

(目次)

第1章 原子炉等規制法24条1項3,4号適合性の司法審査と当審の課題	1
第2章 もんじゅは極めて危険な高速増殖炉である	5
第1 炉心溶融・出力暴走から炉心崩壊事故に発展する可能性が高い	5
一 出力暴走・炉心崩壊事故	5
1 出力暴走はなぜ起こるか	5
2 高速増殖炉における出力暴走・炉心溶融から進展する炉心崩壊事故の特徴	5
二 軽水炉における最悪事故は「炉心溶融事故」	6
1 軽水炉の仕組み	6
2 炉心冷却失敗から炉心溶融へ	6
3 炉心溶融から炉心崩壊事故に進行しない理由	6
三 高速増殖炉における最悪事故は、出力暴走・炉心溶融から進展する「炉心崩壊事故」である	7
1 出力暴走・炉心溶融はなぜ起こりやすいか	7
2 出力が急上昇したらどうなるか(過出力 UTOPの場合)	8
3 炉心で冷却材ナトリウムが減少・喪失するとどうなるか(冷却材減少・喪失 ULOFの場合)	10
四 「炉心崩壊事故」は多量の放射性物質を環境に流出させる	11
五 炉心崩壊事故がもんじゅで起こった場合の住民被害の甚大さ	12
第2 本件安全審査は、炉心崩壊事故に正当な位置付けを与えなかった	16
一 安全審査は、遷移過程における再臨界による出力暴走・炉心崩壊事故を対象としなかった	16
1 実験炉「常陽」の安全審査における爆発的破壊力の評価	16
2 「もんじゅ」の安全審査における起因過程における爆発的破壊力評価	16
3 遷移過程における再臨界=即発臨界を考慮しない安全審査	17
二 災害を過小評価する理由=安全評価手法の未確立	18
1 出力暴走事故と炉心溶融事故は現実に行っている	18
2 事故原因の解明はなされているか	20
3 実験の僅少さと保守的仮定の欠如	21
三 安全審査における炉心崩壊事故の位置付けの不当性	21
第3 ナトリウムの危険性およびナトリウムに起因する事故・現象の把握の困難性	

-----	22
一 本件ナトリウム事故に関連して -----	22
1 ナトリウムの化学的性質と冷却材としての不適當性 -----	22
2 もんじゅと常陽の相違 -----	22
3 本件ナトリウム事故 -----	24
二 蒸気発生器と高温ラブチャ現象の持つ危険性 -----	25
第4 研究開発段階の炉については詳細な安全審査が必要である -----	26
一 軽水炉に対する安全審査ともんじゅに対する安全審査の決定的な違い -----	26
1 もんじゅの安全審査における，軽水炉に対する「安全設計審査指針」と「安全評価指針」の位置付け -----	26
2 「軽水炉」と「増殖炉」の決定的違い -----	26
二 運転実績も実験実績も僅少である -----	27
1 設置許可申請時の増殖炉の運転実績 -----	27
2 増殖炉の実験実績 -----	27
三 軽水炉には存在しない，もんじゅ固有の「安全性にかかわる事項」 -----	28
四 研究開発段階における原子炉については詳細な安全審査が必要である -----	28
第3章 安全審査に重大な過誤欠落のある場合に裁判所が取るべき措置	
-----	30
第1 原子炉設置許可処分無効確認訴訟と司法統制のあり方 -----	30
一 炉規制法24条1項3(技術能力),4号違反の重大違法論の本質と判断枠組 -----	30
1 争点は炉規制法24条1項3号(技術的能力),4号適合性の司法判断如何 -----	30
2 炉規制法24条1項3号(技術的能力),4号の意義と枠組に関する伊方判決判示 ---	30
3 原子炉の潜在的危険と24条1項3号(技術能力),4号違反の重大違法論の本質 ---	30
4 判断枠組は「原子炉災害が万が一にも起こらないものであること」の司法判断	
-----	33
二 原子力安全委員会の判断権限の根拠と,狭い裁量論である「専門技術的裁量」	
-----	33
1 炉規制法24条2項における原子力安全委員会の位置付と職務 -----	33
2 原子力安全委員会の専門技術的裁量権限に関する伊方判決判示 -----	33
3 専門技術的裁量の根拠は安全審査の専門技術性にあり狭い裁量であること ---	34
三 法規適合性判断における原子力安全委員会等の安全審査の具体的判断枠組 -----	35
1 炉規制法24条1項3,4号への適合性判断における安全委員会審査の重要性 -----	35

2	「もんじゅ」における原子力安全委員会の安全審査の具体的枠組	36
(1)	本件安全審査における具体的審査基準	36
(2)	4号要件の審査における単一故障指針に基づく安全評価の方法	37
(イ)	炉規制法24条1項4号の要件審査における単一故障指針の約束事	37
(ロ)	「設計基準事象」(DBE)の想定と「単一故障」の仮定による具体的解析手法	38
(3)	「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づく事故評価の具体的方法	40
(イ)	「運転時の異常な過渡変化」「事故」の代表的事象の選定と安全評価	40
(ロ)	「事故」評価において安全性を確認するための判断基準	40
(ハ)	「炉心冷却能力の低下」をもたらす「事故」例としての「2次冷却材漏洩事故」	41
(ニ)	「2次冷却材漏洩事故対策」の評価における単一故障指針の適用	41
(ホ)	基本設計の安全性に係る事項は安全審査の対象であり、後続処分段階で変更できないこと	42
(ハ)	安全審査手続と炉規制法24条1項4号の要件適合性判断の条件	44
(4)	安全審査の専門技術性に関する伊方判決判示	44
四	原子炉等規制法24条1項4号の適合性に関する司法統制の具体的枠組	45
1	司法統制の具体的枠組に関する伊方判決判示	45
2	行政庁の決定権を尊重し、判断過程の瑕疵を指摘する司法統制枠組であること	45
(1)	安全審査の枠組に基礎付けられた司法統制の具体的枠組	45
(2)	行政庁の最終決定権の尊重と、司法による判断過程の瑕疵の指摘の意義	47
3	「看過し難い過誤欠落」は判断過程の瑕疵が安全審査の結論に影響を及ぼす具体的可能性のあることを指すこと	48
(1)	「司法統制」における違法事由としての「看過し難い過誤欠落」	48
(2)	「看過し難い」とは、文理上、安全審査判断に影響を及ぼす「具体的可能性」を指す	48
(3)	専門技術的裁量に適合した合理的解釈であること	49
(4)	判断に影響を及ぼす具体的可能性を違法事由とする判例理論に適合すること	50
(5)	「具体的可能性」は専門技術的裁量尊重の視点で解釈されるべきであること	51

4	判断過程の瑕疵の「看過し難さ」と、違法性の「重大さ」は次元が異なること	52
5	本件審理中に訴外動燃が「設置許可変更」を申請したことの重大性	52
6	基本設計の安全性が確認できない場合の影響予測は安全審査の対象外であり原発行政訴訟でも対象外であること	53
7	司法統制の具体的枠組に関する原判決判示と国の主張について	55
(1)	「看過し難い過誤欠落」を「行政庁による基本設計の安全性判断が否定されること」と解する国の主張について	55
(2)	控訴人の主張が「何らかの過誤欠落があれば違法になる」というものであるとする国の主張について	58
(3)	「判断過程の過誤欠落」を違法事由とすることは過度の手続的義務を負わせることになるとの国の主張について	58
(4)	「現在の科学技術水準に照らして」の判示は違法判断「処分時説」を採用したものでないとの国の主張について	59
(5)	安全性疑念論に関する国の主張について	60
五	原子炉等規制法24条1項3号(技術的能力),4号違反の無効事由と主張立証責任	62
1	原子炉等規制法24条1項3号(技術的能力),4号違反の無効事由	62
(1)	行政行為の無効は各行政行為の特質を踏まえて利益衡量で判断されること	62
(1)	出訴期間徒過における違法主張の可否の問題であること	62
(2)	無効の判断は利益衡量を基本とすること	62
(3)	明白性は必ずしも要件とはされていないこと	64
(2)	炉規制法24条1項3(技術的能力),4号違反の無効は法条の重要性が本質	65
(1)	炉規制法24条1項3(技術的能力),4号の重要性と違法の重大性	65
(2)	2次系床ライナは間接的対策であるとする国の主張について	67
(3)	重大知見の見落しの判明時に改めて処分の効力を争う機会を与えるべき	68
2	行政庁の事実上の立証の必要(客観的主張立証責任)は国にあること	69
六	原発無効確認訴訟における「具体的司法判断基準」	70
第2	重大な事項について安全審査が行われなかったこと	72
一	本件ナトリウム漏えい事故が明らかにしたもの	72
1	安全審査の過誤・欠落がもたらす重大な事態=結果の重大性	72
2	事故解析における本件ナトリウム事故の位置づけないし事故解析の目的	73
3	熱的影響の解析における安全委員会の審査過程の看過し難い過誤・欠落の存在	

とその具体的事情	75
4 熱的影響の解析における安全委員会の審査過程における重大な違法の存在と、その具体的事情	78
二 高温ラプチャについての安全審査の欠落がもたらす事態	81
1 高温ラプチャについての安全審査の欠落	81
2 最近の訴外動燃と被告国の対応は何を意味しているのか	83
3 高温ラプチャは何をもたらすか	91
三 地震についての新しい知見が明らかにしたもの	93
第3 手続的にも安全審査に違法性があった	96
一 原子力安全委員会における「二次審査」の問題点	96
二 東海臨界事故で暴露された安全規制の欠陥	99
三 もんじゅにおける安全審査の手続的違法性	99
第4章 もんじゅ安全審査における重大な過誤欠落	101
第1 「2次冷却材漏洩事故対策」の基本設計と重大な違法の存在	101
一 「高速増殖炉の安全評価の考え方」と「2次冷却材漏洩事故対策」の基本設計	101
1 安全設計基準の定め	101
2 安全評価基準の定め	101
3 設計基準事象である「2次冷却材漏洩事故」の対策の不可欠性	101
4 設計基準事象として想定された「2次冷却材漏洩事故」の事故経過	102
二 「2次冷却材漏洩事故対策」基本設計における「鋼製床ラインを敷く」との設計の意義	102
1 系統分離機能の重要性	102
2 訴外動燃による重大事態の想定	103
3 「安全評価の考え方」に抵触する重大事態	104
4 「床コンクリート上に鋼製ライナを張る」ことの重要性	104
5 設置許可申請書の安全評価（事故評価）	104
三 本件基本設計は「安全評価の考え方」「(3.2)」に違反し破綻していること	105
1 「もんじゅナトリウム漏洩火災事故」,「燃焼実験」,「コンピュータ解析」の重要性	105
2 原子炉設置許可申請書の誤り	106
3 「ナトリウム漏洩火災事故」,「燃焼実験」,「コンピュータ解析」の総合結果の重大性	107

4	「安全評価の考え方」(3.2) 違反による基本設計の破綻は明らか	109
5	床ライナ板厚の増大, ドレン時間の短縮化, 運転操作の改善可能性により基本設 の安全性は保持できるとする原判決判示と国主張について	109
(1)	原判決判示や国主張は不明確であること	109
(2)	「ドレン必要時間短縮化」は基本設計事項であり, 原基本設計の破綻を示すこと	111
(3)	「板厚」「ナトリウム漏洩継続時間」は基本設計の安全性に係る事項であり, 後続処分段階 での変更は許されないこと	111
(4)	基本設計の不備は後続処分段階の手当可能性で救済されないこと	112
(5)	原判決は司法統制の具体的枠組における伊方判決に違反すること	113
四	調査審議過程における過誤欠落の存在とその重大性	113
1	調査審議過程における看過し難い過誤欠落が存在することは明白であること	113
2	「溶融塩型腐食損傷」の知見に関する過誤欠落の存在と態様の重大さ	114
3	ナトリウム漏洩原因, 漏洩ナトリウム漏洩形態の過誤欠落の存在等とその態様の重大さ	115
五	国の主張について	116
1	総括的な反論	116
2	「事故防止対策における2次系のナトリウムの床ライナの位置づけ」	120
3	「本件安全審査後に得られた界面反応による腐食に係る知見と本件安全審査の合理 性」に対する反論	121
4	「界面反応による腐食に係る知見と本件安全審査の合理性」に対する反論	123
六	「本件2次冷却材漏洩事故対策」の破綻と原子炉設置許可処分の無効	126
第2	高温ラプチャを看過した安全審査の重大な違法の存在	130
一	蒸気発生器技術の困難性	130
1	蒸気発生器は高速増殖炉の最大のウイークポイントである	130
2	伝熱管の健全性についての検査技術の未確立	130
3	漏えい検知のための水素計技術も未確立で, 異常の早期発見は不可能	135
4	高速増殖炉蒸気発生器技術の困難性の前提となる事実	137
二	「高速増殖炉の安全評価の考え方」・原子炉設置許可申請書と基本設計の安全性に係 る事項の関係	140
1	「高速増殖炉の安全評価の考え方」における蒸気発生器伝熱管破断事故の評価指針	140
2	原子炉設置許可申請書における「安全設計方針」と想定事故の安全評価	141

3	科学技術庁の安全審査書における判断	144
4	設計基準事故の想定がウェステージ型破損であり，高温ラプチャ型破損が想定されていないこと	144
5	高温ラプチャ問題が設計基準事故の想定に係わるものであり，基本設計に係わる重大な安全審査事項であること	145
6	安全審査ではウェステージしか想定されていないことを原判決は認めていること	145
7	事故想定における保守性の検証が安全審査の最大の課題であったこと	146
三	もんじゅにおける蒸気発生器伝熱管破断事故発生の際に常に水流動があると想定することが保守的な仮定といえないこと	146
1	争点	146
2	必ず急速ブローが機能すると想定することは保守的な想定とは言えない	147
四	PFR事故は急速ブローがなかったために深刻な事故に発展したという動燃主張は証明されていないこと	149
1	動燃の主張	149
2	イギリスPFRの過熱器に設置されていなかったとされた急速ブローは，もともととは設備されており，有効でないという理由で外されていたこと	149
3	仮に急速ブローが設備されていても，事故の結果は大きくは異ならなかったと推定されていること	149
4	急速ブローがあれば大破断にいたらなかったという証明はされていないこと	150
5	原判決の論理はこじつけであること	151
五	RUN19の試験条件は保守的なものといえず，この実験によってもんじゅで高温ラプチャが発生しないと言うことはできないこと	152
1	控訴人の主張	152
2	裁判所の判断	152
3	判決は科学的に誤っている	153
4	動燃実験結果の公式報告書によって裏付けられた控訴人の主張	154
5	動燃報告書に現れた，さらに新たな事実	155
6	保守性がないことは明らか	155
7	動燃のRUN19の説明はPFR関係者の納得を得られなかったこと	156
六	水流動があっても安全とは言えないことを示すドイツ・インターアトム社実験	157

1	控訴人の指摘	157
2	原判決の認定	157
3	判決の論理的誤り	159
七	高温ラブチャは何をもたらすか。	159
1	看過し難い過誤欠落とは	159
2	蒸気発生器伝熱管大量破断事故の危険性	160
3	ナトリウム・水の爆発的反応によって中間熱交換器が破壊される危険性があること	160
4	二次冷却系機器，配管を損傷する危険性があること	161
5	中間熱交換機が破壊された場合，暴走事故につながる危険性があること	161
6	フェニックス炉中間熱交換器破損事故は一次系と二次系の境界が破られ，暴走事故に発展する危険性を現実のものとしたこと	161
7	蒸気発生器事故の結果の重大性	162
八	最後に	163
第2の2	蒸気発生器伝熱管破損事故に関する被控訴人国の主張に対する反論	164
一	はじめに	164
二	原判決の判示	165
三	原判決の誤りを指摘する控訴人の控訴理由の要約	165
1	設計基準事故の想定的前提がウェステージ型破損であり，高温ラブチャ型破損が想定されていないこと	165
2	高温ラブチャ問題が設計基準事故の想定に係わるものであり，基本設計に係わる重大な安全審査事項であること	166
3	安全審査ではウェステージしか想定されていないことを原判決は認めていること	166
4	事故想定における保守性の検証が安全審査の最大の課題であったこと	167
5	まとめ	168
四	原子力安全保安院の訴外動燃に対する指示・指導と動燃による補正	169
1	指示・指導内容	169
2	解析の基本的前提である，伝熱管の肉厚と沸騰現象について変更指示	170
3	訴外動燃による変更申請の補正	170
4	高温ラブチャが基本設計に関わる安全審査事項であることが明確となった	172
五	被控訴人国の高裁最終準備書面における主張	173
1	国による結論	173

2	高温ラプチャが発生する可能性について	173
3	解析条件の保守性に関する主張について	174
4	水流動の想定に関する主張について	174
5	蒸気発生器伝熱管破損事故の結果の重大性に関する主張について	174
6	控訴人の具体的設計に関する主張について	174
六	控訴人の国の新たな主張への反論	175
1	内閣総理大臣の判断など存在しない	175
2	安全審査の結論を先取りした国の主張は許されない	175
3	動燃の解析条件を前提としても、原設計のもんじゅでは2つのカバーガス圧力計 の内一台の故障を仮定すれば高温ラプチャ発生は避けられない	176
4	原設計の施設で高温ラプチャは起きないとする根拠は完全に崩れている	178
5	結果の重大性に関する主張について	182
6	具体的な設計に関する主張について	183
七	結論（無効判決しかあり得ない）	183
第2の3	もんじゅ蒸気発生器伝熱管破損事故に関する本件安全審査の違法性とその重 大性について - 平成14年4月17日付蒸気発生器伝熱管破損事故に関する被控訴人 国の釈明に対する反論	186
一	蒸気発生器技術のもつ根源的な困難性	186
二	大量の伝熱管破断をもたらす高温ラプチャ	186
三	国は高温ラプチャの危険性について何の判断もしていない	187
四	原設計での伝熱管破損機序としてはウェステージが想定されていた	188
五	高温ラプチャ問題は訴外動燃によって意図的に秘匿された	189
六	カバーガス圧力計の変更は蒸気発生器の基本設計の変更である	191
七	訴外動燃による設置変更許可申請	192
八	設置変更許可によって高温ラプチャが基本設計に関わる安全審査事項であることが 明確となった	194
九	変更許可申請は設置許可の看過し難い過誤欠落を示している。	195
一〇	原子炉等規制法の規制目的と違法の本質	196
一一	違法を巡る控訴人と訴外動燃の帰責事由	197
一二	結論	199
第3	耐震設計における審査基準の不合理性、耐震設計に対する審査の過誤、欠落	201
一	はじめに	201

二	地震とは	203
三	活断層とは	204
四	強震動予測	205
五	松田式，金井式，大崎の方法の不合理性	208
六	直下地震についての審査基準の不合理性，審査の過誤欠落	210
七	鉛直地震力	211
八	もんじゅ近傍で問題となる断層	213
1	敷地直下を走る震源断層面	213
2	甲楽城断層	214
3	その他の断層	214
4	強震動予測	215
八の2	建築基準法上の規制	215
1	はじめに	215
2	高さ60mを超える建築物の構造計算についての建築基準法の規定	216
3	建築基準法施行令の具体的適用方法	216
4	建築基準法から見た「もんじゅ」の耐震設計の不充分さ	218
八の3	建築基準法上の規制についての被控訴人の主張に対する反論	219
九	不合理な審査基準の適用，看過し難い過誤欠落による重大違法	222
一〇	念のため過去の知見に照らして	223
一一	安全余裕	225
一二	白木 丹生リニアメント	227
1	はじめに	227
2	被控訴人国が確認した露頭の位置	228
3	被控訴人国の言うリニアメントは一定した位置にはない	228
4	被控訴人国の言うリニアメントと「日本の活断層」の白木 丹生リニアメントは大きくずれている	229
5	断層変位地形	229
一三	本件敷地付近はアムールプレート東縁の変動帯における空白域	230
1	アムールプレート東縁の変動帯	230
2	日本海の成立とその後の圧縮の力の作用	230
3	空白域	230
一四	もんじゅの施設は鉛直方向の揺れに弱い構造となっている	231
一五	結論	232

一六	耐震設計についての被控訴人主張への反論	234
1	震源断層面の存在とその耐震設計上の位置付け	234
2	松田式について	235
3	強震動予測の方法について	237
第4	炉心崩壊事故を過小評価した安全審査の重大違法	238
一	なぜ炉心崩壊事故が問題となるか	238
1	炉心崩壊事故で考慮すべきこと	238
2	もんじゅの「原子炉停止系」は健全に作動するか	238
3	もんじゅの「冷却系」は健全に作動するか	239
4	格納容器は健全な「工学的安全設備」か	240
二	炉心崩壊事故を基準設計事故としない「審査基準の不合理性」	241
1	「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」の策定経緯	241
2	「事故」解析には保守的仮定が不可欠である	242
3	「技術的には起こるとは考えられない事象」解析には保守的仮定はいらなかった場合の矛盾	242
4	研究開発段階の原子炉の安全解析を行なう場合に、「保守的仮定」を置かないとすることは矛盾である	244
5	アメリカや西ドイツなどではより厳しい基準が置かれていた	244
6	事故解析に保守性・安全側の仮定をおかない不合理性	246
三	もんじゅの「1次主冷却系配管大口径破断事故」などでは、炉心崩壊事故に至る過程は想定されていない。	246
1	局所的燃料破損事象	246
2	1次冷却配管大口径破損事象	247
四	「ULOF事象」もんじゅケース解析について	247
1	「ULOF事象」とはどのようなものか	247
2	起因過程では燃料破損がどのように起こるかが問題である	248
3	遷移過程では炉心が沸騰・揺動するプールになり、再臨界が問題となる	249
4	機械的エネルギー変換・構造応答過程	251
5	事故後物質移動・崩壊熱除去過程では溶融燃料は原子炉容器を溶かして外部に漏出する	251
五	炉心崩壊事故研究には実験的検証が少ない	253
1	実験は部分的現象についてのみ行われた	253
2	燃料破損実験は少数本でかつ熱中性子によるものである	254

3	燃料棒が中心で破損したデータが存在した	254
4	破損口が30cmとなる恐れは存在する	255
5	溶融プール実験は茶筒の大きさの実験に過ぎない	256
6	燃料の沸騰実験は直径6センチメートルのるつぼで行われたのみ	257
7	ドップラー係数の実験は高温領域ではほとんどおこなわれていない	257
8	実験は僅少で、しかも今後行われる状況ではない	257
六	もんじゅ原子炉容器・格納容器が炉心崩壊事故に耐えられるとした原判決の重大な誤り	258
1	炉心崩壊事故の発生確率は低い	258
2	最大の爆発エネルギーを約380MJと過小評価	260
3	380MJでも原子炉容器や格納容器の破損は免れない	262
(1)	原子炉容器と格納容器	262
(2)	周辺環境中に流出する放射性物質の量	268
七	安全審査の過程における過誤欠落は看過し難い重大なものである	269
八	被控訴人最終準備書面・第10章・第3「控訴人らの主張に対する反論」に対する反論	270
1	安全評価についての審査との関係について	270
2	事故事象として位置付けるべきであるとの主張について	271
3	安全評価の解析条件について	272
4	1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象について	273
5	シビアアクシデントについて	274
第5	申請者には高速増殖炉に関する技術的能力は存在しない	275
一	技術的能力の有無を原子炉等規制法が原子炉設置許可の基準とした立法趣旨	275
二	技術的能力の審査の対象についての最高裁伊方判決の判示	275
三	技術的能力の審査対象を形式的な人的要素に一面的に限定し最高裁伊方判決に違背する原判決	276
四	原判決も訴外動燃に技術的能力が欠如していることを認めている	278
五	訴外動燃の技術的能力の欠如を認定しながら原子炉等規制法24条1項3号の要件の適合性を認めてしまった原判決	281
六	技術的能力に欠ける訴外動燃にもんじゅの設置・運転はまかせられない	282
七	結 論	283
八	被控訴人の技術的能力の適合性審査の主張に対する反論	284

1	被控訴人の最終準備書面における主張	284
2	技術的能力の審査対象についての控訴人らの反論	285
3	技術的能力の裁判所の判断時についての控訴人らの反論	287
第5章	結論	290
第1	我が国における高速増殖炉開発の終わりの始まり	290
一	高速増殖炉開発の経過	290
二	2000年12月策定の原子力利用長期計画ともんじゅ	291
三	2000年12月策定の原子力利用長期計画と高速増殖炉実証炉	293
四	まとめ	294
第2	世界の高速増殖炉開発は「停滞」でなく「停止」した	294
一	アメリカ	294
1	原子力発電所の新規発注なし	294
2	研究開発まで停止した高速増殖炉開発	295
二	ドイツ	295
1	ドイツのエネルギー構成，エネルギー政策	295
2	再処理工場とプルトニウム利用の放棄	296
3	再生可能エネルギーの買取の義務付け法	297
4	1994年，1998年原子力法改正	297
5	脱原子力政策の全面的な展開へ	298
三	フランス	299
1	スーパーフェニックスの閉鎖へ	299
2	重大事故相次ぐフェニックス原型炉	299
四	イギリス	301
1	民営化できなかった原子力発電	301
2	運転停止した原型炉	301
五	ヨーロッパ高速炉計画について	302
1	ヨーロッパ高速炉計画とは	302
2	立ち消えとなったヨーロッパ高速炉の開発	302
六	その他	302
七	結論	303
第3	国際的に孤立した日本の核燃料サイクル・プルトニウム利用政策	303
一	国際的動向から余りにもかけ離れた異常な政策選択	303

二	再処理計画の無謀	303
三	プルサーマル計画は頓挫している	304
四	孤立した技術体系は危険	304
五	訴外動燃の底知れない腐敗	305
六	プルトニウムリサイクルの斜陽化がもたらしたモラルハザード	306
第4	もんじゅ訴訟における重大な違法性の存在と施設の公益上の必要性について	306
一	不必要な施設，公益性のなくなった施設については重大な違法性の判断の基準は低くなる	306
二	原子力発電の必要性和安全性の関係に関する女川原発訴訟控訴審判決の判示	306
1	はじめに	306
2	環境リスクに関する判示	306
3	原子力発電所の必要性・経済性と危険性の兼ね合いについての判示	308
4	核燃料サイクルの破綻を認めた判示	308
5	請求の当否に関する判示について	310
三	公益性・必要性のない施設の違法性の判断の基準について	310
第5	「もんじゅ」の有益性に関する被控訴人主張の誤り	310
第6	まとめ	315
一	原判決取消，原子炉設置許可処分無効確認の判決を求める	315
二	貴裁判所が司法本来の役割をまっとうすることを切望する	318

別表（もんじゅ蒸気発生器に関する変更許可新旧対照表）

(凡例)

「動力炉・核燃料開発事業団」は、平成7年(1995年)12月8日に発生した2次系ナトリウム漏えい火災事故を契機に「核燃料サイクル開発機構」と名称が変更されたが、本書面では「訴外動燃」、「動燃」、「核燃料サイクル」等と略記する。

高速増殖炉「もんじゅ」にかかわる本件原子炉設置許可処分は昭和58年5月27日内閣総理大臣がした処分であり、その後、所管は経済産業大臣に変更されたため、被控訴人の正確な名称は「被控訴人経済産業大臣」であるが、本書面では「被控訴人国」とも略記する。

(本文)

第1章 原子炉等規制法24条1項3,4号適合性の司法審査と当審の課題

本件「もんじゅ」行政訴訟は、高速増殖炉の安全性を問うわが国ではじめての原発行政訴訟であると同時に、平成7年(1995年)12月8日に発生し、訴外動燃解体のきっかけとなった「2次系ナトリウム漏えい火災事故」と、これによって判明した「もんじゅ」の安全審査上の重大な誤りに対し、あるべき司法判断を下すという、国民、なかでも地元住民に対する重要な使命を担う訴訟である。

すなわち、後掲の最高裁伊方判決が指摘するように、原子炉は、その稼働によって内部に多量の人体に有害な放射性物質を発生させるものであるため、原子炉を設置しようとする者が原子炉の設置、運転につき所定の技術的能力を欠くとき、または、原子炉施設の安全性が確保されないときは当該原子炉施設の従業員や周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、周辺の環境を放射能によって汚染するなど、深刻な災害を引き起こすおそれがある。そこで、原子炉等規制法24条1項3号、4号は、「原子炉災害が万が一にも起こらないようにする」ために、原子炉設置許可の段階で、原子力安全委員会等に、原子炉を設置しようとする者の技術的能力、並びに、申請にかかる原子炉施設の位置、構造及び設備の安全性につき、科学的、専門技術的見地

から十分な安全審査を行わせることにしたのであり、したがって、上記安全審査は、本来、万が一にも、原子炉災害が起きることのないよう、その安全性を確保するものでなければならない（以上、最高裁伊方判決）。

とりわけ、本件「もんじゅ」は研究途上の高速増殖炉原型炉であるうえ、水や空気と爆発的に反応するナトリウムを冷却材として使用することから、その危険性が開発当初から懸念され、本件訴訟においても、最も重要な争点の1つとされてきた。

そればかりか、平成7年12月8日に現出した上記「2次系ナトリウム漏えい火災事故」と、これを契機として実施された実験及びコンピュータ解析の結果、「もんじゅ」に対する原子炉設置許可処分的前提とされた「ナトリウム漏えい火災事故」対策の基本設計によっては、重大事故に至る可能性が否定できないことが明らかになった。

そのため、本件訴訟は、上記「2次系ナトリウム漏えい火災事故」の発生と、それに伴う検討を受けて、高速増殖炉「もんじゅ」に関する原子力安全委員会等の安全審査、とりわけ「ナトリウム漏えい火災事故対策」に関する安全審査が、「原子炉等による災害が万が一にも起こらないようにする」という趣旨で設けられた原子炉等規制法24条1項4号の「原子炉施設の位置、構造及び設備が原子炉災害の防止上支障がないものであること」という要件に適合していたのか否かの問題について、改めて、厳密な司法審査を行うという、さらに重要な具体的使命を担うものとなった。

また、もんじゅ蒸気発生器の伝熱管破損事故において、高温ラプチャが発生するかどうかは、基本設計の安全性に係わる事項であり、安全審査前後のSWAT実験やイギリスPFR炉における事故などを総合すれば、その危険性が十分認められにもかかわらず、本件安全審査においては、そのような安全審査はなされておらず、許可処分後もこの点に関する安全審査機関の判断は示されていない。この裁判の終盤に至って、原子力安全保安院は、2001年12月11日に至って、「蒸気発生器計装の設置許可申請書への記載」について、訴外動燃に

対して指導した。その内容は、もんじゅについては、高温ラプチャについて安全審査が行われて来なかったこと、すくなくとも変更工事前のもんじゅは蒸気発生器伝熱管破損事故が発生した場合、高温ラプチャ現象が発生する可能性があったことを被控訴人国と訴外動燃が認めたものといえる。

次に、地震については、現在の地震学の発展によって、旧来の耐震設計の手法が一新されてしまったため、本件訴訟においては、これを踏まえた判断が必至となった。

さらに、もんじゅで最悪の事故と考えられている「炉心崩壊事故」が起こった場合、訴外動燃の計算によっても、原子炉容器や格納容器が破損して大量のナトリウムや放射性物質が環境中に放出されることが判明したばかりか、最も激しく再臨界を起こし放射性物質を飛散させる可能性のある事故形態については、安全審査の対象とされていないことも明らかとなった。

そして、最高裁伊方判決は、被告行政庁において、その判断が依拠した原子力安全委員会等の安全審査について、現在の科学水準に照らして、安全審査の調査審議において用いられた具体的審査基準が合理性を有すること、並びに、上記具体的審査基準に適合するとした原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落がないことを、相当の根拠、資料に基づいて主張、立証する必要があり、国が上記主張、立証を尽くさない場合には、上記判断に不合理な点があることが事実上推認され、これに基づく被告行政庁の設置許可処分は違法とされるという司法審査方式を呈示していることから、原判決においても、これに従った具体的な司法審査を行うことが期待されたところである。

ところが、原審福井地裁の第一審判決は、上記最高裁伊方判決に違反し、自らが原子力安全委員会になり代わって新知見に関する実体判断に踏み込んだうえ、あろうことか、訴外動燃さえ提案していない「改善措置案」を根拠に、本件設置許可処分を適法と判断してしまった。原判決が判例違反、法令解釈違反の違法を犯すものであることは明らかである。

上記原判決を前にして、地元福井県民をはじめとする多くの国民が、司法に対する深い失望と不信の念をあらわにしている。福井新聞は、「ナトリウム事故で高まった県民の不安は一顧だにされなかった。」判決は、立地が絶対安全だという国の保障で進められていた経緯を全く理解していない。」と批判し、朝日新聞は、「審理中に起きたナトリウム漏れ事故や死者まで出した茨城県東海村の臨界事故も司法判断に影響を与えなかったのだろうか。」判決は世間の安全意識と大きくずれているのではないかと批判したが、これらの意見は、最高裁伊方判決の示した、「安全審査の調査審議判断の過程に看過しがたい過誤欠落が明らかになった以上、原処分は違法であるとして、安全審査はやり直すべきである」とする考え方に照らしても理由のあるものである。原判決は法的には是認できないとともに、国民の司法に対する信頼を全く不当に失わせたという点でも、速やかに是正される必要がある。

その意味で、当審に課せられた課題は、原判決の判例違反等の明白な違法を速やかに是正し、改めて、本件原子炉設置許可処分の適法性を厳密に問い、あるべき司法判断を示すことを通して、原子力安全規制行政のあり方をただすとともに、国民の司法に対する信頼の回復を計ることにある。

貴裁判所、並びに、両訴訟当事者の責任は重大というべきである。

なお、本書面は、多くの自然科学者や行政法学者の方々から、各専門分野に関する文献を通して学び、あるいは、専門的、学術的なご意見をご教授頂くことを通して得た成果を、我々なりに吸収、整理し、まとめあげたものであることはいうまでもない。高速増殖炉や、その安全審査のあり方と、それをめぐる行政法理という、各分野の専門家の方々から教えを乞うことなしには遂行できない本件訴訟のテーマの特質に鑑み、直接、間接にご教授、ご協力頂いた学者の方々に対して深い感謝の気持ちを表すことをお許し頂いたうえで、以下、具体的論述に入りたい。

第2章 もんじゅは極めて危険な高速増殖炉である

第1 炉心溶融・出力暴走から炉心崩壊事故に発展する可能性が高い

一 出力暴走・炉心崩壊事故

1 出力暴走はなぜ起こるか

燃料棒の中に詰め込まれたプルトニウム²³⁹に中性子が衝突して核分裂が起こると、熱と2～3個の中性子が産み出され、あとに核分裂生成物（死の灰）が残る。

産まれた中性子はプルトニウム²³⁹に衝突して更に核分裂を起こす他に、燃料以外の物質に吸収されたり、炉心（原子炉の中で燃料が存在する部分）から外に漏れ出したりして消滅する。炉心の中で、産まれる中性子の数と消滅する中性子の数が同じであればバランスがとれて「臨界」を維持するが、何らかの原因でバランスが崩れて、発生する中性子の数の方が多くなれば核分裂数は増加し、出力は増大する。

核分裂の連鎖反応を人間の世代交代にたとえ、前の世代からの中性子数に対し、次の世代の中性子数が何倍になったか考える。倍率が「1」の時が臨界であり、「1」を超えると「臨界超過」または「反応度が正」であるという。反応度とは、倍率が「1」からどのくらいずれているかを示すものである。

正の反応度が投入されると、前の世代よりも次の世代の方が多くの核分裂を起こし、中性子が増え、出力はどんどん上昇する。この時に中性子の増加をとめることができないと出力暴走事故になる。

2 高速増殖炉における出力暴走・炉心溶融から進展する炉心崩壊事故の特徴

燃料から発生した熱は冷却材によって原子炉から取り出されるが、冷却材が炉心からなくなると燃料は過熱して溶けてしまう。

軽水炉では冷却材は水であり、配管が破断したりして炉心から冷却材が喪失する事故（いわゆる「LOCA = Lost of Coolant Accident）が起こると、炉心は空焚きとなり、溶融した燃料は次第に落下して鋼鉄製の原子炉容器の下にたまる。核分裂反応は収束するので、行なうべきことは溶融した燃料から発生する崩壊熱を除去することとなる。

ところが、高速増殖炉の場合には、冷却材がナトリウムであり、かつ、「炉心の特性」が軽水炉と違うので、燃料が破損してナトリウム中に噴出すると、ナトリウムが沸騰して核分裂反応が活発となって出力暴走し、即発臨界を起こして炉心が爆発する可能性がある。また、直ちに即発臨界を起こさなくても、燃料破損が進行して炉心が溶融してプール状態になると、再臨界（即発臨界）を起こして出力暴走し、炉心が爆発する可能性もある。軽水炉なら起因となる事象から比較的単純な経路をたどるだけなのに、高速増殖炉では複雑な経過をたどる可能性をもつのである。

二 軽水炉における最悪事故は「炉心溶融事故」

1 軽水炉の仕組み

濃縮されたウラン²³⁵を燃料に使用し、秒速2～3 kmの熱中性子を用いて核分裂連鎖反応を起こさせる炉を熱中性子炉と呼ぶ。核分裂によって発生した高速中性子（秒速約2万 km）を軽水（普通の水）で減速し（これによって核分裂反応の効率を飛躍的に上昇させる）、軽水が核分裂反応によって熱くなった燃料を冷却する炉が軽水炉である。炉心を通じた軽水が直ちに蒸気となってタービンを回す炉を沸騰水型軽水炉と呼び、炉心を通じた水が蒸気発生器の細管を通じて二次系の水を蒸発させてタービンを回転させる炉を加圧水型軽水炉と呼ぶ。

2 炉心冷却失敗から炉心溶融へ

加圧水型軽水炉では、1次冷却材である水は炉心で約300℃に加熱されるので、沸騰を押さえるために約150気圧に加圧されている。沸騰水型軽水炉でも約70気圧に加圧されている。そのため配管が破断したり、弁が開いたりして冷却水が飛び出してしまえば、炉心冷却に失敗して、炉心は空焚きになってしまう。その結果、燃料は溶けて落下し、炉心溶融が起こる。緊急炉心冷却装置（ECCS）は、炉心溶融を防止するために、緊急に大量の水を炉心内に注入する装置である。

3 炉心溶融から炉心崩壊事故に進行しない理由

軽水炉の場合には、冷却材である水が沸騰すると気体になって密

度が劇的に減少するので、減速効果は減り、核分裂連鎖反応によって飛び出した高速中性子のスピードはそれ程減らなくなるので、核分裂を起こしにくくなり、出力は減少する。それに伴って温度も低下するので出力にブレーキがかかったようになる。

更に、軽水炉では、核分裂が最も起こりやすい形になるように燃料棒を配置しているために、燃料棒が曲ったり、溶融したりして正常な配置からずれると核分裂連鎖反応は減少する。

この二つの理由によって、谷底に置いた球を斜面にそって少しずらして置くと球は谷底に向かって落下し、谷底にとどまり安定化すると同じように、「負のフィードバック」が働き、異常事態は収束する。

従って、軽水炉においては、燃料を冷やすことに全力を傾ければ良いことになる。

三 高速増殖炉における最悪事故は、出力暴走・炉心溶融から進展する「炉心崩壊事故」である

1 出力暴走・炉心溶融はなぜ起こりやすいか

(1) 出力暴走・炉心溶融が起こりやすくなった理由は、炉心特性が際立って危険になったためである。

もんじゅ設置許可申請書は昭和55年12月に提出されたが、その直前に原子力安全委員会において決定された「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」の中でも、軽水炉と異なる多くの特徴として、次の諸点が指摘されている。

狭い炉心に燃料をぎゅうぎゅう詰めにしたこと

「高速中性子を利用し、増殖を目的としたものであって、炉心の中性子束密度、出力密度及び燃料燃焼度が高く、また、このため、材料の受ける放射線照射量が大きい。」と記載されている。

また、燃料棒の間隔が狭く、冷却材の通過が困難となって、流路閉塞による燃料溶融が起こりやすいことも意味する。

炉心中心でナトリウムボイド反応度が正となっているため、炉心に気体が混入したり、炉心でナトリウムが沸騰したりすれば、

核分裂反応がますます活発になること

燃焼が進行すると燃料被覆管の中には核分裂によって生じたガスが溜っていくので内圧が高くなり（数百気圧）、被覆管が伸びたり膨張したりして燃料破損が起きやすくなり、燃料がナトリウム中に放出された場合、激しい燃料・冷却材相互作用が起きること

炉心が反応度が最も高い配置になっていないこと

そのため、燃料の変形・溶融が起こって炉心の配置が変われば再び臨界になることが起こりうる。従って、ナトリウムの通り道が塞がれてしまい燃料が過熱して溶融することは避けなければならないことになる。これは「燃料の核的熱的特性については、燃料集合体の変形を考慮し、又、流路閉塞を防止する」と記載されているものである。

更に、明文では規定されていないが、核分裂反応のために高速中性子を利用することから、遅発中性子が少なく、また、即発中性子寿命が短いので、軽水炉よりも格段にコントロールしにくいことにも注意しなければならない。

(2) 原子炉停止機構が制御棒のみである。

原子炉停止系は制御棒のみであり、軽水炉がボロン水注入のような原理の異なる停止系を持っているのと比較して同じ原理による停止系しかないので、共倒れ故障が起こりやすい。

(3) 炉心の緊急冷却設備が存在しない。

炉心から冷却材がなくなった場合、燃料が溶融して再臨界になる可能性があるのに、ナトリウムの緊急注入設備は存在せず、溶融をとめる手段が存在しない。

2 出力が急上昇したらどうなるか（過出力 UTOPの場合）

(1) 過出力 = 核分裂反応の活発化となる原因

出力が急に上昇する原因としては、次のようなことが考えられる。

ア 燃料自体やその配置に原因がある場合

燃料ペレットにプルトニウムを詰め過ぎた

燃料棒の中で燃料ペレットが粉々になって下に詰まり密度が濃くなる

燃料棒が寄り集まる

過熱して内側に曲る

溶けて下に溜る

イ 制御系統に原因がある場合

制御棒が引き抜かれる

ウ 原因不明の場合

フランスのフェニックスでは、正常運転中に出力が振動する事故が起こっているが、その原因は解明されていない。

(2) 過出力事故はどのように進展するか

ア 燃料が損傷するまで

何らかの理由で、核分裂反応が活発化すれば、出力は上昇する。それによってナトリウム温度は上昇し、ナトリウムは沸騰・蒸発する。炉心の中心においては、ナトリウム・ボイド反応度は正であるから、核分裂反応は更に活発化し、出力は上昇し、ますますナトリウムは沸騰するという悪循環をくり返し、暴走状態となる。その結果燃料は高温となって損傷・溶融する。

イ 燃料が損傷してから

燃料が損傷すると、被覆管の内圧によって燃料がナトリウム中に噴出し、激しい燃料・冷却材相互作用を引き起こす。しかも、燃料棒間の間隔が、軽水炉（加圧水型）では約3．4 mm離れているのに、もんじゅでは1．4 mmと狭いので、異物がくれば流路が閉塞されやすく、また燃料棒が曲ればそれだけ隣接燃料棒との接触が起きやすい。このようになれば、ますます核分裂反応は活発化することになる。単位体積からの発熱量（出力密度）は、もんじゅは軽水炉の3ないし10倍であるから、炉心にむりやり詰め込まれた燃料は溶けやすいといえる。

ウ 燃料が損傷したあたりの「起因過程」で直ちに「即発臨界＝爆発」となるケースも存在する

もんじゅでは軽水炉とくらべて核分裂を起こすと直ちに発生する即発中性子の割合が大きく、かつその寿命が短い。つまり、世代交代の時間が早いので、一旦出力暴走を始め、「即発臨界」に至るともはや暴走をとめるいかなる手段もなく、瞬間的に大量のエネルギーと放射線（中性子とガンマ線）を発する。もんじゅの安全審査の対象となったのは、このケースのみである。

ところが、起因過程においては直ちに臨界に達せず、炉心における燃料溶融が進行し、炉心がプールのような状態となって、「遷移過程」において「再臨界 = 即発臨界 = 爆発」となるケースも存在すると考えられている。

3 炉心で冷却材ナトリウムが減少・喪失するとどうなるか（冷却材減少・喪失 ULOF の場合）

(1) ナトリウムが減少・喪失する原因

炉心を流れるナトリウムの流量が急に減少したり、喪失したりする原因としては次のようなものが考えられる。

ア 炉心冷却能力が減少・喪失する場合

ナトリウム循環ポンプの機能が停電等で失われた

（主循環ポンプの機能が失われ、ポニーポンプも作動しない）

二次系ナトリウム漏えい事故により、ナトリウム火災や水素爆発が発生し、隣接ループに拡大して空気冷却器の機能が失われた

何か異物が炉心に混入し、ナトリウム流路を塞いだ

イ 気体が炉心に入ってくる場合

炉心内にあるアルゴンガスがナトリウムに巻き込まれて炉心に入った

蒸気発生器事故で発生した水素が、壊れた中間熱交換器の伝熱管を通過して炉心に入った

ウ 一次系配管が破断してナトリウムが配管から漏出する場合

地震の際に配管が落下した

エ 原子炉・ガードベッセルからナトリウムが漏出する

地震により，原子炉容器が破壊され，ガードベッセルも機能しなかった

(2) 冷却材減少・喪失事故はどのように進展するか

ア 燃料が損傷するまで

冷却能力が減少・喪失するので，燃料温度が上昇し，近接したナトリウムが沸騰する。ナトリウムボイド反応が正のため，核分裂反応が活発化し，出力が上昇する。更に燃料温度が上昇し，燃料が損傷する。

イ 燃料が損傷してから

「2 出力が急上昇したらどうなるか（過出力 U T O P の場合）」と同様の事故進展が考えられる。

四 「炉心崩壊事故」は多量の放射性物質を環境に流出させる

1 即発臨界・再臨界時における放射性物質の炉外への放出

(1) 即発臨界に達して放出される核暴走エネルギーの大きさ

もんじゅ設置許可申請書に記載された「技術的には起こるとは考えられない事象」のうち，U L O F 事象によって放出された熱エネルギーは，約 3 8 0 メガジュールだとされている。しかし，燃料破損の位置や大きさを変更しただけで，約 9 9 2 メガジュールの放出エネルギーとなる計算も存在する。また，遷移過程に入ってから再臨界 = 即発臨界に至るケースもあり，その場合には，更に高いエネルギーを放出する可能性も存在する。決して，約 3 8 0 メガジュール（M J）が放出エネルギーの最大限であることは証明されていない。なお，もんじゅでは，遮蔽プラグ等に与える衝撃的圧力を計算するために，炉心で発生する爆発エネルギーを 5 0 0 M J と想定している。

(2) 原子炉容器の損壊と遮蔽プラグの損壊

高温高圧となった炉心物質（高い熱エネルギーを持つ）は，炉心周辺や上部のナトリウムを爆発的に蒸発させる。ナトリウムと溶けた炉心物質が一体となって構成される「ナトリウムスラグ」が原子炉容器の壁面や蓋の役割を果たしている遮蔽プラグに向かって突進

する。これは「機械的エネルギーへの変換過程」であり、「構造に対して応答する過程」と呼ばれている。この爆発によって発生する衝撃波の圧力は、少なく見積もっても数百気圧（数m s ~ 数十m s 単位）となるような凄まじいものである。

衝撃的圧力によって、原子炉容器と遮蔽プラグに強烈な力が加わることになる。遮蔽プラグは非常に重いものであるが上に持ち上がり、原子炉容器は膨れ上がって変形・損傷する。その結果、原子炉容器と遮蔽プラグを連結しているボルトが最初に変形し、場合によってはボルトが破壊されることになる。こうして、原子炉容器と遮蔽プラグによって密閉されていた原子炉容器内のナトリウム等は格納容器床上に爆発的に噴出する。

(3) 格納容器の損傷と放射性物質の大気中への放出

原子炉格納容器内に放出される物質は、高温の放射化ナトリウムと同時に破損した燃料や死の灰などの放射性物質である。格納容器の耐圧はわずかに0.5気圧であるから、原子炉容器からの噴出の仕方によっては、この耐圧を大きく上回る圧力が格納容器内で発生し、「格納」の機能は失われ、放射性物質が大気中に放出される。

五 炉心崩壊事故がもんじゅで起こった場合の住民被害の甚大さ

- 1 原子物理学者の故高木仁三郎氏は、1993年7月10日本件もんじゅの民事差止訴訟の原審で証言台に立たれ、もんじゅにおいて炉心崩壊事故が起こる危険性が軽水炉に比較し大きいことを指摘され、実際に炉心崩壊事故が起こった場合には、敦賀市白木地区等の周辺地域だけでなく京阪神地域の住民にも甚大な被害をもたらすことを自ら計算をして行ったシュミレーションに基づき証言した（第28回高木仁三郎証人調書・甲イ177）。
- 2 故高木氏は、炉心崩壊事故により、原子炉容器が破壊され、格納容器の健全性も崩れ、炉心に内蔵するプルトニウムの1%がエアロゾルとなって吹き上げられ高度200mの外部環境に放出され、大気安定度は最もよく出現する普通の大気状態、風速は毎秒3m、風向きは南々西の京都、大阪方面へ運ばれて行くとの想定条件のもと、「発電

用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」(昭和52年6月14日原子力委員会決定)に基づいて、各地点のプルトニウムの大気中の濃度を求め、避難せずその大気を吸入した人に対して、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」に従って、肺、骨表面、肝臓の被曝線量、実効線量当量を計算し、他の放射性物質の影響は無視しプルトニウムだけの影響を評価し、そのプルトニウムの影響の評価についても、土壌汚染や水、食料の汚染になって体内に入ってくる経路は無視し、大気中にプルトニウムが拡散し、そこにいた人が呼吸によってプルトニウムを吸入すると、それがプルトニウムの内部被曝になって影響を与えることだけを評価している。

外部環境へ放出されるプルトニウムの量を、炉内存在量の1%とする炉心崩壊事故の設定条件は、放出量を10%程度を見なければならぬというリチャード・ウェブの考え方からすると控えめな数値である。

- 3 故高木氏のシュミレーションによると、もんじゅから24~5km以内に位置する敦賀市白木地区、美浜町、三方町などの市町村では、そこに住んでいる住民に対し骨表面(人体組織においてはその影響が最も厳しい部位)では10シベルト(1000レム)、実効線量当量(全身に被曝した場合にどのような影響を与えるかということに換算した値)では1シベルト(100レム)の被曝をもたらすことになり、それらの住民は深刻な急性障害により10人に1人以上はがん死に至るといった壊滅的な打撃を受ける。

もんじゅから74kmの距離にある京都の北端に及ぶまでの範囲では、その被曝量は被控訴人が基準として定める「プルトニウムに関するめやす線量について」の骨表面のめやす線量2.4シベルトを超えることになり、その範囲では急性障害が発生し、被控訴人の基準に従ったとしても、その範囲内では人が住むべきではなく無人化しなくてはならないことになる。

もんじゅから140kmの範囲である大阪市や神戸市では、実効線

量当量が100ミリシ - ベルトを超え，国の防災対策（「原子力発電所等周辺の防災対策について」昭和56年6月30日原子力安全委員会決定）では，乳幼児，児童，妊婦だけでなく成人も，コンクリート建屋の屋内に退避するか，避難しなければならなくなる。

更に集団被曝線量は，プルトニウムの影響だけで200万人シ - ベルト（2億人レム）に及び，放射線によるガン死リスク評価を1万人シ - ベルト（100万人レム）あたり1000人のガン死が発生すると評価すると，その内部被曝の晩発性効果によって20万人ものガン死をもたらすことになる。

- 4 京都大学原子炉研究所助手であった故瀬尾健氏は，スリ - マイル島やチェルノブイリで原発事故が起こってしまった現実を踏まえ，その著書「原発事故・・・・・・・・その時，あなたは！」で，アメリカ原子力委員会が1975年に公表した軽水炉における災害評価に関する「WASH - 1400」にならい，加圧水型原発で炉心冷却系が故障して炉心熔融を起こし，格納容器内の圧力上昇を抑えることができず，耐圧限度を突破して破裂し，格納容器内に充満していた大量の放射能が環境に噴き出すという炉心崩壊事故と同じものがもんじゅで起こった場合の住民被害の想定を行っている（甲口20）。

上記災害評価の計算は故高木氏のものと異なり，プルトニウムだけでなく炉内のヨウ素，セシウム，キセノンなど全ての放射性物質も大気中に放出されるものとし，プルトニウムについては，炉内存在量10%が放出され，体内被曝については，汚染された水や食物からの経口摂取は無視し，呼吸によって取り込んだものだけを考えると仮定している。

- 5 故瀬尾健氏の災害評価では，被曝した場合50%の人が死亡する半数致死線量につきICRPの4シ - ベルト（400レム）という基準を採用し，炉心崩壊事故が起きた場合の急性障害による死者を算定しているが，本件もんじゅから南々東約11kmの距離付近にある敦賀市では人口の約50%に該当する2万3122人が，北東12～3kmの距離にある河野村では人口の約30%に該当する936人が，

南々東約15kmの距離にある美浜町で人口の約7%に該当する732人が急性障害で死亡する結果となる。

被曝による晩発性の影響であるガン死亡の数については、集団被曝線量を計算し、それに1万人シ - ベルト(100万人レム)あたり4000人がガン死するというゴフマンのガン死リスク評価に従い算定している。それによると、京都、大阪など人口が密集する関西方面の南々西方向に風が吹いていた場合は約300万人、岐阜県や静岡県方面の東南東に風が吹いていた場合は約150万人、東京方面の東へ風が吹いていた場合は約140万人、福井市、金沢市方面の北々東へ風が吹いていた場合は約80万人という内部被曝による晩発性ガン死をもたらすことになる。なお、1万人シ - ベルトあたり1000人という故高木氏の人ガン死リスク評価だと、関西方面の死者は約75万人となる。

さらに、炉心崩壊事故によって炉外に放出されたセシウム137のような半減期の長い放射能で地面が汚染されると、その地域では何十年にもわたり住民が居住できなくなる。このような放射能により長期間居住不可となる領域を、長期避難をすべき領域と呼ばれている。故瀬尾氏の計算では、チェルノブイリ事故の際の1平方mあたり148万ベクレル(1平方kmあたり40キュリ-)という旧ソ連のセシウム137の地面汚染度濃度避難基準に従うと、もんじゅで炉心崩壊事故が起きた場合の長期避難をすべき領域は、福井県、滋賀県、岐阜県の全県と、石川県、岐阜県、愛知県(名古屋市を含む)、大阪府(大阪市を含む)、兵庫県の一部まで及び、旧ソ連より厳しい1平方kmあたり15キュリ-という白ロシア共和国の避難基準によると、長期避難をすべき領域は、更に広がり、鳥取県、岡山県、和歌山県、三重県、静岡県、長野県、富山県の一部まで含むきわめて広い領域となる。

第2 本件安全審査は、炉心崩壊事故に正当な位置付けを与えなかった

一 安全審査は、遷移過程における再臨界による出力暴走・炉心崩壊事故を対象としなかった

1 実験炉「常陽」の安全審査における爆発的破壊力の評価

炉心崩壊事故について1950年代に定量的なモデルを考えたのはノーベル賞受賞者であるアメリカのベーテとテートの二人の研究者である。ベーテとテートは、高速増殖炉における突発的な出力上昇から生ずる爆発エネルギーの上限値を評価するために、事故発生と同時に冷却材が炉心内から喪失し、燃料も溶融するとの仮定を置き、炉心の上半分が重力の加速度により下半分に落下するというモデルを考えた。溶融した燃料が集合して再臨界となり核的爆発にいたるという保守的なモデルである。

ベーテ・テート法は、世界の高速増殖実験炉において設置許可申請時の安全評価に採用された。日本でも実験炉「常陽」の設置許可申請時には、立地審査の「仮想事故」としてこの考え方が踏襲された。まず、炉心から瞬時に全ナトリウムがなくなったと仮定する。冷却能力を失った炉心は中心から溶け始め、半径方向に溶融が広がっていく。溶けた燃料は重力によって落下すると、正の反応度が投入される。ドップラー効果による負の反応度投入を考えるが、溶融開始後0.16秒で即発臨界に達し、この時には、解析によってTNT火薬50kgに相当する爆発エネルギーが放出されると評価されている。この放出エネルギーのうち、水平方向では炉容器の変形で吸収され、上方へのエネルギーは回転プラグの固定ボルトで吸収されるのでナトリウムが漏えいするようなことはないとする。

しかし、格納容器の有効性を評価するために噴出ナトリウムの量を230kgと仮定し、その結果、ガス温度は246℃に上昇し、内圧は0.72気圧になると計算された。

2 「もんじゅ」の安全審査における起因過程における爆発的破壊力評価

その後、溶融燃料がナトリウムに触れるとナトリウム蒸気爆発が起こることが明らかになり、より大きな破壊力を産む可能性が指摘された。

リチャード・ウェブは、まず炉心の中央部分で一部が溶融し一回目の核爆発が起こると考えた。高速増殖炉はプルトニウムの含有量が多い燃料を大量に詰め込んでいるために臨界量を大幅に超えるから核爆発は燃料の一部が集まるだけでも起きると考えたのである。問題はその後である。最初の核爆発によって溶融した燃料が炉心上部のナトリウム中に噴き上げられるとナトリウムが一気に蒸発してナトリウム蒸気爆発が起こり、その爆発力によって燃料は再び下部に急激に圧縮される。その結果再び燃料は密に集められ、二回目の核爆発に至る。核物質の急激な圧縮による核的爆発は原子爆弾の仕組みそのものであり、二回目の爆発が一回目の爆発をはるかにしのぐ恐れがある、としたのである。

ベータ・テート法やリチャード・ウェブ法のようなやり方で放出されるエネルギーを計算すると、高速増殖炉が小さくて実験炉クラスであれば破壊力は比較的小さく、設計によってその影響を許容できる範囲におさめることも可能であった。しかしもんじゅクラスの原型炉となると、こうした方法で計算すると放出エネルギーは膨大なものになり、そもそも設計が不可能となる。

そこで、事故の発生からの推移を追跡して推定する方法が模索された。

もんじゅの安全審査においては、急激な核暴走が起こり、爆発・炉心崩壊が一気に起こる経路が検討された。炉心冷却の失敗から始まる経路（運転中にポンプが停止し冷却材の流れが減少したときに原子炉停止に失敗した事象（ULOF = Unprotected Loss of Flow））がもんじゅの安全審査では「一次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象」に相当する。起因過程のうちに爆発エネルギー「380メガジュール（MJ）」を出し、原子炉容器が歪み、遮蔽プラグと原子炉容器を連結するボルトが損傷してその隙間からナトリウム約290kgと放射性物質を格納容器内に放出して、炉格納容器からの漏えいによって放射性物質が一部大気中に放出されるとするものである。

3 遷移過程における再臨界 = 即発臨界を考慮しない安全審査

しかし、これらの計算は安全側の仮定を置かない計算である上に、遷移過程ではもっと大きな放出エネルギーがでると考えられるのに、その計算を行っていない。訴外動燃は「110メガジュールが最大放出エネルギーである」と主張するが、それは安全審査を受けていないものであって、安全性を検証されていないものである。

二 災害を過小評価する理由 = 安全評価手法の未確立

1 出力暴走事故と炉心溶融事故は現実に行っている

(1) EBR - 1

EBR - 1 炉は、1951年に臨界に達し、世界で初めて実用に供しうる程度の発電を行なった実験炉であるが、熱出力1200KW、電気出力150KWと極めて小型であって、熱出力で比較すればもんじゅの600分の1の規模にすぎない。1955年、反応度異常の原因を突き止めるため、燃料温度上昇による原子炉反応度変化を測定する目的で、短時間冷却材流量を止めて原子炉内の自然循環だけとする実験を行なった。原子炉安全系をはずして出力上昇を行なったとき、温度上昇によって燃料棒が曲り、燃料棒の間隔が互いに近づいたために核分裂連鎖反応が盛んになって出力が急激に上がる事態が発生した。運転員が緊急停止用の制御棒を挿入しようとしたところ、誤って調整用制御棒を挿入するボタンを押してしまった。出力は下がらず、原子炉は「即発臨界」寸前にまで行った。これを見ていた科学者が手動で緊急停止操作をおこなったので危機は回避された。あと0.5秒遅れたら、後戻りの出来ない暴走状態となっていたであろう、といわれている。文字どおり「秒を争う」世界、いやそれ以上の世界なのである。

こうして爆発するまでには至らなかったが燃料棒の40～50%は溶融してしまった。暴走の原因が、燃料が内側に曲って寄り集まると核分裂連鎖反応がより激しくなる（正の反応度が投入されたことになる）という高速増殖炉特有の危険性によるものであったため、高速増殖炉関係者に大きな衝撃を与えたのである。

(2) フェルミ炉

エンリコ・フェルミ炉は、デトロイト・エジソン社によって建設され、1963年に臨界を迎えた実験炉である。熱出力20万KW、電気出力6万6000KWであって、熱出力で比較すれば、もんじゅの3.6分の1の規模である。

1966年、ナトリウムの流れを整えるために原子炉の底についていたジルコニウム板が数枚はずれてナトリウムの流路が塞がれ、燃料棒が冷却されなくなって溶融が始まった。ところが燃料が溶けた効果で燃料密度が落ち、反応度が一旦低下したために運転員が低下した出力を持ち直そうとして制御棒を引き抜いた。漏れ出た放射能が警報を鳴らし続け、10分以上経ってようやく原子炉は停止されたが、その間溶融は継続したのである。幸い低出力であったために爆発するまでには至らなかったが、人口200万人のデトロイト市とその周辺住民に対し緊急退避警報を出すことまでが検討され、「我々はほとんどデトロイトを失うところだった」とまでいわれた。

(3) もんじゅで起こったらどうなるか

E B R - 炉事故とエンリコ・フェルミ炉事故のいずれも、燃料が溶融しながらも核分裂反応の更なる活性化には結びつかなかった。それはこの二つの炉が現在のもんじゅとは異なる炉心の小さな実験炉だったからである。炉心が小さいと、冷却材が沸騰した場合には中性子がナトリウムと衝突しにくくなるので炉心の外に漏れやすい。従って、冷却材が減少して冷却能力が落ちて沸騰し、燃料が溶融し始めたときに、核分裂に寄与する中性子が減り、核分裂連鎖反応は減少し、事故は収束したのである。

しかし、「もんじゅ」のような原型炉クラスになると炉心はずっと大きくなり、結果は逆になる。確かに炉心の外周部ではナトリウムが沸騰して密度が減ると中性子はナトリウムと衝突しにくくなって外部に漏れやすくなり、核分裂連鎖反応が減少する。ところが炉心の内部では、中性子はナトリウムの密度が減少するからナトリウムと衝突する機会が減少して中性子のエネルギーは高いままとなるので、核分裂連

鎖反応はかえって活発化する。この相反する二つの効果のうちいずれが優勢かをきめる要因が炉心体積である。実験炉クラスの小さな炉心だと炉心外周部ばかりとなって漏れの効果が大きくなって核分裂連鎖反応は減少する。それに対して原型炉クラスとなると炉心の中心となる部分が大きくなり、核分裂反応は全体として活発化する。実証炉、実用炉となれば炉心体積はより大きくなるから核分裂連鎖反応はより活発化し、より危険は高まるのである。

2 事故原因の解明はなされているか

(1) フェニックスの出力振動事故

もんじゅと同じ原型炉であるフランスのフェニックスにおいて、89年に3回、90年に1回、正常運転中に出力が異常振動するという反応度トラブルが発生した。89年の事故の際には「50リットルのアルゴンガスが炉心を通じたためではないか」と推測されたが、90年の反応度変化は振幅がはるかに大きかったので、アルゴンの通過とするならば数百リットルでないと説明がつかないとされた。その後、炉心の運動によるものではないかとの憶測も流れた。炉心が正のボイド反応度を持つ可能性があるため、反応度に影響する可能性のあるさまざまなトラブルに特に注意を払う必要があるとして研究されたが、ラヴェリー報告書は結論として「この原因を特定できていないから経験的フィードバックが出来ない」とした。

炉心の複雑な現象は解明されていないのである。

(2) チェルノブイリ事故

チェルノブイリ原発の原子炉は黒鉛減速・軽水冷却型であり、軽水炉とは違って、中性子の減速に黒鉛を使っていた。そのため、軽水炉に備わっている「自己制御性」、つまり、減速材と冷却材とを兼用している軽水が事故時の高温で沸騰すれば、炉心の反応度が自然に低下するという特性が無かった。その「自己制御性の欠如」と原子炉停止系の「設計ミス」と「慎重さを欠いた運転操作」とが重なって出力暴走事故が発生した。

出力が暴走したのは反応度が異常に炉心に入ったためとされているが、爆発が1回なのか2回なのかも特定されていない。また、原子炉の蓋の役割をしている遮蔽プラグが横転しているが、爆発エネルギーがどの程度であるかも計算されていない。

3 実験の僅少さと保守的仮定の欠如

(1) 高速増殖炉では、燃料破損実験は僅かになされているものの燃料沸騰溶融実験や炉心内で爆発が起きた時の原子炉容器や格納容器の機能を調べる実験は縮小モデルで少しなされているだけである。従って、膨大なコンピュータシミュレーションが行なわれているが、その実証性はない。

(2) しかも、「技術的には起こるとは考えられない事象」であるとして、保守的な仮定を置かなくて良いとされているために、得られた結果が最も厳しい事故を解析したものであるとの保証が存在しない。

三 安全審査における炉心崩壊事故の位置付けの不当性

したがって、炉心崩壊事故は、安全審査の体系上、正当な位置付けを与えられていないといえることができる。

第3 ナトリウムの危険性およびナトリウムに起因する事故・現象の把握の困難性

一 本件ナトリウム事故に関連して

1 ナトリウムの化学的性質と冷却材としての不適合性

(1) 金属ナトリウムは常温では金属光沢を持った固体で、加熱すれば約100℃で溶融して液体状になり、約880℃で沸騰するまで、液体状を保っている。

液体状の金属ナトリウム（以下、ナトリウムと略）は熱を早く伝え、冷却材として優れた性質を持っているが、化学的には極めて厄介で危険な性質を持っているために、原子炉冷却材にナトリウムを使わざるを得ないもんじゅは、軽水炉原発にはない安全確保上の重大な負担を背負わされている。

(2) 一般に、物質は化学的に親和性の大きい他の物質と激しく化合する。ナトリウムは酸素に対して極めて大きい親和性を示し迅速に化合する。ナトリウムは空気中の酸素とはもちろんのこと、水の中にH₂Oの形態で含まれている酸素とも化合する。

ナトリウムを水と接触させると、水に含まれている酸素と激しく化合し、酸素と化合して水に含まれていた水素をガス状にして追い出す。追い出された水素は空気中の酸素と化合して燃え上がり、条件によっては爆発的に燃焼する（水素爆発）。

(3) またナトリウムがコンクリート（セメントと水と砂が混合している）と接触するとナトリウムはコンクリート中で接着剤の役割をしている水と、水素ガスを発生させながら激しく化合する。そしてコンクリート内に侵入し、コンクリートをボロボロに浸食してしまう（ナトリウム・コンクリート反応）。

(4) このように、ナトリウムは至る所に存在している酸素と水と激しく化合し、火災や爆発を容易に引き起こすために、ナトリウムを原子炉冷却材に使用することは、危険性が高く、化学的には全く不適当な選択である。

（以上、甲イ・468・久米陳述書・1～2頁）

2 もんじゅと常陽の相違

(1) 被控訴人らは、もんじゅの先行炉としての常陽の「実績」を主

張するかもしれない。しかし，もんじゅと常陽は下記のとおり設備・仕様が異なる。従って常陽によるナトリウム利用の「実績」は，もんじゅの参考にならない。

記

番号	標目	「もんじゅ」	「常陽」
1	開発段階	原型炉	実験炉
2	設置許可処分日時	1983年5月	1970年2月
3	熱出力	71.4万kw	10万kw
4	発電機能	あり	なし
5	電気出力(注・上記3)	28万kw	なし
6	蒸気発生器の設備	あり	なし (注・上記3のとおり発電機能がないから。発生した熱は空冷で大気中に発散される)
7	ナトリウムの全使用量	約1520t	約242t
8	2次系ナトリウムの漏えい対策(注・本件事故への対策)	床ライナで漏えいナトリウムを受けて，連通管でタンクに収納する	ナトリウムの受け樋又は床ライナで漏えいナトリウムを受けて，これら単独又は重複の設備でナトリウムとコンクリートの接触を防止する
9	ライナなどの肉厚	床ライナが6mm	受け樋が2.3mm 床ライナが6mm

(「常陽」の仕様等は甲イ・459および甲イ・460を参照)

(2) なお，この点に関連して

本件ナトリウム事故の直接の原因となった温度計さや管の形状が，もんじゅでは段付き構造であるのに(安全委員会によって「明らかな設計ミス」と断定されている。乙イ・12・12頁)，常

陽では機械設計の常識に基づき曲率を持った構造であること（乙イ・12・参19）から両者の安全性に対する考え方，あるいは設計思想の違いが窺われること。

一方，ナトリウムの危険性については，2001年10月31日，常陽のメンテナンス建屋で廃棄物（ナトリウムをふきとった紙タオル，作業服など）がナトリウムに起因して火災を生じたことから改めてナトリウムの危険性が認識されたこと。

が留意されるべきである。

3 本件ナトリウム事故

本件ナトリウム事故については，ナトリウムの挙動の不明確という科学的な問題と，これに対する訴外動燃の無知と被控訴人国によるこの無知の看過ないし問題意識の欠如という二重の問題がある。その詳細は後述するが，本件事故の要点は，

- (1) 2次冷却系の系統分離機能の確保を通じて「もんじゅ」の建屋の健全性を保証できるか否か，また炉心冷却能力を確保できるか否かが問われる事故であり，
- (2) その前提条件が床ライナの温度上昇と床ライナの健全性の保証にあるにもかかわらず，
- (3) 訴外動燃は本件事故の影響（漏えいナトリウムの熱的影響）の解析を当初は全くせず，被控訴人国もこれを安全審査の対象とせず，
- (4) 訴外動燃によって「前提条件」とされた床ライナの温度が，本件事故では本件許可処分の設計温度（530）を200以上も超過したにもかかわらず，訴外動燃はこれを想定・解析することができず，ないしはこれに関連する過去の実験資料を被控訴人国に対して隠ぺいし，そもそも上記温度上昇の原因である大気中におけるナトリウムの燃焼および高温下でのナトリウムと鉄と酸素（水酸化ナトリウムが介在する）による腐食という化学的知見を訴外動燃は文献などで有してはいたが，もんじゅの安全設計にこれを生かそうという問題意識を欠いていた。そして被控訴人国はこの点の知見も問題意識も全く有していなかった。

というものである。

被控訴人らの上記の法的責任は後述のとおりだが、いずれにせよナトリウムを冷却材として利用する高速増殖炉が科学的あるいは化学的に未解明な事項をも内包していることは本件ナトリウム事故が示すところである。

二 蒸気発生器と高温ラプチャ現象の持つ危険性

わずか3ミリの伝熱管の壁を隔てて、高温ナトリウムと高圧の水・水蒸気が接して熱交換を行う蒸気発生器はナトリウムを冷却材とするもんじゅの最大のアキレス腱である。もんじゅ蒸気発生器はヘリカルコイル型と呼ばれる渦巻き状の構造となっており、ナトリウム中に溶接箇所がある、流動不安定現象が起きやすい、検査時の探傷検査が困難であるなどの問題点を持っている。

イギリスの原型炉PFRでは、1987年伝熱管一本の破断がわずか10秒の間に39本の破断と70本の損傷に至るという深刻な事故を経験した。この原因はナトリウム・水反応によって発生した高熱のために伝熱管壁の機械強度が低下し内圧によって破裂する「高温ラプチャ」現象によるものであった。

日本でも、長らく訴外動燃によって秘匿されていたが、蒸気発生器における高温ラプチャに関する実験が設置許可以前の1981年にSWAT-3のRUN16として実施され、25本もの大量の高温ラプチャが発生していた。この事実は、原審の結審の直前1999年2月末に開示した内部資料によって初めて明らかにされた。

蒸気発生器の大量破断は、当該系統の冷却機能の喪失をもたらすだけでなく、水ナトリウム反応で生ずる高い衝撃的な圧力によって、一次系と二次系の境界をなしている中間熱交換器を破壊してしまう可能性がある。

第4 研究開発段階の炉については詳細な安全審査が必要である

一 軽水炉に対する安全審査ともんじゅに対する安全審査の決定的な違い

1 もんじゅの安全審査における、軽水炉に対する「安全設計審査指針」と「安全評価指針」の位置付け

もんじゅの安全設計・安全審査に関する基本方針としては、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」(昭和55年11月6日原子力安全委員会決定)に基づき、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(昭和52年6月14日原子力委員会決定)「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(昭和53年9月29日原子力委員会決定)を参考にするものとされている。

2 「軽水炉」と「増殖炉」の決定的違い

しかし、「軽水炉」に対する上記指針と「もんじゅ」に対する「評価の考え方について」を比較すると、次に述べるように、基本的な事項について余りにも大きな違いが存在することが直ぐに判明する。

(1) 原子炉固有の特性の違い

軽水炉は、増殖を目的としないから、酸化ウランを燃料とし、核分裂を起こしやすい熱中性子を使用する。そのため、炉心特性として「全ての運転範囲で急速な固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計」が可能である。

これに対し、増殖炉においては、増殖を行なうために高速中性子を使用するから、炉心の中性子束密度・出力密度・燃料燃焼度が高い、炉心中心領域でナトリウムボイド反応度が正となる、燃料被覆管が内圧で伸びたり膨れたりする、燃料集合体の変形する、流路閉塞が起こりやすい等の危険性がある。

(2) 冷却材としてナトリウムを使用することによる違い

軽水炉では冷却材として軽水を使用するので、冷却材が配管等から噴出した場合であっても、放射能の放出に対する防御を行なうだけでよいが、増殖炉においては、ナトリウムが化学的に活性であるため「ナトリウム火災」が起こりやすい、ナトリウム液面上にアルゴンガスを入れて、ナトリウムと空気の接触を断つ必要がある、材料が

ナトリウムによって腐食しやすい， ナトリウムが凝固するので加熱が必要， ナトリウムが不透明であるので異常の発見やメンテナンスが大変， ナトリウムが放射化するので放出しないようにする必要がある， ナトリウムを高温で使用するので配管等の機器が高温で伸び縮みし，熱応力が発生しやすい等，冷却材自体の危険性が大きい。

二 運転実績も実験実績も僅少である

1 設置許可申請時の増殖炉の運転実績

「評価の考え方について」が出された昭和55年においては，発電機能を有する先行炉の実績としては，アメリカのEBR-Ⅱ，フェルミ炉，イギリスのPFR，フランスのフェニックス，旧ソ連のBN350のみであった。但し，前2者は実験炉であって，いずれも炉心溶融事故を起こして既に閉鎖されていたし，旧ソ連の炉は，高速炉ではあるが増殖目的はなくウランを使用した炉であるので，増殖炉ではなかった。従って，イギリスとフランスにおいて，わずかに経験が積まれていたという状況であった。

日本においては，「常陽」が先行していたが，実験炉であって発電設備はなく，熱出力は7分の1であり，使用するナトリウムも7分の1と少ないのに配管の下に受け樋を設置してナトリウム漏えい対策に力を入れていたのであるから，原型炉もんじゅの安全設計や安全審査を行なうための経験としては部分的でありかつ僅少なものであった。

2 増殖炉の実験実績

高速増殖炉用の実験としては，ナトリウムを詰めた細長い容器の中に燃料ピンを入れて核分裂反応を起こさせた場合に燃料ピンがどのように破壊されるかを調べた実験が行なわれたが，いずれも熱中性子を用いたものであった。燃料が溶融する状態を調べる実験もウランを用いた極小規模の実験であった。

ナトリウム漏えい燃焼実験も，僅かに行なわれたが，「配管からはナトリウムはコラム状に落下する」とされて，スプレー燃焼実験は詳細には行なわれず，また，鋼製のライナとの腐食実験も極少数例を除いて行なわれなかった。

