2章 各 論

第1節 本件申請者の技術的能力（争点2の□）

第1 技術的能力に対する安全審査

原子力安全委員会は、本件申請者は、本件原子炉施設の建設、運転に当たって、十分な要員を確保していると共に、業務を適確に遂行するに十分な人的、組織的体制を準備しており、本件許可申請は規制法24条1項3号の技術的能力に係る基準要件に適合していると判断した。

第2 当裁判所の判断

控訴人らは、技術的能力の審査は多角的、総合的見地から行うべきなのに、原子力安全委員会が審査の対象を本件申請者の組織の要員や技術者の資格等という形式的な人的要素に限定しているのは、不合理であると主張する。

しかし、規制法の趣旨に照らせば、規制法24条1項3号の技術的能力に係る基準は、申請者が当該原子炉を安全に設置、運転するに足りる技術的能力を客観的に具備していることを要件にしているものと解される。そして、かかる客観的な技術的能力の有無は、当該申請者のこれまでの実績、組織・要員の実態、技術者の人数とその専門分野などの面から判断されるべきものである。伊方最高裁判決も、申請者の技術的能力の審査を多角的、総合的に行うことを求めているとは認められない。そうすると、原子力委員会が、同項3号の技術的能力に係る基準適合性を、専ら本件申請者の実績及びその人的、組織的要因の

観点から判断したことは相当であり、何ら不合理ではない。

第2節 立地条件及び耐震設計（争点2の□）

第1 立地条件及び耐震設計に関する審査基準

（省略）

第2 本件原子炉施設の立地条件及び耐震設計に関する安全審査の内容

（省略）

第3 当裁判所の判断

1 強震動予測の手法を採用しない耐震設計審査指針の合理性の有無

控訴人らが主張するように、最近では強い地震動の予測評価については、強震動予測手法によるべきとの意見は有力であり、政府機関である地震調査研究推進本部においても、この手法を用いた検討、評価がなされていることを認めることができる。しかし、同本部が公表した糸魚川－静岡報告書に照らしても、強震動予測手法は、まだ不確定な部分が多く、ようやく試算をする程度のごく初期的な研究段階にあるに過ぎない。したがって、強震動予測手法は、現在の科学水準に照らし、地震動予測評価の方法として確立された知見とまではいうことができない。したがって、耐震設計審査指針が強震動予測の手法を採用していないからといって、直ちにこれを不合理であるとはいえない。

2 経験式（松田式、金井式及び大崎の方法）の合理性の有無

控訴人らは、本件安全審査に使用された経験式（松田式、金井式及び大崎の方法）が不合理、不正確と主張するが、現在のところ、地震のマグニチュードを予測する方法として、松田式よりも合理的かつ信頼性のある計算式又は手法が確立されているとは認められない。金井式や大崎の方法が地震動評価の経験式として不合理とはいえないことは、原判決の判示するとおりである。

3 本件原子炉施設敷地直下における断層の存在の可能性

控訴人らは、本件原子炉施設の敷地の直下には、断層が存在する可能性があ

る旨主張するが、控訴人らが指摘する岩石の条線、鏡肌及び破碎帯の存在は、断層の存在を認めるに足りるものではない。

4 白木-丹生リニアメントの活断層の可能性

控訴人らは、本件安全審査においては、本件原子炉施設の敷地の近くを走行する白木-丹生リニアメントを断層として考慮し、そこで生じる地震を想定すべき旨を主張するが、本件安全審査において、白木-丹生リニアメントを活断層ではないと判断したことには合理的根拠があり、控訴人らの主張は採用できない。

5 巨大震源断層面の存在と複数活断層の同時活動の可能性

活断層が存在すれば、その直下に震源断層面の存在を想定すべきとの控訴人らの主張は、理解することができるが、近傍に複数の活断層があれば、当然にそれらを跨ぐ巨大な震源断層面を想定すべきであるとの主張は、合理的根拠を欠くものである。

控訴人らが主張する活断層の連続性は、いずれもこれを認めることができない。

控訴人らの主張する複数の活断層が同時に活動する可能性については、地震が人間の直接観察することができない地下深部の自然現象であるから、傾斜、方向などを異にし、相互に関連性を欠く活断層であっても、その同時活動の可能性を絶対的に否定することはできないけれども、これまでの経験、研究の結果からは、それぞれの活断層の位置、形状、地質構造、発生起源、連続性などの調査を尽くせば、関連性が認められない活断層の同時活動の可能性は、極めて小さいと一般的には考えられていることが認められる。

6 直下地震に関する耐震設計審査指針の不合理性

控訴人らは、耐震設計審査指針が基準地震動 S_2 を想定するに当たり考慮する直下地震の震度をマグニチュード6.5としていることが不合理であると主張するが、基準地震動 S_2 自体が様々な見地から検討を加え、最も影響の大きいも

のを想定する条件のもとに設定された地震であり、耐震設計審査指針は、それに加えて更に無条件に直下地震を考慮することを求めていることを考慮すると、原子力安全委員会が専門技術的裁量に基づいてその地震規模をM6.5としたことは、必ずしも不合理であるとは認められない。

7 鉛直地震力に関する耐震設計審査指針の不合理性

耐震設計審査指針が、「設計用最強地震及び設計用限界地震による地震力」の算定方法について、鉛直方向の地震力を水平地震力（最大加速度振幅）の2分の1としていること、及び鉛直地震力について動的解析を求めていることは、原子炉施設の構造等に照らし、不合理とは認められない。

8 超高層建築物の規制要件を満たさない耐震設計の不合理性

本件原子炉建物が、現在の超高層建物に適用される建築基準法等の定める要件を満たしていないとの控訴人らの主張は、原子炉建物に要求される立地条件や建物の構造などを無視したものであり、採用の限りでない。

9 総括

以上に検討したところによれば、立地条件及び耐震設計に関する控訴人らの主張は、すべて理由がない。

第3節 2次冷却材漏えい事故（主要な争点2の□）

第1 ナトリウムの性質（冷却材としての長所及び短所）等

（省略）

第2 本件許可申請書及びその添付書類八、十の記載事項等

（省略）

第3 2次冷却材（ナトリウム）漏えい事故の安全審査

（省略）

第4 本件許可処分後における2次冷却材漏えい事故の解析数値の変更

（省略）

- 第5 本件ナトリウム漏えい事故（2次冷却材漏えい事故）の発生
（省略）
- 第6 本件ナトリウム漏えい事故の原因等について
（省略）
- 第7 本件申請者が事故後に行った燃焼実験（燃焼事件Ⅰ及び燃焼実験Ⅱ）とその
解析
（省略）
- 第8 科学技術庁の腐食機構等についての見解
（省略）
- 第9 原子力安全委員会（事故調査ワーキンググループ）の事故解析及び見解
（省略）
- 第〇 本件ナトリウム漏えい事故後に本件申請者が発表した本件原子炉施設の改
善策
（省略）
- 第〇 床ライナの腐食機構に関する被控訴人の立場
（省略）
- 第〇 当裁判所の判断
- 1 2次主冷却系設備の機能と意義
- 〇 2次主冷却系設備は、通常運転時に炉心で発生した熱を吸収した1次冷却材から中間熱交換器を介して熱の伝達を受け、この熱をもって蒸気発生器において水を蒸気に変換するための設備である。また、運転停止時には、炉心で発生する崩壊熱を1次冷却材から受け取り、これを補助系冷却設備の空気冷却器から大気に放出する役割も持っている。この2次主冷却系設備で熱の伝達を担うのが2次冷却材で、その成分は1次冷却材と同じくナトリウムである。
- 〇 2次主冷却系設備が上記のような機能と役割を有していることから、2次

冷却材が漏えいするなどの事故により、2次主冷却系設備が機能不全に陥れば、炉心の熱を吸収した1次冷却材は、その熱を放出することができず、沸騰して冷却能力を失い、原子炉が溶融、暴走するなどの重大事故に発展する危険性がある。また、2次主冷却系設備の配置される建物は鉄筋コンクリート造りであり、その周囲の雰囲気は空気であるから、2次冷却材が配管から漏えいすると、空気と接触して高熱燃焼するのは勿論、場合によってはコンクリートと接触する危険性があり、それによって生ずる建物や各系統設備に対する圧力上昇と熱的影響も無視できない。

