

副本

平成24年（行ウ）第15号 東海第二原子力発電所運転差止等請求事件

原告 大石光伸 ほか265名

被告 国 ほか1名

第19準備書面

平成30年6月7日

水戸地方裁判所民事第2部 御中

被告国訴訟代理人

岩 淵 正 樹



被告国指定代理人

坂 本 康 博



檜 野 一 穂



白 鳥 哲 治



益 子 元 暢



渡 辺 宝 之



細 川 全



船 城 織 映



松 山 明 子



森 智 也



田 家 重 信



作 沼 臣 英



大	本	加	織	泉
藤	代	貴	史	泉
鈴	木	吉	憲	泉
益	子	浩	志	益子
志	賀	富	士夫	齋
石	井	建	吉	泉
倉	持	高	志	倉持
内	藤	晋	太郎	泉
高	橋	正	史	泉
小	林		勝	泉
小	川	哲	兵	泉
大	城	朝	久	泉
矢	野		諭	泉
仲	村	淳	一	泉
海	田	孝	明	泉
熊	谷	和	宣	泉
井	藤	志	暢	泉
大	野	佳	史	泉
種	田	浩	司	泉
豊	島	広	史	泉

谷	川	泰	淳	泉
羽	田	野	誉	泉
岩	佐	一	志	泉
小	野	祐	二	泉
小	山	田	巧	泉
川	崎	憲	二	泉
中	川		淳	泉
止	野	友	博	泉
御	器	谷	俊	泉
片	野	孝	幸	泉
木	原	昌	二	泉
岡	本		肇	泉
建	部	恭	成	泉
小	林	貴	明	泉
柏	木	智	仁	泉
村	上		玄	泉
秋	本	泰	秀	泉
照	井	裕	之	泉
正	岡	秀	章	泉
関	根	将	史	泉
義	崎		健	泉

田	尻	知	之	昇
宮	本	健	治	昇
角	谷	愉	貴	昇
伊	藤	岳	広	昇
塚	部	暢	之	昇
白	井	暁	子	昇
薩	川	英	介	昇
西	崎	崇	徳	昇
山	田	創	平	昇
大	浅田		薫	昇
岩	田	順	一	昇
岩	崎	拓	弥	昇
三	井	勝	仁	昇
佐	藤	秀	幸	昇
永	井		悟	昇
佐	藤	雄	一	昇
藤	原	弘	成	昇

目 次

第1	重大事故等対策に係る規制の合理性	7
1	重大事故等対策に係る規制策定の経緯	7
2	設置許可基準規則は深層防護の考え方を踏まえ何重もの重大事故等対処施設・設備の設置を要求していること	8
(1)	設置許可基準規則は深層防護の考え方を踏まえたものであること	8
(2)	深層防護の考え方を踏まえた設置許可基準規則における重大事故等対処施設・設備に関する要求事項	11
(3)	重大事故等対策においては可搬型設備が基本とされていること	12
(4)	技術的能力基準においても重大事故等対策が講じられていること	14
3	設置許可基準規則37条は、重大事故等対処施設・設備に対する要求事項を前提として、更に炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価を求めていること	15
(1)	はじめに	15
(2)	炉心損傷防止対策における有効性評価の手法	16
ア	事故シーケンスグループの選定方法	16
イ	重要事故シーケンスの選定と有効性評価の方法	20
(3)	格納容器破損防止対策における有効性評価の手法	21
ア	格納容器破損モードの選定	21
イ	評価事故シーケンスの選定と有効性評価の方法	23
4	重大事故等対策に係る規制が合理的であること	24
第2	重大事故等対策に係る原告らの主張には理由がないこと	25
1	シビアアクシデント対策として可搬設備で対応することは、確実性が不足するとする原告らの主張に理由がないこと	25
(1)	原告らの主張	25
(2)	原告らの主張は、重大事故等対策として設置が求められる可搬型設備の	

柔軟性・優れた耐震性等の特性を看過したものであり，理由がないこと	25
2 有効性評価において共通要因故障を考慮していないかのような原告らの主張が失当であること _____	26
(1) 原告らの主張	26
(2) 原告らの主張は，重大事故等対策における有効性評価の内容等を正解しないものであること	27
3 解析上の事故シーケンスにおいて故障を想定した設備を除き，健全であると想定する評価は不合理であるとの原告らの主張に理由がないこと ——	28
(1) 原告らの主張	29
(2) 原告らの主張は，重大事故等対策の有効性評価の内容等を正解しないものであること	29

被告国は、本準備書面において、設置許可基準規則における重大事故等対策に係る規制について、従前の主張（被告国第10準備書面第1の2・5ないし14ページ〔重大事故等対策に係る設置許可基準規則の内容〕、同第11準備書面第1の1・5ないし7ページ〔深層防護の考え方〕等）を整理、補充しつつ、同規制の合理性について主張するとともに（後記第1）、上記規制等が不合理であるとする原告らの主張には、理由がないことを主張する（後記第2）。