蒸気発生器の高温ラプチャ実験に関しては、僅かに行なわれたが、その結果については、安全審査には供されなかった。

三 軽水炉には存在しない、もんじゅ固有の「安全性にかかわる事項」

1 高速増殖炉の上記特質に鑑み、「評価の考え方について」においては、まず第1に「ナトリウム利用に関わる事故」として「二次冷却材漏えい事故」と「蒸気発生器伝熱管破損事故」をあげ、「配管破損の形態と大きさ」を考慮し、ナトリウムによる腐食・ナトリウム水反応・ナトリウム火災・ナトリウムコンクリート反応等を配慮することを求めた。第2に、増殖炉特有の「炉心崩壊事故」について「運転実績が僅少であることに鑑み」「十分に評価を行なう」ことを求めた。

2 これらは、いずれももんじゅが研究開発段階の原子炉であることから、審査側が求めた「安全性にかかわる事項」である。アメリカにおいても審査側である原子力規制委員会は、炉心崩壊事故を踏まえて厳しい対応をとることを運転者側に求め、ドイツでも許認可権限をもつ州政府は炉心崩壊事故を格納容器の設計基準事故として健全性評価にあたって厳しい見解を示した。これらは、高速増殖炉が研究開発段階の炉であり、かつ、EBR-1 やフェルミ炉が炉心溶融事故を起こし、イギリスとフランスの炉も事故続きだったからである。

四 研究開発段階における原子炉については詳細な安全審査が必要である

1 学説においても「軽水炉についてはわが国及び外国における運転実績の積み重ねがあり、軽水炉に関する許可経験も多い点に鑑みるならば、許可処分の段階においてすべての技術的な事項を審査しつくさなければならぬ」ということが、原子炉等規制法の要請するところであるとは言えないであろう。」としたうえで、「この指摘は軽水炉についてのみあてはまる」(高橋滋「先端技術の行政法理」105頁)として、研究開発段階の原子炉については、許可処分の段階で、わずかな事項についてのみ審査して残りの大部分は運転者側を信頼して「後続処分による内部手続による安全審査」にゆだねることは、軽水炉とは全く異なっているのであるから、妥当ではなく、許されないとされている。

2 原子力安全委員会も、もんじゅナトリウム漏えい事故が発生したの

ちに「多くの運転経験をもち、基本技術が定式化し確立されている実用段階の原子炉施設とは異なり、研究開発段階の特性に十分配慮した安全確保対策が必要である」と述べている。

3 「評価の考え方について」自身、「高速増殖炉は現在研究開発段階における炉型であり、安全性評価の実績も少なく、安全性の評価の考え方について概括的に記述するにとどまっており、今後の安全審査等の積み重ねにより安全性の評価の考え方及び方法についてより一層具体化、詳細化をおこないその確立を図る必要がある」と述べて、暫定的な「指針」にすぎないことを認めている。

4 これらを総合すると、もんじゅの安全審査にあたっては、原子力安全委員会が審査を行なう範囲は、軽水炉と異なって広く、かつ、詳細・厳密でなくてはならないことになる。

第3章 安全審査に重大な過誤欠落のある場合に裁判所が取るべき措置

第1 原子炉設置許可処分無効確認訴訟と司法統制のあり方

一 炉規制法24条1項3号(技術能力),4号違反の重大違法論の本質と判断枠組

1 争点は炉規制法24条1項3号(技術的能力),4号適合性の司法判断如何

本件における争点は、高速増殖炉「もんじゅ」に関する被控訴人国の本件原子炉設置許可処分が、原子炉等規制法24条1項3号の「(原子炉を設置しようとする)者に原子炉を設置するために必要な技術的能力...があり、かつ、原子炉の運転を的確に遂行するに足りる技術的能力があること」という要件、並びに、同項4号の「原子炉施設の位置、構造及び設備が、...核燃料物質(使用済燃料を含む)、核燃料物質によって汚染された物(原子核分裂生成物を含む)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」という要件に適合するか否かについての司法判断如何にある。

2 炉規制法24条1項3号(技術的能力),4号の意義と枠組に関する伊方判決判示

伊方原発訴訟に対する最高裁第1小法廷平成4年10月29日判決(民集46巻7号1174頁,判時1441号37頁)(以下,最高裁伊方判決とも略記する)は、「原子炉等規制法24条1項3号(上記技術的能力に限る),4号の趣旨は、...原子炉が原子核分裂の過程において高エネルギーを放出する核燃料物質を燃料として使用する装置であり、その稼働により、内部に多量の人体に有害な放射性物質を発生させるものであって、原子炉を設置しようとする者が原子炉の設置、運転につき所定の技術的能力を欠くとき、又は原子炉施設の安全性が確保されないときは、当該原子炉施設の従業員やその周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、周辺の環境を放射能によって汚染するなど、深刻な災害を引き起こすおそれがあることにかんがみ、右災害が万が一にも起こらないようにするため、原子炉設置許可の段階で、原子炉を設置しようとする者の技術的能力、並びに、申請に係る原子炉施設の位置、構造及び設備の安全性につき、科学的、専門技術的見地から、十分な審査を行わせることにある」と判示する。

3 原子炉の潜在的危険と24条1項3号(技術能力),4号違反の重大違法論の本質

(1) 原子炉施設の高度の潜在的危険性

チェルノブイリ原発4号炉（熱出力320万kw，電気出力100万kw）で，1986年4月26日に発生した事故は，原子炉施設の潜在的危険性を我々に改めて示した。原子炉内の核燃料のうち，セシウム137（半減期30年），ヨウ素131（半減期8日）の半分前後といわれる大量の放射性物質が敷地外に放出され，事故後3ヶ月以内に放射線障害で死亡したことを旧ソ連政府が公式に認めた28名の犠牲者をはじめ，数知れぬ急性，晩発性の放射線被害者を出し，事故直後に半径30km以内の区域の住民13万5000人が強制的に避難させられ，セシウム137による1㎡あたり1キュリー以上の汚染地域は，1990年の報告で，ロシア，ベラルーシ，ウクライナの合計14万5000km²，我が国の本州の64%に匹敵する広大な面積に及び，約6000万人の住民が上記汚染地域内での生活を余儀なくされているともいわれる（甲イ372=京大原子炉実験所今中哲二「チェルノブイリ検証」26～44頁，「チェルノブイリ10年」所収）。

原発運転中に原子炉炉心核燃料体内に蓄積していく放射性物質の量は，原発の炉型によらず熱出力に比例する。したがって，熱出力71万kwの「もんじゅ」でも，チェルノブイリ原発の約4分の1の量が蓄積され，潜在的危険性は大差ない。そればかりでなく，「もんじゅ」の炉心核燃料体中には，チェルノブイリ原発とは違って，猛毒のプルトニウムが核燃料物質として装荷され，運転中にも「増殖」されていくために，特別の危険性を宿していることは「もんじゅ最高裁判決」で指摘されているとおりである。

最高裁伊方判決が原子炉の潜在的危険性として指摘するところ（上記2の下線判示部分）は，甚大かつ悲惨な被害を生み出したチェルノブイリ原発事故の惨状に照らしても正当かつ当然というべきである。

(2) 炉規制法は高度の潜在的危険性に応じた厳格な規制を求めていること

下山俊次日本原電(株)最高顧問は，「未来社会と法」所収の論文「原子力」の中で，次のように述べて，原子炉施設は他の科学技術や産業に比類のない高度の潜在的危険性を有しており，それゆえ原子力

規制法規は、他の危険物を取り扱う産業とも較べものにならない厳重な規制を求めていると指摘する（現代法学全集54巻現代法の諸問題「未来社会と法」「原子力」434～435頁、なお下山氏の役職につきジュリスト1186号2頁参照）。

「原子炉中の核燃料は、核分裂の結果放射能を有する分裂生成物を多量に内包する。したがって原子炉の事故による多量の放射性物質の放散を想定したとき、その有する潜在的危険性が、これまでの他の科学技術や産業が内包する在来のそれより遙かに大きいと考えるのは当然である。その結果、原子力の場合には、他の危険物を取り扱う産業と較べものにならない程、厳重な管理、規制のための法令ないし制度が開発の実施に先立って用意されている。現在その基本的考え方は、施設自体の設計および技術仕様の多重防護性をチェックするのみならず、想定される最悪の事態においても周辺地域の住民に被害を及ぼすことがないように確保するという見地から立地条件を含めてこれを審査することである。…このような法制上における事前予防…の準備は、まさに原子力の潜在的危険性に対する強い認識の結果であり、原子力法形成上のひとつの大きな特徴を示すものである。…原子力においてはその潜在的危険性のゆえに、とくに基準設定について法は明確な手続を用意することが求められてきている。」

(3) 24条1項3号(技術的能力),4号違反の違法論の本質

原子炉等規制法は、他の科学技術や産業に比類のない原子炉施設の高度の潜在的危険性を踏まえて、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止し、…公共の安全を図るために、原子炉の設置及び運転等に関する必要な規制等を行う」ことを目的として制定された（同法1条）特別に厳格な規制法規であり、しかも、同法24条1項3号（技術的能力に限る）、及び4号は、原子炉設置許可という、同法の上記規制目的を達成するための中核的要件を定めた重要な法条であるといえることができる。

したがって、炉規制法の上記要件に適合しない場合は、そのこと自体に重大な違法があるものと評価されるべきであり、そこに本案における違法論の本質的特徴を見出すことができる（後記五,1参

照)。

- 4 判断枠組は「原子炉災害が万が一にも起こらないものであること」の司法判断
そして、本件の争点を、最高裁伊方判決の上記判旨を踏まえて、より具体的に表現すれば、本件における争点は、「もんじゅ」に対する本件原子炉設置許可処分_の段階の科学的、専門技術的な審査（安全審査）において、訴外動燃の技術的能力と、「もんじゅ」の位置、構造及び設備の安全性の両面にわたり、「原子炉等による災害が万が一にも起こらない」ものであることが十分に確認されているか否かについての司法判断如何にあると言い換えることができる。

二 原子力安全委員会の判断権限の根拠と、狭い裁量論である「専門技術的裁量」

1 炉規制法 24 条 2 項における原子力安全委員会の位置付と職務

炉規制法 24 条 2 項は、「主務大臣は（原子炉設置）許可をする場合において、あらかじめ、... 1 項第 3 号の技術的能力に係る部分、及び第 4 号に規定する基準の適用については原子力安全委員会の意見を聴き、これを十分に尊重してしなければならない。」と規定する。

また、原子力委員会及び原子力安全委員会設置法（以下、原子力安全委員会等設置法、又は委員会設置法とも略記する）によれば、原子力安全委員会は「核燃料物質及び原子炉に関する規制のうち安全の確保のための規制に関する」事項を企画、審議、決定することとされ（同法 13 条 2 号）、これを受けて、同委員会は、原子炉の安全に関する基準及び指針を策定するなど、原子力安全行政の基本にかかわる重要な活動を行っているが、その職務を的確に遂行していくため、同委員会には、学識経験者及び関係行政機関の職員で組織される原子炉安全専門審査会が置かれて原子炉の安全性に関する事項を調査審議するものとされている（同法 16、17 条）（原審被告国準備書面(三)、3～8 頁参照）。

2 原子力安全委員会の専門技術的裁量権限に関する伊方判決判示

最高裁伊方判決は、上記炉規制法 24 条 2 項の趣旨について、「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、周辺住民及び周辺環境への放射線の影響など

を，…多角的，総合的見地から検討するものであり，しかも，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，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。」…上記24条2項は，「原子炉施設の安全性に関する審査の特質を考慮し，（第3号の技術的能力に係る部分，及び第4号）所定の基準の適合性については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行政庁の合理的な判断にゆだねる趣旨と解するのが相当である。」と判示する。

また，原子力安全委員会の策定する具体的審査基準に基づく安全審査について，「原子炉設置許可処分は，規制法24条1項4号の規定に基づいて定められた原子炉施設の安全性に関する基準を用いた安全審査に依拠してされたものである。」として，上記具体的審査基準が炉規制法24条1項4号等の授權に基づくものである旨判示するとともに，「24条1項4号（が抽象的な規定の仕方をしているの）は，原子炉施設の安全性に関する審査が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いてされる必要がある以上，科学技術は不断に進歩，発展しているのであるから，原子炉施設の安全性に関する基準を具体的かつ詳細に法律で定めることは困難であるのみならず，最新の科学技術水準への即応性の観点からみて適当でないとの見解に基づくものと考えられ，右見解は十分首肯し得るところである。」と判示している。

3 専門技術的裁量の根拠は安全審査の専門技術性にあり狭い裁量であること

伊方判決の上記判旨は，原子炉等規制法24条1項3，4号への適合性の判断に，原子力安全委員会等による専門技術的裁量の余地を認めたものであるが，専門技術的裁量は，政治的，政策的裁量とは趣旨が根本的に異なり，行政庁の裁量の幅が狭いことについて，学説判例上異論はない（高橋滋「先端技術の行政法理」87頁＝岩波書店1998年刊，小早川光郎発言「座談会：伊方・福島第二原発訴訟最高裁判決をめぐって」ジュリス

ト1017号25頁，阿部泰隆「原発訴訟における法律問題」判例評論321号16頁等）。

すなわち，上記2の下線判示部分のとおり，専門技術的裁量の根拠は，原子炉施設の安全審査が，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という同審査の特質に求められ，また，炉規制法24条1項4号が抽象的文言にとどまり，その要件の詳細を原子力安全委員会の策定する具体的審査基準に譲ったこと理由も「最新の科学技術水準への即応性」という点に求められており，政治的裁量とは趣旨，目的が全く異なるものであることが分かる。

高橋利文「判例解説」は，最高裁伊方判決が「裁量」という用語を用いなかった理由として，「政治的，政策的裁量と同様の広汎な裁量を認めたものと誤解されることを避けるためである」と解説しており，高橋滋「先端技術の行政法理」も，この「高橋調査官の解説は，幅広い裁量余地を認められる政策的・政治的裁量と原子炉等規制法の要件判断にみられる専門技術的な判断とは性質が異なり，したがって，裁判所の統制方式も異なることを強調したものである」と述べている（高橋利文調査官＝最高裁判所判例解説民事篇平成4年度420頁，ジュリスト1017号判例解説55頁，高橋滋「先端技術の行政法理」179～180頁注(7)）。

三 法規適合性判断における原子力安全委員会等の安全審査の具体的判断枠組

1 炉規制法24条1項3,4号への適合性判断における安全委員会審査の重要性

炉規制法24条1項3，4号の要件である，訴外動燃の技術的能力と，「もんじゅ」の位置，構造及び設備の安全性の両面にわたり，「原子炉等による災害が万が一にも起こらない」ものであること（一，2の伊方判決判示）についての行政庁による判断は，上記のとおり，原子力安全委員会等の安全審査の判断に依拠してされるものである。

これを本件についてみると，行政庁である内閣総理大臣は，訴外動燃による本件「もんじゅ」の原子炉設置許可申請に対し，炉規制法24条1項各号所定の許可要件への適合性を審査し，担当所部機関である科学技術庁がこれを担当したが，同大臣は，これを受けて，同庁の行った炉規制法24条1項4号の要件に関する安全審査

の内容をまとめた「安全審査書案」(乙9)等を原子力安全委員会に提出して、同委員会に対する諮問に付した。原子力安全委員会は、上記審査書案等について審査した結果、昭和58年4月25日、内閣総理大臣に対し、本件許可申請は、上記24条1項「3号(技術的能力に係る部分に限る)に関しては、技術的能力に係る安全審査書案等について審査した結果、...妥当なものと認める。4号に関しては、安全審査書案等について審査した結果、...妥当なものと認める。」と答申した(乙14の3)(以上につき原審被告国準備書面(三)2~8頁参照)。内閣総理大臣は、原子力安全委員会の上記答申における安全審査の判断に依拠して本件原子炉設置許可処分をなしたものである。

したがって、本件における「司法統制の枠組」を検討するためには、その前提となる原子力安全委員会等の安全審査の仕組、とりわけ安全審査における判断の枠組や約束事を踏まえる必要がある(後記四の6の川勝論文参照)。

2 「もんじゅ」における原子力安全委員会の安全審査の具体的枠組

(1) 本件安全審査における具体的審査基準

本件安全審査の中心的な具体的審査基準である「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」は、高速増殖炉が、研究開発の段階にあり、安全性評価の実績も少ないため、独自の審査基準を策定することが未だ技術的に不可能であることから、軽水炉原子力発電所に適用されている基準、すなわち、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(以下、「軽水炉安全設計指針」とも略記)、および「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、「軽水炉安全評価指針」とも略記)を、また、耐震設計の審査基準としては、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を、それぞれ高速増殖炉の特徴を考慮した上で適用するよう指示している(乙イ7「原子力安全委員会安全審査指針集」648~649頁,乙4「原子力安全委員会安全審査指針集」488~489頁)。

このうち、「軽水炉安全設計審査指針」(昭和52年6月14日決定=

乙4「原子力安全委員会安全審査指針集」28頁)は、設計の基本方針を概括的、定性的に指示するだけの内容であり、「基本設計の安全性」の当否の判断は専門家とされる審査委員に委ねられていたが、かかる判断方法に対しては、原発先進国アメリカでは、安全性の評価のために、「設計基準事象」(DBE)を想定し、その安全解析方法も法律化されていることと比べても判断方式が極めて恣意的であるとの批判がなされていた。そうした状況を受けて、昭和53年9月29日、「基本設計の安全性」の当否を定量的に判断するための基準として、「軽水炉安全評価指針」が制定された。

そして、「もんじゅ」の安全審査の開始直前である昭和55年11月6日、その指針に準拠して、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」が策定された(以下、「安全評価の考え方」とも略記する)。

(「軽水炉安全評価指針」につき、乙4「原子力安全委員会安全審査指針集」262頁。なお、乙イ7の「原子力安全委員会安全審査指針集」所載の上記両指針は平成2年8月30日決定で改定後のものである=7頁以下、102頁以下。「安全評価の考え方」につき、乙イ7「原子力安全委員会安全審査指針集」648～655頁=準備書面(3)【別紙】、乙4「原子力安全委員会安全審査指針集」488頁)。

(2) 4号要件の審査における単一故障指針に基づく安全評価の方法

(イ) 炉規制法24条1項4号の要件審査における単一故障指針の約束事

炉規制法24条1項4号の要件、すなわち、原子炉施設の位置、構造及び設備が、「原子炉等による災害が万が一にも起こらない」ものであることを確認するための重要な約束事のひとつが、いわゆる「単一故障指針」である。

「単一故障指針」は、「原子炉施設のPS系統(異常発生防止系)に故障や誤動作などの不具合なところ(DBE=設計基準事象)をひとつ」想定し、「注目しているMS系統(異常影響緩和系)の中に、任意にひとつの故障(単一故障)を仮定しても、所要の機能を果た

すことができるかどうかをみるという」審査における約束事であり、これにより、「極めて簡明に」、原子炉施設の「多重性あるいは多様性を確認することができる」審査方法であって、その系統別適用が安全設計指針であり、機能別適用が安全評価指針である（佐藤一男「原子力安全の論理」129～132頁）。

ただし、「単一故障指針はもともとの系統・機器の信頼性が十分であることを前提として、その上で設計上最悪の故障をひとつ考えて、これに対処できるだけの多重性、多様性を確保しようとする考え方」であって、「単一故障指針を適用して作った系統だから、故障はひとつまではあってもよいなどというのは、明らかに誤った考えである」（佐藤同上130頁）。

高橋滋「先端技術の行政法理」は、基本設計と、基本設計の想定を超える「苛酷事故」との関係について、「これらの事象（苛酷事故）については基本設計等を通じ合理的安全対策がとられることを前提としてはじめて発生確率が当該事象を無視し得る程低くなるのが承認されるのであって、合理的安全対策の存在という大前提を抜きにして当該事象を無視しうることが承認されている訳ではない。安全対策に根本的欠陥があれば、『苛酷事故』は現実のものとなる。」と述べるが、これも、単一故障指針に基づく基本設計の安全性の確認が重要であることを、「苛酷事故」との関係で指摘したものといえる（高橋滋「先端技術の行政法理」198～199頁=注(4)）。

(II) 「設計基準事象」(DBE)の想定と「単一故障」の仮定による具体的解析手法

単一故障指針に基づく定量的な安全解析の具体的方法は、平成2年8月30日策定の「発電用軽水炉施設の安全評価に関する審査指針」（軽水炉安全評価指針=乙ィ7,102頁以下）に以下のように明示されているのが分かりやすい（なお、乙4,262頁以下の「旧軽水炉安全評価指針」には下記のような明瞭な記載はないが、下記の基本的な考え方は同じである）。

すなわち、「軽水炉安全評価指針」は、基本設計の安全性を確認

する具体的方法を次のように定めている。

「異常発生防止系」(P S = 「発電用軽水炉施設の安全評価に関する審査指針」 「解説」 2=乙イ7, 109頁) に属する系統, 機器等の故障, 破損あるいはこれに係る運転員の誤操作などを原因として発生すると考えられる多くの異常状態のうちで, 原子炉施設の安全設計とその評価に当て考慮すべきものとして抽出された「運転時の異常な過渡変化」又は「事故」を「設計基準事象」(D B E = 同頁) として想定する。

加えて, それら「事象」に対処するために必要な「異常影響緩和系」(M S = 同頁, 103 ~ 104頁) に属する構造物, 系統, 機器について, 原子炉停止, 炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に, 解析の結果を最も厳しくする機器の「単一故障」を仮定する。

そのうえで, 事故解析(事故評価)を行い(同指針本文 安全設計評価, 5.2(2)=乙イ7, 106頁), その結果, 「運転時の異常な過渡変化」については, 炉心は損傷に至ることなく, かつ, 原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設定であることを確認し, 又は「事故」については, 炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく, かつ, 事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次損傷が生じなく, さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認する(同指針本文 安全設計評価4.1「運転時の異常な過渡変化」, 4.2「事故」=乙イ7「指針集」104 ~ 105頁)。

つまり, 「設計基準事象」(D B E) を想定した事故評価において, 「異常影響緩和系」(M S) に「単一故障」を仮定して解析を行い, 基準の求める条件に適合することが確認されて(適合するかどうかの二者択一の判断), はじめて, 上記基本設計の安全が確認されたものとしている。

そして, 「設計基準事象」の想定が, 通常運転の全範囲及び運転期間の全域にわたって生じ得る異常な事象をすべて包絡していること(同指針「解説」 4.1=乙イ7, 112頁) を求め, そのいずれの事象についても, 基本設計の安全性が確認されることをもって, 原子炉施設全体の安全性が確認されたことになるとしている。

以上が単一故障指針に基づく安全審査の約束事である。

「高速増殖炉の安全評価の考え方」も、「LMBR（液体金属冷却高速増殖炉）の安全評価に当っては」、上記「軽水炉安全評価指針」を参考とし、これにLMBRの特徴を加えて評価を行う」と定めており、「軽水炉安全評価指針」と同じく、単一故障指針の考え方（約束事）に基づく安全評価の方法を採用している（乙ィ7「指針集」652頁=「LMBRの安全設計と安全評価について」．LMBRの安全評価について）。

- (3) 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づく事故評価の具体的方法
本件「もんじゅ」の安全審査における安全評価（事故評価）の具体的方法は、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の別紙「LMBRの安全評価について」に、以下のとおり定められている。

- (イ) 「運転時の異常な過渡変化」「事故」の代表的事象の選定と安全評価

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として各種の代表的事象を選定して安全評価を行う（(2)=乙ィ7=652頁,乙4=492頁）。

このうち、「運転時の異常な過渡変化」については、その発生に伴う過渡現象は、炉心が損傷に至る前に収束され、炉心は通常運転に復帰できる状態が維持されなければならない。

また、「事故」については、それによって外乱が加わっても、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。

そして、「運転時の異常な過渡変化」と「事故」の両者について、それぞれの判断基準を具体的に明示している（(3)=乙ィ7=654頁,乙4=494頁）。

- (ロ) 「事故」評価において安全性を確認するための判断基準

このうち、「(3.2)事故」の定める、「事故」評価の判断基準、すなわち、()事象に応じて炉心の溶融の恐れがないこと、並

びに、()放射線による敷地周辺への影響が大きくなるように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するための判断基準は、次のとおりである（(3.2)事故=乙イ7=654頁,乙4=494頁）。

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。

原子炉格納容器の漏洩率は適切な値以下に維持されること。

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。

(Ⅷ) 「炉心冷却能力の低下」をもたらす「事故」例としての「2次冷却材漏洩事故」

「(2.2)LMFBRの『事故』」は、「事故」を想定した安全評価において、「炉心の溶融」（炉心核燃料の溶融）という上記重大事態（乙イ7=654頁=(3.2)事故本文）に通じる「炉心冷却能力の低下」をもたらすおそれのある7種の「事故」を選定して評価を行うことを定めている（乙イ7=653頁=(2.2)LMFBRの「事故」 炉心冷却能力の低下）。

そこで選定された7種の「事故」のひとつが、本件「もんじゅ事故」で現出した「2次冷却材漏洩事故」である。

(Ⅱ) 「2次冷却材漏洩事故対策」の評価における単一故障指針の適用

「もんじゅ」における「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」対策の基本設計の安全性を確認するための安全評価も、単一故障指針の方法によって行われている。

すなわち、設計基準事象としての「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」を想定し、単一故障の仮定として1ループにおいてポンプによる1次、2次主冷却系循環ポンプの低速運転引継ぎに失敗するものと仮定したうえで、上記(Ⅷ)記載の、「(3.2)事故」に明示された、のすべての基準に適合することが確認されて、はじめて、上記基本設計の安全が確認されたことになる（上記(3.2)事故本文の「及び」、「かつ」の文言から明らか。なお上記単一故障の仮定につき乙16=原子炉設置許可申請書10-3-35頁()【準備書面(3)別紙】参照）。

たとえば、訴外動燃は、本件原子炉設置許可申請書のとおり、「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」を想定した安全評価のうち、上記(ロ)で述べた の「十分な冷却能力」を確保するために必要な方策のひとつとして、「漏洩ナトリウムによる熱的影響の解析」を行っており、そこで、2次冷却材ナトリウム漏洩事故の内圧及び雰囲気と床ライナの温度変化を解析し、建物コンクリートの健全性をその最高温度との関係で検討するという作業を行っている(乙16原子炉設置許可申請書10-3-36)。

したがって、原子力安全委員会等の安全審査においても、同委員会の専門技術的裁量と責任のもとに、それら安全評価について必要な解析や評価の作業を行うべきことになる。

(ホ) 基本設計の安全性に係る事項は安全審査の対象であり、後続処分段階で変更できないこと

安全審査の対象について、最高裁伊方判決は、「(原子炉等)規制法の規制の構造に照らすと、原子炉設置の許可の段階の安全審査においては、当該原子炉施設の安全性にかかわる事項の全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その対象とするものと解するのが相当である。もとより、原子炉設置の許可は、原子炉の設置、運転に関する一連の規制の最初に行われる重要な行政処分であり、原子炉設置許可の段階で当該原子炉の基本設計における安全性が確認されることは、後続の各規制の当然の前提となるものであるから、原子炉設置許可の段階における安全審査の対象の範囲を右のように解したからといって、右安全審査の意義、重要性を何ら減ずるものではない。」と判示する。

すなわち、安全審査の対象は「基本設計の安全性にかかわる事項」であるとともに、安全審査で確認された基本設計の安全性にかかわる事項は、後続の行政処分の前提となり、拘束力を生ずる(高橋滋「先端技術の行政法理」107頁,111頁(注12),112頁)。

安全審査において「基本設計」の安全性を確認するには、その

安全性に関する事項をある程度の資料をもって審査する必要がある（高橋滋「先端技術の行政法理」111頁注12）。そのため、「基本設計」の安全評価においては、いくつかの前提事項を設定したうえで基本設計の安全性が確認される。たとえば、設計基準事象である「2次冷却材漏洩事故」を想定し、漏洩ナトリウムが床コンクリートと直接接触することを防止するための「床に鋼製床ライナを設置する」という基本設計の安全性を確認する事故解析においては、設計温度を530℃、床ライナの厚みを6mm、床コンクリートは（耐熱性コンクリートではなく）普通コンクリートとするという設計条件を前提として、上記(二)の解析が行われているから、ここでは設計温度530℃、床ライナの厚み6mm、床コンクリートが普通コンクリート製であることが、基本設計の安全性にかかわる事項であることになる。

したがって、後続処分である設計及び工事方法の認可（炉規制法27条）、使用前検査（同28条）、保安規定の認可（同37条=運転に不可欠な「運転手順書」を含む）の審査では、基本設計の安全性にかかわる上記事項が前提条件となり、それらの変更は許されない。たとえば、本件「もんじゅ」の設計及び工事方法の認可（同27条）における「設計及び工事の方法の認可申請書」でも、基本設計の安全性にかかわる事項とされた設計温度530℃やライナの板厚6mmを所与の前提として、上記認可申請時の検査項目である材料検査（材質の適否）や構造検査（具体的構造の適否、溶接の適否）が実施されており、この段階では、上記事項には変更の余地がないことが分かる（甲イ467「高速増殖炉もんじゅ発電所原子炉施設の計画及び工事の方法の認可申請書」2-5, 6頁, 2-8頁）。また、徳光岩夫「原子力発電所の計画設計・建設工事」も、設計工事計画の認可における内容審査の審査条件としても、「設置許可申請の内容とも適合していること」が求められるとして、安全審査事項が上記認可に拘束力を及ぼすことを前提とした説明をしている（甲イ466徳光岩夫「原子力発電所の計画設計・建設工事」329頁。なお、同書22頁に法令関係手続

一覧があるが、商業用原子炉に関する手続であり、かつ電事法の摘示条文は改正前のものであることに留意されたい。

なお、基本設計の安全性に係る事項は、安全審査の対象であるがゆえに、後続処分段階で変更できないことは、特に、「2次冷却材漏洩事故対策」の基本設計の安全審査との関係で問題となるので、控訴人ら最終準備書面（3）の第1、3、5、(3)を参照されたい。

(A) 安全審査手続と炉規制法24条1項4号の要件適合性判断の条件

以上のとおり、安全審査においては、基本設計の安全性を単一故障指針の考え方に基づいて評価する。

そして、上記「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」の想定をはじめとして、安全性評価の際に想定された「設計基準事象」の想定が、通常運転の全範囲及び運転期間の全域にわたって生じ得る異常な事象をすべて包絡しているという前提のもとに（軽水炉安全評価指針「解説」4.1=乙イ7,112頁）、すべての基本設計の安全性が確認されて、はじめて、炉規制法24条1項4号の要件、すなわち「原子炉施設の構造及び設備が、原子炉による災害が万が一にも起こらないものであること」の要件に適合したものと判断される。

なお、以上に検討した原子力安全委員会等の安全審査における判断枠組のあり方は、後記四で検討する司法統制の具体的な枠組に関する諸問題を解く鍵となるものである。

(4) 安全審査の専門技術性に関する伊方判決判示

最高裁伊方判決は、安全審査の上記仕組を前提としたうえで、その高度の専門技術性につき、次のとおり判示している。

「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、気象等の自然条件、人口分布等の社会的条件及び当該原子炉設置

者の右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、右審査の対象には、将来の予測に係る事項も含まれているのであって、右審査においては、原子炉工学はもとより、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。」

四 原子炉等規制法 24 条 1 項 4 号の適合性に関する司法統制の具体的枠組

伊方判決の示す原子炉等規制法 24 条 1 項 4 号への適合性に関する、「司法統制」の具体的な枠組は、上記三で指摘した原子力安全委員会の安全審査における約束事や具体的な判断枠組を踏まえたものである。

1 司法統制の具体的枠組に関する伊方判決判示

最高裁伊方判決は、原子炉等規制法 24 条 1 項 4 号の適合性に関する「司法統制」の具体的枠組について、次のように判示する。

原子炉施設の安全性に関する判断の適否が争われている原子炉設置許可処分の取消訴訟における裁判所の審理、判断は、原子力安全委員会若しくは原子炉安全専門審査会（以下、原子力安全委員会等と略記する）の専門技術的な調査審議及び判断を基にしてされた被告行政庁の判断に不合理な点があるか否かという観点から行われるべきである。

よって、現在の科学技術水準に照らし、上記調査審議において用いられた具体的審査基準に不合理な点があり、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等の調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があり、被告行政庁の判断がこれに依拠してされたと認められる場合には、被告行政庁の判断に不合理な点があるものとして、この判断に基づく原子炉設置許可処分は違法と解すべきである。

2 行政庁の決定権を尊重し、判断過程の瑕疵を指摘する司法統制枠組であること

(1) 安全審査の枠組に基礎付けられた司法統制の具体的枠組

上記の判示は原子力安全委員会等の専門技術的な調査審議及び判断に依拠した行政庁の専門技術的裁量を前提とした狭い裁量論における「司法統制」の基本的視点を示したものであり、判示

はその基本的視点に立脚した「司法統制」の具体的枠組を呈示したものである。

そして、「現在の科学技術水準に照らし、上記調査審議において用いられた具体的審査基準に不合理な点があり、あるいは具体的審査基準に適合するとした原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があるか否かを審査するという、シンプルな「司法統制」の上記枠組は、上記三で検討した原子力安全委員会等の安全審査の仕組と判断枠組に基礎を置くものである。

すなわち、原子力安全委員会等の安全審査の仕組及び判断枠組が、具体的審査基準に基づき、「設計基準事象」を想定し、「単一故障」を仮定して基本設計の安全評価を行い、そこで求められている要件をすべて充足することを確認するという方法で、ひとつ、ひとつの基本設計の安全性を確認し、かつ、すべての基本設計の安全性が確認されて、はじめて、炉規制法24条1項4号の要件、すなわち「原子炉施設の構造及び設備が、原子炉による災害が万が一にも起こらないものであること」の要件に適合したものと判断されるというものであることを受けて（上記三、2、(2)(3)参照）、伊方判決は、これに対する「司法統制」の枠組としても、原子力安全委員会等による上記安全審査を前提として、原子力安全委員会等による基本設計の安全性の調査審議判断の過程にそって「司法統制」を加え、ひとつの基本設計についても、その安全性の調査審議判断の過程に「看過し難い過誤欠落」が認められれば、「司法統制」における「違法判断」（取消ないし無効の判決）をなすのが相当であるとしたものである。

したがって、「専門技術的裁量」という呼称のもとに呼ばれる上記判示の実質的意味は、判断手法において、裁判所が法定の要件が満たされているかどうかを見るものであり、その限りでは実体判断をするが、独自の見方で見るとはなくて、上記判示のとおり、行政庁の判断過程（上記三、2、(3)、(ニ)）を追いかけていく形で見ると

いう特殊な審理方法にあるということが出来る（小早川光郎東大教授の指摘「座談会：伊方・福島第二原発訴訟最高裁判決をめぐって」ジュリスト1017号25頁）。

本件訴訟の原審において被告国の代理人を務めた川勝隆之氏の「伊方・福島第二原発訴訟最高裁判決」も、判断過程統制方式は行政の裁量判断の過程に不合理な点がないかという観点から実体審理を行い、実体的な判断の代置を避けつつも裁量処分の実体についても司法的統制の実をあげようとするものであり、具体的審査基準への適合性の判断の関係では、特に、原子炉安全専門審査会等での「調査審議及び判断の過程」に着目した審理、判断をすべきであるとする考え方であると指摘している（「伊方・福島第二原発訴訟最高裁判決」法律のひろば46巻4号1993年4月28頁下段～29頁上段，31頁上段，33頁注（6），34頁注（16））。

(2) 行政庁の最終決定権の尊重と、司法による判断過程の瑕疵の指摘の意義

上記「司法統制方式」の意義について、原田尚彦「行政訴訟の構造と実体審査」は、「裁判所が終局的な事件の解決を示すよりも、行政処分の過程を審査し、違法な行政処分をいったん破棄し、行政庁に再度判断を行わせる方が、行政庁の総合的な行政責任に基づく専門的判断（行政庁による再度の実体判断）によって妥当な法適用による適正な紛争解決をもたらせる」（原田「行政訴訟の構造と実体審査」398頁＝田中二郎追悼論文集「公法の課題」所収）と述べる。

また、高橋滋「原子力発電所に対する行政の安全規制とその裁判的統制」も、「原発許可に関する行政内部の判断形成過程における具体的考慮・判断を明らかにし、その判断に不合理な点があったかどうかを子細にチェックしてゆくというこの統制方式を実施しても、行政は、不合理な点（判断過程における瑕疵）を指摘された段階から、自らの優先的判断権を行使しつつ再び判断をやり直してゆくこと（行政庁による再度の実体判断）が可能であるから、行政は自らが有する最終的決定権を裁判所によって侵害されることはない」（「原子力発電所に対する行政の安全規制とその裁判的統制」63～64頁＝徳島大学社会科学研究所第1号所収）と指摘する。

3 「看過し難い過誤欠落」は判断過程の瑕疵が安全審査の結論に影響を及ぼす具体的可能性があることを指すこと

(1) 「司法統制」における違法事由としての「看過し難い過誤欠落」

伊方判決の示す「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等の調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があり、被告行政庁の判断がこれに依拠してされたと認められる場合」という司法統制の具体的枠組（上記1、 ）は、「調査審議及び判断の過程に」という文理から明らかなように、判断過程の統制を意図した司法統制方式である（高橋滋「先端技術の行政法理」176～177頁，原田尚彦「伊方原発事件 科学問題の司法審査」公害・環境判例百選＝別冊ジュリスト126号188頁，川勝隆之「伊方・福島第二原発訴訟最高裁判決」法律のひろば46巻4号31頁等）。

(2) 「看過し難い」とは、文理上、安全審査判断に影響を及ぼす「具体的可能性」を指す

「具体的審査基準に適合するとした判断」自体の適否という要件ではなく、「調査審議判断の過程における看過し難い過誤、欠落」という要件を用いていることは、上記2の(1)、(2)のとおり、原子力安全委員会等の「判断」に依拠した行政庁の専門技術的裁量を尊重して、「行政判断」それ自体の適否に「司法判断」を代置することは避けつつ、原子力安全委員会の「調査審議判断の過程」に「看過し難い過誤欠落」が認められるか否かという観点から「司法判断」をなすことを意図したものである。

そこにいう「看過し難い」とは、文理上も、「調査審議判断の過程の過誤欠落」が、「具体的審査基準に適合するとした判断」との関係で「看過し難い」ものであるという意味である。

すなわち、「看過し難い」の解釈問題は、安全審査の調査審議及び判断の「過程」における「過誤、欠落」が、原子力安全委員会等による安全審査の「基準適合判断」の結論に、どの程度の影響を与える可能性があることをもって、上記「基準適合判断」に依拠した処分を、「司法判断」において「違法」と評価すべきかという問題であり、「看過し難い」という要件は、そこにおける判断指標である。

そして、「看過し難い過誤，欠落」という表現に照らせば，安全審査の結論に影響を与える一般的ないし抽象的な可能性では足りないが，その反面，安全委員会による「基準適合判断」が否定されること，すなわち，当初の原子炉設置許可の前提となった基本設計の変更が確定的に必要なことまでの「司法判断」を要求するものでないことも明らかである。

したがって，「看過し難い」とは，「安全審査の調査審議及び判断の過程に過誤欠落」があり，それが「安全審査の結論」に影響を及ぼす「具体的可能性」が認められること，換言すれば，再度，科学的，専門技術的知見に基づく原子力安全委員会等の安全審査をやり直す必要がある程度の可能性を指すものと解するのが相当である。

(3) 専門技術的裁量に適合した合理的解釈であること

「看過し難い過誤，欠落」の意義を上記のように考えれば，仮に上記司法統制方式の結論として，裁判所が違法との「司法判断」を下したとしても，行政は，不合理な点，すなわち判断過程における看過し難い過誤欠落の存在を指摘された段階から，自らの優先的判断権を行使しつつ再び安全審査をやり直して行政庁による再度の実体判断をすることが可能であるから，行政は自らが有する最終的決定権を裁判所によって侵害されることはない（高橋滋，「原子力発電所に対する行政の安全規制とその裁判的統制」63～64頁＝徳島大学社会科学研究所収）。

他方，裁判所にとっても，基本設計の変更が必要であることまでの「司法判断」は要求されず，再度，科学的，専門技術的知見に基づく原子力安全委員会等の安全審査をやり直す必要があるか否かの判断を求められるにとどまる点で，高度の科学的，専門技術的問題に対する「司法判断」の負担は軽減されることになる。

専門技術的裁量の根拠が，「原子炉施設の安全審査が，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（最高裁伊方判決判示）」ことに求められること（二参照）に対応した合理的解釈である。

(4) 判断に影響を及ぼす具体的可能性を違法事由とする判例理論に適合すること

「判断過程の瑕疵が判断に影響を及ぼす具体的可能性」を「司法判断」における違法要件のカテゴリ - とする考え方は、次のとおり一般化しており、最高裁伊方判決は、この考え方を、専門技術的裁量という高度の科学的判断を求められる特殊な狭い裁量判断の枠組に適用したものである。

(イ) ドイツ都市計画法に関する独連邦行政裁判所判例

山田洋「衡量過程の瑕疵と計画の効力」は、都市計画に関する処分の違法性が争われた事案について、ドイツ連邦行政裁判所の判例は、「衡量過程に当該の瑕疵がなければ異なった判断がなされたという『具体的可能性』があれば、当該処分は違法と評価される」という司法統制方式を呈示しており、そのことが、わが国における「過程違法論」の解釈についても大いに参考になると指摘しているが、最高裁伊方判決の示す上記司法統制方式は、このドイツ連邦行政裁判所判例と同様の考え方に基づくものであると考えられる（参照、山田洋「衡量過程の瑕疵と計画の効力」一橋論叢94巻5号、710～713頁＝昭和60年11月）。

(ロ) 土地収用法20条3号に関する日光太郎杉東京高裁判決

また、日光太郎杉事件東京高裁判決（昭和48年7月13日第三民事部判決、行集24巻6・7号533頁、判タ297号124頁）は、行政庁の判断において、考慮要素の取舍選択や評価に誤りがあり、そのために、行政庁の「判断が左右されるものと認められる場合には」、当該行政庁の「判断は、とりもなおさず裁量判断の方法ないしその過程に誤りがあるものとして、違法となるものと解するのが相当である」としたうえで、土地収用法20条3号の「事業計画が土地の適正且つ合理的な利用に寄与するもの」という要件適合性に関する建設大臣の当該判断は、「その裁量判断の方法ないし過程に過誤があるものとして違法なものと認めざるをえない」と判示しているが、これも、「取舍選択や評価の誤りが判断を左右するものと認められる場合」を独自の違法事由（要件）としている点で、過程違法論を上記

要件への適合性の判断に用いたものであるといわれている（原田尚彦「土地収用法20条3号の判断における建設大臣の裁量権と司法審査の方法」判タ301号75頁以下，川勝隆之「伊方・福島第二原発訴訟最高裁判決」法律のひろば46巻4号1993年4月33頁注（6））。

- (5) 「具体的可能性」は専門技術的裁量尊重の視点で解釈されるべきであること
ただし、「看過し難い過誤欠落」を「安全審査の結論に影響を及ぼす具体的可能性」と解したとしても，高度の科学的判断に属する問題であることに鑑みると，具体的な適用において，なお困難が予想される場面も考えられるが，その場合に，「看過し難い」，すなわち「具体的可能性」の概念をあまりに厳しくとらえると，「濫用と逸脱の統制という（政治的，政策的裁量における）伝統的な統制方式と変わりのないものになってしまう」（高橋滋「先端技術の行政法理」177頁），狭い裁量である専門技術的裁量の上記趣旨（二，三参照）を没却してしまうことに留意する必要がある。

そして，専門技術的裁量の趣旨は，具体的審査基準への適合性に関する原子力安全委員会の判断権を尊重するところにあるのであるから，「看過し難い」とは，元の安全審査の結論に影響を及ぼさないことが，改めて安全審査による専門科学的判断を経るまでもなく，明らかな場合を排除するための要件であることを念頭において解釈すべきである。

けだし，三の2の(3)の(二)で指摘した安全審査の手続を前提とすると，結局のところ，基本的知見の欠落や事故解析過程における誤り等が，基本設計の安全性判断に影響を及ぼす具体的可能性があるか否かが判断の指標になると考えられるからである。

したがって，たとえば，事故解析において，途中の計算ミスがあっても，事故解析の結論に影響はないということであれば，「看過し難い」の要件に該当しないことになるというのが，その具体的適用における好例であるといえる（「座談会伊方・福島第二原発訴訟最高裁判決をめぐって」ジュリスト1017号の小早川光郎東大教授の指摘16頁2段目，25頁）。

高橋利文「判例解説」が「安全審査・判断の過程に過誤欠落があっ

たとしても、それが軽微なものであって、重大なものでない場合には、これにより直ちに、多角的、総合的な判断である被告行政庁の判断が不合理なものとなるものではない」と述べるのも（高橋利文「最高裁判所判例解説民事篇平成4年度423頁」）、上記小早川教授の考え方と同趣旨であると解される。

4 判断過程の瑕疵の「看過し難さ」と、違法性の「重大さ」は次元が異なること

ところで、上記3の(2)、(3)で検討したところに加えて、3の(4)の(1)のドイツ都市計画法や、(0)の土地収用法20条3号の要件適合性の問題と、本件における原子炉等規制法24条1項4号の要件適合性の問題における違法性の重大さを比較しても明らかなように、「過誤、欠落」の「看過し難さ」と、「違法性」の「重大さ」とは、次元の異なる問題である。

行政処分の基礎となった判断の過程に「看過し難い過誤、欠落」が認められること自体は「違法事由」のひとつのカテゴリーにほかならず、それが、さらに「重大違法」に該当するか否かは、当該「違反法条の重要性」如何、その他当該違法性に関する属性によって判断されるべき別個の問題である。

そして、原子炉等規制法24条1項4号の要件適合性が問題となる本件については、「違反法条の重要性」が、「重大違法」論の本質であることは、上記一の3に指摘したとおりである。

5 本件審理中に訴外動燃が「設置許可変更」を申請したことの重大性

本件審理中に訴外動燃（核燃機構）は、本件「もんじゅ」の設置許可に関して2件の変更許可を申請した。その一つは、平成13年6月付変更許可申請書をもって、「2次系冷却材漏洩事故対策」（乙イ7=653頁=(2.2)LMFBRの「事故」 炉心冷却能力の低下,(例)）の基本設計について、「2次冷却材漏洩時、当該系統のナトリウムを緊急にドレンできる設計とする」旨の変更申請（乙イ94=高速増殖原型炉もんじゅ原子炉設置変更許可申請書[原子炉施設の変更]本文及び添付書類）であり、他の一つは、同年12月付同一部補正書をもって、「蒸気発生器伝熱管破損事故対策」の基本設計（乙イ7=653頁=(2.2)LMFBRの「事故」 ナトリウムの化学反応,(例)参照）について「原子炉

施設の適正かつ安全な運転のため，原子炉容器内計装，破損燃料検出装置，制御棒位置指示計装等の原子炉計装及び冷却計装，カバーガス圧力計等の蒸気発生器計装，ナトリウム補助設備計装等のプロセス計装を設ける」旨の変更申請がなされた（乙イ97=同一部補正）ことである。

これらの事実は，原処分時の基本設計では，その安全性が確認できないことを，「もんじゅ」の設置者である訴外動燃が自認したことを示している。

したがって，少なくとも上記の2件については，裁判所の判断を待つまでもなく，控訴人が原審および当審で指摘してきたとおり，本件安全審査の判断における誤りが，その「具体的可能性」のレベルにとどまらず，もはや現実のものとなったといえることができる。

まして，これが司法統制の枠組である「安全審査の調査審議及び判断の過程における看過し難い過誤欠落」の要件に該当するものであることは明白である。

6 基本設計の安全性が確認できない場合の影響予測は安全審査の対象外であり原発行政訴訟でも対象外であること

ところで，原子力安全委員会等の安全審査の方式は，上記のとおり，具体的審査基準に基づき，「設計基準事象」を想定し，「単一故障」を仮定して基本設計の安全評価を行い，そこで求められている要件をすべて充足することを確認するという方法で，ひとつ，ひとつの基本設計の安全性を確認し，かつ，すべての基本設計の安全性が確認されて，はじめて，炉規制法24条1項4号の要件，すなわち「原子炉施設の構造及び設備が，原子炉による災害が万が一にも起こらないものであること」の要件に適合したものと判断されるという方法を採用していることは前述したが，その反面，そこにおいて，基本設計の安全性が確認できない場合に，原子炉施設においていかなるプロセスでいかなる事態に至るか，さらに原発の従業員や周辺住民等に対していかなる具体的影響を及ぼすかという，事故の影響如何にわたる事柄は，元来，安全審査の審査事項とはされてい

ない(三,2,(2)(3)参照)。

のみならず,かかる事態を予測することは,「異常影響緩和系」(MS)に属する当該基本設計についても,その故障を仮定することになるから,上記予測は,MS系に複数の故障を仮定してはじめて可能となる理屈になるはずであるが(上記三,2,(2)(ロ)参照),それは「単一故障指針」の約束事に反することになり,本件安全審査とは次元の異なる問題になってしまう。

それは,基本設計の安全性が確認できない場合の影響如何は,本件設置許可手続の違法判断の要素とはなりえないことを意味し,ひいては,行政判断の過程を「司法統制」することを任務とする本件行政訴訟においても,上記事項は「司法判断」における「違法判断」の要素になりえないことを示している。

この点が,民事差止訴訟では原告住民らの生命,健康および財産に対する侵害の恐れがあることが論点となるのとは異なる,原発行政訴訟の際立った特徴である。

それは単一故障指針という安全審査における約束事,さらに遡れば原子炉等規制法24条1項4号の趣旨が,「原子炉等による災害が万が一にも起こらない」ものであることを,科学的,専門技術的見地から十分確認するところにあるという原発行政訴訟の制度趣旨に基づくものである。国を代理する立場の高松法務局訟務部長川勝隆之氏も,最高裁伊方判決により原子炉設置許可処分への抗告「訴訟における裁判所の審理判断は,具体的には,主として行政庁の策定した審査基準をめぐり,・・・審査基準への適合性に関する行政庁の判断について,調査審議及び判断の過程に着目してその合理性を審査してゆく方法によるべきことが示された」ことを指摘した上で,「実際にこれまでの原発訴訟において行われてきた原子炉施設の安全性に関する『審理』は本件最高裁判決の示した考え方がないしは理念とは未だやや距離があったことは否定できない」と指摘している(川勝隆之「伊方・福島第二原発訴訟最高裁判決」(法律のひろば1993.4)32頁下段)。

当審において、基本設計の安全性が確認できない場合に、原子炉施設においていかなるプロセスでいかなる事態に至るか、さらに原発の従業員や周辺住民等に対していかなる具体的影響が議論されてきたのは、「安全評価の考え方」が回避すべき事態として定める事故、事象に対する理解、すなわち基本設計の趣旨、ないしその重要性に対する理解を深めるためという以上の意味を持つものではない。

以上のとおり、基本設計の安全性が確認できない場合に如何なる事態が予測できるかということは、そもそも本件安全審査とは次元の異なる問題であり、かかる事項は、本件行政訴訟における違法判断の要素とはなりえない。

7 司法統制の具体的枠組に関する原判決判示と国の主張について

司法判断の具体的枠組に関する原判決の判示や、国の主張のうち控訴人らの上記主張に反する部分は、理由がないか、又は、結論において、控訴人らの主張に影響しないものである。

(1) 「看過し難い過誤欠落」を「行政庁による基本設計の安全性判断が否定されること」と解する国の主張について

被控訴人国は、「『看過し難い過誤、欠落』とは、設置許可申請に係る原子炉施設について、その基本設計の安全性が確保されるものであることを認めた判断の結論が否定される場合であることに帰着する」として、控訴人らの主張は伊方判決の趣旨に反し、炉規制法24条1項4号の要件とも整合しないと主張する（国最終準備書面26～27頁,32頁）。

また、被控訴人国は、「処分後の新知見により当該処分が違法とされるのは、新知見を考慮に入れれば、当該処分によって立つ基本設計ないし基本的設計方針に係る安全性の根幹にかかわる知見が誤っていたこととなり、その結果、これを適用してした安全審査の合理性が失われる場合に限られる。換言すれば、原子炉の事故防止対策のうちの安全上必要不可欠の知見が誤っており、設置許可処分に係る基本設計ないし基本的設計方針のとおり原子

炉を設置し，将来これを稼働させた場合には重大な事故が起こる蓋然性が高いと判断される場合に限って，前記知見を適用して安全審査をした設置許可処分に取り消しうべき違法があると判断される。」と主張する（国最終準備書面16,17頁,22～25頁）。

しかし，被控訴人国の上記主張は，「基本設計の安全性の確認に関する行政庁の判断」と，「原子力安全委員会等の判断過程における看過し難い過誤欠落の有無に関する裁判所（司法）の判断」を混同し，司法判断の枠組が，行政庁判断と全く同じレベルの実体判断を代置するものであるとする点で，明らかに伊方判決を曲解した主張である。「司法判断」の枠組は，「原子力安全委員会等の…判断の過程に」という伊方判決の明文や，専門技術的裁量の趣旨に照らして明らかのように，「行政庁の判断」の依拠した「原子力安全委員会等の判断過程における瑕疵の有無，程度に関する判断」，すなわち，安全審査の結論に影響を及ぼす具体的可能性があるか否かの判断である点で，「行政庁の判断」とはレベルの異なるものである。

控訴人国は，上記主張の根拠として，高橋調査官報告のうち，「安全審査・判断の過程に過誤欠落があったとしても，それが軽微なものであって，重大なものでない場合には，これにより直ちに，多角的，総合的な判断である被告行政庁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ろう」という解説部分（高橋利文「最高裁判所判例解説民事篇平成4年度423頁」）を引用するが，上記の調査官解説は，「司法判断における違法要件」としての「判断過程における過誤欠落」の意義について論じたものであり，そこにいう「被告行政庁の判断が不合理なものとなる」というのは，「看過し難い過誤欠落の有無」という「司法統制の枠組」の観点に照らして「不合理なものとなる」こと，すなわち，「判断過程における過誤欠落」が「司法統制のレベルにおける違法判断」である「看過し難い過誤欠落」といえるためには，当該過誤欠落が，安全審査の結論に影響を及ぼす具体的可能性のない軽微なもので

は足りないということを指しているに過ぎず、「行政庁の判断」と同じレベルの実体判断を代置すべしとの立場に立つものでないことは明らかである。

また、「看過し難い過誤欠落」の枠組は、行政庁の専門技術的裁量に基づく許可決定権を尊重しつつ、原子力安全委員会等の判断の過程に、安全審査の結論に影響を及ぼす具体的可能性のある瑕疵があるか否かを「司法判断」の枠組としたものであるから、その枠組が上記行政許可の要件そのものと整合しないとの批判も当を得ないものである。

最高裁伊方判決が過程違法論（過程瑕疵論）の立場に立つものであることはすでに詳述したとおりである。

なお、上記主張のうち、「基本設計ないし基本的設計方針のとおり原子炉を設置し、将来これを稼働させた場合には重大な事故が起こる蓋然性が高いと判断される場合」という部分は、最高裁伊方判決の調査官解説（高橋利文「最高裁判所判例解説民事篇平成4年度」423～424頁）が、基本設計が原子炉災害が万が一にも起きないようにするために不可欠の重要なものであることを述べた部分であり、基本設計の安全性が確認されない場合に予想される事態の重大さを的確に表現するものである。

ただし、被控訴人国が、これをもって、基本設計の中に重要なものとそれほど重要でもないものがあるという趣旨で引用したのであれば、それは明らかに誤りである（控訴人ら最終準備書面（3）第1，五，2参照）。けだし、原子力安全委員会等の安全審査の仕組み及び判断枠組は、具体的審査基準である「高速増殖炉の安全評価の考え方」等に基づき、「設計基準事象」を想定し、「単一故障」を仮定して基本設計の安全評価を行い、そこで求められている要件をすべて充足することを確認するという方法で、ひとつ、ひとつの基本設計の安全性を確認し、かつ、すべての基本設計の安全性が確認されて、はじめて、炉規制法24条1項4号の要件、すなわち「原子炉施設の構造及び設備が、原子炉による災害が万

が一にも起こらないものであること」の要件に適合したものと判断されるというものであり(三, 2, (2), (3)・四, 2 (1)), すべての基本設計が上記意味において重要なものだからである。

- (2) 控訴人の主張が「何らかの過誤欠落があれば違法になる」というものであるとする国の主張について

被控訴人国は、控訴人らが何らかの過誤欠落があることのみを取り上げて違法なものになると主張しているという前提に立って、「可能性なるものは際限なく拡張されかねない抽象的なものであり、限界を画する要素としてはほとんど無意味なもの」とであると批判し(国最終準備書面26~27頁)、あるいは、新知見の出現をもってただちに安全審査に不備があることになると主張しているとして批判するが(同17頁)、被控訴人国の上記批判は理由がない。

控訴人は、上記のとおり、「安全審査の調査審議判断の過程に看過し難い過誤、欠落がある」こと、すなわち、「安全審査の調査審議及び判断の過程に過誤欠落」があり、それが「安全審査の結論」に影響を及ぼす「具体的可能性」が認められることが「司法統制」における違法事由であると主張しているのであって、「何らかの過誤欠落があることが違法事由である」とか、「新知見の出現をもってただちに安全審査に不備があることになる」と主張しているわけではない。

- (3) 「判断過程の過誤欠落」を違法事由とすることは過度の手続的義務を負わせることになるとの国の主張について

被控訴人国は、「控訴人らの主張は、安全審査の結論の妥当性とは別に、安全審査の過程それ自体においても完全無欠の調査審議判断を負うべきであるという手続的義務を負わされるに等しく、世界中の研究結果を漏れなく調査し尽くすことまで要求されるべきことになり、それは、伊方判決のいう専門技術的裁量判断が尊重されるべきことと整合せず、炉規制法の立法趣旨を没却する」と主張する(国最終準備書面29頁)。

しかし、控訴人らは、判断過程に安全審査の結論に影響を及ぼす具体的可能性のある過誤欠落がある場合を問題としているのであり、行政庁に「完全無欠の調査審議判断義務」を負わせるべき

であると主張しているのではない。

また、被控訴人国の上記主張は、専門技術的裁量の趣旨を誤解するものである。専門技術的裁量は、原子炉施設の安全審査が、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という同審査の特質に根拠があるのであり、それゆえ、行政庁の決定権を尊重する趣旨で、司法による実体判断の代置を避けつつ、安全審査の調査審議及び判断の過程に過誤欠落があり、それが安全審査の結論に影響を与える具体的可能性が認められる場合は、当該過誤欠落は「看過し難い」ものとして、「司法判断」としての取消又は無効確認をして、行政庁に安全審査のやり直しをさせるところにその趣旨がある（上記二、三および四、二、(2)参照）。

被控訴人国の上記主張は、専門技術的裁量の根拠と趣旨を無視して、それが政治的政策的裁量に等しい広い裁量権限を行政庁に認めようとするものである点で誤っている。

- (4) 「現在の科学技術水準に照らして」の判示は違法判断「処分時説」を採用したものであるとの国の主張について

被控訴人国は、最高裁伊方判決の「現在の科学技術水準に照らし」て判断すべきであるとする判示は、違法性の判断基準時に関する「処分時説」を採用したものであると主張する（被控訴人国最終準備書面16,17頁,22～25頁,36～37頁）。

たしかに、最高裁伊方判決の「現在の科学技術水準に照らして」という本件判示部分の法的理解のしかたについては、「将来、当該許可に係る原子炉をその基本設計どおりに設置し、これを稼働させた場合の当該原子炉の安全性の有無を判断する」（高橋利文「最高裁判所判例解説民事篇平成4年度」424頁）という原発抗告訴訟の性格に基づくものと解するか、違法性の判断基準時に関する「判決時説」を採用したものと解するか（高橋滋「先端技術の行政法理」183頁末2行＝「違法判断の基準時の一場面として整理することは誤りではなからう」という）、または、いずれと解してもよく、「用語法の問題」

と解するか（川勝「伊方・福島第二原発訴訟最高裁判決」35頁（注23））という具合に評価は分かれている。

しかし、いずれの理解に立ったとしても、上記問題に関する結論には差異はない。

(5) 安全性疑念論に関する国の主張について

被控訴人国は、控訴人らが、「原子炉の安全審査は世界最高の学問水準において審査すべく、そこで安全性に疑念が出た場合は直ちに是正されるべきである」と主張したことを問題にするが（32～34頁）、控訴人らの上記主張は、最高裁伊方判決の「現在の科学技術水準に照らして」という判示部分を上記のように言い換えたに過ぎず、格別変わったことを主張したものではない。

すなわち、伊方判決は、原子力安全委員会等とその判断に依拠する行政庁の判断に専門技術的裁量が認められる根拠を、「原子炉施設の安全審査が、…極めて高度な最新の科学的、専門技術的知見に基づく…判断が必要とされる」ことに求めていること、並びに、炉規制法24条1項4号が、許可要件の詳細な内容を原子力安全委員会の策定する具体的審査基準に譲ったこと理由を、「最新の科学技術水準への即応性」に求めていることに照らせば、炉規制法が、原子力安全委員会等に対して、「最新の科学技術水準への即応性」を求めていることは明らかである。

ところが、「もんじゅ」で現出した「2次冷却系ナトリウム漏洩火災事故」を契機として、本件「もんじゅ」の安全審査には、「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」対策の基本設計の安全性にかかわる事項について、次のような重大な知見の見落としがあったことが判明している。

第一に、床ライナの材質である鉄（鋼）が条件次第で高温の金属ナトリウムによって腐食されるという知見は、1983年（昭和58年）5月27日の本件原子炉設置許可処分時よりもはるか前である1970年代に、すでに明らかにされており（甲イ433の2「フーパー報告（久米三四郎訳）ナトリウム表面火災の研究と防護システムの

試験)【準備書面(3)別紙】、それ以来、高速増殖炉開発に関連した外国の研究諸機関では、鋼製床ライナを念頭に置いた数々の腐食実験が実施され、腐食条件に関する報告も公表されていたし、電気化学会も「(もんじゅ事故以前に)腐食損傷の発生する可能性を予測することは可能であったと判断される」と述べているのであるから(乙イ41原子力安全委員会「第2次報告書」参考資料5,参-14~18頁)【準備書面(3)別紙】、上記知見の調査上の過誤欠落は態様において極めて重大である。

第二に、本件設置許可処分の後、遅くとも、本件「ナトリウム漏洩火災事故」以前には、同事故を招く主な要因に関する知見が、事故例や研究成果の公表により、すべて明らかにされていた。

すなわち、ナトリウムのスプレー状噴出時における温度やその場合のライナ温度の知見については、多量の高温ナトリウムが空气中にスプレー状に噴出すると周囲が1000を超る高温の火の海状態になることは、1989年のスペインのアルメリア太陽光発電所金属ナトリウム噴出火災事故で明らかになっており(未提出=動燃報告「海外のナトリウム漏洩事例の対応について」添付資料)【準備書面(3)別紙】、かつ、国内でも、訴外動燃は1982年にナトリウムのスプレー状噴出によって床ライナを模擬した受皿温度が880を超す高温になるという実験結果を得ていた(乙イ9動燃「第4次報告書」添付資料5,1,添5-22頁)【準備書面(3)別紙】。

また、温度計の振動によるナトリウム漏洩事故の知見については、1985年にフランスの高速増殖炉スーパーフェニックスで2次系配管に挿入された先端の長いナトリウム温度計の振動を原因とする温度計部分の小さな漏洩口からのナトリウム漏洩事故が起きており、それに対して振動対策が取られたことも報告されており、国内においても、訴外動燃や監督官庁の科学技術庁は事故直後にフランスから上記情報を入手していた(甲イ468久米三四郎「陳述書」21頁)【準備書面(3)別紙】(なお、訴外動燃は、上記知見につき、漏洩口1.5cm²の大きな破断を想定して解析すればスプレー状噴出を招く破

断の場合を兼ねることができるとの誤った判断により、検討を怠った。

控訴人らは、「現在の科学技術水準に照らして」という最高裁伊方判決の判示部分に照らして、上記のような知見の見落としは許されないことを、「原子炉の安全審査は世界最高の学問水準において審査すべく、そこで安全性に疑念が出た場合は直ちに是正されるべきである」と主張したのである。

なお、上記事実は、本件設置許可処分の無効事由を検討する際の利益衡量における、処分庁の帰責事由の重大性の判断要素になるものと解する（控訴人ら最終準備書面(3)の第1, 四参照）。

五 原子炉等規制法 24 条 1 項 3 号(技術的能力),4 号違反の無効事由と主張立証責任

1 原子炉等規制法 24 条 1 項 3 号(技術的能力),4 号違反の無効事由

(1) 行政行為の無効は各行政行為の特質を踏まえて利益衡量で判断されること

(イ) 出訴期間徒過における違法主張の可否の問題であること

実定法上、行政行為の無効の観念をたてる意味は、取消訴訟以外において、かつ、法定の出訴期間を徒過した場合にでも、当該行為の無効の主張を認めることによって、私人の権利救済をはかることにある（塩野宏「行政過程とその統制」360頁）。

したがって、無効事由をとらえる場合は、処分の瑕疵それ自体の種類・態様のみならず、それ以外の事情も含めて、関係人が処分の取消しの申立という方法によらないで、その処分を争うことを許すべき理由があるか、という見地でとらえられるべきである（小早川光郎「行政事件訴訟法体系」218頁）。

(ロ) 無効の判断は利益衡量を基本とすること

また、判例上、無効が問題とされた行政行為には種々雑多な性格の異なるものがあり、各行政行為の無効事由は、その行政行為の特質を踏まえて個々に判断されている（遠藤博也「行政行為の無効と取消の区別の基準」=ジュリスト500号89頁=1972年3月1日）。

たとえば、最高裁第一小法廷昭和48年4月26日判決（民集27巻3号629頁,判時759号32頁）（以下本判決とも略記する）は、所得税賦課処分無効確認訴訟の無効事由が争点となった事案において、「(行政処分)が法定の処分要件を欠く場合には、まず行

政上の不服申立をし、これが容れられなかったときにはじめて当該処分の取消を訴求すべきものとされている」場合にあって、「法は、以上のような原則に対して、行政上の不服申立手続の経由や出訴期間の遵守を要求しないで当該処分の効力を争うことのできる例外的な場合の存することを否定しているものとは考えられない。…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、課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效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な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」と判示して、行政上の不服申立手続の経由や出訴期間の遵守を要求できない場合は、上記手続を経由せず、出訴期間の過ぎた後でも、無効確認訴訟のかたちで当該処分の効力を争うことを認める余地があるとしている。

本判決は、無効事由を、原告が、異議申立をして課税庁に是正の機会を与えるのを怠ったという事実だけで、不可争的效果の発生の結果を原告に負担させてもやむをえない「責むべき事情」ありと評価することの当否の問題としてとらえており、瑕疵のある行政行為につき、無効を否定することによって、「徴税行為の安定とその円滑な運営」を確保すべしという要請と、無効を肯定することによって被課税者を不利益から救済すべしとの要請とを対置し、前者のために後者を犠牲にすることが「著しく不当と認められるような例外的な事情」の有無を、事実関係の全体から判断するという手法で事案を検討し、本件で無効を認めると「格別の支障・障害」が生ずるかどうかが等という個別的判断に判断をからしめている（小早川光郎「不動産登記簿の記載等にもとづき譲渡所得の帰属認定を誤ってなされた課税処分が特段の事情のないかぎり当然無効であるとされた事例」判例時報768号155頁以下、158～159頁判例評論194号25頁以下）。

本判決のとっている手法が、いわゆる利益衡量を基本とするものであることは、つとに指摘されている（遠藤博也「行政行為の無効と取消」455頁等）。本判決の調査官解説も、「最高裁判例は、課税処分に関する場合をも含めて、重大・明白理論を採るが、ここにおいて改めて想起されるべきものは、…重大な瑕疵ある処分によって侵害された国民の権利保護の要請と、これに対するものとして法的安全及び第三者の信頼保護（換言すれば、処分を無効とすることによって侵害される既得の権利の保護）の要請にほかならない。」（最高裁判所判例解説民事篇昭和48年度544頁）と指摘して、最高裁が具体的利益衡量を重視していることを強調している。そして、無効事由における衡量要素には、処分名宛人や処分関係人の側の態様や事情、より広い利害状況も入るとされている（芝池義一「行政判例百選 第二版」169頁、常岡孝好「行政処分の無効と取消の区別」法学ガイド行政法158頁、森田寛二「行政行為の特殊な効力」現代行政法大系 2 行政過程117頁）。

(H) 明白性は必ずしも要件とはされていないこと

次に、本判決が、行政行為の実体的要件事実の欠如にもとづく無効について、明白性を要求しなかったことの判例上の意義はきわめて大きいと評されている（小早川上掲157頁）。

従来から、判例は、実際には、無効要件として明白性を必須の要件としてきたわけではない。明白性を認定している判例も、たとえば、処分庁がなすべき調査をすれば当然判明するはずであったというかたちで、明白性の概念に規範的な要素を持たむ傾向が見られたところであり、課税要件事実の欠如にもとづく瑕疵だけではなく、むしろ認定手続の不正規性という、別の側面における瑕疵も問題とされているのであり…ここでは、重大明白という表現を維持しつつも、無効と取消の区別について新たな取扱いの方法が模索されていたということができると評されている（最高裁事務総局編・続行政事件訴訟十年史311頁注17および337頁注42）。その他の判例においても、明白性の要件は多義的に用いられ、抽象化されているのが実情であり、同要件は、無効判断における必須の要件

とはされていないことが明らかである（遠藤博也上掲「行政行為の無効と取消の区別の基準」、橋本博之「行政行為の無効原因」=行政法の争点(新版)ジュリスト）。

(2) 炉規制法 24 条 1 項 3(技術的能力),4 号違反の無効は法条の重要性が本質

(4) 炉規制法 24 条 1 項 3(技術的能力),4 号の重要性と違法の重大性

本件における違法論の中核は違反法条の重要性にある。

すなわち，原子炉等規制法は，他の科学技術や産業に比類のない原子炉施設の高度の潜在的危険性を踏まえて，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉による災害を防止し，…公共の安全を図るために，原子炉の設置及び運転等に関する必要な規制等を行う」ことを目的として制定された（同法 1 条）特別に厳格な規制を求める重要な法規である。

しかも，原子炉設置許可に関する同法 24 条 1 項所定の要件のうち，同項 3 号（技術的能力に限る），及び 4 号は，原子炉施設の従業員や周辺住民の生命，健康，重要な財産などかけがえのない法益の保護を目的とする，同法の上記規制目的を達成するための中核的要件を定めた重要な法条である。

とりわけ，本件「もんじゅ」は未だ研究開発段階にある原子炉である高速増殖炉であり，…炉心の燃料としてはウランとプルトニウムの混合酸化物が用いられ，炉心内において毒性の強いプルトニウムの増殖が行われているのであって（最高裁もんじゅ判決判示），そのことは，建設，運転実績の多い商業用原子炉に比べて，周辺住民にとって大きな脅威となる蓋然性がそれだけ高いことを意味する。

したがって，本件「もんじゅ」にかかる本件原子炉設置許可申請が，炉規制法 24 条 1 項 3 号（技術的能力に限る），又は 4 号の要件に適合しない場合は，そのこと自体に重大な違法があるものと評価されるべきであり，そこに本事案における違法論の本質があるものというべきである（上記一参照）。

そして，上記要件適合性に関する行政庁の判断は原子力安全委員会等の安全審査の判断に依拠することとされているところ，上

記安全審査の仕組及び判断枠組は、具体的審査基準である「高速増殖炉の安全評価の考え方」等に基づき、「設計基準事象」を想定し、「単一故障」を仮定して基本設計の安全評価を行い、そこで求められている要件をすべて充足することを確認するという方法で、ひとつ、ひとつの基本設計の安全性を確認し、かつ、すべての基本設計の安全性が確認されて、はじめて、炉規制法24条1項4号の要件、すなわち「原子炉施設の構造及び設備が、原子炉による災害が万が一にも起こらないものであること」の要件に適合したものと判断されるというものである（三、2、(2)、(3)・四、2(1)）。

最高裁伊方判決は、これを受けて、司法統制における違法判断の枠組として、「原子力安全委員会等の安全審査の調査、審議、判断の過程に看過し難い過誤欠落がある」場合は、同委員会の判断に依拠した行政庁の原子炉設置許可処分は違法となるという司法統制の枠組を呈示したものであるから、上記枠組によって違法と判断された場合は、本件法条の重要性のゆえに、重大違法があるものと判断されるべきである。

なお、本件について、あえて「明白性」の要件の問題を検討するとすれば、「行政庁が具体的場合に、その職務の誠実な遂行として当然に要求される程度の調査によって判明すべき事実関係に照らせば明らかに誤認と認められるような場合、換言すれば、行政庁がかかる調査を行えばとうていそのような判断の誤りを犯さなかったであろうと考えられる場合もまた」明白性の要件を充足するという東京地裁昭和36年2月21日判決（行集12巻2号204頁）が参考になるが（橋本上掲「行政行為の無効原因」81～82頁）、上記(1)の(ハ)の判例、学説状況を踏まえれば、むしろ、端的に、訴訟終結の時点における「現在の科学技術水準に照らして」無効要件の存否を判断する原発裁判においては、主として処分時説を前提とする外観上一見明白説は採用しえず、明白性の要件は不要であると解するのが妥当であると考え（首藤重幸『もんじゅ』行政訴訟差戻一審判決」ジュリスト 1202 = 平成12年度重要判例解説 . 2001.6.10、

41・42頁)。

(四) 2次系床ライナは間接的対策であるとする国の主張について

被控訴人国は、「2次系の床ライナは、本件原子炉施設内に内包される放射性的ナトリウムに対する考慮のために設けられる1次系のライナとは異なり、多重防護の考え方に基づく事故防止対策そのものに直接に位置づけられるものではなく、上記の冷却系の系統分離にかかわりを持つことから、事故防止対策の一環として間接的に位置づけられるにすぎない(国最終準備書面110頁)」とも主張するが、明らかに誤りである。

けだし、2次系の床ライナが事故防止対策としては「間接的」に位置づけられるにすぎないなどという主張は、炉規制法等の法令や具体的審査基準とも相容れない間違った考えである。

すなわち、上記(1)のとおり、原子力安全委員会等の安全審査の仕組及び判断枠組は、ひとつ、ひとつの基本設計の安全性を確認し、かつ、すべての基本設計の安全性が確認されて、はじめて、炉規制法24条1項4号の要件の要件に適合したものと判断されるというものであり、司法統制の上記枠組もこれを受けているのであるから、上記枠組によって違法と判断された場合は、本件法条の重要性のゆえに、等しく重大違法があるものと判断されるべきは当然である。

事実、たとえば、被控訴人国が問題とする2次冷却系の役割は、放射性物質を多量に内蔵している「炉心」の冷却が、正常運転中はもちろん事故発生時にも不可欠であり、かつ「炉心」で発生した熱は、2次冷却系を経由して放出されるという点で、本件「もんじゅ」の安全性を確認するために必須の重要な設備であるから(甲イ482=久米三四郎陳述書1～5頁)、これが重要性において一次系に劣るかのような上記主張は、炉規制法の到底容認するところではない。

よって、被控訴人国の上記主張は全く理由がない。

上記四の7の(1)で検討した調査官解説も、基本設計の安全性が

確認されない場合は、その「基本設計ないし基本的設計方針のと
おりの原子炉を設置し、将来これを稼働させた場合には重大な事
故が起こる蓋然性が高い」ことを意味する旨指摘しているが（高橋
利文「最高裁判所判例解説民事篇平成4年度」423～424頁）、そこから、
基本設計が、原子炉災害が万が一にも起きないようにするために
不可欠の重要なものであることが分かるはずである。

(ハ) 重大知見の見落しの判明時に改めて処分の効力を争う機会を与えるべき

特に、本件の特徴は、原子力設置許可の段階では原子力安全委
員会等に判明していなかった重要な知見の見落としが、その後判
明し、その結果、現状の基本設計では、その安全性が確認できな
いという重大事態が発生していることである。

かかる場合は、安全審査において重大知見の見落としを犯した結
果、基本設計の安全性を誤って確認した処分庁と、基本設計の策
定と安全評価において誤りを犯した処分の名宛人である訴外動燃
には重大な帰責事由がある。

その反面、周辺住民である控訴人らは、上記重大違法について
何らの落度も責任もないにもかかわらず、否応なしに上記違法に
よる危険を甘受しなければならない立場に日々置かれている。