本件原子炉施設において、冷却設備が1次、2次の各主冷却系ともA、B、Cの3つのループに分かれ、系統分離が図られているのは、1つのループの機能不全が他のループの冷却能力に影響を与えないためである。

2 「2次冷却材漏えい事故」に対する本件安全審査

(省略)

3 本件ナトリウム漏えい事故とその後の燃焼実験によって判明した事実

本件ナトリウム漏えい事故並びに燃焼実験Ⅰ、Ⅱによって判明した事実の第1は、ナトリウムとコンクリートとの接触を防止するため敷設されている鋼製の床ライナがナトリウムによって損傷、減肉し、条件如何によっては、厚さ6ミリメートルの床ライナに貫通孔(穴)が生じ、ナトリウムとコンクリートが直接接触する場合がありますということである。

第2の事実は、ナトリウムが漏えいした場合の床ライナの温度が、本件申請者が設計基準事故である「2次冷却材漏えい事故」で想定していた温度よりも遙かに高いということである。すなわち、本件申請者が想定した配管室の床ライナの最高温度は約460℃(変更前約410℃)、過熱器室の床ライナの最高温度は約520℃(変更前450℃)で、いずれも床ライナの設計温度530℃(変更前500℃)以下にとどまるというものであったが、本件ナトリウム漏えい事故の配管室の床ライナの温度は最高で750℃と推定され、燃焼実

験Ⅰの受け皿は740ないし770℃で推移し、燃焼実験Ⅱの床ライナは、概ね800ないし850℃で推移していたうえ、貫通孔が発生した付近では、一時的に1000℃を超える温度が記録されている。また、建物コンクリートの温度も、本件申請者が想定した最高温度は約130℃（変更前約120℃）であるのに対し、本件ナトリウム漏えい事故のコンクリートの受熱温度は最高で450℃、燃焼実験Ⅱでは490℃となっている。

4 本件安全審査の過誤、欠落

□ 床ライナの腐食について

ア 本件ナトリウム漏えい事故において床ライナに減肉損傷が起こり、燃焼実験Ⅱにおいて床ライナに貫通孔が生じたのは、いずれも腐食によるものであるが、前者はナトリウム・鉄複合酸化型腐食であり、後者は熔融塩型腐食であると考えられている。

イ ところで、上記のような高温のナトリウムと鉄の腐食機構の知見を、本件申請者及び本件安全審査に携わった関係者が本件ナトリウム漏えい事故が発生するまで有していなかったことは、被控訴人の自認するところである（なお、この知見が問題意識があれば本件許可申請当時でも知り得た知見であることは、原子力安全委員会の事故調査ワーキンググループの指摘しているところである。）。そして、本件申請者及び安全審査の関係者は、漏えいしたナトリウムが床ライナ全面に広がり、プール燃焼を起こしても、床ライナの材質である鋼の融点は約1500℃であるのに対し、ナトリウムの沸点が約880℃であるので、ナトリウムの燃焼に伴う床ライナの温度上昇がナトリウムの沸点を超えることはなく、床ライナの健全性は維持されると考えていたことが認められる。したがって、本件原子炉施設の設計において、床ライナを含む2次主冷却施設に腐食を考慮した対策が盛り込まれていないことは当然である。そうだとすれば、2次冷却材漏えい事故の安全審査に過誤、欠落があったと認められる。

□ 熱的影響について

ア ナトリウムが漏えいした場合の床ライナの温度は、本件申請者が想定していた温度よりも遙かに高いものであり、本件申請者が設定した設計温度と比較しても、これを200℃以上も上回るものであった。

イ このような相違が生じたのは、本件申請者が内圧上昇及び床ライナの熱的膨張が最大になるのは、床全面にナトリウムが広がった状態でのプール燃焼の場合と考え、ナトリウムの中小規模漏えいの場合のスプレイ燃焼のことを考慮していなかったからであり、このことは、証拠上明らかである。そのみならず、証拠によれば、従来の解析コードに改良を加え、スプレイ燃焼とプール燃焼を同時に計算できる解析コードを用いて、本件申請者が想定した大規模漏えいによってプール燃焼が生じた場合の床ライナの最高温度を計算したところ、配管室では約620℃、過熱器室では約750℃となり、本件申請者の想定した温度（変更後のもの）の約460℃（配管室）、約520℃（過熱器室）を大幅に上回っていることが認められ、本件申請者の解析結果が不正確なものであったことは否定しようがなく、これを看過した本件安全審査は、その評価、判断に過誤・欠落があったことは明らかである。

□ 安全審査の対象とならないとの被控訴人の主張について

ア 床ライナの腐食について

2次冷却材漏えい事故に関し、漏えいナトリウムと建物コンクリートの直接接触の防止を図ることが本件原子炉施設の基本的設計の安全性に係る事項であること、そして、本件においては鋼製の床ライナの敷設によってそれを実現する設計であることは、被控訴人もこれを認めるところである。

しかし、ナトリウムの酸化物によって床ライナが腐食する場合のあることが明らかになった以上、もはや床ライナの敷設によって無条件にナトリウムとコンクリートとの直接接触を防止できる保障はなくなったといわな

なければならない。本件安全審査においては、審査担当者が腐食の知見を有していなかったことから、腐食を考慮した審査をしていないけれども、もしその知見を有していたならば、当然、漏えいしたナトリウムの燃焼継続時間、床ライナの板厚の程度及び腐食の減肉速度などが審査された筈である。けだし、そうでなければ、ナトリウムとコンクリートの直接接触の防止という基本設計事項の安全性の確認ができないからである。被控訴人は、腐食を考慮した床ライナの板厚の程度などは、具体的設計段階の問題であると主張するが、本件申請者及び安全審査の関係者は誰も腐食の知見を有していなかったのであるから、具体的設計の当否を審査する設計及び工事の方法の認可の段階で、腐食を考慮した具体的な設計がされるとは、到底期待することができない。被控訴人の主張が是認できるのは、床ライナの腐食機構が十分に解明されてそれが周知の事実となり、原子力安全委員会の審査を受けるまでもなく、実務的な見地から腐食対策を適切に講じた設計が可能となってからのことである。

イ 床ライナの温度について

2次冷却材漏えい事故における熱的影響を評価する意義は、冷却系がA、B、Cの3系統（ループ）に分離され、相互に影響しないように設計されている本件原子炉施設につき、1つの冷却系統の事故の熱的影響が他の系統の冷却設備に及ばないことを確認することにあると認められる。したがって、事故ループの雰囲気温度の上昇に伴って上昇する内圧により隣接ループを区画する壁コンクリートに損傷が生じないことを確認することが、熱的影響を評価する上で最も重要なことであるという被控訴人の主張は、それなりに理解することができる。

しかし、事故ループの雰囲気温度は床ライナの温度と無関係ではない。しかも、熱的影響で注目しなければならない点がある。それは床ライナの熱的膨張である。すなわち、床ライナが漏えいナトリウムの発熱、

燃焼により高温になれば、床ライナは当然膨張するが、その膨張率が大きければ、壁コンクリートと干渉し、床ライナが折曲して破損するなどの可能性がある。床ライナが破損するなどすれば、その破損箇所からナトリウムが下部の床コンクリートに流入してこれと接触し、ナトリウム-コンクリート反応が生じ、発熱反応、水素の発生による内圧の上昇が生ずるだけでなく、床コンクリートの強度の劣化が進む事態を招くことになる。

このような点に鑑みれば、床ライナの膨張率を左右する床ライナの温度は、極めて重要な審査事項であり、被控訴人が主張するような「念のために確認した」程度で済まされるものではない。したがって、2次冷却材漏えい事故において、床ライナの最高温度が何度であるかは、原子炉設置許可の段階の安全審査の対象となるべき事項といわなければならない。