なお、略語等の使用は、本準備書面において新たに定義するもののほか、従前の例による（本準備書面末尾に「略称語句使用一覧表」を添付する。）。

第1 重大事故等対策に係る規制の合理性

1 重大事故等対策に係る規制策定の経緯

重大事故等対策は、改正原子炉等規制法が施行されたことにより、新たに法的規制の要求事項とされたものである。

すなわち、改正原子炉等規制法及び設置許可基準規則等に基づく新規制基準が策定される以前は、原子炉等規制法及び原子力安全委員会指針等において、設計基準事故^{*1}が発生した場合、「炉心は著しい損傷に至ること無く、かつ、十分な冷却が可能であること」のみが要求されていたが、新規制基準においては、福島第一発電所事故を踏まえ、上記に加え、設計基準事故に対処

*1 設置許可基準規則において、設計基準事故とは、発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう（設置許可基準規則2条2項4号）と定義されている。

上記の「運転時の異常な過渡変化」とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものという（同項3号）。

するための設備が機能喪失した場合や、炉心の著しい損傷が発生した場合も想定した対策を求めることとした。

具体的には、諸外国で対策を講じている設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合における炉心の著しい損傷防止対策と格納容器破損防止対策だけでなく、福島第一発電所事故を経験した我が国独自の対策として、あえて格納容器が破損した場合を想定した対策を求めるなどし、これらに加えて、テロリズム対策も求めることとした。

新規制基準の策定に当たっては、諸外国及び I A E A の規則を調査し、それらも参考として厳しい要求事項を設けており、策定後に I A E A による総合規制評価サービス (I R R S) を受け、「福島第一原子力発電所の事故の教訓を日本の法的枠組みに実効的に反映させた」との評価を得ている。

(以上につき、乙 B ア 第 6 0 号証・135 ページ)。

2 設置許可基準規則は深層防護の考え方を踏まえ何重もの重大事故等対処施設・設備の設置を要求していること

(1) 設置許可基準規則は深層防護の考え方を踏まえたものであること

ア 改正原子炉等規制法 43 条の 3 の 6 第 1 項 4 号が、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備について、災害の防止上支障がないものとして設置許可基準規則で定める基準に適合するものであることを求めているのは、

① 新規制基準策定以前から要求されている通常運転時の対策や事故の防止対策が適切に講じられていること (設置許可基準規則第 2 章 [設計基準対象施設])

② かかる事故防止対策が機能を喪失するような万一の事態においても、重大事故の発生防止及び拡大防止のための安全確保対策が適切に講じられていること (設置許可基準規則第 3 章 [重大事故等対処施設])

を確認するためであり、設置許可基準規則適合性の審査において確認す

べき事項は、発電用原子炉施設が、その基本設計ないし基本的設計方針において、

- i 平常運転時の被ばく低減対策を適切に講じていること
- ii 自然的条件及び社会的条件との関係も含めた事故防止対策を適切に講じていること
- iii 上記 ii にもかかわらず、万一事故防止対策が機能を喪失した場合においても、重大事故等対策を講じていること

である。

上記 i 及び ii は、上記①の対策の妥当性を確認するための審査事項であり、この点について定めているのが設置許可基準規則第 2 章「設計基準対象施設」である。他方、上記 iii は上記②の対策の妥当性を確認するための審査事項であり、この点について定めているのが設置許可基準規則第 3 章「重大事故等対処施設」である。

(以上につき、乙 B ア第 60 号証・117 及び 118 ページ)

イ このように①と②の対策を分離して要求しているのは、深層防護の考え方（被告国第 11 準備書面第 1 の 1・5 ないし 7 ページ）を踏まえ、防護レベルに応じた対策を明確に区別しているためである。

すなわち、深層防護とは、一般に、安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標を持った幾つかの障壁（防護レベル）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら次のレベルで防護するというものであり、その際、前の防護レベルを否定する考え方に基づいて防護策を多段階に配置し、各防護レベルが適切な要求水準を保ち、かつ、独立的に効果を発揮することとする考え方である。

具体的には、第 1 の防護レベルは、通常運転状態からの逸脱と安全上重要な機器等の故障を防止することを目的として、品質管理及び適切で実証された工学的手法に従って、発電所が健全でかつ保守的に立地、設

計、建設、保守及び運転されることを要求するものである。

第2の防護レベルは、発電所で運転期間中に予期される事象（設置許可基準規則2条2項3号では、「運転時の異常な過渡変化」と定義している〔上記脚注1・6ページ参照〕。）が事故状態に拡大することを防止するために、通常運転状態からの逸脱を検知し、管理することを目的として、設計で特定の系統と仕組みを備えること、それらの有効性を安全解析により確認すること、更に運転期間中に予期される事象を発生させる起回事象を防止するか、さもなければその影響を最小にとどめ、発電所を安全な状態に戻す運転手順の確立を要求するものである。