そして、上記重大知見は、公表されてはじめて控訴人らの前に
明らかになったのであり、設置許可処分の段階では、かかる違法
事実を認識することは不可能だったのであるから、そのような立
場の控訴人らには、重大な上記違法事由が同人らに判明した時点
で、改めて、本件原子炉設置許可処分の効力を争う機会を認める
のが道理であり、設置許可の段階で取消訴訟を取らなかったこと
を理由にその途を閉ざすことには、何らの合理的理由も見出せず、
著しく社会正義に反することになる。

とりわけ、本件控訴人らは、新たな上記違法事由が明らかにな
った時点では、すでに本件原子炉設置許可処分が違法であることを
理由として抗告訴訟の一種である本件無効確認訴訟を提起して
いたのであるから、少なくとも、上記違法事由との関係において

は、本件控訴人らには、実質上、提訴手続の不遵守はなかったものと解すべきである。

しかも、基本設計の安全性が確認されない原子炉施設が設置運転された場合の危険性と、かかる原子炉施設の運転はおよそ許されないとする原子炉等規制法24条1項4号の趣旨に照らせば、周辺住民である控訴人らに当該違法事由の主張を認めることは、公益にもかなうというべきである。

したがって、原子炉設置許可処分に対する異議申立手続を経なかったために、取消訴訟を提訴できない場合であっても、「現在の科学技術水準に照らして」、基本設計の安全審査の調査審議判断過程に重大知見に関する看過し難い過誤欠落が存在することが明らかになるというかたちで、新たな違法事由が判明した本件においては、本件原子炉設置許可処分には重大違法の事由があるものとして、無効判決が下されるべきである。

2 行政庁の事実上の立証の必要（客観的主張立証責任）は国にあること

- (1) 行政庁の事実上の立証の必要(客観的主張立証責任)に関する伊方判決判示
最高裁伊方判決は、次のとおり判示する。

被告行政庁のした判断に不合理な点があることの主張、立証責任は、本来、原告が負うべきものであるが、当該原子炉の施設の安全審査に関する資料をすべて被告行政庁の側が保持していることなどの点を考慮すると、被告行政庁の側において、まず、依拠した原子力安全委員会等の調査審議において用いられる具体的審査基準並びに調査審議及び判断の過誤等、被告行政庁の判断に不合理な点がないことを相当の根拠、資料に基づいて主張、立証する必要がある、被告行政庁が右主張、立証を尽くさない場合には、被告行政庁がした上記判断に不合理な点があることが事実上推認される。

- (2) 行政庁の事実上の立証の必要(客観的主張立証責任)は国にあること

上記判旨は、「専門技術的裁量は、その内容、裁量が認められる範囲の点において政治的、政策的裁量とは異なること、当該原子炉施

設の安全審査に関する資料はすべて被告行政庁の側が保持していることを考慮し、当事者の公平の見地から、被告行政庁に事実上の立証の必要があることを明らかにしたもの」(法務省訟務局内訟務実務研究会編「国・公共団体をめぐる訴訟の現状」629頁、鈴木正紀、山本和郎、近藤俊三執筆)、また、「判示をそのまま受け取るとすれば、行政庁の判断の相当性ないし合理性についての客観的主張、立証責任を被告行政庁側に負担させたものと理解すべきことになる」(前掲川勝隆之「伊方・福島第二原発訴訟最高裁判決」38頁上段)と評されている。

そして、伊方判決が、取消訴訟において、被告行政庁に対して、事実上の立証の必要、ないし客観的主張立証責任を負担させるべきであるとする主な理由が、当該原子炉施設の安全審査に関する資料を被告行政庁の側がすべて保持している点にあることに加えて、上記1のとおり、原子炉等規制法24条1項3号(技術的能力に限る)、4号違反は、違反法条の重要性のゆえに、それ自体が重大違法があるものと解され、その意味で、取消事由と無効事由との間に差異がないことに鑑みると、無効確認訴訟においても、事実上の立証の必要ないし客観的主張立証責任の負担の帰属につき、これと別異に解すべき理由はない。

これに反する被控訴人国の主張は、本件における無効事由の特質(上記1)に照らせば、理由がないことが明らかである。

六 原発無効確認訴訟における「具体的司法判断基準」

以上のとおり、本件「もんじゅ」行政訴訟においては、現在の科学技術水準に照らして、原処分の依拠した安全審査について、その調査審議において用いられた具体的審査基準に不合理な点があるか否か、あるいは基本設計の安全性を確認した原処分時の安全審査の調査審議及び判断の過程に、過誤、欠落があり、それが、基本設計の安全性を確認した旨の安全審査の判断に、影響を及ぼす具体的な可能性があるか否か、換言すれば、再度、科学的、専門技術的知見に基づく原子力安全委員会等の安全審査をやり直す必要があるか否かが「司法審査」されるべきである。

そして、被告行政庁の側において、まず、上記のとおり、当該原子炉

設置許可処分の依拠した具体的審査基準，並びに，調査審議及び判断の過程等，被告行政庁の判断に不合理な点がないことを相当の根拠，資料に基づいて主張，立証する必要があり，被告行政庁が上記主張，立証を尽くさない場合には，被告行政庁がした上記判断に不合理な点があることが事実上推認され，原処分は炉規制法 24 条 1 項 3 号（技術的能力に限る），4 号の許可要件を充たさないことになり，裁判所は，当該原子炉設置許可処分は無効であるとの「司法判断」をすべきことになる。

第2 重大な事項について安全審査が行われなかったこと

一 本件ナトリウム漏えい事故が明らかにしたもの

1 安全審査の過誤・欠落がもたらす重大な事態 = 結果の重大性

- (1) 2次冷却系は、炉心で発生した熱を直接除去する1次冷却系から、中間熱交換器を通じてその熱を受け取り、蒸気発生系にこれを移送する役割を担う設備である。
- (2) もんじゅには独立した3系統（ループ。A，B，C）の2次冷却系が設けられている。但し、これら3系統の2次冷却系は、それぞれが隣接した部屋に設備され、建屋のコンクリート壁や扉あるいは開口部で仕切られているだけなのでその独立性は完全なものとは言えない。
- (3) 2次冷却系のこのような機能と設備と構造から、これが何らかの原因で破損して（例えば、本件事故のような温度計さや管の折損、あるいは2001年11月7日に発生した中部電力浜岡原発1号炉の配管の「ギロチン破断」「水素爆発」が原因とされているなど）、冷却材のナトリウムが漏えいした場合、基本設計の安全性の審査に看過し難い過誤・欠落があれば次のような重大な事態が生じる。
- (4) 第1に、2次冷却系3ループの全てが使用不能となれば、炉心で発生した熱を移送することができなくなるため、炉心の温度は上昇し、炉心を通るナトリウムは沸騰し、炉心の核燃料体は融点を超え「炉心溶融」という重大な事態に至る（炉心冷却能力の喪失）。さらに、溶融炉心の状態によって炉心での核分裂反応度が再臨界条件を超えれば、「炉心崩壊・爆発」という高速増殖炉特有の最悪事態を招く。

第2に、もんじゅの1次冷却系はそこで使用されているナトリウムが漏えいしても、1次冷却系の配管を収納している原子炉格納容器内が不燃性の窒素ガス雰囲気であるためナトリウムによる火災が発生しない仕様となっている。しかし2次冷却系ではこのような不燃対策は施されていない（2次冷却系の配管室は空気雰囲気、か

つ壁面はコンクリートのままである)。

従って、2次系の配管が何らかの原因(例えば、上記のような原因)で破損した場合、漏えいしたナトリウムは空気中の酸素と直ちに反応・化合し、発火しながら配管室内に散逸状態(スプレー燃焼)で落下する。そして高温のナトリウムは鋼製の床ライナを腐食して床コンクリートと直接接触し、床のコンクリートと反応して水素を発生させ(本件事故。水素の爆発的燃焼の発生)配管室内の温度と圧力を上昇させるのみならず、2次冷却系が設備されている部屋を破壊し、最悪の場合には全ての2次冷却系の機能を喪失させる(ナトリウム火災の熱的影響)。

(5) 以上の事態は決して仮想のものではない。

即ち、後に詳述するとおり、訴外動燃の解析によっても、本件事故が外気中の湿分の高い夏期に発生しておれば、ナトリウム漏えい後たかだか約80分(注・本件事故のナトリウム漏えい継続時間は約3時間40分である)もすれば、床ライナの残存厚みは、わずか0.5ミリ程度にまで腐食・減肉され、したがって床ライナはその機能を失って腐食・貫通し床コンクリートとナトリウムの反応が生じることを否定することができないのである。

(6) 要するに、2次系ナトリウムの漏えい事故は、もんじゅの原子炉の破壊をもたらす現実的な危険性を有することを本件事故によって実証したものである。

(7) 以上をふまえ、本件安全審査において2次系ナトリウム漏えい事故(=本件事故)に関し、この審査に看過し難い過誤欠落があり、これが重大な違法となることを以下で概略主張する。

2 事故解析における本件ナトリウム事故の位置づけないし事故解析の目的

(1) 事故解析の目的(甲イ・457・1頁)

安全審査の対象である本件の2次系ナトリウム漏えい事故の解析の目的を整理すると以下の2点である。

2次冷却材の漏えいに伴う中間熱交換器2次側の除熱能力の低下および炉心冷却能力の確保を確認すること。

隣接系統（＝AないしCの三つの隣接する各ループの系統）の崩壊熱除去機能の確保を目的とした系統分離機能を確認すること。

上記の確認は、系統分離のための障壁を形成している建屋の健全性の確認を評価することによって行われるとされている（甲イ・457・1頁）。

(2) 上記 と の関係

上記 は炉心冷却能力の解析，

上記 は漏えいナトリウムによる熱的影響の解析，とされているが，いずれも究極的には炉心溶融という最悪の事態に至らないことを確認するための解析である。

即ち漏えいした高温のナトリウムの熱的影響によって，2次冷却系の3つのループ（AないしC。本件事故はCループで発生）の相互分離＝系統分離の役割を果たしている建屋が破損し，他のループによる炉心冷却能力が失われることがないか。

換言すれば，あるループで発生したナトリウムの漏えいによる熱的影響によって建屋が破損し，これが他のループに伝播，波及して他のループに依存する炉心冷却能力が失われることがないかを確認するものとされる。

しかし，この熱的影響は1981年12月28日の訴外動燃による申請書の一部補正によって初めて解析の対象とされたもので，被控訴人国（安全委員会）は何ら知見も問題意識も有さず，安全審査を欠落させていた。

(3) 本件ナトリウム事故と本件訴訟の争点

本件事故は，直接的には上記の熱的影響の解析に関わるものだが，問題の核心は上記の炉心冷却能力の確保（炉心溶融という最悪の事態の回避）に帰着する。

本件訴訟の争点は，基本設計の安全性に関わるこの熱的影響の事故解析についての安全委員会の審査の当否，即ち，

（ ）看過し難い過誤欠落の有無，

()この過誤欠落が重大な違法となるか否か、
である。

そして先にも述べたとおり、そして後に詳述するとおり、今日、被控訴人国（安全委員会）は本件ナトリウム事故の原因と経過と結果の全てについて知見も問題意識も全く有していなかったことが明らかとなり、これによってもんじゅの安全審査には看過し難い欠落があること、この安全審査の欠落は炉心溶融という最悪の事故に結びつく重大なものであることも明白である。

3 熱的影響の解析における安全委員会の審査過程の看過し難い過誤・欠落の存在とその具体的事情

(1) 解析の指標

前記のとおり熱的影響の解析は系統分離のための障壁を形成する建屋の健全性を確認することによってなされる。その各別の指標は以下のとおりとされている（甲イ・457・1頁）。

- () 温度上昇に伴う建屋内の圧力。
- () 構造体のコンクリートの温度。
- () 上記()の前提条件となる床ライナの温度。

齊藤陳述書（乙イ・45・3頁）は圧力のみが安全審査の対象であるかの如く述べるが、これは以下のとおり不正確である。

- () 上記のとおり解析の指標は圧力のみではなく、コンクリートの温度も床ライナの温度（上記()のとおり前提条件とされている）も指標であること。
- () 齊藤はもんじゅの科技庁による安全審査（行政庁審査・・安全審査書の作成。乙9）を担当した。そして齊藤らが作成した安全審査書には床ライナの温度が審査対象となったことが明記されていること（乙9・177頁および178頁）。

(2) 看過し難い過誤欠落の具体的事情

「前提条件」（甲イ・457・1頁）である床ライナの温度の想定を誤り、ないしはこの点についての審査を欠落させたことは、次の各温度状態から明らかである。

- () 床ライナの設計温度 530
本件事故における床ライナの温度 約750
燃焼実験における床ライナの温度 約850
- () この過誤欠落の原因の一つはナトリウム漏えいによるスプレー燃焼を正確に解析していなかったことによる。即ち
- (イ) スプレー燃焼により、もんじゅの設計温度(530)を超える温度上昇(約880)があることの知見を訴外動燃は有していた(控訴人準備書面(3)添付別紙 および)。
- (ロ) 「本件事故以前にナトリウムと壁の反応について検討されていたのか」という質問に対し、訴外動燃は「ナトリウムは・・・下方向に棒状(コラム状)に落下することを・・・実験で確認していた。従って壁(コンクリート)とナトリウムの接触はないものと判断した」、「現実的な漏洩形態は・・・下向きの棒状(コラム状)の落下となることを確認した」と回答し(甲イ・458・10頁)、スプレー燃焼を軽視していた。
- (ハ) 訴外動燃は、漏えいナトリウムについてスプレー状に落下する状態を解析したかのように記述しているが、漏えい室内の温度と圧力を算定するための方便としてスプレー状燃焼を想定しているにすぎず、漏えいナトリウムの落下形態は、上記(ロ)でも明らかなように、「ナトリウムはコラム状に床ライナ上に落下し、漏えい室で瞬時にプール(注・ナトリウムの溜り)を形成(する)」(甲イ・457・3頁)と想定したに過ぎない。これは上記(イ)のナトリウムのスプレー燃焼による温度上昇の想定ないし解析とは別ものである。
- () 被控訴人国(安全委員会)は、スプレー燃焼による床ライナの温度上昇について知見を有さず、従って審査の対象としなかった(=「欠落」)。

構造体のコンクリートの温度の想定を誤り、ないしはこの想定を欠落したこと

() 本件事故でのコンクリートの温度の推定値(乙イ9・4頁-13)は次のとおりである。

壁コンクリート	約400
床コンクリート	約510
リッド下コンクリート	約570

() 訴外動燃は、ナトリウム温度が約530 を超えてコンクリートと接触すると制御困難なナトリウム-コンクリート反応(水素の発生による爆発的な燃焼、コンクリートの構造体としての著しい劣化)が発生するという知見を有していたが(動力炉技報・1982年12月・48号・42頁)、これが現実的なものとは全く想定せず、基本設計の安全性に反映させなかった(甲イ・458・10頁)。

() 訴外動燃の上記の知見の有無と関係なく、被控訴人国(安全委員会)は、上記()の公知の事実(公刊物に登載されている)について、コンクリートの温度上昇を安全審査の対象としなかった(=「欠落」)。

この点安全委員会の委員長の佐藤一男は、床ライナについて

「(床)ライナは接触防止のためにそこにあればいいというもの。強度その他を期待するわけ・・・ではない。強度部材ではないから・・・これが破れるということは通常は想定しません」(佐藤証言・15頁)

と証言する。これによれば安全委員会においては、およそ床ライナの設計温度(530)が具体的事象(高温下でのナトリウムと床ライナとの腐食現象の発生、コンクリートの温度上昇、高温でのナトリウムとコンクリートの接触に伴う危険性)との関係でその当否を検討されることがなかったことは明らかである(=「欠落」)。

中小規模のナトリウム漏えいを想定せず，これに起因する温度上昇と溶融塩型腐食の知見も有していなかったこと。

() 被控訴人国(安全委員会)がこの知見を得ることは容易であり，高速増殖炉の技術関係者にとっては公知の事実だった(乙イ・41・参17頁)。

() しかし本件事故そして溶融塩型腐食の知見を被控訴人国は欠如させていた(=「欠落」)。

() 溶融塩型腐食が床ライナの腐食・貫通の原因となること，そしてこれによるナトリウム・コンクリート反応(漏えいナトリウムの熱的影響によるコンクリートの劣化および水素の発生)によって建屋を障壁とする系統分離機能が失われるおそれがあることも上記1の訴外動燃の本件事故の位置づけによれば明らかだが，安全委員会はこの知見を有さず，安全審査を欠落させた。

(3) 以上の安全審査の欠落は，この欠落が前記第3章・第2・一・1で述べたもんじゅの重大な危険性に結びつくものだから，これを看過することはできない。

4 熱的影響の解析における安全委員会の審査過程における重大な違法の存在と，その具体的事情

(1) 重大な違法の具体的事情

基本設計の変更の予定

() 2001年6月6日，訴外動燃は本件事故を直接の理由として漏えいナトリウムの緊急ドレン設備の新設を内容とする本件許可処分の変更を申請した。

() この変更申請の内容は

「ナトリウム漏えい対策関連の事項は，・・・その内容に基本設計ないし基本的設計方針・・・に属する対応を含む・・・」(甲イ・456・23頁)

と安全委員会に指摘されていたとおり，被控訴人国が主張するところの，いわゆる，

(イ)「基本設計」

(ロ)「基本的設計方針」

の変更を必然とするものである。但し、安全委員会が自らの判断に基づき本件ナトリウム事故との関連でもんじゅの基本設計ないし基本設計の安全性に関わる事項の変更を指示したことはない(前記のとおり、安全委員会は本件ナトリウム事故について知見も問題意識も有していなかった)。

() いずれにせよ基本設計ないし基本的設計方針の変更を必要とする本件事故が軽微なものではないことは言うまでもない。

即ち、原子炉設置の規制手続上から変更許可を必要とするような事故(=本件事故)は、「重大」なものと言う以外にないし、現に前記第3章・第2・一・1で述べたとおり、この点に関する安全審査の過誤・欠落は2次冷却系の全ての機能を喪失させる重大な危険性に結びつくものである。

() 付言すれば、佐藤一男(安全委員会委員長)および齊藤伸三(行政庁審査に關与)は、例えば床ライナの温度上昇と床ライナの健全性について、

(イ)鉄の融点(約1500)を一般的に念頭に置いて「とてもそういう温度になるとは思えない」と考えたにすぎず(佐藤証言・17頁)、あるいは、

(ロ)ナトリウムが床ライナ上で燃焼する場合、床ライナと火炎の間にはナトリウムが存在するから、床ライナの温度上昇はナトリウムの沸点880 以上となることは考え難い(乙イ・45・2頁)、

などとして、いずれも床ライナの健全性は確保されると判断したと述べ、もんじゅの床ライナの設計温度(530)の意味について何の知見も関心も有していない。

しかし、これらが、本件事故前後に被控訴人国と訴外動燃が得ていた、あるいは得ることが容易であった「知見」によ

って違法であることは明らかである。

即ち1986年8月18日に発生したスペイン・アルメリア太陽熱プラントのナトリウム漏えい事故（控訴人準備書面・・・26頁で言及）の被害状況について、訴外動燃は、
「・・・ナトリウムの噴出を止めることができず、約30分でタンクのノズル部に損傷が生じて圧力が開放されスプレー燃焼は終了した。

その後はナトリウムのキャッチパン（注・受け皿）での燃焼が続き、2時間後に消火した。

被害はナトリウム施設や隣接する制御室にまで及んだ」（控訴人準備書面(3)添付別紙）

との知見を有していた。しかし被控訴人国はこの知見を有していなかったのか、安全審査において上記事故に留意した形跡はない。

以上によれば、本件の安全委員会の審査は、当時、既に知りえた知見およびその後当然知りうべき知見（訴外動燃の実験結果を含む）を全く無視＝安全審査を欠落したものであり、かつこの欠落が本件事故に直接関わるもので炉心溶融という高速増殖炉の最悪の事故に結びつく可能性がある以上、上記の不知（＝安全審査の欠落）の違法が重大であることは論を俟たない。

(2) 安全委員会の審査の過程の重大な違法

前記2で述べたとおり、安全委員会は本件事故の原因と経過と結果について、十分な公知の知見があったにもかかわらずこの知見を有さず安全審査を欠落させた。

本件事故とその拡大・発展の可能性を考察すれば、本件事故による熱的影響が隣接系統に波及し、もんじゅの炉心冷却能力を失わせる可能性があったことは明らかである。

そうであるが故に訴外動燃は本件許可処分の変更を申請しているのである。

そして安全委員会は本件事故の発生まで、2次系ナトリウムの漏えい事故に関するもんじゅの設計の不備について何の知見も問題意識も有さず、従って訴外動燃に対して改善措置等の指示を示すことも一切なかった。

訴外動燃が事故解析の対象とした事故＝理論上は位置づけたもんじゅの基本設計の安全性に関わる事故である本件事故が現に発生した以上、その事故の可能性を看過し、そもそも本件事故に関する知見も問題意識も有していなかった被控訴人国(安全委員会)の安全審査の過程における審査の欠落の違法は重大である。

二 高温ラブチャについての安全審査の欠落がもたらす事態

1 高温ラブチャについての安全審査の欠落

(1) SWAT - 3 RUN 16の報告の欠如

高温ラブチャ事象については、1983年4月のもんじゅ許可時の安全審査においては、全く検討されていない。もんじゅ許可時までには、すでに訴外動燃は1981年にSWAT - 3 RUN 16を実施し、条件によっては高温ラブチャがこの原子炉の蒸気発生器伝熱管破損時に発生することを知っていた。にもかかわらず、訴外動燃はこの実験結果を当時の審査行政庁である科学技術庁にも原子力安全委員会にも報告しなかった。

(2) SWAT - 3 RUN 19についての事後審査の欠如

被控訴人が本件訴訟において、もんじゅにおいて、高温ラブチャが発生しないことを確認したとするSWAT - 3 RUN 19の実験は許可処分後の1985年4月に実施された。しかし、この実験結果も科学技術庁・原子力安全委員会に報告されなかった。従って、この実験が十分に保守的な条件の下で実施されているかどうかも検討されていない。

(3) PFR事故の発生とその原因究明に基づくもんじゅの再審査の欠如

1987年2月にイギリスにおける高速増殖炉原型炉PFRにおいて、蒸気発生器伝熱管大量破損事故が発生した。そして、イギリ

スにおける事故調査によって、その原因は高温ラプチャであるとされた。しかし、この重大な事故の原因が高温ラプチャであることが判明してから、もんじゅにおいて、同様の事故が起こりうるかを検討してこれを審査行政庁が検討することもなかった。

(4) 基礎的な実験の不足

我が国においては、蒸気発生器における高温ラプチャに関する実験は1981年のSWAT-3のRUN16と1985年のRUN19の二回実施されただけである。この実験自体も実機とは規模も構造も異なる試験装置を使って実施したものである。そして、そのうちの一回では25本もの大量の高温ラプチャが発生し、一回では通水管については発生しなかったものの、通水していない配管についてはやはり高温ラプチャが発生している。

このような限られた実験結果だけでは、どのような条件の下でもっとも高温ラプチャの危険があるかということもわからない。訴外動燃はこの実験結果をもとにコンピューター解析を重ねて、高温ラプチャの発生する可能性を論じているが、様々に条件を変えて実験を重ねる以外に高温ラプチャの発生条件を確実に予測し、安全性を確保することはできないのである。

実験については、さらに重大な事実がある。アメリカのETECの大規模ナトリウム-水反応試験装置LLTRのA-5試験で大量の高温ラプチャ型破損が発生していること(1983年9月のレポート)が、控訴審になってから公表された動燃レポートによって明らかになった。

またイギリスでもPFR事故以前の実験では、水流動を仮定して高温ラプチャは発生しないとしていたことも判明した。イギリスでも伝熱管内部の蒸気流による冷却効果を考慮した比較試験を行い、実機の条件では管内冷却効果の寄与により高温ラプチャは発生しないと結論していたのである(1985年2月の報告書)。このような仮説は、実機で発生したPFR事故によって明確に否定された。

さらに、本準備書面の第5章結論において論じたように、世界の

高速増殖炉の開発は終了しており、どの国も研究・実験のための予算がとれない中では、実験を重ねて安全性を確認する術も失われている。

2 最近の訴外動燃と被告国の対応は何を意味しているのか

(1) 原子力安全保安院の訴外動燃に対する指導

平成13年12月11日経済産業省原子力安全保安院は「蒸気発生器計装の設置許可申請書への記載」について文書で指導を行った。

平成13年12月11日原子力安全・保安院新型炉等規制課長発の「高速増殖炉もんじゅの蒸気発生器計装等の設置許可申請書への記載について」と題する文書によれば、「伝熱管破損による水漏えい対策を考慮し、蒸気発生器計装として、伝熱管破損を検出するために、カバーガス圧力計及び開放板開放検出器を設け、これらの信号により、内部保有水・蒸気の急速なブロー等の自動操作が行われることとされているが、カバーガス圧力計等の位置付けを一層明確化することが適当と考えられることから、設置許可申請書本文の『蒸気発生器計装』と記載されている部分を『カバーガス圧力計等の蒸気発生器計装』と明記するとともに、併せて、その他の蒸気発生器伝熱管破損時の影響緩和に係る設備について当該申請書の添付資料に追記するよう貴機構に対して求めます。」という頭書の後に、「記」として、「圧力開放板検出器による検出による場合、高温ラプチャが発生する判断基準を上回る結果と評価された」とされ、「カバーガス圧力計による初期水リークの確実な検出が高温ラプチャ発生防止のうえで重要と判断するものであり、」として、この点の設置許可申請書への明記を求めたものである。

この指導の前提となっている解析の変更点は、変更許可後に訴外動燃が保安院に報告した「安全総点検への対応報告」について、保安院が疑問点を指摘して再解析を指示する中で判明したことである。

ここで、指摘されている点は次の二点である。

伝熱管の肉厚が4ミリで安全解析が行われているが、詳細設計

では最小肉厚が3.5ミリ，実測でも3.6ミリのものがあることが判明したこと。

伝熱管から水・蒸気への熱伝達率について，訴外動燃の当初の解析では，膜沸騰発生時の熱伝達率の減少について十分反映されていない。

上記の点は，このことを公表した際の保安院の記者発表文書と動燃の作成した技術報告書「蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャ型破損評価手法の整備と適用()」(2001年11月)に明記されている。

(2) 膜沸騰は原子炉工学の学部生の知識レベル

の膜沸騰とは，沸騰した蒸気が蒸気膜となって低温液を包み込む形態をいい，核沸騰と並ぶ沸騰の二つの形態である。この沸騰が発生するとこの膜が原因となって，熱伝達が極めて困難となる。このことは，原子炉工学の「イロハ」であり，あらゆる原子炉工学の教科書に詳細に記述されている。とりわけて，専門的な知識を持つ研究者でなくとも，原子炉工学を学ぶ学部生であれば当然の知識として知っていなくてはならない初歩的な知見である。

1974年に講談社から出版されている岐美格著の「原子炉工学下」の第9章「原子炉における沸騰熱伝達」では，膜沸騰の各段階が詳細に記述されている。そして，膜沸騰と核沸騰の間には遷移沸騰という不安定な領域があることも記述されている。

試みにインターネットにおいて「膜沸騰」という用語でGOOGLE検索を掛けると，千件を超えるヒットがあった。様々な熱工学分野の文献があるが，その中には，原子炉工学の大学教官のシラバスが数多く見られた。

保安院の指摘によって，明らかになったことは訴外動燃においては，伝熱管から水への熱伝達の過程で当然考慮しなければならない膜沸騰を見落としていたこととなる。

(3) 訴外動燃による変更申請の補正

このような指摘に基づいて訴外動燃は12月13日「高速増殖原

型炉もんじゅ原子炉設置変更許可申請書（原子炉施設の変更）本文および添付書類の一部補正」を提出した。これは、法律的には設置変更許可の一部となったということである。

そして、申請書本文には、「蒸気発生器伝熱管からのナトリウム中への水漏えい検出機能に対する信頼性向上を図るため、プロセス計装の一部を変更する。」として、「カバーガス圧力計等の蒸気発生器計装」等のプロセス計装を設けるとした。

そして、工事予算額にも「プロセス計装」分として11億9千万円が計上された。

さらに、安全設計の「基本方針」、「蒸気発生器伝熱管水漏えい対策」、「蒸気発生器計装」事故「防止対策」の各項目に、カバーガス圧力計で確実に水漏えいが検出できるような対策を講ずることが詳細に記載されている。とりわけ、24ページには「ナトリウム・水反応による顕著な圧力上昇を生ずるような伝熱管破損に際しては、蒸発器に設けたカバーガス圧力計により、水漏えいを検出する。この水漏えい信号に基づく一連のプラント自動停止操作により、伝熱管の高温ラプチャ型破損の発生を防止するとともに、損耗作用による破損伝播を抑制できる設計とする。」と記載されている。

(4) 本件行政訴訟において、この原子力安全保安院の行政指導が基本設計に対して持つ意味

被控訴人らは本件変更許可申請の行政指導を受けたことをもって、従来、被控訴人らが主張してきた「基本設計論」に影響を与えるものであるとして、対応に苦慮し準備書面の提出期限の延期を願っているところである。この点については、第1審被告最終準備書面における「基本設計論」と上記行政指導の前提となっている「基本設計論」との関係を検討することにより、明らかになるものと思われる。

原子力安全・保安院が上記行政指導に出たのは、高橋滋「先端技術の行政法理」の以下のような考え方の影響であると推測される（高橋滋「先端技術の行政法理」107頁以下、同「原子炉等規制法の改

正と原子力災害対策特別措置法の制定」(ジュリスト2000.10.1, 1186)32頁)。

「筆者が強調したい点は、施設の基本設計は原子炉等規制法の要件(特に、法24条2項等が定める「施設の位置、構造及び設備が…災害の防止上支障がないものであること」)に合致しているとした許認可権者の判断理由が、後続の安全規制の基礎となるにもかかわらず、許認可書本文にそれぞれ明示されない点である。筆者は段階的安全規制制度の下では、原子炉設置許可等の許認可は、原子炉等規制法の法的資格の付与という効果に加えて、『(施設の)基本設計が法の要件に合致する』との判断を示すことにより、その範囲において後続の許認可等において事業者・行政庁の申請内容・審査内容を拘束するという効果をもつ、と解している(ドイツの原子力法制度にいう「基本構想許可」に類似する性格をも、当該許可は有していると解される)。このような筆者の見解に立つならば、判断の基幹的部分は何らかの形で明示されるべきであろう。…施設の使用方法が審査事項に直接含まれると解することは法令上困難である。しかしながら、施設における安全対策の妥当性を評価するに際しては、判断の前提として様々な条件を想定していることが通例であり、…これらすべての条件を明示することは不可能であっても、少なくとも審査の結果、安全確保の上で今後留意すべきものと考えられる事項については、許認可書類に明示される方向で検討されることが望まれる。」「原子炉等規制法の改正と原子力災害対策特別措置法の制定」(ジュリスト2000.10.1, 1186)32頁)

いずれにしても、この保安院の指導によって、高温ラプチャについて基本設計の安全性に関わる事項として審査機関が安全審査を示したことを示したことで、これまで、訴外動燃が行ってきた解析に、不十分な点があり、現状のもんじゅに高温ラプチャの発生の危険性があることが明らかになった。この変更許可申請の補正の内容の妥当性は、別途保安院の行政庁審査と原子力安全委員会のダブルチェックを受けることとなるが、原許可処分の対象となったもんじゅにつ

いて高温ラプチャの危険性の有無についての安全審査を行う必要があったにもかかわらず、その審査が行われていないことは明確になったといえる。この一事をもって、本件安全審査には看過し難い欠落があり、その違法性が重大であることは十分に論証されたものと思料する。

(5) 訴外動燃の技術能力は原子炉工学の学部生以下

保安院の指摘は、いずれも工学的には当然といえる指摘である。

伝熱管の熱に対する強度を考える上で、管壁の厚みは最も重要なファクターの一つであり、保守性の観点からすれば、管壁の平均値をとるのではなく、詳細設計における最小値をとるべきことはあまりにも当然のことである。このような初歩的な安全性の上げ底が保安院によって指摘されるまで気がつかなかったということは、お粗末の一言である。

さらに重大なことは、膜沸騰時の熱伝達率の減少が考慮されていなかったことである。この見落としはナトリウム漏えい事故時のナトリウムと鉄の高温腐食に関する知見の見落としとは比べものにならないほど初歩的かつ重大な知見の見落としである。保安院の技術者は軽水炉の安全審査に長年従事してきており、この点に気づくのは当然であろう。この点については、保安院に指摘されるまで訴外動燃側では気がつかなかったというのである。もんじゅの設計が始まって25年間以上にわたって、その蒸気発生器の安全設計に携わった技術者の数は膨大な数に上るであろう。その誰もがこの問題を見つけだし、指摘することができなかつたのである。動燃技術陣の熱工学技術水準は、原子炉工学の学部生以下と言うべきであって、そのあまりの貧弱さには驚きを通り過ぎて戦慄をすら覚える。このような技術者集団にこのような危険な原子炉を取り扱わせてはならない。

そもそも、本件許可処分の安全審査においては、高温ラプチャに関しては、何の安全審査も行われていない。仮定の問題として、SWAT3-RUN16と19が許可処分前に実施され、乙イ44号

証が安全審査の段階で作成されて、これを是認する審査結果が出されて許可処分が出ていたとしても、今回の保安院の指摘は、安全審査の看過し難い欠落として、重大な違法事由となるであろう。

まして、本件許可処分ではこの高温ラプチャという重大問題について、何の審査も行われていないのである。もはや、本件許可処分が無効であることは、動かしようのない事実である。

(6) 安全審査の欠落がもたらす事態を判断すべきは行政庁・原子力安全委員会である。

この安全審査の欠落が、本件施設の安全性にどのような影響をもたらすかは、現在実施されている行政庁と原子力安全委員会の安全審査の課題であって、当裁判所の判断すべきことではない。今回の保安院の正式文書にはないが、同時に記者会見資料として配付された文書には、「経緯」の項目における「なお」書きとして「この指導は、当初の設置許可に際しての安全審査において妥当性を確認しているもんじゅの安全性の基本的な考え方について、その変更を求めることを意味するものではない。また、これまでの検討結果によれば、当初からもんじゅに設置されている機器を用いれば、高温ラプチャは発生するものではない。」という記載がある。

しかし、このような記載は、本来、未だ原子力安全委員会の審査と意見も得ていない段階で審査行政庁が口にすべきことではない。原子力安全委員会の安全審査によって、訴外動燃が原判決の時点で依拠し、原判決もこれを盲信する判示を重ねるもととなった「蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャ型破損評価手法の整備と適用」(1998年6月 乙イ44号証)が保安院で否定されたように、動燃の実験結果や解析にさらなる問題点が指摘され、再度安全上のポイントの見逃しによって否定される可能性もあるのである。

この数行の記載は訴外動燃が、このような補正申請が本件訴訟の帰趨に対してもたらす決定的ともいえるインパクトを弱めるために、保安院に頼み込んで記者会見配付資料に必要でない事項をあえて書き込んでもらった政治的な余事記載にすぎない。裁判所は、こ

のような余事記載に惑わされることなく，このような重大な事項について本件許可処分時に安全審査が欠落していたことを端的な理由として本件許可処分の無効を認めるべきである。

(7) 原施設では高温ラプチャは起きないとする根拠は崩れている

以下の記述は，本来は行政訴訟では不要と考えるが，被控訴人が解析の操作と詭弁によって原設計のもんじゅでは高温ラプチャは起きないことを主張しているようなので，このような最後の悪あがきに対して簡潔にポイントを指摘しておく。

ここでの論証はすべて解析によるものであり，新たな実験は全く行われていない。机上の解析では現実の事故の進展によって常に裏切られることは，最近の我が国の続発する重大事故の経験からも裏付けられる。

今回の解析結果では，当初からの主要な安全対策とされてきた「圧力開放板」の手段だけでは，高温ラプチャが発生してしまうことが明らかになった。

カバーガス圧力計での初期水リークの検出の場合，高温ラプチャが発生する判断基準を下回っているとされ，そのことが報告の概要でも強調されている。しかし，下回っているとはいうものの，解析結果は例えば40パーセント給水の場合応力/引っ張り強さで0.97，累積損傷和で0.95となっており，ほとんど余裕はない。

このような計算誤差にはいるような値を持って高温ラプチャが発生しないことを確認したとは到底いえない。

さらに，重要なことは，当初の伝熱管破損対策の安全設計では，水リーク検出によるプラント自動停止の作動は，現状設備についても，改造設備においても，圧力開放板によるものとされていた（乙イ44 26ページ下から11行目および29ページ2行目）。

本件許可申請添付書類にも次のように記載されている。

「初期スパイク圧発生後伝熱管破損伝播による影響も含めて水

素の発生が継続するため、蒸発器のカバーガス圧力が上昇し、蒸発器用圧力開放板が開放し蒸発器内圧力の開放が開始される。圧力開放板開放検出信号によって、蒸気発生器の水・蒸気側のしゃ断、内部保有水・蒸気の急速ブロー、2次主冷却系循環ポンプのトリップ等の一連のプラント停止機能が自動的に行われ、「2次主冷却系循環ポンプ回転数低」信号により原子炉は自動停止する（添付書類10-3-65）。

このように、水リークの検出については、一貫して信頼性のある検出方法は圧力開放板の破裂によるものとされてきたのである。

カバーガス圧力計は確かに現状設備にも存在はするが、これが確実度の高い水漏えい検出方法とは考えられてこなかったのが、厳然たる事実である。また、原理的にも圧力開放板の開放と同等の信頼性を有するものではない。今回の改造工事では、このカバーガス圧力計を2つから3つに増やし、その動作ロジックを2つのうち2つの圧力計が異常値を示したときに自動停止操作を行う仕組みを圧力計を3つに増やし3つの圧力計の内2つが異常値を示したときに自動停止操作を行うように、信頼性を改善させている。

このような改善を行っても、伝熱管の破損時に、このカバーガス圧力計が作動して、高温ラプチャが防止できるかどうかは大いに疑問である。また、カバーガス圧力計の共通原因による不作動の可能性が完全には否定できない。この点の究明が今後の安全審査の主要な論点の一つとなろう。しかし、すくなくとも、改善前の設備では、一台でも圧力計が故障していれば全くのお手上げである。現状設備にも、カバーガス圧力計があるから、高温ラプチャは発生しないなどとは到底いえないのである。

訴外動燃が保安院の指示に答えて実施した新たな解析では、伝熱管から水側については解析条件が厳しくなっているが、見逃さないことに「ナトリウムから伝熱管への熱の入り方に関して、こ

れまで現実に比べて過大な余裕を持つような前提に立っていたものを見直した。」とされている。しかし、保安院に提出していた解析結果に保守的でない点が指摘され、再解析する過程で、他方でナトリウム側の解析条件を緩和するようなことは、到底認められない。このような異例なやり方が行われた背景は、次のように考えるしかない。保安院の指摘を受けた点だけを変えて計算をやり直すと、現状でカバーガス圧力計で水漏えいが検知できたとしても、高温ラブチャの発生は必至となる。しかし、このデータをそのまま出してしまった場合、現状設備が高温ラブチャの危険性があることを被控訴人は自ら認めることとなり、本件訴訟での敗訴を自認せざるを得なくなる。そのため、訴外動燃は、過去の実験における温度分布を見直したなどとして、伝熱管とナトリウムとの熱伝達に関する温度条件のパラメーターを切り下げる姑息な操作を行い、累積損傷和などの数値がかるうじて1以下になるように数字を操作したのである。これで、現状設備で高温ラブチャは発生しないことが確認されているなどといえないことは明らかである。

3 高温ラブチャは何をもたらすか

(1) 中間熱交換器の破壊の可能性

蒸気発生器伝熱管大量破断事故は機器の健全性を破壊し、住民の生命健康に重大な影響を及ぼす蓋然性がある。水ナトリウム反応の危険性について原判決は次のように判示している。

「また、大量の水素ガスが発生して系内の圧力上昇が顕著となり、二次主冷却系各部や原子炉冷却材バウンダリである中間熱交換器伝熱管に圧力荷重を与えることから、機器の健全性が損なわれるおそれが生じる。」としている（行訴判決655頁）。

ナトリウムと水との激しい反応によって、衝撃圧（初期スパイク圧）あるいは発生した水素の高圧（準定常圧）が発生する。これらの圧力は二次系のナトリウム配管を通じて、一次系と二次系の境界をなしている中間熱交換器にかかり、これを損傷する可能性がある。

設計基準を上回る規模の伝熱管の破損とその伝播が発生すれば、中間熱交換器の設計圧力を超える可能性があることはイギリスの PFR 事故が端的に示している（詳しくは第 4 章第 2 七参照）。

中間熱交換器が破壊されると、一次系と二次系との境界が破れて強放射性の一次冷却材ナトリウムが二次冷却材に混ざり、二次系を汚染して、作業員の被曝の原因となる。

(2) 二次冷却系機器、配管を損傷する危険性があること

ナトリウム 水反応の衝撃力あるいは水素による高圧により二次冷却系機器または配管が損傷すれば、高温の二次冷却材ナトリウムが空中に漏れて火災を引き起こす。その時発生する大量のナトリウム化合物は微粒子となって空中を拡散して機器や屋内を汚染し、人がそれを吸入したり皮膚に触れたりすれば障害を蒙る。このことは、もんじゅナトリウム漏洩・火災事故から明らかである。

(3) 中間熱交換機が破壊された場合、暴走事故につながる危険性があること

中間熱交換器の伝熱管は高圧が掛からないために厚さはわずか 1.2 ミリと極めて薄い。異常な圧力が掛かると破損しやすい性質を持っている。ナトリウム 水反応の結果中間熱交換器が損傷した場合、反応で発生した水素がその圧力自体を駆動力として破断口から一次冷却系内を通過して炉心内部に入っていく恐れがある。そうになると、「もんじゅ」の炉心が正のボイド反応度特性を持っているために、反応度が上昇し暴走事故につながる危険性があるのである（「気泡通過事故」）。

この危険性は、一次冷却系より二次冷却系の方が常に高圧に保たれ、かつ、事故時には発生した圧力がそれに加わるため、より可能性の高い事態である。しかし、この問題は、今まで指摘されたことがなく、安全上の解析もなされていない。これまで中間熱交換器が破壊される事態を想定していなかったからである。しかし、1998 年 11 月のフェニックス炉中間熱交換器破損事故は一次系と二次系の境界が破られ、暴走事故に発展する危険性を現実のものとした

(詳しくは第4章第2七参照)

従来、中間熱交換器の伝熱管が破られても、低圧の一次系の高放射能のナトリウムが二次系に漏れ出ることはないと説明されてきた。しかし、このことは二次系のナトリウムがこれに含まれた水素の気泡も含めてより圧力の低い一次系に流れ込むことになることを示している。このような事態が生ずれば、設計基準事故として想定されている20リットルを超える水素の気泡が炉心を通過し、暴走事故に至る可能性があることを示している。

三 地震についての新しい知見が明らかにしたもの

- 1 兵庫県南部地震以来、地震についての新しい知見が得られ、地震現象についての理解が深まるに至っている。現在、地震現象は、地下の震源断層面での岩盤のズレ破壊がその本体であると理解されており、震源断層面でのズレ破壊が、アスペリティーと呼ばれる固着した領域で、特に強い地震動を発生させながら移動して進行することも分かるようになってきた。その結果、地震動の様相も、この地震現象の実体に即して、強振動予測という手法により、具体的に予測することが出来るようになった。

ところが、本件処分が審査の基準とした耐震設計審査指針は、地表の活断層の長さから地震のマグニチュードを推定する経験式である松田式とその地震のマグニチュードから当該立地点での地震の大きさを推定する経験式である金井式を用いることを前提に、これらの式を用いた上で応答スペクトルを作成するなどして行なう大崎の方法を用いるように定めている。このうち、松田式は、もととなったデータの取り方に問題があって、正しいものではなかったが、現在の知見からすれば、地表の活断層の長さから地震のマグニチュードを推定しようとする自体に本質的無理があり、採用の限りではないことが明らかである。また金井式も、震源断層面の考え方に立っていない式であるが、その原発での適用の仕方を見れば、地震動の減衰をその活断層の中心からの距離によって算定するという大雑把で不正確な方法によるものであって、地域特性も考慮していない、採用の限りではないもの

であることも、また同様に確実に明らかとなっている。

すなわち、本件許可処分が依拠したと認められる原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程において用いられた審査基準である耐震設計審査指針は、現在の科学技術水準において採用すべき強震動予測の方法に照らし、全く古い、大雑把、かつ不合理、不十分なものであって、審査基準自体として不合理である。

- 2 2000年鳥取県西部地震を初めとする現在の知見に照らせば、直下地震としては、少なくともマグニチュード7.3のものを考えなければならぬことが明らかである。ところが、この審査指針は、直下地震としてマグニチュード6.5のものを想定すれば良いとしており、この点でも、耐震設計審査指針は、審査基準自体として不合理である。
- 3 本件許可処分が依拠したと認められる原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程では、複数の断層の同時活動性を、断層の連続性の有無により判断している。しかし、現在の知見では、連続性の有無にかかわらず、複数の断層が同時に活動するものとされている。この断層の連続性によって断層の同時活動性を判断している原子力安全委員会の判断の過程は、やはり不合理、不十分なものであって、過誤、欠落がある。
- 4 同様、本件での原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程には、仮に震源断層面を想定するなら、当然に想定しなければならない、本件敷地付近の直下を走行する長さ35kmから40kmに及ぶ巨大な震源断層面を想定していない点、同様に甲楽城断層やS1-甲楽城断層-山中断層-柳ヶ瀬断層系、S21~S27断層-野坂断層系のいずれにおいても、同様のあるいは更に巨大な震源断層面を想定すべきであるのに、想定していない点において、不合理、不十分なものがあって、同様、過誤、欠落がある。
- 5 現在の知見では、鉛直方向の地震動は、マグニチュードの大きさによって異なるものの、断層に近いところでは、水平方向の地震動にほぼ等しい値となることが分かってきている。しかし、耐震設計審査指針は、鉛直方向の地震動として水平方向の地震動の1/2のものを想

定すれば足りるとしており，また鉛直方向の地震動については動的解析をしなくて良いとしている。この点において，指針は，鉛直地震力を軽視するものとなっていて，審査基準自体として不合理なものである。またその結果，本件施設は鉛直方向の揺れに十分対応できる設計となっていない。この点においても，本件処分が依拠した原子力安全委員会の調査審議及び判断の過程は，やはり不合理，不十分なものであって，過誤，欠落がある。

- 6 耐震設計審査指針には，耐震設計上の安全余裕についての基準がない。したがって，同指針は，この点でも審査基準として不合理であり，また安全余裕についての審査が行なわれていないことに，審査の欠落がある。
- 7 本件敷地近傍にある白木 丹生リニアメントについての本件での原子力安全委員会等の調査審議及び判断では，そのリニアメントの延長上にあるとは言えない露頭での粘土化帯を見て，リニアメントが断層ではないとしており，この審査の過程には過誤，欠落があることが明らかである。
- 8 これらの審査基準自体の不合理性，審査の過程での過誤，欠落は，いずれもそれ自体として極めて重大であり，到底看過し難いものである。また，これら不合理な基準を適用し，あるいは審査の過程での過誤，欠落があることによる耐震設計の不備は，一旦，想定を超える地震動が施設を襲ったときに施設に重大な損傷を与える。結果として，3ループの冷却系が全て機能しなくなるなどして，施設に包蔵されている放射性物質が環境に多量放出されるなどの極めて重大な被害をもたらしうることも明らかである。

第3 手続的にも安全審査に違法性があった

一 原子力安全委員会における「二次審査」の問題点

- 1 原判決は原子力安全委員会に万全の信頼を置き、その安全審査に大きな期待を寄せる。しかし、もんじゅの安全審査にあたった科学技術庁の第一次審査及び原子力安全委員会の第二次審査の実態を真摯に見れば、原判決が述べるような、大きな期待に応える体制になっていないことは一目瞭然である。
- 2 原子炉施設で万一事故が発生した場合には、人の生命身体や環境に与える影響は他の施設とは質量共に異なっており、一步誤れば人類全体に対する大きな脅威とさえなりうる。このため、原子炉施設では安全確保が第一とされる。本来は原子炉設置運転者が設計・建設・運転の各段階で安全確保の責任を負う。しかしこれだけでは到底足りないもので、国による安全確保体制が取られている。

しかし、もんじゅにおいては、行政庁である科学技術庁が設計・建設・運転・廃炉に至るまでの安全規制を行なうのに対し、原子力安全委員会は設置許可時の安全審査段階においてのみ、「行政庁の安全審査結果について諮問を受けて審議し答申する」だけの機関である。行政庁による規制が第一次的であり、原子力安全委員会の第二次審査は行政庁の審査に不合理な点がないかだけをチェックしているに過ぎず、ましてや原子力安全委員会の安全審査はいわゆる「基本設計」のみとされ、その後の詳細設計などには原子力安全委員会は全く関与していない。

- 3 安全規制行政の実態とはなれて、原子力安全委員会に議論が集中する理由は、次の二点である。

国民は、科学技術庁の安全審査に対してそもそも期待を持っていない。科学技術庁には原子力の開発・推進を行なう「原子力局」がおかれ、安全規制部門として「原子力安全局」がおかれているが、同じ官庁の中では「推進」も「規制」も官庁内の一部局であって、その間の人事異動は行われる。しかも、推進を担当する「原子力局」が主流で、規制を担当する「原子力安全局」は傍流である。

これに対して、原子力安全委員会は、権限も実動能力も極めて小さいのに、政府が原子力安全委員会を「第三者機関が厳重にチェックしてきたので原発は安全である」として宣伝してきた結果、国民が原子力安全委員会を期待するようになっていた。

4 しかし、原子力安全委員会は、次の通り大きな問題をかかえている。

規制目的の不十分性

当初、原子力安全委員会は原子力利用の推進主体である原子力委員会の中の一部会に過ぎなかったが、74年の原子力船「むつ」の放射能漏れ事故を契機に原子力委員会から独立した。しかし、設置法上「原子力利用が円滑に行なわれるよう相互に密接な連絡を取るもの」と規定されているように、原子力安全委員会の組織及び権限は安全確保のためには全く不十分なものとなった。

推進機関との未分離

原子力安全委員会は、国家行政組織法8条に基づき総理府に置かれた「首相の諮問委員会」である。委員は5名であるが独自の事務局を持つことはなく、その庶務は科学技術庁原子力安全局原子力安全課が総括し処理している。その人数は省庁再編前の2000年3月でも21名と極めて少なく、ほとんど変動はない。日本も批准している原子力の安全に関する条約では、その8条2項において「締約国は規制機関の任務と原子力の利用またはその促進に関することを司るその他の機関または組織の任務との間の効果的な分離を確保するための適当な措置をとる」とされている。この条約を批准している各国では国情に応じて形態は異なるが効果的な措置が取られている。

A アメリカにおいては、利用促進機関のエネルギー省(DOE)とは独立した規制機関として、原子力規制委員会(NRC)が存在する。委員は5名だが約3000名の職員を抱えている。規制についての研究機関が設けられており、自力で専門的な調査を行なう能力が保障されている。設置者の事故解析については独立に仮定し計算して設置者の解析をクロスチェック

(別の観点からのチェック)する能力が存在する。

B ドイツでは連邦レベルでは経済省が利用促進機関であり、これに対し環境省が規制機関としての役割を果たすとともに、実質的な規制権限は各州政府が持ち、時として推進の立場の連邦政府と対立することさえある。

C イギリスでは利用促進機関は貿易産業省であり、規制機関として独立機関である保健安全委員会が設置され、産業界・労働界・地方自治体から選ばれた委員によって運営されている。その下に英原子力施設検査局(NII)がおかれて許認可事務と安全審査にあたっている。

D フランスにおいては、利用促進機関は経済・財政・産業省の中の原子力エネルギー総局であり、規制機関は産業省と環境省が共同所管する原子力施設安全局(DSIN)である。

諸外国と比較して日本の規制機関が推進側と未分離であることが特に目立っている。

不十分な権限

原子力安全委員会は諮問機関に過ぎない。内閣総理大臣を通じて関係行政機関の長に勧告することはできるとされているが、問題がある事業者に対する立ち入り調査を行うことも出来ず、処分や告発をすることは出来ない。

プロセスチェックに過ぎない安全審査

原子力安全委員会の安全審査は「行政庁の行なう審査に対するダブルチェック」とされ、慎重な審査がなされているとされている。しかし内閣総理大臣が原子力安全委員会に諮問するに際しては、科学技術庁が行なった一次審査の内容をまとめた安全審査書案が提出される。原子力安全委員会は、行政庁と同じ観点から再度チェックするといういわゆる「ダブルチェック」を行なうのではなく、行政庁の一次審査の結果について、その審査プロセスが間違っていないかを確認し、適正な審査が行なわれたかどうかをチェックするのである。申請者の申請そのものを審査するものではないから、この方

法ではシングルチェックのプロセスチェックに過ぎず、本来あるべきダブルチェックとなっていない。

二 東海臨界事故で暴露された安全規制の欠陥

99年に発生した東海臨界事故においては、高濃縮ウランを使用するにもかかわらず、安全審査は低濃縮ウラン施設を対象とする「ウラン加工指針」を参考とした、臨界を起こさない形状になっていないにもかかわらず、「いかなる場合にも安全であるよう十分な設計がなされているので臨界事故は起こり得ない」と断定して臨界を停止させる設備を付けさせなかった、最大想定事故は臨界事故を想定していなかったために過小なものであった、ことを明らかにした。

三 もんじゅにおける安全審査の手続的違法性

安全規制を強化するためには、原子力安全委員会は通商産業省・科学技術庁・電力会社によって形成されている原子力推進グループと一線を画する人物で構成されるべきである。しかし実際は、科学技術庁の特殊法人である原子力研究所の出身者や原子力推進に理解を示す国公立大学の教授が任命されており、原子炉の安全審査を担当する原子炉安全専門審査会委員もほとんど同様である。しかも、科学技術庁や通商産業省の技術顧問の地位を兼務する委員もおり、ダブルチェックどころかプロセスチェックさえ十分になされていないことが判明する。

もんじゅ訴訟の証人となった近藤駿介氏は東京大学教授で、推進の立場に立つ原子力委員会高速増殖炉開発計画専門部会委員をした後に、第二次審査を行なう原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会委員になり、さらに通産省総合エネルギー調査会委員となり、第一次審査に意見を述べる同省原子力発電技術顧問、科学技術庁原子力安全技術顧問を歴任した。証人となった秋山守氏も東京大学教授で、原子力安全委員会原子炉安全専門審査会審査委員としてもんじゅの安全審査に携わった後に科学技術庁原子力安全技術顧問となった。証人となった斎藤伸三氏は日本原子力研究所に勤務し、科学技術庁原子力安全技術顧問であると同時に原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会専門委員を兼務していた。

もんじゅナトリウム漏えい事故後、科学技術庁に「もんじゅナトリウ

ム漏洩事故調査・検討タスクフォース」が設置され，科学技術庁原子力安全技術顧問もその構成員になったが，その中にはもんじゅの第一次安全審査に参加したメンバーも複数存在した。また，原子力安全委員会に設けられた「もんじゅナトリウム漏洩ワーキンググループ」構成員には，もんじゅの科学技術庁審査に加わったメンバーが2名，原子力安全委員会審査に加わったメンバーが2名（佐藤一男氏と永田徳雄氏）が入った。

安全審査の問題点を指摘すべき調査団に，当該安全審査に加わったメンバーが参加することは，当然のことながら調査の公平性を失わせる。逆に言えば，これは，もんじゅの安全審査が申請者・科学技術庁・原子力安全委員会三者のなれ合いでなされたことを，意味する。

これらは，もんじゅの安全審査に手続的違法が存在することを示している。

第4章 もんじゅ安全審査における重大な過誤欠落

第1 「2次冷却材漏洩事故対策」の基本設計と重大な違法の存在

一 「高速増殖炉の安全評価の考え方」と「2次冷却材漏洩事故対策」の基本設計

1 安全設計基準の定め

本件原子炉設置許可処分における安全審査の具体的審査基準である「高速増殖炉の安全評価の考え方」(以下、「安全評価の考え方」とも略記する)のうち、安全設計基準である「LMFBRの安全設計について」は、「(3) ナトリウム」において、「ナトリウムが化学的に活性であるためナトリウム火災対策...を考慮した設計が必要であること」と定める。

2 安全評価基準の定め

また、安全評価基準である「LMFBRの安全評価について」は、「(3.2)事故」において、「想定した事故事象によって外乱が加わっても、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。このことを確認する基準は、以下のとおりとする。」と定め、上記確認基準の「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」と定める(乙イ7「原子力安全委員会安全審査指針集」654頁=(3.2)事故本文および)。

なお、上記の「想定した事故事象」が、設計基準事象(DBE)である(なお、設計基準事象その他安全評価の具体的方法や約束事につき控訴人最終準備書面(2)の三,2,(2)(3)参照)。

3 設計基準事象である「2次冷却材漏洩事故」の対策の不可欠性

「(2.2) LMFBRの事故」は、「炉心冷却能力の低下」を招く恐れのある設計基準事象の7種の「事故」のひとつとして「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」を選定して安全評価(事故評価)を行うと定める(同653頁=(2.2)LMFBRの「事故」,654頁(3.2)事故本文)【準備書面(3)別紙】。

それは、「炉心冷却能力の低下」が、「炉心溶融」(炉心核燃料の溶融)(同654頁=(3.2)事故本文)という原子炉災害に至る恐れのある重大な事象であることから、「原子炉災害が万が一にも起こらないようにする(最

高裁伊方判決判示)」という原子炉等規制法 24 条 1 項 4 号への適合性を確認するための基準として上記安全評価を求めたものである(同 653 頁=(2.2)LMFBR の「事故」【準備書面(3)別紙】、一審証人斎藤伸三 15 回期日調書 32 丁～33 丁)【準備書面(3)別紙】。

そして、控訴人ら最終準備書面(2)の三, 2,(2), 口で指摘したように、想定した設計基準事象のいずれの事象についても、その基本設計の安全性が確認されることをもって、当該原子力施設全体の安全性が確認される、というのが安全評価の前提であるから、この「2 次冷却材漏洩事故対策」の安全性が確認されることは、高速増殖炉の基本設計が原子炉等規制法 24 条 1 項 4 号に適合するといえるための不可欠の要件である。

4 設計基準事象として想定された「2 次冷却材漏洩事故」の事故経過

訴外動燃が申請し、本件安全審査が妥当と判断した「2 次冷却材漏洩事故」の想定経過の概要は以下のとおりである(乙イ 6=原子炉設置許可申請書 10-3-36～37【準備書面(3)別紙】、甲イ 485=久米三四郎「陳述書」2 頁参照)。

2 次冷却材配管内を流れている 507 のナトリウムが、配管の損傷口(最大損傷口面積約 15cm²)から漏洩する。

漏洩ナトリウムは配管に巻かれている保温材を通してコラム(柱)状に、床コンクリート上に設置されている鋼鉄板(「床ライナ」)上に落下する。

落下したナトリウムは、表面で室内の空気中の酸素と化合し燃えながら床ライナ上を勾配に沿って流出口に向かって流れ、流出口から地下に設置されているナトリウム貯留タンクに流れ込む。

漏洩ナトリウムが燃えながら流れていく床ライナの温度は、最高でも設計温度とされている 530 を超えず、温度上昇に伴う室内の圧力も設計圧力を超えることはない。

配管内のナトリウムが減少し、配管からの漏洩が停止することで、事故は終息する。

二 「2 次冷却材漏洩事故対策」基本設計における「鋼製床ライナを敷く」との設計の意義

1 系統分離機能の重要性

「もんじゅ」における「2次冷却材漏洩事故対策」の基本設計では、「2次冷却系統」に多重性を持たせるために、独立した3系統(ループ)を設けている。しかし、各ループは、互いの蒸気発生器室を介して隣接した構造になっている。そのため、設計基準事象(DBE)である「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」を想定した場合に、2次冷却系建屋が損傷すれば、各ループの相互分離が失われ、「炉心冷却能力の低下」という重大事態を招き、さらには「炉心溶融」に至る恐れがある。

(隣接構造につき乙イ12 原子力安全委員会「漏洩事故に関する調査審議の状況」参6 配置説明図)【準備書面(3)別紙 】, 系統分離機能の重要性につき甲イ457動燃「ナトリウム燃焼解析」1頁)【準備書面(3)別紙 】【設計基準事象につき控訴人最終準備書面(2)の三, 2.(2)(3)参照)

2 訴外動燃による重大事態の想定

訴外動燃は、上記重大事態を招く可能性について、以下のよう
に述べている。

漏洩した高温の2次冷却材ナトリウムによって、漏洩室内の温度と圧力は上昇する。

高温の漏洩ナトリウムが、床コンクリートと高温ナトリウムの直接接触の危険を防ぐために床上に敷かれた鋼製のライナ上に落下すれば、ライナの温度、そして床コンクリートの温度も上昇する。

床コンクリートは、その温度が500 に達すれば、強度が急激に低下する(乙イ10 動燃「第5次報告書」-2-9=2.3.2 コンクリートからの放出水分を含む湿分量の評価)【準備書面(3)別紙 】。

室内の圧力の上昇と、床コンクリートの温度の上昇が、許容限度を超えると、2次冷却系配管を収納した建物の損壊を招き、漏洩ループ以外の2次冷却系統も損傷して機能が損なわれ、その結果、さらなる「炉心冷却能力の低下」がもたらされる(乙16=原子炉設置許可申請書 10-3-33)【準備書面(3)別紙 】, 一審証人齋藤伸三 15 回期日調書 32 丁 ~ 33 丁)【準備書面(3)別紙 】)。

3 「安全評価の考え方」に抵触する重大事態

これは、本件安全審査の具体的審査基準である「安全評価の考え方」の、「(2.2) LMFBRの『事故』」の「炉心冷却能力の低下」、
「(3.2)事故」の本文、および「炉心が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」に抵触する重大な事態である（乙イ7「安全評価の考え方」(2.2)LMFBRの「事故」、(3.2)事故本文および「原子力安全委員会安全審査指針集」653頁、654頁）【準備書面(3)別紙】。

4 「床コンクリート上に鋼製ライナを張る」ことの重要性

「もんじゅ」においては、「2次冷却系統」における相互分離を確保し、「炉心冷却能力の低下」に至ることを防止し、もって、「安全評価の考え方」への抵触を回避するために、「床コンクリート上に鋼製ライナを張ること」が、基本設計における重要な設計として採用された。

鋼製の「床ライナ」の設置目的は、高温の漏洩ナトリウムと床コンクリートとの直接接触を防止することである。もし、高温のナトリウムが床コンクリートと直接に接触すれば、コンクリート中で結合材の役割を果たしている多量の水分とナトリウムとの間で激しい化学反応を起こして水素ガスを発生し、コンクリートはボロボロになると同時に、発生した水素はナトリウム漏洩室内の酸素と化合して爆発し、建物の破損をもたらす恐れがある。したがって、漏洩ナトリウムと床コンクリートとの直接接触は絶対に防止しなければならず、「床ライナ」の設置は、「2次冷却材漏洩事故」対策の基本設計中の重要で不可欠な構成要素である。

5 設置許可申請書の安全評価（事故評価）

そして、本件設置許可申請時に訴外動燃がなした安全評価の結果においては、設計基準事象である「2次冷却材漏洩事故」を想定しても、ナトリウムとコンクリートとの直接接触を防止することができることと評価され、本件安全審査もそれを妥当であると判断した。

すなわち，本件原子炉設置許可申請書では，「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」の際に，漏洩ループの冷却機能が期待できない場合にも，炉心の必要な冷却は維持されるということを確認したうえで，漏洩する高温のナトリウムによる「熱的影響」に関する安全評価が行われ，その結果，上記安全設計の妥当性は次のように確認されたと結論づけられた（乙イ6＝原子炉設置許可申請書 10-3-36～38）【準備書面(3)別紙】。

漏洩ナトリウムの「熱的影響」は，漏洩落下する高温ナトリウムの量が多いほど漏洩室内での熱量発生も大きいという考えを前提として，漏洩口の大きさを 15 cm^2 ，漏洩ナトリウム量を2次系主冷却系配管室では 150 m^3 ，過熱器室で 95 m^3 と最大にした漏洩形態を想定する。

「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」による内圧上昇は，2次主冷却系配管室で $0.22\text{ kg/cm}^2\text{ G}$ ，過熱器室で 0.07 kg/cm^2 と，原子炉補助建物当該室の設計耐圧 $0.6\text{ kg/cm}^2\text{ G}$ 以下にとどまり，建屋を破損することはない。

「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」による床ライナの最高温度は，2次系主冷却系配管室で 460 ，過熱器室で 520 と，設計温度 530 以下にとどまる。また，建物床コンクリートの最高温度は約 130 にとどまるため，コンクリートの健全性が損なわれることはなく，その結果，コンクリートの強度低下に伴う建屋の損壊も回避できる。

三 本件基本設計は「安全評価の考え方」(3.2)に違反し破綻していること

1 「もんじゅナトリウム漏洩火災事故」，「燃焼実験」，「コンピュータ解析」の重要性

しかし，本件「ナトリウム漏洩火災事故」と，これを契機とする動燃の「燃焼実験」，及びコンピュータ解析を総合すれば，床コンクリート上に鋼製ライナを張るという基本設計要素では，漏洩ナトリウムと床コンクリートの直接接触を防止することは不可能であり，「2次冷却材漏洩事故」を想定した安全評価において，「2次冷却系統」の相互分離を確保することができず，「安全評価の考え方」に抵触する恐れが

あることが明らかになった。

(甲イ457「ナトリウム燃焼解析(動燃)」)【準備書面(3)別紙 】, (乙イ41「高速増殖原型炉もんじゅ2次系ナトリウム漏洩事故に関する調査報告書(第2次報告)(原子力安全委員会)」)【準備書面(3)別紙 】, 乙イ13「科学技術庁報告書」21, 26頁)【準備書面(3)別紙 】(安全評価の具体的方法につき控訴人最終準備書面(2)の三, 2, (2)(3)参照)

2 原子炉設置許可申請書の誤り

上記事故や実験, 解析の結果は, 訴外動燃作成の本件原子炉設置許可申請書に, 数々の誤りがあることを明らかにした。

本件「ナトリウム漏洩火災事故」では, ナトリウム配管に挿入された温度計の先端が振動のために破断し, 高温のナトリウムが, 破断口から温度計内を通過して配管室内に漏洩してスプレー状に噴出し, 落下地点周辺の床ライナは, 設置許可申請書記載の設計温度530をはるかに超える700~750の高温に達し, 床ライナには, 漏洩落下したナトリウムと室内の酸素と水分とが化合して生じたナトリウム化合物の腐食作用によって深さ数ミリの凹みを生じた。

750という上記高温下では, 設計温度である530の場合に比べて, 床ライナの腐食が10倍近くの速さで進行するため, 床ライナに凹が生じたものである(以上につき, 甲イ468「久米三四郎陳述書」, 図4, 11頁)。

また, 上記「ナトリウム漏洩火災事故」から約半年後に, 訴外動燃が実施した「ナトリウム燃焼実験」では, 高温ナトリウムの漏洩開始約3時間半後には床ライナの真下に設置された温度計は1400を指示して機能不全となり, 漏洩が約4時間近く続いた後には, 床ライナに大小数個の腐食穴が開き, その開口部では, 床コンクリートの温度が約15ミリの深さで最大約490まで上昇し, かつ, 床コンクリートは最大約8cmの深さまで浸食されていることが判明した(乙イ10「動燃第5報告書」-2-28, 77頁)【準備書面(3)別紙 1】。

さらに, 実験経過の記録ビデオによると, 開口部では, 漏洩落下した高温のナトリウムと床コンクリートが直接接触し, ナトリウム

と、コンクリートに含まれていた水分とが化合して発生した水素ガスが室内の酸素と反応して爆発的に燃焼している。「ナトリウム漏洩火災事故」で見られなかったこの現象は、「ナトリウム燃焼実験」に使われた装置の容積が、もんじゅ事故の際にナトリウムが漏洩した「配管室」の容積の約1/4分であったため、装置のコンクリート壁の温度が上昇し、そこから供給された水分が関与して溶融塩型腐食が進行したものと解釈されている（乙イ10「動燃第5報告書」-2-27頁）【準備書面(3)別紙】。

- 3 「ナトリウム漏洩火災事故」、「燃焼実験」、「コンピュータ解析」の総合結果の重大性
本件「ナトリウム漏洩火災事故」と、上記「燃焼実験」、及びコンピュータ解析を総合すると、次の事実が明らかになる。

本件「ナトリウム漏洩火災事故」は、たまたま冬季の乾燥時期である12月8日に発生したが、これと同じ漏洩条件の事故が、仮に、湿分の多い5月から10月にかけての時期に本件「配管室」で起きれば、「ナトリウム燃焼実験」で観察された床ライナの腐食損傷の発生は不可避となる。それは、室内に換気系から引き込まれる外気中の水分だけで、「ナトリウム漏洩火災事故」時に、床ライナに凹み損傷をもたらした「複合酸化型腐食」反応より、約10倍も腐食速度の大きい「溶融塩型腐食」が容易に進行するからである。

そのことは、訴外動燃の担当者も認めているところであり（甲イ338=日経新聞1996年5月14日もんじゅ建設所広井博技術課長）、したがって、「容積の大きい本件配管室では、床ライナの腐食損傷は起こり得ない」とする原審被告側証人齊藤、山崖の各証言が誤りであることは明らかである（以上につき、甲イ482=久米三四郎陳述書本文12頁、添付引用文献[15] [17] [18]）。

上記知見を受けて、その後に訴外動燃が行った計算では、室内の湿分は夏季の蒸し暑い日のように高く、また、床ライナの腐食は「溶融塩型腐食」として進行するという前提のもとで計算するよう是正された。また、運転操作についても、本件「ナトリウム漏洩火災事故」の際には、「運転手順書」の欠陥が原因で正常な運転操作が実施

されなかったが、その後の計算では、この点も是正された。

そして、上記計算条件の是正を行ったうえで、改めて計算が行われた結果、本件「ナトリウム漏洩火災事故」が発生した大きな容積の「配管室」では、ナトリウム漏洩開始から80分で漏洩は停止するものの、厚さ約6ミリの床ライナのうち5.4ミリが腐食されてしまうという重大な結果が得られた。ナトリウムの漏洩した室内に引き込まれる外気の湿分が高ければ、部屋の容積と関係なく「溶融塩型腐食」が進行するからである(乙イ48「動燃第6報告書」3,1,3-90頁)

【準備書面(3)別紙】。

上に引用した計算結果は、ナトリウムの漏洩率が0.01-0.1トン/時間の範囲(「ナトリウム漏洩事故」時には、約0.2トン/時間)についてのものであり、漏洩率が3トン/時間にまで増加すれば、漏洩は80分で停止してもそれまでに床ライナ上に漏洩したナトリウムの燃焼は2時間ないし4時間も続き、その結果、床ライナの温度も「溶融塩型腐食」が目立って進行する600以上に同程度の時間継続する、という結果が得られている(乙イ48「動燃第6報告書」3.1.3-92～96頁、図6,図13及び図20)。

したがって、夏季の蒸し暑い日に、本件「ナトリウム漏洩火災事故」と同程度の漏洩率、漏洩継続時間(約4時間)の事故が、本件「配管室」で起きれば、次のような経過をたどって、「燃焼実験」で見られたような床ライナの惨憺たる状態が出現することは必至である。

すなわち、床ライナの温度上昇につれて進行する「溶融塩型腐食」のために、ナトリウム漏洩開始から約2時間後には、ナトリウム落下地点付近の床ライナに完全に穴があき、また、さらに約2時間後には、床ライナの腐食、穴あき範囲はさらに拡大し続ける。

そして、床ライナの開口部付近の床コンクリートは、高温になって急激に強度を失い、同時に、漏洩、落下し続ける高温のナトリウムと床コンクリート中の水分とが反応して発生した水素による大規模な爆発が起きることになる。

(以上につき, 甲イ468「久米三四郎陳述書」八節)【準備書面(3)別紙】。

また, 2次冷却材ナトリウム配管の通っている「蒸発器室」と「加熱器室」は, 容積が「配管室」の約10分の1程度しかないため, それらの部屋の配管で漏洩率3トン/時間程度の漏洩が生じたことを想定すると, たとえ, 運転操作が期待通りにおこなわれたとしても, 床ライナ上でのナトリウムの燃焼と床ライナの腐食は面積の小さい床の全面に及ぶことになる。

そして, 重量物である蒸発器や過熱器を支える床コンクリート全面の急激な強度低下と, 狭い室内における大規模な水素爆発によって, それらの部屋だけでなく, 他の2次冷却系ループ配管が通過している隣接した部屋も損壊する可能性が高い。

そうした事態になれば, 他のループの配管系の破損, 使用不能も免れず, 「炉心冷却能力の低下」は必至である。

(以上につき, 甲イ468「久米三四郎陳述書」, 1-5頁)。

4 「安全評価の考え方」(3.2) 違反による基本設計の破綻は明らか

以上のとおり, 今回の「2次冷却材ナトリウム漏洩火災事故」, ならびに「実験」及びそれに関連した計算の諸結果を総合すれば, 「もんじゅ」の「2次冷却材漏洩事故対策」に関する現状の基本設計のままでは, 具体的審査指針である「安全評価の考え方」が危惧する, 「炉心冷却能力の低下」から「炉心の溶融」(炉心核燃料の溶融)に至る恐れ(乙イ7「原子力安全委員会安全審査指針集」654頁=(3.2)事故本文および)は否定できない。

よって, 「もんじゅ」の基本設計は, 「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」という, 「安全評価の考え方」(3.2) の定める判断基準に抵触し, 「安全評価の考え方」に基づく安全性の確認ができないことは明らかである(同654頁=(3.2)事故本文および)。

5 床ライナ板厚の増大, ドレン時間の短縮化, 運転操作の改善可能性により基本設計の安全性は保持できるとする原判決判示と国主張について

(1) 原判決判示や国主張は不明確であること

原判決は、一方で、「本件原子炉施設において、『溶融塩型腐食』による床ライナの損傷が生じる可能性を否定することはできないというべきである」と判示して（原判決730, 731頁）、現行の基本設計では漏洩ナトリウムと床コンクリートとの直接接触が避けがたいことを認めながら、他方で、安全審査を経ていない訴外動燃独自の「安全対策改善策」を根拠に実体判断をなし、その結果、基本設計の変更を伴わなくても、「減肉厚に相応した板厚等の具体的設計によって床ライナの健全性を維持することは十分に可能である」、「ナトリウムドレンに要する時間を短縮化し、あるいはナトリウムの漏洩継続時間を短縮化する運転操作を採用する等の腐食抑制対策を講じることにより、腐食を抑制し、床ライナの肉厚の減少を最小限度にとどめることは十分可能である」から、「溶融塩型腐食」という新知見によっても安全審査の合理性は失われないと判示する（原判決732, 734頁）。

これに対し、被控訴人国は、最終準備書面第1章、第1では、上記判旨は、「溶融塩型腐食」という新知見によっても本件安全審査の合理性は失われえないという趣旨であって、安全審査の不備を認めた上で後続処分段階における改善可能性を理由として救済したものである旨主張するが（国最終準備書面15～17頁＝第1章、第1）、しかし、他方、第8章、第1では、本件ナトリウム漏洩事故対策の基本設計の安全審査に関して判明した問題について、「減肉量に相応した板厚等を採用するなどの詳細設計段階における対処によって床ライナの機械的健全性を保持することは十分可能である」として（国最終準備書面112頁）、上記問題は、後続処分である詳細設計段階における改善が可能であることを理由として救済される旨主張しており、首尾一貫しない。

ただし、原判決や被控訴人国のいわゆる改善策が、原子炉の設置運転上のどの許認可段階に位置付けられるかは、原判決判示からは不明であるし、被控訴人国の主張に至っては、原判決の判示する事項のうち、どれを援用して「詳細設計段階における対処」と主張するのかさえ定かでない。

しかし、上記の原判決の判示や被控訴人国の主張は誤りである。

(2) 「ドレン必要時間短縮化」は基本設計事項であり、原基本設計の破綻を示すこと

まず、上記改善策には基本設計に属する事項が含まれているのであり、それは、本件設置許可段階における基本設計の安全性が確認されなかったことを示すものにほかならない。

すなわち、原子力安全委員長の原審証人佐藤一男は、「このまま(の基本設計)では安全審査は通らない」と証言しているうえに、原子力安全委員会の検討報告においても、この問題に対する対策として、これまで登場していなかった新たな諸設備、すなわちナトリウムの急速ドレン系、コンクリート壁・天井防護設備、漏洩室内への窒素ガス注入設備などを組み入れたナトリウム漏れ対策が必要とされ、その中には基本設計の変更の必要な事項が含まれていると明示されている(甲イ456「安全委員会報告書」23頁【準備書面(3)別紙】)。