5 本件安全審査の過誤、欠落の重大性（看過し難いものであるか否か）

□ 当裁判所の見解

本件安全審査は、ナトリウムと鉄との腐食機構の知見を欠いていたため、床ライナの健全性の評価を誤り、また、ナトリウム-水反応、ナトリウム火災の解析が不十分であったため、床ライナの加熱による最高温度の評価を誤るという結果を招いてしまった。このような瑕疵ある安全審査では、「2次冷却材漏えい事故」の事故拡大防止対策が万全であることが確認されたといえないことは明らかである。安全審査で評価の対象となる「事故」（設計基準事故）は、「発生頻度は小さいが、発生した場合は原子炉施設からの放射能の放出の可能性があるため、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象」として位置づけられているのであるから、その事故拡大防止対策が万全であると確認されなければ、もはやその原子炉施設は安全とは評価できないものというべきである。

したがって、このような設計基準事故としての「2次冷却材漏えい事故」に対する本件安全審査の過誤、欠落は、決して軽微なものではなく、看過し

難い重大な瑕疵というべきである。

□ 被控訴人の主張

(省略)

□ 被控訴人の主張に対する判断

ア 事故防止対策における2次冷却系床ライナの位置づけについて

(省略)

イ 腐食と本件安全審査について

本件ナトリウム漏えい事故後に本件申請者が新たにしたナトリウム燃焼の解析の結果をもってしても、本件原子炉施設の床ライナの健全性が確認されたとは認められず、腐食の知見を欠いた本件安全審査の過誤、欠落が「看過し難い」ものではないということとはできない。

ウ 漏えいナトリウムと本件安全審査

この点に関する被控訴人の主張、すなわち、本件申請者が想定した床ライナの上昇温度は、内圧上昇を最大にする条件下のものであり、本件安全審査は、その場合の床ライナの温度が設計温度を下回ることを念のため確認したに過ぎない、との主張は、本件安全審査の不備を正当化できるものではない。

エ 結び

設計基準事故である「2次冷却材漏えい事故」の評価に関する本件安全審査の過誤、欠落が「看過し難い」ほどに重大ではないという被控訴人の主張は、採用することができない。

6 本件許可処分 of 違法，無効

□ 本件許可処分 of 違法

弁論の全趣旨によれば、内閣総理大臣は、科学技術庁及び原子力安全委員会の本件安全審査に依拠して、本件許可処分を行ったと認められる。そして、本件安全審査には、「2次冷却材漏えい事故」の評価に関し、その調査審議

及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があったのであるから、本件許可処分は、違法というべきである。

□ 本件許可処分の無効

本節においてこれまで検討した本件安全審査の過誤、欠落の内容は、設計基準事故である「2次冷却材漏えい事故」の評価に関する事項である。具体的には、床ライナの健全性（腐食の可能性）と床ライナの温度上昇（熱的影響）に関する安全評価の過誤、欠落である。この安全評価の不備のもたらす危険性は、ナトリウム燃焼、ナトリウム-水反応及びナトリウム-コンクリート反応によって生じるかも知れない2次主冷却系の全冷却能力の喪失である。そして、2次主冷却系のすべてが機能不全に陥れば、1次主冷却系も冷却能力を失って炉心溶融が生じ、そうなれば出力は暴走し、放射性物質の外部環境への放散の可能性は高度の確率をもって覚悟しなければならない。

問題は、3系統に分離独立している2次主冷却系の冷却設備のすべてが同時に機能不全に陥ることの具体的可能性の有無である。その危険を顕在化させるものとして、最も重視すべきものはナトリウム-コンクリート反応である。このことは、本件原子炉施設において、ナトリウムとコンクリートとの直接接触を防止するため鋼製の床ライナを敷設していることから明らかである。ナトリウム-コンクリート反応が生じた場合、ナトリウム燃焼、水素の発生、コンクリートの強度の劣化などが生じることは、既に述べたところであり、極めて危険な事態となることは明らかである。もっとも、燃焼実験Ⅱで見られたようなごく小規模なものは別として、ナトリウムとコンクリートが本格的に接触した場合に発生する具体的事象がどのようなものとなるのかは、水素爆発の有無とその規模なども含め、本件全証拠によっても必ずしも明らかでないが、少なくとも被控訴人は、ナトリウムの漏えいにより1つのループの配管室又は過熱器室で本格的なナトリウム-コンクリート反応が生じて、他のループの冷却能力に影響はなく、系統分離が維持されるとは

主張していない。そうだとすれば、2次主冷却系の1ループで本格的なナトリウム-コンクリート反応が起これば、その被害は他のループにも及び、系統分離が破壊される高度の蓋然性を否定できないと認めるべきである。そして、本件原子炉施設の現状設備では、床ライナの腐食や温度上昇に対する対策を欠いているため、漏えいナトリウムとコンクリートの直接接触が確実に防止できる保障のないことは、既に繰り返し述べたところである。

以上によれば、「2次冷却材漏えい事故」の評価に関する本件安全審査の調査審議及び判断の過程には看過し難い過誤、欠落があると認められ、その結果、本件安全審査（安全確認）に瑕疵（不備、誤認）が生じたことによつて、本件原子炉施設においては、原子炉格納容器内の放射性物質の外部環境への放出の具体的危険性を否定することができないというべきである。

そうすると、本件許可処分は無効であつて、これをいう控訴人らの主張は理由がある。

第4節 蒸気発生器伝熱管破損事故（主要な争点2の□）

第1 本件原子炉施設の蒸気発生器関連設備の概要

（省略）

第2 「評価の考え方」における蒸気発生器伝熱管破損事故の位置付け

（省略）

第3 本件許可申請書添付書類八、十の記載事項

（省略）

第4 「蒸気発生器伝熱管破損事故」の安全審査

（省略）

第5 蒸気発生器伝熱管破損事故の影響と伝熱管破損伝播の機序

1 蒸気発生器伝熱管破損事故の影響

原子炉出力運転中に蒸気発生器伝熱管破損事故が生じると、高圧の伝熱管が

ら水又は蒸気が蒸気発生器内のナトリウム側に噴出（漏えい）し、激しいナトリウム－水反応を起して、1000℃を超える高熱（反応熱）及び水素ガスが発生する。水・蒸気の漏えいの規模が大きくなると、衝撃圧（初期スパイク圧）が生じ、その後も発生する水素ガスによる圧力上昇（準定常圧）を招く。漏えいが中小規模であった場合でも、後記2のとおりその影響が隣接する伝熱管に及び、それらの伝熱管も破断する危険性があることから、結果として、水・蒸気の大規模漏えいに繋がる可能性がある。

この蒸気発生器伝熱管破損事故による圧力上昇によって危惧されることは、事故が生じた蒸気発生器（蒸発器又は過熱器）はもとより、当該ループの健全な蒸気発生器（蒸発器又は過熱器）、2次主冷却系機器・配管、及び中間熱交換器等の設備が損傷を受ける可能性があることである。特に、水素ガス（気体）の混入した2次系冷却ナトリウムが中間熱交換器の障壁を破って1次冷却系に流入すれば、本件原子炉の炉心中心領域ではナトリウムボイド反応度が正であるから、水素が炉心を通過することにより出力が急激に上昇し、炉心が出力暴走を起こす危険がある。

2 水（蒸気）漏えいの規模と伝熱管破損伝播の機序（メカニズム）

蒸気発生器の伝熱管は、蒸気発生器（円筒形）の胴部を満たすナトリウムの中に浸されている状態にあるが、1本の伝熱管が破損すると、その影響が隣接する他の伝熱管に及び、その伝熱管も破損する可能性がある。その具体的影響は、水・蒸気の漏えい規模、すなわちリーク率（単位時間当たりの水・蒸気の漏えい量）によって異なってくる。

3 ウェステージ型破損と高温ラブチャ型破損について

□ ナトリウム－水反応の結果、高温で腐食性を有する苛性ソーダ（NaOH）の反応ジェット（リークジェット、噴出流）が形成され、苛性ソーダの化学的腐食作用とジェット流により損耗作用（削り取る機械的作用）との相乗効果によって、隣接伝熱管が損耗、減肉する現象を「ウェステージ（損

耗)現象」という。そして、ウェステージ現象によって隣接伝熱管が破損することを「ウェステージ型破損」という。

- これに対して、ナトリウム-水反応によって生じる高温の反応熱のために伝熱管壁が過熱されて、隣接伝熱管の機械的強度が低下し、隣接伝熱管が内部の圧力によって急速に膨れて破裂する現象のことを「高温ラプチャ(破裂)現象」という。そして、高温ラプチャ現象によって隣接伝熱管が破損することを「高温ラプチャ型破損」という。この高温ラプチャ現象は、水(蒸気)の漏えい規模(リーク率)が毎秒1キログラム程度を超えるようになると発生する可能性がある

- ウェステージ型破損と高温ラプチャ型破損の双方とも、他の伝熱管へと拡大する(伝播する)可能性がある。

そして、一般に、ウェステージ型破損よりも、高温ラプチャ型破損の方が、短時間に多数の伝熱管を破損させるおそれが高いとされる。

第6 蒸気発生器伝熱管破損事故に関して本件申請者が行った実験

(省略)

第7 イギリスの高速増殖原型炉PFRにおいて発生した蒸気発生器伝熱管破損事故(高温ラプチャ)

(省略)

第8 本件変更許可申請書に対する原子力安全・保安院の指導等

(省略)

第9 当裁判所の判断

1 本件原子炉施設の蒸気発生器の特徴等と技術的課題

- 本件原子炉施設の蒸気発生器の特徴等

液体金属冷却高速増殖炉である本件原子炉の冷却材が水と激しく反応するナトリウム(液体金属)であることから、本件原子炉施設においては、放射能を帯びた1次系冷却材ナトリウムと水とが直接熱交換することを避け、1

次冷却系と水・蒸気系との間に中間熱輸送系（中間冷却系）として、非放射性の2次冷却系が設けられている。しかし、2次冷却材もナトリウムである以上、蒸気発生器において、ナトリウムと水との間で、熱交換が行われることには変わりがない。すなわち、伝熱管の壁1つを隔てて、ナトリウムと水・蒸気とが併存しながら熱交換を行うのである。この点において、水と水との間で熱交換が行われる軽水炉の蒸気発生器と根本的な相違がある。

蒸気発生器の伝熱管に損傷が生じ、伝熱管から水・蒸気が漏えい（リーク）すれば、それが大量のナトリウムの中に直接噴出するのであるから、激しい反応熱や水素ガスが発生し、深刻な事態を招くことは容易に想像することができる。

我が国においては、蒸気発生器が設置された高速増殖炉としては、本件原子炉が最初であり、稼働実績は全くなく、未知の分野のあることは避けられない。それだけにその安全性の評価については、慎重かつ保守的な審査が必要である。

□ 蒸気発生器の技術的課題

高速増殖炉の蒸気発生器の特徴等が上記のようなものである以上、事故防止対策として肝要なことは、伝熱管から水・蒸気が漏えいしない設計施工が確保されることである。このためには、伝熱管が高温高圧に耐え、腐食に強く、強度も堅牢強固であることが要求される。

しかしながら、蒸気発生器は、熱交換をすることを目的としているものである。したがって、高速増殖炉の場合に限らず、発電施設の蒸気発生器は、熱交換が最も効率的に行われるように設計されるのは当然である。そのために蒸気発生器は、一般的には、長い細管（伝熱管）を多数束ね、これを1つの容器に納める構造となっている。そして、伝熱管の肉厚を薄くすることが熱伝達効率を高めることになるのは、いうまでもないことである。

かくして、高速増殖炉の蒸気発生器伝熱管は、設計上、深刻なジレンマ

(矛盾)を抱えざるを得ない。これに加え、軽水炉の蒸気発生器の使用温度は最高で約320℃とされているのに対し、本件原子炉施設の2次冷却材の最高使用温度は、蒸発器において490℃、過熱器で525℃であり、本件原子炉施設の蒸気発生器伝熱管は、軽水炉のそれよりはるかに高い温度に曝されている。また、伝熱管から水・蒸気がナトリウム側に漏えいすれば、その周辺の最高温度は1000℃を超える高温となり、極めて過酷な条件に置かれることとなる。こうしたことから、高速増殖炉の蒸気発生器の設計・施工には技術的困難が伴うことが窺われる。

2 本件安全審査における高温ラプチャの審査の有無

被控訴人は、「内閣総理大臣は、仮に、本件原子炉施設の蒸気発生器伝熱管が破損するとしても、高温ラプチャは生じ得ず、本件安全審査における蒸気発生器伝熱管破損事故に係る安全評価において高温ラプチャを考慮する必要はないと判断した。」と主張する。しかし、本件申請者が、本件許可申請当時、蒸気発生器伝熱管破損事故における破損伝播としては、ウェステージ型破損のみを考慮し、高温ラプチャが生ずるとは想定していなかったことが明らかであり、審査機関である科学技術庁及び原子力安全委員会も、本件申請者がした解析を単に是認したにとどまり、高温ラプチャによる破損伝播が生じるかも知れないとの観点から、本件安全審査を行ったと認めることはできない。

そうすると、本件安全審査においては、蒸気発生器伝熱管破損事故の安全評価につき、高温ラプチャによる伝熱管の伝播破損の可能性の調査審議及び判断を欠落したものというべきである。

3 本件原子炉施設の蒸気発生器における高温ラプチャ発生の可能性

□ 判断の前提

(省略)

□ 被控訴人が高温ラプチャが生じないとする論拠

控訴人らは、イギリスのPFR事故、SWAT-3試験及びドイツのイン

ターアトム社の実験などを例に、本件原子炉施設の蒸気発生器においても高温ラプチャが生じる具体的危険性があると主張するのに対し、被控訴人は、本件原子炉施設の蒸気発生器ではその可能性はないと主張する。

被控訴人の主張によれば、被控訴人が本件原子炉施設の蒸気発生器では高温ラプチャが生じないとする主要な論拠は2つある。1つは、伝熱管破損事故が起これば、早期に水漏えいを検出するシステムが整っていること、もう1つは、水漏えいを検知すれば、直ちに水・蒸気の急速ブローなどの事故拡大防止のための適切な操作が行われることである。

□ 被控訴人の論拠1（水漏えいの検出システム）に対する判断

ア 被控訴人の主張

伝熱管が破損して水・蒸気の漏えいがあれば、蒸気発生器のナトリウム側に水素ガスの発生とそれによる圧力の上昇が生じる。そこで、本件原子炉施設の蒸気発生器では、水漏えい検出設備として、水素計、カバーガス圧力計及び圧力開放板開放検出器を設け、伝熱管からの水漏えいを早期に検出するシステムを整えている。

イ 被控訴人の主張に対する判断

□ 水素計について

本件原子炉施設の2次主冷却系設備にはナトリウム中水素計が設置されているとはいっても、水漏えい率が毎秒0.1グラムを少し上回る程度から毎秒1000グラム（1キログラム）までの場合の広範囲にわたって、水漏えいを検知する前に伝熱管の破損伝播が始まる可能性があり、その意味で、ナトリウム中水素計は、水漏えいの早期検出には必ずしも有効ではないと認められる（特に、微小漏えいが比較的早くに小・中規模漏えいに拡大した場合には、不安がある。）。そうすると、本件原子炉施設においても、ナトリウム中水素計の水漏えいの検出が遅れ、伝熱管破損の伝播（拡大）に繋がる可能性を否定することはできない。

□ カバーガス圧力計及び圧力開放板開放検出器について

- 原子力安全・保安院は、平成13年12月11日、本件申請者に対し、本件申請者が本件ナトリウム漏えい事故の発生を受けて行った安全性総点検における伝熱管破損に伴う高温ラプチャの可能性についての検討結果によれば、カバーガス圧力計での初期水リークの検出による場合は、高温ラプチャが発生する判断基準を下まわる結果となっているものの、圧力開放板検出器での検出による場合、高温ラプチャが発生する判断基準を上まわる結果と評価されたとして、本件変更許可申請書の補正を指導し、本件申請者もこれに従っているところである。