そればかりか、訴外動燃も、「2次冷却材漏洩時、当該系統のナトリウムを緊急にドレンできる設計とする」旨を内容とする「設置許可変更申請」を、さる平成13年6月に経済産業大臣宛て提出したところである(乙イ94=高速増殖炉もんじゅ原子炉設置変更許可申請書[原子炉施設の変更])。この事実は、原判決の上記判示部分の指摘する改善策のうちの上記「ナトリウムドレンに要する時間の短縮化」が基本設計の変更にはほかならないことを示している。それは、控訴人ら最終準備書面(2)の四の5で指摘したように、裁判所の判断を待つまでもなく、訴外動燃が、「もんじゅ」の現在の基本設計の破綻を自認した重大な行為である。

(3) 「板厚」「ナトリウム漏洩継続時間」は基本設計の安全性に係る事項であり、後続処分段階での変更は許されないこと

他方、上記改善策の残りの2点も基本設計の安全性にかかわる事項であるから、本件設置許可処分の拘束力により、後続処分段階では変更することは許されない(控訴人ら最終準備書面(2)の三、2、(3)、(ホ)参照)。

まず、上記床ライナの「板厚」は、床コンクリート上に鋼製床

ライナを敷設するという基本設計の安全性を評価するための前提事項として基本設計の安全性にかかわる事項とされているから、板厚は、後続処分である設計及び工事方法の認可（炉規制法 27 条）の審査の前提条件となり、それらの変更は許されない。事実、本件「もんじゅ」の設計及び工事方法の認可における「設計及び工事の方法の認可申請書」でも、ライナの板厚 6 mm を所与の前提として、上記認可申請時の各検査が実施されており、この段階では、上記事項には変更の余地がないことが分かる（甲イ 467「高速増殖炉もんじゅ発電所原子炉施設の計画及び工事の方法の認可申請書」2-5, 6 頁, 2-8 頁）。

また、ナトリウムの漏洩継続時間も、原子炉設置許可の段階における安全評価で基本設計の安全性を確認するための前提事項とされているため、保安規定の認可（同 37 条）の段階で作成される運転に不可欠な「運転手順書」においても、上記漏洩継続時間を前提として運転手順が決められている（乙イ 9 = 「40 % 出力試験中における 2 次主冷却系ナトリウム漏洩事故について(動燃第 4 報告書)」2-6 ~ 8 頁）。したがって、後続処分である保安規定の認可の段階で、「ナトリウムの漏洩継続時間を短縮化する運転操作」に変更することはできない。

(4) 基本設計の不備は後続処分段階の手当可能性で救済されないこと

さらに、基本設計に関する安全審査の不備について、別個の行政処分である後続処分段階において審査されるべき事項による手当の可能性を理由として救済することはそもそも許されない（高橋滋「わが国の原発許可手続における『段階的安全規制』方式とその法的諸問題」30 ~ 31 頁 = 注16。同「最近の原発安全論争と原発訴訟判決」= 判例タイムズ726号133, 134 頁, 同「先端技術の行政法理」193 頁末 9 行以下）。

すなわち、上掲の高橋滋「わが国の原発許可手続における『段階的安全規制』方式とその法的諸問題」は、原判決と同様な判断をした福島第二原発事件の福島地裁第一審判決（判例時報1124号150頁以下）について、「詳細設計に係る事項についての原告の主張を審理の対象から除外する一方、基本設計に関する安全審査の不備については、後続の安全審査の内容をも考慮し、事実上瑕疵の治癒を認めるもの

である」との批判は正当であり，当該問題が「基本設計ないし基本的設計方針に関する事項であると認定した以上，裁判所は，右問題に関する審査のやり直しを通産大臣及び原子力安全委員会に求めるべきであり，他方，「判決が…安全審査に問題がないとの判断に至ったのであれば」，当該問題を詳細設計段階の審査に譲った被告の裁量判断の問題，つまり，基本設計にどのような事項が該当するののかという判断に関する被告の裁量問題として処理すべきであったと指摘している。そして，その後の判例は，この考え方を採用している（前掲高橋「わが国の原発許可手続における『段階的安全規制』方式とその法的諸問題」30～31頁＝注16）。

以上のとおり，原判決の上記判示や被控訴人国の上記主張が，理論それ自体としても誤りであることは，既に論じられ，かつ判例上も決着済みである。

(5) 原判決は司法統制の具体的枠組における伊方判決に違反すること

そればかりか，原判決は，安全審査に「溶融塩型腐食損傷」等の知見の過誤欠落があり，そのために，現状の基本設計の安全性が確認できないことを認めているのであるから（原判決730，731頁），それが，司法統制の枠組である「調査審議判断の過程における看過し難い過誤欠落」に該当することは明らかである。

ところが，原判決は，そのうえに，さらに，「およそ当該基本設計が実現性がない場合に限って当該基本設計の合理性が失われる」という過重要件を加え，かつ，上記のように，基本設計事項や，基本設計の安全性にかかわる事項までを，その判断要素に含めることによって，本件基本設計の合理性は失われていないと強弁する。

このうち，上記の具体的判断部分が二重三重に誤りを犯すものであることは上記(2)ないし(4)に指摘したところであるが，上記の判断枠組に関する判示部分もまた，最高裁伊方判決の示す司法統制の枠組に関する判示，すなわち，「調査審議判断の過程における看過し難い過誤欠落」の要件をもって司法審査すべきであるという判示部分に抵触するものであることは明らかである（控訴人ら最終準

備書面(2)の四参照)。

四 調査審議過程における過誤欠落の存在とその重大性

1 調査審議過程における看過し難い過誤欠落が存在することは明白であること

本件安全審査の調査審議過程には看過し難い過誤欠落あることが明らかであり、かつ、その過誤欠落は態様においても重大である。

とりわけ、本件については、上記三のとおり、現状の基本設計では、その安全性が確認できないという行政判断レベルにおける違法事実がすでに明らかになっているのであるから、これが司法統制のレベルにおける違法判断の枠組である「安全審査の判断に、調査審議判断の過程に看過し難い過誤欠落があること」、すなわち、「調査審議過程に過誤欠落がありそれが、安全審査の結論に影響を及ぼす具体的な可能性あること」の要件を充足することは明白というべきである。

そこで、以下には、安全審査の過程における上記瑕疵の内容と態様について、さらに具体的に検討する、

2 「溶融塩型腐食損傷」の知見に関する過誤欠落の存在と態様の重大さ

原審における佐藤一男原子力安全委員会委員長の証言によれば、原子力安全委員会は、本件安全審査において、漏洩ナトリウムと床コンクリートとの直接接触が重大な事態を招くことは当然認識しながら、「鋼板が穴が開くほど高い温度になるとは思えず」、「破れないライナを張ることに技術的困難はないと考えた」として、鋼の融点しか念頭になく、高温の金属ナトリウムによる鉄の溶融塩型腐食損傷に対する知識や問題意識が全く欠如していたため、それ以上の調査審議を怠った(一審証人佐藤一男 27 回期日調書 17 頁, 同15, 16頁)【準備書面(3)別紙】。

同証言は、原子力安全委員会等の本件安全審査には、設計基準事象である「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」を想定した漏洩ナトリウムの「熱的影響」に関する安全評価(事故評価)の調査、審議及び判断の過程に、床ライナの材質である鉄(鋼)が条件次第で高温の金属ナトリウムによって腐食され、ナトリウムと床コンクリートが直接接触するという、「溶融塩型腐食損傷」の知見に関する過誤欠落があったことを示している。

その結果、「2次冷却材漏洩事故対策」に関わる基本設計の中で中核的な役割を担わされてきた「鋼製床ライナを敷設する」という設計条件だけでは、ナトリウムとコンクリートが直接接触し、炉心冷却能力の低下から炉心溶融に至るといって、「安全評価の考え方」が特に危険視する重大な事態を招く可能性が否定できなかったにもかかわらず、原子力安全委員会等は、本件安全審査において、鋼の融点が1500近くであることのみを根拠に、ナトリウムが鋼製床ライナ上で燃焼する場合も、床ライナと火炎の間にはナトリウムが存在するから、床ライナの温度上昇はナトリウムの沸点880以上になることは考えがたいとして、鋼製床ライナの設置のみによって漏洩ナトリウムと床コンクリートとの直接接触を防止することができると判断した重大な判断の誤りを犯したものである。

そのため、本件安全審査では、床ライナの腐食損傷と、それに起因する水素爆発の規模や床コンクリートの強度低下の程度も全く想定されておらず、それが、「炉心冷却能力の低下」を招く恐れがあることが明らかであって、そのことについては、被控訴人国も、当控訴審の審理の中でさえ、まともな反論も否定もできなかったところである。

3 ナトリウム漏洩原因、漏洩ナトリウム漏洩形態の過誤欠落の存在等とその態様の重大さ

また、本件安全審査には、溶融塩型腐食損傷の知見に関する看過し難い上記過誤欠落に加えて、「炉心冷却能力の低下」から「炉心溶融」を招き、さらに「炉心崩壊」に至る重大な事態を招く恐れのある重要な要因、たとえば、ナトリウム漏洩原因や漏洩ナトリウムの漏洩形態など、についての調査審議の過誤欠落があり、その結果、前記重大事態に至る危険性が容易に予測可能であったにもかかわらず、それらの要因の調査、検討をまったく怠り、申請者に設置許可変更申請を促すなどの対応策を講じなかった結果、本件「2次冷却材ナトリウム漏洩事故」を招いた。

すなわち、ナトリウムのスプレー状噴出時における温度やその場合のライナ温度の知見については、多量の高温ナトリウムが空気中にスプレー状に噴出すると周囲が1000を超える高温の火の海状態に

なることは、1989年のスペインのアルメリア太陽光発電所金属ナトリウム噴出火災事故で明らかになっており（未提出=動燃報告「海外のナトリウム漏洩事例の対応について」添付資料）【準備書面(3)別紙】、かつ、国内でも、訴外動燃は1982年にナトリウムのスプレー状噴出によって床ライナを模擬した受皿温度が880 を超す高温になるという実験結果を得ていた（乙イ9動燃「第4次報告書」添付資料5,1,添5-22頁）【準備書面(3)別紙】。

また、温度計の振動によるナトリウム漏洩事故の知見については、1985年にフランスの高速増殖炉スーパーフェニックスで2次系配管に挿入された先端の長いナトリウム温度計の振動を原因とする温度計部分の小さな漏洩口からのナトリウム漏洩事故が起きており、それに対して振動対策が取られたことも報告されており、国内においても、訴外動燃や監督官庁の科学技術庁は事故直後にフランスから上記情報を入手していた（甲イ468久米三四郎「陳述書」21頁）【準備書面(3)別紙】（なお、訴外動燃は、上記知見につき、漏洩口15cm²の大きな破断を想定して解析すればスプレー状噴出を招く破断の場合を兼ねることができるとの誤った判断により、検討を怠った）。

そればかりか、本件安全審査には、原審佐藤証人が証言するとおり、訴外動燃の提出した事故解析中の「漏洩ナトリウムの熱的影響」の意味すら理解せず、原子炉設置許可申請書記載の事故解析をフォローすることさえ怠るという、無為無策というべき重大な欠陥がある。

五 国の主張について

被控訴人国の最終準備書面における主張のうち、控訴人らの主張に反する部分はいずれも理由がなく、控訴人らの主張を左右するものではない。

1 総括的な反論

(1) 原子炉設置変更許可申請と整合しない被控訴人の主張。

訴外動燃は2001年6月6日、ナトリウムの緊急ドレン設備の改善・増設を内容とするもんじゅの設置変更許可を申請した（乙イ・94・3頁）。その理由は、「空気雰囲気下でのナトリウム

漏洩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」とされている（乙イ・94・2頁）。

他方，被控訴人は「本件安全審査において妥当と判断した2次系の床ライナに係る審査の合理性は何ら左右されるものではない」とも主張し（被控訴人最終準備書面・109頁），上記変更許可申請と「本件安全審査の妥当性」との関係については，一言の言及もない。これは甚だ不可解である。

すなわち，

- （ ）本件ナトリウム漏洩事故にもかかわらず，もんじゅの安全審査の妥当性，合理性が「何ら左右されるものでない」のであれば，なぜ訴外動燃は変更許可を申請したのか？ それとも被控訴人はこの申請を不必要なものと考えているのか？
- （ ）原子炉の設置変更許可申請は，被控訴人が主張する「基本設計」の変更と当然に理解されるが，「基本設計」の変更が必要となったもんじゅの安全審査が（注・2次系ナトリウム漏洩事故について），なおも妥当で合理性があるというのは如何なる法的ないし科学的根拠に基づくものなのか？

とりわけ，今回の設置変更許可申請は本件ナトリウム漏洩事故が提起した「床ライナによるナトリウムと床コンクリートとの接触防止」という，争いのない「基本設計」の安全性にかかわるものである。そうである以上被控訴人は安全審査の妥当性・合理性と上記の設置変更許可申請との関係について，十分な説明責任を負っていることは余りにも当然である。

しかし，被控訴人はこの説明責任を履行できなかった。これは，即ち被控訴人において，本件ナトリウム漏洩事故について，（ ）「基本設計」と（ ）「安全審査の妥当性，合理性」と，（ ）本件ナトリウム漏洩事故と，（ ）今回の設置変更許可申請の，相互の関係を整合的に説明できないことを認めたものと言わざるをえない。

仮にそうではないとするならば，被控訴人は直ちに今回の原子炉設置変更許可申請がもんじゅの「基本設計」とは関係がないことを論証すべきである（この論点は，既に控訴人の最終準備書面・67頁で提出済みである）。

- (2) 本件ナトリウム漏洩事故による事態および原因は「新知見」ではない。被控訴人の主張は誤導である。

被控訴人は，「界面反応による2次系の床ライナの腐食と，漏洩ナトリウムの燃焼による2次系の床ライナの温度上昇という二つの知見が，（本件ナトリウム漏洩事故後）新たに得られた」と主張し（被控訴人最終準備書面・109頁），この「新知見であること」を前提として，以降の論述を展開する。

しかし，原審からくり返し控訴人が主張し，指摘してきたとおり（控訴人最終準備書面・66頁ほか），上記の化学反応に関する知見は，既知のものであって何ら新しい知見ではない。

あえて再説すれば，社団法人電気化学会は，原子力安全委員会からの調査依頼に対して，1997年3月19日に下記の回答を行っている（乙イ・41・参-14以下）。

記

「3．溶融塩腐食に関する理解

(a) 高温腐食（高温酸化・硫化を含む）において，腐食生成物あるいは材料表面の付着物等に融体が生成する場合には加速的な腐食が進行することが知られていた。（乙イ・41・参-16）

4．ナトリウム酸化物・炭酸塩等についての理解

分析化学の分野において，難溶解性の金属・酸化物の分析では過酸化ナトリウムとともに過熱・溶融し分解することは，かなり一般的に行われている。（鉄鋼化学分析全書；Vol.1, 日刊工業,(1963)）これは過酸化ナトリウムの酸化性と酸化物の溶解特性を利用したもので，今回のFe - Na - O系での反応の可能性を類推させるものである。

.(予測の可能性) 燃焼ナトリウムと接触した鉄が酸素の存在のもとに鉄の融点以下で損傷し得るという知見が , もんじゅの設計・審査時点で一般的に存在したか ,あるいは予測が可能であったか。

「結論から言って , 損傷の発生する可能性を予測することは可能であったと判断される。」(乙イ・41・参 - 17)

(5) Na の燃焼実験の結果からも , ほとんどの Na が燃焼して酸化物 , 過酸化物になる場合 , あるいは水 (水蒸気) との接触による NaOH が共存する場合には , かなりの腐食速度を示すことが報告されている。

さらに詳細な同様の報告が英国原子力局から出されており , 増殖炉設計の分野では入手可能な情報と考えられる。

.(結論) 「鉄 , ナトリウムおよび酸素が関与する界面反応」について , 必要な情報の開示の下に本会の専門家に問い合わせ・調査依頼があれば , 他分野の専門家 (今回の例では鉄鋼精錬分野) との協力により適切な提案または助言が可能な知見を本会は有していたといえる。(乙イ・41・参 18)

以上要するに , 被控訴人の主張は被控訴人にとっては「新知見」かもしれないが , 関係分野においては周知の事実だったのである。

社団法人・電気化学会の上記回答は , 「聞いてくれればいつでも教えてあげたのに……」「高速増殖炉の設計分野でも , 当然 , 知っていたでしょう……」と読める。

つまり , 本件ナトリウム漏洩事故の原因を「新知見」であるなどと主張するのは被控訴人のみであり , 従って控訴人は被控訴人の安全審査に欠落 (無知) があると主張するものであり , かつ , この欠落 (無知) が「基本設計」の内容である床ライナの健全性に直結することから , この欠落は「看過」することができず , また床ライナの健全性の

確保は2次系の冷却機能，即ち原子炉の冷却機能に直接関連することから「重大」なものと指摘しているのである。

いずれにせよ，被控訴人の主張（「新知見」）は，本件ナトリウム漏洩事故の原因について，これを「新知見」と称して，あたかも何人もこれを知りえなかったかのように位置づけようとする点で誤導であり，かつ不誠実な主張であることは明白である。

自ら提出した証拠（乙イ・41・参-14以下）を無視して，「新知見」などという主張をする被控訴人の主張態度を，控訴人は到底理解できない。

2 「事故防止対策における2次系のナトリウムの床ライナの位置づけ」

（被控訴人最終準備書面・109頁～110頁）に対する反論

(1) 被控訴人の主張

「1次系のライナがコンクリートとの直接接触の防止を図っている1次系ナトリウムは，放射性のものである。これに対し，2次系の床ライナがコンクリートとの直接接触の防止を図っているそれは，非放射性のものである。

……したがって，……2次系の床ライナは，本件原子炉施設内に内包される放射性のナトリウムに対する考慮のために設けられる1次系のライナとは異なり，多重防護の考え方に基づく事故防止対策そのものに直接に位置づけられるものではなく，上記の冷却系の系統分離にかかわりを持つことから，事故防止対策の一環として間接的に位置づけられるにすぎない。」（110頁）

(2) 反論

この主張は，被控訴人が「もんじゅ」設置許可処分を行うに際して，「もんじゅ」の基本設計の安全性に関して，重大な誤った認識を有していたこと，したがって，その誤った認識が本件「もんじゅナトリウム火災事故」を招いた背景であることを，見事に示している。その重大な誤りは「2次冷却系軽視」である。

上記の被控訴人の主張が以下のことを宣言していることは明らかである。

「1次冷却系は放射性のナトリウムが冷却材として循環しているのに対して、2次冷却系内には非放射性のナトリウムが循環しているだけであるから、2次冷却系およびそれに関連した床ライナの重要性は、1次系のそれに比べて相対的に低い」と。

このような2次冷却系軽視の主張の誤りは、被控訴人が原子炉施設の根本的な機能・構成を全く理解していないことである。すなわち、いかなるタイプの原子炉施設であれ、運転中に発生した「死の灰」などの放射性物質を多量に内蔵している原子炉内の核燃料体（「炉心」）の冷却が、正常運転中はもちろん事故発生時にも不可欠であり、かつ「炉心」で発生した熱は、最終的には、2次冷却系を經由して、蒸気発生器よりなる蒸気系、ないしは、「もんじゅ」の場合には、補助的な「空気冷却器」を經由して周辺環境に放出される、という基本知識に欠けているということである。

こうした2次冷却系軽視の誤りは、すでに、甲イ・482（「久米三四郎陳述書」・1～5頁）で明快に指摘したとおりである。

そもそも2次系の床ライナが事故防止対策としては「間接的」に位置づけられるにすぎないなどという主張は、安全評価指針その他の法令からは全く導くことのできない被控訴人の独自説である。

本件ナトリウム漏洩事故の問題の核心は、もんじゅの床ライナ（厚さ6mm）によって、ナトリウムとコンクリートの接触を防止することができるか否か（注・これが「基本設計」の内容となることは被控訴人も争わない）であって、この点について「直接的位置づけ」と「間接的位置づけ」の区別が生じる余地はない。

現に訴外動燃は「安全評価における2次冷却材漏洩事故のナトリウム燃焼解析について」という文書（甲イ・457）を作成してこれを被控訴人に提出している。

被控訴人の上記主張を見るとあたかも2次系の床ライナは「基本設計」の内容に含まれないとまで主張するのかという疑問すら生じてくる。もしそこまで主張するのであれば、直截、明確そして大胆にその旨を被控訴人は明らかにすべきである。

3 「本件安全審査後に得られた界面反応による腐食に係る知見と本件安全審査の合理性」に対する反論

(1) 被控訴人の主張

被控訴人は、訴外動燃が実施したナトリウム燃焼実験の結果の解明のために訴外動燃が行った計算結果について、

「その結果によると、床ライナの減肉量は中央値で 3.2 ~ 3.3 ミリメートル、上限値で 5.2 ~ 5.5 ミリメートルとされている」(1 1 2 頁) と主張する。

(2) 反論

しかし、この主張は、以下に述べるように、訴外動燃の計算結果を誤って評価し、「溶融塩型腐食」による床ライナの深刻さを過小に評価するものである。

訴外動燃が行った計算の最終結果は、動燃の「第 6 報報告書」(乙イ・48, 3.1.3-90 ~ 3.1.3-96 頁) に纏めて示されている。被控訴人が引用している上記の数値も、同号証、表 4 (3.1.3-90 頁) に掲載されている。しかし、それらの数値は同表からも明らかなように、ナトリウム漏洩率が低い二つの場合 (0.01 ton/h 及び 0.1 ton/h) に対する結果である。

これら漏洩率が低い場合には、「もんじゅ」現有のドレン設備のままでも、事故対策手順書どおりの運転操作を行えば、漏洩するナトリウムの漏洩・燃焼時間は、約 80 分程度で終結するという計算結果が得られている (図 6, 図 13 及び図 20)。しかし、漏洩率がより高い場合には、ナトリウムの燃焼時間が 2 時間以上 4 時間にも及ぶことが上述の 3 図は示しており、さらに、燃焼時間が長くなることに対応して、床ライナの温度が 600 以上の高温に保たれる時間も 2 時間半から 3 時間 40 分にも延伸することが明らかになっている (図 7, 図 14 及び図 21)。

「ナトリウム燃焼実験」では、本件「もんじゅナトリウム火災事故」の状況を再現させ、ナトリウムの漏洩・燃焼時間を 3 時間以上としたことによって、「溶融塩型腐食反応」による床ライナの腐食進行時間も長

くなり、ついには、床ライナには大小数個の穴あき箇所が生じてポロポロになり、床コンクリートとの直接接触によって発生した水素ガスの爆発的燃焼まで誘発していたことは公知の事実である。

従って、ナトリウムの漏洩率が3 ton/h 程度の場合には、現有設備のままでは、計算対象となった大きさの違う3部屋すべてにおいて、特に、狭くて床面積の小さい二つの部屋、過熱器室と蒸発器室では確実に、「実験」で出現したような床ライナの穴あきが発生することは容易に予測できる。

そうであるが故に訴外動燃は、「もんじゅ」の現有設備を改めるという基本設計の変更を内容とする設置変更許可申請を行わざるを得なかったのであり、これは当然の帰結である。その重大な訴外動燃の計算結果を、未だに誤って評価し、「本件安全審査の合理性は失われていない」との主張の出発点としている被控訴人の態度は厚顔無恥としか言いようがない。

因みに、「上限値で5.2 ~ 5.5 ミリメートル」という被控訴人の主張は、「現状設備」を前提とし、これにより「現状設備」で本件ナトリウム漏洩事故が発生しても、もんじゅの安全性は確保できた = 本件安全審査は妥当で合理的だったとの結論を導くものだが、これも誤導である。

即ち、被控訴人の言う「現状設備」とは、運転手順書を是正することを条件としたものであり、本件事故時の「原状設備」とは全く異なる（乙イ・46・17頁）。正しい意味での「原状設備」では（即ち、本件ナトリウム漏洩事故では）、ナトリウムは約3時間40分間漏洩が継続したのであり（乙イ・41・11頁）、「現状設備」なるものの漏洩時間（約80分間、乙イ・46・17頁、乙イ・47・3-1-3-15）とは著しく相違する。

そして仮にナトリウムの漏洩率が低かったとしても、この漏洩が「原状設備」（注・これが本件安全審査の対象である）で3時間継続すれば、床ライナの貫通損傷、即ちナトリウムとコンクリートの直接接触が生じたことは、燃焼実験 で実証されたのであり、被控訴人の主張は失当である。

4 「界面反応による腐食に係る知見と本件安全審査の合理性」に対する反論

(1) 被控訴人の主張

「界面反応による腐食が起こるとしても、減肉量に相応した板厚等を採用するなどの詳細設計段階における対処によって床ライナの機械的健全性を維持することは十分可能である。したがって、界面反応による腐食を考慮に入れても、鋼製の床ライナを設置することによりナトリウムとコンクリートとの直接接触を防止するという本件原子炉施設の基本的設計方針の実現可能性が否定されることはない」(1 1 2 頁)

(2) 反論

この主張は、原判決の

「漏洩ナトリウムとコンクリートとの直接接触の防止を図ることが不可能であるかまたは現実的でないという場合には、床ライナによってナトリウムとコンクリートの直接接触を防止するという基本設計ないし基本的設計方針の妥当性は失われる」(原判決・732 頁)との判示に、いわば「悪乗り」したものと言うべきである。

また被控訴人は、これまで2次系床ライナの板厚の増加などを主張も立証もしたことはないし、詳細設計段階に属する事項を理由として「基本設計」の司法的是正を行うことの法的整合性の欠如(専門技術的裁量が妥当する分野の司法審査の判断方法として)を認めていたはずである。従って被控訴人の上記主張は、従前の被控訴人の主張とも矛盾するものである。

原判決を評価するにあたって重要なことは、上記の原判決も控訴人が事実即して訴え続けてきた「床ライナによってナトリウムとコンクリートの直接接触を防止するという基本設計ないし基本的設計方針の妥当性は失われる。」との主張を認めざるをえなかったことである。

にもかかわらず被控訴人は、原判決も認めざるをえなかった控訴人の主張の正しさを隠蔽するために、原判決が誤って判示した以下の条件箇所のみを振りかざすという卑劣な主張を行っている。

「漏洩ナトリウムとコンクリートとの直接接触の防止を図ることが不可能であるかまたは現実的でないという場合には」。

以上をふまえ、原判決と被控訴人の主張の誤りを以下、指摘する。

() 上記三の五の(3)で指摘したとおり、最高裁伊方判決に照らせば、原判決が、「減肉量に相応した板厚等の具体的設計」(734頁)を後続の詳細設計許認可段階に期待し、安全審査における安全性評価の際に不可欠な諸量の一つである床ライナの厚み等が、あたかも詳細設計段階で変更できるかのように判示したことは、重大な判例違反であることは明白である。

() 原判決の判示の誤りは、後続処分段階の設計の任務や進め方についてひとりよがりな誤解に基づいている。

床ライナの板厚が、安全性評価で合格した「板厚は6ミリ」(甲イ・467・2-6, 2-14など)という想定条件を所与の条件として進められ、「板厚をいくらにしたらよいか」といったことは許認可の審査対象にもならないことは上記三の五の(3)で指摘したところであり、事実、そうした審査権限を有する行政上の組織も存在しない。

そして、それら所与の条件の下に、技術的に確実で経済的にも合理的な設計を立案、審査するのが、詳細設計の段階の任務である。

() 原判決は、床ライナの厚さの変更方法が「現実的であるかどうか」を、基本設計破綻救済策の条件の一つに提示している。しかし、原審では、被告側が「条件説」を最終書面で記述しただけで、その「現実性」について法廷で審議したことは一度もなかった。

床ライナ用鋼板を床コンクリート上に設置した支え枠に溶接して行く方法の技術的・経済的困難さについては、久米陳述書で明らかにしたとおりである(甲イ・482・26頁)。

その説明に対して被控訴人は何の疑問も反論も提示しないままに推移し、現状での「板厚変更」の非現実性は、

「ついでながら申し上げますと、板(注・床ライナ)を厚くしさえすればいいというものでは決してないんでございまして。

逆に板厚(注・床ライナ)をあんまり厚くし過ぎますと、例えば熱膨張等で、多少ひずみが出たりしますと、かえって困ることがあります。」(佐藤一男証言・118頁)

として、原子力安全委員長自身が、これを認めるとおりである。

被控訴人は、「もんじゅの床ライナの板厚（6 mm）を上回る床ライナを設置することが、技術的および経済的に困難であり、その実現が不可能であるともいい難い」と主張するが（117頁）、そうであれば、

（ ）どのような材質によって、どのような板厚の床ライナを設置することが可能と被控訴人は判断するのか？

（ ）床ライナの板厚の増強について被控訴人と訴外動燃との間で、どのような検討がなされたのか？

その結果はどのようなものだったのか？

（ ）上記のとおり、原子力安全委員会の委員長だった佐藤一男は、「床ライナの板厚を厚くすればいいというものではない」との趣旨の証言をしたが、この証言内容の当否はどうか？

との疑問が当然に生じる。

しかし、この当然の疑問に対して、被控訴人は何らの回答を有しておらず、単に控訴人の主張を抽象的、一般的に批判することしかできない。

以上によれば、被控訴人は本件ナトリウム漏洩事故 = 本件許可処分が無効を正当化ないし適法化するための立証責任も果していないことは明らかである。

六 「本件2次冷却材漏洩事故対策」の破綻と原子炉設置許可処分の無効

以上のとおり、本件「もんじゅ」の「2次冷却材漏洩事故対策」の基本設計の安全性を確認した原子力安全委員会等の安全審査には、熔融塩型腐食損傷をはじめとする重要な知見に関する過誤欠落があり、その結果、安全審査における「基本設計の安全性は確認できた」旨の結論は、もはや維持できないことが明らかであって、本件原子炉設置許可処分は基本設計の変更を免れないところであり、事実、訴外動燃は、すでに平成13年6月、「2次冷却材漏洩時、当該系統のナトリウムを緊急にドレンできる設計とする」旨を内容とする「設置許可変更申請」を提出したところである（乙イ94=高速増殖炉もんじゅ原子炉設置変更許可申請書[原子炉施

設の変更])(三,5,(2)参照)。

よって、司法統制における違法判断の枠組である「調査、審議、判断の過程における看過し難い過誤欠落」の要件についても、その該当性が肯定されるべきことは明白である。

そして、原子炉等規制法は、他の科学技術や産業に比類のない原子炉施設の高度の潜在的危険性を踏まえて、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止し、...公共の安全を図るために、原子炉の設置及び運転等に関する必要な規制等を行う」ことを目的として制定された(同法1条)特別に厳格な規制法規であり、しかも、原子炉設置許可に関する同法24条1項所定の要件のうち、同項3号(技術的能力に限る)、及び4号は、原子炉施設の従業員や周辺住民の生命、健康、重要な財産の保護を目的とする、同法の上記規制目的を達成するための中核的要件を定めた重要な法条である。

とりわけ、本件「もんじゅ」は、未だ研究開発段階にある原子炉である高速増殖炉であり、...炉心の燃料としてはウランとプルトニウムの混合酸化物が用いられ、炉心内において毒性の強いプルトニウムの増殖が行われているのであって(最高裁もんじゅ判決判示)、そのことは、建設、運転実績の多い商業用原子炉に比べて、周辺住民にとって大きな脅威となる蓋然性がそれだけ高いことを意味する。

したがって、本件「もんじゅ」にかかる本件原子炉設置許可申請が、炉規制法24条1項3号(技術的能力に限る)、又は4号の要件に適合しない場合は、そのこと自体に重大な違法があるものと評価されるべきであり、そこに本事案における違法論の本質があるものというべきである(控訴人最終準備書面(2)の一、五の1参照)。

加えて、本件安全審査の調査審議過程で必要な知見における過誤欠落を犯した処分庁である被控訴人国と、基本設計の策定と安全評価において誤りを犯した処分の名宛人である訴外動燃には重大な帰責事由があるうえに、安全審査の審議過程における本件過誤は、上記五のとおりその態様においても無為無策というべき重大なものである。

他方、周辺住民である控訴人らは、上記重大違法について何の落度も

責任もないにもかかわらず、否応なしに上記違法による危険を日々甘受しなければならぬ立場に置かれている。

そのうえ、本件安全審査における上記誤りは、控訴人らにとっては、本件「2次冷却系ナトリウム漏洩火災事故」が「もんじゅ」で現出し、これを契機として、訴外動燃、科技庁及び原子力安全委員会が実施、検討し、一般に公開した上記三の「燃焼実験」、並びに、「コンピュータ解析」の結果を総合することによって、はじめて知る機会を与えられたのであり、原子力設置許可の段階でかかる事実を認識することが不可能であったことも客観的に明らかである。

よって、重大な上記違法事由が、控訴人らの前に明らかにされた時点で、控訴人らには、改めて本件原子炉設置許可処分の効力を争う機会を認めるのが道理であり、その途を閉ざすことは社会正義に著しく反し、およそ許されないというべきである。

とりわけ、本件控訴人らは、新たな上記違法事由が明らかになった時点では、すでに本件原子炉設置許可処分が違法であることを理由として抗告訴訟の一種である本件無効確認訴訟を提起していたのであるから、少なくとも、上記違法事由との関係においては、本件控訴人らには、実質上、提訴手続の不遵守はなかったものと解すべきである。

しかも、基本設計の安全性が確認されない原子炉施設が設置運転された場合の危険性と、かかる原子炉施設の運転はおよそ許されないとする原子炉等規制法24条1項4号の趣旨に照らせば、周辺住民に対し、当該違法事由の主張を認めることは、むしろ公益にもかなうものというべきである。

そして、以上の事実は、「いまだ技術的に未確立であり、事故が発生すれば、その被害は甚大なものとなる高速増殖炉（原発）の安全性が無効確認訴訟で争われている本件において」、「出訴期間の制約を外して効力を否定しなければならないほどの重大な違法性(重大な事故発生への恐れ)」(首藤重幸『『もんじゅ』行政訴訟差戻一審判決』、ジュリスト 1202 = 平成12年度重要判例解説・2001.6.10, 41・42頁)があることを示している。

よって、原子力安全委員会による「もんじゅ」の本件安全審査には、「ナ

トリウム漏洩事故対策」の基本設計が、「安全評価の考え方」(3.2) の要求する安全設計上の条件を充たすとした調査審議判断の過程に看過し難い過誤欠落あることが明らかであるから、これに依拠した国の判断に不合理な点があり、本件原子炉設置許可処分には重大な違法があり無効というべきである。

第2 高温ラプチャを看過した安全審査の重大な違法の存在

一 蒸気発生器技術の困難性

1 蒸気発生器は高速増殖炉の最大のウイークポイントである

高速増殖炉の技術のうち最も危険性の高い技術の一つがナトリウムと水の熱交換を司る蒸気発生器である。わずか3ミリ程度の配管の壁を隔ててナトリウムと水との熱交換を行なうという技術は根本的な困難を抱え込んでいる技術である。

もんじゅにはヘリカルコイル型で、伝熱管の材質もことなる蒸発器と過熱器という二つの蒸気発生器が設備されている。そもそも軽水炉の蒸気発生器には既に確立した設計が存在しているが、高速増殖炉の場合は未だに試行錯誤の段階で確立した設計というものが存在しない。世界的には高速増殖炉の開発自体がほぼ停止した状況となっているが、遂にこれが決定版という蒸気発生器の設計の標準化はなされなかったのである。むしろ、この技術の困難性と暴走事故の危険性が安全性の面から見た高速増殖炉技術そのものの世界的な放棄の原因といっている(小林30回51, 52丁)。

蒸気発生器の安全性については、多岐の論点があるが、ここでは、その中から供用期間中の伝熱管検査技術と漏えい検知のための水素計の問題点を主要な論点として取り上げた。この二つの論点は、別件民事訴訟では、現実に事故を防止し、また早期に終息する安全確保の手段がないということとなり、差し止め・違法事由を構成すると考える。

さらには、本件行政訴訟においても、伝熱管の破断事故が不可避なものであり、決して特殊な状況でしか起こり得ない事故ではないこと、配管の破損を早期に検出して事故の拡大を防止し、早期に終息する手段が欠けていることを示すものである。このような事情は、もんじゅ蒸気発生器の安全審査を、極めて慎重に行わなければならないことを基礎づける背景事情となると考える。

2 伝熱管の健全性についての検査技術の未確立

(1) 検査の困難なコイル型

この蒸気発生器伝熱管の健全性を維持するためには定期検査時の

伝熱管の探傷検査が極めて重要であるが、このような技術が未だ確立しておらず、今後も確立の目途が立たないことが最近になって明らかとなった。

もんじゅの蒸気発生器は伝熱管（細管）の形状が軽水炉のような逆U字形でなく、ヘリカル・コイル（らせん形）になっており複雑な形状となっている。一体の蒸発器または過熱器に、約150本のヘリカル・コイル型伝熱管が束ねられている。

このような、形状が選ばれた理由は熱交換に優れていること、温度変化に伴う膨張収縮をよく吸収できるというメリットからであるとされる。しかし、このような複雑な形状となっていることから製作が困難であり、又、検査にも困難が生じている。

(2) 標準化された軽水炉でも発生した伝熱管完全破断

世界中に数百基が稼働する加圧水型原発には標準化された蒸気発生器が搭載され、その運転経験はアメリカの原子力規制委員会などから公表され、定期検査でその全数が検査されている。軽水炉の場合は定期検査時にすべての伝熱管の健全性を検査する技術が確立している。それでも、なおかつ1991年2月9日に発生した美浜2号炉事故のように、蒸気発生器の伝熱管の完全破断事故という重大な事故を未然に防止できなかったのである。そして、軽水炉の蒸気発生器の設計基準事故が保守的なものではないという批判的意見がNRCに所属する研究者からNRCの公式文書として公表されている（日弁連人権擁護大会シンポジウム報告書 甲イ463号証）。

(3) 検査技術が開発途上であることを示す内部告発

2000年11月に、本件もんじゅ訴訟の原告ら宛にもんじゅ開発に携わる技術者から寄せられた内部告発によって、もんじゅ蒸気発生器の伝熱管について定期検査時の検査技術が開発途上であることが判明した。この内部告発によれば、現在では開発が困難として委託先の変更までが検討されているという。これだけの長期間を費やして完成をみない技術にはそもそも無理があると考えべきではないか。

(4) もんじゅ蒸気発生器の伝熱管検査技術の現状とその評価

原発における E C T の重要性

E C T による欠陥の検出は特に軽水炉において、重要な役割を背負ってきた。これは前述の美浜 2 号炉における蒸気発生器細管の疲労破断によって示されている。すなわち、定期検査において、E C T により細管を詳細に点検していたにもかかわらず、疲労損傷を検出できずに、結局、原発を危険な状態に陥れたのである。同様の事故は、美浜事故以前に、ノースアンナ原発において起きており、その教訓は生かされなかったのもまた、事実である。

このように、蒸気発生器細管の損傷は原発に致命的な損傷を与えかねないという点から、それを健全に保持する手段として、いうまでもなく、定期検査で念入りに点検を行う以外に方法はないのである。原発においては、多重防御と称して安全性をいくら強調しても E C C S が作動するような状況を阻止しなければならない。なぜなら、E C C S は最終防御ラインであって、もし、このシステムが機能しなければシビアアクシデント（過酷事故）により原子炉は破壊し、広範囲にわたり放射能汚染がおきて、住民が致命的被害を被るのである。

過去の事故の教訓を生かすという点においても、E C T による、「もんじゅ」の伝熱管の点検法とその検出精度に注目することは極めて重要である。

検出の目標精度

E C T とは、コイルに高周波の電流（磁場を作る）を流し、それを被対象物（金属）に接近させたときに電磁誘導によりコイルの電位に変化が生じる（渦電流の発生）というよく知られた現象を利用した欠陥を検出する手法である。すなわち、被対象物の欠陥の有無により出力に違いが生じるので、これを検出すれば、欠陥が発見できるということになる。

渦電流は表面で最も大きく、表面から内部にいくにつれて急速に低下するという性質がある。したがって、表面近くに欠陥が存

在する場合には、電流の変化が大きく、最も検出精度が高いといえる。特に表面に段差がある場合には、渦電流は著しく変化するので、このような欠陥による出力変化は比較的精度よく測定される。

円管の外周部について内面から行う検査には、周波数を低下させて、電流を内部まで浸透させる必要がある。しかし、周波数の低下は誘導電流による出力の低下をとまなうので検出精度は低下する。このように、外周部を内部のセンサーから検査する場合には、検出精度の低下は原理的に、避けられないものなのである。

「もんじゅ」におけるECTの欠陥の検出目標精度は、円周率、厚さ20%、幅10mmの減肉の検出であるという。この目標値は蒸発器の伝熱管の材質と密接に関係している。それは、蒸発器の伝熱管に冷却水による応力腐食割れ等を考慮して低合金鋼を用いていることである。この金属は強磁性体であり、非磁性体の銅やステンレス鋼と電磁特性の違いから、同じ周波数でコイルを励磁しても、被測定物の内部まで電流は浸透しないのである。すなわち、外周部の検査には、非常に低い周波数を用いなければならないので（非磁性体の1/10 - 1/100程度）、検出性能は著しく低下する。このような事情から、S/N比（欠陥の信号の大きさと雑音の大きさの比）が高くないのである（欠陥からの信号が雑音に埋もれてしまう）。

目標精度で重要な欠陥をはたして検出できるか

現実の伝熱管の破断は、広範囲の減肉で内圧により円周方向に破断が起きるという想定されたモデルよりも、多くは局所的な欠陥の発生と振動による疲労、応力腐食割れ・粒界腐食などによるその伝播という過程で破壊している。

これは今日までに経験した軽水炉の漏水事故を思い浮かべれば十分理解できる。すなわち、疲労、応力腐食割れ、あるいは粒界腐食といった破壊形態は0.1mm以下の結晶粒のオーダーの微小亀裂が発生して、次第に内部に、拡大、伝播する。亀裂は開口

変位は非常に小さく，したがって，このような欠陥による渦電流の変化もまた小さくなり，雑音に埋もれるだろう。また，溶存粒子が亀裂内部に侵入したり，錆が付着するので検出性能はさらに低下する。

伝熱管は支持金具或いは支持板で保持されているので，外周部の検査の際にはこの影響が信号として導入される。したがって，このような箇所に発生した亀裂はさらに検出が困難となる。以上の理由により美浜2号の細管の亀裂は破断するまで検出されなかったのである。これを教訓として生かすのならば，開発目標とする検出精度では，伝熱管の安全性を保持することはできないといえよう。

亀裂発生の可能性

らせん状に加工された伝熱管には，管内部に高温，高圧の蒸気が流れて，管外面は管の走向にほぼ垂直に高温のナトリウムが流れるという特殊な環境にある。したがって，伝熱管には，蒸気の内圧と外部のナトリウム流による流体力が作用する。

美浜2号では，細管と支持板の隙間に不純物が堆積し，それによるデンティング（締め付け）とあいまって，流体力の作用により細管が共振して疲労破断したという事実がある。すなわち，致命的な破断は微小亀裂の発生とその伝播によって起きる。蒸発器において，このような箇所としては，支持金具と曲率の小さな曲げ加工を受けた部分（残留応力が発生している），伝熱管の取り付け部，溶接部（高温に加熱されているので，材質が鋭敏化し，腐食されやすい）などがあげられる。特に，高温環境は粒界析出による材質の鋭敏化を招き，耐食性が低下する。

亀裂の先端は応力集中により非常に大きな応力が発生しているので，均一に減肉するような破壊とは異なり，たとえ平均応力が低くても，亀裂は十分に進行するのである。

伝熱管支持部には伝熱管とスリーブとには隙間が存在するので，流力弾性振動により管は常に振動しているから，いずれ損傷

を受ける。もし、共振状態にでもなれば（固有振動数は支持金具間の細管の長さで決まる）、疲労破壊は免れない。同様の現象は伝熱管取り付け部（構造の詳細は不明）でも発生する可能性がある。

とりわけ、このような箇所は配管外部には支持金具やその他の部材が接合されているわけであるから、渦電流への影響因子が多く、ECTによる欠陥の検出精度は他の場所よりもきわめて低くなる。

まとめ

開発途上で設定された検出性能を満たしても、実際に起きる破壊を防止するための検査手法としては全く不十分であることは、過去の原発事故が物語る。また、ソフトによる信号処理（ウェブレット法等）による微小亀裂の検出は、S/N比が大きくない限り大して改善は期待できないであろう。したがって、蒸発器や過熱器における伝熱管の損傷は想定されたものであって、安全審査に当たっては、完全破断事故を現実の事故として想定した上で、慎重な安全性の検討がなされなければならないのである。

(5) 結論

検査技術もないまま、もんじゅ蒸気発生器の使用を続け、もんじゅ事故による長期の停止の後、完全な検査もしないで、再使用するなどと言うことは、慎重な原子力安全の立場からは到底あり得ないことである。伝熱管検査の問題だけをとっても、検査技術のない蒸気発生器など、潔く設計ミスであったことを認めてその使用をあきらめ、原子炉自体の廃炉を決断すべきほどの重大事である。この点は、安全審査での審査対象である基本設計にあたるかどうかの点についての問題は置くとしても、民事訴訟においては、原子炉の運転差し止めを基礎づける事情となると考える。

3 漏えい検知のための水素計技術も未確立で、異常の早期発見は不可能

(1) 漏えい検知に数十秒を要する場合も

水ナトリウム反応事故の影響緩和対策の基本は異常の早期発見で

ある。その検知手段として、被控訴人は、水漏洩率一キログラム程度まではナトリウム中水素計により早期に発見できるとしている（被控訴人準備書面15）。しかしながら、公開されている水素計の特性図（図表6-2-7）によると（甲イ383号証564頁）、水漏洩率が毎秒0・1グラムから1キログラムまでの範囲では、漏洩を検知するまでに数十秒という長時間を要する。同じ特性図は、この間にウェステージ効果により他の伝熱管へ破損が伝播することを示している。

(2) 二次系ナトリウム中のトリチウム（三重水素）の存在

二次系のナトリウム中に水素、トリチウム（三重水素）が存在していることは今回のナトリウム火災事故の際のデータからも裏づけられる（乙イ9-4-30, 31）。この水素は炉心で発生するトリチウムと、水・蒸気系から蒸気発生器の伝熱管を透過してナトリウム中に入ってくるものが存在する。漏洩検知にこれほど長時間を要するのは、このようにもともとナトリウム中にバックグラウンドとして水素が存在するため、そのノイズ対策として信号の平均化処理を行うなどいくつかの特別な機能を付加させる必要があった（被控訴人準備書面15, 46～47頁）からである（甲イ444号証）。

このことは、原告がナトリウム中水素計には限界があると主張してきたことがまさに正しかったことを示している。

(3) 漏えい検知システムの致命的欠陥

その結果、「もんじゅ」の水素計は、4桁にも及ぶ漏洩率の広い範囲にわたって、早期検知にはならないものである。このような検出方法では、微少な漏洩から十分時間をかけて徐々に拡大する場合ならともかく、今回の「もんじゅ」事故のように、もし最初から中規模漏洩で始まった場合には、漏洩検知計としてまったく意味をなさない。これは、漏洩検知システムの致命的欠陥であり、早期検知の点で影響緩和対策が破綻していることは明白である。

本水素計の警報に対する処置は、もともと運転員の判断によるものとされていた（甲イ124号証、斎藤伸三（主尋問証言）14回

54丁)。ところが、被控訴人準備書面15の47～48頁では、毎秒0・1グラム程度を超える漏洩時では、三基のうち二基の水素計による水素濃度の顕著な増加の検出により、自動的に蒸気発生器の緊急停止およびプラント・トリップにつながる信号を発するシステムになっている、と説明されている。この変更は、原告が主張してきた運転員の判断だけに依拠する危険性を、「もんじゅ」事故以後になって取り入れたものに他ならない。なお、漏洩率が毎秒0・1グラム以下では相変わらず運転員の判断にまかされている。自動化の内容も、毎秒0・1グラム程度を超えた時点で緊急停止につながるのではなく、さらにそこからの“顕著な増加”を検知して初めて働くものである。したがって、先に述べた時間的遅れに加え緊急停止の作動はさらに遅れることになり、他の伝熱管への破断伝播拡大防止が間に合わず、自動化が有名無実になる恐れが十分にある。

このように、水素計が使い物にならないので訴外動燃では別原理の漏洩検出器が開発中であり、音響式の漏洩検知器の開発経過が、しばしば学会で報告されている（小林46回73ないし79頁，甲イ385号証）。

4 高速増殖炉蒸気発生器技術の困難性の前提となる事実

(1) 複雑ならせん形状

伝熱管（細管）の形状が軽水炉のような逆U字形でなく、ヘリカル・コイル（らせん形）になっており複雑である。一体の蒸発器または過熱器に、約150本のヘリカル・コイル型伝熱管が束ねられている。

このような、形状が選ばれた理由は熱交換に優れていること、温度変化に伴う膨張収縮をよく吸収できるというメリットからである。しかし、このような複雑な形状となっていることから製作が困難であり、又、検査にも困難がある。そもそも軽水炉の蒸気発生器は既に確立した設計が存在しているが、高速増殖炉の場合は未だに試行錯誤の段階で確立した設計というものが存在しない。このことも高速増殖炉における蒸気発生器技術の困難さを物語っている（小

林 30 回 51, 52 丁)。

(2) ナトリウム内に溶接部を持っていることは伝熱管破損の重大な要因となること

また、伝熱管を渦巻状にして、一本の伝熱管の全長が約 80メートルにも及ぶため、一本の管で造ることが出来ない。溶接部のない軽水炉の伝熱管と違い、一本の伝熱管を造るのに数本の管を溶接してつなぐ必要がある。しかし、蒸気発生器における過去のナトリウム漏洩はほとんどが溶接部で発生しており(甲イ123号証, 甲イ119), 高速増殖炉の蒸気発生器においては、ナトリウム中に浸されている部分に溶接箇所を有しない設計とするのが基本である。そのため、多くの高速増殖炉で直管型や逆U字型などナトリウム中に溶接部分を持たない単純な伝熱管構造が採用されている。たとえば、CRBR, PFR, SNR 300などはナトリウム中に溶接部分を持たない構造となっている。しかし、「もんじゅ」では経済性(熱伝達効率)を優先したため、あえてナトリウム中に溶接部分を持つヘリカル・コイル型が採用されている(甲イ120号証32頁, 小林30回52丁)。

この問題は明らかに機器の安全性の根幹に関わる事項であり、基本的な設計方針に係わる事項として安全審査の対象である。ナトリウム中に溶接部がない設計のほうが望ましいことは被控訴人国申請の秋山守証人も認めている(秋山守14回76丁)。なお、このことは安全工学の基本的な考えからも当然の帰結であるが、被控訴人国申請の斎藤証人はこのような自明の事柄すらも認めず、「即答しかねる」「溶接の技術による。」などと答えている(斎藤伸三19回26, 27丁)。このような証言に斎藤証人の証言態度が政治的なものであり、科学的論理に忠実でないことが端なくも露呈されている。そして、同証人のような科学者によってなされた被控訴人国の安全審査の空洞化した実態がもんじゅナトリウム火災事故という重大な結果をもたらした大きな要因なのである。

(3) 溶接のたれ込み現象が現実化していること

溶接部では肉厚が他の箇所より厚くなるため、熱応力が大きくなって温度の急変時に破損の原因になり得る。さらに、溶接部の厚肉部は伝熱管検査の障害になる。

1991年7月にもんじゅの運転前の総合機能試験の際に、定期検査用のプローブがひっかかり、プローブの方を削るという事件が発生している。プローブがひっかった場所は細管の溶接箇所であることは動燃申請の川島証人、被控訴人国申請の斎藤証人もこれを認めている（川島協証人25回調書添付図面、川島協25回41ないし45丁、斎藤伸三19回26丁）。溶接個所で細管の内径が狭くなりひっかったということは、ひっかかりの原因は溶接の細管内部へのたれ込みであることを示している。秋山証人もその可能性を認めている（秋山守14回77丁）。このような溶接箇所にたれ込みがあると、腐食や振動・応力集中の原因となる可能性がある。このことは被控訴人国申請の斎藤証人もこれを認めた（斎藤伸三19回26、27丁）。

このように、もんじゅは現実に伝熱管の破損の具体的な原因を抱えていることが指摘できるのである。

(4) 流動不安定現象を引き起こしやすいこと

「もんじゅ」は、蒸発器、過熱器とも下降流部を有するが、このような下降流部を持つ構造は、流動不安定現象を起こしやすい（甲イ119（「液体金属冷却高速増殖炉用蒸気発生器の現状」17頁第2表））。特に低流量時に危険とされている。

現に「もんじゅ」でも1995年5月22日にこのような現象が発生し、同年9月27日の秋山守証人の証言でも流動不安定現象であることを確認している。秋山証人は高速増殖炉の蒸気発生器において流動不安定現象の防止が重大な設計上の要請であること、もんじゅでは安定運転の可能な範囲を過大に予測していたこと、弁の応答の特性の評価を誤ったこと、その結果低流量時に下降流部で沸騰を引き起こして、流動不安定現象を引き起こしたことを認めたのである。（秋山守14回74ないし76丁、甲イ223、226号証

53頁)。

このような流動不安定現象の危険性はこれによって細管が激しく振動することである。このような振動によって、繊細な細管が傷つき、その場所から破断に至る可能性は否定できない。もんじゅの実機で流動不安定現象を引き起こしてしまったということは、その際の振動によって蒸気発生器細管に将来の破断の原因につながるかもしれない初期欠陥を与えた可能性があるという重大な事実を意味しているのである。

二 「高速増殖炉の安全評価の考え方」・原子炉設置許可申請書と基本設計の安全性に係る事項の関係

1 「高速増殖炉の安全評価の考え方」における蒸気発生器伝熱管破断事故の評価指針

まず、わが国が開発した高速増殖炉実験炉である「常陽」には、発電機能がなく、したがって蒸気系が存在しない。水とナトリウムの間で熱交換するという高速増殖炉最大の難関技術とされる蒸気発生器はわが国においては、後にも先にもこのもんじゅの蒸気発生器しか存在しないのである。このことは本件の安全審査にきわめて慎重な態度が要請されていたことを示すものである。

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」は厳密には指針ではなく、これをもとに指針策定に資する目的で作られたものであることは1980年11月6日付け原子力安全委員会決定文に示されている。この「考え方」はナトリウムについて、「ナトリウムが化学的に活性であるためナトリウム火災対策」を考慮した設計が必要であること、中間冷却系について、「中間冷却は、一次冷却系から冷却材が中間冷却系に漏れ出すことのない設計とするとともに、水・蒸気系側からの中間冷却系への漏洩が生じた場合にも安全が確保できる設計が必要である。」とされ、水・蒸気側から中間冷却系（二次系ナトリウム）に漏洩が起きて安全が確保できることを大きな設計上の課題としている。

また、安全評価についてナトリウムの化学反応に関する事故として

「蒸気発生器伝熱管破損事故」を選定して評価を行うこととされている。そして、その判断の基準としては、

- 「 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) 原子炉格納容器の漏洩率は適切な値以下に維持されること
- 3) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと

なお、これらの判断基準による評価の他にも必要に応じ L M F B R の特徴を踏まえ評価を行うものとする。」

2 原子炉設置許可申請書における「安全設計方針」と想定事故の安全評価

(1) 安全設計における「水ナトリウム反応に対する設計上の考慮」

これを受けた許可申請書本文においては、蒸気発生器の構造・仕様についての概要とその形式についての図面が示されている。

また、添付書類 8 - 1 - 7 4 記載の方針 4 1 の中間冷却系についての安全設計方針として、「中間冷却系は蒸気発生器伝熱管からの水漏えいが生じた場合でも、その影響により、安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能が失われることがないように考慮された設計であること」と定められ、適合のための設計として、「蒸気発生器において、伝熱管破損事故が発生しても、水漏えい検出設備等により、水漏えいを早期に検出して、水の急速なブロー等の適切な措置が行えるように設計する。」とされている。このように、蒸気発生器伝熱管破損事故の際の安全性の確保はもんじゅの安全設計の重要な構成部分であることは明らかである。

(2) 蒸気発生器伝熱管破断事故の想定とその防止・拡大防止策

さらに、具体的な設計方針としては次のように説明されている(添付書類 8 - 1 - 7 4)。

「小漏えい時には、検出設備からの漏えい警報を受け運転員の判断により水漏えい信号を発することとしており、本信号により蒸気発生器の水・蒸気側の遮断、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操作を自動で行えるよ

うに設計する。

多量のナトリウム・水反応が万一発生した場合は、蒸発器のカバーガス圧力計又は蒸発器と過熱器のそれぞれに設けられる圧力開放板の開放検出器によって検出し、前述と同様の操作が自動的に行われる設計とする。

また、蒸発器及び過熱器は、圧力開放板を介して、ナトリウム・水反応生成物収納設備を備えており、万一、多量のナトリウム・水反応が発生した場合でも2次主冷却系の過度の圧力上昇を防止する設計とする。」

(3) 蒸気発生器伝熱管破断による破損伝播の解析と解析結果

次に事故評価については、添付書類10の3.16項において、蒸気発生器伝熱管破損事故について、次のように述べている。

「事故原因及び事故説明

この事故は、原子炉出力運転中に、何らかの原因で蒸気発生器の伝熱管が破損し、ナトリウム・水反応による顕著な圧力上昇が生じるような大規模な水漏えい事故として考える。この事故が生じると、発生する圧力により事故が生じた蒸気発生器並びに当該ループの健全な蒸気発生器、2次主冷却系機器・配管、及び中間熱交換器等の設備が破損を受ける可能性がある。

この場合、ナトリウム・水反応生成物収納設備の動作により2次主冷却系内の圧力上昇は抑制されるとともに、蒸気発生器内部保有水・蒸気のプロロー等のプラント自動停止操作が行われ、ナトリウム・水反応現象は速やかに停止される。また、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、補助冷却設備による崩壊熱除去運動に移行し、事故は安全に終止できる（添付書類10-3-63）。」

「蒸気発生器において、伝熱管破損事故が生じた場合の事故時の経過は、水噴出過程、初期スパイク圧発生過程、2次主冷却系内圧力波伝播過程及び準定常圧発生過程について計算コードSWACSを用いて解析する。

解析では、実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件

を次のように仮定する。

() 事故発生時の初期状態は，1，2節で述べた初期定常運転条件とする。

() 解析対象ループは，2次主冷却系配管長が最短のループとする。これは中間熱交換器での圧力挙動を最も厳しく評価するためである。

() 破損位置は漏えい率が最も大きくなる蒸発器管束下部とする。初期スパイク圧評価としては，伝熱管1本の瞬時両端完全破断を想定する。また，準定常圧評価としては伝熱管の破損伝播の影響を考慮して，伝熱管4本の両端完全破断相当の水漏えいを想定する。

() 蒸気発生器及びナトリウム・水反応生成物収納容器の圧力開放板は，設定圧力に誤差を考慮した最大圧力で開放するものとする（添付書類10-3-64）。

「本事故時の蒸発器，反応生成物収納容器及び中間熱交換器内の圧力変化を第3.16-1図に示す（添付書類10-3-65）。

「伝熱管1本が瞬時に完全破断し，水がナトリウム中に噴出し始めると，水とナトリウムが急激に反応し，水素が発生する。このため破断初期において蒸発器胴部にはいわゆる初期スパイク圧が作用する（添付書類10-3-65）。

「初期スパイク圧発生後伝熱管破損伝播による影響も含めて水素の発生が継続するため，蒸発器のカバーガス圧力が上昇し，蒸発器用圧力開放板が開放し蒸発器内圧力の開放が開始される。圧力開放板開放検出信号によって，蒸気発生器の水・蒸気側のしゃ断，内部保有水・蒸気の急速ブロー，2次主冷却系循環ポンプのトリップ等の一連のプラント停止機能が自動的に行われ，「2次主冷却系循環ポンプ回転数低」信号により原子炉は自動停止する（添付書類10-3-65）。

「初期スパイク圧減衰後から事故終止まで持続している準定常圧は，蒸気発生器において約9kg/cm²以下及び中間熱

交換器 2 次側において約 13 kg/cm² / 平方センチメートル以下である。準定常圧に対しても蒸気発生器，2 次主冷却系機器・配管及び中間熱交換器の歪みは塑性歪みにも至らず，各設備の健全性が損なわれることはない（添付書類 10 - 3 - 65 ）。」

3 科学技術庁の安全審査書における判断

右許可申請に関して行われた，科学技術庁の安全審査書においては，「2 次主冷却系と水・蒸気系との境界となっている蒸発器又は過熱器において伝熱管の破損が生じると，2 次冷却材のナトリウムと水との反応が生じる。このような事象に対応するために，水漏えい検出設備を設け 2 次冷却材のナトリウム中及び蒸気発生器カバーガス中の水素濃度を監視することとなっている。小漏えい時には，検出設備からの漏えい警報を受け運転員の判断により水漏えい信号を発することとなっている。本信号により蒸気発生器の水・蒸気側の遮断，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・トリップ等の操作を自動で行えるようになっている。

多量のナトリウム・水反応が万一発生した場合は，蒸発器のカバーガス圧力計又は蒸発器と過熱器のそれぞれに設けられる圧力開放板の開放検出器によって検出し，前述と同様の操作が自動的に行われることとなっている。

また，蒸発器及び過熱器は，圧力開放板を介して，ナトリウム・水反応生成物収納設備を備えており，万一，多量のナトリウム・水反応が発生した場合でも 2 次主冷却系の過度の圧力上昇は防止される設計となっている。」「したがって，2 次主冷却系の設計は妥当なものと判断する」とされている（乙 9 号証 101，102 頁）。

4 設計基準事故の想定的前提がウェステージ型破損であり，高温ラプチャ型破損が想定されていないこと

このように，蒸気発生器伝熱管事故の際に関連する設備の健全性が損なわれることがないようにすることが，もんじゅの安全設計の根幹をなすものであることは，疑いがなく，これを否定するような国の主張もない。

高温ラブチャ問題が基本設計に係わる重大な安全審査事項であることは次の点を考えれば明らかである。

訴外動燃の「海外出張報告書」(甲イ443号証347頁)によれば、RUN19試験に関する説明中で、「高速増殖原型炉「もんじゅ」の蒸気発生器の設計基準リーク(DBL)として、1970年代半ばに1+3DEG(初期1本+破損伝播による伝熱管両端ギロチン破損3本)が選定された。これは当時動燃で実施していた小リーク・ウェステージ試験データや海外との情報交換で得られた知見を基に保守的に選定したものである。」とされている。このように1970年代半ばまでの破損伝播の機序としては、ウェステージしか想定しない実験をもとに設計基準事故が選定されていたのである。

- 5 高温ラブチャ問題が設計基準事故の想定に係わるものであり、基本設計に係わる重大な安全審査事項であること

高温ラブチャ問題が設計基準事故の想定に係わるものであり、基本設計に係わる重大な安全審査事項であることは原判決もこれを認めているところである。

すなわち、原判決は「水漏えい率が毎秒約1キログラム程度を上回るようになると、隣接伝熱管にウェステージ型破損が発生するおそれがあるほか、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、伝熱管の機械的強度が低下し、伝熱管が内部の圧力によって急速に膨れて破裂する(この現象を「高温ラブチャ(破裂)現象」といい、高温ラブチャ現象によって隣接伝熱管が破損することを「高温ラブチャ型破損」という。)おそれが生じる。一般に、ウェステージ型破損よりも、高温ラブチャ型破損の方が、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。」としている。

- 6 安全審査ではウェステージしか想定されていないことを原判決は認めていること

また、原判決は本件もんじゅの安全審査ではウェステージ型破損を前提に設計基準事故を想定したことを認め、安全審査では高温ラブチャについては審査されていないことを認めている。

すなわち，原判決は「設計基準リークの想定」の項目で次の通り認定している。

「証人齊藤の証言（齊藤調書 1 回 4 7 丁表ないし 5 0 丁裏），乙 1 6 号証の 1 0 の 3 6 5 頁及び乙イ 4 3 号証によれば，申請者は，「蒸気発生器伝熱管破損事故」の解析評価において，評価の前提として，安全上余裕を持って想定すべき伝熱管の最大水漏えい率（以下「設計基準リーク」という。）を設定したこと，水，蒸気がナトリウムに接した直後に発生する急峻な圧力パルス（初期スパイク圧）の評価の前提としては，伝熱管一本が瞬時に両端完全破断（いわゆるギロチン破断）した際の水漏えい率を，初期スパイク圧減衰後，事故終止まで持続する水素ガスの圧力（準定常圧）の評価の前提としては，水，蒸気の漏えいが周囲の伝熱管（隣接伝熱管）に影響を及ぼし，隣接伝熱管が二次的に破損するメカニズムとしては，ナトリウム中に水，蒸気が噴出して形成されるリークジェットによるウェステージ（損耗）型破損を前提として，伝熱管 4 本の両端完全破断に相当する水漏えい率を想定したことが認められる。」としている（民訴判決 6 6 0 頁）。

7 事故想定における保守性の検証が安全審査の最大の課題であったこと

このように，蒸気発生器に関する安全審査での最大の課題はこのような設計基準事故の選定が，事故の経緯の想定として安全上最も厳しい想定となっているか，いいかえれば真に保守的なものと評価できるかどうかを検証することにあつたのである。そして，次に述べるように SWAT - 3 RUN 1 6 が実施され，高温ラブチャが大量発生した状況の下では，安全審査では，もんじゅにおいて高温ラブチャ現象が発生する危険があるかどうかを，追加の実験を含めて徹底的に解明することが必須の作業であつたといえる。しかし，実際の安全審査の過程では，動燃によって SWAT - 3 RUN 1 6 が完全に秘匿されるという状況の下で，この点の安全審査は欠落した状態で行われたのである。

三 もんじゅにおける蒸気発生器伝熱管破断事故発生の際に常に水流動があると想定することが保守的な仮定といえないこと

1 争点

被控訴人は高温ラブチャ現象の発生を認め、もしこのような現象が発生すれば短時間の内に多数の伝熱管が破損に至る可能性があることは認めながら、伝熱管破損事象において、必ず、伝熱管内に急速ブローによる水・蒸気の流動を想定することができ、このような想定のもとでは、高温ラブチャが発生しないことを確認していると主張している。

ここでの争点を整理すると、第一に伝熱管の破損時に必ず急速ブローが機能すると仮定することが保守的な仮定として、許されるかということ、第二に事故の際に想定通り急速ブローが機能し、水流動が確保された場合でも、高温ラブチャを避けられるかどうかということである。第2で前者の問題を検討し、第3、4、5で後者の論点をさらに3つの論点に分解して論ずることとする。

2 必ず急速ブローが機能すると想定することは保守的な想定とは言えない

(1) 問題の所在

伝熱管破損事象の際にはごく短時間の内に、ブローと隔離という二つの操作が行われる。ブローが先行し、その完了後に隔離がなされれば訴外動燃の想定通りとなる。しかし、ブローに失敗したり、失敗しなくても、隔離が先行した場合には伝熱管内に水・蒸気流動のない状態での伝熱管破損が現実化することとなる。ブローに失敗したり、隔離が先行するような可能性はかなり高いものといえる。

このような事態が発生しないことを仮定することは保守的な態度といえない。必ず急速ブローが機能するとは言えず、多重故障を想定すべきである。

最初の問題は事故の際に必ず急速ブローが機能することを仮定することが、保守的な仮定といえるかということである。

(2) 原判決の認定

この点について原判決は次のような判断を示した。

「乙イ四三及び乙イ四四によれば、本件原子炉施設の蒸気発生器は、高速ブロー系の放出弁が水・蒸気系の蒸気発生器の隔離に先立

って開放されるように設定されていることが認められるから、水、蒸気のプロロー操作時に伝熱管内の水、蒸気の流動が完全に停止することは想定し難く、他にプロローに失敗したり、更には隔離とプロローが双方とも失敗する可能性がある」と認めるに足りる証拠はない。」

「原告らの指摘する美浜原子力発電所の事故については、本事故に係る通商産業省及び原子力安全委員会の調査報告書(甲イ一八)において、加圧器逃し弁が作動しなかった原因は右弁が空気を供給することにより開く方式であったところ、定期検査の際に、右弁に空気を供給する系統の元弁を誤って閉止したために、右弁を開くために必要な空気が供給されなかったことにあるとされており、右は設計上の問題に起因するものではなく、運転管理上の問題に起因するものであったことが明らかである。そうすると、本事故は、原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針と関連するものではなく、本件原子炉施設において多重故障が起こることの根拠となるものではない。したがって、原告らのこの点についての主張は理由がない。」などとしている。

(3) 原判決の論理的な誤り

しかし、この前段は設計がこのようになされているから、設計通りに機能するはずだという以外には何も述べていない。後段では、伝熱管破損とプロローの失敗や伝熱管破損と隔離の失敗という二つ以上の事象の同時発生という故障が発生しうるかどうかを議論しているのであるから、例えば、地震によって伝熱管の破損が生じたような場合に、同じ原因でプロローや隔離の機能が傷つけられると言う共通原因による多重故障が発生しうるかを論ずるべきであって、現実に発生している美浜事故の原因が基本設計に係わるかどうかは関係がないのである。この点の原判決は「基本設計に関連しない」とさえ言えば、判断をしないで無視してもかまわないという、退廃した論理に陥っているとしか考えられない。

(4) 「隔離失敗の可能性あり」と指摘する動燃レポート

この点については、動燃の内部レポート自体が「特にE V（蒸発

器)の水・蒸気しゃ断用のパイロット弁の故障はコモンモード故障で隔離失敗の可能性あり。」と指摘していることが重大である(甲イ四四三号証 四五ページ)。共通モード故障も現実的な可能性として考えなければならないことを被告動燃の内部レポートが指摘しているのである。このような考え方を前提とした安全審査が実施されるべきであったのであり、判決の論理は破綻していると言わなければならない。

四 PFR事故は急速ブローがなかったために深刻な事故に発展したという動燃主張は証明されていないこと

(水流動があれば高温ラプチャは起きないと言えるか その1)

1 動燃の主張

動燃はPFR事故がこのような重大事故に発展した理由を急速ブローが設置されていなかったことに求め、もし、これが設置されてさえいれば、事故がこのような重大な結果につながることはないと主張してきた。しかし、甲イ四四三号証はこのような主張が成り立たないことを訴外動燃自らの調査結果によって裏付けている。

2 イギリスPFRの過熱器に設置されていなかったとされた急速ブローは、もともとは設備されており、有効でないという理由で外されていたこと

第一に指摘できることは、PFRにおいても、もともとは急速ブローが設置されていたということである。甲イ四四三号証によると

「SH(過熱器)にFastダンプ系を設けていない理由は？」という日本側の問いに、

「SHのFastダンプ弁は元々は設置されていたが、有効でないという理由で取り外した。このため、SH2のリーク事故時にはSHにはFastダンプ弁は設置されていなかった。SH2の事故後、再びFastダンプ弁を設置した。」と答えている(二三ページ)。

「SH(過熱器)にfast dumpは設置したのか。」という日本側の問いにも、

「設置した。もともとは設置されていたものである。」との答がなされている(四七ページ)。

過熱器の急速ブローは元々は設備されていたという事実は極めて重

大な事実であるにもかかわらず，訴外動燃の乙イ四三，四四号証ではこのような事実は完全に隠されている。更に，重大な指摘は次の点である。

- 3 仮に急速ブローが設備されていても，事故の結果は大きくは異ならなかったと推定されていること

前項の二三ページの間答に続いて「F a s t ダンプ系があったら，事故は早く終わったと考えるか。」という動燃側の決定的な問いに対して，イギリス側は「Y E S，但し，破損孔からのリーク量が大きいので，効果は大きくないかも知れない。」と回答している。急速ブローがあったとしても，その有効性には疑問があり，「効果は大きくない」(= 結果は同じように大量の高温ラブチャが発生したかもしれない) とされていることは極めて重大である。訴外動燃が「P F Rには急速ブローがなかったから伝熱管の大量破断の結果となった。」「急速ブローのあるもんじゅは絶対高温ラブチャは起きない」と言っていたことになんら実証的な裏付けのないものであることを，控訴人動燃の作成したレポートが示しているのである。

- 4 急速ブローがあれば大破断にいたらなかったという証明はされていないこと

急速ブローが有効であることを裏付ける実験データは存在していない。急速ブロー設備のある実験設備で行われた伝熱管破損実験はないし，もんじゅに設備されている急速ブローの有効性に関する機器の設備データや実験結果は小リークおよび小中境界の二ケースだけである。急速ブローは，ないよりはましかもしれないが，「効果は大きくない」かもしれないのである。

P F R事故については，一般に研究者が入手できる実記録に乏しく事実関係自体にも推定が多い。特に，重要なブローの動作に関して，「実際には，これらの弁を通してある程度の蒸気の減圧はあったかも知れませんが，弁が開き始めたという直接の証拠はありません。」と述べ，ブローの動作についてはデータ自身が存在しないことを伝えている。したがって，漏洩中ブローがまったく行われなかったというのは，事実を述べたのではなく，保守的な計算をするために選んだ入力

条件に過ぎなかったことも明らかにしている。

結局，ここで判明することは，訴外動燃の「低速ブローが一五秒ほとんど機能しなかった」という説明は海外出張の際の聞き取り結果以外には実データの裏付けもなく，公式の報告に基づくものでもないということ，そしてPFR事故の解析に当たったイギリスの技術者は「保守的な」仮定としてブロー系が働かなかったという解析条件をとっただけであるとも考えられるということである。いずれにせよ，急速ブローがあれば大破断事故にいたらなかったという訴外動燃の主張は何の裏付けもなく，むしろ，PFR関係者はこのような訴外動燃の見解に同意しなかったことがはっきりした。

5 原判決の論理はこじつけであること

この点について原判決は次のような認定をしている。

「原告らは，高速ブロー系は高温ラプチャ型破損を防止するのに有効でない旨主張し，その根拠として，PFR事故後に開催された平成元年の日英専門家会議の際，英国専門家が，PFRでは，当初高速ブロー系が設置されていたが，有効でないという理由で取り外されていた旨発言したこと，高速ブロー系があれば，破損伝熱管は一本は減少した旨発言したこと，PFR事故では，破損孔からのリーク量が大きいので，高速ブロー系の効果は大きくないかもしれない旨発言したことを指摘する。

しかし，この点については，乙イ四四によれば，PFRにおいては，事故後，調査結果を踏まえて高速ブロー系の重要性が認識され，再びこれが設置されたことが認められるから，事故前に取り外されていたことをもって，高速ブロー系が有効でないということとはできない。

の発言については，乙イ四四によれば，PFR事故の原因調査を担当した英国AEA社の技術者が，仮に過熱器に高速ブロー系が設置されていたならば，破損したのはフレッティグを受けていた初期漏えい管と他の伝熱管三本に止まっていたであろうと発言していることが認められる。これに照らせば，右発言を高速ブロー系が設置されていてもなお高温ラプチャが生じるという趣旨に解することはできない

というべきである。

の発言についても，PFR事故においては多数の伝熱管が破損したことから，多数の伝熱管が破損した後は破損孔からのリーク量が大きいいため，減圧の効果は大きくないかもしれない旨を述べたものと解することができる，PFR事故時の状況を離れて，一般的に，高速ブロー系の本来的な減圧機能や高温ラブチャの発生防止機能に占める効果が大きくないとする趣旨と解することはできない。」

しかし，動燃はここで自らの出張報告書の文面をどう理解するかを論じている。しかし，ここでの問題はそういうことではなく，急速ブローが有効であることを示さなければならないのである。判決はどう読んでも「高速ブローには大きな効果は期待できない」という文面の自らの出張報告書について，苦し紛れに動燃技術者がこじつけのために思いつきで書いたことをそのまま事実として認定しており，すくなくとも，このような論証によって高速ブローが伝熱管破損の場合に有効であると言うことは何ら立証されていない。このような立証は模擬実験によるしかない。原判決の非論理性は際だっている。