以上のことは、要するに、圧力上昇の検出が遅い圧力開放板開放検出器を基準とすれば、高温ラプチャの発生を防止できないということであり、この点において、被控訴人の主張は根拠を失ったものというべきである。

- 原子力安全・保安院は、カバーガス圧力計を基準にすれば、高温ラプチャの発生前に水漏えいを検出できるとしているが、カバーガス圧力計の検出でも、高温ラプチャ発生までの時間的余裕は非常に小さいものであることからすると、水漏えい検知システムとして万全とは到底認め難い。しかも、カバーガス圧力計が過熱器に設置されているかどうかは定かではないが、仮に設置されているとしても、過熱器においては、カバーガス圧力計による水漏えい検出機能は期待されていないから、過熱器での小規模を超える水漏えいの検出は、圧力開放板開放検出器に頼らざるを得ないところ、圧力開放板開放検出器によるのでは、高温ラプチャの発生を防止できないことは上記のとおりである。
- 以上の認定判断によれば、本件原子炉施設の蒸気発生器では、伝熱管破損事故が起こっても早期に水漏えいを検出するシステムが整っているから高温ラプチャは生じないという被控訴人の主張は、これを是認する

ことができない。

□ 被控訴人の論拠 2（水・蒸気の急速ブローなどの対応策）に対する判断

ア 被控訴人の主張

高温ラプチャ型破損は、水の漏えいを早期に検出し、急速に水・蒸気を外部に逃がすことにより、伝熱管内を冷却しながら圧力を急速に低下させることができれば、その発生を回避することが可能である。

本件原子炉施設においては、伝熱管からの水・蒸気の漏えいが検出されれば、急速ブロー及び給水の停止によりナトリウム－水反応を抑制し、伝熱管内の圧力を低下させる対策が施されているのであるから、高温ラプチャが生じることはない。

イ 被控訴人の主張に対する判断

本件許可申請書によれば、被控訴人が主張するように、本件原子炉施設の蒸気発生器においては、伝熱管からの水漏えいを検出器が検知し、その検出器などから所定の信号が発せられれば、蒸気発生器内の水・蒸気側のしゃ断、内部保有水・蒸気の急速なブロー、2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ等のプラント停止操作が自動的に行われる設計であることが認められる。高温ラプチャ発生メカニズム（機序）に照らせば、プラント停止に伴い伝熱管内の水・蒸気の急速ブローが行われることは、伝熱管内部の圧力を急速に低下させるとともに、水・蒸気の流動により伝熱管の冷却も維持できるから、設計どおりの操作が無事に進めば、高温ラプチャの発生を抑止効果を相当程度期待することができ、当裁判所としても、そのことを認めるに吝かでない。

しかしながら、本件原子炉施設の蒸気発生器における高速ブローなどの対策は、水・蒸気の漏えい検出速度とその確実性如何にもよるが、高温ラプチャを防止するうえでその抑止効果を相当期待することはできるものの、ドイツのインターアトム社の破損伝播実験の結果等からしても絶対的な効

果までは期待することはできず、被控訴人のこの点に関する主張は採用することができない。

□ 「単一故障」の仮定の是非

被控訴人の主張する高温ラプチャ防止対策は必ずしも万全なものとはいえず、高温ラプチャ発生の可能性を否定することはできないが、その対策の前提となる機器、すなわち、水漏えい検出器又は水・蒸気の急速ブロー操作機器のいずれかに故障が発生すれば、蒸気発生器伝熱管破損事故時における高温ラプチャの発生はほとんど避け難いものとなる。

ところで、「安全評価審査指針」は、「事故」（設計基準事故）の解析に当たって考慮すべき事項として、「想定された事象に加え、作動を要求される安全系の機能別に結果を最も厳しくする単一故障を仮定しなければならない。」と定めている。

しかるところ、本件の「蒸気発生器伝熱管破損事故」については、その解析条件を見ても、「単一故障」と目すべき故障が仮定されているとは認められない。これは、由々しきことである。けだし、具体的な審査基準である

「安全評価審査指針」が設計基準事故の解析に当たって仮定することを義務付けている「単一故障」が仮定されていないにもかかわらず、本件安全審査においてこの点を看過し、本件申請者のした事故解析を妥当と判断したことは、そのこと自体が既に本件安全審査の調査審議及び判断の過程に過誤、欠落があることを示すものであるからである。この点は、本件の直接の争点にはなっていないけれども、本件安全審査全体の信頼を損ねる重大な事実といわなければならない。

このように「蒸気発生器伝熱管破損事故」については、「単一故障」が仮定されているとは認められないが、もし同事故につき、結果を最も厳しくする単一故障を仮定するとすれば、急速ブロー系機器の故障を仮定することが合理的であり、かつ、解析の結果が最も厳しくなると解される。

□ まとめ

以上のとおり、高温ラプチャ防止対策の観点から見た本件原子炉施設の設備は、水漏えい検出設備の検出速度とその精度は不十分であって万全とはいえず、急速ブロー系設備にも高温ラプチャ防止の絶対的効果を期待することができないことが明らかである。そうだとすれば、本件原子炉施設において、蒸気発生器伝熱管破損事故が生じれば、伝熱管の高温ラプチャ型破損の発生の可能性を否定することはできない。

また、本件申請者が本件の「蒸気発生器伝熱管破損事故」の解析で仮定しなかった「単一故障」として、急速ブロー系機器の故障を仮定し、蒸気発生器伝熱管破損事故時において水・蒸気の急速ブローに失敗したことを想定すれば、高温ラプチャの発生は、ほぼ避けられないといえることができる。

4 本件安全審査の瑕疵の重大性（「看過し難い過誤，欠落」の有無）

□ 「蒸気発生器伝熱管破損事故」に関する本件安全審査の過誤，欠落の内容

本件許可申請書において選定された「蒸気発生器伝熱管破損事故」の解析条件は、伝熱管1本が瞬時両端完全破断し、それによる破損伝播に基づく2次リークを含めた水漏えい量は伝熱管4本の両端完全破断相当と設定されており、破損伝播の形態は、ウェステージ型破損が想定され、高温ラプチャ型破損は、考慮の対象とされていない。

また、原子力安全委員会は、本件安全審査において、設計基準事故である上記「蒸気発生器伝熱管破損事故」の安全評価につき、本件申請者がした解析結果を妥当と判断したが、そこにおいては、高温ラプチャによる破損伝播の可能性を審査しなかったこと、しかし、本件原子炉施設の蒸気発生器では、高温ラプチャ発生の可能性を排除できないことは、既に認定したとおりである。

したがって、「蒸気発生器伝熱管破損事故」に関する本件安全審査には、過誤，欠落があることは明らかである。

- 本件安全審査の過誤，欠落の重大性（看過し難いものであるか否か）

蒸気発生器伝熱管破損事故における破損伝播による2次漏えい（リーク）を考える場合，その結果の重大性は，高温ラプチャの方がウェステージよりも遙かに深刻である。

「評価の考え方」及び「安全評価審査指針」が設計基準事故の安全評価を求めているのは，事故拡大防止の観点から原子炉施設の基本設計の安全性を確認するためである。そして，設計基準事故の安全評価は，原子炉施設の基本設計の安全性の確認のうえで重要な意義を有するものであるところ，その安全審査における原子力安全委員会の調査審議及び判断の過程に，上記のような深刻な事故に繋がりにかねない事項についての過誤，欠落があったのであるから，その過誤，欠落は看過し難い重大なものというべきである。

5 本件許可処分 of 違法，無効

- 本件許可処分 of 違法

弁論の全趣旨によれば，内閣総理大臣は，科学技術庁及び原子力安全委員会の本件安全審査に依拠して，本件許可処分を行ったと認められる。そして，本件安全審査には，「蒸気発生器伝熱管破損事故」の安全評価に関し，その調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤，欠落があったのであるから，本件許可処分は，違法というべきである。

- 本件許可処分 of 無効

蒸気発生器伝熱管破損事故が炉心に直接的な影響を及ぼす可能性があるのは，中間熱交換器が2次主冷却系の圧力上昇によって破損した場合である。

蒸気発生器伝熱管破損により水素ガス（気体）の混入した2次冷却材ナトリウムが，その圧力上昇により中間熱交換器の伝熱管壁を破って1次主冷却系に流入して炉心に至れば，本件原子炉（高速増殖炉）の炉心中心領域ではナトリウムボイド反応度が正であるから，出力の異常な上昇と制御不能を招き，炉心崩壊を起こす恐れがある。

また、水素ガスの通過によって出力の過度な上昇を招くことがないとしても、中間熱交換器が破損した場合、最初の段階では、圧力の低い1次冷却材ナトリウムが2次冷却系配管に流入することはないが、時間の経過によって双方の冷却系の圧力が同圧となって平衡となれば、放射能によって汚染された1次冷却材ナトリウムが事故ループの2次冷却系に流入することも充分考えられるところである。

以上によれば、「蒸気発生器伝熱管破損事故」の評価に関する本件安全審査の調査審議及び判断の過程には看過し難い過誤、欠落があると認められ、その結果、本件安全審査（安全確認）に瑕疵（不備，誤認）が生じたことによって、本件原子炉施設においては、原子炉格納容器内の放射性物質の外部環境への放出の具体的危険性を否定できないというべきである。

そうすると、本件許可処分は、この点からも無効であって、これをいう控訴人の主張は理由がある。

第5節 炉心崩壊事故（主要な争点2の□）

第1 本件原子炉の構造

（省略）

第2 原子炉における核分裂反応

（省略）

第3 炉心崩壊事故

1 炉心崩壊事故の意義

炉心崩壊とは、炉心にある燃料棒の配列、形状あるいは相（固体、液体、気体）が正常な状態から逸脱して崩壊することをいう。炉心崩壊は、冷却不足等による炉心溶融、核的爆発や地震等による炉心の機械的破壊等によって生じる。そして、このような炉心崩壊をもたらす事故を炉心崩壊事故という。炉心崩壊事故は、学問の分野では、仮想的炉心崩壊事故（Hypothetical Core Dis-

ruptive Accident)として研究の対象とされており、一般には、英語の頭文字をとって、「HCDA」と呼ばれている。

2 HCDA (仮想的炉心崩壊事故) の内容

□ HCDAの代表的起因事象

HCDAを起こす代表的事象としては、流量喪失時反応度抑制機能喪失事象(ULOF)と過出力時反応度抑制機能喪失事象(UTOP)とがある。

流量喪失時反応度抑制機能喪失事象(ULOF)とは、炉心を流れる冷却材の流量が一挙に減少した時に、制御棒の挿入の失敗が同時に起こるとする事象である。

過出力時反応度抑制機能喪失事象(UTOP)とは、制御棒が連続的に引き抜かれることにより、炉心に異常な反応度が投入された場合に、原子炉の自動停止が働かないとする事象である。

これまでの研究の成果によれば、ULOFとUTOPとでは、ULOFのほうが事故推移及び放出エネルギーの大きさににおいてUTOPを上回ることが明らかにされている。したがって、UTOPは、ULOFに包絡され、一般的には、HCDAといえば、ULOF事象で代表されると考えられている。

□ ULOFを起因事象とするHCDAの事故推移

(省略)

□ HCDAにおいて想定される過程

HCDAにおいては、起因過程、遷移過程、機械的炉心崩壊過程、炉心膨張過程、耐衝撃応答過程などが想定されている。

第4 「評価の考え方」が定めるいわゆる「5項事象」と本件申請者が選定した事象

1 「評価の考え方」が定めるいわゆる「5項事象」

□ 液体金属冷却高速増殖炉(LMFBR)に適用される「評価の考え方」は、

いわゆる設計基準事象（「運転時の異常な過渡的変化」と「事故」）の代表的事象を選定して評価を行うべきことを定めているが、それに止まらず、「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象について、LMFBRの運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることの確認を求めている。

□ 上記の「『事故』より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象」とは、「Ⅱ. LMFBRの安全評価について」の□項に記載されているので、「5項事象」とも呼ばれているが、軽水炉に適用される「安全評価審査指針」には定めはなく、液体金属冷却高速増殖炉のみに評価が求められる事象である。

2 本件申請者が選定した5項事象

(省略)

第5 本件許可申請書の添付書類十の記載事項（反応度抑制機能喪失事象に関する記載事項）

(省略)

第6 反応度抑制機能喪失事象の安全審査

(省略)

第7 外国で起こった炉心溶融ないし炉心崩壊事故

(省略)

第8 当裁判所の判断

1 炉心崩壊事故に対する安全審査の在り方

前記第7において、外国において発生した炉心崩壊事故の概要を見てきたが、このうち最も重大かつ深刻な事故はチェルノブイリ事故である。この事故は、原子炉の炉心が崩壊した場合の危険性と悲惨さを如実に物語っている。

もとより、事故を起こしたチェルノブイリ4号炉は、黒鉛減速・軽水冷却・

沸騰水型原子炉で、その電気出力も100万キロワット（熱出力320万キロワット）であり、本件原子炉とは、その炉型の種類、構造及び出力規模などを異にするものであって、チェルノブイリ事故と同じような炉心崩壊事故が本件原子炉において生じるとたやすく速断することは相当でない。

しかし、本件原子炉は、研究開発段階の高速増殖炉であり、未解明な分野が少なくなく、しかも、炉心中心領域においては正のボイド反応度を持ち、出力密度も高い炉心特性を有しており、十分な安全対策が必要である。

本件申請者は、炉心崩壊事故（反応度抑制機能喪失事象）を本件原子炉では「技術的には起こるとは考えられない事象」として捉え、発生頻度は無視し得るほど極めて低いと位置付けている。しかし、運転実績に乏しい研究開発段階の本件原子炉の炉心崩壊事故をそのように評価することには疑問がある。また、たとえ設計上の理論ではそうであっても、炉心を構成する燃料、機器、装置の品質管理が不十分であったり（本件ナトリウム漏えい事故は、配管に挿入されていた温度計の品質管理に不備があったことが直接の原因であることを想起すべきである。）、若しくは、工事の施工に瑕疵があったりすれば、設計上予想もしない事故が発生する可能性は否定できないのであり、このことは当然想定していなければならないことである。

したがって、5項事象として選定された炉心崩壊事故（反応度抑制機能喪失事象）は、決して空想の出来事としてではなく、現実に起こり得る事象としてその安全評価がされなければならない。そして、その事象の発生は重大な結果を招くのであるから、炉心崩壊の際に生じる核エネルギーの大きさがどの程度のものであって、本件原子炉容器及び原子炉格納容器がそのエネルギーの荷重（衝撃）にどこまで耐えられるかの評価は、特に重要である。

- 2 本件申請者がした反応度抑制機能喪失事象の機械的エネルギーの解析
（省略）
- 3 アメリカ、ドイツにおけるHCDAの機械的エネルギーの評価について

(省略)

4 本件原子炉の炉心崩壊事故における有効仕事量（機械的エネルギー）についての当事者双方の主張の要旨とこれに対する当裁判所の考え方

□ 控訴人らの主張の要旨

(省略)

□ 被控訴人の主張の要旨

(省略)