五 RUN19の試験条件は保守的なものといえず，この実験によってもんじゅで高温ラブチャが発生しないと言うことはできないこと

(水流動があれば高温ラブチャは起きないと言えるか その2)

1 控訴人の主張

これに対して，控訴人らは，伝熱管破損伝播試験RUN-19は，RUN-16と比べて，伝熱管内の冷却効果の条件（水側条件）だけでなく，初期水リーク率，注水時間及び注水量に関する試験条件を切り下げているから，試験条件が保守的でなく，これをもって本件原子炉施設の蒸気発生器の伝熱管が高温ラブチャによって破損しないとはいえないと主張した。すくなくとも，もっと多くの試験を実施しなければ，もんじゅで高温ラブチャが発生するかどうかは確かめようがないと主張したのである。

2 裁判所の判断

ところが，ここで，裁判所は驚くべき判断を示した。

「しかし、甲イ四四三によれば、申請者は、RUN-19において、本件原子炉施設の蒸気発生器伝熱管において高温ラプチャが発生しないことを念のため最終的に確認するために行うこととし、この目的に照らし、本件原子炉施設の蒸気器の各種条件を可能な限り模擬する実験を行うこととしたことが認められる。」

「また、RUN-19とRUN-16を比較すると、初期水リーク率については、RUN-19は一・八五キログラム毎秒、RUN-16は二・二キログラム毎秒であり、RUN-19の方が小さい。しかし、(中略)RUN-19の一・八五キログラム毎秒が、RUN-16の二・二キログラム毎秒よりも保守的でないということとはできない。」

「次に、注水時間については、RUN-19の三二秒に対し、RUN-16は六秒であり、RUN-19の方が短い。しかし、(中略)水リーク率が二キログラム毎秒前後の場合においては、注水開始から三秒程度水漏えいが継続すれば、高温ラプチャ発生の有無を確認する上で何ら支障となるものではないといえることができる。」(行訴判決680-681ページ)

3 判決は科学的に誤っている

しかし、これは明らかに初歩的な科学的誤りといえる。そもそもSWAT-3 RUN19実験は、RUN16実験の結果に驚愕した動燃が許可の取得後に内部的な辻褄を合わせるために、各種実験条件を大幅に条件を切り下げて実施したものであり、到底保守的な条件を設定したものとは言えないものであった。このことは甲イ四四三号証三四八ページに次のように記載されていることから明確に裏付けられる。すなわち、RUN19の試験を行った動機として、「この試験の結果、蒸気管の一本とガス加圧管の大部分に高温ラプチャ型破損が発生した。上記結果は、「もんじゅ」の設計基準リーク選定の視点からも重大な問題であるが、伝熱管が静止した蒸気又はガスであり、実機条件での水・蒸気による冷却効果が含まれていないため、過度に保守的であった可能性がある。」「過度の保守性を排し、」と説明されて

いる。

この記述だけを見ると，RUN 19は16と水蒸気の冷却効果の点だけを比較するために，その条件だけを変更してなされたものとも考えられる。しかし，実際には他の条件も大幅に切り下げられているのである。RUN 16の試験条件は一次リーク平均注水率はRUN 16が二二〇〇グラム/秒に対してRUN 19は一八五〇グラム/秒 注水時間はRUN 16が六〇秒に対してRUN 19は三二秒，注水量はRUN 16が二二八キログラムに対してRUN 19は六一キログラムとなっている。このように伝熱管の冷却条件だけでなく，極めて重大な条件が「過度の保守性を排する」との名目で何の根拠も示されないまま，切り下げられているのである。にもかかわらず，この実験でも，一六本の加圧管については高温ラブチャが五本について発生しているのである。

RUN 19がRUN 16の「過度の保守性」を「排して」，条件を切り下げて実施されたことは紛れもない事実であり，より保守的でないことは明らかであり，原判決のようになぜ断定できるのか控訴人は全く理解できない。

4 動燃実験結果の公式報告書によって裏付けられた控訴人の主張

一審判決後，控訴人は動燃がこれまで非公開としてきたRUN 16，RUN 19の公式の実験結果（蒸気発生器安全性総合試験装置（SWAT-3）による破損伝播試験 四 五）を取得し，その内容の検討を行った。これまで控訴人が検討できたのは海外出張報告書に添付された抜粋概要だけであった。その結果RUN 19はその目的がそもそも「蒸気管に高温ラブチャ型の破損が発生しないことを確認する。」とされ数々の作為的な条件が定められ，到底破損が発生しないように仕組まれていたことが判明したのである。

まず，高温の範囲が16に比べて19の方がかなり狭いことはレポート132ページ図3.4.10から明らかである。このことは実験条件がRUN 16に比べて保守的なものでないことを端的に示している。

また、実験時の管の配列に大きな操作がなされていた。すなわち、初期リークは配管 7 9 であり、蒸気管は配管 3 2, 4 8, 5 6 とされている。一見してもっとも厳しい条件の 7 1, 6 3 はガス加圧管とされてしまっている。保守的な想定をするならば初期リーク管の隣接管 7 1 や R U N 1 6 において最初に破損した配管 6 3 を蒸気管とするのが当然のことであるのに、わざわざこれらをおぼろげにしている。案の定実験結果ではこの二本のガス加圧管がもっとも早く破損している。配管 6 3 は 1 3 秒、配管 7 1 は 1 8 秒である。この結果からすれば、条件を切り下げた R U N 1 9 でも、もっとも厳しい場所の管を蒸気管にしていれば、蒸気管であっても破損した可能性がある。

結局蒸気管は破損しないというためには、注水率や注水時間を R U N 1 6 と同じにして、6 3 番管を蒸気管にして破損しなかったという実験結果を示す必要があったが、そのような実験結果は示されていないのである。

5 動燃報告書に現れた、さらに新たな事実

今回公表されたレポートでは次の二つの事実が、新たに明らかとなった。第一はアメリカの E T E C の大規模ナトリウム - 水反応試験装置 L L T R の A - 5 試験で大量の高温ラプチャ型破損が発生していること（1983年9月のレポート）である。また第二にイギリスでも P F R 事故以前の実験では、水流動を仮定して高温ラプチャは発生しないとしていたことも判明した。

イギリスでも伝熱管内部の蒸気流による冷却効果を考慮した比較試験を行い、実機の条件では管内冷却効果の寄与により高温ラプチャは発生しないと結論していたことである（1985年2月の報告書）。このことは前記報告書 2 ページと同 2 8 ページ注 9, 1 0 の文献に記載されている。

この二つの事実は高温ラプチャ問題をもっと真剣に検討すべき必要があったこと、イギリスでは 1 9 8 7 年の事故前に実験で実機を模擬した条件で高温ラプチャは発生しないことを確認したとしていたにもかかわらず、現実にはそのような事故が発生していることがわかる。

6 保守性がないことは明らか

そもそもSWAT-3における高温ラプチャーを目的とした試験は、限られた条件のたった2回の試験が実施されただけに過ぎず実験的証拠が極めて乏しいことはあきらかである。またドイツにおいて、水流動のある場合でも高温ラプチャーが発生した事実があることから、より多くの実験を実施しなければ、もんじゅで高温ラプチャーが発生するかどうかは確かめようがなく、従って設計基準リークの想定に保守性のないことは明らかである。

7 動燃のRUN19の説明はPFR関係者の納得を得られなかったこと

また、甲イ四四三号証によれば日本側の「もんじゅ実証炉に係わる日本のNa水反応研究」についての発表に対する質疑で次のようなやりとりがなされている。

実証炉の解析コードであるLEAPコードについて「Q: LEAPコードではOverheatingと内圧ラプチャーについては考えていないのか。

A: LEAPコードではウェステージによる破損伝播を考えているが、二次破損孔径の推定式には、ガス封入管の内圧ラプチャーのデータも含まれている。なお、オーバーヒーティングの有無を確認するために計画されたRUN19ではOverheatingによる高温ラプチャーは生じていない。」とのやりとりのあと、(備考)として、「この後、オーバーヒーティングに関する討議を相手側は希望している様子であったが、日本側の準備資料が不足しているためこれ以上の討議はできなかった。この重要なテーマを更に検討するためには別の機会を作り、時間と準備が必要である。」と記載されている(五四ページ)。

また、「伝熱管破損伝播現象の理論、実証的理解、材料の重要性」に関する発表については、日本側が発表でRUN19の試験結果を説明したことに引き続く質疑概要では、「議論の焦点は、当初予想していた伝熱管材によるウェステージ特性の違いとは異なり、伝熱管のOverheating現象の有無に注がれて議論が集中したが、その結論を出すまでには至らなかった。」とされている(五五ページ)。

このようなやりとりからはっきりと見えてくることは、日本側が準備した発表中のRUN19試験で高温ラプチャが発生しないことを確認したという発表が、PFR事故に衝撃を受けて、高温ラプチャの研究に集中しているイギリスの技術者たちの納得を得られなかったことを示している。つまり、日本における高温ラプチャに関する研究が十分なものとは認められなかったということなのである。

六 水流動があっても安全とは言えないことを示すドイツ・インターアトム社実験
(水流動があれば高温ラプチャは起きないと言えるか その3)

1 控訴人の指摘

ドイツでの実験では、管内で水の流動があるケースでも高温ラプチャが発生しており、水の流動があれば高温ラプチャは起こり得ないと言う訴外動燃の主張に反する結果が出ている。すなわち、甲イ四四三号証によれば西ドイツ(当時)のベンスベルグのインターアトム社の訪問時の説明として、

「中リークのナトリウム 水反応試験に関して、「注目すべき試験結果は管内に水流動がある場合でも高温ラプチャが発生していると言っている点である。」「水リーク率が八〇グラム/秒以上になると高温ラプチャを引き起こす。」(六五ページ)

とされている。このような試験結果は水流動があれば高温ラプチャは起きないとする訴外動燃の主張を完全に否定するものである。

2 原判決の認定

この点について原判決は次の通り認定した。

「原告らは、ドイツのインターアトム社の伝熱管破損伝播試験において、水流動のある伝熱管(流水管)でも高温ラプチャが発生したことから、伝熱管内部の水、蒸気の流動が失われなくても、高温ラプチャが発生する旨主張する。

しかし、甲イ四四三及び乙イ四四によれば、インターアトム社が試験に用いた三種類のターゲット管は、外径が二六・九ミリメートル、一七・二ミリメートル及び二五ミリメートルの細径管であること、他方、本件原子炉施設蒸発器伝熱管やSWAT-3を用いた試験(以下

「S W A T 試験」という。)のターゲット管は、外径が三・八ミリメートルの太径管であることが認められる。そうすると、右インターアトム社の実験は、本件原子炉施設蒸発器伝熱管を模擬したものではないというべきであり、右試験結果から、本件原子炉施設蒸気発生器伝熱管において、高温ラプチャが発生する具体的可能性があるということとはできない。

また、いわゆるラプチャ（破裂）型破損には、短時間に伝熱管の機械的強度が低下して破裂に至る典型的な高温ラプチャのほか、隣接伝熱管が比較的長時間にわたってリークジェットを受けて伝熱管にウェステージ（損耗，肉厚減少，減肉）が生じ、左伝熱管の機械的強度自体が低下して起こるウェステージ先行型ラプチャがある。そして、インターアトム社の実験については、前記のとおり、本件原子炉施設の蒸発器伝熱管やS W A T 試験のターゲット管が太径管（外径三・八ミリメートル）であるのに対して、インターアトム社が試験に用いた三種類のターゲット管はいずれも細径管（二六・九ミリメートル，一七・一一ミリメートル，二五ミリメートル）であるから、インターアトム社の各ターゲット管は、本件原子炉施設の蒸発器伝熱管やS W A T 試験に比べて、伝熱管全体がリークジェットに包まれ全面的に反応熱によって加熱されやすく、ウェステージ先行型の高温ラプチャが発生しやすい条件下にあったこと、乙イ八六によれば、インターアトム社が行った伝熱管破損伝播試験のうち、ターゲット管として、本件原子炉施設の蒸発器と同様の材料が用いられ、かつ、流水管が用いられたテスト（V E R S U C H）3，同4及び同7の三回の各試験のいずれにおいても、水リーク率毎秒約六 ないし一七五グラムにおいて、約二 ないし五 秒前後にわたり水リークが継続した後、流水管が破裂していること（この場合、当初の水リークによって伝熱管が相当程度減肉したと考えられるから、このような条件下でウェステージ先行型の高温ラプチャが、発生したことは十分にありうる。）、乙イ八六・三二 頁の写真によれば、テスト7においては、冷却一効果のある流水管は外形が大きく膨れていないのに対し、冷却効果のないガ

ス加圧管は大きく開口して破損しており，前者はウェステージ先行型のラブチャをしたのに対して，後者は典型的な高温ラブチャ型破損をしたことがそれぞれ認められる。

そうすると，インターアトム社の伝熱管破損伝播試験において見られた流水管の破損は，典型的な高温ラブチャとは異なると解されるから，この点からみても，右試験結果から，本件原子炉施設の蒸気発生器伝熱管において，高温ラブチャが発生する具体的可能性があるということとはできない。」

3 判決の論理的誤り

ここでの争点はもんじゅでも水流動のある伝熱管で高温ラブチャが発生しうるかどうかという点である。しかし，判決は動燃のレポートを引き写して，アトム社の試験結果によってもんじゅでも「高温ラブチャが発生する具体的な可能性があるということとはできない。」と判断した。しかし，訴外動燃の主張はドイツにおける公式の実験レポートにも基づかない推測を積み重ねたものにすぎない。また，もんじゅとドイツの実験の条件が違うのは当たり前であり，このような指摘は，すくなくとも，ドイツの実験で起きたと同一のことがもんじゅでは起きないと言っているにすぎず，もんじゅで水流動がある場合に高温ラブチャが発生しないことを立証したことにはならないのである。

このような判示は立証責任を控訴人側に完全に転嫁してしまっている。

控訴人はもんじゅで高温ラブチャが発生しないと言うことは立証されていないと述べていた。水流動のある伝熱管で高温ラブチャの発生した例があるとすれば，控訴人の主張を覆すためには現実に緻密に事故を再現する実験を行うしかなかったのである。

七 高温ラブチャは何をもたらすか。

1 看過し難い過誤欠落とは

「看過し難い過誤欠落」とは，文字通り，調査審議判断の過程における「過誤欠落」が看過し難いことであり，当該調査審議判断の過程における誤りが，安全審査の結論を左右するおそれがあり，安全審査

のやり直しが必要であることを意味すると解するべきである。従って、その欠落がどのような事態をもたらすかを控訴人が逐一論証するべき責任を負うものではない。安全上の重大事項に関する安全審査が欠落していれば、裁判所は許可処分の無効を宣告して、訴外動燃に設置許可申請のやり直しを命じ、保安院と原子力安全委員会は本件施設の安全性を、白紙から再審査する機会を与えなければならないのである。

2 蒸気発生器伝熱管大量破断事故の危険性

蒸気発生器伝熱管大量破断事故は機器の健全性を破壊し、住民の生命健康に重大な影響を及ぼす蓋然性がある。

水ナトリウム反応の危険性について原判決は次のように判示している。

「また、大量の水素ガスが発生して系内の圧力上昇が顕著となり、二次主冷却系各部や原子炉冷却材バウンダリである中間熱交換器伝熱管に圧力荷重を与えることから、機器の健全性が損なわれるおそれが生じる。」としている（行訴判決 6 5 5 頁）。

3 ナトリウム・水の爆発的反応によって中間熱交換器が破壊される危険性があること

ナトリウムと水との激しい反応によって、衝撃圧（初期スパイク圧）あるいは発生した水素の高圧（準定常圧）が発生する。これらの圧力は二次系のナトリウム配管を通じて、一次系と二次系の境界をなしている中間熱交換器にかかり、これを損傷する可能性がある。

設計基準を上回る規模の伝熱管の破損とその伝播が発生すれば、中間熱交換器の設計圧力を超える可能性があることはイギリスの PFR 事故が端的に示している。この事故時に実際に中間熱交換器に掛かった圧力は 10.5 バールとされ、設計値である 12 バールを一応下回っている。しかし、より保守的な推定では 11.5 バールとされ、設計値ギリギリである。そして、事故調査報告書もこの事故が過熱器ではなく、より蒸気の量が多い蒸発器で発生していれば設計圧力を超えた可能性があることを指摘している（甲イ 4 4 4 17 頁，甲イ 1 8 4 11 頁）。

中間熱交換器が破壊されると、一次系と二次系との境界が破れて強放射性の一次冷却材ナトリウムが二次系に漏洩する。一次冷却材ナトリウムは、運転中に放射化されており、半減期 15 時間のナトリウム 24 と半減期 2・2 年のナトリウム 22 を生成・蓄積しているため、運転停止後約一週間は死の灰並みに強い放射能を有している。その漏洩は、作業員の被曝の原因となる（小林 30 回 42 ないし 43 丁，甲イ 444 9 頁）。

4 二次冷却系機器，配管を損傷する危険性があること

ナトリウム 水反応の衝撃力あるいは水素による高圧により二次冷却系機器または配管が損傷すれば，高温の二次冷却材ナトリウムが空中に漏れて火災を引き起こす。その時発生する大量のナトリウム化合物は微粒子となって空中を拡散して機器や屋内を汚染し，人がそれを吸入したり皮膚に触れたりすれば障害を蒙る。このことは，もんじゅナトリウム漏洩・火災事故から明らかである。

5 中間熱交換機が破壊された場合，暴走事故につながる危険性があること

中間熱交換器の伝熱管は高圧が掛からないために厚さはわずか 1・2 ミリと極めて薄い。異常な圧力が掛かると破損しやすい性質を持っている。ナトリウム 水反応の結果中間熱交換器が損傷した場合，反応で発生した水素がその圧力自体を駆動力として破断口から一次冷却系内を通過して炉心内部に入っていく恐れがある。そうすると，「もんじゅ」の炉心が正のボイド反応度特性を持っているために，反応度が上昇し暴走事故につながる危険性があるのである（「気泡通過事故」）。

この危険性は，一次冷却系より二次冷却系の方が常に高圧に保たれ，かつ，事故時には発生した圧力がそれに加わるため，より可能性の高い事態である。しかし，この問題は，今まで指摘されたことがなく，安全上の解析もなされていない。これまで中間熱交換器が破壊される事態を想定していなかったからである（小林圭二陳述書 甲イ 444 号証 9 - 10 頁）。

6 フェニックス炉中間熱交換器破損事故は一次系と二次系の境界が破られ，暴走事故に発展する危険性を現実のものとしたこと

1998年11月、フランスの原型炉フェニックスで中間熱交換器が破損し、圧力のより高い二次系から一次系へ、大量のナトリウムが流入し、原子炉容器内に6トンものナトリウムが漏洩する事故が発生した。もんじゅの中間熱交換器はナトリウムとナトリウムの間の熱交換を行う機器であるが、伝熱管は3200本、外径21.7ミリ、肉厚はわずか1.2ミリである。きわめて脆弱な境界であるといえる。

今回のフェニックス炉の事故は蒸気発生器破損事故と違ってナトリウム中に水素などの気体は含まれていなかったため、気泡通過事故に発展することはなかった。しかし、この事故は、中間熱交換器の一次二次系間の境界が破られる可能性が現実に存在することを示している。また、原子炉を停止し、点検を行うまでこの境界が破られていることが気付かれなかったことも重大である。

従来、中間熱交換器の伝熱管が破られても、低圧の一次系の高放射能のナトリウムが二次系に漏れ出すことはないと言われてきた。しかし、このことは二次系のナトリウムがこれに含まれた水素の気泡も含めてより圧力の低い一次系に流れ込むことになることを示している。このような事態が生ずれば、設計基準事故として想定されている20リットルを超える水素の気泡が炉心を通り、暴走事故に至る可能性があることを示している（甲イ434、444号証 10-12頁）。

炉心暴走事故がどのような事態に発展しうるかは、別項において論じたとおりである。

7 蒸気発生器事故の結果の重大性

繰り返し指摘するが、高速増殖炉のアキレス腱である蒸気発生器において、設計基準事故を超えるような大量の伝熱管の破損を起こすような事態は絶対にあってはならないことであり、安全審査の過誤欠落があり、本件施設において高温ラプチャの発生の可能性が否定できなければ、その事故がどのように発展しうるかを問うまでもなく、このような安全審査の過誤欠落は看過し難く、本件許可処分は違法とすべきである。

そして、蒸気発生器の持っている原子炉機器としての重大性からして、この違法性は直ちに重大なものと言うべきである。

しかし、蒸気発生器に関して言えば、その伝熱管の大量破断は一次系と二次系との境界をなす中間熱交換器を破壊し、炉心に大量の水素が流入する気泡通過＝暴走事故を引き起こす危険性があることを具体的に示したところである。

もし、本件許可処分を無効とするために、裁判所が安全審査に看過し難い過誤欠落があり、その事項が重大であるだけでなく、過誤欠落の結果が重大であることの論証までが必要であるという見解に立脚されたとしても、控訴人らは、この点を論証できたものとする。

八 最後に

平成13年12月11日の保安院による指示とこれを受けた訴外動燃の変更許可申請の補正は、被控訴人国の主張を根底から掘り崩した。この事態の中で、本件許可処分を適法としてこれを維持する判決をすることは絶対に認められない。この保安院の指示の持つ意味については第3章第2二において、ある程度論じたところであるが、これに対応する被控訴人国および動燃の対応に応じて主張を追加する予定である。

もんじゅは現実に発電を期待されていた原発ではない。安全審査のやり直しで時間がかかっても、停止が長引いたとしても、国のエネルギー政策に関わるわけではない。

裁判所は、ためらうことなく、自らの良心に従って、行政訴訟の基本に立ち返って、安全審査の全面的なやり直しを命ずる処分無効の判決を下すべきである。

第2の2 蒸気発生器伝熱管破損事故に関する被控訴人国の主張に対する反論

一 はじめに

まず、控訴人らが第一に指摘したいことは、もんじゅの変更許可申請の補正という形で、高温ラプチャの防止のために必要な対策のため、国の指示で補正が行われたことは極めて異例のことであるということである。動燃は安全総点検の結果、蒸気発生器の伝熱管破損事故時の安全余裕が厳しいため、計測装置や圧力逃し弁の設計の変更を必要とした。にもかかわらず、蒸気発生器についての設計変更は、2001年6月6日提出の設置変更許可申請書に記載しなかった。

このような対応は、高温ラプチャは動燃の解析（乙イ44）で発生しないことを確認したので、その設計変更は基本設計に関する問題ではないという独自の見解に基づくものであった。このような、姑息な責任逃れの対応に対して、原子力安全保安院は、動燃に再解析を命じ、すくなくとも現在の設計におけるもんじゅでは、高温ラプチャが発生することは避けられないことを明らかにした上で、高温ラプチャ対策のためにカバーガス圧力計の増設と作動ロジックの多重化を命じ、このことを設置変更許可申請書に記載することを命じたのである。このような一連の出来事は、10年以上にわたって控訴人らのために蒸気発生器の安全性について調査と研究を行ってきた小林圭二の地道な努力によってはじめて可能となったことである。

原子力安全保安院は「カバーガス圧力計による初期水リークの確実な検出が高温ラプチャ発生防止のうえで重要と判断」したとされるが、被控訴人国は本件訴訟における最終準備書面において、この設計変更を「念のため」補正させたのだとする。しかし、現在の設計では高温ラプチャ発生の危険性があるので、この補正がなされたのである。本件における争点は、「もんじゅ」の位置、構造及び設備の安全性の両面にわたり、「原子炉等による災害が万が一にも起こらない」ものであることが十分に確認されているか否かについての司法判断にある。しかるに、もんじゅの設置許可にあたって高温ラプチャについて安全審査がなされていないことは明確であり、極めて重大な安全審査の欠落が

ある。

二 原判決の判示

蒸気発生器の安全性に関する原判決の判示は次の通りである。

- 1 動燃の1981年のもんじゅを模擬した実験で高温ラプチャが発生しているのは事実であるが、破損したのは、静止水管とガス加圧管で、流水管は破損していない。
- 2 イギリスのPFRともんじゅでは設計が異なり、高速ブロー系が設備されており、高速ブロー弁は水・蒸気系の隔離に先立って開放されるので、伝熱管内の水蒸気のブロー操作時に伝熱管内の水、蒸気の流動が完全に停止することはない。
- 3 安全総点検（もんじゅ事故後に動燃が実施したもの）の中で蒸発器のブロー動作中に安全裕度が少なくなる場合があるとされているが、これは「直ちに蒸気発生器において、高温ラプチャ型破損が生じるおそれがあるものではないと解される。」
- 4 動燃の1998年6月提出の報告書（乙イ43，44）によって、「これら最新の知見に基づいて本件原子炉施設の過熱器及び蒸発器について再評価をした結果、いずれもすべての運転条件において高温ラプチャ型破損が発生する条件とはならない旨の結論を得た。」
- 5 水流動のある状態で高温ラプチャが発生したというドイツの実験結果があるが、伝熱管の口径が違い、また発生した高温ラプチャがウェステージ先行型であり、典型的な高温ラプチャではない。
- 6 原子力安全保安院からの指摘に関しては原判決後のことであり、判示には記載がない。

三 原判決の誤りを指摘する控訴人の控訴理由の要約

これに対して、控訴人らは次のような控訴理由を述べた。

- 1 設計基準事故の想定的前提がウェステージ型破損であり、高温ラプチャ型破損が想定されていないこと

このように、蒸気発生器伝熱管事故の際に関連する設備の健全性が損なわれることがないようにすることが、もんじゅの安全設計の根幹をなすものであることは、疑いがなく、これを否定するような国の主

張もない。

高温ラプチャ問題が基本設計に係わる重大な安全審査事項であることは次の点を考えれば明らかである。

訴外動燃の「海外出張報告書」(甲イ443号証347頁)によれば、RUN19試験に関する説明中で、「高速増殖原型炉「もんじゅ」の蒸気発生器の設計基準リーク(DBL)として、1970年代半ばに1+3DEG(初期1本+破損伝播による伝熱管両端ギロチン破損3本)が選定された。これは当時動燃で実施していた小リーク・ウェステージ試験データや海外との情報交換で得られた知見を基に保守的に選定したものである。」とされている。このように1970年代半ばまでの破損伝播の機序としては、ウェステージしか想定しない実験をもとに設計基準事故が選定されていたのである。

- 2 高温ラプチャ問題が設計基準事故の想定に係わるものであり、基本設計に係わる重大な安全審査事項であること

高温ラプチャ問題が設計基準事故の想定に係わるものであり、基本設計に係わる重大な安全審査事項であることは原判決もこれを認めているところである。

すなわち、原判決は「水漏えい率が毎秒約1キログラム程度を上回るようになると、隣接伝熱管にウェステージ型破損が発生するおそれがあるほか、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、伝熱管の機械的強度が低下し、伝熱管が内部の圧力によって急速に膨れて破裂する(この現象を「高温ラプチャ(破裂)現象」といい、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。)おそれが生じる。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。」としている(原判決654-655頁)。

- 3 安全審査ではウェステージしか想定されていないことを原判決は認めていること

また、原判決は本件もんじゅの安全審査ではウェステージ型破損を前提に設計基準事故を想定したことを認め、安全審査では高温ラプチャについては審査されていないことを認めている。

すなわち，原判決は「設計基準リークの想定」の項目で次の通り認定している。

「証人斉藤の証言（斉藤調書 1 回 4 7 丁表ないし 5 0 丁裏），乙 1 6 号証の 1 0 の 3 6 5 頁及び乙イ 4 3 号証によれば，申請者は，「蒸気発生器伝熱管破損事故」の解析評価において，評価の前提として，安全上余裕を持って想定すべき伝熱管の最大水漏えい率（以下「設計基準リーク」という。）を設定したこと，水，蒸気がナトリウムに接した直後に発生する急峻な圧力パルス（初期スパイク圧）の評価の前提としては，伝熱管一本が瞬時に両端完全破断（いわゆるギロチン破断）した際の水漏えい率を，初期スパイク圧減衰後，事故終止まで持続する水素ガスの圧力（準定常圧）の評価の前提としては，水，蒸気の漏えいが周囲の伝熱管（隣接伝熱管）に影響を及ぼし，隣接伝熱管が二次的に破損するメカニズムとしては，ナトリウム中に水，蒸気が噴出して形成されるリークジェットによるウェステージ（損耗）型破損を前提として，伝熱管 4 本の両端完全破断に相当する水漏えい率を想定したことが認められる。」としている（原判決 6 5 9 - 6 6 0 頁）。

4 事故想定における保守性の検証が安全審査の最大の課題であったこと

前述したように，原子炉安全評価指針は「『設計基準事象』の想定が，通常運転の全範囲及び運転期間の全域において生じうる異常な事象をすべて包絡していること」（指針解説 4 . 1 1 乙イ 7 1 1 2 頁）を求め，いずれの事象についても基本設計の安全性が確認されることをもって，原子炉施設全体の安全性が確認されることとなるとしているのである。これが単一事象指針に基づく安全審査の約束事である。

このような指針に照らせば，蒸気発生器に関する安全審査での最大の課題はこのような設計基準事故の選定が，事故の経緯の想定として安全上最も厳しい想定となっているか，いいかえれば真に保守的なものと評価できるかどうかを検証することにあつたのである。そして，次に述べるように S W A T - 3 R U N 1 6 が実施され，高温ラプチャが大量発生した状況の下では，安全審査では，もんじゅにおいて高温ラプチャ現象が発生する危険があるかどうかを，追加の実験を含めて

徹底的に解明することが安全審査における必須の作業であったといえる。

裁判官はリアルに想像して欲しい。設計基準事故においても4本しか破断しないはずの伝熱管が25本も破断した実験が安全審査の途上で発生し、このことが科学技術庁や原子力安全委員会に報告され、公表されていけばどうなっていたらどうかと。

もんじゅの危険性の指摘は安全審査の当時においても厳しいものがあり、1982年2月の公開ヒアリングには全国から9300人が抗議のために駆けつけていたのである。この公開ヒアリングはSWAT-3RUN16の実施された1981年9月からわずか半年後のことである。伝熱管の多くが破裂したこの実験結果が安全審査の途上で公表されていけば、少なくともより厳格な安全審査が必要とされ、容易に許可をすることは難しくなっていたらと思う。追加の実験もより公明正大な形で、公開で行われることになったであろう。だからこそ、訴外動燃はこの実験結果を科学技術庁と原子力安全委員会にも隠したのである。

本件安全審査の欠落は、このように安全審査の結論に大きな影響を及ぼした具体的可能性がある。よって、この判断過程における欠落は「看過し難い欠落」であるといえる。

実際の安全審査の過程は、動燃によってSWAT-3RUN16が完全に秘匿されるという異常な状況の下で、この点の安全審査は全く欠落した状態で行われたのである。安全審査機関をも欺き、許可をだまし取ったといわれてもやむを得ないやり方だったといえる。

5 まとめ

- (1) 高温ラプチャについては国の安全審査は、許可処分前はもちろん、その後も一度も行われていない。
- (2) 設置許可後である1985年4月に実施されたSWAT-3RUN19実験において、もんじゅにおいて高温ラプチャの危険性がないことを確認したとの原判決の判示は、訴外動燃の主張にすぎず、事実は国の判断はなされていない。

- (3) RUN 16, 19の実験がなされたことすら、科学技術庁にも原子力安全委員会にも報告されていなかった。
- (4) 裁判所は安全審査の欠落している事項について、動燃の資料だけをもとにして、安全審査を先取りして、安全であると判断し、許可処分は無効ではないとした。
- (5) PFR事故やドイツやアメリカでの高温ラプチャの発生した実験結果などについても、国は事後的にも全く安全審査していない。
- (6) 国の立場から見れば、高温ラプチャ現象については、実験データは一切提供されていないのであるから、佐藤原子力安全委員長自らが自認しているように、PFR事故やSWAT-3RUN 16, 19実験をもとにもんじゅの安全性を確認することは、今後の変更許可安全審査における国・原子力安全委員会の課題であるということになる。

四 原子力安全保安院の訴外動燃に対する指示・指導と動燃による補正

1 指示・指導内容

平成13年12月11日経済産業省原子力安全保安院は「蒸気発生器計装の設置許可申請書への記載」について文書で指示・指導を行った。

「伝熱管破損による水漏えい対策を考慮し、蒸気発生器計装として、伝熱管破損を検出するために、カバーガス圧力計及び開放板開放検出器を設け、これらの信号により、内部保有水・蒸気の急速なブロー等の自動操作が行われることとされているが、カバーガス圧力計等の位置付けを一層明確化することが適当と考えられることから、設置許可申請書本文の『蒸気発生器計装』と記載されている部分を『カバーガス圧力計等の蒸気発生器計装』と明記するとともに、併せて、その他の蒸気発生器伝熱管破損時の影響緩和に係る設備について当該申請書の添付資料に追記するよう貴機構に対して求めます。」

「貴機構において検討を行った結果が当院に報告され、当院として説明を聴取しその内容を検討したところ、(中略)圧力開放板検出器による検出による場合、高温ラプチャが発生する判断基準を上回る結

果と評価された」

「当院としては、(中略)カバーガス圧力計による初期水リークの確実な検出が高温ラプチャ発生防止のうえで重要と判断するものであり、(中略)設置許可申請書において明確にすることが適当と判断した。」として、設置許可申請書への記載を求め、変更許可申請の内容とすることを求めたのである。

2 解析の基本的前提である、伝熱管の肉厚と沸騰現象について変更指示

この指導の前提となっている解析の変更点は、変更許可後に訴外動燃が保安院に報告した「安全総点検への対応報告」について、保安院が疑問点を指摘して再解析を指示する中で判明したことである。

ここで、指摘されている点は次の二点である。

伝熱管の肉厚が4ミリで安全解析が行われているが、詳細設計では最小肉厚が3.5ミリ、実測でも3.6ミリのものがあることが判明したこと。

伝熱管から水・蒸気への熱伝達率について、訴外動燃の当初の解析では、膜沸騰発生時の熱伝達率の減少について十分反映されていない。

保安院の指摘によって、動燃は、伝熱管の厚みについて保守的な評価をしていなかったこと、伝熱管から水への熱伝達の過程で当然考慮しなければならない膜沸騰を見落としていたことが明らかとなった。保安院は急速加熱時においては、未飽和状態でも膜沸騰が発生する可能性が否定できないとして、膜沸騰を評価条件に加えることを命じたのである。

3 訴外動燃による変更申請の補正

このような指摘に基づいて訴外動燃は12月13日「高速増殖原型炉もんじゅ原子炉設置変更許可申請書(原子炉施設の変更)本文および添付書類の一部補正」を提出した。これは、法律的には設置変更許可の一部となったということである。

この変更によって当初の設置許可申請書がどのように変更されたかをまとめたものが末尾添付の別表(もんじゅ蒸気発生器に関する変更

許可新旧対照表)である。

ここで、今回提出された一部補正の中で、蒸気発生器の設計の変更に関する主な点をまとめると次の通りである。

添付書類 8 の安全保護系以外のプロセス計装の「蒸気発生器計装」(許可申請書添付書類 9 . 3 . 3 . 2 8 - 9 - 1 5 ページの変更)

「蒸発器のカバーガス圧力計は設定圧を約 0 . 1 5 MPa[gage]とし、多重性をもった設計とする。圧力開放板開放検出器は約 0 . 3 MPa の差圧で開放する圧力開放板に設置し、その信号系は、多重性をもった設計とする。」が明記された。

添付書類 8 の「タービン及び付属設備」の「主要設備」,「主蒸気系設備」,「第 1 1 . 3 - 1 表 主蒸気系設備の設備仕様」(許可申請書添付書類 8 - 1 1 - 1 1)

水蒸気ブローを早期に完了するため、蒸発器入口放出弁をループ当たり 1 個から 2 個に、出口放出弁をループ当たり 2 個から 3 個に追加して設置する。

設置変更許可申請書の「第 1 . 4 . 3 - 3 表 本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類」の異常の影響緩和の機能を有する「安全に関する構築物、系統及び機器」のクラス 2 (MS - 2) に当たる「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統および機器」のなか
に「二次主冷却系の過圧抑制機能」に「特記すべき関連系」として、
「プロセス計装(蒸発器のカバーガス圧力計)」が明記された。

添付書類 8 の「蒸気発生器伝熱管水漏えい対策」(許可申請書添付書類 8 - 5 - 3)

「蒸発器にカバーガス圧力計による水漏えい検出設備を設ける。この水漏えい信号に基づき一連のプラント自動停止操作ができるように設計する。」

「防止対策」(許可申請書類添付書類 1 0 3 . 1 6 . 1 1 0 - 3 - 6 3 の変更)

「ナトリウム・水反応による顕著な圧力上昇を生ずるような伝熱管破損に際しては、蒸発器に設けたカバーガス圧力計により、水漏

えいを検出する。この水漏えい信号に基づく一連のプラント自動停止操作により、伝熱管の高温ラプチャ型破損の発生を防止するとともに、損耗作用による破損伝播を抑制できる設計とする。」

4 高温ラプチャが基本設計に関わる安全審査事項であることが明確となった

この保安院の指導が本件訴訟に関して有する重要な意義は、次の通りである。

これまで、訴外動燃が行ってきた解析に、不十分な点があり、従来の伝熱管水漏えい対策の基本とされてきた圧力開放板の開放検出信号によるプラント自動停止操作では高温ラプチャは防止できないことが明らかとなった。つまり現状のもんじゅに高温ラプチャの発生の危険性があることが明らかになったのである。

高温ラプチャの発生を未然に防止するためにはカバーガス圧力計によって圧力開放板よりも早く、確実に水漏えい信号を検出してプラントの自動停止操作をする必要がある。

しかし、これまでの施設にもカバーガス圧力計は存在はしていたものの、このような枢要な安全対策設備としての位置づけを与えられていなかった。

そこで、今回の変更申請では、カバーガス圧力計の停止動作の作動設定値を0.15 MPaと明確化し、一系統あたり二台から三台に増設し、内二台の異常値で自動停止操作が開始されるように多重性を確保するよう変更し、その信頼性を強めた。

そして、カバーガス圧力計が「二次主冷却系の過圧抑制機能」のための「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統および機器」として、位置づけられた。

このようにして、高温ラプチャについて、もんじゅにおいて発生の可能性の考えられる事態として位置づけ、その防止のための確実な安全設備が必要であるとの立場に立って、基本設計の安全性に関わる事項として審査機関が安全審査を行う姿勢を明らかに示したといえる。

このことは、とりもなおさず、高温ラプチャについて全く安全審

査をしないでなされたもんじゅ設置許可処分には重大で決定的な安全審査の欠落があるということを示しているのである。

五 被控訴人国の高裁最終準備書面における主張

1 国による結論

このような状況の下で、国は高裁審理に至ってから、今日まで一通の準備書面も提出することなく、ついに、2002年3月20日に至って高裁審理における最終準備書面を提出してきた。

その結論は次の通りである。

「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。このため、蒸気発生器伝熱管破損の形態としては専らウェステージ型破損を想定すればよく、これを前提とした解析条件を設定すれば足りる。」(133頁)

2 高温ラプチャが発生する可能性について

- (1) PFR事故は特異な状況が重なり、急速ブロー系がなかったために発生したものであり、もんじゅではこのような事故は発生しない(126 - 127頁)。
- (2) アメリカの高温ラプチャ実験も流水管で発生したのではない(127頁)。(その根拠として動燃の担当者が新たにアメリカから取り寄せた手紙を提出している。)
- (3) インターアトム社伝熱管破損伝播試験は細径配管で、高温ラプチャの形態も違う(127 - 128頁)。
- (4) SWAT - 3RUN16はもんじゅの使用条件と異なったために大量の高温ラプチャが発生した。RUN19の条件が作為的に切り下げられているとはいえない(128 - 129頁)。
- (5) 保安院からの指示でなされた再解析では、圧力開放板開放検出器での検出の場合は、高温ラプチャが発生する判断基準を上回る結果となっている。

原子力安全保安院は、(従来の安全解析において、確実な検出方

法として基準とされてきた圧力開放板の開放検出器ではなく)カバーガス圧力計による初期水リークの確実な検出が重要と判断して、念のために申請書で明確化することが適当と判断したため、申請書の補正を求めたものである。設置許可申請書添付書類10の「蒸気発生器伝熱管破損事故」に係る解析条件の前提を変えるものではなく、行政庁も解析条件の変更を求めている。したがって、高温ラブチャ発生については考慮する必要がなかったことは明らかである(129 - 132頁)。

3 解析条件の保守性に関する主張について

より多くの実験をしなければもんじゅで高温ラブチャが発生するかどうかは確かめようがなく、安全評価におけるリークの想定には保守性がないと言う控訴人の主張については、この議論はもんじゅでも高温ラブチャが生じうると言う前提に立つものであり、本件安全審査では高温ラブチャが生じ得ないことを確認しているので、失当である(132 - 133頁)。

4 水流動の想定に関する主張について

控訴人の急速ブローに失敗したり、急速ブローよりも隔離の方が先行した場合を想定しないのは、保守的な仮定といえず、急速ブローの行われない事態を想定すべきであるという主張について、「急速ブローにかかわる設備は、原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉込めの基本的機能に直接関わる設備でないので、単一故障を仮定する必要がない」としている(133 - 135頁)。

5 蒸気発生器伝熱管破損事故の結果の重大性に関する主張について

高温ラブチャは発生しないので、控訴人の主張するような重大事故には発展しない。フェニックスの中間熱交換器の損傷の原因は不明であるが、蒸気発生器伝熱管の損傷によるものではない(135 - 136頁)。

6 控訴人の具体的設計に関する主張について

控訴人らはナトリウム中の伝熱管に溶接箇所があること、伝熱管検査技術が開発途上で、欠陥の発見が困難であること、水素計の技術が

未確立で異常の早期発見が不可能であること、流動不安定現象が起こりやすいことの主張を行っているが、いずれも詳細設計段階以降の問題である（136頁）。

六 控訴人の国の新たな主張への反論

1 内閣総理大臣の判断など存在しない

この国の主張の問題点の第一は事実でないことが書かれていることである。

内閣総理大臣が、「高温ラブチャを考慮することは必要がないと判断した。」とされるが、そのような判断は、現実にもんじゅにおいて実施された安全審査の中で、いつどこにおいても示されていない。国の判断を記載した「安全審査書」のどこにもそのような記載はないのである。そもそも、国は、どのような資料をもとにこのような判断をしたのだろうか、SWAT-3RUN16の実験結果を見ないで、なぜそのような判断を的確に行えたのか、説明することは不可能だろう。

2 安全審査の結論を先取りした国の主張は許されない

原子力安全委員会の検討も経ないで、これから安全審査がなされるべき事項について指定代理人が国の主張として安全審査の結果を先取りしたような準備書面を提出することは許されないことである。

高裁のこれまでの審理経過を踏まえて、国が土壇場のこの期におよんで、このような主張を行ったことに、控訴人らは非常な憤りを覚える。

「もんじゅ」問題における被控訴人国の現在の立場は、事故を起こして停止している原子炉の改造工事について、動燃から変更許可の申請を受けて、これを公正・公平な立場で安全審査し、さらには原子力安全委員会への諮問を経て、この安全審査に一つの結論を出さなければならない立場である。

被控訴人が、このような国の責務を正確に認識しているならば、現時点における答弁は、次のようなものであるべきであった。

高温ラブチャについては、これまでの安全審査において審査していないこと

今回の変更許可に際して、保安院からの指示でなされた動燃による再解析では、圧力開放板開放検出器での検出の場合は、高温ラブチャが発生する判断基準を上回る結果となっている。

であるから、今後の安全審査においては、もんじゅでの高温ラブチャの発生の可能性を踏まえ、高温ラブチャ事象が発生しないように確実に安全対策設備が設備されているか、新たに安全上重要な安全対策設備として位置づけられたカバーガス圧力計が所期の機能を果たすことができるかどうか、その機器の信頼性を厳密に審査するとともに、さらには仮にこのような事象が発生したとしても、公衆に被曝をもたらさないで事故を収束できるかどうかを慎重に安全審査をしていきたい。

本件において、経済産業省から出席していた指定代理人は、自ら公正に安全審査を行うべき立場を完全に没却して、設計変更は「念のため」などと裁判所における説明会でも繰り返した。しかし、原子力安全保安院から訴外動燃に宛てた補正の指示の公文書とこれを受けて訴外動燃が提出した設置変更許可申請書の補正書にはこの設計変更が「念のため」に行うものである等という記載は一切ない。

もんじゅの安全性を独自に確認する県の「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」(座長 児嶋眞兵福井大学学長)は、2002年3月25日中間まとめの6項目を集約して国に要望として提出することとしたが、この中で、蒸気発生器の安全性、蒸気発生器の検査装置の2項目が含まれ、蒸気発生器の細管破断対策について、「水漏れの検知とその後の対応を詳細に説明すべき」としているのである。この問題は、県の原子力安全行政上の重要課題にまでなっているのである。

3 動燃の解析条件を前提としても、原設計のもんじゅでは2つのカバーガス圧力計の内一台の故障を仮定すれば高温ラブチャ発生は避けられない

(1) 許可申請における解析は圧力開放板開放検出信号によるもの

蒸気発生器の伝熱管破損による水ナトリウム反応を検出する機器は原設計でも圧力開放板と、カバーガス圧力計の二つがあった。許可申請書添付書類10における事故解析では圧力開放板の破損検出

信号をもとに解析が行われた。このことは、信頼性の低いカバーガス圧力計については不作動を仮定して、圧力開放板の破損検出信号をもとに解析が行われたものと考えられる。

- (2) 原設計ではカバーガス圧力計 1 台が作動しなければ高温ラブチャの発生は必至

しかし、今回の原子力安全保安院による指示に基づいて行われた解析では、この圧力開放板による検出では高温ラブチャの防止に間に合わないことが判明した。そこで、高温ラブチャを防止するには、カバーガス圧力計が確実に作動しなければならないことが明らかとなり、カバーガス圧力計の一つの故障を想定しても、急速ブローが作動することを確認するために圧力計を 2 台から 3 台に増設し、3 つの圧力計の内の 2 つの異常で急速ブローが作動するように機器の作動ロジックの補正がなされたのである。このような補正自体が、原設計では、カバーガス圧力計一台の故障を仮定すれば高温ラブチャを防止できないことを端的に示している。

- (3) 変更申請は、カバーガス圧力計の異常状態への対応上特に重要な設備・機器として位置づけ直し、その一台が故障しても急速ブローの作動する多重性を確保するためである

「急速ブローにかかわる設備は、原子炉停止、炉心冷却、放射性物質の閉じこめの基本的機能に直接関わる設備ではないから単一故障を仮定することを要しない。」という国の説明の意味するところは、意味不明であるが、自らの行った補正の指示とも矛盾するでたらめな主張である。

高速増殖炉における水ナトリウム反応とこれによる二次系の過圧の抑制が安全上特に重要な機能であることは変更許可申請の補正において、明確に示されている。

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」は中間冷却系について、「中間冷却は、一次冷却系から冷却材が中間冷却系に漏れ出すことのない設計とするとともに、水・蒸気系側からの中間冷却系への漏洩が生じた場合にも安全が確保できる設計が必要である。」(指針別

紙 (7))とされ、水・蒸気側から中間冷却系(二次系ナトリウム)に漏洩が起きても安全が確保できることを大きな設計上の課題としている。また、申請書添付書類8-1-74記載の「安全設計方針」41の中間冷却系についての安全設計方針として、「中間冷却系は蒸気発生器伝熱管からの水漏えいが生じた場合でも、その影響により、安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能が失われることがないように考慮された設計であること」と定められ、適合のための設計として、「蒸気発生器において、伝熱管破損事故が発生しても、水漏えい検出設備等により、水漏えいを早期に検出して、水の急速なブロー等の適切な措置が行えるように設計する。」とされている。このように、蒸気発生器伝熱管破損事故の際の安全性の確保、とりわけ「水漏えい検出設備で水漏えいを早期に検出すること」「水の急速ブロー等の適切な措置が行えるように設計すること」がもんじゅの安全設計の重要な構成部分であることは明らかである。

今回の変更申請では、カバーガス圧力計の停止動作の作動設定値を0.15 MPaと明確化し、一系統あたり二台から三台に増設し、内二台の異常値で自動停止操作が開始されるように多重性を確保するよう変更し、その信頼性を強めた。そして、カバーガス圧力計が「二次主冷却系の過圧抑制機能」のための「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統および機器」として、位置づけられた。

このような設計変更は水漏えいを確実に検出して、カバーガス圧力計の一台が故障しても急速ブローの作動を確保するためである。

「急速ブローにかかわる設備は、原子炉停止、炉心冷却、放射性物質の閉じこめの基本的機能に直接関わる設備ではないから単一故障を仮定することを要しない。」という国の主張とは正反対の前提に立ってこの補正指示と変更許可の補正は行われているのである。

このことは、変更前の設計では、カバーガス圧力計の系統は一系統しかなく多重性が確保されていないので信頼性が低く、この信号に基づく急速ブローに失敗することを想定せざるを得ないこと、そ

の時には解析条件になお数々の問題点がある訴外動燃自らの解析によっても、高温ラブチャの発生は避けられないことを示している。

4 原設計の施設で高温ラブチャは起きないとする根拠は完全に崩れている

以上の論述で、もんじゅの蒸気発生器伝熱管破損時の安全審査に極めて重大な欠落があり、許可処分が無効であることは十分論証されたものとする。

したがって、以下の記述は、本来は行政訴訟では不要と考える。しかし、動燃は今回の再解析における操作によって原設計のもんじゅでは高温ラブチャは起きないこと、今回の設計変更は念のためのものであるなどと主張している。国も驚くべきことにこのような安全審査を経ていない訴外動燃の報告書をその最終準備書面において引用し、同様の主張を行うに至っている。しかし、これらの主張が保安院の公式の文書とも矛盾することを以上に明らかにしてきたところである。

そこで、訟務担当者限りの独走とも見られる、このような最後の悪あがきの主張に対して簡潔に反論を加えておく。なお、ここでの判断のポイントは原設計のもんじゅで高温ラブチャが発生するかどうかそのものではなく、発生の可能性があり、その防止のための対策について安全審査が必要だったかという点にある。

(1) すべて解析のみで新たな実験はなされていない

ここでの動燃が行っている論証はすべて解析によるものであり、新たな実験は全く行われていない。机上の解析では現実の事故の進展によって常に裏切られることは、最近の我が国の続発する重大事故の経験からも裏付けられる。本件におけるナトリウム腐食の問題もナトリウム漏れ事故の再現実験の中から明らかになったことを忘れてはならない。

(2) 圧力開放板の対策だけでは高温ラブチャが発生することは明らか

今回の新たな訴外動燃の解析結果では、当初からの水ナトリウム反応の検出のための主要な安全対策とされ、解析においても急速ブロー動作の作動のための信号とされてきた「圧力開放板開放検出信

号」を待っていたのでは、高温ラプチャが発生してしまうことが明らかになった。

- (3) 動燃の解析でもカバーガス圧力計による検出の場合もほとんど余裕はない

カバーガス圧力計での初期水リークの検出の場合、高温ラプチャが発生する判断基準を下回っているとされ、そのことが訴外動燃の報告の概要でも強調されている。しかし、下回っているとはいうものの、解析結果は例えば40パーセント給水の場合応力/引っ張り強さで0.97、累積損傷和で0.95となっており、ほとんど余裕はない。このような計算誤差にはいるような値をもって高温ラプチャが発生する可能性がないことを確認したなどとは到底いえない。すくなくとも安全審査において、このような解析の前提条件が保守的なものであるかどうかを慎重に検討・安全審査する必要のあることを示す解析結果であるといえる。

- (4) 許可申請時の安全評価では水リーク検出は圧力開放板によることとされていた

さらに、重要なことは、当初の伝熱管破損対策の安全設計では、水リーク検出によるプラント自動停止の作動は、現状設備についても、改造設備においても、圧力開放板によるものとされていたことである（乙イ44 26ページ下から11行目および29ページ2行目）。

本件許可申請添付書類にも次のように記載されている。

「初期スパイク圧発生後伝熱管破損伝播による影響も含めて水素の発生が継続するため、蒸発器のカバーガス圧力が上昇し、蒸発器用圧力開放板が開放し蒸発器内圧力の開放が開始される。圧力開放板開放検出信号によって、蒸気発生器の水・蒸気側のしゃ断、内部保有水・蒸気の急速ブロー、2次主冷却系循環ポンプのトリップ等の一連のプラント停止機能が自動的に行われ、「2次主冷却系循環ポンプ回転数低」信号により原子炉は自動停止する（添付書類10-3-65）」

このように、水リークの検出については、一貫して信頼性のある検出方法は圧力開放板の破裂の検出信号によるものとされ、カバーガス圧力計による検出は信頼性があるものとしては想定されてこなかったのである。

(5) カバーガス圧力計は確実度の高い水漏えい検出設備ではない

カバーガス圧力計は確かに現状設備にも存在はするが、これが確実度の高い水漏えい検出方法とは考えられてこなかったのが、厳然たる事実である。また、原理的にも圧力自体によって破裂する圧力開放板の開放信号と圧力を計測して一定値以上を検出した際に開放信号を発する設備とは同等の信頼性を有するものではない。

今回の改造工事では、このカバーガス圧力計を2つから3つに増やし、その動作ロジックを2つのうち2つの圧力計が異常値を示したときに自動停止操作を行う仕組みを、圧力計を3つに増やし3つの圧力計の内2つが異常値を示したときに自動停止操作を行うように、機器の多重性を設定してその信頼性を改善させている。このことの持つ意味は前項において詳細に論じたところであるが、2つの圧力計の内、2つが異常値を示さなければ急速ブローしないのであれば、カバーガス圧力計のうち一台の故障を仮定しただけで、水ナトリウム反応の早期検出に失敗し、圧力開放板の破裂検出信号を待たなければならないので、高温ラブチャは避けられないこととなる。

なお、本件行政訴訟においては不要な検討ではあるが、補正後の設計で確実に高温ラブチャが防止できるかどうかについても疑問は残っている。まず伝熱管の破損時に、このカバーガス圧力計が確実に作動して、高温ラブチャが防止できるかどうかは大いに疑問である。カバーガス圧力計の共通原因による不作動の可能性も否定できない。この点の究明が今後の安全審査の主要な論点の一つとなろう。

しかし、すくなくとも、改善前の設備では、一台でも圧力計が故障していれば、つまり機器の単一故障を仮定すれば高温ラブチャの発生は必至なのである。だからこそ、保安院はこの設備を安全上重要な設備に位置づけ、その増設と多重化を訴外動燃に命じたのであ

る。現状設備に、カバーガス圧力計があるから、高温ラプチャは発生しないことを確認したなどという国の主張は自らの行った補正の指示とも矛盾し、原子炉の安全設計を少しでも知るものであれば到底口にすることのできないたぐいの、端的なウソである。

(6) 新しい解析はナトリウムから伝熱管への熱の入り方について解析条件を緩和してしまっている

訴外動燃が保安院の指示に答えて実施した新たな解析では、伝熱管から水側については解析条件が厳しくなっているが、見逃せないことに「ナトリウムから伝熱管への熱の入り方に関して、これまで現実に比べて過大な余裕を持つような前提に立っていたものを見直した。」とされている。しかし、このようなやり方は到底許されない。保安院に提出していた解析結果に保守的でない点が指摘され、再解析を命じられているときに、他方で当初の解析の中でナトリウム側の解析条件を緩和するようなことは、普通は絶対に行われなないことであるし、認められないことである。いわば、落第点をとった生徒に対して勝手に採点基準を変えて、合格していたことにしてしまうようなものである。

(7) 何が何でも現状設備での高温ラプチャが発生しないことにしてしまうためのデータ操作がなされた

このような異例なやり方が行われた背景は、次のように考えるしかない。保安院の指摘を受けた配管の厚みと膜沸騰の点だけを変えて計算をやり直すと、現状でカバーガス圧力計で水漏えいが検知できたとしても、高温ラプチャの発生は必至となる。しかし、このデータをそのまま出してしまった場合、現状設備が高温ラプチャの危険性があることを被控訴人は自ら認めることとなり、本件訴訟での敗訴を自認せざるを得なくなる。そのため、訴外動燃は、過去の実験における温度分布を見直したなどとして、伝熱管とナトリウムとの熱伝達に関する温度条件のパラメーターを切り下げる姑息な操作を行い、累積損傷和などの数値がかるうじて1以下になるように数字を操作したのである。

現状設備で高温ラプチャは発生しないことが確認されているなど
といえないことは明らかである。

5 結果の重大性に関する主張について

国の主張は、結局のところ、高温ラプチャは発生しないとする前提に立つもので、この前提が誤っていることは、ここまで論証したところである。また、控訴人がフェニックス炉における中間熱交換器破損事故を引用したのは、中間熱交換器が破損しうる場合があることを示すため、蒸気発生器伝熱管破損事故と関係がないことは控訴人の主張においても、前提となっている。主張は控訴人の主張の前提を誤解するものであって、失当である。

6 具体的な設計に関する主張について

控訴人らの主張したナトリウム中の伝熱管に溶接箇所があること、伝熱管検査技術が開発途上で、欠陥の発見が困難であること、水素計の技術が未確立で異常の早期発見が不可能であること、流動不安定現象が起こりやすいことなどは、いずれももんじゅ蒸気発生器の設計の根本概念に関するものであり、伝熱管に破損が生じやすいこと、その対策が容易でないことを示している。

これらの問題が詳細設計段階で検討されているという主張も何ら裏付けのない主張である。現実には、詳細設計の設計および工事方法の認可申請書においては、強度計算と耐震設計しかなされておらず、このような点を検討した資料は見あたらない。具体的に検討されたものがあるとするなら、国はこれを示すべきである。

七 結論（無効判決しかあり得ない）

本件安全審査で妥当と判断された「もんじゅ」の蒸気発生器に関する「設計基準事象」では、「伝熱管損傷事故」を選定し、伝熱管1本が瞬時に破断し、その影響を受けた破損の伝播作用によって、さらに3本が破断するという万一の事態の発生を想定する。そして、それでも、1次冷却系から2次冷却系への熱のやりとりを行う重要な設備である「中間熱交換器」の健全性は、合計4本の配管破断に伴う圧力上昇にも耐えて維持され、炉心の冷却能力も低下することなく、炉心の溶融、

崩壊という重大事態も回避可能であるという結論であった。

しかし、安全審査で妥当と判断された事故経過の解析では、配管破損の伝播は、「ウエステージ（損耗）作用」によって進行すると想定されている。「ウエステージ作用」とは、伝熱管破断時に高温のナトリウム中に高圧力で噴出する高温の水とナトリウムとの間で生じた化合物によって伝熱管が腐食・損耗を受ける作用のことである。

ところが、この想定された破損伝播のメカニズムが誤っている可能性は、訴外動燃が実施し、結果を隠蔽し続けていた実験 SWAT - 3 RUN 16 で判明していた。その実験では、伝熱管の破断に伴うナトリウムと噴出水との化学反応の際に高温が発生し、その高温による伝熱管の腐食・破損（「高温ラブチャー（破裂）」）が、「ウエステージ作用」の場合より急速に伝播し、予想を超えた多数の伝熱管が破損した。

そして、イギリスの高速増殖原型炉原発（FPR）で、1987年に発生した伝熱管破断事故の際に、合計40本に及ぶ伝熱管の破損伝播が確認され「高温ラブチャー」現象が世界中の注目を受けるに至った。

にもかかわらず訴外動燃は、SWAT - 3 RUN 19 のわずか1回の実験結果と解析による計算だけに依拠して、「もんじゅ」では、「高温ラブチャー」は起こり得ないとして、安全審査で妥当と判断されていた「設計基準事象」解析の内容を変更しなかった。監督官庁は、このような事実をずっと知らされていなかったが、1994年にはじめて訴外動燃からの報告でこれを知った。しかし、その後も、そうした措置を認めてきた。

しかし、すでに述べてきたように、原審以来の控訴人らの厳しい追及に触発された原子力安全保安院は、訴外動燃の安全解析データを再吟味した結果、訴外動燃の解析条件の重大な誤りを2点にわたって指摘し、安全解析の際に「高温ラブチャー」を考慮しないためには、当該設計基準事象に関わる事故防止対策を内容とする基本設計の変更が不可欠であることを訴外動燃に指示するに至った。そして、訴外動燃もその指示を受け入れ、蒸気発生器伝熱管破損事故に備えた基本設計の変更を内容とする「もんじゅ設置変更申請」を提出した。

言うまでもなく、「核燃機構」が提出した設置変更申請が安全委員会で妥当と判断され、設置変更が許可されない限り、「もんじゅ」の運転はもとより、基本設計変更に伴う事故対策設備の設計・施工も実施できないのであり、本件安全審査の重大な過誤、欠落は一点の疑いもなく確認されるに至った。

したがって、本件許可処分が違法であり、かつ無効であることは当然である。

第2の3 もんじゅ蒸気発生器伝熱管破損事故に関する本件安全審査の違法性とその重大性について—平成14年4月17日付蒸気発生器伝熱管破損事故に関する被控訴人国の釈明に対する反論

一 蒸気発生器技術のもつ根源的な困難性

金属ナトリウムを高速増殖炉の冷却材として使用するということは、発電を蒸気タービンで行う以上、金属ナトリウムと蒸気との熱交換技術を必要不可欠のものとした。

しかし、ナトリウムと水・水蒸気との反応はまさに爆発的である。蒸気発生器伝熱管は、伝熱の機能と水ナトリウム反応の防壁という二つの相矛盾した機能を負わされている。伝熱効率から言えば、伝熱管は薄いほど効率が良く、防壁としては十分な厚みが必要である。

世界の高速増殖炉開発が技術的困難から壁にぶち当たり、日本を除いて欧米諸国のすべての国で開発が放棄されようとしている。その要因には経済的な要因と技術的な安全性に関する要因が複雑に入り組んでいるのであるが、技術的な要因の最大のものがナトリウム取り扱い技術と不安定な炉心特性であり、ナトリウム取り扱い技術の中でも最難関がナトリウムと蒸気との熱交換を内容とする蒸気発生器技術であった。

二 大量の伝熱管破断をもたらす高温ラブチャ

もんじゅにおける設計基準事故の一つである「蒸気発生器伝熱管破損事故」の想定の中には、蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に破断することで事故が始まり、水とナトリウムが爆発的に反応をはじめ、続いて破損の伝播によって、更に3本の伝熱管が破断するというシナリオが含まれている。

高温ラブチャが、もんじゅでも発生する可能性があり、もし発生すればけた違いに多くの伝熱管が破裂し、すでに本件安全審査で妥当と判断されている設計基準事故のシナリオは崩壊するため、その防止対策が必要であるということは、高裁審理を終えた裁判所には誰も異論がないであろう。また、高温ラブチャが発生した場合には大量の伝熱管が一挙に破断し、設計基準事故を遙かに上回る事態を引き起こすことも異論がないであろう。原判決もこのことは既に認めていた。「水漏え

い率が毎秒約1キログラム程度を上回るようになると、隣接伝熱管にウェステージ型破損が発生するおそれがあるほか、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、伝熱管の機械的強度が低下し、伝熱管が内部の圧力によって急速に膨れて破裂する（この現象を「高温ラブチャ（破裂）現象」といい、高温ラブチャ現象によって隣接伝熱管が破損することを「高温ラブチャ型破損」という。）おそれが生じる。一般に、ウェステージ型破損よりも、高温ラブチャ型破損の方が、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。」としている（原判決654 - 655頁）。

そして、この高温ラブチャの発生を防止するための十分な対策が行われているかどうかについて、行政庁（科学技術庁）も原子力安全委員会も一度も安全審査を実施していないことも争いようのない事実なのである。

三 国は高温ラブチャの危険性について何の判断もしていない

ところが、控訴人の国の最終準備書面に対する求釈明に対する回答において、「内閣総理大臣は、本件安全審査において、本件原子炉施設には伝熱管に損傷が生じて水・蒸気が漏えいした場合、これを検出して、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ることを確認した。」として、「このことから」「高温ラブチャは生じ得ず」、「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ブチャを考慮する必要はないと判断したのである。」（被控訴人最終準備書面補充書9 - 10頁）とする。

しかし、このような主張は証拠に基づかない、文字通りの言い逃れである。

2000年10月30日付釈明によれば訴外動燃が監督官庁であり、一次的安全規制機関である科学技術庁の原子力安全局原子炉規制課にSWAT - 3RUN16, 19の内容を報告したのは1994年（平成6年）11月7日のことであるという。

そして、この際に提出されたという乙イ87号証によればこの説明は

文字通り，概要の報告に過ぎず，安全規制機関がその当否を検討できるような一次資料とは到底言えない（国釈明 1，2 頁）。重要な実験結果の記載に誤りがあるような報告なのである。また，科学技術庁はこのような説明すら原子力安全委員会に報告していないという（国釈明 3 頁）。このような経過のもとで，いつ，どのようにして国は高温ラブチャを考慮する必要はないなどという判断ができたというのだろうか。

1998 年 10 月 21 日蒸気発生器における高温ラブチャ問題について，佐藤原子力安全委員長（当時）は「安全性総点検においては，それも踏まえた点検がなされたものと我がほうは理解しております。その内容が十分であるかどうかまでは，まだ我がほうの検討が及んでおりません。」「私は知らなかったと言うことでございます。」と証言し，自らの安全審査の過程で高温ラブチャ問題が審議されなかったことを端的に認めている（佐藤証人調書 153 頁）。

仮にも公務員である指定代理人が証拠に基づかない主張を行うことは，訴訟戦術としても許されないことではないだろうか。控訴人は，前回の進行協議期日において「予備的な反論と求釈明」の中で，このような主張に対する釈明を行い，そのなかで，そのような判断が国の作成した安全審査書のどこに記載されているのか，如何なる資料によってこのような判断をしたのかを明らかにするように求めた。しかし，国は結局これに答えることはできず抽象的な主張を繰り返したただけであった。

四 原設計での伝熱管破損機序としてはウェステージが想定されていた

そもそも，蒸気発生器の伝熱管破損事故の設計基準事故が初期 1 本，破損伝播 3 本の合計 4 本に相当する水漏えい量として想定されたのは，ウェステージ型の破損伝播を考えていたためであり，高温ラブチャの破損伝播は全く考えられていなかった。このことは，原審における国申請の斉藤証人もこれを認めていたし，訴外動燃の海外出張報告文書にも明記されていた。そして，原判決は「設計基準リークの想定」の項目で次の通り認定している。

「証人斉藤の証言（斉藤調書 1 回 47 丁表ないし 50 丁裏），乙 16

号証の10の3 65頁及び乙イ43号証によれば、申請者は、「蒸気発生器伝熱管破損事故」の解析評価において、評価の前提として、安全上余裕を持って想定すべき伝熱管の最大水漏えい率（以下「設計基準リーク」という。）を設定したこと、水、蒸気がナトリウムに接した直後に発生する急峻な圧力パルス（初期スパイク圧）の評価の前提としては、伝熱管一本が瞬時に両端完全破断（いわゆるギロチン破断）した際の水漏えい率を、初期スパイク圧減衰後、事故終止まで持続する水素ガスの圧力（準定常圧）の評価の前提としては、水、蒸気の漏えいが周囲の伝熱管（隣接伝熱管）に影響を及ぼし、隣接伝熱管が二次的に破損するメカニズムとしては、ナトリウム中に水、蒸気が噴出して形成されるリークジェットによるウェステージ（損耗）型破損を前提として、伝熱管4本の両端完全破断に相当する水漏えい率を想定したことが認められる。」としている（原判決659 - 660頁）。

乙イ43号証の5頁にこのことを認めた記述がある。また、訴外動燃の「海外出張報告書」（甲イ443号証347頁）によれば、RUN19試験に関する説明中で、「高速増殖原型炉「もんじゅ」の蒸気発生器の設計基準リーク（DBL）として、1970年代半ばに1+3DEG（初期1本+破損伝播による伝熱管両端ギロチン破損3本）が選定された。これは当時動燃で実施していた小リーク・ウェステージ試験データや海外との情報交換で得られた知見を基に保守的に選定したものである。」とされていた。このようにもんじゅの設置許可申請の時には破損伝播の機序としては、ウェステージしか想定されておらず、高温ラブチャの可能性は考慮しないで設計基準事故が選定されていたのである。

五 高温ラブチャ問題は訴外動燃によって意図的に秘匿された

しかし、本件の安全審査が行われていた1981年には訴外動燃によるSWAT-3RUN16の実験が行われ、高温ラブチャによって伝熱管25本が破断するという驚愕すべき実験結果を得た。

SWAT-3RUN16が実施され、高温ラブチャが大量発生した状況の下では、安全審査では、もんじゅにおいて高温ラブチャ現象が発

生する危険があるかどうかを，追加の実験を含めて徹底的に解明することが必須の作業であったといえる。しかし，訴外動燃は膨大な国費を投じて建設された実験設備を独占的に用いて実施されたこの実験結果を動燃以外の第三者（一般市民だけでなく，国の機関や大学その他の原子力機関の研究者を含む）に対して徹底的に秘匿したのである。そのためにこのことは全く安全審査されることなく設置許可がなされたのである。

設計基準事故においても4本しか破断しないはずの伝熱管が25本も破断した実験が安全審査の途上で発生し，このことが科学技術庁や原子力安全委員会に報告され，報道機関にも公表されていけばどうなっていたらだろうか。

燃料にプルトニウムを用い，ナトリウムを冷却材に用いるもんじゅの危険性の指摘は安全審査の当時においても厳しいものがあり，1982年2月の公開ヒアリングには全国からもんじゅに強く抗議して9300人が駆けつけていたのである。この公開ヒアリングはSWAT-3RUN16の実施された1981年9月からわずか半年後のことである。この実験結果が安全審査の途上で公表され，この公開ヒアリングの場で議論の対象とされていけば，少なくともより厳格な安全審査が必要とされ，もとの設計のままではもんじゅの許可をすることは難しくなっていたらだろう。だからこそ，訴外動燃はこの実験結果を科学技術庁と原子力安全委員会に隠したのである。まさしく安全審査機関をも欺き，許可をだまし取ったといわれてもやむを得ないやり方だった。

このことが，控訴人らにわかったのは，証人小林圭二に対して動燃「海外出張報告」が開示された1999年2月26日のことである。この報告書は，1989年3月に動燃がイギリスのPFRにこの事故に関して出張をした際の報告書であるが，この中に，高温ラプチャ問題についてのイギリス側とのやりとりやRUN16，19の内容も掲載されていた。その主要部分を原告から結審の間際の同年3月，甲イ四四三号証として提出した。このレポートの中ではじめてRUN16，1

9の詳細な内容が明らかにされたのである。

以上のように、本件「もんじゅ」の「蒸気発生器伝熱管破損事故対策」の基本設計の安全性を確認した原子力安全委員会等の安全審査には、高温ラプチャに関する知見に関して、訴外動燃の意図的な情報の秘匿に起因する過誤欠落があり、その結果、安全審査における「基本設計の安全性は確認できた」との結論は、もはや維持できないことが明らかである。

六 カバーガス圧力計の変更は蒸気発生器の基本設計の変更である

本件原子炉設置許可処分は基本設計の変更を免れないところであり、事実、訴外動燃は、すでに平成13年12月、もんじゅの変更許可申請の補正を提出している。高温ラプチャの防止のために必要な対策のため、国の指示で補正が行われたことは極めて異例のことである。訴外動燃は安全総点検の結果、蒸気発生器の伝熱管破損事故時の安全余裕が厳しいため、計測装置や蒸発器入口放出弁の設計の変更を必要とした。にもかかわらず、蒸気発生器についての設計変更は、2001年6月6日提出の設置変更許可申請書には記載しなかった。

このような対応は、高温ラプチャは訴外動燃の解析(乙イ44)で発生しないことを確認したので、その設計変更は基本設計に関する問題ではないという独自の見解に基づくものであった。しかし、このような、姑息な対応に対して、原子力安全保安院は、訴外動燃に再解析を命じ、すくなくとも現在の設計におけるもんじゅでは、高温ラプチャが発生することは避けられないことを明らかにした上で、高温ラプチャ対策のためにカバーガス圧力計の増設と作動ロジックの多重化を指示し、「カバーガス圧力計による初期水リークの確実な検出が高温ラプチャ発生防止のうえで重要と判断」したために、このことを設置変更許可申請書に記載することを指示したのである。

すなわち、平成13年12月11日経済産業省原子力安全保安院は「蒸気発生器計装の設置許可申請書への記載」について文書で指示・指導を行った。

「伝熱管破損による水漏えい対策を考慮し、蒸気発生器計装として、

伝熱管破損を検出するために、カバーガス圧力計及び開放板開放検出器を設け、これらの信号により、内部保有水・蒸気の急速なブロー等の自動操作が行われることとされているが、カバーガス圧力計等の位置付けを一層明確化することが適当と考えられることから、設置許可申請書本文の『蒸気発生器計装』と記載されている部分を『カバーガス圧力計等の蒸気発生器計装』と明記するとともに、併せて、その他の蒸気発生器伝熱管破損時の影響緩和に係る設備について当該申請書の添付資料に追記するよう貴機構に対して求めます。」

「貴機構において検討を行った結果が当院に報告され、当院として説明を聴取しその内容を検討したところ、(中略)圧力開放板検出器による検出による場合、高温ラプチャが発生する判断基準を上回る結果と評価された」

「当院としては、(中略)カバーガス圧力計による初期水リークの確実な検出が高温ラプチャ発生防止のうえで重要と判断するものであり、(中略)設置許可申請書において明確にすることが適当と判断した。」として、設置許可申請書への記載を求め、変更許可申請の内容とすることを求めたのである。

つまり、もんじゅの運転を再開するためには、「蒸気発生器伝熱管破損事故」に備えた基本設計の一部を変更する内容の設置変更許可申請を行い、その内容の安全審査によって、設計基準事故の際に高温ラプチャ現象を避けることができることを確認する必要がある旨指示したのである。

七 訴外動燃による設置変更許可申請

ところが、被控訴人国は、このような指示を行う一方で、本件訴訟においては「急速ブローにかかわる設備は、原子炉停止、炉心冷却、放射性物質の閉じこめの基本的機能に直接関わる設備ではないから単一故障を仮定することを要しない。」と最終準備書面において主張した。さらに、前回の進行協議期日における求釈明に対する回答において、「カバーガス圧力計を何台設置するかは詳細設計にかかわる事項であり、本件安全審査の対象ではない。」(平成14年4月17日付被控訴人最

終準備書面補充書 10 頁) と主張するに至った。

しかし、このような主張は被控訴人が自らの行った補正の指示と、これに答えてなされた訴外動燃の変更許可申請の内容とも矛盾するでたらめな主張である。

まず、以下に変更許可申請の概要を説明する。

添付書類 8 の安全保護系以外のプロセス計装の「蒸気発生器計装」(許可申請書添付書類 9 . 3 . 3 . 2 8 - 9 - 1 5 ページの変更)

「蒸発器のカバーガス圧力計は設定圧を約 0 . 1 5 MPa[gage]とし、多重性をもった設計とする。圧力開放板開放検出器は約 0 . 3 MPaの差圧で開放する圧力開放板に設置し、その信号系は、多重性をもった設計とする。」が明記された。

添付書類 8 の「タービン及び付属設備」の「主要設備」, 「主蒸気系設備」, 「第 1 1 . 3 - 1 表 主蒸気系設備の設備仕様」(許可申請書添付書類 8 - 1 1 - 1 1)

水蒸気ブローを早期に完了するため、蒸発器入口放出弁をループ当たり 1 個から 2 個に、出口放出弁をループ当たり 2 個から 3 個に追加して設置する。

設置変更許可申請書の「第 1 . 4 . 3 - 3 表 本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類」の異常の影響緩和の機能を有する「安全に関する構築物、系統及び機器」のクラス 2 (MS - 2) に当たる「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統および機器」のなかに「二次主冷却系の過圧抑制機能」に「特記すべき関連系」として、「プロセス計装(蒸発器のカバーガス圧力計)」が明記された。

添付書類 8 の「蒸気発生器伝熱管水漏えい対策」(許可申請書添付書類 8 - 5 - 3)

「蒸発器にカバーガス圧力計による水漏えい検出設備を設ける。この水漏えい信号に基づき一連のプラント自動停止操作ができるように設計する。」

「防止対策」(許可申請書類添付書類 1 0 3 . 1 6 . 1 1 0 - 3 - 6 3 の変更)