□ 当裁判所の考え方

ア 炉心崩壊事故を原子炉施設を使って実際に模擬実験することが事実上不可能であることは、当事者双方もこれを認めるところである。したがって、炉心崩壊の際の機械的エネルギー（有効仕事量）を具体的に予測しようとするれば、コンピュータシミュレーションによる解析に依らざるを得ないことは明らかである。しかし、その場合においては、信頼するに足る計算（解析）コードの存在と適切な解析条件の設定が不可欠である。他方、これまで海外及び日本で行われたHCD Aに関する模擬実験は、控訴人らが指摘するような部分的現象についての小規模なものしか行われておらず、実験に基づくデータは限られており、それを含めて解析の基礎となるデータには一定の幅をもってしか確定できない部分が少なからず存在している。したがって、どのようなモデルを対象にどのコードを使っていかなるパラメータのもとに解析を行うのが妥当なのかの判断、並びにパラメータを異にする複数の解析結果のうちどの解析結果を設計上の基準として採用するのが妥当なのかの判断は、決して容易なことではなく、それを的確にするには、高度な原子物理学の知識、経験はもとより、これに加えて熱流体力学などの関係する分野の幅広い科学的、専門技術的知見、見識を必要とし、そこには知識、経験等に裏付けられた総合的見地に基づく一定の裁量を認めなければならない。

イ 規制法 24 条の規定の趣旨に照らせば、上記の適正な判断は、科学の各分野の専門的な学識経験者から構成される原子力安全委員会に期待されていることは明らかである。それ故に、原子力安全委員会が慎重な調査審議を経て、その科学的、専門技術的裁量に基づき、本件申請者のした解析を妥当と判断したのであれば、それが不合理なものでない限り、司法機関である裁判所は、それを尊重すべきである。

5 反応度抑制機能喪失事象についての本件安全審査の不備及び信頼性

□ 反応度抑制機能喪失事象における機械的エネルギーの解析評価の不備

ア 科学技術庁及び原子力安全委員会は、本件安全審査において、5 項事象である 1 次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象における炉心損傷後の最大有効仕事量を約 380 MJ とした本件申請者の解析を妥当と判断した。

ところで、本件申請者が行った解析の中には、380 MJ を上回るケース（最大で 992 MJ）が複数含まれていたところ、科学技術庁には本件申請者がした解析のうち解析条件を異にした複数の解析結果が報告されたが、380 MJ を上回る解析結果のものは報告されていない。審査機関である科学技術庁及び原子力安全委員会は、申請者が提出する資料に基づいて解析の評価をするだけで、自らが独自に解析をして申請者のした解析の妥当性を検証することはしないから、本件安全審査においては、1 次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象における炉心損傷後の最大有効仕事量の解析評価は、380 MJ を上限ケースとする解析結果を基にして行われたことが認められる。

被控訴人は、992 MJ の解析結果のケースは、実験データに基づいたものではなく、単に計算コードの感度解析を目的としたものであり、これを考慮する必要はないと主張するが、992 MJ というのは、アメリカ、ドイツの規制当局が高速増殖炉に要求した設計基準と比較しても、決して

異常な数値ではない。

機械的エネルギー（有効仕事量）の上限を評価するうえで、992MJのケースを考慮する必要性の有無は、本来、原子力安全委員会が判断すべきことであり、これを含む380MJ以上の解析結果が出たケースを本件申請者が審査機関に報告しなかったことは遺憾なことである。いずれにしても、本件安全審査は、十分な資料をもとに機械的エネルギーの上限ケースを評価したということとはできない。

イ 以上のように、本件申請者は、380MJ以上の解析結果の出たケースを審査機関に報告しなかったが、それでも、解析条件を異にする複数の解析ケースは審査機関に報告されている。そして、本件申請者の解析した大半のケースは、起因過程では即発臨界に至ることなく緩慢に推移し、次の遷移過程に移行することが予測されるものであった。しかし、本件許可申請書では起因過程における即発臨界を想定し、その場合の機械的エネルギーを解析コードによって計算しているが、遷移過程に移行した場合の即発臨界の発生の有無は、本件申請当時、遷移過程の事象推移を直接シミュレーションする評価技術が十分には確立されていなかったこともあって、少なくとも本件許可申請時までは、本件申請者において解析されていなかった。

しかるに、そのころは既に遷移過程の事象推移と再臨界に伴う機械的エネルギー発生の可能性の重要性は認識されていたにもかかわらず、本件安全審査において、遷移過程の事象推移などが評価された形跡は一切認められない。そうすると、原子力安全委員会は、この点の評価をしなかったと認めるほかはない。しかし、原子力安全委員会は、規制法24条1項4号の「当該申請に係る原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害の防止上支障がないものであること」を審査する機関であり、炉心崩壊事故を構成する上記のよ

うな極めて重要な事象について判断を省略するなどということは、到底許されないことである。評価をする適切な解析コードのないという事情はあるにしても、そのこと故に遷移過程の事象推移などの評価をしないことが正当化されるものではない。科学的、専門技術的見地からの審査が期待されている原子力安全委員会としては、たとえ適切な解析コードがなくとも、海外の評価例やこれまで実験によって得られた知識、データなどを斟酌して、少なくとも、遷移過程において再臨界が生じた場合の機械的エネルギーの上限をどの程度まで評価しておくのが安全上妥当であるかを判断すべき責務があるというべきである。

この点において、本件安全審査の1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象における炉心損傷後の機械的エネルギーの評価には、欠落があるといわなければならない。

ウ　ところで、原子力安全委員会が本件許可申請当時既に重要と認識されていた遷移過程の事象推移と再臨界に伴う機械的エネルギー発生の可能性について評価をしなかったことは、その審査が本件許可申請書の記載事項に限られていたことを裏付けるものである。しかし、このことは、本件安全審査の不十分性を示すものであり、その審査の姿勢から、起因過程の即発臨界後の機械的エネルギーの上限が約380MJであることを妥当とした判断についても、果たしてそれが審査機関としての独自の立場から慎重かつ十分な検討に基づく結果なのかという疑念を抱かせるものである。そこで記録を検討すると、本件安全審査には、反応度抑制機能喪失事象の評価以外にも、次の□のとおり、その信頼性を疑わせる幾つかの事実のあることが認められる。

□　本件安全審査全体の信頼性を疑わせる事実

ア　本件申請者がした解析に対する評価

□　本件の主要な争点に関する事項に限っても、本件申請者がした解析に

は、次の3つの事項に明らかな誤り又は不適切と認められる解析があった。

- 2次冷却材漏えい事故に関し、その熱的影響の解析に誤りがあった。
- 蒸気発生器の給水調節弁制御回路の制御定数の選定のための解析に、おいて、安定制御領域の範囲を過大に予測していた。
- 高温ラプチャ発生可能性検討の解析において、膜沸騰発生時の伝熱管の熱伝達率の減少を十分反映していなかった。
- このことからすると、本件許可申請書にある多数の解析の中にも、同様な誤り又は不適切な解析が少なからず存在すると考えられる。しかし、原子力安全委員会は、本件安全審査において、本件申請者のした解析に不備又は誤りがあるとして、その補正を求めたことは一度もない。

イ 蒸気発生器伝熱管破損事故における蒸気発生器、中間熱交換器などの耐圧評価

本件許可申請書においては、蒸気発生器伝熱管破損事故における初期スパイク圧力や準定常圧に対して、蒸気発生器や中間熱交換器の健全性が損なわれることはないとしている。しかし、本件申請者の計算した圧力上昇値がそれらの機器の最高使用圧力を上回るものであるにもかかわらず、原子力安全委員会は、設計耐圧などの根拠を示すことなく、これらの機器の健全性が損なわれることがないと判断した。このことは、誠に無責任であり、ほとんど審査の放棄といっても過言ではない。

ウ 設計基準事象における単一故障の評価

- 「安全評価審査指針」は、選定された設計基準事象（「運転時の異常な過渡変化」と「事故」）の解析に当たっては、想定された事象に加え、作動を要求される安全系の機能別に結果を最も厳しくする単一故障を仮定しなければならないと定めている。そして、蒸気発生器伝熱管事故に関して単一故障が仮定されているとは認められないことは、既に述べた