「ナトリウム・水反応による顕著な圧力上昇を生ずるような伝熱管破損に際しては、蒸発器に設けたカバーガス圧力計により、水漏えいを検出する。この水漏えい信号に基づく一連のプラント自動停止操作により、伝熱管の高温ラブチャ型破損の発生を防止するとともに、損耗作用による破損伝播を抑制できる設計とする。」

八 設置変更許可によって高温ラブチャが基本設計に関わる安全審査事項であることが明確となった

高温ラブチャが発生すれば、設計基準事故のシナリオを遙かに上回る伝熱管の破裂がもたらされ、その場合には、中間熱交換機の二次側の健全性が確保できない。中間熱交換機の二次側が破られれば、一次系の放射能閉じ込めの機能が失われるだけでなく、水ナトリウム反応によって発生した水素が、炉心に流入し、気泡通過事故による原子炉暴走の危険性があることを指摘してきた。

このような事態は、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の定める、事故の際の安全性の判断基準である「炉心が大きな損傷に至ること」がないこと、「十分な炉心の冷却が可能であること」に違反し、ひいては、原子炉格納容器からの放射能漏れや公衆の被曝にもつながりかねない事態である。

この保安院の指導と訴外動燃の変更許可申請が本件訴訟に関して有する重要な意義は、次の通りである。

訴外動燃が行ってきた解析に、不十分な点があり、従来の伝熱管水漏えい対策の基本とされてきた圧力開放板の開放検出信号によるプラント自動停止操作では高温ラブチャは防止できないことが明らかとなった。つまり現状のもんじゅに高温ラブチャの発生の危険性があることが明らかになったのである。

高温ラブチャの発生を未然に防止するためにはカバーガス圧力計によって圧力開放板よりも早く、確実に水漏えい信号を検出してプラントの自動停止操作をする必要がある。

これまでの施設にもカバーガス圧力計は存在はしていたものの、このような重要な安全対策設備としての位置づけを与えられていなかった

た。

そこで、今回の変更申請では、カバーガス圧力計の停止動作の作動設定値を0.15 MPaと明確化し、一系統あたり二台から三台に増設し、内二台の異常値で自動停止操作が開始されるように多重性を確保するよう変更し、その信頼性を強めた。

そして、カバーガス圧力計が「二次主冷却系の過圧抑制機能」のための「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統および機器」として、位置づけられた。

そもそも、伝熱管の破損時の停止動作はきわめて短時間の内に正確な順序で行わなければならない。まず、ブローが先行し、その後に隔離の操作が実施されることが必要である。もし、この停止動作が数秒間遅れたり、その順序が入れ替わり、隔離が先行した後にブローが行われた場合には、伝熱管破損伝播は拡大せざるを得ない。よって、カバーガス圧力計が「二次主冷却系の過圧抑制機能」のための「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統および機器」として、位置づけられたのである。

このようにして、高温ラブチャについて、もんじゅにおいて発生の可能性の考えられる事態として位置づけ、その防止のための確実な安全設備が必要であるとの立場に立って、基本設計の安全性に関わる事項として審査機関が安全審査を行う姿勢を明らかに示したといえる。

このことは、とりもなおさず、高温ラブチャについて全く安全審査をしないでなされたもんじゅ設置許可処分には重大で決定的な安全審査の欠落があるということを示しているのである。

九 変更許可申請は設置許可の看過し難い過誤欠落を示している。

以上の通り、今回の変更申請では、カバーガス圧力計の停止動作の作動設定値を0.15 MPaと明確化し、一系統あたり二台から三台に増設し、内二台の異常値で自動停止操作が開始されるように多重性を確保するよう変更し、その信頼性を強めた。そして、カバーガス圧力計が「二次主冷却系の過圧抑制機能」のための「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統および機器」として、位置づけられ、これを「多

重化」することが求められたのである。

このような設計変更は水漏えいを確実に検出して、カバーガス圧力計の一台が故障しても急速ブローの作動を確保するためである。「急速ブローにかかわる設備は、原子炉停止、炉心冷却、放射性物質の閉じこめの基本的機能に直接関わる設備ではないから単一故障を仮定することを要しない。」とか、「カバーガス圧力計を何台設置するかは詳細設計にかかわる事項であり、本件安全審査の対象ではない。」という国の主張とは正反対の前提に立ってこの補正指示と変更許可の補正は行われているのである。

裁判所は、被控訴人国の主張と、実際の変更許可申請の指示・変更許可申請のための文書の間にある矛盾と乖離を突き詰めて、国の訟務担当者による、事実と証拠に基づかないご都合主義の主張を退けなければならぬ。

換言すれば、変更前の設計では、カバーガス圧力計の系統は一系統しかなく、多重性が確保されていないので信頼性が低く、この信号に基づく急速ブローに失敗することを想定せざるを得ないこと、その時には解析条件になお数々の問題点がある訴外動燃自らの解析によっても、高温ラプチャの発生は避けられないことを示しているのである。

よって、司法統制における違法判断の枠組である「調査、審議、判断の過程における看過し難い過誤欠落」の要件についても、その該当性が肯定されるべきことは確定したといえる。

一〇 原子炉等規制法の規制目的と違法の本質

原子炉等規制法は、他の科学技術や産業に比類のない原子炉施設の高度の潜在的危険性を踏まえて、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止し、...公共の安全を図るために、原子炉の設置及び運転等に関する必要な規制等を行う」ことを目的として制定された（同法1条）特別に厳格な規制法規であり、しかも、原子炉設置許可に関する同法24条1項所定の要件のうち、同項3号（技術的能力に限る）、及び4号は、原子炉施設の従業員や周辺住民の生命、健康、重要な財産の保護を目的とする、同法の上記規制目的を達成するための中核的

要件を定めた重要な法条である。

とりわけ、本件「もんじゅ」は、未だ研究開発段階にある原子炉である高速増殖炉であり、...炉心の燃料としてはウランとプルトニウムの混合酸化物が用いられ、炉心内において毒性の強いプルトニウムの増殖が行われているのであって(最高裁もんじゅ判決判示)、そのことは、建設、運転実績の多い商業用原子炉に比べて、周辺住民にとって大きな脅威となる蓋然性がそれだけ高いことを意味する。

したがって、本件「もんじゅ」にかかる本件原子炉設置許可申請が、炉規制法24条1項3号(技術的能力に限る)、又は4号の要件に適合しない場合は、そのこと自体に重大な違法があるものと評価されるべきであり、そこに本事案における違法論の本質があるものというべきである。

―― 違法を巡る控訴人と訴外動燃の帰責事由

加えて、本件安全審査の調査審議過程で訴外動燃による故意の情報秘匿があったにせよ、結果として処分庁である国は安全審査上不可欠な知見について過誤欠落を犯した。処分の名宛人である訴外動燃は基本設計の策定と安全評価において誤りを犯した。とりわけ訴外動燃には自ら実施した実験結果を安全審査機関に対して秘匿するという、積極的に安全審査内容を曲げさせる故意的で、重大な帰責事由がある。

他方、周辺住民である控訴人らは、上記重大違法について何の落度も責任もないにもかかわらず、否応なしに上記違法による危険を日々甘受しなければならない立場に置かれている。

そのうえ、本件安全審査における上記誤りは、控訴人らにとっては、本件訴訟の審理過程、とりわけ控訴人側証人である小林圭二の調査活動によってPFR事故の存在とその原因、訴外動燃の秘匿していたSWAT-3RUN16の存在とその内容をはじめて知ることができたのであり、原子力設置許可の段階でかかる事実を認識することがおよそ不可能であったことは客観的に明らかである。

少なくとも、本件訴訟の経過に照らして、もんじゅの安全設計にとって高温ラプチャ問題が重要であることを控訴人らが認識することがで

きたのは、小林証人が原審第30回の口頭弁論（1993年（平成五年）12月10日）において、PFR事故に関する報告書（甲イ184号証 翻訳小林圭二）を提出し、この事故の原因が高温ラプチャであることを明らかにし、さらには、事故が過熱器ではなく蒸発器で発生していれば中間熱交換器の設計圧力を超えた可能性を指摘した時点であったといえる。

よって、上記の重大な違法事由が、控訴人らの前に控訴人自らの努力によって明らかにすることができた時点で、控訴人らには、改めて本件原子炉設置許可処分の効力を争う機会を認めるのが道理であり、その途を閉ざすことは社会正義に著しく反し、およそ許されないといふべきである。

とりわけ、本件控訴人らは、新たな上記違法事由が明らかになった時点では、すでに本件原子炉設置許可処分が違法であることを理由として抗告訴訟の一種である本件無効確認訴訟を提起していたのであるから、少なくとも、上記違法事由との関係においては、本件控訴人らには、実質上、提訴手続の不遵守はなかったものと解すべきである。

しかも、基本設計の安全性が確認されない原子炉施設が設置運転された場合の危険性と、かかる原子炉施設の運転はおよそ許されないとする原子炉等規制法24条1項4号の趣旨に照らせば、控訴人ら周辺住民に対し、当該違法事由の主張を認めることは、むしろ公益にもかなうものといふべきである。

そして、以上の事実は、「いまだ技術的に未確立であり、事故が発生すれば、その被害は甚大なものとなる高速増殖炉（原発）の安全性が無効確認訴訟で争われている本件において」、「出訴期間の制約を外して効力を否定しなければならないほどの重大な違法性（重大な事故発生の恐れ）」（首藤重幸『もんじゅ』行政訴訟差戻一審判決、ジュリスト 1202 = 平成12年度重要判例解説・2001.6.10, 41・42頁）があることを示している。

よって、処分庁である国並びに原子力安全委員会による「もんじゅ」の本件安全審査には、「蒸気発生器伝熱管破損事故対策」の基本設計が、

「安全評価の考え方」の要求する安全設計上の条件を充たすとした調査審議判断の過程に看過し難い過誤欠落あることが明らかであるから、これに依拠した国の判断に不合理な点があり、本件原子炉設置許可処分には重大な違法があり無効というべきである。

一二 結論

本件安全審査で妥当と判断された「もんじゅ」の蒸気発生器に関する「設計基準事象」では、「伝熱管損傷事故」を選定し、伝熱管1本が瞬時に破断し、その影響を受けた破損の伝播作用によって、さらに3本が破断するという万一の事態の発生を想定する。そして、それでも、1次冷却系から2次冷却系への熱のやりとりを行う重要な設備である「中間熱交換器」の健全性は、合計4本の配管破断に伴う圧力上昇にも耐えて維持され、炉心の冷却能力も低下することなく、原子炉から放射能が外部に漏えいしたり、さらには炉心の溶融、暴走と崩壊という重大事態も回避可能であるという結論であった。

しかし、安全審査で妥当と判断された事故経過の解析では、配管破損の伝播は、「ウェステージ（損耗）作用」によって進行すると想定されている。「ウェステージ作用」とは、伝熱管破断時に高温のナトリウム中に高圧力で噴出する高温の水とナトリウムとの間で生じた化合物によって伝熱管が腐食・損耗を受ける作用のことである。

ところが、この想定された破損伝播のメカニズムが誤っている可能性は、訴外動燃が実施し、結果を隠蔽し続けていた1981年の実験SWAT-3RUN16で判明していた。その実験では、伝熱管の破断に伴うナトリウムと噴出水との化学反応の際に高温が発生し、その高温による伝熱管の破損（「高温ラブチャー（破裂）」）が、「ウェステージ作用」の場合より急速に伝播し、予想を超えた多数の伝熱管が破損した。

そして、イギリスの高速増殖原型炉原発（PFR）で、1987年に発生した伝熱管破断事故の際に、合計40本に及ぶ伝熱管の破損伝播が確認された。この事故の原因を究明する過程で「高温ラブチャー」現象が世界中の注目を受けるに至った。

にもかかわらず訴外動燃は、SWAT - 3RUN19(1985)のわずか1回の実験結果と解析による計算だけに依拠して、「もんじゅ」では、「高温ラプチャー」は起こり得ないとして、安全審査で妥当と判断されていた「設計基準事象」解析条件の内容を変更しなかった。

監督官庁は、このような事実をずっと知らされていなかったが、1994年にはじめて訴外動燃からの報告でこれを知った。しかし、その後も、この問題の調査と検討を行わなかった。

しかし、すでに述べてきたように、原審以来の控訴人らの厳しい追及に触発された経済産業省の原子力安全保安院は、訴外動燃の安全解析データを再吟味した結果、訴外動燃の解析条件に伝熱管の厚みのバラツキと膜沸騰の無視という重大な誤りを2点にわたって指摘し、安全解析の際に「高温ラプチャー」を考慮しないためには、当該設計基準事象に関わるカバーガス圧力計の多重化などを内容とする事故防止対策を実施する基本設計の変更が不可欠であることを訴外動燃に指示するに至った。そして、訴外動燃もその指示を受け入れ、蒸気発生器伝熱管破損事故に備えた基本設計の変更を内容とする「もんじゅ設置変更申請」を提出した。

言うまでもなく、訴外動燃が提出した設置変更申請が原子力安全委員会で妥当と判断され、設置変更が許可されない限り、「もんじゅ」の運転はもとより、基本設計変更に伴う事故対策設備の設計・施工も実施できないのであり、原処分における本件安全審査の重大な過誤、欠落は一点の疑いもなく確認されるに至った。

したがって、本件許可処分が違法であり、かつ無効であることは当然である。

第3 耐震設計における審査基準の不合理性，耐震設計に対する審査の過誤，欠落
一 はじめに

1 現在，地震によって生じる地盤の揺れの予測（強震動予測）は，その様相を一新してしまっている。従来，日本で行なわれてきた，松田式，金井式を含む大崎の方法により，ある断層が活動したときの生じる地震のマグニチュードを推定した後，当該地点での最大速度振幅，周波数特性，継続時間及び振幅包絡線の継時的変化を導き，その上で基準地震動を策定するという方法は，すでに完全に過去の方法である。

審査の基準となっている指針を見ると，耐震設計審査指針は，特に重要な施設について，動的な解析を行なうように求め，その動的解析の前提として，最大速度振幅，周波数特性，継続時間及び振幅包絡線の継時的変化を導いた上での基準地震動策定を求めている。これはまさしく旧来の方法を取るよう求めるものにほかならない。

これに対して現在の強震動予測は，震源断層面とそこでのアスペリティを想定した上で，その断層面上の破壊ごとに発生した震動が，それぞれの破壊の発生地点から当該立地点まで，どう減衰するかを，その場所ごとの特性に応じてコンピューターにより計算する。これにより，当該立地点での地震動の波形までが，実に具体的詳細に予測されてしまうのであり，指針の採用している振幅包絡線等や，基準地震動の策定という大雑把な推定にとどまらない結果を導いている。

また，旧来の方法が，採用せざるを得なかった断層の長さから地震のマグニチュードを推定する松田式は，もともと経験式としても合理性を欠いた式であったが，現在の地震現象についての知見からして，もはや到底採用の限りではないことも，確実に明らかとなっている。これはその後修正された松田式においても同様である。また，旧来の方法の採用していた地震のマグニチュードから当該立地点での震動の大きさを推定する経験式である金井式が，震源断層面の存在が分からない時代のものであり，しかもその適用にあたっては，地震動の減衰をその活断層の中心からの距離によって算定するという大雑把で不正確な方法によるものとなっているのであって，さらには地域特性も考

慮していない，採用の限りではないものであることも，また同様に確実に明らかとなっている。

すなわち，耐震設計審査指針の定める地震動の予測方法が，現在の知見に照らして，すでに全く合理性を欠いたものとなっていることは，どうにも否定のしようがないこととなっているのである。

その結果，本件許可処分が依拠したと認められる原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程において用いられた具体的審査基準には，不合理な点があることとなる。

- 2 現在の知見によれば，地震現象の本体は，震源断層面のズレ破壊であり，地表地震断層は，震源断層面の最上部が地表に達して出現したものでしかない。活断層は，その地表地震断層の痕跡であり，地震現象の本体は，あくまでも震源断層面にあつて活断層にあるわけではないのである。また，現在の知見では，型の異なる複数の断層も，同時に活動しうるとされている。

そこで，活断層があれば，その前後の地下深くにまでわたる巨大な震源断層面を想定しなければならないことになる。また複数の断層が近傍にあれば，その地下には，複数の断層をまたぐさらに巨大な震源断層面を想定しなければならない。ところが，本件許可処分が依拠したと認められる原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程においては，こうした震源断層面を全く想定していない。

その結果，本件許可処分には，もんじゅの敷地北方の海底に存在する活断層から推測すべき，その前後の延長線上の敷地直下を走ると思われる巨大な震源断層面を想定していない点，甲楽城断層，S 1 - 甲楽城断層 - 山中断層 - 柳ヶ瀬断層系，S 21 ~ S 27 断層 - 野坂断層系のいずれにおいても，同様のあるいは更に巨大な震源断層面を想定すべきであるのに，想定していない点において，審査の欠落がある。これらの過誤欠落は，いずれもおよそ看過し難いものであり，極めて重大，かつ現在の知見では異論の余地のありようのないすこぶる明白なものである。

- 3 そこで，まず，この現在行なわれている強震動予測の前提となる地

震現象に対する現在の一般化した理解を見た上で、強震動予測の具体的適用事例を見て、本件審査のなされた審査基準が、現在の知見に照らして、現時点ではどれほど採用しがたい不合理なものであるかを示し、さらにその上で、本件敷地付近で、どのような地震の想定がなされなければならないかを見ることとする。

二 地震とは

- 1 地震とは、地下の岩盤が面状にずれて破壊されて地震波を放出する現象であり、地震の本体は、地下のズレ破壊の面である震源断層面である。この地震波が地上に達して大地を揺らすこととなるが、その揺れを地震動と言う。
- 2 震源断層面の長さ、幅及びズレ破壊の量は、震源断層面が大きくなるごとに大きくなる。マグニチュード6（M6）級の地震を起こす震源断層面は、概ね、長さ約15km、幅約5km、ズレの量約0.5mで、M7級では、それぞれ30～50km、15～20km、約2m、M8級では、100～200km、約50km、約5mとなり、マグニチュードが1上がるごとに、それぞれ約3倍の値となる。
- 3 震源断層面での破壊は、震源断層面のある一点（震源）から始まり、震源断層面の一面に破壊が伝播し広がっていく。破壊は、震源断層面を移動しながら進んで行くのであり、地震波もその発生源自体が移動しながら発生していく。このため破壊の移動方向には、地震波が次々重なって増幅され、強い地震波が襲う。地震波の強さが、移動する破壊の進行方向に強くなることをディレクティビティという。
- 4 震源断層面には、強く固着している領域があり、その部分での破壊は、特に強い地震波を発生させる。この固着している部分をアスペリティと呼ぶ。アスペリティでは、破壊が生じたときのズレの量も大きい。
- 5 地震の発生する根本原因は、地球表層の何枚かのプレートに分かれている岩石圏の水平運動にある。日本の付近では、太平洋プレートとフィリピン海プレートの海洋プレートが陸側のプレートの下に沈みこんでいる。陸側のプレート内部には、多数の弱い面があり、これがズ

レ破壊を起こすと陸のプレート内地震となる。陸のプレート内地震は、地表に達しない弱面が破壊されて発生することもある。また短い弱面であっても、それが、いくつも同時に破壊されるなら、大きな地震となる。

三 活断層とは

- 1 活断層は、地表の空中写真判読や地形地質調査の結果によって、活断層として認定され、記載されている。この実際の活断層の調査、認定、記載の方法からすれば、活断層とは、次の定義によって記述される。

「地形学、地質学、地球物理学的観察によって地表付近の形態が確認される断層で、最近の地質時代に繰り返しずれ動いていて、将来もずれ動くことが推定されるもの」

- 2 活断層は、地震の本体である震源断層面が活動したときに、地表にまで及んで地表地震断層として現れたものが、累積して認識される。しかし、1回ごとの大地震で地表地震断層が現れない場合や、一旦現れても、次の大地震までに現れた地表地震断層が浸食によって消滅する場合には、活断層として認識されない。

そこで、活断層として認識される断層がなくとも、浅い大地震は生じうるということになる。

M7.3の2000年鳥取県西部地震では、震源断層面でのすべり量分布を見ても、地表には地震断層が現れなかったことが認められる。M7.3までの地震では、地表に地震断層が現れないことがあることが、この地震の分析からも認められるのである。

- 3 活断層は、あくまでも震源断層面の活動が地表に現れたものの痕跡でしかない。活断層として認識される地表近くの極く表層でのみ震源断層面の活動があるわけではなく、活断層として認識されるところの前後の地下深くにまでわたる巨大な震源断層面が広がっているのである。地震活動の原因が、岩石圏の水平運動によるストレスとその開放にある以上、地表面近くの表層のみにストレスが蓄積されるなどということはありえないから、地表面近くのみの断層面が動いて地震とな

るということもありえない。実際発生した地震活動を見ても、どれも、地表面の地表地震断層近辺の限局した現象にはとどまっていない。

すなわち、活断層を見るとき、その近傍だけでの活動だけを考えれば足りるわけではないのであり、その前後、地下深くまでにわたる巨大な震源断層面を想定して、これが動いて地震が発生すると考えなければならない。地震現象の本体は、震源断層面のズレ破壊であり、地表地震断層は、震源断層面の最上部が地表に達して出現したものでしかない。活断層は、その地表地震断層の痕跡であり、地震現象の本体は、あくまでも震源断層面にあって活断層にあるわけではない。地震は、活断層が活動することによって発生するわけではなく、震源断層面がズレ破壊を生じさせることによって発生する。

地表地震断層は、震源断層面の最上部の極く一部が地表に達したものでしかない。その地表地震断層の痕跡である活断層は、震源断層面の言わば「氷山の一角」であり、それのみを見ることによって本体の震源断層面が、どれほどの大きさかを推測することには、本質的な無理がある。

- 4 従って、活断層の長さが短くても、その活断層を生じさせた地震が小さな地震であったというわけではなく、地表地震断層まで生じさせる地震であれば、ある程度の大きな地震であったと認められる。地表地震断層が現れなくても、M7.3程度の地震は起こりうるが、地表地震断層が現れているなら、その断層を生じさせた地震がM7.3程度以上の地震であった可能性は、なお一層否定することができない。

四 強震動予測

- 1 現在、地震動の予測は、震源断層面とその上のアスペリティの想定に基づく、強震動予測としてなされている。まず出発点として、震源断層面とその上のアスペリティを想定する。国のプロジェクトとして地震調査研究推進本部が行なっている強震動予測では、たとえば糸魚川 - 静岡線においては、複数の異なる型の断層が同時に活動するとして、地震動の予測がされている。型が違っていても、すなわち連続性がなくても、同時に活動することがありうることを、国の機関自身が前

提として、強震動予測を行なっているのである。

この複数の断層が同時に動くかどうかの判断は、まずいくつかの断層を断層群として見た上で、それらが実際に同時に活動するものかどうかを、活断層を調査することによってなされる。したがって、そのような断層の調査がなされないうちは、これら断層が同時に活動する可能性は否定されない。たとえば、甲楽城断層 山中断層 柳ヶ瀬断層の断層系も、地震調査研究推進本部において、「柳ヶ瀬断層帯」として、同時に活動しうる断層系ととらえられている。これら断層の活動歴を、断層を掘り起こして行なうトレンチ調査や文献調査などによって確認することにより、実際に同時に活動するかどうかを検討するのであるが、それら調査の行なわれていない間は、これら断層系は同時に活動しうるものとして、とらえるべきこととなる。

なお、被控訴人は、活断層の調査が強震動予測の方法でも必要であることを挙げて、強震動予測の方法も、活断層から離れてはありえないと主張するが、震源断層面の想定には、一部が地表に現れた活断層を調査してそれがどれだけの傾きの断層であるかなどの情報を入手することが有用であるから、強震動予測の方法も、活断層の調査を前提とするのは当然である。上に述べた複数断層の同時活動性の確認作業のための活動歴調査も、やはり活断層を調査して行なわれる。したがって、震源断層面の想定は、活断層調査の結果を踏まえてなされるのではあるが、だからと言って、そのことが、活断層の長さから地震のマグニチュードを推定する方法の正しいことを裏付けるものではないのは、言うまでもない。

- 2 こうして想定された震源断層面を前提に、震源断層面上の破壊ごとに発生した震動が、それぞれの破壊の発生地点から当該立地点まで、どう減衰するかを、その場所ごとの特性に応じて算出する。これにより、当該立地点での地震動の波形までが、実に具体的詳細に予測されてしまうのであり、指針の採用している振幅包絡線等や、基準地震動の策定という地域特性を省みない大雑把な推定にとどまらない結果を導いている。

また、この強震動予測の方法での結果が、本件許可処分を採用している松田式、金井式、大崎スペクトルなどのいわゆる「大崎の方法」で得られる結論を大きく上回りうることも、糸魚川 - 静岡線についての前記地震調査研究本部の予測結果から明らかである。

耐震設計審査指針は、特に重要な施設について、動的な解析（ただし水平方向のみ）を行なうように求め、その動的解析の前提として、最大速度振幅、周波数特性、継続時間及び振幅包絡線の継時的変化を導いた上での基準地震動策定を求めているが、これが上記の「松田式、金井式を含む大崎の方法」（もしくはこれに類似する方法）によることを求めていることは明らかである。しかし、この最大速度振幅、周波数特性、継続時間及び振幅包絡線の継時的変化を導いた上での基準地震動策定という方法は、直接、想定される地震動の波の形までを推定する現在の強震動予測の方法からすれば、全く迂遠で不十分なものであることは、明らかである。

3 ただし、強震動予測の方法を用いて地震調査研究推進本部の行なおうとしているのは、もっとも確からしい地震動の様相、つまりは地震動の平均像を求めようとするものである。現実にどの範囲の震源断層面が活動し、そのどこにアスペリティーがあるかは、実際に地震が起こってみなければ分からない。どこにアスペリティーがありそうか、どの範囲に震源断層面があるかは、あくまでも想定の対象なのである。このうち、どれが確からしい想定であるかを、地震研究調査推進本部は、検討しようとしているのである。

したがって、ここには、旧来の松田式、金井式において問題となったような実際に起こる地震が、平均的な様相のものからどれだけはみ出して起こりうるかの問題が、やはりあることを忘れてはならない。すなわち、耐震設計にあたっては、最大どれだけの大きさの震源断層面が考えられ、もっとも立地点に大きな影響をもたらさうアスペリティーの想定はどれかを考えることとなる。具体的には、いくつかの想定を設定して、それらについて、それぞれ地震動の計算をし、その中でもっとも施設に影響を及ぼすものはどれかを考えることとなる。

したがって、原発の耐震設計で行なうべきことは、現在、地震調査研究推進本部の行なおうとしているものとは、異なるものである。

被控訴人は、強震動予測の方法が、いまだ確立された方法ではないと言う。しかし、その意味するところは、震源断層面の想定やアスペリティーの想定等が、正しいかどうかははっきりしないということに帰着する。ところが、耐震設計では、もともと平均的な地震動の値を求めれば良いわけではなく、施設に襲いうる最大の地震動を想定すべきものであるから、アスペリティーがどこにあるか等々の断層の特性がはっきりしないなら、はっきりしないことを前提に、最大の考えうる地震動はどれだけのものかを追求すれば良いだけのことである。考えうる多数の想定のうちで、どれがもっとも確からしいかを考えるのには、別の困難さが伴いうるであろう。しかし、とりわけ原子力発電所の耐震設計上、重要なのは、確からしい地震動の大きさより考えうる最大の地震動なのであり、地震研究調査推進本部の目的とは異なるのであるから、これらの困難さを考える必要はないこととなる。

五 松田式、金井式、大崎の方法の不合理性

- 1 前述のとおり、本件審査の審査基準である耐震設計審査指針は、松田式により、ある断層が活動したときの生じる地震のマグニチュードを推定することから耐震設計を行なうよう求めている。しかし、地震現象が地表に及んで現れた地震地表断層のその痕跡にしか過ぎない活断層の長さから、地下に存在する震源断層面の規模を推定することなど不可能であり、この地表の活断層から、そこで起こりうる地震のマグニチュードを推定するという方法論自体が、現在の知見に照らせば誤りである。

この松田式のもととなったデータには、松田自身が「地震断層が地表に現れなかった地震でも他の方法で断層の長さが推定されている場合には参考のためその値もプロットされている」と記載しているように、地震学者が地震波等によって推定した震源断層面の長さをプロットしたものが含まれている。すなわち、地下の震源断層面の長さを地表の活断層の長さと同等に扱っているために、松田式は、もともと何

を導く式なのかが分からないものとなっている。そこで、純粹に活断層の長さからマグニチュードの関係を示すものとして見るために、基礎となったデータから震源断層面の長さを活断層の長さとしたものを除いてみると、マグニチュード7.3以下では、ほとんど活断層の長さからマグニチュードの大きさを導くことができないことが分かる。実際、後述のとおり、2000年鳥取県西部地震のように、マグニチュード7.3程度までの地震では、地震断層が地表面に現れない場合があるのであるが、そのことが松田式の基礎となったデータからも見てとれるのである。要するに、少なくともマグニチュード7.3程度までは、活断層の長さから地震のマグニチュードを推定することはおよそ不可能なのであり、その範囲では松田式は、全く誤っていて使いようのない式なのである。なお、マグニチュード7.3以上であっても、前記のとおり、地表の活断層の長さから地震のマグニチュードの大きさを推定するという方法論自体に無理があるから、そもそもそれらの間にさしたる相関関係があるとは考えられない。したがって、仮に被控訴人の主張するように、現在の強震動予測の方法が、いまだ完成されていて十分な予測値を与えないとしても、松田式を用いる旧来の方法に戻ることは不可能である。

耐震設計審査指針は、次に松田式によって推定したマグニチュードから、金井式によって当該立地点の地震動の最大速度振幅等を推定するよう求めている。この金井式は、地震の本質がまだよくわからない時代のものであったが、相応に利用されてはきた。しかしマグニチュードが大きくなるにつれて実際の震源断層面は広がるので近距離では現実に合致しないことが早くから指摘されており、また地域特性を考慮せず、日本全国一律に適用することの無理も指摘されていた。松代群発地震の結果に基づいて修正された後もこの点は変わらなかった。特に金井式の適用にあたって活断層の中心を震源とみなす方法が原子力施設の耐震設計でとられて、同心円的に距離減衰するとの考え方に立っていたが、この考え方が合理性を失っていることは、現在の知見

に照らして明らかである。こうして、金井式による地震動の推定は、現在の知見に照らせば、それが全く不十分な推定方法であることは、明らかである。

更に耐震設計審査指針が次に適用を求めている大崎スペクトルや地震動の経時的な変化の包絡線を求める方法についても、同様であり、現在の知見に照らせば、これも地震の実相に即していない大雑把な方法でしかない。こうして現在の知見に照らせば、これらの方法によることを求めた審査基準である耐震設計審査指針が不合理であることも明らかとなる。

したがって、このような方法論を採用する審査基準である耐震設計審査指針が、現在の知見からして不合理であることが明らかである。

- 2 現在の知見からすれば、耐震設計は、各断層の下に巨大な震源断層面を想定し、これに現在の強震動予測の方法を適用して、当該立地点における具体的な震動波形を算出推定して行なわなければならない。ところが、耐震設計審査指針では、そのようなことを全く想定していない。その結果として、審査の対象とすべき巨大な震源断層面やそれが活動したときの立地点での具体的な震動波形について、全く審査をしておらず、地表の活断層、松田式、金井式、大崎の方法を適用して策定した基準地震動と、これから導く応答スペクトルだけを審査の対象としている。地下の巨大な震源断層面や施設を襲う地震動の具体的な震動波形を審査の対象としていない点は、審査の欠落としてとらえることができる。

六 直下地震についての審査基準の不合理性、審査の過誤欠落

- 1 耐震設計審査指針は、「基準地震動 S 2 として考慮する近距離地震には M = 6 . 5 の直下地震を想定するものとする」と規定する。これについて、原判決は、「原子炉施設の設置場所について、十分な文献調査や現地調査をした上で、過去にマグニチュード 6 . 5 以上ないしこれに近い規模の直下型地震が発生した事実が認められず、また大規模な直下型地震が生じやすいと考えられる地形、地質等の指摘がされたという事実も認められない場合であっても、なお直下地震として想

定するとしたもの」「要するに十分な調査をして直下型地震の発生可能性が低いことを確認した上でなお要求される想定」だから良いと言う。

2 ところで、十分な調査をしてもなお、活断層が認められない場所でも、M7.3程度の直下地震が生じることは、すでに2000年鳥取県西部地震の例などで明らかである。文献調査なるものは、結局のところ、有史以来の文献の調査でしかないから、地震の再来期間からすれば、全く不十分であり、地表面でどれだけ調査しても、もともと地表地震断層は、M7.3程度の地震では現れないことがあり、また、仮に一旦出現したとしてもその後の侵食によって消滅してしまうことがあることから、それで直下地震の発生可能性が低いと判断することは不可能である。したがって、直下地震としては、少なくともM7.3程度のものを想定すべきであった。

3 しかも、耐震設計審査指針は、活断層の長さから地震のマグニチュードを推定する方法（すなわち松田式）を採用しているから、近傍に短い断層があっても、そこからは、極く小さな地震しか想定しなかった。しかし、現在の知見によれば、断層があれば、その断層がいかに短くとも、その地下に巨大な震源断層面を想定する必要があることとなる。それによって巨大な直下地震が発生することを想定しなければならぬのである。

4 したがって、耐震設計審査指針が、M = 6.5の直下地震しか想定しないで良しとしている点、短い断層は小さな地震しか発生させないとして軽視することを許している点は、いずれも審査基準自体としての不合理性を導く。

七 鉛直地震力

1 耐震設計審査指針は、「地震力の算定法」の項において、「なお、水平地震力は、基準地震動の最大加速度振幅の1/2の値を鉛直震度として、求めた鉛直地震力と同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。」と定めている。この規定が動的解析をするよう求めたもの（すなわち、地震動を波としてコンピューター解析により作用させて

みて、その揺れに施設が耐えられるように設計するもの)かどうかは、規定の文言では明確ではない。しかし、実際に行なっている設計では、鉛直地震力は、単に力として静的に作用させている(要するに押す)だけで波として動的に作用させて(要するに揺らす)設計しているわけではない。この指針を実際に適用している審査の場面で用いられている審査基準では、動的解析をするよう求めているわけではないのである。

- 2 この鉛直方向の地震力の水平方向の地震力に対する比は、現在の知見では、距離が非常に近くなると大きくなり、マグニチュード7では0.88に、マグニチュード8では1.02に近づくことが分かってきて、誤りであることが明らかになっている。ちなみに「原子力安全委員会平成7年兵庫県南部地震を踏まえた原子力施設耐震安全検討会」の報告書では、震源に近い場所でのデータを、それらの地点では地盤が軟らかいため水平加速度の増幅が抑えられていて正確ではないとして排除したもので、上下動を水平動の1/2として良いとする指針の妥当性について議論している。これに基づき、被控訴人は、控訴人の主張に対して反論しているのであるが、残ったほんのわずかの震源近くのデータと主として遠距離でのデータで、断層近傍での鉛直力がどれだけかを考えることができるはずはないから、この被控訴人の反論は相当ではない。

しかも、これだけの大きさの地震力が作用する以上、本来、動的な解析をしなければ安全性は確認され得ないことも明らかである。いかに施設、設備を押し力に対して安全だとしても、実際の揺れに安全かどうかは、揺れによる共振等によってどれだけの影響が施設に与えられるか分からないから、安全だとするわけには行かない。少なくとも、Asクラスの施設については、波として与えて、安全かどうかを見る必要がある。動的解析を水平方向の揺れについてのみするよう求め、鉛直方向の揺れには求めない審査基準自体が不合理であることは明らかである。

また、現在の強震動予測の方法では、鉛直方向の地震動についても、

具体的な大きさや波形の形状までが予測されてしまう。したがって、鉛直方向についても、具体的に予測される地震動によって動的な解析がなされなければならないのであるが、そのような解析がなされずに本件審査がなされている。よって、この予測すべき鉛直地震動の波形に基づく動的解析が行なわれていない点において、本件許可処分には、審査の欠落がある。

八 もんじゅ近傍で問題となる断層

1 敷地直下を走る震源断層面

まず、本件もんじゅの敷地近くでもっとも問題となる断層は、もんじゅ敷地の北方の海底にある S 15、S 16 及び S 17 の断層である。このうち、S 15、及び S 17 の断層は伏在とされる断層であるが、S 16 の断層は、伏在とはされていない。これらの断層は、過去にこの部分に地表地震断層が発生するような地震が発生したことを示すものであり、3 個の断層のうち、S 16 を出現させた地震が 3 個の断層の中ではもっとも新しい地震活動によって出現したものと見ることができる。しかし、いずれの断層も、同じ震源断層面の活動によって出現したと認めるのが相当であり、その同じ震源断層面の活動で、地表地震断層が、異なる部分に現れたのである。

地表地震断層が出現しない場合であっても、M 7.3 程度の地震が発生しうることからして、実際にこの地震断層が現れたときの地震の規模は、M 7.3 程度であった可能性がある。だから、この 3 個の断層から推認される震源断層面の活動による最大の地震のマグニチュードは、少なくとも 7.3 と見る必要があり、その断層面の長さは、35 ~ 40 キロメートル程度ということになる。したがって、この震源断層面は、もんじゅ敷地付近の直下、白木 - 丹生リニアメントの直下を通り、その前後に長く深く存在するものと考えられる。この震源断層面の活動による直下地震こそが、本件において想定されるべき直下地震なのである。ところが、本件処分で想定された直下地震は、わずかに M 6.5 のものでしかない。これは、耐震設計審査指針の策定された当時には、まだ地震という現象が現実にとどのようなものであるか

が分かっておらず，地表に現れている断層が，巨大な震源断層面の極く極く一部であるという事実が知られていなかったからで，前記の S 15，S 16 及び S 17 の断層は，小さな地震しか起こさない短い断層だとされていたためである。

こうして，現在の知見からすれば，直下地震として考慮すべきものは，S 15，S 16 及び S 17 の断層から認められる，もんじゅ敷地直下を走行する巨大な震源断層面が活動した時に発生する地震であり，少なくとも M 7.3 の地震がこの断層面の活動として発生することを想定しなければならない。

2 甲楽城断層

本件処分でもっとも大きな地震動を与える地震とされていたのが，甲楽城断層が活動したときの M 7.0 の地震である。しかし，甲楽城断層という明確な断層があるのであるから，この断層が現れたときの地震は，かなり大きかったものと推測される。地表地震断層が出現しない場合であっても，M 7.3 程度の地震が発生しうることからして，実際にこの位置に地表地震断層が現れたときの地震の規模は，少なくとも M 7.3 程度，あるいはそれ以上であった可能性が否定できない。したがって，この断層から推定すべき地震の規模は，少なくとも M 7.3 とすべきであり，M 7.0 という予測は，不十分である。

3 その他の断層

更に，甲楽城断層と S 1 断層，山中断層，柳ヶ瀬断層は，一つの断層系として見る必要がある，これらが活動したときには，更に大きな地震が発生するものと見なければならない。この S 1 - 甲楽城断層 - 山中断層 - 柳ヶ瀬断層は，乙八第 10 号証の 1 によれば（柳ヶ瀬断層は，その大部分とされている），全長 60 km とされている。前記のとおり，震源断層面の規模は，M 7 級で長さ 30 ~ 50 km，M 8 級で長さ 100 km ~ 200 km とされているから，断層の前後の地下深部に更に震源断層面は続いていることからすれば，この断層系が活動したときには，M 8 級もしくはそれに近い規模の地震が発生しうると想定すべきこととなる。同様に，S 21 ~ S 27 断層と野坂断層も一

つの断層系として見る必要があるから，ここでもまたM7.3にとどまらない巨大な地震が発生する可能性があるとする必要がある。

本件許可処分は，このような複数の断層が同時に活動することがないことを前提として，なされているが，すでに国の機関自身が，型も異なる（したがって当然に連続もしていない）複数の断層が同時に活動することを認めているのであり，すでに国自ら本件許可処分の前提を否定してしまっている。

4 強震動予測

これらの断層（系）について，いずれもその地下深部にわたる巨大な震源断層面を想定し，その上で現在の強震動予測の方法によって，本件もんじゅ立地点における震動波形を推定し，これにより耐震設計を行わなければならない。しかし，そのような強震動予測を，本件許可処分では行なっていないことは，すでに述べたとおりである。

したがって，これらの震源断層面を無視して良いとする現在の審査基準である耐震設計審査指針が不合理であることは明らかであることはすでに述べたとおりであるが，具体的な審査も，このような震源断層面やその活動による地震を全く無視してなされており，審査自体としても看過し難い過誤欠落があることが明らかである。

八の2 建築基準法上の規制

1 はじめに

本項では，一般の60mを超える超高層建築物（「もんじゅ」も高さは60mを超えている・申請書 8-2-17）について適用される建築基準法の規定及びその運用による耐震設計が，「もんじゅ」の耐震設計より厳しい条件でなされていることを指摘する。言うまでもなく，原子力施設の耐震設計は，一般の建物の耐震設計より厳しいものでなければならないのに，実は「もんじゅ」の耐震設計は，逆に一般の建物より緩やかな条件でなされている。したがって，「もんじゅ」の耐震設計が，想定しうる地震動に対して不十分なものであることは，この点のみからしても明らかである。なお，実際の適用では，鉄骨造では45mを超える建築物，鉄筋コンクリート造では31mを超える建

建築物については、単純な形のものではない限り、同様の厳しい運用がなされている。

これは「もんじゅ」の耐震設計が依拠している耐震設計審査指針自体が、不合理であることをも示す。

なお、「もんじゅ」内の諸設備は、建築確認の対象ではないが、建物について想定すべき地震動は、同様諸設備についても襲うのであるから、設備も建物同様に厳しい条件で耐震設計がなされなければならないのは言うまでもないことである。

2 高さ60mを超える建築物の構造計算についての建築基準法の規定

構造耐力について規定する建築基準法第20条を受けて、同法施行令第36条4項は「超高層建築物の構造方法は」（超高層建築物とは高さが60mを超える建築物をいう。（同条3項））（中略）「第81条の2の規定により建設大臣が定める基準に従った構造計算によって安全性が確かめられたものとして建設大臣の認定を受けたものとしなければならない。」と定めている。

さらに、同施行令（昭25年政令338号）第81条の2（超高層建築物の特例）は「超高層建築物の構造計算は、建築物の構造方法、振動の性状等に応じて、荷重および外力によって建築物の各部分に生ずる力および変形を連続的に把握することにより、建築物が構造耐力上安全であることを確かめることが出来るものとして建設大臣が定める基準に従った構造計算によらなければならない。」（昭和55年政令196号にて追加、平成12年政令211号にて一部改正）と定めている。

この規定は、高さ60mを超える建築物について、時刻歴応答解析つまり動的設計による構造計算を義務付けたものである。

3 建築基準法施行令の具体的適用方法

(1) この構造計算の基準として、「超高層建築物の構造耐力上の安全性を確かめるための構造計算の基準を定める件」（平成12年5月31日建設省告示第1461号、改正平成13年国土交通省告示第388号）（以下「告示1461号」という）が定められている。

この告示の第4号イは、建築物に水平方向に作用する地震動につ

いて、開放工学的基盤における加速度応答スペクトルを、建築物の周期に応じて、「稀に発生する地震動」（通称レベル1）および「極めて稀に発生する地震動」（通称レベル2）について数値で定めた。

- (2) 超高層建築物について、建築基準法施行令第36条4項の大臣の「認定」を受けるには、前もって指定された機関による性能評価を受けなければならないが、この評価機関としては「財団法人日本建築センター」（東京）、「財団法人日本建築総合試験所」（大阪）ほか1機関がある。

これらの機関は、その性能評価業務を行なうための基準として、それぞれ「時刻暦応答解析建築物性能評価業務方法書」（以下「業務方法書」という）を定め、国土交通大臣の認可を得ている。

- (3) いずれの評価機関も、その「業務方法書」において(1)告示1461号第4号イによる地震波（「告示波」という）について具体的に定め、それを3波以上用いることとする、(2)第4号イただし書の適用として、「建設地周辺における活断層分布、断層破壊モデル、過去の地震活動、地盤構造等に基づいて、建設地における模擬地震波（「サイト波」という）を適切に作成」した場合は、レベル2の地震動として用いることが出来る（告示波と合せ3波以上）とした上で、さらに(3)として、上記(1)及び(2)で作成された地震波が適切なものであることを確かめるため、さらに（中略）最大速度振幅をレベル1は25 cm/s（カイン）、レベル2は50 cm/s（カイン）とした地震波（3波以上）をその入力地震動として動的解析をすることを要求している。

「もんじゅ」で採用された地震波は、強いて言えば(2)のサイト波にあたるが、実際に使われた地震動は22.8カインの最大速度振幅のものでしかなく、上記の一般の建物につき定められた50カインより大幅に小さな値のものでしかない。しかも、また作成された地震波の個数も1波に過ぎない。（なお、この項の最後で「令第88号第1項に定められたZ」とあるのは、地震動を低減する地域係数のことで、福井県内全域が1.0とされ、要するに何ら低減はなされ

ていない)

(4) さらに「業務方法書」は、「上下方向の地震動の影響を水平方向地震動との同時性の関係を考慮して、また建築物の規模および形態を考慮して適切に評価していること。」と定めている。実態として、梁が長いとか、ドームが大きいとかなどの建築物の規模、形態に応じて、指定評価機関の安全審査委員会（学識経験者で構成）は、上下方向の動的設計を組み合わせることなどを要求する。この点においても、一般の超高層建物の耐震設計は、「もんじゅ」の耐震設計よりも厳しい条件で行なわれている。

(5) また「業務方法書」は、評価判定の基準として、レベル 1 の「損傷限界」として、「許容応力度以内であるか、または地震後有害なひび割れまたはひずみが残留しないことなどを定めている。（原子力施設の S 1 と同じ）

レベル 2 の「倒壊、崩壊限界」としては、各階の応答層間変形角が 100 分の 1 を超えないこと（例えば、階の高さが 5 メートルならば、その階の傾きが 5cm を超えないこと）、応答塑性率が一定以下であること（例えば、階ごとの変形が、弾性限界時変形の 2 倍以内であることなど）などを定めている。

この規定は、許容される変形の限界値を規定するものであるが、「もんじゅ」ではそのような明確な数値による規定は存在しない。

4 建築基準法から見た「もんじゅ」の耐震設計の不十分さ

(1) 一般の超高層建築物に比べ、「もんじゅ」の耐震設計は、以下の各点において不十分なものとなっている。

入力する地震動の大きさが、一般の超高層建築物の場合 50 カインであるのに、「もんじゅ」では 22.8 カインでしかない。

上下動についても、一般の超高層建築物では（建物の規模や形態にもよるが）上下方向への動的解析を組み合わせることとされているのに、「もんじゅ」では、そのような動的解析がなされていない。

許容される変形の程度についても、一般の超高層建築物では規

定がなされているのに「もんじゅ」では規定がない。

- (2) 当然ながら，一般の建築物より，「もんじゅ」の耐震設計は，より厳しい条件を満たすものでなければならない。ところが，「もんじゅ」の耐震設計は，一般の建築物より緩やかな条件でなされており，一般の超高層建築物の2分の1にも満たない最大速度振幅の地震波を入力して，しかもそのような小さな速度振幅の地震波を前提にしても，すでに弾性限界を超えた変形まで許すこととされてしまっている。

少なくとも，一般の建築物で想定する大きさの地震動にまで耐えられるようにしなければ，その耐震設計は不十分であることが明らかである，上下動をも含めた動的解析を求めている点を含めて，そのような耐震設計を許容する「耐震設計審査指針」が不合理なものであることもまた明らかである。

八の3 建築基準法上の規制についての被控訴人の主張に対する反論

- 1 被控訴人は，「立地選定において，敷地及びその周辺について詳細な調査を実施し，重要な建物・構築物は，必ず岩盤に直接設置されている。また，原子炉施設は，地震動などによる外力を受けて場合に，変形を起こしにくい鉄筋コンクリート耐震壁で囲まれた剛構造である。」と主張し，あいかわらず，剛構造だから壊れないと言う。

しかし，甲八第 92 号証の [9] において指摘されているように，「もんじゅ」を含む原発の構造物としての宿命は，固い岩盤の上に剛性の高い構造物が載っているために，つまり地盤の固有振動周期と建屋の固有振動周期が近いため，非常に増幅された大きな応答加速度を受けるという点にある。(添付資料 22 床応答スペクトル図「設計及び工事の方法についての認可申請」による) その床応答スペクトル図に見られるように G の数倍 (G は重力加速度) ところによっては十数倍にも及ぶ加速度が作用する。)(9 ページ) と指摘され，また甲八第 94 号証では，その添付資料⁴太田外気晴論文中のグラフをあげつつ，応答加速度が大きくなることが示されている。この論文の「図 2 (上段のグラフ)は，建築基準法施行令第 88 条及びそれに基づく昭和 55 年 11 月 27 日建設省告示第 1793 号 (改正昭 62) の規定をグラフ化したものであるが，一目して，固い地盤の上に立つ，固有周期の短い建築物には，大きな応

答加速度が作用することを示すものとなっている。このグラフによると、加速度応答スペクトルの入力最大加速度に対する倍率は、「もんじゅ」の1次固有振動周期0.18秒のあたりで最大のピーク(約2.8倍)となっている。」から、「堅固な岩盤」「剛構造」だからといって決して安全ではないのである。

- 2 被控訴人は、控訴人の建築基準法上では、超高層建築物は、「レベル2は50 cm/s (カイン)」の地震動に耐えられることが求められているとの主張に、「一般に、超高層ビル等は、沖積平野において広く分布する、岩盤上に厚く堆積した地盤に建設される場合が圧倒的に多いとした上で、「超高層ビル等の耐震設計において策定される設計用入力地震動は、その地質構造に応じて大きく増幅された地震波が建築物に入力される場合があることを前提としている。」として、岩盤に設置された原子炉施設の構造計算に適用するのは当を得ないと主張する。

しかし、第一に、建築基準法上の規制は、その対象を沖積平野に建築する超高層ビルに限っていない。たとえ岩盤に直接建てる場合であっても、同じように規制を受けることとなる。その点で、被控訴人の主張は失当である。

しかも、現実の地震波(原子力発電施設にあってはS₁、建築基準法では「稀に発生する地震動」に当たる)は、1995年兵庫県南部地震の記録に見られるように、解放工学的基盤(この定義は、せん断波速度が約400 m毎秒以上の地盤 甲八第94号証の添付資料¹の告示参照)である神戸女子薬科大学の敷地(せん断波速度が約1000 m毎秒)で、57.4 cm毎秒(再現値)、ほぼ開放工学的基盤とみてよい神戸大学敷地内のトンネルにおける55.4 cm毎秒と、25 cm毎秒より遥かに大きく、「極めて稀に発生する地震動」50 cm毎秒よりも大きい。

(神戸大学敷地内のトンネルでの記録については、被控訴人側は増幅があったと主張してきたが、解放工学的基盤の定義が前記告示によって法的に明確化された今日、これに合致する岩盤の固さに達するのは、トンネルの支持面のわずか2.3 m下であり、このわずかな間で大きな増幅があったとは到底考えられない。逆に減衰の可能性もあることは、甲八第92号証9ページで指摘されているとおりである)

- 3 被控訴人は、「振動特性の違いがある建物の間では、仮に同程度の保

守性を有するように設計用入力地震動を定めたとしても、それぞれの設計用入力地震動は、振動特性の違いに応じて異なったものとなる」と主張する。

しかし、乙八第26号証49ページ下線部分は、「当該建物の動的解析を行う場合に用いる地震動波形の種類は、標準的な地震動波形、地域特性を表わすような地震動波形、及び長周期成分等を含む地震動波形などを含めて三種類以上を原則とする」と言うのである。すなわち、固有周期の長い超高層ビルの振動特性を考慮するというのは、この「長周期成分等を含む地震動」のことでしかなく、残りは標準的な地震動波形、地域特性を表わすような地震動波形なのであって、建物の振動特性とは無関係なものである。とりわけ、地域特性を考慮したものをを用いるという点で、耐震設計審査指針ではなされていない考慮が明確になされていることが重要である。

平成12年5月31日建設省告示第1461号第4号イによる地震波(「告示波」という)は、地震動を建物の周期によっても変化する加速度応答スペクトルをもって定めているが、評価機関の「業務方法書」で作成地震波が適切であることを確かめるための地震波を、最大速度振幅がレベル1で25cm/s(カイン)、レベル2は50cm/s(カイン)としているのは、入力地震動の大きさを定めているのであって、建物の周期特性(つまり建物の剛であるとか柔であるとか)とは何らの関係もないのである。「入力」と「応答」を取り違えてはならない。「応答」は構造物の振動特性によって左右されるが、「入力」は構造物の特性にはよらないのである。

なおまた、「もんじゅ」建屋の構造計算については、昭和60年10月7日に建設大臣によって「認定」(これは建築基準法の旧第38条(特殊の材料または工法)によるものであろう。この条文は平成10年に削除)されたものであり、福井県建築主事により建築確認がされている旨を述べているが、そうだからといって、阪神・淡路大震災を経験し、建築基準法や同施行令が構造関連規定において大きく改定され、それに伴い関係告示が整備されて、評価機関の「業務方法書」も新しくなった今日、かつてその認定や建築確認を得たことをもって、「もんじゅ」

建屋の構造の安全が現在法的に保障されていると主張することはできない。

- 4 被控訴人は、上下方向の動的設計については、業務報告書も、あくまで「上下方向の地震動の影響を水平方向地震動との同時性の関係を考慮して、また建築物の規模及び形態を考慮して適切に評価」するとしているものであり、その具体的手法については何ら基準を設けていないと主張する。

しかし、控訴人の主張するところは、現実の建築確認の実態として、梁が長いとか、ドームが大きいとかの建築物の規模、形態に応じて、指定評価機関の安全審査委員会（学識経験者で構成）は、上下方向の動的設計を組み合わせることなどを要求していること指摘しているのである。すなわち、超高層建物の設計の実態においては、この点においても、一般の超高層建物の耐震設計は、「もんじゅ」の耐震設計よりも厳しい条件で行なわれている。被控訴人は、このような実態があることについては、（現実の実態がある以上さすがに）反論はできなかったのである。

確かに、どうであっても、上下動についての動的設計が可能であるのに、万が一にも事故を起こしてはならない原子炉施設で、上下動について動的設計をしなくて良いなどと言えるはずもない。しかも、実際に、超高層建物の設計の実態において、上下動について動的解析がなされていることからして、実態において、明らかに「もんじゅ」の耐震設計は、一般の超高層建物より甘い条件で耐震設計がなされていることは否定ができないのである。仮に建築基準法上では、そこまでの動的設計が求められていなかったとしても、だから良しとするわけには行かないのである。

- 九 不合理な審査基準の適用、看過し難い過誤欠落による重大違法

- 1 松田式、金井式、大崎の方法という旧来の手法を適用すべしとする審査基準が不合理であること、地下に震源断層面を想定して強震動予測の方法で地震動の波形までの予測をしないという審査の欠落があること、直下地震についての審査基準が不合理であること、鉛直地震動についての審査基準が不合理であること、具体的に本件敷地付近につ

いてみても、想定すべき震源断層面を想定しないという審査の欠落があることは、現在の知見に照らせば、いずれもすこぶる明々白々なものとなっている。また、これらはいずれも耐震設計の上で誤った結論をもたらす重要な事項に関するものであるから、重大な違法をもたらすものである。

- 2 あるべき耐震設計では、地下の震源断層面をまず想定すべきであるのに、その想定が全くなされていないため、実際に施設を襲う地震動がどれだけのどのような波形のものであるかは、全く不明となってしまう。直下地震の想定に誤りがあり、鉛直地震動についての審査が誤っているため、施設を大幅に上回る地震動が襲うおそれがあり、これらの結果、本件施設の全てについて、その健全性が保たれる保証がないこととなる。すなわち、全ての施設が同時に完全に破壊されるおそれがある。あるいは、そこまで至らなくとも、たとえば最初の一撃で原子炉容器振れ止め部が破損してしまえば、後の地震動により、原子炉容器ガードベッセルの健全性が損なわれ、同時に原子炉容器付近の配管も破損するおそれがある。その場合、ナトリウムが漏洩して炉心部が冷却されなくなる。また、1次冷却系配管や2次冷却系配管が3ループ同時に破損してしまえば、同様に、炉心は冷却が不可能となる。

その結果、炉心は崩壊するに至る。ところで、申請書に言う炉心崩壊事故は、炉心冷却能力の健全性は保たれることが前提となっている。すなわち、冷却能力が完全に喪失した炉心崩壊事故は、申請書では全く想定していない。しかも、原子炉格納容器の健全性も失われている可能性があるから、放射性物質は、直ちに環境に放出されてしまうおそれがある。これが、結果としても、極めて重大なものとなることも、明らかである。

一〇 念のため過去の知見に照らして

- 1 すでに現在の知見に照らして、本件許可処分が前提としていた耐震設計の方法が、すでに採用しがたい不十分なものであったか明らかである。伊方原発訴訟に対する最高裁第1小法廷平成4年10月29日

判決は、「現在の科学技術水準に照らし、右調査審議において用いられた具体的審査基準に不合理なものがあり、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等の調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があり、被告行政庁の判断がこれに依拠してされたと認められる場合には、被告行政庁の判断に不合理な点があるものとして、この判断に基づく原子炉設置許可処分は違法と解すべきである。」としており、本件においても、被控訴人の判断が、現在の科学技術水準に照らして不合理だと認められれば良いことは、この確定判決によって認められる。

しかし、本件許可処分当時の知見で、はたして十分に安全なものができなかったのかと言えば、必ずしもそうではない。

- 2 松田式についてみれば、この式が莫大な誤差を含む式であることは、その根拠となったグラフを見れば、一目瞭然であった。また、松田式が前提とした活断層の長さの値のいくつものが、地表の活断層の長さではなく、震源断層面の長さを採用している点でも、松田式には不合理な点があった。

現在、地震現象がどのようなものかが、相当に解明されてきて、松田式が意味のないものだということが分かってきている。しかし、松田式の前提とした値を正しいものとし、かつ松田式に莫大な誤差があることを無視せずに、その誤差の最大値を、余裕をもって十分に取れば、良かっただけのことでしかない。

また、金井式や大崎の方法についても同様であり、要するにいずれの式についても誤差を無視して平均的な値で耐震設計をしたことに問題があるのである。

- 3 直下地震について見れば、そもそも直下地震の想定としてM6.5で足りるとした根拠が明らかではなく、当時としても、不十分な想定であったと認められる。結局、地質調査をどれだけ詳細に行なっても、地震がどこで起こるかは、当時としても分からなかったものであり、にもかかわらず、M6.5の想定で足りるとしたことに問題があった。
- 4 鉛直地震力についても、少なくとも断層に近いところで水平地震力

の1/2で足りるという根拠は、やはり不十分であった。この点でもデータが十分ではないのに、1/2の想定で足りるとしたことに問題があった。

- 5 これらの点は、過去の知見に照らしても、なおかつ本件許可処分が依拠したと認められる原子力安全委員会等の調査審議に用いられた具体的審査基準が、誤差を無視するなど不十分な知見によるものであるのに安全側に立たない不合理なものであったことを示すものとなっている。

ただ、この過去の知見に照らしても、なおかつ本件許可処分が依拠したと認められる原子力安全委員会等の調査審議に用いられた具体的審査基準に不合理な点があったとの点は、しかし上記の確定した伊方判決のあることから、あくまでも念のために見ておくものでしかない。

―― 安全余裕

- 1 原判決は、控訴人らの松田式、金井式に莫大な誤差が存在するとの主張に対し、「右誤差は、(その後の耐震設計における)保守性の確保によって吸収することが相当程度可能というべきであって、松田式(金井式)の適用にあたって、現実の地震との間で、右保守性の確保によっては吸収することのできないような多大な誤差が生じると認めるに足りる証拠はない」として、誤差の範囲を超える地震動が施設を襲うことの立証責任を原告に負わせることによって、被告を救済した。

これと同様に、震源断層面の存在を前提とする強震動予測の方法によって、施設が、想定を大幅に超える地震動にさらされたとしても、その後の保守性の確保によって、施設の安全性が保たれうるとされ、安全性が確保されえないとの立証がなされていないからとして、被控訴人を救済されるおそれがあるから、この点につき以下述べることとする。

- 2 原判決の上記判示は、審査基準の不合理性とその後の審査基準のあてはめの段階である具体的耐震設計とを混同するものである。すなわち、松田式・金井式からはみ出した値となる地震動を、その後の耐震設計の保守性の確保でどれだけ吸収するかは、専ら設計者自身に任さ

れている。そこには、「どれだけの安全余裕を持てば良いか」についての基準はない。わずかに吸収する程度であっても良いし、十二分に吸収するよう保守性を持たせても良い。どちらでなければならないという基準は全くないのである。要するに、問題は、この点についての基準が全くなく、設計者の勝手し放題となっていることにある。震源断層面の存在を前提とする強震動予測の方法によらず、旧来の方法によるときに安全余裕をどれだけとれば良いのかとの観点での審査をすることとはなっていないのである。すなわち、安全余裕をどれだけ取るべきかとの審査基準が存在しないこと自体、審査基準が不合理であることを示している。

- 3 もっとも、この安全余裕をどれだけ取るべきかの判断は、現在の知見によれば、一旦、震源断層面の存在を前提とする強震動予測を行わなければなしえない。適切な安全余裕を取っているかどうかの判断は、結局、単に現在の知見による強震動予測を行なうことに帰着する。しかし、耐震設計審査指針は、現在の知見による強震動予測を行なわせる前提に立っておらず、そのような強震動予測の方法があること自体知らずに策定されているから、安全余裕についての適切な判断をしよう求める基準を作りようがなかったのである。
- 4 名古屋高等裁判所金沢支部平成12年（行コ）第11号事件において訴外動燃は、その平成12年12月11日付「控訴人らの2000年（平成12年）10月30日付け求釈明申立書に対する釈明」第二、一三項で、「被控訴人は、「もんじゅ」の耐震性に関する安全余裕の程度を評価していない。」と認めている。

要するに、訴外動燃は、本件耐震設計における安全余裕が十分なものであるかどうかの判断の前提である安全余裕の程度すら評価していないのである。にもかかわらず、原判決は、上記のように、「右誤差は、（その後の耐震設計における）保守性の確保によって吸収することが相当程度可能というべき」などと判断した。原審裁判所は、訴外動燃自身がどの程度保守性の確保によって誤差からのはみ出しを吸収できるかも分からないと言うほどであるのに、根拠もなく、相当程度吸収でき

るという実体的判断を行なったのである。よって原判決は、不当な判断をなしたものとして到底維持することのできないものである。

- 5 上記のとおり、「安全余裕」は、設計地震動の算定が確実にできてから初めてどれだけ取るべきかが分かるものである。一方、訴外動燃は、そもそもその「安全余裕」がどれだけあるかの評価も行っていない。

他の「安全設計」では、「もんじゅ」の基本設計の安全性を評価する指針である「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」によって、設計の安全余裕を確認する手続を採用しているが、施設の設計の上ですこぶる重要な部分である耐震設計では、このような安全余裕についての評価が免除されている。安全余裕についての基準が存在しない審査基準が不合理であると同時に、実際に安全余裕についての審査を行っていないことも明らかであるから、ここに審査の欠落があることも明らかである。

- 6 ちなみに、「もんじゅ」では、「発生する応力に対し塑性変形する場合でも、過大な変形等により機能に影響が及ぶことのないように設計している」(前記訴外動燃釈明書)とされていて、変形が塑性領域にまで達しうることを認め、ただ、「過大な変形等により機能に影響が及ばないよう設計している」、即ち、変形はしても、破壊されるところまでには至らずに済むとされているだけなのである。ここからはもはや「安全余裕」などほとんどないことが窺われる。すなわち、訴外動燃が、安全余裕の評価を行っていないのは、その評価を行なえばほとんど安全余裕のないことが分かってしまうので、行なうわけにはいかないためである可能性の高いことを念のため指摘しておく。

一二 白木 丹生リニアメント

1 はじめに

現在の知見によれば、白木 丹生リニアメントの直下を走る巨大な震源断層面を考えなければならないことは、すでに述べたとおりである。これまで白木 丹生リニアメントが断層かどうか争われてきたが、もはやそれが断層であるかどうかは、さしたる問題ではなくなっ

ている。むしろ逆に、この位置に巨大な震源断層面を想定せざるをえない以上、このリニアメントは断層である可能性がより高まったとも言えるのである。

しかし、そうではあってもなお、このリニアメントが断層であれば、ここにリニアメントの存在することを理由として、その直下に、その前後にわたって巨大な震源断層面を想定しなければならないということになるので、その限りでは現在でも検討する必要はある。また、旧来の知見からしても、もしこれが断層であるなら、被控訴人の言うところは根拠がなかったということになるから、その意味でも検討する必要は認められる。そこで、以下さらに見ることとする。

2 被控訴人国が確認した露頭の位置

被控訴人国は、平成12年12月11日付被控訴人釈明書で特定した四角い枠内にこの露頭があると主張した。その位置は、その後、平成13年12月17日付釈明書において訂正されたが、なお漠然として位置が確定されていない。当該露頭の粘土化帯が白木 丹生リニアメントの延長上にあるとするには、その粘土化帯の位置が地図上に確実に特定される必要がある。しかし、現時点においてもその位置が漠然としか主張しえないのなら、それが白木 丹生リニアメントの延長上にあるなどと言い得ないことは当然である。平成13年12月4日に、訴外動燃の案内人によって控訴人代理人が、この露頭を確認したときにも、訴外動燃の案内人は、当該露頭の位置を地図上で示し得なかった。これらの事実は、訴外動燃も被控訴人国も、露頭の位置と白木 丹生リニアメントの走行位置との関係が不明確なまま、即ち、実際にその露頭がリニアメントの延長上にあるかどうかの判断が全くできていないのに、その露頭の粘土化帯の性状を根拠に、白木 丹生リニアメントが断層ではないと判断したことを意味する。

3 被控訴人国の言うリニアメントは一定した位置にはない

そもそも、被控訴人国の言うリニアメントなるもの自体、その位置が一定していない。前記釈明書で示されたりニアメントと本件許可申請書添付の図面で示されたりニアメントは、位置がずれている（問題

の露頭付近では等高線で1つ分ずれている)。被控訴人国自身、その位置をしっかりと特定できない以上、その延長上と言っても、どこかはっきりしない。しかも、現に確認された露頭での粘土化帯は、ほぼ南北方向に走行する、すなわちリニアメントの走行方向に近い走行方向の粘土化帯であり、その長さは全長15mほどでしかない。リニアメントの引き方は一定しないのであるが、ある引き方によるリニアメントの延長上に仮にこの粘土化帯があったとしても、その引き方が少しでもずれてしまえば、もはやリニアメントの延長上にはなくなってしまふ。

4 被控訴人国の言うリニアメントと「日本の活断層」の白木 丹生リニアメントは大きくずれている

更に問題なのは、活断層研究会の「日本の活断層」が言う白木 丹生リニアメントは、被控訴人国の言う上記の2つの書面でのリニアメントとは、東方にかなり離れたところを走行している(添付図面、この図面は3つの図面を拡大コピーによって、縮尺をそろえて重ね合わせた図面である)。結局、被控訴人は、白木 丹生リニアメントを、活断層研究会の言う位置とは全く離れた位置に勝手に指定した上で、しかも書面ごとによってその位置を変えた挙句、一方的にその「延長上の粘土化帯」なるものを見たというのであるが、このような勝手な位置指定とその延長上での粘土化帯の検証が意味を持たないことも、明らかである。

5 断層変位地形

被控訴人は、さらに白木 丹生リニアメント沿いに断層変位地形が認められないと言って、白木 丹生リニアメントは断層ではないとも言う。しかし、リニアメント自体、直線的な地形なのであるから、断層によって造られた地形である可能性のあるものであり、そこに断層であると確定することのできるまでの変位地形はないとしても、だからと言って、それでそのリニアメントを断層ではないと結論付けることはできない。地形の状況によっては、断層変位地形が生じない場合もあり、また地表地震断層が現れた後に侵食によって、断層変位地形

がはっきりしなくなる場合もあるから，はっきりと断層だと確定するまでの断層変位地形が認められなくても，それで当該リニアメントが断層ではないとするわけにはいかないのである。

こうして，被控訴人が白木 丹生リニアメントは断層ではないと言う理由は，ことごとく不合理なものとして否定されてしまうことになる。しかも，「リニアメントの延長上で粘土化帯を見た」という言い分は，粘土化帯の位置が地図上で特定できないのになされたものであって「延長上」かどうか分かりようがないのになされたものであるから，虚偽とも言うべきものである。結局，この白木 丹生リニアメントは，断層である可能性が否定できないものであったから，旧来の方法に立っている被控訴人の言い分を前提としても，もっとも敷地近くを走行する断層として，当然にそこで生じる地震を考慮しなければならないものであった。したがって，このリニアメントを耐震設計の際に考慮の外に置いて良いとした本件審査には，看過し難い過誤欠落がある。

一三 本件敷地付近はアムールプレート東縁の変動帯における空白域

1 アムールプレート東縁の変動帯

バイカル湖やモンゴルから日本海東縁や西南日本にかけては，一つのプレートと見ることができる。これをアムールプレートと言う。このアムールプレートの東縁では東西の圧縮力が働いていて，そこに地震を引き起こす。

2 日本海の成立とその後の圧縮の力の作用

2500万年前から3000万年前頃まで日本列島はアジア大陸の東の端の一部で沿海州の隣にあって，日本海はまだできていなかった。そこに割れ目ができ，東北日本と西南日本が観音開きのように開いて行って，1500万年前頃に日本海の海底ができ，日本列島ができた。

その後，300万年前から200万年前頃から東西圧縮の力が強くなった。この圧縮の力によって，日本海が成立したときにできていた岩盤内の古傷である弱面に逆断層や横ずれ断層が生じるようになった。こうした成立経過から，日本海沿いは，大地震が起こりやすい地

域なのである。

3 空白域

上記のように，日本海沿いは，大地震の生じやすい地域である。ところが，本件敷地付近では最近大きな地震は起こっておらず，空白域となっている。地震は空白域で起こりやすいから，空白域は危険な地域であり，本件敷地付近でも大きな地震が生ずるおそれがある。

一四 もんじゅの施設は鉛直方向の揺れに弱い構造となっている

もんじゅの施設の設計は，鉛直方向の地震動には，十分に対応できていないものとなっている。たとえば，2次系配管室の配管は，垂直方向は主にレストレイントという棒状の支持構造物によって吊り下げられている。一方，水平方向にはスナバという揺れを抑える支持構造物がいくつも用いられており，配管の支持の仕方には明確な差異が認められる。

水平方向の揺れに対して，これを抑える支持構造物が用いられているのは，この構造物が必要だからである。すなわち，配管の振動を抑える支持構造物がないと，配管の揺れが大きくなって，施設の健全性が保ち得ないのである。そうであれば，鉛直方向でも同様であると考えられ，こうした揺れを抑える支持構造物が少ない本件施設は，鉛直方向の揺れに対して十分な安全性を有していない。

鉛直方向の地震動の大きさは，マグニチュード7.3の地震の場合，震源断層面の直近で水平方向の地震動の大きさの90%を超える。そもそも本件許可処分が前提としていた水平方向の地震動の大きさは，これまで詳細に論じて来たとおり過小評価であるから，結局，鉛直方向の実際に想定される揺れの大きさは，本件許可処分が前提としていた水平方向の揺れの大きさを優に超えることとなる。そうであれば，この鉛直方向の揺れに，配管の支持構造は，全く対応できていないと言うほかない。

鉛直方向の揺れと水平方向の揺れに対する施設の設計上の対応に，こうした差異があっても許されるのは，鉛直方向の地震動の大きさの過小評価と鉛直方向の地震動について動的解析がなされていないこと

による。鉛直方向の地震動であっても、軽視することはできないから、同様の動的な解析を行なって安全性を確認すべきなのに、本件許可処分では、こうした解析による安全性の確認をしていないことは前述した。その結果として、本件施設は、実際にも、鉛直方向の地震動に対しては、十分な安全性を保ち得ない構造となっている。また、この鉛直方向の揺れに対して、十分な安全性を保ち得ないのは、配管のみに限るわけではなく、他の施設全般も同様である。要するに、本件施設は、全体としても、鉛直方向の地震動には、十分な対応ができていないのである。

よって、「もんじゅ」が鉛直方向の地震力に対応できない設計となっていること許したことにおいても、本件処分には看過し難い過誤欠落があることになる

一五 結論

- 1 本件許可処分が依拠したと認められる原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程において用いられた審査基準である耐震設計審査指針は、現在の科学技術水準において採用すべき強震動予測の方法に照らし、全く古い、大雑把、かつ不合理、不十分なものであって、審査基準自体として不合理である。
- 2 この審査指針は、現在の強震動予測の方法で前提とする震源断層面なるものの想定を一切考えていない点でも、全く古い、不合理、不十分なものであって、同様に審査基準自体として不合理である。
- 3 この審査指針は、直下地震としてマグニチュード6.5のものを想定すれば良いとする点でも、審査基準自体として不合理である。
- 4 本件許可処分が依拠したと認められる原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程では、複数の断層の同時活動性を、断層の連続性の有無により判断している。しかし、現在の知見では、連続性の有無にかかわらず、複数の断層が同時に活動しうるものとされている。この断層の連続性によって断層の同時活動性を判断している原子力安全委員会の判断の過程は、やはり不合理、不十分なものであって、過誤、欠落がある。

- 5 本件許可処分が依拠したと認められる原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程には、仮に震源断層面を想定するなら、当然に想定しなければならない、本件敷地付近の直下を走行する長さ35 kmから40 kmに及ぶ巨大な震源断層面を想定していない点、同様に甲楽城断層やS 1 - 甲楽城断層 - 山中断層 - 柳ヶ瀬断層系、S 21 ~ S 27断層 - 野坂断層系のいずれにおいても、同様のあるいは更に巨大な震源断層面を想定すべきであるのに、想定していない点において、不合理、不十分なものがあって、同様、過誤、欠落がある。
- 6 その他、本件許可処分が依拠した審査基準は、鉛直方向の地震動として水平方向の地震動の1 / 2のものを想定すれば足りるとする点において、また鉛直方向の地震動については動的解析をしなくて良いとする点において、鉛直地震力を軽視するものとなっており、審査基準自体として不合理なものである。またその結果、本件施設は鉛直方向の揺れに十分対応できる設計となっていない。この点においても、本件処分が依拠した原子力安全委員会の調査審議及び判断の過程は、やはり不合理、不十分なものであって、過誤、欠落がある。
- 7 耐震設計上の安全余裕についての審査の基準がないことは審査基準として不合理であり、また安全余裕についての審査が行なわれていないことに、審査の欠落がある。
- 8 本件敷地近傍にある白木 丹生リニアメントについての本件許可処分が依拠したと認められる原子力安全委員会等の調査審議及び判断では、そのリニアメントの延長上にあるとは言えない露頭での粘土化帯を見て、それが断層ではないとしており、この審査の過程には過誤、欠落があることが明らかである。
- 9 これらの審査基準自体の不合理性、調査審査及び判断の過程での過誤、欠落は、いずれもそれ自体として極めて重大であり、到底看過し難いものである。また、これら不合理な基準を適用し、あるいは審査の過程での過誤、欠落があることによる耐震設計の不備は、一旦、想定を超える地震動が施設を襲ったときに施設に重大な損傷を与え、結果として、極めて重大な被害をもたらすことも明らかである。

よって、高速増殖炉「もんじゅ」に対する本件原子炉設置許可処分は、耐震設計において、「災害の防止上支障がない」こと、すなわち、「原子炉等による災害が万が一にも起こらないものであること」を許可の要件とする原子炉等規制法24条1項4号の規定に反する重大な違法があり無効というべきである。

一六 耐震設計についての被控訴人主張への反論

1 震源断層面の存在とその耐震設計上の位置付け

すでに幾度も主張したように、現在の知見では、地震現象の本体は震源断層面でのズレ破壊であることが明らかとなっている。そこで、この震源断層面を考えずに立地点での地震動の大きさ、様相を知るとは不可能である。地表の活断層は、震源断層面の活動が極く一部地表に達したものの痕跡でしかないことは、兵庫県南部地震の経験から、すでに国民的常識と化していると言って過言ではない。活断層は、まさしく巨大な震源断層面の地表に現れた「氷山の一角」でしかないのである。