とおりである。

- しかしながら、本件許可申請書の添付書類十を検討すると、設計基準事象の解析につき、仮定する単一故障を明示していないのは、蒸気発生器伝熱管事故だけでなく、他に存在する。すなわち、本件申請者が選定した設計基準事象は、合計28事例（運転時の異常な過渡変化12事例、事故16事例）であるが、このうち、「単一故障」という用語を使用して故障の仮定を明示しているのは、15事例（運転時の異常な過渡変化7事例、事故8事例）に過ぎない。
- 設計基準事象の解析に単一故障が仮定されているかどうかは、本件において争点になっておらず、この点に関する当事者双方の主張はない。したがって、上記事例のうち「単一故障」の用語が使用されていないものについても、実質的には単一故障を仮定している可能性を否定できず、この点は、被控訴人の弁明のないまま軽率に結論を出すことは差し控えなければならない。しかし、そうであっても、蒸気発生器伝熱管破損事故については単一故障が仮定されているとは到底認め難く、また、その余の事例についても、解析条件のどこに実質的な単一故障が仮定されているのか、少なくとも一見して明らかでないうえに、解析条件その他を仔細に検討すると、実質的にも単一故障が仮定されていないと疑われる事例が少なからず存在する。さらに、たとえ実質的な単一故障が仮定されているとしても、本件申請者は、何故にそれを「単一故障」と明示しなかったのかという疑問を払拭することはできない。
- ところで、本件安全審査は、本件申請者が選定した設計基準事象の解析を上記の単一故障の仮定を明記していない事例13件を含めてすべて妥当と判断した。科学技術庁の作成した安全審査書案は、設計基準事象の「解析に当たっては、作動が要求される安全系の機能別に結果を最も厳しくする単一故障が仮定されている。」としているが、個別的な事例

の検討の個所で、具体的な単一故障の内容に言及しているのは、単一故障が明記されている1次冷却材漏えい事故に関してだけである。また、原子力安全委員会の内閣総理大臣に対する答申では、単に設計基準事象の単一故障の仮定の妥当性を確認したと述べるに過ぎない。しかし、これでは、本件安全審査において、「単一故障」と明示されていない事例につき何を単一故障の仮定と認めたのかは全く知ることができない。

以上のことからすると、本件安全審査は、設計基準事象の解析の評価において、単一故障の仮定の有無を真実検討したのかについて重大な疑念を抱かざるを得ない。

エ 以上の認定判断によれば、本件安全審査において、本件申請者がした各種解析につき、その妥当性が十分に検証、検討されたと認めるには疑問がある。また、本件許可申請書には、蒸気発生器伝熱管破損事故時における中間熱交換器などの機器の健全性が損なわれない根拠、並びに設計基準事象の解析における単一故障の仮定の有無などについて看過し難い不備があるにもかかわらず、審査機関がその補正を求めた形跡は全く認められず、むしろ、本件許可申請書の記述を無批判に受け入れた疑いを払拭することができない。

6 本件安全審査の反応度抑制機能喪失事象の機械的エネルギーの解析評価に対する判断

□ 原子力安全委員会は、本件安全審査において、1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象における炉心損傷後の最大有効仕事量（機械的エネルギーの上限値）を約380MJとした本件申請者の解析を妥当と判断した。

しかし、この判断は、同事象における起因過程での炉心損傷後の機械的エネルギーの上限値に関するもので、遷移過程における再臨界発生の機械的エネルギーの評価をも合わせて行った結果に基づくものではない。要するに、遷移過程における再臨界の際の機械的エネルギーの評価はされていないので

あり、この点において、本件安全審査の評価には欠落のあることが認められる。そして、この評価の欠落は、炉心崩壊事故という重大事故の評価に直接かかわるものであるから、看過し難いものというべきである。

また、起因過程における即発臨界の際の機械的エネルギー約380MJの解析評価の判断も、本件申請者がした解析結果の中には380MJを超えるケースがあることを知らずになされたものである。そして、上記5で認定した本件安全審査の在り方に照らせば、原子力安全委員会の上記判断は、規制法が期待するような科学的、専門技術的見地からの慎重な調査審議を尽くしたものと認めるには、余りにも大きな疑問がある。

したがって、当裁判所は、原子力安全委員会が1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象における起因過程での炉心損傷後の機械的エネルギーの上限値を380MJとする解析を妥当とした判断は、これを尊重するに足りる適正な判断と認めることはできない。

- 被控訴人は、本件申請者が行った最新の安全評価によれば、炉心損傷後の最大有効仕事量は、遷移過程の即発臨界（再臨界）の場合を含めても、110MJであることが確認されており、これによっても、炉心損傷後の最大有効仕事量を約380MJとする本件安全審査の評価が十分保守的であり、この数値が遷移過程を包絡するとの前提が合理的であったことが明らかであると主張するが、この解析結果は、規制法に定める原子力安全委員会の安全審査によってその妥当性が確認されたものではない。したがって、本件許可処分後に本件申請者がした上記解析をもって、本件安全審査の瑕疵を否定する根拠とすることはできない。

7 本件許可処分の違法、無効

- 本件許可処分の違法

本件許可処分は、この本件安全審査に依拠して行われたと認められるが、本件安全審査は、遷移過程における再臨界による機械的エネルギーの評価を

していない点において、その調査審議の過程に看過し難い欠落があったと認められ、また、約380MJを起因過程の最大有効仕事量として妥当と判断した点においても、それが適正な判断であったとは認められない。そうすると、かかる重大な瑕疵ある安全審査に依拠して行われた本件許可処分は、本件争点（炉心崩壊事故）において控訴人らが主張するその余の点を判断するまでもなく、違法というべきである。

□ 本件許可処分の無効

本節における本件許可処分の違法事由は、「評価の考え方」が定める5項事象である1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象における炉心損傷後の最大有効仕事量（機械的エネルギーの上限値）に関する安全審査の瑕疵である。この反応度抑制機能喪失事象は、炉心崩壊事故に直接かかわる事象であり、即発臨界に達した際に発生する機械的エネルギーの評価を誤れば、即発臨界によって原子炉容器及び原子炉格納容器が破損又は破壊され、原子炉容器内の放射性物質が外部環境に放散される具体的危険性を否定できないことは明らかである。したがって、本節における違法事由は、本件許可処分を無効ならしめるものというべきである。

よって、本件許可処分は、この点においても無効であり、控訴人らの主張は理由がある。

第3章 結 論

- 1 本件安全審査は、設計基準事故である「2次冷却材漏えい事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損事故」並びに5項事象である「反応度抑制機能喪失事象」の調査審議及びその判断の過程に看過し難い過誤、欠落があり、また、「反応度抑制機能喪失事象」の最大有効仕事量の解析評価に対する判断も適正を欠くものと認められ、その本件安全審査の瑕疵により、本件原子炉施設については、その原子炉格納容器内の放射性物質の外部環境への放散の具体的危険性を否定することがで

きず、かかる重大な瑕疵がある本件安全審査に依拠したと認められる本件許可処分は無効と判断すべきである。

- 2 ところで、本件申請者は、本件ナトリウム漏えい事故が発生したことを契機に本件変更許可申請を行っているところであり、この変更許可申請は、当裁判所が本件安全審査に瑕疵があると認めた上記「2次冷却材漏えい事故」と「蒸気発生器伝熱管破損事故」に関連するものである。しかし、本件変更許可申請に対する被控訴人の判断は、本件口頭弁論終結時までになされておらず、本件変更許可申請は、本件の結論に何らの影響を及ぼすものではない。しかも、本件において、本件許可処分を無効とする理由は、本件変更許可申請がその対象としていない「反応度抑制機能喪失事象」の本件安全審査の瑕疵もその事由としているのであるから、本件変更許可申請は、如何なる意味においても、本件の結論を左右するものではない。さらにいえば、本件変更許可申請がその対象とした事項は、本件において当裁判所が審査の瑕疵と認めた具体的事項を是正するに足るものではない。このことは、これまでの説示に照らし明らかである。要するに、本件原子炉施設の安全審査は、全面的なやり直しを必要としているというべきである。
- 3 以上の次第であるから、本件許可処分の無効確認を求める控訴人らの請求は理由があり、これを棄却した原判決は取消しを免れない。よって、原判決を取り消し、控訴人らの請求を認容することとして、主文のとおり判決する。