このことからして、また地表の活断層がいかに短くとも、その地下に巨大な震源断層面のあることを想定すべきであることも直ちに導かれる。この点は、余りに明らかに過ぎるため、被控訴人としても反論しようがなく、現に最終準備書面でも、本件敷地北方の海底断層が存在することから推定される震源断層面が「もんじゅ敷地付近の直下、白木 丹生リニアメントの直下を通り、その（海底断層の）前後に長く深く存在するものと考えられる」と主張したのに対し、単に「S-17断層と陸域との間には断層の存在が確認されていない」とするのみである（p87）。すなわち、地下に巨大な震源断層面が想定される点には、一言も反論していない。ここで控訴人が主張しているのは、地下に巨大な震源断層面が想定されるということであり、地表の問題を論じているわけではない。これを被控訴人は、問題をすりかえて、地表の問題として論じるのであるが、現在の知見では、地表の短い断層の連続性を論じて地表の断層の長さの議論をすること自体が無意味となっているのであり、この被控訴人の主張はおよそ反論とな

りえていないのである。すなわち，控訴人が「敷地北方の短い海底断層が認められる以上，その前後地下深くの地表に達しない個所に巨大な震源断層面が想定される」と主張したのに対し，被控訴人は「海底断層は陸の地表にまでは続いていない」と言うのである。「地下にある」というのに対して「地表にはない」と言うこの主張が，反論に全くなっていない無意味な主張であるのは，誰が見ても明らかである。

再度述べれば，本件においては，敷地近傍の北方海底にある海底断層が問題となるのである。この断層は，短く，S 15 ~ S 17 の3つの断層を一つの断層系としてみて8キロメートル，S 16 のみであればわずか3キロメートルの断層でしかない（申請書第3.2-21 図）。これを松田式にあてはめれば（松田式のグラフで見れば）マグニチュード6.0，もしくはマグニチュード5.5 程度の地震しか発生させないということになる。しかしこの断層に着目し，その地下に巨大な震源断層面を想定しなければならないことを認めた途端，ここにマグニチュード7.3 程度の大きな地震を想定すべきこととなり，しかもその震源断層面が敷地直下を走行しうることも認めなければならなくなる。これは，この断層（地表もしくは海底の断層）が，地表面では陸域に達していない，海域だけの断層であったとしても同様である。被控訴人の反論は，松田式を金科玉条のものとして，地表の断層の長さこそが重要であるとする前提に立ってようやく成立しうるものであるが，この松田式が，現在ではほとんど無意味であることは，すでに幾度も論じたとおりである。

さらに，控訴人が白木 丹生リニアメントについて論じたところは，念のため論じたものでしかないことは，最終準備書面にて述べたとおりである。この敷地直下を走行すると想定される震源断層面の存在が，逆に白木 丹生リニアメントが活断層であることを推定させているに過ぎない。したがって，ここに巨大な震源断層面を想定しなければならない以上，白木 丹生リニアメントについて，事改めて議論する価値は，本来ない。

2 松田式について

そこで、この松田式についての被控訴人の反論を見れば、「一般に、原子炉施設の耐震設計に当たり、活断層の長さを推定するために広く用いられているものである。」「松田時彦の1998年の論文においては、・・・地震により地表に現れた断層の長さのみから地震のマグニチュードを推定する式が提案されているものの、松田の考え方を否定しているものではない。」「原子力安全専門審査会、原子力安全委員会において、現段階においては新しく提案された松田を採用する必要はないことを確認している。」とされている（p91, 92）。

要するに、原子力施設の耐震設計で広く用いられている、提唱者の松田も考え方自体を否定していない、原子力安全専門審査会、原子力安全委員会も古い松田式で良いと言っているというのである。

しかし、これは、たとえば松田式の前提のデータには震源断層面の長さまで含まれている不正確なものだ、松田式にはグラフから見ても大きな誤差が含まれていることは一見して明らかだ、震源断層面のズレ破壊が地震現象の本体だから、地表面の活断層の長さでは、その規模を推定することは本質的に無理があるなどの主張には正面から答えられないでいる。

本件で控訴人は、耐震設計審査指針の基準の合理性を問題としているところ、同指針が出来て以降、これまでの原子力施設では、当然この指針にのっとって耐震設計がなされている。広く用いられているのは、当然のことであり、だからといって、指針の不合理性がなくなるわけではない。誰もが無批判にこの指針を用いてきたこと自体が問題となるだけのことである。また、原子力安全委員会が、新しい松田式を採用しなかったとしても、問題のある指針を改めようとしないこと自体が問題なだけである。

「もんじゅ」の設計では、耐震設計以外の部分では、その結果が正しいか否かは別として、少なくとも「不確かさのあることを踏まえて」設計がなされている。ところが、耐震設計においてのみ、「不確かさがあることを踏まえず」設計がなされており、しかもその不確かさが莫大なのである。耐震設計についてのみ「不確かさを踏まえず耐震設

計をして良い」合理的理由は、当然ながらあるはずもない。

ちなみに、松田式の誤差の範囲の概略を示すなら添付の図のとおりである。

3 強震動予測の方法について

被控訴人は、強震動予測の方法が、いまだ確立されたものではないと主張する。しかし、この方法が現実の地震現象に即した方法であることは、争いがないし、だからこそ現在この手法での地震動の予測が国家プロジェクトとして行なわれている。仮にこの方法に未だ不十分な点があるとすれば、それは単に「不確かさ」が残っているというだけのことで、そうであるならその「不確かさを踏まえて」設計すれば良いだけのことである。この不確かさが松田式等による本件耐震設計での手法に比べれば、より少ないのであり、莫大な誤差を無視した従来手法によるよりも、不確かさのあることを踏まえつつ、強震動予測の方法によって地震動の推定をするのが、現在の知見でのもっとも妥当な方法である。

第4 炉心崩壊事故を過小評価した安全審査の重大違法

一 なぜ炉心崩壊事故が問題となるか

1 炉心崩壊事故で考慮すべきこと

原子炉運転中に異常事態が発生した場合、行なうべきことは、「止める」(核分裂反応を止める)こと、「冷やす」(核分裂反応や原子核崩壊によって発生するエネルギーを冷却材の循環によって取り去る)こと、「閉じ込める」(死の灰などの放射性物質が大気中に放散しないようにする)ことである。

このうち、の原子炉停止に失敗した場合に、次の二つの形態のエネルギーによって原子炉容器や格納容器が耐えられるかが、との結果を左右する。

核的エネルギー

燃料が溶融したり、ナトリウムが沸騰したりして正の反応度が投入され、即発臨界に達したときに爆発的なエネルギーがでるが、原子炉容器や格納容器がその衝撃に耐えられるか

燃料が溶融して原子炉の下部に落下したときに原子炉容器や格納容器が熱的に耐えられるか

「炉心崩壊事故」解析は、上記2つのエネルギーがどのように発生し、原子炉容器や格納容器が核的・熱的に耐えられるかを評価するものであって、原子炉本体の健全性に関わる最も基本的かつ重大な問題である。

2 もんじゅの「原子炉停止系」は健全に作動するか

(1) もんじゅでは、原子炉停止系は制御棒のみである。主炉停止棒は13本あって、調整運転のためと緊急停止のために使われる。後備炉停止棒は6本あって、緊急停止の場合のみ使用される。

軽水炉においてはボロン水等の可溶性毒素を投入したり、重水炉においては重水をダンプする等、別系統の核分裂反応停止装置が存在するが、もんじゅでは原子炉停止系は制御棒のみである。

(2) 原子炉停止系が正常に機能するかは、解析にあたって、最も基本的な重要事項である。安全解析に当たっては、機器の「単一故障」

が起こりうることを考慮して、主炉停止棒と後備炉停止棒の一方が使えない、使える方でも、最大反応度価値の制御棒1本は使えない、とするのが保守的仮定である。ところが、後述するように、「事故」解析では単一故障を仮定するが、「技術的には起こるとは考えられない事象」解析では、「単一故障を仮定する必要はない」とされているので、全部の制御棒が炉心下端まで落下するという、甘い仮定で解析がなされている。

3 もんじゅの「冷却系」は健全に作動するか

(1) もんじゅには緊急炉心冷却装置は存在しない

軽水炉においては、炉心から冷却材が喪失して燃料が空焚きになることが一番恐ろしい事故だと考えられている。そのため、炉心から冷却材が喪失した場合には、原子炉内の圧力に応じて緊急に水を大量に注入する設備が備えられている。しかし、もんじゅにおいては、そのような設備は存在しない。

もんじゅにおいては、炉心において核分裂によって発生した熱は、炉心を通る1次系ナトリウムによって運び去られ、中間熱交換器によって2次冷却ナトリウムに伝わり、更に蒸気発生器によって水に伝えられる。ABCの3ループが存在し、それぞれ、1次系・2次系・水蒸気系を有している。もんじゅにおいては、どのような事故が起こっても、1次冷却系や2次冷却系の配管がすべて機能しなくなることは、一切考えられてはいない。大地震が起こっても、冷却系配管はあくまでも健全であり、1次系ナトリウムが炉内を循環するので炉心で発生した熱の除去は可能であるとされているのである。

(2) 原子炉が通常停止した場合

まず、原子炉が通常停止した場合であるが、制御棒が挿入された結果、核分裂反応は終了するので崩壊熱を除去することだけが必要となる。

1次冷却系の循環ポンプと2次冷却系の循環ポンプをトリップし、低回転数のポニーモータに引継ぐ（定格流量の4%）

2次冷却系から蒸気発生器を切り離し，空気冷却器に切り替える（2次冷却材の定格流量の約6%が空気冷却器側に確保される）

炉心で発生する崩壊熱は，1次冷却材によって運ばれて中間熱交換器で2次冷却材に伝わり，空気冷却器で空中に放散するとされている。

(3) 異常事態が発生した場合

配管が破断したり，炉心が暴走したりして異常事態が発生した場合には，冷却系が健全に作動しない恐れがある。そこで，冷却系機器の「単一故障」を仮定した場合には，

1系統の1次ポンプモータ，2次ポンプモータが機能しない

1次ナトリウムオーバーフロー汲み上げポンプ2台のうち1台が機能しない

として解析することとされている。従って，「事故」の一つである「1次冷却材漏えい事故」や「2次冷却材漏えい事故」解析においては，事故を起こした冷却系統は当然のことながら停止させられることになるから，残りの2系統のうち，1系統は機能しないと仮定するのである。つまり，1系統の冷却機能だけが働き，その場合でも崩壊熱を除去することができることが求められている。

ところが，「技術的には起こるとは考えられない事象」解析においては，1次及び2次ポンプモータは3系統とも機能し，1次ナトリウムオーバーフロー汲み上げポンプは2台とも機能する，とされている。「技術的には起こるとは考えられない事象」は「事故」よりも厳しい事象であるにもかかわらず，解析にあたっては，基本的なところで甘い仮定をおき，破滅的事態が発生することを避けているのである。

4 格納容器は健全な「工学的安全設備」か

(1) もんじゅでは，冷却材に水を使用していないために，事故の際にも，軽水炉原発のように，高温・高圧の水蒸気が原子炉格納容器内に噴出するといったことは考えられないとし，また，「飛行場が近くにはない」等の理由で飛行機が墜落することも想定されていない。

そのため、加圧水型軽水炉では格納容器の設計耐圧は2～4気圧であるのに、「もんじゅ」では格納容器の耐圧は0.5気圧と極めて低く設計されている。また、耐熱も150と低い。

(2) そのために、後述するように炉心崩壊事故によって原子炉容器の中からナトリウムスラグが格納容器内に噴出した場合には、衝撃波が格納容器に伝わり、また、空気中で激しく燃焼することによって温度は上がり、格納容器の気密性がやぶれて放射性物質が放出する可能性が高い。

二 炉心崩壊事故を基準設計事故としない「審査基準の不合理性」

1 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」の策定経緯

訴外動燃が1980年(昭和55年)12月に提出した最初の許可申請書には「技術的には起こるとは考えられない事象」は記載されていなかった。「技術的には起こるとは考えられない事象」は翌1981年12月になって、先に提出した許可申請書に対する補正申請書が提出され、その中ではじめて登場した。

原子力安全委員会が「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」(以下、「評価の考え方について」という。)と題する指針を決定したのは1980年11月であったので、当初の申請書に記載することはできなかったのである。

原子力委員会がそれまでに定めていた指針は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(1978年)のみであり、その中では、さまざまな事象を発生頻度と放射性物質放出の可能性の有無によって「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に分けていた。この二つの範疇は設計基準事象とされており(乙イ7・109頁)、解析に当たって考慮すべき事項として、使用するモデル及びパラメータについては「評価の結果がきびしくなるように選定しなければならない」とされ、故障等の仮定については「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」とされている。つまり、保守的な、安全側に立った条件を用いて解析すべきことが条件とされているのである(同106頁)。

もんじゅは軽水炉と著しく違う性質を持つので、その安全性を評価するためにも軽水炉とは違う基準が必要となり、「評価の考え方について」が策定された。その中で、軽水炉の安全性評価の考え方を参考にするものの、高速増殖炉の運転経験が少ないので、「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、「その起因となる事象とそ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う」ものとしたのである。「運転時の異常な過渡変化」「事故」を説明したあとに第5項として書かれているために、「5項事象」とも呼ばれる項目がこれである。この事象は安全審査の体系上は「技術的には起こるとは考えられない事象」に位置づけられている。

2 「事故」解析には保守的仮定が不可欠である

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」については、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。つまり、初期条件や途中の計算条件・数値などについては保守的な、より厳しい、安全側に立った条件をもちいなければならないとされている。これは「設計基準事故」として取り扱うことを意味する。

ところが「技術的には起こるとは考えられない事象」は、「施設の安全裕度を確認するために、念のために」行うに過ぎないものと位置づけられ、保守的解析条件をもちいなくて良いとされてしまっている。

3 「技術的には起こるとは考えられない事象」解析には保守的仮定はいらなかった場合の矛盾

- (1) 訴外動燃や被控訴人国は「炉心損傷に至るおそれのある事象を選定するに際して、非現実的な仮定をあえてしたものであり、起因事象の選定それ自体において極めて保守的な考慮がされているので、解析に用いるモデルやパラメータについては、最も確からしいものを用いた解析を行って事象経過を忠実に再現することができればその目的を達することが出来るのであり、解析にあたり、事象の不確かさの範囲内で保守的なものを考慮すれば十分であって、これにと

どまらず，更に非現実的に保守的なパラメータ等を用いて解析すべき理由はない」と主張する。

しかし，これは，設計基準事故を超える事故のシナリオを造ることと，そのシナリオに基づいて具体的な計算をする際に保守的な条件を使用することとを混同している。当初の仮定・条件が厳しくても，途中の計算の際の仮定・条件を甘く取れば炉心崩壊事故によって放出されるエネルギーの値を幾らでも小さくすることができる。これでは安全審査の対象とした意味のほとんど全てが失われることになる。

(2) 「1次冷却材漏えい事故」解析と「1次冷却系配管大口徑破損事象」解析に現れた矛盾

「1次冷却材漏えい事故」は「事故」であるから，解析するにあたっては「機器の単一故障」を仮定するが，「1次冷却系配管大口徑破損事象」は「技術的には起こるとは考えられない事象」であるとして，その仮定は採用されていない。

従って，配管の破損口面積が「事故」では22平方cmであって，炉心ナトリウム最高温度は約730で留まるのに対し，「技術的には起こるとは考えられない事象」である「1次冷却系配管大口徑破損事象」では，両端完全破断として破損口9500平方cm（両端を足したもの）と比較にならないほど大きく，炉心ナトリウム最高温度は約990となつて短時間沸騰するとされているのに，解析結果は次の通りになっている。

	「事故」	「技術的には起こるとは考えられない事象」
ナトリウム漏えい量	210立方m	180立方m
ナトリウム燃焼量	約2.5トン	約2.3トン
格納容器内圧上昇	約0.038気圧	約0.025気圧

このように，「事故」よりも「技術的には起こるとは考えられない事象」の方が放出されるナトリウムが少なく，その結果格納容器の内圧上昇も後者の方が低いという「逆転現象」が起こっているが，その理由は「技術的には起こるとは考えられない事象」では単一故

障を仮定しない等保守的な評価が行なわれていないからである。

ところで、この逆転現象をとりつくろうために、放出される放射能の量についてだけ、恣意的な仮定をおいている。

	「事故」	「技術的には起こるとは考えられない事象」	
放出量 稀ガス	約 8.8 Ci	約 9600 Ci	
放出量 ヨウ素	約 0.017 Ci	約 1.9 Ci	

これを見ただけでも、「1次冷却系配管大口径破損」という厳しい条件を仮定しても、解析条件を甘くしてかつ、制御棒が全数機能するというにすれば、結果は事故よりもずっと軽くなることが分かる。

- 4 研究開発段階の原子炉の安全解析を行なう場合に、「保守的仮定」を置かないとすることは矛盾である

そもそも高速増殖炉は、軽水炉とは全く違う原子炉である。炉心特性も大きく違い、冷却材としてナトリウムを使用することも初めての経験である。研究開発段階の原子炉については、慎重の上にも慎重に安全設計を行ない、万一の事故時にも内部に溜っている恐るべき大量の放射性物質を大気中に放出しないようにしなければならない。「研究開発段階には事故はつきもの」と考えるべきである。

「評価の考え方について」自身、「高速増殖炉は、現在、研究開発段階における炉型であり、安全性評価の実績も少なく、安全性の評価の考え方について本報告においては概括的に記述するにとどまっております。今後の安全審査等の積み重ねにより安全性の評価の考え方及び方法についてより一層具体化、詳細化を行ないその確立を図る必要がある」と述べて、「今後、安全性に関する指針等の策定に資することとする」としており、暫定的かつ概括的な「考え方」にすぎないことを自認しているのである。

そのようなときに、「炉心溶融」や「出力暴走事故」が起こるとはそもそも考えられない、とした上で、単一故障等の保守的仮定を行わなくていいとすることは、研究開発段階の原子炉の役割を考えれば、「矛盾」といわざるを得ない。

5 アメリカや西ドイツなどではより厳しい基準が置かれていた

(1) アメリカでは実質的に設計基準事故とした

クリンチリバー原型炉(CRR)について、審査側であるアメリカの原子力規制委員会(NRC)は、「炉心崩壊事故は設計基準事故ではないが、事故の影響の軽減を目的とする設計対応をとるべきである」という許認可指針を発表し、更に「崩壊事故後、最低24時間以内は格納容器の健全性が維持できること」を申請側に要求した。その上で、原子炉冷却バウンダリの健全性を保証するために、瞬時に発生する機械的エネルギーの上限として、申請者側が1気圧までの膨張で661MJを選択したのに対して、審査者側は1200MJを要求した。これは実質的にみれば、炉心崩壊事故を設計基準事故と見るのに等しい取り扱いであった(甲イ373・101頁, 甲イ454・21頁)。

(2) ドイツの規制も日本より厳しい

規制当局である州政府は、炉心崩壊事故を格納容器の設計基準事故とし、実証炉もその影響評価を行うべきと考えていた。そして耐衝撃評価としては、初期の許可段階で以下の二つの要求をした。

150MJの有効仕事エネルギーに対しても原子炉容器は健全で崩壊熱が除去できるようにすること

370MJの有効仕事エネルギーに対しても原子炉容器および1次系バウンダリの健全性は格納容器に対する損傷を避けうる程度に維持されること

ところで、有効仕事エネルギー計算の基準であるが、もんじゅでは1気圧までの等エントロピー膨脹を仮定し「構造物の耐衝撃評価にあたっては膨脹過程における最大有効仕事量として500MJを考慮する」とされているのに対し、原型炉SNR300ではカバーガス(70立方m)まで膨脹したときの値を使用している。1気圧まで膨脹した時の値はカバーガスまで膨脹した時の値の2.5~3倍程度になるので、西ドイツの基準である150MJはもんじゅの基準に換算すると400MJ程度となるが、370MJは1000

MJ程度となって、もんじゅよりも厳しい基準となる（甲イ373・57頁・100頁，甲イ407）。

（3）フランスでは設備設計上の配慮を厳しく求めている

設計基準事故にはしていないが設備設計上の配慮は具体的でかつ厳しくなっており，1次系バウンダリに150MJ（カバーガス体積相当）が基準とされている。実証炉スーパーフェニックスでは，溶融燃料をうけとめるためのコアキャッチャーを原子炉容器の底に設けることも要求されている（甲イ373・67頁）。

アメリカ，西ドイツ，フランスの規制をまとめると，設計基準事故としているのは西ドイツだけであるが，アメリカとフランスでは事実上それと同程度の厳しい要求がなされているのである。

6 事故解析に保守性・安全側の仮定をおかない不合理性

炉心崩壊事故の解析は困難である。どのような事象が炉の内部で起こっているかわかりにくいし，実物大の施設で実験をするわけにはいかないで，どうしてもコンピューターシミュレーションに頼らざるをえない。そうすると使用するパラメーターをちょっとでも変えれば事故の経過は変わるし結果も大きく変わる。安全審査で考慮した道筋以外の道筋で事故が拡大することもありうる。研究開発段階の原子炉については，事故のみちすじを十分に予想できないのは当然であろう。従って，使用するパラメーターの数値が明らかに科学的に不合理であることが証明されない限り，最悪の事態を考慮するのは，設置者にも安全審査を担当する者にも課せられた義務である。

三 もんじゅの「1次主冷却系配管大口径破断事故」などでは，炉心崩壊事故に至る過程は想定されていない。

1 局所的燃料破損事象

もんじゅの「技術的には起こるとは考えられない事象」のうちの一つとして「局所的燃料破損事象」が記載されている。

燃料要素の中にプルトニウム装荷率が高いペレットが過って入った場合

異物が炉心に入り込んで燃料集合体の中のナトリウムの流れを塞

いだ場合

であるが、いずれも、原子炉停止機構が働くとされているので炉心崩壊事故ではない。

2 1次冷却配管大口径破損事象

「1次冷却配管大口径破損」は、運転中に配管がギロチン破断することを仮定するものであって、きわめて深刻な事故の発端である。ところが、許可申請書においては、「制御棒が全数機能する」との仮定のもとに、核分裂反応は制御棒が挿入されることによって収束する。また、崩壊熱の除去についても、単一故障の仮定を置かないから、ガードベッセルは問題なく機能を発揮し、1次ナトリウムオーバーフロー系は作動してナトリウムを炉心に満たすので冷却材の循環は支障なく行なわれるとされている。

従って、これも炉心崩壊事故では無いことになる。

四 「ULOF事象」もんじゅケース解析について

1 「ULOF事象」とはどのようなものか

(1) 高速増殖炉では、最悪の事故として、停電等でナトリウム循環ポンプの機能が失われた、2次ナトリウム漏えい事故により、空気冷却器の機能が失われた、地震などでナトリウム配管が破断した、異物が炉心下部に張りついてナトリウムの流路を塞いだ、等が原因となってナトリウム流量が減少・喪失し、同時に原子炉停止系の不作動による制御棒の緊急挿入に失敗する事故が考えられる。これをULOF (= Unprotected Loss of Flow) というが、正常な運転状態から逸脱して連鎖反応が増加し始めたときに原子炉停止に失敗した事象 (UTOP = Unprotected Transient Over-Power) よりもエネルギー放出量の点から事故の苛酷さが上回るとされている。

(2) この場合、事故推移の形態として、三つのケースが考えられている。

第1 ULOF後冷却材ナトリウムの温度が上がって沸騰し、ボイド反応度が正のために反応度が増加して出力が上昇し、燃料被覆

管も溶けて移動するために燃料が寄り集まり更に反応度が上昇して一気に即発臨界に至って核的に爆発するケースである。起因過程のうちに発して機器配管を破壊して終了するケースであり、もんじゅの爆発エネルギー「380メガジュール(MJ)」を出したケースもこれである。

第2 起因過程の段階では即発臨界に至らないで炉心溶融が徐々に進行し、燃料自体が寄り集まって遷移過程に移行するケースである。燃料・集合体壁・構造体などを全て溶かした「全炉心溶融プール」が形成され、沸騰し揺動(スロッシング)する複雑な過程であり、最悪の場合には再臨界(即発臨界)に至って、第1のケースを超えるエネルギーを発生する可能性もある。

第3 起因過程の段階で燃料が炉心から排除されて反応度が低下し、炉心が部分的損傷をうけただけで終結するケースである。

2 起因過程では燃料破損がどのように起こるかが問題である

(1) 起因過程とは

起因過程とは、ナトリウムの流量が減少してナトリウムの温度が上昇し、燃料被覆管が破損して燃料が被覆管外部に出るあたりまでの過程をいう。ここでは特に燃料破損のメカニズムが問題となっている。

まず、第一に「正のボイド反応度」である。ありうるのは、炉心上部でナトリウムの沸騰が始まり、ボイド領域が炉心中心領域に拡大すると正のボイド反応度が入ること、および被覆管が破れて溶融燃料が放出されてナトリウムが一気にボイド化することである。

第二に、燃料が軸(上下)方向の中心に集まる際に正の反応度が入ることである。炉心にまだナトリウムが液体のまま残っている時に燃料被覆管が急激に破損するとき(乙イ18号証8頁)が問題となる。燃料集合体の中心ではボイド反応度も燃料移動による反応度も大きいので、燃料が中心部位で破損すれば大きな反応度が入ることになるのである。近藤悟証人が「燃料が軸方向に集まると言うことは、燃料が持っている、専門用語でいいますと反応度価値という

考え方があるんですけれども，反応度価値が高い方向に働くことになりまますから，プラスの反応度が挿入されると言うことでございます。もう一点は，熔融燃料が放出されまして，今度は冷却材をボイド化いたします。ボイド反応度も軸方向の分布は炉心の中心が高くなっておりますので，これも大きな寄与があると言うことでございます」(近藤悟証人48回110頁)と述べているとおりである。

(2) 燃料破損の発生位置

破損の発生位置であるが，訴外動燃が作成した「高速増殖炉原型炉ULOF事象の評価研究」(乙イ18号証8頁)では，「破損の発生位置を炉心の軸方向中心に固定する想定は，破損のメカニズムを無視した想定である」旨記載されているが，後述するように実験中に燃料棒が軸(上下)方向中心で破損したケースは存在しているのであり，それを排除することは実験結果のうち自分にとって不都合なものを排除するものであってそれこそ都合主義的研究態度である。

(3) 破損口の長さ

破損口の軸(上下)方向長さについては，後述するように，もんじゅで992MJの最大爆発エネルギーが計算されたケースでは「30cm」が仮定されている。近藤悟証人は，「5cmはアメリカの主にTREATという試験炉を用いたデータでございますが，そこら辺のデータで，この程度とっておけば充分保守的であるということが，アメリカにおいていわれておりましたし，私どもも同様に判断したということでもあります」，「(992MJをだしたのは)壊れた瞬間に同時に30cmにわたって穴があいているというような，ちょっと考えがたい想定を置いたようなケース」(近藤悟証人48回40～41頁)と証言するが，被覆管がわずかに破損して0.03～0.04秒後には全長の6～7割が破損するデータも得られているのである。燃料破損の位置及び大きさについては実験データのばらつきを考慮して，当然，保守的に考えなくてはならない。

3 遷移過程では炉心が沸騰・揺動するプールになり，再臨界が問題となる

(1) 遷移過程とは

起因過程が比較的穏やかに進行した場合には崩壊した燃料が大量に炉心にとどまっているので常に再臨界の可能性をはらみながら事態が進行する。初めのうちは、燃料集合体のラッパ管の溶融は始まるが、まだ燃料の溶融・崩壊は燃料集合体毎に独立している。溶融燃料は、各ラッパ管の中で、上に行けば重力の作用で落下し、下に行けばナトリウム蒸気圧等で噴き上げられて、上下動をくりかえす。この動きが全部又は大部分のラッパ管で一致した場合を「同期する」又は「チューニングする」と呼んでいる。

初めはバラバラに運動していたものが「出力が上昇しますと、それによって炉心全体で温度が上がりますので、燃料の分散がだんだん全体的に同時に起こるようになっていくという、そういった現象がチューニング現象」「出力変化を通じて、だんだん同期してくるというふうな傾向があるということは事実だと思います」(近藤悟証人49回39頁)とされている。このようなチューニングが起こってくると、再臨界になって更に炉心溶融が促進・拡大し、ラッパ管自体が溶融し溶融燃料とともに液体となり、より複雑な動きをするようになる。ここまでの事態は、事故発生後わずか2～3秒内に起こる(甲イ377号証訳文4頁)。

やがて、炉心全体が液体となって、上下動のみならず半径方向(水平方向)にも動くようになるが、炉心の上下と周囲で溶融物が冷えて固まっている時にはあたかもボトルの中に液体が閉じこめられて(ボトルアップ)その中で高温の液体が動くようになる。中心部で発生した蒸気が上昇すると周辺においやられていた溶融燃料は押し下げられて中心に向かって押し寄せ、中心部でぶつかって溶融燃料の高い盛り上がりを作る。このような沸騰したプール全体の揺動現象は専門的には「スロッシング」と呼ばれている(近藤悟証人48回128頁)。遷移過程の初期でチューニングが高まっていれば、その後もチューニングの度合いは高まり、スロッシングが大きく起こると考えられる。

(2) 最大級の爆発が発生する可能性

訴外動燃は、FPガスの圧力等によって燃料が分散する、炉心溶融物質の熱などによって制御棒案内管に開口部が出来て炉心外に燃料が流出するなどの理由によって、反応度が低下し核的現象が終息すると主張するが、前述したボトルアップされた状態での全炉心プールの揺動がピークに達した時には即発臨界になり、最大級の核的爆発が起こり、爆発エネルギーは起因過程のそれを上回る可能性が大きい。

遷移過程研究の第一人者であるセオファネスはクリンチリバー炉について、最初に存在していた燃料の60%位が炉心に残っている限り、この問題が重要であるとして、半径方向（水平方向）の揺動も含めて計算したが、計算の対象が炉心の真ん中に燃料が詰め込まれていない非均質炉心であったために、出力分布が中心でピークになる形でないので、エネルギー爆発的にはならなかったと結論づけている（甲イ377・7頁）。しかし、もんじゅの均質炉心では、セオファネスの方法で計算すれば、最大限のエネルギー爆発があるとの結論になる可能性は高い（小林証人46回30～40頁）。

4 機械的エネルギー変換・構造応答過程

機械的エネルギー変換・構造応答過程では原子炉容器や格納容器が破壊される。即発臨界に達して激しい核分裂反応が起こった結果、高温高圧となった炉心物質（高い熱エネルギーを持つ）は炉心周囲や上部のナトリウムを蒸発させ、ナトリウムと崩壊した核燃料体とが一体となったナトリウムスラグが炉心から上や横に向かって突進し、炉容器上部にある遮蔽プラグや原子炉容器と激しく衝突する。その過程の激しさは、原判決が合理的と判断した程度の態様に収まらないことは後述する（六参照）。

5 事故後物質移動・崩壊熱除去過程では溶融燃料は原子炉容器を溶かして外部に漏出する

(1) 炉心崩壊が起こった後に、炉心部、炉心周辺部、上部プレナム等に分散した燃料は崩壊熱により発熱し続ける。この熱をナトリウ

ムによって除去できるかが問題である（甲イ373・25頁）（わずかな実験例につき甲イ162）。

- (2) 許可申請書では、「炉心部から放出された溶融燃料は、（周辺のナトリウム及び構造材に熱を伝達するとともに）、原子炉容器内構造物水平部等に保持される。」「崩壊熱の除去については、崩壊熱の除去のために必要な1次主冷却系の循環パスが確保されており、その自然循環と2次主冷却系及び補助冷却設備の作動により除熱能力は確保される。」と記載されている。

もんじゅの解析においては、「1次系＋2次系＋空気冷却器の全てが健全であり、1次系3ループとも健全」だと仮定されているのである。

しかし、炉心で即発臨界が起こって大きなエネルギーが発生した場合には、1次系ナトリウムが果たして原子炉内を循環しうるか、非常に大きな疑問として残る。

第1に、炉心内で爆発が起こった場合に、ナトリウム圧力は高まり、1次系配管が損傷される可能性が高い。仮に1次系配管が損傷を受けない場合でも、爆発の衝撃波はナトリウムを通じて中間熱交換器に及ぶ。その場合には、伝熱管が破壊されて、中間熱交換器はその機能を失うことになる。これは、3系統同時に起こることになり、炉心冷却機能は完全に失われる。

第2に、炉心崩壊事故でなくても、2次系漏えい火災事故で、3つの空気冷却系が破損される可能性がある。この場合には、崩壊熱除去に失敗することになり、原子炉容器は高温の燃料を原子炉容器内に閉じ込めておくことができなくなる。

第3に、地震等で配管が破壊される可能性がある。この場合にも、燃料が炉容器を溶かして炉外に出てくる可能性がある。

- (3) コアキャッチャーは溶融燃料を受け止められるか

炉心崩壊事故が起きると炉心溶融物質は高温であるために周囲の構造材をどんどん溶かし込んで炉心から下方へと落ちてくる。それを受け止めるために、フランスでも西ドイツでもコア（炉心）キャ

ッチャーが必要だとされた。フランスのスーパーフェニックスはタンク型であり，炉心も中間熱交換器も原子炉タンクの中に入っており，コアキャッチャーも原子炉タンク内で炉心の下に設けられている（甲イ373・112頁・196頁）。フランスでは，当初は燃料集合体7体分の燃料を受け止められるものとされてきたが，後述するSCARABEE実験によって，隣接集合体への伝播を考慮しなくてはならなくなり，以降の高速増殖炉の設計においては100%受け止められるようなコアキャッチャーとすべきであるとされた（甲イ373・13頁・67頁）。

西ドイツでは規制当局からコアキャッチャーの設置が義務づけられて，原子炉の下にとりつけられている（甲イ373・195頁）。「ドイツの場合は，私どもは炉外コアキャッチャーと呼ぶんですけど，原子炉容器の外の原子炉容器室と言われているその部屋の床に設けられているのがSNR300のコアキャッチャーであります（近藤悟49回33頁）。

もんじゅでも炉心の下に炉内構造物があり，その下に「受皿」がある「基本的に炉心部で燃料が溶融したものが下方向に落ちてきたときに，それが受け止められるように」設けられており，「ここでくい止めてやろうというふうなコアキャッチャー」である（近藤悟証人49回）。しかし，その大きさや機能については何も記載されていないので，事故時に機能するかどうかは疑問である（以上は甲イ373・154頁以下の図を参照）。

五 炉心崩壊事故研究には実験的検証が少ない

1 実験は部分的現象についてのみ行われた

原子炉は巨大な技術の固まりであり，事故が発生した場合に，原子炉の中では種々の現象が複雑に関連し合う。時間的にも数々の因果関係が繋がって発展する。従って事故の過程をそっくり模擬した実験を行うことは不可能である。そこで部分的現象に着目して実験することになるが，それにも予算的制約が存在する。実験には，炉内実験と炉外実験がある。炉内試験とは実際に試験用原子炉を使い，その炉心内

部に試験用の空間をつくり，その中へ燃料棒などの試験材料を入れて大きな反応度を与え，燃料破損状況などの現象を観察するものであるが，試験用原子炉の仕様によって試験できる領域・大きさ・得られるデータが制限される。なによりも，たとえ小さな炉であってもその建設と維持に金がかかる。炉外試験は液体の動きなどの特定の物理現象だけに着目し実験を行うが，実験は小さな部分だけで行われるから，複雑な現象を呈する実機に応用する場合に，その手法が妥当かどうか問題になる。

2 燃料破損実験は少数本でかつ熱中性子によるものである

燃料破損は起因過程の初期事象（甲イ385）であり，事故拡大の鍵を握るものであるが，日本ではもんじゅ用の燃料破壊実験は一切行われていない（近藤悟証人48回101頁）。アメリカのTREAT実験，フランスのCABRI実験やSCARABEE実験で行われる燃料破損実験に使用される燃料棒の数は，TREATでは7本（1本を真ん中に，6本をその周囲にぐるりと並べたもの）まで，CABRIでは1本，SCARABEEでも最大37本である。もんじゅにおいては燃料棒169本で一つの炉心燃料集合体を形成し，炉心は198本の炉心燃料集合体と172本のブランケット燃料集合体で構成されている。つまり最大の実験装置であるSCARABEEでさえも，燃料集合体1本の5分の1，炉心全体の1000分の1しか模擬出来ていない（近藤悟48回・2図）。

更に問題となるのは，高速炉用燃料棒で実験したといっても，炉内実験用原子炉は熱中性子炉であるから，高速炉用燃料棒に照射される中性子は秒速2～3kmの熱中性子であって秒速3万kmの高速中性子ではないことである。燃料に照射された熱中性子はほとんど全て表面で吸収されて内部に入らないが，高速中性子の場合には表面で吸収されることなくほとんど内部に突入する。燃料破損は，表面のみならず内部における核分裂の発生と高温化が問題になるので，高速炉の中の燃料の様相を実験的に見たいというのならば，高速中性子を照射しなくてはならない（小林圭二46回48～50頁）。

3 燃料棒が中心で破損したデータが存在した

燃料棒が破損する場合、破損位置が燃料棒の中心であり、かつまだナトリウムが液体であって沸騰していない時には、正の反応度が突然大きく入ることになる。セオファナスは、この点について「液体状態のナトリウムが優位に満たしている集合体の中で、高出力位置（注・燃料棒の中心のこと）あるいはその近傍で燃料棒破損が起きる。そこは燃料反応度価値が最大の位置である。上部と下部には核分裂生成物のガスが数百気圧溜まっている。他の位置にあった燃料棒が急速に移動してくる。出力が上昇する。もし、中心面より10～20cm離れたところで起きれば、それより下にある燃料は反応度価値が低いところに移動して、出力が低下する」と述べているとおりであり、近藤悟も証人尋問において認めているところである（近藤悟48回110頁）。

突発的な出力上昇時に燃料棒が炉心の軸（上下）方向中心で破損するかどうかについて、訴外動燃が作成した「高速増殖炉原型炉ULOF現象の評価研究」（乙イ18・8頁）の「未沸騰・部分沸騰集合体におけるバースト型燃料破損」の項では「破損口の位置というのは下の方から見てほしい0.65のところになっており、破損の発生位置を炉心の軸方向中心に固定する想定は、破損のメカニズムを無視した想定である」と記載し、近藤悟は「CABRI試験の実験データを基にして書いてある話」と証言する（近藤悟 証人48回112頁）。しかし、セオファナスらはTREAT-PFR実験においては燃料棒の真ん中で破損したケースがあることを指摘し、真ん中で破損する可能性があることを強調する（近藤悟48回添付図面 1～2）。近藤悟証人は、TREAT-PFR実験のケースは計算コードの検証には適切でないのを排除したと証言するが、その根拠は明瞭ではない。現実に中心で破損してピンの中の燃料が中心に向かって集まってきたことが確認されているのであり、又、もともとデータの数が高々10とか20とか少ないのに計算コードにあうデータのみを採用して他を捨ててしまうことは「あまりにも恣意的かつ非科学的」である。

4 破損口が30cmとなる恐れは存在する

訴外動燃は燃料破損口の長さを「5cmとするのが妥当」とするが、TREAT-PFR実験で、まず少しだけ破損し、0.0041秒後には全長の70%近くが破損したという実験データが存在する（近藤悟49回6～9頁）。

燃焼末期には被覆管がもろくなっており、燃料棒内部のガス圧が数百気圧と極めて高くなっていることを考えれば、破損口を30cmと仮定することはそれほど不自然ではなく、かえって5cmに固執する方が非科学的だといえる。

5 溶融プール実験は茶筒の大きさの実験に過ぎない

全炉心プールが揺動することに関する実験はわずかである（甲イ373・91頁）。一つは、W・マシエックの実験である（近藤悟48回6図）が、これは「アクリルの円筒形の容器の中で、ちょうど茶筒の中に水を入れたようなものを逆向きに伏せておいて、その茶筒をぱっと取り除いたときに、液体がつぶれて移動していきませんが、それを実験したもの」（近藤悟48回129～132頁）である。しかし、外容器の直径は44cm、茶筒の大きさは直径11cmであり、実際の炉心と比較してあまりにも小さく、又沸騰している混合物の液体を常温水で模擬するのであり、とても全炉心プールの揺動を模擬できる実験ではない。セオファネスが「この実験が揺動運動の本質をとらえているかということには強い疑問をもっている」と述べている通りである。

他の実験としては、近藤悟証人は「2mm程度の大きさの円筒状の粒子をいれておきまして、粒子が混ざっていることによって液体の揺動がどのように影響されるかということ調べた実験が行われ、固体の粒子が混ざることによって、液体の運動がかなり抵抗を受けて大規模なスロッシングが抑えられていたと、そういう結果でした」と述べる（近藤悟49回10～12頁）程度である。

その他の実験としては、半径46cm、高さ95cmのドラム缶に水を入れて下から気泡を入れてその挙動を調べたりしているが、実際

の炉心と比較してあまりにも小さすぎ、又、実際に炉心崩壊事故が起こった場合には燃料や構造材が溶融混合し、温度も2500程度と非常に高温になって、しかも、反応度が大きくなったり小さくなったりしながら、核分裂数が増えたり減ったりしている複雑状態であると思われるから、実験としては妥当ではない。

6 燃料の沸騰実験は直径6センチメートルのるつぼで行われたのみ

近藤悟証人は、燃料を溶融させて沸騰させる実験は実際に行っていると主張するが、SCARABEEにおける実験は、直径6cm、高さが20cm程度のるつぼに燃料をいれ、中性子を照射して溶融沸騰することを調べたものであって液体の上面が上下することがわかる程度であり、揺動（スロッシング）を調べたものではない（近藤悟49回18～28頁9～11図）。

7 ドップラー係数の実験は高温領域ではほとんどおこなわれていない

訴外動燃は、負の反応度としてドップラー係数に期待する。これは事故時燃料温度が上昇することによって自動的にブレーキがかかる現象である。ドップラー係数に保守側の値を用いるか、ノミナル値（平均的な値）を用いるかは、炉心崩壊事故の事象推移にとって「非常に大きな影響がある」と近藤悟証人は証言し（近藤悟48回22頁）、その証拠としてノミナル値を使用した乙イ16号証と保守側の値を用いた乙イ17号証が提出されている。しかしデータは1500までの実験にすぎない。炉心崩壊事故時の燃料温度は4000近い高温になる（乙イ18・69頁）が、高温でのドップラー効果の実験は存在せず（甲イ373・35頁）、したがって計算に用いたデータには実験的裏付けは全く存在しない。ドップラー係数は高温になるほど小さくなることが知られているので、1500までの低温時でのデータを使えば事故の影響を過小評価する恐れが極めて大きい。

8 実験は僅少で、しかも今後行われる状況ではない

1989年には訴外動燃大洗工学センター安全工学部高速炉安全工学室の研究者は、実験がまだまだ僅少であると嘆いている（甲イ373・76頁、83頁、86～87頁、91頁）が、その後の実験に関

して暗い見通しを持っていた（同 6 8 頁）とおり，ドイツ，フランスも高速増殖炉から撤退した現在では国際会議でも高速増殖炉の研究発表は極めて少なくしかも日本からのみであるから，もはや実験的検証は行われていないと言っても過言ではない。

もともと高速増殖炉の炉心内部の核的特性についてはわからない部分が多い。わずかの実験をやったからといってそれで全てがわかるわけではない。日本原子力研究所の石川迪夫が「例えば液体金属冷却高速炉のように，動特性挙動に未知な要素が多い炉は，一つや二つの破壊実験を行ってみる価値は十分にある」と言った上で，「しかしこの実験結果は，必ずしもその原子炉を代表する反応度事故であるとはいえない」と述べている（甲イ 3 7 8 ・ 4 0 頁）通りである。

実験による検証ができない大規模なコンピュータプログラムは仮想現実（ヴァーチャル・リアリティ）の世界においてのみ通用し，現実の世界では決して通用しないものである。

六 もんじゅ原子炉容器・格納容器が炉心崩壊事故に耐えられるとした原判決の重大な誤り

1 炉心崩壊事故の発生確率は低い

(1) 炉心崩壊事故は「設計基準事故よりも発生確率が低い」とされているが，地震や落雷，電気系統の故障などを考えると決して発生確率が低いとは言えない。

(2) まず，地震については，同時多発的故障が無視できない。「原発にとって大地震が恐ろしいのは，強烈な地震動による個別的な損傷もさることながら，平常時の事故と違って，無数の故障の可能性のいくつものが同時多発することだろう。とくに，ある事故とそのバックアップ機能の事故の同時多発，たとえば外部電源が止まり，ディーゼル発電機が動かず，バッテリーも機能しないと言うような事態が起こりかねない。・・・一番の問題は，配管・弁・ポンプ類や原子炉そのもの，制御棒と E C C S（注・緊急炉心冷却装置，軽水炉では水の注入が考えられているが，もんじゅには存在しない）などだろう。・・・原子炉が自動停止するというが，制御棒を下から押

し込むBWR（沸騰水型軽水炉）では大地震時に挿入出来ないかも知れず・・・」と地震研究者である石橋克彦氏も具体的な事故経過を述べてシビアアクシデント発生の危険性について警鐘を鳴らしている（甲イ398）。

(3) 落雷による機器の故障や停電も無視できない（甲イ135）。

（常陽につき甲イ134）（甲イ135～136）（送電所のバックアップシステムが機能しないことにつき甲イ202）（甲イ203～204）

(4) 電気系統の故障は頻発している。

訴外動燃は「停電した場合には制御棒は重力で挿入される」とするが、再循環ポンプが二台同時に停止したのに制御系の電源が途中で故障していたために原子炉の緊急停止が出来なかったという事故が1988年に中部電力浜岡発電所で起きている（甲イ13，小林圭二47回37～38頁）。一個のリレーの故障によって再循環ポンプと制御棒の両方にまたがる共通要因故障が発生したのである。

さらに，1983年には，アメリカのセイラム1号炉（加圧水型軽水炉）で，原子炉保護系から原子炉に自動停止信号が入力されたにもかかわらず，停止に失敗するという事故が発生した（甲イ139）（甲イ233は同じもの）。停止の失敗は冗長性を持たせてある二つの原子炉トリップ・ブレーカーがトリップ・アタッチメントの結合部の固着の為に両方とも自動開動作をしないという共通要因故障であった。制御棒が挿入されていないことに気づいた運転員が手動で制御棒を挿入したために大事に至らなかったが，共通要因故障であり，スクラム失敗のために事故に至る恐れがあるとして原子力規制委員会（NRC）が重視した。

また，日本でも1992年に，大飯原発二号炉で，原子炉を緊急に止める二系統の遮断器のうちの一系統で電気信号を出しても働かない故障が発生した（甲イ138）。

たしかに，もんじゅにおいては制御棒は磁石で上部に保持されており停電になった場合には電気が切れて自動的に落下するとされて

いるが、セイラム原発のように信号が発せられたのに制御棒が落下しない可能性は否定できない。電気系統の故障は随分多いのが現状である（ニュートラム暴走に関し甲イ205）（ジョージア州で非常電源が働かなかつたことにつき甲イ129）。

(5) 制御棒固着の恐れがある

もんじゅでは制御棒を引き上げる力が一定値以上になると警報がでることになっているが、3本の駆動装置で、92年、94年、95年と警報が出ていたことが明らかとなった（甲イ416）。制御棒の円筒型の駆動装置の内部の隙間にナトリウムが入り込んだ後冷えて固まり、駆動軸の作動に影響を与え、放置すれば制御棒の上げ下げが困難になる恐れがあるので分解調査するに至った。ナトリウムが駆動装置の内部に入り込んで固まることは予想外だったが、制御棒は、燃料集合体の隙間にスムーズに入らなくてはならない。従ってナトリウムの固化によって固着する可能性があることは重大な問題である（自己融着の可能性につき甲イ235）。

2 最大の爆発エネルギーを約380MJと過小評価

(1) 「992MJの爆発エネルギー」となったモデルは非科学的ではない。

問題は、訴外動燃が計算した「約380MJ」が、考えられる最大の機械的エネルギーかどうかである。これよりも大きなエネルギーが発生するような事故が起これば、原子炉容器は爆発力に耐えきれずに破壊され、内蔵したナトリウムはおろかプルトニウムも格納容器内に放出され、ひいては、大気中に飛び散り、悲惨な結果に結びつくからである。

訴外動燃は、許可申請書中では約380MJは最大の値であり、原子炉容器の設計値は500MJまで耐えられるとしているが、実は訴外動燃自身が「最大エネルギーのケースでは992MJ」とする計算を行っていた（「高速増殖原型炉もんじゅHCDA解析-SIMMER2コードによる炉心崩壊後の膨張過程予備解析」甲イ308・6頁）。訴外動燃はこの計算について、「燃料の破損口を30

センチメートルにした計算」であり，単にパラメータ研究をしたに過ぎず，30センチメートルという仮定は非科学的で採用しがたいと主張する。しかし，この主張は間違っている。

まず，前述した実験結果によれば，燃料棒がわずかに破損してその直後に破損の長さが一気に拡大したケースも存在する。実験データとして燃料棒の破損口が一気に拡大したデータを安全側の解析として採用すべきである。

(2) 訴外動燃の遷移過程における「110MJ」計算は安全審査を経ていない

訴外動燃は，もんじゅでは起因過程においては機械的炉心崩壊過程に進展せず，遷移過程に移行して遷移過程で最も保守的に想定したケースでは再臨界になるがエネルギーは110MJであるので，もんじゅの安全審査時の解析は保守的であるとする。

しかし，まず，遷移過程を経由して即発臨界になる計算については，許可申請時の安全審査を経ていないことを指摘する必要がある。しかも，現在においても，こうした計算が妥当であるかどうかについては，原子力安全委員会における何らの審査を経ていない。単に訴外動燃が「独自に（勝手に）」計算しているだけに過ぎないものである。このような内容のものをもって，許可申請時の安全審査の妥当性を判断することはできない。

内容的に見ても，大きな問題が存在する。第1に，炉心周囲が固化してボトルのようになり，その中に封じ込められた燃料やラップ管等の熔融物質がチューニング及び揺動（スロッシング）を起こして，何回かの揺動の後に再臨界を起こして激しく爆発する可能性を否定できないのに，動燃はその計算を行っていない。第2に，訴外動燃が行っている計算は，かえって，燃料が半径（水平）方向に逃げ出したり，制御棒案内管を通してボトルの外に出ていくことを大きく見積もったりして，反応度が減少すると考えられる現象を取り上げて計算した結果，右の数値を導き出したのである。この数値が最大の数値であるとの保証は全く存在しない。

第3に、パラメータを変えればもっと大きなエネルギーが出る可能性が大きいことである。計算コードは、わずかにパラメータを変えれば結果が大きく変化するという特質を持っている。そもそも計算コードに不適切な部分があることは、近藤悟証人もドンデラーの計算に関して「このコードのプログラミングの一部に不適切な部分があって、それがたまたまドンデラー氏の行った計算において表面化・顕在化したと言うことだと理解しております」と述べ（近藤悟48回83頁）、コードが不安定であることを認めている。また、初期条件を少し変えれば結果は大きく変わり、「台風の道筋を計算するよう」に予測しにくいとされている（甲イ390）。（甲イ306・23頁・36頁）（ドイツSNR300の解析に関し甲イ407・6頁）（フランスのスーパーフェニックスの解析に関し甲イ181・15頁）

第4に、起因過程に関しては熱中性子を用いた燃料破損実験などが小規模で行われているが、遷移過程については実験的検証はほとんど行われていない。また、原子炉容器や格納容器に対する機械的な損傷を調べる実験も数十分の1の模型を作って爆薬を爆発させて行なっている程度である。小林証人が「日本の高速増殖炉の研究はあまりにも計算偏重であり、特に遷移過程のように複雑な過程の計算は非常に不確実性が多いので本当にどれが正しいのかは実験で示されなくてはならないにもかかわらず、実験を計算の単なる補助として不当に低い地位に置かれてきた」（小林圭二46回45～48頁）のであり、研究開発段階の原子炉の研究方法としては、極めて問題が多いところである。

3 380MJでも原子炉容器や格納容器の破損は免れない

(1) 原子炉容器と格納容器

許可申請書では、起因過程で即発臨界に達したケースにおいては、爆発によって発生した機械的エネルギーが380MJを超えて500MJに達しても、「炉心部で発生する圧力荷重によって原子炉容器に歪みが生じるが、ナトリウムが漏えいするような破損は生じな

い。」と記載され、また、「一次主冷却系機器・配管についても、一部歪みが生じるものの、ナトリウムが漏えいするような破損は生じない」と記載されている。さらに、原子炉格納容器については、破損の可能性には全く言及しないままである。そして、本件安全審査はそうした計算結果を妥当と判断し、その判断に追随した原判決も、そうした結論に非合理性は無い旨判示した。

ところが、訴外動燃が提出した許可申請書添付書類によると、そうした結論を導いた計算は、炉心で発生した爆発エネルギーが機械的なエネルギーに転換される過程を、「発熱による熱的膨張過程で生じる圧力の作用」と仮定して行われたものであり、しかも、原子炉容器内で発生する「圧力」については、計算に使用された数値及び結果が、許可申請書と添付書類には記載されておらず、「歪み」で終わる理由も書かれていない。

だが、平成5年の「原子力安全研究協会」の調査報告書（甲イ374・131頁）には、訴外動燃の近藤悟証人らの報告を引用しつつ、機械的エネルギーによる破壊力の計算を「熱的膨張過程として計算する方法は現実的でない」として、「ナトリウムスラグが炉心から飛び出すエネルギーを直接コンピュータで算出する方式」の採用を紹介し、その際には、「数ms～数十msの短時間に数百気圧のパルス状圧力が発生する」という計算結果が図示されている。

炉心での爆発に伴う機械的エネルギーが数百気圧もの衝撃力となって原子炉容器内の側壁や上部の遮蔽プラグに作用すれば、「遮蔽プラグの留めボルトが変形し、原子炉容器が歪む」といった程度の破壊で収まるとは到底信じられない。ナトリウムスラグの激突によって、遮蔽プラグを留めているボルトは破損し、チェルノブイリ事故でのように、総重量約1600トンもの遮蔽プラグも浮き上がり、吹き飛ばされるか横転させられるであろう（甲イ369）。

さらに、設計耐圧わずか0.5気圧の原子炉格納容器も、噴出するナトリウムスラグの衝撃的な圧力によって、あるいは、それに続く2～3秒の間に続く最大数十気圧もの圧力上昇によって、破損さ

れて気密性を失い，多量の放射性物質が直接に周辺環境に流出することであろう。

本件安全審査後に，被控訴人は，当然，上述の報告の存在と内容とを知らながらも，本法廷でも一切言及してこなかった。それは，炉心崩壊時に炉心で発生する機械的破壊エネルギーについての，本件安全審査の評価及び，それに追従した原判決の誤りが，いかに重大であるかを訴外動燃が熟知していたためであろうと推察できる。

炉心崩壊事故が起因過程で直ちに即発臨界に達して起こるのでは無く，遷移過程に移行してから，燃料のほとんど全部が溶融して揺れ動き，そうした動きが全炉心で一体として揺動した結果発生した再臨界（即発臨界）によって核爆発が発生した場合には，380 MJよりも大きなエネルギーが放出される可能性がある。その場合にはナトリウムスラグはより激しく遮蔽プラグに衝突するから遮蔽プラグはより激しく浮き上がり，格納容器中に噴出するナトリウムの圧力はより強くなるから，格納容器はますますその気密性を破られることになる。

ア もんじゅにおける出力暴走時の機械的エネルギー変換・構造応答過程

出力暴走（核暴走）事故がもんじゅで発生した場合には，核暴走エネルギーの一部は破壊的な機械的エネルギーに転化し，原子炉容器を損壊し，大量の放射性物質を格納容器内に噴出して格納容器を損壊し，環境中に放出させる。本件安全審査では，炉心崩壊事故が起こったときに原子炉内に発生する機械的エネルギーは最大限500 MJと想定されている。このエネルギーは破壊力の大きい高性能火薬（TNT火薬）約120 kg分に相当する。

その爆発によって，数ミリ秒という極短時間の間に「ナトリウム・スラグ」がカバーガス空間のある原子炉上部に噴き上がり，遮蔽プラグに数百気圧で激突し，ナトリウム・スラグが格納容器に噴出する。噴出量を約290 kg噴出とした許可申請書の記載内容について，動燃の近藤悟氏は次のとおり説明した（以下，甲

イ 4 8 5 号の久米三四郎陳述書による)。

爆発の最初に数百気圧でるがシャープで短時間で終わり , それに続く圧力は , 原子炉容器から中間熱交換器の間で見ると 4 8 k g / c m 2 であり , 「許容圧力」 5 2 k g / c m 2 を下回る。

遮蔽プラグ (近藤悟氏によれば約 4 0 0 トン) の下面にナトリウム・スラグが衝突すると , 発生する「衝撃圧」によってボルトで締め付けられている遮蔽プラグが , ボルトが「変形」することによって一時的に持ち上がり , 隙間が生ずる。この隙間を通り , 高圧のナトリウム・スラグが遮蔽プラグと格納容器の間の空間に 2 9 0 k g 噴出する。格納容器床上部への噴出量はそれを下回るが , 余裕をもって 4 0 0 k g 噴出すると仮定した。

ボルトの「変形」とは一時的な「延び」のことであり , 回転プラグもしっかり留めてあるから , ナトリウムは大半は固定プラグと原子炉容器の隙間から出る。

しかし , この説明には次のような大きな疑問がある。

爆発当初には数百気圧の「衝撃圧」が発生するのだから , その段階で炉内構造物や原子炉容器は破壊されるのではないか。

最初の衝撃圧に引き続く圧力は , 原子炉容器から中間熱交換器の間では 4 8 k g / c m 2 と , 最初の衝撃圧もひと桁小さいが , そのように低くなる理由は何か。

許可申請書では , 原子炉容器と一次主冷却系配管の「最高使用圧力」はつぎの通りと記載されている。

原子炉容器	上部	2 k g / c m 2
	下部	1 0 k g / c m 2
一次主冷却系配管	原子炉容器からポンプまで	2 k g / c m 2
	ポンプから原子炉容器まで	1 0 k g / c m 2

原子炉容器の上部で一次主配管が出ていく箇所から中間熱交

換器までの圧力が48 kg/cm²ということは、その場所の「最高使用圧力」の24倍にもなっていることを意味する。確かに、軽水炉においては安全評価審査指針で「原子炉冷却材圧力バウ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」とされているのに、もんじゅの安全審査においてはそのような判断基準は置かれていない。

しかし、「最高使用圧力」は安全設計の大前提となっている数値である。その2 kg/cm²を24倍も上回る圧力が発生しても「よし」とする審査基準はどこにも存在しない。

近藤悟氏は、遮蔽プラグの取り付けボルトは「一時的に延びて直ぐに元通りになる」ので、遮蔽プラグと原子炉容器の間でできた隙間は圧力が減少して閉じると述べたが、許可申請書ではそれを前提として噴出ナトリウムの量を算出していると思われる。しかし、ボルトが回転しながら二つの物体を締め付けているということは、ボルト側にも二つの物体側にも「ネジの山・谷」が切つてあるということである。二つの物体が衝撃圧で離れた際にはボルト側と物体側の山・谷はいずれも破壊されてしまう。衝撃圧がなくなったからといって元の状態に戻ると考えるのは不自然である。隙間が開きっぱなしとなってそこからナトリウムが噴出したり、逆に空気が原子炉容器内に入り込んでナトリウムを燃焼させることのほうがより現実的に考えられる。

近藤悟氏は、「回転プラグ」についても、「飛ばされないよう、しっかり留めてある」と説明するだけで、その具体的方法や、数百気圧の圧力に耐える根拠については一切言及しなかった。仮にボルトで取り付けられているならば、で述べたものと同じ問題が発生する。もし、ボルトで取り付けられていないならば、圧力に耐えきれずに飛んでしまうと思われる。

イ もんじゅにおける噴出ナトリウムと格納容器

もんじゅ格納容器の「最高使用圧力」と「最高使用温度」は次

のとおりである（許可申請書より）

最高使用圧力	内圧	0.5 kg / cm ² G
	外圧	0.05 kg / cm ² G
最高使用温度		150

1気圧は約1 kg / cm²であり、畳1枚分（約2平方m）では20トンである。従って、0.5気圧では約10トンとなり、畳1枚の上に約150人が乗った位の圧力に相当する。

「技術的には起こるとは考えられない事象」解析においては、格納容器床上に噴出するナトリウムの量は400 kgとされ、その結果発生する圧力と温度は次の数値とされている。

圧力	内圧	0.33 kg / cm ²
温度		140

この数値につき、許可申請書では「原子炉格納容器の内圧、温度とも設計値を下回っており、放射性物質の放散を抑制できる」と述べて、「設計値以下」であることを強調している。

この計算について、動燃の近藤悟氏は次のとおり説明した。

格納容器床上部への噴出量は290 kgを下回るが、余裕をもって400 kgと仮定した。

ナトリウムは瞬時に空気と反応し、燃焼熱を発生するという保守的な仮定をおいた。

格納容器は最高使用圧力の数倍は耐えられる。

しかし、この説明には次のような大きな疑問がある。

もんじゅの格納容器は炭素鋼板で作られており、経済的に安上がりに作るために、現場溶接がなされており、溶接箇所「なまし」が不十分にしかできない。そのために耐圧設計をあげることができないのであり、これが大きな問題である。格納容器の内部でナトリウムが燃焼して鎮火した後に、内部の気圧が外部よりも低くなった（「負圧」という）時には、弁が作動して外部の空気を取り込めるようにしているが、弁が作動しなかった場合には、最高使用外圧がわずか0.05 kg / cm² Gだ

から，容易に崩壊する。

格納容器には，金具でドア（エアロック）が取り付けられており，平成13年に浜岡原発で発生した余熱除去系配管破断事故では，爆発によって部屋の扉の蝶番が金具ごと外れ，約6.8メートル離れたところで発見されている。格納容器の一部でも破損すれば気密性は破れ，放射性物質は環境中に放散されることになる。

「判断基準がどのように定められているか」は大きな問題である。設計基準事故である「事故」の場合の判断基準としては，「格納容器バウンダリの温度及び圧力はそれぞれ最高使用温度と最高使用圧力以下であること」とされている。しかし，「技術的には起こるとは考えられない事象」の判断基準は，「高速増殖炉の評価の考え方について」にも全く記載されていない。

訴外動燃は，許可申請を提出するにあたっては，「事故と同じ判断基準」を採用し，「原子炉格納容器の内圧，温度とも設計値を下回っており，放射性物質の放散を抑制できる」と，「設計値以下」であることを強調し，それを元に安全審査を受けている。安全審査は，この「設計値」を判断基準として行なわれたのであり，近藤氏が述べるように，「最高使用圧力の数倍は耐えられる」かどうかということは，何の基準もなく，議論することも無意味である。

(2) 周辺環境中に流出する放射性物質の量

許可申請書には，原子炉格納容器内に放出する放射性物質の量としては，「炉内存在量に対して，稀ガス1%，ヨウ素1%，プルトニウム0.1%とする」とし，環境に放出するまでの「フィルタのヨウ素除去率99%，プルトニウム除去率99%」と記載されている。

しかし，そこでは，原子炉内の放射性物質がナトリウムスラグとともに原子炉容器上部の遮蔽プラグの隙間から原子炉格納容器内の床上に噴き出る，といった穏やかな過程が想定されており，遮蔽プ

ラグが横転され、原子炉内から障害物なしに放射性物質が格納容器内に流出するといった状況は全く想定されていない。さらに、格納容器が破損して気密性が失われ、放射性物質が、格納容器とその外にある外部遮蔽建物の空間（アニュラス部）に設けられているフィルター系を通らずに直接周辺環境に流出するといった状況も全く想定されていない。

したがって、炉心崩壊に伴う爆発によって原子炉格納容器内及び周辺環境に流出する放射性物質の量について、本件安全審査が妥当と判断した数値は全くの過小評価である。もともと放出放射性物質の量を「炉内存在量に対して、稀ガス1%、ヨウ素1%、プルトニウム0.1%とする」とする仮定は余りにも大雑把で科学的ではない。炉心崩壊事故で、より大きなエネルギーが出た場合には、より大量の放射性物質が環境中に放出されることになるので、訴外動燃の評価した数値が「最大」とする保証はどこにも存在しない。

七 安全審査の過程における過誤欠落は看過し難い重大なものである

1 「将来の予測に係る事項」については運転実績がないから安全審査基準は厳しくなくてはならない

運転経験が極めて少ない研究開発段階の原子炉の場合には、シビアアクシデントまで安全審査の対象を拡張すると同時に、重大な結果をもたらす恐れのある事故であるから、厳密な審査を行なうべきである。そのためには、厳密な審査基準を定めなくてはならない。

とくに、運転実績がないということは、安全審査の対象に「将来の予測に係る事項」を含め、その「将来の予測」をどのような手段を用いて行なうかを審査基準として決めなければ意味がないことを示している。

伊方最高裁判決が「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、気象等の自然条件、人口分布等の社会的条件及び当該原子炉の設置者の右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、右審査の対象には、将来の予測に係る事項も含まれている」と判示するように、軽水炉においてさえ「将来の予測に係る事項」は重要である。研究開発段階の原子炉においては「将来の予測に係る事項」はより重要で深刻な意味を持つのである。

- 2 許可申請書に記載されている炉心崩壊事故のうち、最悪とされているものはULOFであり、そのときの放出エネルギーは380MJ、格納容器に放出されるナトリウムスラグは400kg、格納容器の上昇圧力は0.33気圧、放出される放射性物質は稀ガス1%、ヨウ素1%、プルトニウム0.1%(しかも除去率は99%)とされている。

しかし、「単一故障の仮定をおかなくていい」「保守的仮定をおかなくていい」とされた結果の数値である。この数値は、研究開発段階における高速増殖炉の安全性を評価するための計算としては、甘過ぎることが明かとなった。訴外動燃及び被控訴人国は、原子炉容器・格納容器の健全性が保たれることの証明に失敗したといわざるを得ない。原子炉の被害の甚大性を考えると、炉心崩壊事故によって多大な損害が発生する可能性のあるもんじゅが運転されてはならず、設置を是とした安全審査には重大な違法性があることは明らかである。

八 被控訴人最終準備書面・第10章・第3「控訴人らの主張に対する反論」に対する反論

1 安全評価についての審査との関係について

- (1) 被控訴人は、「1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象等が発生する具体的可能性が現にあるか否かや、その発生による被害状況そのものは、本件訴訟における審理・審査の対象とはならない」(146頁)と主張するが、これは失当である。

高速増殖炉は、軽水炉とは全く違う原子炉である。炉心特性も大きく違い、冷却材としてナトリウムを使用することも初めての経験である。「評価の考え方について」自身、高速増殖炉の運転経験が少ないので、「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、「その起因となる事象とそれに続く事

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う」ものとし、安全審査の対象とした。従って、本件訴訟において、「具体的審査基準」と「判断の過程」に過誤欠落があるかどうかを審査するのは当然である。

- (2) 被控訴人は、「控訴人らが主張するような最悪の事態を想定することは、・・・、事故防止対策の全く施されていない原子炉の設置及び運転を想定することに等しい」(146頁)と主張するが、控訴人の主張を曲解するものである。

控訴人は、「2次冷却系配管ナトリウム漏えい事故」や「蒸気発生器・高温ラプチャ事故」「地震」において、冷却系が3つとも機能を喪失して崩壊熱を除去することができなくなったり、水素等の気体が炉心内に入るとは十分あり得ることだと主張しているのである。核燃料だけを大気中においたらどうなるか等の主張をしているわけではない。

2 事象事象として位置付けるべきであるとの主張について

- (1) 被控訴人は、もんじゅの制御棒駆動機構に不具合が生じたことについて、「駆動機構上部案内管部のナトリウム液面上部に位置する遮蔽体と駆動部との間の間隙にナトリウム化合物が析出・付着したことが要因であると推定される」(151～152頁)としてそれを認めている。被控訴人は、微調整棒に起きたものであるから多重性・独立性は失われない、と主張しているが、原子炉停止系は全て制御棒駆動装置で駆動されるものであるから、ナトリウムが析出・付着することは共通原因故障の一因となりうる。

- (2) 被控訴人は、「諸外国では、近年、「1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象」等を「事故」事象と考えるべきではないとの認識は、共通のものとなっている」(152～153頁)と主張し1987年にドイツの原子炉安全委員会(GRS)が開催した会議の状況を述べる。

しかし、この会議が開催された背景は次のようなものであった。すなわち、ドイツのSNR-300は、もんじゅと同格の原型炉で

あったが、炉心崩壊事故は基本設計の段階から重要な安全上の問題であった。連邦議会は2つのグループに鑑定を委託したが、その結果は全く相反していた。86年にチェルノブイリ原発事故が発生し、許認可権限を持つ州政府が建設に難色を示したため、連邦政府の担当大臣が州政府担当省を説得しようとして開催したのが上記会議である。日本からは動燃の渡辺章氏が出席した。「日本で炉心崩壊事故の発生頻度が原子炉年当たり100万分の1よりも小さいことが要請され、かつそれが示されている」(乙イ85・4頁議事録)と記載されているが、わが国では発生頻度は「高速増殖炉の評価の考え方」にも他の指針にも記載されておらず、個人的な発言である。被控訴人は「設計基準事象と考えるべきではないとの認識は、共通のものとなっている」としているが、もともと会議目的が上記の通りであって、そのような発言をする研究者のみを招待していたのである。しかし、上記会議の後にも、州政府は反対意見を無視できないとして炉心崩壊事故の第一人者であるセオファネス氏をリーダーとするグループに検討を依頼した。その結論は「事故の発生から再臨界を経て終結までを包絡し一貫して捕らえる手段はなく、設置者の言う“370M”が放出エネルギーの上限かどうかはわからない」とするものであった(甲イ385,407号証)。だが、その頃から各国では高速増殖炉路線から撤退しており、「基準」を策定することはおろか、原子炉の建設運転自体も停止してしまっている。

3 安全評価の解析条件について

- (1) 被控訴人は、「1次冷却材喪失事故」と「1次冷却系配管大口径破損事象」で逆転減少が起こっているとの控訴人の主張は事象内容を正解しないものである」(155頁)と主張する。被控訴人は、後者ではオーバフロータンクからのナトリウム汲み上げ停止信号が発せられるから流出量は少ないと述べるが、そもそもこのような信号が発せられるとすること自体が、動燃の炉心崩壊事故解析の条件がゆるすぎて茶番となっている現れである。

もっとも、原子炉は大口径破断後2～4秒で制御棒が直ちに挿入

されて自動停止するものとされているので、「ULOF事象」ではなく、従って炉心崩壊事故でもない中途半端な事象となっている。

- (2) 放出放射能の数値については、控訴人の従前の主張（本書面の258頁）を次のように訂正する。控訴人が記載した数値は、「漏えい事故」については許可申請書から、「大口径破断事象」については変更許可申請書から引用したものである。許可申請書と変更許可申請書で数値がことなる理由は不明である。

「漏えい事故」

「大口径破断事象」

【許可申請書】 乙第16号証

放出量 稀ガス 約68 Ci 約9600 Ci

放出量 ヨウ素 約0.031 Ci 約1.9 Ci

【変更申請書】 乙イ第6号証

放出量 稀ガス 約88 Ci 約13000 Ci

放出量 ヨウ素 約0.017 Ci 約1.1 Ci

- (3) なお、被控訴人は、「控訴人は評価結果と評価条件を取り違えて非難している」（156頁）と主張するが、控訴人は上記数値を「評価条件」だと主張しているのではない。一次大口径破断事象解析において、評価結果を上記数値となるように途中の解析条件を「甘く恣意的に仮定」していると主張したのである。

4 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象について

- (1) 被控訴人は「燃料要素の破損位置が、軸方向の中心部から上部になることが知られている」（159頁）と主張するが、実験データは僅少であるのにその中に中心部で破損したデータもあることをことさらに無視している。
- (2) 被控訴人は、「控訴人が主張するデータは、飽くまでも初期の破損口が生じた後、それが軸方向に拡大した結果」（159頁）と主張するが、被覆管は破損して0.03～0.04秒後には全長の6～7割が破損している。訴外動燃の計算は、一旦破損口が5cmと仮定すればそれを途中で変更することはない。従って、わずか0.03～0.04秒後には全長の6～7割が破損するのであれば、計

算途中で破損口を拡大させるか、あるいはより保守的に当初から拡大した破損口を持つと仮定すべきである。

(3) 被控訴人は「C A B R I 実験は T R E A T 実験よりも精度よく信頼できる」(160頁)とするが、C A B R I 実験はもんじゅを模擬する程度において T R E A T 実験より劣っている(甲イ491号の小林圭二陳述書23頁)。なぜなら、C A B R I 実験炉も軽水炉であり高速中性子を使用していない、一本の燃料ピンしか実験できない、燃料ピンの長さが実機の3分の2に過ぎない、からである。従って、C A B R I 実験に基づいたもんじゅの炉心崩壊事故シナリオは信頼性に乏しい。

(4) 被控訴人は、「遷移過程において発生する機械的エネルギーは110MJに留まることが確認されている」(163頁)と主張するが、計算コードは公開されておらず、何よりも遷移過程の解析は安全審査が行なわれていない。

(5) 被控訴人は、「軽水炉と異なり、漏えいした冷却材が気化することはないから、原子炉格納容器に軽水炉のような大きな圧力がかかることはない」(164頁)と主張する。ナトリウムが炉心崩壊事故の後、強い圧力で格納容器床上部に噴出し、空気中の酸素と反応して激しく燃焼することは既述したとおりである。被控訴人はその問題をことさらに回避している。

5 シビアアクシデントについて

被控訴人の主張(165頁)は、控訴人の主張する「シビアアクシデント」という言葉を曲解している。軽水炉には軽水炉のシビアアクシデントがあり、高速増殖炉には高速増殖炉としての「シビア(苛酷)な」事故がある。

軽水炉でもシビアアクシデントを考慮しなくてはならなくなっているが、それは設置者が自主的におこなうとされている。しかし、高速増殖炉における「シビア(苛酷)な」事故=炉心崩壊事故は、安全審査の対象である。設置者が自主的に行なえばよいというような「気楽なもの」ではない。

第5 申請者には高速増殖炉に関する技術的能力は存在しない

一 技術的能力の有無を原子炉等規制法が原子炉設置許可の基準とした立法趣旨

1 原子炉等規制法24条1項3号は、原子炉を設置しようとする者に原子炉を設置するために必要な技術的能力及びその運転を適確に遂行するに足りる技術的能力（以下「技術的能力」という）があるか否かを行政庁の許可要件として定めている。

2 最高裁伊方判決は、原子炉等規制法24条1項3号が、申請者の技術的能力を行政庁が審査すべきものと定めた立法趣旨につき、「原子炉が原子核分裂の過程において高エネルギー - 放出する核燃料物質を燃料として使用する装置であり、その稼働により、内部に多量の人体に有害な放射性物質を発生させるものであって、原子炉を設置しようとする者が原子炉の設置、運転につき所定の技術的能力を欠くとき、・・・・・・当該原子炉施設の従業員やその周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、周辺の環境を放射能によって汚染するなど、深刻な災害を引き起こすおそれがあることにかんがみ、右災害が万が一にも起こらないようにするため、原子炉設置許可の段階で、原子炉を設置しようとする者の右技術的能力・・・・・・につき、科学的、専門技術的見地から、十分な審査を行わせることにある」（最高裁平成4年10月29日判決・判例時報1441号37頁）としている。

二 技術的能力の審査の対象についての最高裁伊方判決の判示

1 更に最高裁伊方判決は、上記原子炉等規制法24条1項3号の立法趣旨から、技術的能力の審査の対象について、「技術的能力も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、平常時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右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、右審査の対象は、将来の予測に係る事項も含まれているのであって、右審査においては、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。」として、原子力安全委員会は技術的能力の審査の対象を、多角的、総合的見地から検討し、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き総合的に判断すべきだとする。

三 技術的能力の審査対象を形式的な人的要素に一面的に限定し最高裁伊方判決に違背する原判決

- 1 ところが、原判決は申請者の技術的能力の審査対象を、最高裁伊方判決が判示しているように、多角的、総合的見地から検討し、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き総合的に判断することを怠ってしまった。そのため、組織の要員の確保や技術者の資格等という形式的な人的要素に一面的に限定するという重大な過ちを犯し、申請者訴外動燃が原子炉等規制法24条1項3号の技術的能力に係る要件に適合するものとした原子力安全委員会の本件安全審査における調査義務及び判断の過程に重大かつ明白な瑕疵といえるだけの過誤、欠落があるとは認められないとしたのである。
- 2 すなわち、原判決は、申請者の訴外動燃が1980年12月の時点で作成した本件原子炉設置許可申請書の添付書類5「原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書」(乙16・5-1~6)に記載されている、本件原子炉施設の建設にあたり本社技術者約150人を直接従事あるいは関与させたこと、本件原子炉施設運転開始時には約180人の技術者を確保することとしていること、技術者は、それぞれ土木建築系、保健物理(放射線物理)系、炉物理系等の知識を有していること、管理者の約半数は、高速増殖炉の研究、開発、計画等に10年以上の経験を有していること、本件原子炉施設の建設、運転を行うに当たって、建設に必要な組織を設置するとともに、運転を

適確に遂行する組織体制を設けることとしていること，技術者の養成については，高速実験炉「常陽」と新型転換炉「ふげん」発電所の運転・保守の実務経験を通じて技術者の養成を行い，原子力関係機関への研修派遣や本件原子力施設用のシュミレ-タでの訓練を通じて技術者の養成を行うこととしていること，原子炉主任技術者及び第1種放射線取扱主任者その他法令上必要な有資格者を確保しているという事項から，「本件安全審査の審査方針及び審査事項に不合理な点があるとはいえないし，また，右審査事項に照らして，申請書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，右技術的能力に係る要件に適合するものとした本件安全審査における調査審議及び判断の過程に重大かつ明白な瑕疵といえるだけの過誤，欠落があるとは認められない。」という結論を導き出したのである（原判決70頁～71頁）。

- 3 しかし，上記のような技術的能力の審査対象を，組織の要員の確保や技術者の資格等という形式的な人的要素に一面的に限定することは，最高裁伊方判決に反することは明白である。
- 4 原判決は，本件安全審査においては，原子炉規則1条の3第2項5号に規定されている「原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書」等を参考，すなわち審査基準として審査したとする（原判決69頁）。

しかし，原子炉規則1条の3第2項5号の条文は，原子炉設置許可申請書には，原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書の書類を添付すべきものとの記載があるだけであり，技術的能力に関する具体的審査基準を定めたものではない。

上記条文の規定から，原判決が述べるように技術的能力に関する具体的基準を，「申請者に申請に係る原子炉を計画，建設していく上での十分な要員が確保されていること，原子炉施設の運転開始までにその運転を適確に遂行していく上での十分な要員が確

保される見通しがある等」(原判決69頁)との解釈を導き出し、その審査対象を申請者の組織の要員の確保や技術者の資格等という形式的な人的要素に一面的に限定することは困難である。

- 5 技術的能力に関しては、原子炉施設の位置、構造及び設備が原子炉による災害防止上支障がないものか否かの適合性を審査すべきと定めている原子炉等規制法24条1項4号とは異なり、具体的審査基準となるべき原子力安全委員会が定めた「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」等の安全審査のための指針類は全く存在しないのである。

四 原判決も訴外動燃に技術的能力が欠如していることを認めている

- 1 控訴人らは原審において、1995年12月に発生した本件ナトリウム漏えい事故をはじめとする申請者訴外動燃の技術的能力の欠如を示す数々の具体的事実を指摘し、訴外動燃が原子炉等規制法24条1項3号で要求されている「原子炉を設置するために必要な技術的能力」及び「原子炉の運転を適確に遂行する技術的能力」のいずれも備わっていないにもかかわらず、原子力安全委員会が原子炉等規制法24条1項3号の許可要件に適合するものであるとの判断をした本件原子炉設置許可処分は明白かつ重大な違法事由があるから無効である旨主張した(1999年3月24日付原告最終準備書面548頁～561頁)。
- 2 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の取消訴訟の裁判所の審理、判断の手法につき、最高裁伊方判決は、現在の科学的水準に照らして、原子力委員会等の調査審議において用いられた具体的審査基準に不合理な点があり、あるいは当該原子炉設置が右具体的審査基準に適合するとした原子力委員会等の調査審議及び判断等の過程に看過し難い過誤、欠落があり、被告行政庁の判断がこれに依拠してされたと認められる場合には、被告行政庁の右判断に不合理があるものとして、右判断に基づく原子炉設置許可処分は違法と解すべきとしている。

控訴人らが、1983年(昭和58年)5月27日付の控訴人

が申請者訴外動燃に対し行った本件原子炉設置許可処分後に発生した本件ナトリウム漏えい事故をはじめとする訴外動燃の技術的能力の欠如を示す数々の具体的事実を主張したのは、これらの事実は、現在の科学的水準に照らすと訴外動燃が原子炉等規制法 24 条 1 項 3 号で要求されている技術的能力を欠如していることを明白に示すものであり、原審裁判所が最高裁伊方判決の判断手法に従えば、原子力安全委員会が本件許可処分において調査審議において用いた具体的審査基準、すなわち、「申請者に申請に係る原子炉を計画、建設していく上での十分な要員が確保されていること、原子炉施設の運転開始までにその運転を適確に遂行していく上での十分な要員が確保される見通しがある等」（被控訴人国平成 5 年 6 月 18 日付準備書面(三) 27 頁）と被控訴人国が言うところの技術的能力に関する具体的審査基準に不合理な点があったとして、本件原子炉許可処分を違法とする判断をするものと考えたからである。

- 3 原判決は、上記控訴人らの本件ナトリウム漏えい事故をはじめとする申請者訴外動燃の技術的能力の欠如を示す数々の具体的事実の事例の指摘に対し、申請者訴外動燃の技術的能力の欠如を認めざるを得ず、以下のように、訴外動燃の技術的能力の欠如を明白に認める判断を下した（原判決 72 頁～75 頁）。

(1) 本件ナトリウム漏えい事故の発生

本件ナトリウム漏えい事故は、2 次主冷却系の温度計さや管が破損してナトリウムが漏えいした事故であるが、右破損の原因は、さや管が徐々に細くなる形状のテーパ状ではなく、段付き構造のさや管を設置したために、配管内を流れるナトリウムの流体力によってさや管の細管部に高サイクル疲労が生じたこと、すなわち温度計の設計ミスにあった。これは初歩的なミスであり、申請者の品質保証活動、技術の継承に問題があることが露呈した。

また、本件事故により、ナトリウムの燃焼温度の想定が誤っ

ていたことが判明したが、申請者は、床ライナの損傷防止対策について有効な解決策を打ち出すことができず、現在においても運転再開の目処が立っていない。そして、本件事故により、異常時運転手順書を構成する「概要」「フローチャート」「細目」の3文書の内容が互いに矛盾していたことが判明したが、申請者はこの矛盾を事前にチェックすることができなかった。さらには、本件事故においては、本件原子炉施設のナトリウム漏えい検出機能に欠陥があることも判明した。

これらの事実は、申請者に原子炉を適確に運転遂行する技術的能力が欠如していることを示すものである。

(2) 配管の設計ミス

平成3年6月、本件原子炉施設において、総合機能試験の準備として予熱用の電気ヒータで2次主冷却系配管を加熱した際に、配管が熱膨張により設計とは全く逆方向に変形し、また、同年7月、同じく総合機能試験において蒸気発生器細管の溶接箇所にて定期検査用のプロブがひっかかり、プロブの方を削るといった事件が発生し、申請者の品質保証活動が不十分であることが露呈した。また、申請者は、これらの重大な事実を内部告発によって明らかにされるまで隠し、自らの技術的能力の欠如を覆い隠していたのであって、これは、申請者に原子炉を適確に運転遂行する能力が欠如していることを示すものである。

(3) 東海村再処理工場の事故

平成9年3月11日、申請者の東海村再処理工場の放射性廃棄物アスファルト固化工程において、TNT火薬に換算して数十キログラム程度と推定される大規模な爆発事故が発生した。この事故の原因は、運転条件を変更したことにあつたが、右運転条件の変更は現場サイドだけで決められ、申請者の技術者の検討を経ていなかったものと解される。これもまた、申請者に原子炉を適確に運転遂行する能力が欠如していることを示すものである。

(4) 事故情報の秘匿体質

申請者は、本件ナトリウム漏えい事故において、事故を過小なものに仮装するため、事故直後に事故現場を撮影したビデオテープを隠し、事故後2回目に撮影したビデオテープを更に1分間に編集したビデオのみを公開しており、追及されて2回目に撮影したオリジナルのビデオテープを、更に追及されてようやく事故直後のビデオテープを公開した。また、申請者は、規制法67条に基づいて科学技術庁長官に本件事故を報告するに当たり、虚偽の事実を報告し、規制法違反（虚偽報告の罪）により、申請者が罰金20万円、申請者の職員2人が各10万円の罰金の刑事処分を受けた。さらに、申請者は、右東海村再処理工場の事故についても、事故情報を隠匿し、虚偽報告を行ったことで刑事処分を受けた。

これらの事実からすれば、申請者の組織をあげての事故隠し体質は明らかであり、これは、申請者に原子炉を適確に運転遂行する能力が欠如していることを示すものである。

- 4 原判決が上記のように厳しく訴外動燃の体質を批判した判示を行ったのは、現在の科学的水準に照らすと、訴外動燃に原子炉を適確に運転遂行するための技術的能力が欠如していることは明白であるからにほかならない。

五 訴外動燃の技術的能力の欠如を認定しながら原子炉等規制法24条1項3号の要件の適合性を認めてしまった原判決

- 1 ところが、原判決は控訴人が指摘した本件ナトリウム漏えい事故などの具体的事実から、上記のように訴外動燃に原子炉を適確に運転遂行する技術的能力が欠如していることを明確に一方で認定しながら、上記事項は、原子炉等規制法24条1項3号の申請者の技術的能力の要件の「安全審査の対象とはされていないもの」（原判決76頁）という、社会通念からすると全くおかしい結論を引き出してしまったのである。
- 2 原判決がこのような結論を引き出してしまったのは、申請者の

技術的能力に関する安全審査の調査審議に用いられる具体的審査基準につき、多角的、総合的見地から検討し、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き総合的に判断すべきだとする最高裁伊方判決に反し、「申請者に申請に係る原子炉を計画、建設していく上での十分な要員が確保されていること、原子炉施設の運転開始までにその運転を適確に遂行していく上での十分な要員が確保される見通しがある等」(原判決69頁)という被控訴人国の主張を無批判的に受け入れ、要員の確保という形式的な人的要素に限定してしまったことによるものである。

六 技術的能力に欠ける訴外動燃にもんじゅの設置・運転はまかせられない

- 1 原子力安全委員会のもんじゅ安全性確認ワーキンググループは、2000年(平成12年)8月「もんじゅの安全性への取り組みの確認について」と題する報告書を提出している。上記報告書では訴外動燃に対し、品質保証につき単に既存の基準、規格に準拠するだけでなく、最新の技術情報を入手して設計に反映する機能を充実・強化すること、損なわれた国民の信頼感を回復するため、事故時に限らず平常時から正確な情報を伝達できる組織体制にすること、異常時運転手順書は、運転員から見て必要な情報が含まれ、かつ、分かりやすい内容、表現とすべきこと、ナトリウムの中小漏えいの場合を含めた対処方法について基本方針を明確にすべきこと、非常時、異常時を通じての運転体制、技術支援体制を改めること、本件ナトリウム漏えい事故時にみられた運転員の不適切な対応を避けるため運転員の教育・訓練を改善すること、常陽での技術の蓄積や経験を活用した体制をとること、高速増殖炉以外の分野からも開発に必要な技術情報を収集し、分野の異なる専門家とも意見交換をすること、もんじゅのような研究開発段階の施設においては新たな知見が得られる可能性が大きいので、設置許可後に得られた知見を適切に反映し安全確保対策に取り入れること等を指摘している(甲イ487)。

上記指摘事項は、その研究開発に最先端の科学技術を要求され

る高速増殖炉を設置・運転する事業者にとって最も基本的なことであり、ワーキンググループから訴外動燃が上記事項を指摘されること自体、訴外動燃の技術的能力が欠如している実態を明らかにするものである。

- 2 訴外動燃の理事長都甲泰正氏(前原子力安全委員会委員長)は、1998年7月29日理事長就任挨拶で福井県庁を訪れた際の記者会見で、「従来訴外動燃は安全最優先の姿勢が欠けていた。」と述べ、訴外動燃の意識改革につき、「早道はなく、まだ時間がかかる。」としている(甲イ446)。

この発言は、訴外動燃の最高責任者自らが、本件ナトリウム漏えい事故後も訴外動燃の体質改善は進まず、一朝一夕には訴外動燃の意識改革を含む技術的能力も改善ができないことを認めるものである。

- 3 このような原子炉を設置するために必要な技術的能力もその運転を適確に遂行するに足りる技術的能力の欠如も明らかな訴外動燃に本件もんじゅの設置・運転をまかせれば、本件ナトリウム漏えい事故等から2次冷却系3ループが使用不能となり、炉心冷却能力の低下から炉心溶融という重大な事態に至り、そのような事態において炉心の核分裂反応度が再臨界条件を超えれば、炉心崩壊事故という最悪の事態を招くことになる。

七 結 論

以上のとおり、申請者の技術的能力についての本件もんじゅに対する原子炉設置許可処分は、安全委員会がその調査審議に用いた具体的審査基準に、現在の科学的技術水準に照らし不合理な点があることは明らかであり、原子炉を設置するために必要な技術的能力及びその運転を適確に遂行するに足りる技術的能力の欠如が明らかな訴外動燃にもんじゅの設置・運転を許可し、もんじゅが稼働することになれば、炉心崩壊事故という最悪の事態を招き、本件もんじゅの従業員やその周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、周辺の環境を放射能によって汚染するなど、深刻な災害を引き起こす

おそれがあるから，原子炉等規制法 24 条 1 項 3 号に反する重大な違法があり無効である。

八 被控訴人の技術的能力の適合性審査の主張に対する反論

1 被控訴人の最終準備書面における主張

(1) 控訴人らは，原子炉等規制法 24 条 1 項 3 号に定める技術的能力の審査対象につき，申請者の組織の要員の確保や技術者の資格等という形式的な人的要素に一面的に限定することは，最高裁伊方判決の判示に反する判例違反であり，原判決も認定する本件ナトリウム漏えい事故の発生等にみられる訴外動燃の技術的能力欠如の事実からすると，訴外動燃に技術的能力の適合要件を具備しているとした本件許可処分は重大な違法があり無効であると主張した（控訴人最終準備書面 197 頁～205 頁）。

(2) これに対し被控訴人は最終準備書面において，原子炉等規制法 24 条 1 項 3 号の立法趣旨から，技術的能力の審査対象は，「原子炉を設置しようとする者がそれに必要な組織，要員を確保することになっているか等を中心に，人的，組織的な面から事業者としての適格性があるか否かを判断するものである。」（被控訴人最終準備書面 57 頁）とし，控訴人らの技術的能力に審査対象についての主張は，「独自の見解であり，伊方判決の判示に適合しないものであって，失当である。」と反論する（被控訴人最終準備書面 59 頁）。そして原判決が訴外動燃の技術的能力が欠如しているとして指摘する事項は，「そもそも技術的能力の審査の対象外であって，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）の要件に係る違法事由となり得ないものである」（被控訴人最終準備書面 60 頁）と主張する。

(3) 更に，裁判所は申請者である訴外動燃の技術的能力の要件適合性につき，「現在の科学技術水準」に照らし本件許可処分が無効か否かを判断すべきではなく，処分時において無効か否

かを判断するものであるとする（被控訴人最終準備書面 60 頁）。

しかし，上記被控訴人の技術的能力の審査対象の解釈及び技術的能力の裁判所の判断時についての反論は，以下の理由から失当であることは明白である。

2 技術的能力の審査対象についての控訴人らの反論

(1) 控訴人は，技術的能力の審査対象を申請者の人的，組織的な面に限定すべきであると主張する根拠を，原子炉等規制法 24 条 1 項 3 号の技術的能力に係る要件の立法趣旨，すなわち，「原子炉が原子核分裂の過程において高エネルギー - 放出する核燃料物質を燃料として使用する装置であり，その稼働により，内部に多量の人体に有害な放射性物質を発生させるものであって，原子炉を設置しようとする者が原子炉の設置，運転につき所定の技術的能力を欠くときは，当該原子炉施設の従業員やその周辺住民等の生命，身体に重大な危害を及ぼし，周辺の環境を放射能によって汚染するなど，深刻な災害を引き起こすおそれがあることにかんがみ，上記災害が万が一にも起こらないようにするため，原子炉設置許可の段階で，原子炉を設置しようとする者の右技術的能力を，科学的，専門技術的見地から，十分な審査を行わせることにある」（伊方判決）ことに求める（被控訴人最終準備書面 57 頁）。

(2) しかし，原子炉等規制法 24 条 1 項 3 号の立法趣旨から，技術的能力の審査対象を人的，組織的な面に限定するという被控訴人の主張を導き出すことは到底できない。

なぜなら，最高裁伊方判決は，被控訴人の引用する上記のような技術的能力の立法趣旨を述べたあと，「技術的能力も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，平常時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右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、右審査の対象は、将来の予測に係る事項も含まれているのであって、右審査においては、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。」として、原子力安全委員会は技術的能力の審査の対象を、多角的、総合的見地から検討し、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き総合的に判断すべきだと判示しているからである。

最高裁伊方判決が判示する「当該原子炉設置者の右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のもである」ということの重要性は、以下の例を見れば明らかである。

安全審査の目的である「基本設計の安全性の確認」のために行なわれる「安全性評価」では、原子炉施設で発生する可能性のある異常事態においても安全機能が維持できることを、「運転時の異常な過渡事象」と「事故」のいくつかを想定して解析することになっている。そして、それらの解析対象となる異常事象は、いずれも、「機器等の故障、破損あるいはこれに係る運転員の誤操作など」を原因として発生すると想定されている。

そして、それらの原因を想定する際には、施設設置者に期待されている技術能力が前提となっていることは言うまでもない。上に引用した最高裁伊方判決の判示部分は、まさに、そのことを指摘しているのである。

そのことを万人に提示した具体例の一つが、まさに、「もんじゅナトリウム漏えい火災事故」であった。

同事故の直接の原因は、2次主冷却配管に挿入されていたナトリウム温度計の破損であったが、その背景に、温度計設計をメーカーに任せきりで、まともなチェックをしてなかった技術的無能があったことが明らかになっている。

さらに、配管からの高温のナトリウム漏えいを4時間近くも放置していた原因は、ナトリウム漏えい事故時の事故対応マニュアルの不備、欠陥にあったことも明らかになっている。

原子力施設設置者に当然期待される技術的能力を欠いていたために、「ナトリウム漏えい火災事故」を引き起こし、事故状態を早期に収拾できなかったことは、動燃が事故後に公表した一連の事故報告書でも認められているのである。

(3) ところが被控訴人は、上記最高裁伊方判決の判示部分から、「技術的能力そのものの審査について、多角的、総合的見地から検討するものと判示しているのではない。」(被控訴人最終準備書面59頁)との解釈を行い、技術的能力の審査対象を人的、組織的な面に限定するという結論を導いているが、上記最高裁伊方判決の判示部分を被控訴人のように解釈することは文理上からも到底困難である。

(4) 被控訴人が、上記最高裁伊方判決の判示があるにもかかわらず、技術的能力の審査対象を人的、組織的な面に限定するという解釈を、控訴審の最終準備書面の段階に至り、原子炉等規制法24条1項3号の立法趣旨から強引に導くことになった背景には、技術的能力に関しては、原子炉施設の位置、構造及び設備が原子炉による災害防止上支障がないものか否かの適合性を審査すべきと定めている原子炉等規制法24条1項4号とは異なり、具体的審査基準となるべき原子力安全委員会等が定めた「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」等の安全審査のための指針類は全く存在せず、だからと言って、原判決が判示するように原子炉規則1条の3第2項5号の「原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書」等に求める(原判決69頁)ことも、解釈上不可能であったからと思われる。

3 技術的能力の裁判所の判断時についての控訴人らの反論

(1) 被控訴人は、技術的能力の要件適合性につき裁判所は、「現在の科学技術水準」に照らし判断すべきでなく、処分時において無効であるか否かを判断すべきと主張するが、その根拠につき、「裁判所が訴訟においてする原子炉等規制法24条1項3号の要件の該当性の判断は、同項4号の要件適合性の判断と異なり科学的経験則の問題ではないから、「現在の科学技術水準」に照らし判断すべきでない。」(被控訴人最終準備書面60頁)

と述べる。

- (2) しかし、被控訴人の上記主張は、技術的能力の審査対象を申請者の人的、組織的な面に限定すべきであるとする被控訴人の主張を前提とするものであるが、技術的能力の審査対象を被控訴人のように限定し解釈することが、原子炉等規制法 24 条 1 項 3 号の立法趣旨や最高裁伊方判決に反することは前述したとおりである。
- (3) 最高裁伊方判決は、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の取消訴訟における裁判所の審理、判断は、現在の科学技術水準に照らし、右調査審議において用いられた具体的審査基準に不合理な点があるか否か、当該原子炉施設が右の具体的審査基準に適合するとした原子力委員会若しくは原子炉安全専門委員会の調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があるか否かを審理すべしと判示しているが、最高裁がこのような判示を行ったのは、処分当時の科学的知識によれば、原子炉を設置しようとする申請者の技術的能力があり、当該原子力施設の事故防止対策が十分で安全であると判断された場合であっても、現在の科学的知識によれば、申請者の技術的能力では原子炉設置のための事故防止対策は不十分であり、申請者にその運転を適確に遂行するに足りる技術的能力が欠くとき、将来これを申請者に稼働させた場合には、当該原子力施設の従業員やその周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、周辺の環境を放射能で汚染するなど、深刻な災害を引き起こすおそれがあるからである。
- (4) 被控訴人は、裁判所が訴訟においてする原子炉等規制法 24 条 1 項 3 号の要件の該当性の判断は、同項 4 号の要件適合性の判断と異なり科学的経験則の問題ではないと主張するが、最高裁伊方判決は前述したように、「右審査（技術的能力を含めた原子炉施設の安全性に関する審査）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」としており、技術的能力についても、科学的経験則による判断は排除すべしとの判示はしていないので

ある。

- (5) 以上より，被控訴人の技術的能力の要件適合性の有無の裁判所の判断は，「現在の科学技術水準」に照らし判断すべきではなく，処分時において無効であるか否かを判断すべきであるとする主張は，最高裁伊方判決の判例に反する独自の見解であり，失当であることは明白である。

第5章 結論

第1 我が国における高速増殖炉開発の終わりの始まり

一 高速増殖炉開発の経過

我が国の高速増殖炉計画では、その当初から高速増殖炉の開発を目指し、その段階として、実験炉としての「常陽」、原型炉としての「もんじゅ」、さらには、実証炉・実用炉の開発へとステップアップしていく計画であった。しかし、この計画は時間がたてば立つほどその実現の時期が遠のくという不可思議な経緯をたどってきた。この経緯を図示すると次の通りとなる。

長期計画	制定年	高速増殖炉実用化見通し	実現までの年数
1回	1956	記載なし	記載なし
2回	1961	記載なし	記載なし
3回	1967	1985 - 88	18 - 22
4回	1972	1985 - 94	13 - 22
5回	1978	1995 - 2004	17 - 26
6回	1982	2010頃	28
7回	1987	2020 - 2030	33 - 43
8回	1994	2030頃	36
9回	2000	記載なし	記載なし

(各回利用計画より作成 文責控訴人代理人海渡雄一)

すなわち、第8回までの長期利用計画では、一応実用化の見通し時期が示されてきた。それも、後になるほど実用化までの時期は延ばされてきたのである。

高速増殖炉は燃料を使えば使うほど増えていく夢の原子炉というふれこみで、1兆円ものすさまじい国費を投じて進められてきた。しかし、計画を進めれば進めるほど実現の時期が遠のき、結果的には2000年の長期計画では、次の実証炉の建設時期すら計画がなくなってしまったのである。

すくなくとも，1987年の7回には1990年代後半に着工するとされ，1994年の8回には2000年代初頭には実証炉を着工するとされていたのである。この実証炉計画も具体的な形では長期計画に示されなくなっている。

このような開発の遅れは，「単なる遅れ」ということでは済まされるレベルでない。高速増殖炉という原子炉の開発コンセプトそのものが誤っていたことを示唆するものである。イギリスでは，高速増殖炉の開発を中止させたサッチャー首相が高速増殖炉開発を進めようとする人々を指して，「国家に対する詐欺」を働くものと批判したという。我が国においても，原子力官僚と動燃職員はこのように批判されても，反論はできないであろう。

二 2000年12月策定の原子力利用長期計画ともんじゅ

もっとも最近に策定された2000年12月策定の原子力利用長期計画において，高速増殖炉の位置づけは，これまでもまして不明確なものとなった。

ここに至るには次のような前史があった。

1997年5月26日政府与党の財政構造改革会議は（議長橋本龍太郎）その企画委員会報告でもんじゅについて撤退・大幅な縮減を含めた全面的な見直しが盛り込まれた。その後，原子力産業界による猛烈な巻き返しにより，結果的には6月3日に発表された最終報告書「財政構造改革の推進方策」では，もんじゅの見直しという表現に訂正され，「撤退・大幅な縮減を含めた」という文言は削除された。いずれにしても，政府与党内にももんじゅの開発続行に対する深刻な疑問が97年の段階で提起されていたのである。

このことがはっきりと原子力委員会の長期計画という基本文書に記載されたのである。第一に，「もんじゅ」が高速増殖炉開発の一過程である原型炉であるという位置づけがなくなってしまったのである。すなわち，長期計画の「長期計画における高速増殖炉」の項における（もんじゅ）の項は次のように記載されている。

「1995年のナトリウム漏えい事故以降運転を停止している原型炉

「もんじゅ」は、高速増殖炉サイクル技術のうち最も開発が進んでいるMOX燃料とナトリウム冷却を基本とする技術を用いた原子炉でかつ発電設備を有する我が国唯一の高速増殖炉プラントである。

「もんじゅ」の意義、役割等については、高速増殖炉懇談会等においてもこれまで検討がなされてきたところであるが、今後、発電プラントとしての信頼性の実証とその運転経験を通じたナトリウム取扱技術の確立という「もんじゅ」の所期の目的を達成することは他の選択肢との比較評価のベースともなることから、同目的の達成にまず優先して取り組むことが今後の技術開発において特に重要である。

このことから、原型炉「もんじゅ」は我が国における高速増殖炉サイクル技術の研究開発の場の中核として位置付け、早期の運転再開を目指す。

そのためには「もんじゅ」について、今後、安全規制行政機関や原子力安全委員会の厳格な審査等を経て、核燃料サイクル開発機構は、ナトリウム漏えい対策を確実に実施するとともに、安全総点検を踏まえ施設の安全性の向上を図り、立地地域を始めとする社会の理解を広く得つつ運転を再開し研究開発を進めることが必要である。

研究開発を進めるに当たっては、「もんじゅ」事故及びその後の一連の事故や不祥事によって国民の原子力に対する不信感と不安感が著しく増幅されていることを重く受け止め、研究開発段階にある原子炉であることを認識し安全確保に万全を期すとともに、徹底した情報の開示と提供を行うなど、国民及び地域住民の信頼確保に格別に留意する必要がある。

「もんじゅ」は、高速増殖炉の将来の研究開発にとって国際的にも貴重な施設であり、「もんじゅ」及びその周辺施設を国際協力の拠点として整備し、内外の研究者に開かれた体制で研究開発を進め、その成果を広く国の内外に発信することが重要である。

長期的には、実用化に向けた研究開発によって得られた要素技術等の成果を「もんじゅ」において実証するなど、燃料製造及び再処理と連携して、実際の使用条件と同等の高速中性子を提供する場として「も

んじゅ」を有効に活用していくことが重要と考えられる。また、マイナーアクチニドの燃焼や長寿命核分裂生成物の核変換等に関するデータを幅広く蓄積する上からも「もんじゅ」の役割は重要である。」と。ここでは、「もんじゅ」の開発コンセプトの延長上に次の実証炉を構想するという本来の「原型炉」としての位置づけは全くなくなってしまう。

三 2000年12月策定の原子力利用長期計画と高速増殖炉実証炉

続く（実用化に向けた展開と研究開発評価）の項目を見れば、このことはさらに明確となる。この項目には次のような記載がある。

「高速増殖炉サイクル技術の研究開発に当たっては、社会的な情勢や内外の研究開発動向等を見極めつつ、長期的展望を踏まえ進める必要がある。そのため、高速増殖炉サイクル技術が技術的な多様性を備えていることに着目し、選択の幅を持たせ研究開発に柔軟性をもたせることが重要である。

具体的には、高速増殖炉サイクル技術として適切な実用化像とそこに至るための研究開発計画を提示することを目的に、炉型選択、再処理法、燃料製造法等、高速増殖炉サイクル技術に関する多様な選択肢について、現在、核燃料サイクル開発機構において電気事業者等、関連する機関の協力を得つつ実施している「実用化戦略調査研究」等を引き続き推進する。

また、核燃料サイクル開発機構、日本原子力研究所、電力中央研究所、大学、メーカー等は、国内外の研究開発施設の活用や海外の優れた研究者の参加を含め、高速増殖炉サイクル技術について裾野の広い基盤的な研究開発を行っていく。

高速増殖炉の実証炉については、実用化に向けた研究開発の過程で得られる種々の成果等を十分に評価した上で、具体的計画の決定が行われることが適切であり、実用化への開発計画については実用化時期を含め柔軟かつ着実に検討を進めていく。

このため、国は研究開発の進め方や到達度について随時チェックアンドレビューを行う。その評価に当たっては、研究開発投資の効率性の

観点を重視するなど、単なる技術評価にとどまらず、必要に応じ社会的状況の変化などを踏まえて研究開発政策等の見直しを行うことが必要である。」

このような長期計画の記載の特徴は、実証炉の開発の主体や設計の概要、開発時期のいずれも特定できなかったということである。民間が主体となって実証炉開発を行うことがこれまでの計画であったが、今回の長期計画では、炉型選択も含めて研究をしていくことしか決まっていない。実用化時期も「柔軟・着実」という曖昧な表現しかなされておらず、直近の長期計画にはかろうじて示されていた「2030年頃」という非常に漠然とした見通しすら維持できなくなっていることを示している。

四 まとめ

以上を端的にまとめれば、高速増殖炉実証炉計画は完全に停止を決めたアメリカやヨーロッパ諸国が、その決定の直前に辿ったように、限りなく幻に近いものとなりつつあるのである。

小泉政権のもとで押し進められている特殊法人改革において、原子力関係の特殊法人の問題も議論されている。具体的には、構想段階ではあるが原子力研究所と訴外動燃との5年後の統合が決定された。このような法人の統廃合によって、事務の見直しを行うとすればもんじゅ開発は真っ先にその継続の可否を議論されるべきである。

このような高速増殖炉の開発計画が日本においても崩れてきていることは、世界の高速増殖炉計画の消滅の過程をたどることで、さらに明確に裏付けられる。

第2 世界の高速増殖炉開発は「停滞」でなく「停止」した

一 アメリカ

1 原子力発電所の新規発注なし

1979年3月ペンシルベニア州のスリー・マイル・アイルランド原発二号炉が炉心溶融事故を起こし大量の放射能が周辺地域に放出された。この事故の影響もあり、1978年以来新規の原発発注は一基もなく、毎年多数の計画がキャンセルされ、原子力産業は完全に斜陽

化したといわれている。運転中であったカリフォルニア州，ランチョセコ原発は1989年6月の住民投票の結果，廃棄に追い込まれた。現在では，原子力産業への投資は冷え切っている。2000年に大統領に就任したブッシュ大統領は原子力推進の姿勢を見せているが，9・11同時テロによって，改めて原子力施設の安全上の問題だけでなく外部からの攻撃に対する脆弱性とその場合の被害大きさがクローズアップされており，仮に政府のバック・アップがあったとしても息を吹き返すことは困難と考えられている。

2 研究開発まで停止した高速増殖炉開発

高速増殖炉については，1983年10月に原型炉のC R B R炉の予算が否決され，16億ドルの政府資金を投じて7割が完成した段階で，開発は中止されている。1983年12月にバーンウェル再処理工場の建設が中断されていたのを正式に閉鎖を決定している。現在，軍事プルトニウムを軽水炉で燃焼させる計画は検討されているが，高速増殖炉，再処理の現実的な計画は存在しない。その後もしばらくは長期的な研究開発は続行するとされていた。新型液体金属冷却炉LMRとして，SAFR，PRISMの概念設計が行なわれ，1988年7月比較検討の結果PRISMが選定された。しかし，このLMRについての研究開発も現在は予算もつかず，停止された状態にある。

またDOEは，1990年1月29日，唯一運転中であった実験炉FFTFを議会の承認を条件に，90年4月に停止すると発表し，1992年度予算要求においてもFFTFの永久閉鎖を求めている。

最近の高速増殖炉に関するアメリカの唯一の動きは1997年12月にこの停止していたFFTFを核兵器用のトリチウム生産炉として再開することの是非が検討されていると報道されたことである。これも高速炉という技術の流用によって核兵器の材料を生産しようというものであり，高速増殖炉技術はアメリカでは完全に死に絶えたといっている。

二 ドイツ

1 ドイツのエネルギー構成，エネルギー政策

ドイツ国内で運転中の原子力発電所は19基，合計出力は2206万キロワットであり，必要電力量の約3割，一次エネルギーの約1割をまかなっている。

ドイツ政府のエネルギー計画ではエネルギー需要は横ばいを想定し，今後褐炭・石油エネルギーは削減，天然ガスと再生可能エネルギーは拡大していくこととされている。

ドイツでは電気事業は大手電気事業者が8社あり，旧西ドイツ地域の発電電力量の約8割を占めている。その他にも地域電力会社が約900社存在している。

ドイツでは「原子力発電所の許可は裁判所の確認を要する」とまでいわれるほど，多くの原発の許可に対する行政訴訟の提起が一般化してきた。そして，原子炉の設置許可に批判的な決定・判決も数多く出されており，これらの決定・判決も一つのきっかけとなって計画自体が撤回された例がすくなくない。

その中でも有名なものがミュルハイムケリヒ原発事件である。この事件は，現に完成して稼働していた原発が裁判による判決によって廃炉となった例である。たくさんの裁判判決が出されているが，1998年1月14日ベルリンの連邦行政最高裁判所は1995年の判決を支持し「規制当局は原子炉によってもたらされる地震のリスクを十分に評価していない」との理由で，この新しい第二次部分許可を無効とする判決を下した。

判決は許可申請における地震による被害の検討が1756年に付近で発生した歴史的な地震に基づく影響しか考慮されておらず，さらに広範で厳格な地震学的地質調査がなされておらず，不十分で，規制当局自らの定立した基準を満たしていないとしている。

2 再処理工場とプルトニウム利用の放棄

既に西ドイツ政府は1989年6月バイエルン州バックスドルフに計画されていた再処理工場プロジェクトの放棄を決定した。

1991年3月にはカルカーに建設されていた高速増殖炉SNR-300の閉鎖がドイツ政府とジーマンス社などによって正式に決定さ

れた。この原子炉は、オランダ・ベルギーとの共同プロジェクトとして進められてきたものであるが、建設が完成した後も、社会民主党が政権をとるノルトライン・ウェストファーレン州政府当局が運転の許可を発給しないため、全く運転ができない状態にあった。既に70億マルク（約6千億円）もの建設費用が投じられていて工事がストップしていた。

3 再生可能エネルギーの買取の義務付け法

1990年10月5日ドイツ連邦議会は「再生可能エネルギー発電の電気事業者系統への供給法」を可決した。この法律は、電気事業者にその供給区域内で発電される再生可能エネルギーによる電気（水力、風力、太陽エネルギー、バイオ・ガス、農林業からの生産品、生物上の残余物質や廃棄物などから生産される電気）を買取り、これに一定水準の補償を行うことを定めたものである。この補償の水準は太陽エネルギーと風力については電気の最終需要家への平均販売単価の90パーセントを、500キロワットまでの水力、バイオ・ガス発電所からの電気についてはおなじく75パーセント、500キロワットを超える同発電所からの電気については同じく65パーセントを最低料金として規定している。この法律は、再生可能エネルギーの利用を促進する目的で立法化されたものであるが、電気事業者は経済的な観点から、この法律の成立に強く反対していた。この法律は、1991年1月1日から施行されている。

4 1994年、1998年原子力法改正

1994年に原子力法が改正され、法から原子力の振興の目的が削除され、原発の新設にあたってはどんな事故の場合にも放射能の影響が敷地外に及んではならないとした。この規制をクリアーすることはきわめて困難であり、今後新しい原発の許可を取得することはほぼ困難となったと評価されている。又、これまでは使用済み燃料の再処理が義務づけられてきたが、この規定が削除され、再処理をしないで使用済み燃料を直接処分することが公式に認められるに至った。

1998年には再度原子力法が改正され、連邦政府の安全検査機関

により、枠組み許可（第一次部分許可）ができることとされた。この改正は原子力発電所の許可の発給に慎重な州政府から許可権限の一部を連邦政府に移すことにより、新規原発の認可の促進を図ったものである。同時に、放射性廃棄物の最終処分事業を民営化することも決定された。但し、前者の改正は後述のように、社民党と緑の党の連立政権の発足により撤回された。

5 脱原子力政策の全面的な展開へ

1998年9月ドイツの連邦総選挙で社会民主党と緑の党の連立政権が誕生した。この連立政権の連立合意においては、次のようなエネルギー政策が合意された。

その内容は、

「第一段階として政権発足後100日以内に原子力法を改正し、

- 1 原子力推進の目的を削除する。
- 2 事業者に対して一年以内に、安全性の総点検を義務づける。
- 3 危険性の疑いに関する立証責任を明確化する。
- 4 廃棄物処分は直接最終処分に制限し、再処理を禁止する。
- 5 EU規則の導入に関するものは例外として98年の原子力法改正（州政府の持つ許認可権の一部を連邦政府に移管する）を廃止する。
- 6 原子力災害の賠償準備金を増額する。

第二段階として

連立政権は新しいエネルギー政策や原子力終結の方法、廃棄物問題に関するコンセンサス形成のために、エネルギー供給企業が対話の席につくように促す。これには、政権発足後一年以内の期限を設ける。

第三段階として

連立政権は損害賠償を伴わない原子力利用からの離脱を規定した法案を提出する。企業の脱原発への同意については時間的な制限を設ける。

（廃棄物処分については省略）」

2000年6月にはこの政策に基づいて産業界との具体的な脱原発

のシナリオを合意した。この中で原発の総発電量を2・6兆キロワットと合意し、法定運転期間を32年と合意した。また、電力側は裁判のために止まっていたミュルハイムケリヒ原発に関する運転許可申請を撤回し、州政府宛の損害賠償請求訴訟も取り下げた。

三 フランス

1 スーパーフェニックスの閉鎖へ

1986年に臨界に達したフランスの高速増殖炉実証炉スーパーフェニックスは1987年3月ナトリウムの漏洩事故によって運転が停止された。1989年1月運転再開許可が出されたが、1989年9月同炉の運転主体NERSAはプルトニウム生産にメリットがないという経済的な理由からスーパーフェニックスでのプルトニウムの増殖をおこなわないことを決定した。

その後1990年7月には、ナトリウムへの空気の大量流入によるナトリウムの酸化事故が発生して、再度運転を停止した。このような状況のもとで1990年8月にはフランスのマスコミが一斉に「スーパーフェニックスは永久停止へ」との報道を始めた。フランス最高行政裁判所は1991年5月前記の運転再開許可は運転条件を指定しておらず無効であるとの判断を示している。

1996年には一時運転を再開したものの、同年末には運転を停止し、これが同炉の最後の運転となった。結局運転開始以来、同炉が運転したのはわずか10カ月、設備利用率は6パーセントであった。

1997年6月にはジョスパン首相は「巨額な投資額に比べて、その成果は極めて疑わしい」として、閉鎖の方針を表明した。1998年2月には同炉の閉鎖は関係閣僚会議で、正式に了承された。EDFによれば、同炉の廃炉に伴う費用は165億フランに達する見込みである。

2 重大事故相次ぐフェニックス原型炉

1973年に運転を開始したフェニックス原型炉では重大事故が相次いでいる。1989年8月にアルゴンガスを巻き込み気泡がブランケット部分を通じたため、反応度の異常低下事故を引き起こしたと

されている。

1989年12月から運転を再開して1990年9月9日再度大規模な反応度の異常を起こした。1990年の反応度低下は、1989年のそれと、発生周期はほぼ同じであるが、振幅ははるかに大きく、このような反応度の変動を発生させるためには、1989年に想定された50リッター規模ではなく、数百リッターのアルゴン気泡としないと説明がつかないといわれていた。最近では、この出力異常は炉心の運動によるものとの説明もなされているが、原因の詳細は解明されていない。

フランス原子力安全局DSINは、出力異常のフェニックス炉の事故原因が究明されるまで、スーパー・フェニックスについても、運転許可を出さない方針を示していた。

同炉はいったん運転を再開したものの、1995年から3年間に渡って運転を停止した。このように運転の停止が永く続いた理由は規制当局であるDSINが事故時の炉心支持の性能とプラントの耐震構造に懸念を示していたためである。フェニックス炉ではシビアアクシデントの際に支持構造物が原子炉容器の底に落下し、容器を貫通する可能性があることが懸念されたのである。また、耐震構造についても、最近の新しい研究に基づいて設定された新しい耐震設計基準を満たすことが求められた。結局、1998年1月にはDSINは運転の許可を行なった。しかし、その際には第50サイクル運転の停止後に炉心構造部の溶接部の検査、土木構造物の耐震性の改善を行うことが求められていた。

ところが、1998年50サイクル運転における水・蒸気系の給水系タンクの点検のための原子炉停止中に約6トンの二次系ナトリウムが中間熱交換器から炉容器内に流出していることが判明した。原因の詳細は発表されていないが中間熱交換器が破損したことは明らかである。この事故の意味づけについては、第4章第2において蒸気発生器事故のもつ潜在的な危険性について議論する際に再論しておいた。

このように、フェニックス炉にも重大トラブルが続発しており、又

その安全性について規制当局から深刻な問題が提起されている状態にある。

四 イギリス

1 民営化できなかった原子力発電

イギリスではサッチャー政権の民営化政策の一環として電気事業の民営化を計画し、1989年7月には法案が国会で成立し、1990年4月電気事業は民営化された。ところが、この民営化法案の審議の過程で原子力発電の経済性ととりわけ廃棄物処理に要する費用が莫大なものになることが明らかにされ、株式の売却が困難と考えられたため、原子力発電部門は民営化から外され、国営のまま残されることとなった。このような原子力発電の経済性にたいする疑問から、計画中であった加圧水型原子炉四基の開発は凍結されるにいたった。

2 運転停止した原型炉

イギリスでは、高速増殖炉原型炉PFRが1976年から運転中であつたが、1987年に蒸気発生器における細管の大量破断事故を起こし、1994年には運転を停止した。1988年7月イギリス政府は、今後高速増殖炉の商業化は、30ないし40年は必要ないと認識のもとに、その予算措置を大幅に削減した。1990年7月25日、イギリスの下院エネルギー特別委員会が高速増殖炉の開発政策について報告書を発表した。その内容は、「2020年ごろに至っても商業炉の発注の必要が生ずる見通しは少ない。1988年の決定は妥当である。」というものである。

次項で述べるEFRについても1993、1997年に再検討を行ないその時点で、必然性が認められなければ、1997年に撤退をはかるべきであるとしていた。もともとの実証炉の計画CDFRは計画として撤回された。

イギリスでは、日本からの再処理委託を主たる業務とするセラフィールド再処理工場のソーブが稼働中であるが、国内でのプルトニウムリサイクル計画は放棄されている。この再処理工場を経営しているBNFL社は1999年秋に関西電力高浜原発向けのMOX燃料のデー

タ偽造事件を引き起こし、世界の顧客の信用を失い、再処理契約は相次いでキャンセルされている。2001年秋にはイギリスのインディペンデントなどの有力紙が同社の経営危機を報道するに至っている。

五 ヨーロッパ高速炉計画について

1 ヨーロッパ高速炉計画とは

スーパー・フェニックス炉に続く次期ヨーロッパ高速炉計画EFRについては、フランス、イギリス、旧西ドイツ、イタリア、ベルギーの五か国で協議が行なわれていたが、イタリア、ベルギーは共同開発から離脱し、フランス、イギリス、旧西ドイツの三国が、1989年2月、次期ヨーロッパ高速炉計画について協定を締結した。

2 立ち消えとなったヨーロッパ高速炉の開発

その後イギリス、旧西ドイツの二国については、高速炉開発の路線自体が国内的にも否定され、その実現性は、不透明なものとなってきており、イギリスの下院エネルギー特別委員会は、1990年7月「高速炉が2020年 - 2030年までに利用可能になりそうだという新しい証拠がないかぎり、」遅くとも1997年までにEFR計画から手をひくよう勧告していた。1992年11月にはイギリス政府は議会において、ヨーロッパ高速炉に対する出資を1993年3月31日で打ち切るとの声明を発表した。フランスは1989年10月に公表された、原子力政策において、頼りにならないイギリス、旧西ドイツにかわって、アメリカ、日本との協力を強めるべきであるとしていた。しかし、そのフランスでスーパー・フェニックスが閉鎖されることが確定したことにより、ヨーロッパ高速炉計画も立ち消えとなった。

六 その他

スウェーデンでは、当初から高速増殖炉開発の計画はないが、1997年2月に社会民主党、中央党、左翼党の三党が、98年7月までに最初の原子炉を閉鎖し、二基目を2001年7月までに閉鎖することを合意した。スウェーデン政府は1998年2月脱原発政策にしたがい、98年6月30日をもってシドクラフト社のバーセベック1号機に発給されている運転認可を取り消すことを決定した。これに対してシドクラフ

ト社側は欧州委員会と最高行政裁判所に提訴したが認められず，結局 1999年11月30日バーセベック原発はスウェーデンの原発廃止方針の具体化として廃止された。

アジアでも台湾インドネシアなどで原発の新設計画が阻止され，台湾については2000年9月には脱原発の方針が新政権の方針として確立された。その後第4原発の建設続行の方針が示されているが，これを最後の原発とすることは既定方針とされている。

七 結論

以上のとおり，高速増殖炉の開発については，日本に先行して開発をすすめてきたアメリカ，ドイツ，フランス，イギリスの各国では，紆余曲折はあったものの，すべての国で停止され，又は停止されつつある状況にある。

現在，高速増殖炉の開発をすすめている国は，ロシアとインド，中国などに限られている。ロシアでもトラブル続きであり，インド，中国は実験段階にすぎない。高速増殖炉の開発は既に世界的に否定されており，その主要な理由は安全性の欠如と経済性の欠如である。

第3 国際的に孤立した日本の核燃料サイクル・プルトニウム利用政策

一 国際的動向から余りにもかけ離れた異常な政策選択

このような状況にもかかわらず，日本ではなおプルトニウムをエネルギー源として利用する「核燃料サイクル」の推進が止まらず，さらに地球温暖化防止のために多数の原発の増設が必要とする政策を撤回していない。このようなエネルギー政策は国際的な動向からも大きくかけ離れた特異なものとなりつつある。

二 再処理計画の無謀

電力会社の共同出資企業である日本原燃産業は現在青森県で再処理工場を建設中である。この施設の予算規模は2兆1千億円に達する巨額なものである。再処理工場は核燃料を硝酸で溶かして，その溶液中から化学的な処理によってプルトニウムを取り出す技術である。しかし，その製品であるプルトニウムを使用したプルトニウム・ウラン混合燃料は通常のウラン燃料に比して，著しく高価であり，政府は試算結果

を公表していないが、さまざまな情報を総合すれば価格は10倍程度に達するとされている。

このような施設を建設しても、経済的に成り立つことは考えられない。かえって、電力会社の財務対質を弱め、また、世界最高水準と言われる日本の電力コストをさらに高める危険性が危惧されている。

三 プルサーマル計画は頓挫している

高速増殖炉という本筋のプルトニウム利用計画が見通しがなくなる中で、海外再処理委託や青森六ヶ所再処理工場などから生み出されるプルトニウムの使い途が大きな問題となっている。そこで浮上してきたのが、軽水炉でプルトニウム・ウラン混合燃料を燃やすプルサーマル計画である。

しかし、このようなプルトニウム利用政策は国内の地方自治体からも受け入れられていない。政府は、福井県高浜、福島県福島第二、新潟県柏崎刈羽の3地点でプルサーマルの利用を計画し、1999年から実施する予定であったが、関西電力高浜原発については前述のBNFL社のデータ偽造によって停止している。福島県については、燃料製造会社であるベルゴニュークリア社と東京電力が関西電力が公表したような、燃料の品質管理データを公開せず、住民が燃料装荷を差し止める仮処分を2000年8月に申し立てた。この仮処分はデータ偽造の証明がないとして、2000年3月却下されたが、決定理由中でデータを公表しなかった東京電力とベルゴ社を厳しく批判した。結果的には、同月福島県知事が県民の理解が得られないとして、プルサーマルの実施に反対の姿勢を示したため、利用計画のめどは立っていない。

また、柏崎原発の計画については地元刈羽村の住民投票が2001年5月に実施され、過半数の住民が反対の意思を示したため、新潟県知事も受け入れられないとして、計画は頓挫している。原発が7機建設され、住民の多くが原発関連産業で働く刈羽村で、このような住民の意思が示されたことは、極めて重要である。

四 孤立した技術体系は危険

高速増殖炉、再処理、プルサーマルなど、プルトニウム利用を目的と

する核燃料サイクル政策の国際的な破綻は今や誰の目にも明らかである。いわば、日本の核燃料サイクル技術はフォロワーのない孤立した技術体系となっている。高速増殖炉について研究を続けている国がないという状況で日本だけがこれを続けることの危険性は言うまでもないことであろう。

このことは、「標準的なマニュアルがない。」「事故の経験の蓄積によって技術を改善していくというプロセスが困難となっている。」などの現実的な安全上の困難をもたらしている。

五 訴外動燃の底知れない腐敗

また、最近我が国において生じているほとんどの原子力事故や不祥事に訴外動燃が関係していることが重要である。もんじゅ事故後相次いだ東海村動燃再処理工場の爆発事故、我が国の原子力開発史上最悪のJCO臨界事故とMOX燃料のデータ改ざんなどの多くがプルトニウム利用と密接に関連している。

すなわち、1999年9月に発生したJCO臨界事故は、動燃の「常陽」のための燃料を製造する過程で発生した。JCO本体は軽水炉の燃料のための転換工程を実施する工場であったが、事故の発生したプロセスは動燃のための特別の施設であり、この施設における工程管理は動燃も立ち会っていた。

この事故の背景には、動燃から発注されたクロスブレンディングの要求に応えるために、無理な作業を強いられた事実が指摘されている。この点は控訴理由書において、詳しく触れたので、参照されたい。

これに先立って、動燃では1997年3月アスファルト固化処理施設において火災、爆発事故が発生したが、その事故の原因となったエクストルーダーの温度計が故障したのを長年放置し、その状態で従前の運転条件からはずれた作業を試みる中で事故が発生している。

動燃ではウラン廃棄物のドラム缶を永年にわたり水浸しで放置し、ドラム缶に大きな穴があいた状態であることが発覚した。

さらに動燃では再処理工場の溶解槽という核燃料施設で最も臨界事故が起こりやすいと考えられている容器について臨界防止装置が設計通

り働かないのを長年放置して「黙視確認」で臨界を防止して運転を続けてきたことも発覚している。

六 プルトニウムリサイクルの斜陽化がもたらしたモラルハザード

なぜ、これだけ多数の杜撰な作業、違法な行為が訴外動燃の核燃料サイクル施設において発覚し続けるのだろうか。プルトニウムリサイクルが斜陽化し、従業員のモラルが低下していることが大きな要因である。原子力の世界に夢を持って就職する大学生が激減している。また、動燃技術が抱えている欠陥として、核技術として非公開が原則とされ、他の原子力研究機関などの外部から検証が不可能な状態で技術全体が秘密にされてきたことがあげられる。核燃料サイクルは技術の本質において危険なものであるだけでなく、現実的に産業が空洞化し、これに関わる人間のモラルハザードを引き起こしている点からも危険性が増しているといえる。

第4 もんじゅ訴訟における重大な違法性の存在と施設の公益上の必要性について

- 一 不必要な施設、公益性のなくなった施設については重大な違法性の判断の基準は低くなる。

許可の無効性の判断の基準である「重大な違法」は相対的な概念であり、その許可により得られる公益との相関で判断すべきである。高速増殖炉技術は既に世界的に否定された技術であり、本件もんじゅは不要な施設である。

二 原子力発電の必要性和安全性に関する女川原発訴訟控訴審判決の判示

1 はじめに

平成11年3月31日に言い渡された女川原子力発電所建設差止請求控訴事件（判例時報1680号46ページ）は原子力発電と核燃料サイクルの必要性和安全性に関する評価の考え方について、非常に示唆に富んだ判示を行っている。これは、民事差止請求事件における判決であるが、本件における安全審査の過誤欠落が「看過し難いものであるかどうか」「違法性が重大なものといえるかどうか」の判断に当たって、参照すべきものとする。

2 環境リスクに関する判示

同判決はまず環境リスクについて次のように判示する。

「第一 原子力発電所施設の危険性の判断手法について
一 環境リスク

控訴人らは、原子力発電所のように、一度大事故が起こると、質・量共に、他の種類の事故と比べ、けた違いに深刻な結果を招く場合には、いわゆる環境リスクの問題として、国家や法がそのリスクを防止する機能を発揮すべく、差止めの判断基準もこれを前提として設定されるべきである旨主張する。

確かに、原子力発電所の事故について、例えば、いわゆるシビアアクシデントのレベルのものを想定すると、その結果の深刻さはいうまでもないところである。しかし、原子力発電所の運転も、これに関する事故の発生の危険性も、法律的に評価するときは、結局、これを社会的かつ有限な事象としてとらえざるを得ないのであって、仮に、控訴人らの主張が原子力発電所の事故発生の具体的な危険性の有無を超えて、論理的ないし抽象的・潜在的なレベルでの危険性が少しでもあれば一切原子力発電所の建設・運転が許されないという判断基準を求めるものであれば、採用することができない。

もっとも、原子力発電所の危険性の有無を判断するに当たっては、原子力発電所の事故の深刻さという特殊性を念頭に置き、他の社会的な事故との比較においても、十分に安全側に立った慎重な認定・評価をする必要があるということは否定できない。

同様に、原子力発電所の事故の深刻さを前提として、原子力発電所の危険性と必要性の兼ね合いについてみると、当該原子力発電所が周囲の住民等に具体的な危険をもたらすおそれのある場合には、いかにその必要性が高くとも、その建設・運転が差し止められるべきことはいうまでもない。また、逆に、以上のような原子力発電所の特殊性にかんがみ、当該原子力発電所の必要性が著しく低いという場合には、これを理由としてその建設・運転の差止めが認められるべき余地があるものと解するのが相当である。」

このように、原子力発電所の事故の深刻さを念頭に置き、「必要性

が著しく低いという場合には、これを理由として差し止めが認められるべき余地がある。」としているのである。

3 原子力発電所の必要性・経済性と危険性の兼ね合いについての判示

「ところで、原子力発電所の必要性・経済性と危険性の兼ね合いについて付言するに、右にみたように、少なくとも、現時点において、原子力発電所による一定の電力供給力の確保という必要性は否定できないが、さればとって、原子力発電所の運転上具体的な危険が生ずることも許されない。したがって、原子力発電所の必要性と安全性の確保は、いずれも否定することができない前提条件と考えられるのであるから、原子力発電所の運転に関しては、必然的に、経済性の要請は後退せざるを得ないというべきである。そうすると、程度問題ではあるが、原子力発電所を運転する側で、経済性を優先させる余り、稼働率を重視することがあれば、それは問題といわなければならない（なお、これに関連するが、原子力発電所がスクラム等で停止した場合でも、厳密に言えば、停止したこと自体が問題なのではなく、どのような原因で停止したのか、また、停止までの経過がどうであったのか、が重要なのであり、原子力発電所を運転する側において、原子力発電所を停止すること自体に躊躇したり、後ろめたさを感じたりすべきではなく、その経過と原因を徹底的に究明して事後の運転上の教訓にするとともに、できるだけ早い時期にその結果を必要かつ十分に開示して一般の理解を求めるべきである。）、他方、原子力発電所の運転を批判する側も、単に、経済性や能率性に劣るという理由だけで、いまこの時期において、直ちに原子力発電所の全廃を唱えるのも相当とはいえない（もとより、個々の原子力発電所のうち、具体的な危険を生じている原子力発電所の優先的な廃止を求めることとは別問題である。）」

4 核燃料サイクルの破綻を認めた判示

また、この判決は次のように判示して核燃料サイクルが破綻していることを認めている。

「控訴人らは、いわゆる核燃料サイクルがこれを機能させるための二本の柱である再処理工場と高速増殖炉の事故により破綻しており、

また、仮に再処理を行ったとしても、処理後の高レベル廃棄物の処分方法について具体的な見通しは全くなく、これに伴って、本件原子力発電所でも、早晚、使用済燃料の処理に行き詰まることは目に見えており、かかる事態を社会的に放置することは許されない旨主張する。

確かに、核燃料サイクルに関して、現在、控訴人ら指摘のような問題点が大きく浮上してきていることは否定し難く、長期的・将来的には、それが本件原子力発電所の運転に影響を及ぼす可能性があり、特に、廃棄物処理に関しては、高レベル廃棄物の処分の見通しが立たない状況が続けば、いきおい、本件原子力発電所をはじめとする各地の原子力発電所の使用済核燃料について、行き場のない状況が深刻化し、周辺住民の差止請求をまたずとも、實際上、原子力発電所が稼働を停止ないし縮小せざるを得ない事態も想定される。

しかし、かかる核燃料サイクルに関する問題は、少なくとも、当面の全体原子力発電所の運転状況に影響を及ぼす事柄とはいえず、したがって、本訴における判断、すなわち、現時点において控訴人らに本件原子力発電所の運転の差止めを求める権利があるかどうかの点を左右するものとはいえない。この点の問題性への対処は、原子力発電所の必要性と国民一人一人の子孫に残す環境を含めた現在及び将来における生活の在り方を見すえた上での社会的な決断と選択にゆだねざるを得ないというべきである。」

このように、女川事件では、核燃料サイクル施設の行き詰まりは明確に認定された。しかし、通常のを理由に通常原発の差止めまでは認める理由とならないと判示しているのである。この判決において、控訴人の「核燃料サイクルがこれを機能させるための二本の柱である再処理工場と高速増殖炉の事故により破綻しており」という主張に対応して、裁判所が「控訴人ら指摘のような問題点が大きく浮上してきていることは否定し難く、長期的・将来的には、それが本件原子力発電所の運転に影響を及ぼす可能性があり」と書かれているのは、もんじゅの事故をはじめとする事態を指しているのである。まさしく、核燃料サイクル施設の中核である本件施設の訴訟においては、この核

燃料サイクルの破綻は、当該施設の運転の必要性の判断の基礎をなすものといえる。

5 請求の当否に関する判示について

また、結論的な請求の当否についても、次のように述べ、極めて興味深い判示を行っている。

「第六 本件差止請求の結論的な当否について

以上検討したところを総合すると、本件原子力発電所については、現時点において、一定の運転の必要性が認められる一方、これによって、控訴人らに被害をもたらす具体的な危険性があるとは認め難く、したがって、本訴請求は理由がない。

ちなみに、右判断は、飽くまでも、現時点における差止請求権の存否についてのものであり、今後の本件原子力発電所及び他の原子力発電所等における運転状況ないしトラブル発生状況、原子力発電所の必要性をめぐる各種の状況の変化（前示のとおり、原子力発電所の特殊性にかんがみ、原子力発電所の必要性自体が現在に比して著しく減少すれば、これを理由としてその建設・運転の差止めが認められる余地があると解される。）などにより、将来において、本件原子力発電所の長期的ないし一般的な差止め（仮処分を含む。）を肯定すべき事態が生ずるかどうかは、別個の事柄というべきである。」

まさしく、もんじゅのように、必要性に乏しく、危険性が桁外れに大きい原発については、差止の判決を下すべきことを示唆した判決といえる。

三 公益性・必要性のない施設の違法性の判断の基準について

このように、不必要な施設、公益性のなくなった施設については、民事差止の要件が容易に認められることとなることはもちろんのこと、違法性の存否の判断に当たっての、「看過し難い安全審査の過誤欠落」の有無、無効判断の前提としての「違法性」の「重大性」の判断にあたっては、十分考慮しなければならない。

第5 「もんじゅ」の有益性に関する被控訴人主張の誤り

一 被控訴人は、「最終準備書面」において、原審で控訴人が提起した「もんじゅの有益性が低い」との主張に関連して、2種類の反論を展開している。

その一つは、「高速増殖炉開発の有益性」に付いての原判決の判示は誤っているとの主張（17 - 20頁）であり、他の一つは控訴人の主張は誤っているとの反論（35頁）である。

そのいずれの主張においても共通している論点は次の点である。

すなわち、控訴人や原判決は「本件原子炉施設の公益性や必要性は、安全審査の対象とされるべきである」との前提に立っているが、原子炉施設の公益性や必要性は原子炉等規制法24条1項4号の適合性とは関係なく、安全審査の対象ともならないことから、その前提は誤りである。

二 被控訴人の批判・反論の「安全審査の対象であることを前提にしている」との論旨は、以下に述べるように、控訴人の主張と原判決の判示の内容をねじまげた立論である。

1 控訴人らの主張

控訴人らは提訴の段階から、その訴状において、高速増殖原型炉「もんじゅ」は、実用化を目指した高速増殖炉開発の第2段階として計画された実験用原子力発電所であるが、目的とする高速増殖炉原子力発電所の実用化の期待は、「もんじゅ」の設置が許可された段階で、すでに色あせたものとなっていることが世界的に明らかになってきていると指摘してきた。

すなわち、高速増殖炉原子力発電所では、現在実用に供されている軽水炉原子力発電所より安価な電力が供給できるだけでなく、核燃料として利用されるプルトニウムは、発電のために消費される量より多くの量が「増殖」可能であり、長期にわたって未来を担う原子力発電所とされてきた。

しかし、各国での高速増殖原型炉原子力発電所と、プルトニウム燃料供給施設である核燃料再処理施設の建設・運転の段階での経験から、軽水炉原子力発電所とそれへのウラン核燃料供給施設にはない様

々な技術的困難が明らかになり，たとえそれらの困難を乗り越えられるとしても，その代償として現在より何倍も高い電力コストを覚悟しなければならないことが，世界の先進国で，ますます明らかになってきている実状を約17年前に提出された「訴状」は先見的に訴えている（訴状，第五 高速増殖炉の非経済性）。

控訴人らは，そうした世界的な状況を基にして，電力供給源としての将来性が消滅した高速増殖炉原子力発電所開発の一環である「もんじゅ」も，その特別の危険性を容認できる公益性を失っており，本件設置許可は無効であると主張して，提訴に踏み切ったのである。

したがって，控訴人らが，「もんじゅ」の公益性について本件安全審査が対象にしなかったことを不当であると主張していないことは明らかである。

2 原判決の判示

原判決は，「原告らの主張は，経済性も安全審査の対象であることを前提にしている」との被告の主張を退け，原告らの訴えを取り上げた理由を次のように判示した。

「規制法24条1項4号のいう原子炉施設の安全性の確保とは，人の生命，身体に対する害や，その危険性が絶対的に零であることではなく，その危険性の程度と科学技術の利用により得られる利益の大きさを共に考慮に入れた上で，原子力施設の有する潜在的危険性を顕在化させないよう，放射性物質の環境への放出を可及的に少なくし，これによる災害発生危険性を社会通念上容認できる水準以下に保つことにあることをいう。そうすると，経済性というかとはともかく，本件原子炉施設の利用により得られる利益の大きさ（以下便宜「有益性」という。）は，安全性判断における一つの要素となることは否定できないというべきである。」（117頁）

この引用内容から明らかなように，原判決も，「有益性を安全審査の対象にすべきである」などと，被控訴人が攻撃する趣旨で判示したのではなく，「人の生命，身体の安全という最大限の尊重を必要とする重大な法益」（原判決118頁）を守る使命を果たすべき裁判所の

当然の見解を披瀝したのである。

三 控訴審における控訴人の主張

せっかく原告等の訴えを取り上げた原判決も、その結論では以下の誤った判断を示した。

「本件原子炉施設は、高速増殖炉の開発の第二段階に位置付けられる『高速増殖原型炉』であり、将来高速増殖炉を実用化して電力供給の用に供することを目的として、その研究のために設置、運転されるものであって、電力源の開発という有益性を有することは明らかであると（原判決119頁）。

そこで控訴人らは、その平成13年12月27日付最終準備書面で、上記の判示が事実と反していることを次のように指摘した（控訴人平成13年12月27日付最終準備書面、206 - 209頁）。

これまでの約30年間、「もんじゅ」に続くことになっていた高速増殖炉開発計画は、原判決の約3ヶ月前に原子力委員会が策定した「原子力の研究、開発、及び利用に関する長期計画」（「原子力利用長期計画」）では霧散し、「もんじゅ」以降に予定されていた「実証炉」と「実用炉」の両計画とも消滅してしまった。したがって、「もんじゅ」に付けられていた「原型炉」という呼び名も、文字通り名前だけのものとなり、その意味を喪失してしまったのである。

さらに控訴人らは、女川原発訴訟控訴審判決（平成11年3月31日）の画期的とも言える判示内容を詳細に引用しながら、「もんじゅ」のように、「不必要な施設、公益性のなくなった施設については、違法性の存否の判断に当たっての、『看過し難い安全審査の過誤欠落』の有無、無効判断の前提としての『違法性の重大性』の判断にあたっては、十分考慮」するよう当審裁判所に強く求めている（控訴人平成13年12月27日付最終準備書面226頁）。

四 裁判所の厳しい安全性判断を控訴人らが要請する具体例

1 建築基準法で採用されている厳しい耐震設計基準の「もんじゅ」への適用

このことについては、渡辺三郎「陳述書」（甲94）で詳細に述べ

られているので，再論するまでもないであろう。

2 「もんじゅ」安全審査で基本設計の安全性判断の指針として採用されている「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」の適用について

同指針については，3月25日に開かれた最終の進行協議の場で，久米三四郎説明員から次の様な説明がされている。

「この指針では，『高速増殖炉は，現在，研究開発段階にある炉型であり，安全性評価の実績も少なく，安全性の評価の考え方について本報告においては概括的に記述するにとどまっており，今後の安全審査などの積重ねにより，安全性の評価の考え方及び方法について，より一層具体化，詳細化を行いその確立を図る必要がある』（同指針，まえがき）とされていながら，制定以来22年経過した現在まで，全く改訂されないままである。その理由は，高速増殖炉開発計画が世界的に停止してしまったために，軽水炉原発のように，国内外の新たな経験を生かして指針を改善することができなくなったからであり，「もんじゅ」についても，早々と廃炉の費用が公表されるという状況の下では，今後とも改訂されることはないであろう」と。

さらに久米説明員は，この指針の欠陥の例として，その別紙， ，（5）項で安全評価の必要性を指示されている「『事故』より発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象」（いわゆる「5項事象」）について，「技術的には起こるとは考えられない事象」という呼び名で通っているが，それは動燃が勝手に付けた名前であり，さらに，対象とする事象の選定基準も，安全解析結果の判断基準も指針には記載されていないことも明らかにした。

それらの事象に付いての安全解析では，「設計基準事象」として選定される「事故」の場合と違って，結果を厳しくする保守的な想定は免除されていることなどについて，原審以来控訴人らはその不当性を訴え続けてきている（たとえば，控訴人平成13年12月27日付最終準備書面，第四章，第4参照）。したがって，安全審査の審議過程におけるそれらの不当性を，以下に例示しておいたように，「もんじゅ」

の有益性喪失に見合っただけで、関連する基本設計の安全性を確認したという安全審査の結論も根拠を失い、「もんじゅ」設置許可処分の無効も直ちに明らかになることであろう。

2次主冷却系配管からのナトリウムの漏洩形態として、すでに1次冷却系配管では想定されている「両端瞬時破断」(「ギロチン破断」)を想定する(甲イ485 = 久米三四郎「陳述書」4頁)。

「炉心崩壊事故」時に炉心で発生する爆発エネルギーの評価値を、動燃報告書に記載されている計算値、すなわち、安全審査で評価された値(TNT火薬約120発分)の約2倍に想定する(控訴人平成13年12月27日付最終準備書面、190頁)。

「炉心崩壊事故」時に発生する爆発の影響を評価する際に、原子炉容器及びそれにつながる1次冷却系配管などの許容耐圧値を、「設計基準事象」解析時と同様に、「最高使用圧力」に設定する(甲イ485 = 久米三四郎「陳述書」26頁)。

第6 まとめ

一 原判決取消、原子炉設置許可処分無効確認の判決を求める

以上に詳述したとおり、原審福井地裁の第一審判決は、「被告行政庁において、その判断が依拠した原子力安全委員会等の安全審査について、現在の科学水準に照らして、安全審査の調査審議において用いられた具体的審査基準が合理性を有すること、並びに、上記具体的審査基準に適合するとした原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落がないことを、相当の根拠、資料に基づいて主張、立証する必要があり、被告行政庁が上記主張、立証を尽くさない場合には、上記判断に不合理な点があることが事実上推認され、これに基づく被告行政庁の設置許可処分は違法とされる」という最高裁伊方判決の示した司法審査方式に違反し、とりわけ、自らが原子力安全委員会等になり代わって実体判断に踏み込んだ点で原子力安全委員会等の専門技術的裁量権限を侵すものであるうえ、あろうことか、訴外動燃さえ提案していない「改善措置案」を根拠に、本件設置許可処分を適法と判断してしまった

点で、重大な判例違反、ないし法令解釈違反の違法を犯すものである。

そして、最高裁伊方判決の示した上記司法審査方式によれば、「もんじゅ」に対する原子力安全委員会等の本件安全審査には、具体的審査基準に不合理な点があり、また原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があるのであって、その結果、重大事故を招くおそれがあり、また、過誤、欠落の態様や内容においても重大なものである。

特に、「もんじゅ」の「2次ナトリウム漏洩事故対策」に関する調査審議判断の過程には、現在の科学技術水準に照らして、熔融塩型腐食損傷の知見に関する看過し難い過誤欠落があるばかりか、「炉心溶融」から「炉心崩壊」に至る重大な事態を招く多くの要因についての無為無策ともいふべき看過し難い過誤欠落があり、その過誤、欠落は、基本設計自体の破綻を招き、「もんじゅ」従業員や周辺地域住民等の生命・身体に重大な危害を及ぼす重大事故を招くおそれがある点で重大であるとともに、過誤欠落の態様や内容においても極めて重大なものである。

また、もんじゅ蒸気発生器の伝熱管破損事故において、高温ラプチャが発生するかどうかは、基本設計の安全性に係わる事項であり、安全審査前後のSWAT実験やイギリスPFR炉における事故、さらには、今回保安院から指摘された初歩的な科学的知見の見落としなどを総合すれば、その危険性が十分認められるにもかかわらず、本件安全審査においては、高温ラプチャに関する安全審査はなされておらず、許可処分後もこの点に関する安全審査機関の判断は示されていないのであるから、この点でも、本件安全審査には重大な欠落があり、かつ、「もんじゅ」は、蒸気発生器伝熱管破損事故発生した場合、高温ラプチャ現象が発生し、炉心溶融、崩壊という重大事故に至る可能性がある。

原判決は、安全審査を経ていない訴外動燃独自の「安全対策改善策案」を根拠に上記の多くの新知見によっても安全審査の合理性は失われないと判示するが、基本設計に関する安全審査の不備について、別個の行政処分である後続処分段階において審査されるべき事

項による手当の可能性があることを理由として救済することはそもそも許されないし、裁判所が自ら訴外動燃などの実験データや将来的改善計画の主張のみを基礎に実質的な安全審査を行うことは、伊方最高裁判決が設定した司法審査の限定、すなわち原子力安全委員会等の専門技術的裁量権限の尊重という基準に矛盾するうえ、少なくとも「2次冷却材漏洩事故対策」と「蒸気発生器伝熱管破損事故対策」については、本件基本設計は破綻しており、その対策には基本設計の変更が避けがたいことが明らかになっている。

次に、地震については、現在の地震学の発展によって、旧来の耐震設計の手法が一新されたため、本件安全審査の調査審議において用いられた耐震設計審査指針には、現在の科学技術水準において採用すべき強震動予測の方法に照らし、全く古い、大雑把、かつ不合理、不十分なものであるなどの不合理な点があり、また、本件「もんじゅ」の耐震設計が耐震設計審査指針等に適合するとした原子力安全委員会等の調査審議及び判断の過程には、断層の連続性の有無にかかわらず、複数の断層が同時に活動しうるものであるにもかかわらず、断層の連続性によって断層の同時活動性を判断しているなどの点で看過し難い重大な過誤、欠落があり、かつ、これら耐震設計の不備は、一旦、想定を超える地震動が施設を襲ったときに施設に重大な損傷を与え、極めて重大な被害をもたらす可能性がある。

さらに、もんじゅで最悪の事故と考えられている「炉心崩壊事故」が起こった場合、訴外動燃の計算によっても、原子炉容器や格納容器が破損して大量のナトリウムや放射性物質が環境中に放出されることが判明したばかりか、最も激しく再臨界を起こし放射性物質を飛散させる可能性のある事故形態については、安全審査の対象とされていないことも明らかである。

したがって、原子力安全委員会等の上記安全審査に依拠した被控訴人国の判断には著しく不合理な点があり、この点について被控訴人国は必要な主張、立証を尽くしていないから、これに依拠した被控訴人国の判断には著しく不合理な点があり、本件原子炉設置許可処分には重大な違

法があり，無効と判断されるべきである。

「もんじゅ」について，訴外動燃が変更許可申請をなさざるをえなかったこと，原判決に対する判例評釈がこぞって「原処分は違法と判断されるべきである」と評していること，そして，「重大事故に至る可能性が否定できない」とする控訴人らの当審における主張，立証に対して，被控訴人国が実質的反論ができなかったことに照らしても，本件原子炉設置許可処分の無効は避けがたいところである。

以上のとおり，控訴人らは，これまで詳述した理由により，高速増殖炉「もんじゅ」にかかる本件原子炉設置許可処分は無効と判断されるべきものと思料するので，貴裁判所に対し，原判決を取り消したうえ，被控訴人国が訴外動燃に対して昭和58年5月27日にした本件原子炉設置許可処分は無効であることを確認する旨の判決を求めるものである。

二 貴裁判所が司法本来の役割をまっとうすることを切望する

地元住民をはじめとする多くの国民は，当審裁判所が司法本来の役割を果たすことを期待し，きたるべき控訴審判決を注視している。

当審における判決は，原判決の受けた「ナトリウム事故で高まった国民の不安は一顧だにされなかった」，「判決は，立地が絶対安全だという国の保障で進められていた経緯を全く理解していない」(以上福井新聞)，「判決は世間の安全意識と大きくずれているのではないか」(朝日新聞)との批判(第1章参照)，また，かつて無効確認訴訟却下判決の受けた「本判決は無効確認訴訟を却下するための苦心の労作ではあっても，これまでの学説判例から離れすぎ，無理な理論構成と思われる」(阿部泰隆「行政処分無効確認訴訟の原告適格，無効確認訴訟と民事差止訴訟の関係(いわゆるもんじゅ判決)」判タ663号44頁)という類いの手厳しい批判を2度と受けるような恥ずべき内容であってはならない。

万が一にも，かかる事態になれば，司法改革に向けた努力が各方面で進められている現在，我が国の司法は，取り返しのつかない失望と深い不信を国民の中に植え付けることになり，司法改革の理念さえ根底から問われることになる。

当審の課題は，原判決の判例違反等の明白な違法を速やかに是正し，

改めて、本件原子炉設置許可処分 of 適法性を厳密に問い直し、あるべき司法判断を示すことを通して、原子力安全規制行政のあり方をただすとともに、原判決によって損なわれた司法に対する国民の信頼の回復を計ることにこそあるというべきである。

控訴人らは、本最終準備書面の提出にあたり、貴裁判所がこれまで充実かつ迅速な審理に心掛けられたことを高く評価するとともに、改めて、貴裁判所が、国民に対するその責務の重さを厳粛に受け止め、司法本来の使命をまっとうされることを、切に要望する次第である。

以上