第3の防護レベルは、運転期間中に予期される事象又は想定起回事象が拡大して前段（第2）のレベルで制御できず、また、設計基準事故（設置許可基準規則2条2項4号〔上記脚注1・6ページ参照〕）に進展した場合において、構築物、系統及び機器の安全機能並びに事故防止の手順などにより、設計基準事故を超える状態に拡大することを防止するとともに、発電所を安全な状態に戻すことができることを要求するものである。

第4の防護レベルは、第3の防護レベルでの対策が失敗した場合を想定し、事故の拡大を防止し、重大事故の影響を緩和することを要求するものである。重大事故等に対する安全上の目的は、時間的にも適用範囲においても限られた防護措置のみで対処可能とするとともに、敷地外の汚染を回避又は最小化することである。また、早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出を引き起こす事故シーケンスの発生の可能性を十分に低くすることによって実質的に排除できることを要求するものである。

第5の防護レベルは、重大事故に起因して発生し得る放射性物質の放出による影響を緩和することを目的として、十分な装備を備えた緊急時

対応施設の整備と、所内と所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画と緊急時手順の整備が必要であるというものである。

(以上につき、乙Bア第60号証・64ないし66ページ)

ウ 以上の考え方を踏まえて、上記ア①に係る設置許可基準規則第2章(設計基準対象施設)は、深層防護における第1から第3の防護レベルに相当する事項を、同②に係る設置許可基準規則第3章(重大事故等対処施設)は、深層防護における主に第4の防護レベルに相当する事項をそれぞれ要求している。

この点、設置許可基準規則第2章は、設計基準対象施設に対し、最新の科学的技術的知見や不確かさ等を考慮して想定した外部事象や偶発故障により、その安全機能が損なわれないように設計することを求めている。それゆえ、本来、同規則第2章の規制のみでも、外部事象や偶発故障によって、炉心の著しい損傷等の重大事故が生じることは考え難いところである。しかしながら、設置許可基準規則は、福島第一発電所事故において、実際に重大事故が生じたものの、これに対する対策が不十分であったことから事故が進展したという教訓を踏まえ、第2章における上記規制を厳格化した上で、上記の深層防護の観点から、第3章において、重大事故等対策に係る規定を設けたものである。

(以上につき、乙Bア第60号証・66及び136ページ)

(2) 深層防護の考え方を踏まえた設置許可基準規則における重大事故等対処施設・設備に関する要求事項

ア 前記(1)アにおいて述べたとおり、設置許可基準規則は、第2章において、まず設計基準対象施設における対策を講じることを要求しているが(前記(1)ア①の対策)、それでもなお重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合を想定し、第3章において、主に発電用原子炉施設の基本的安全機能である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の三つの観点

から、重大事故等対策に係る規制を設けている。

すなわち、まず重大事故の発生防止対策として、炉心、燃料体又は使用済燃料、及び運転停止中の原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための対策を講じることを要求している（例えば、同規則 4 4 条ないし 4 9 条 1 項及び 5 4 条）。

さらに、設置許可基準規則は、万一重大事故が発生した場合においても、重大事故の拡大防止対策として、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止する対策を講じることを要求している（例えば、同規則 4 9 条 2 項及び 5 0 条ないし 5 3 条）。

そして、設置許可基準規則は、それでもなお原子炉格納容器が破損等した場合も想定し、放射性物質の拡散を抑制する対策を講じることを要求している（同規則 5 5 条）。

このような設置許可基準規則第 3 章における上記の各要求事項もまた、福島第一発電所事故の教訓を踏まえ、深層防護の観点から、何重もの重大事故等対処施設・設備の設置を要求するものである。

（以上につき、乙 B ア 第 6 0 号証・1 3 6 ページ）

イ 重大事故等対処施設（設置許可基準規則 2 条 2 項 1 1 号）及び重大事故等対処設備（同項 1 4 号）に関する規制の詳細は、被告国第 1 0 準備書面第 1 の 2 (2)（7 ないし 1 4 ページ）において主張したとおりである（乙 B ア 第 6 0 号証・1 4 6 ページ参照）。

以下では、原告らの後記第 2 の 1 (1)（2 4 ページ）における主張に鑑み、可搬型設備について補足する。

(3) 重大事故等対策においては可搬型設備が基本とされていること

ア 重大事故等対策においては、常設設備を設置する場合には設計する際に必ず設計上の想定を定めなければならないため、設計上の想定を超えた場合の効果が限定される可能性がある。そのため、常設設備による対

策に依存しすぎると、想定を超えた事象に対処することが困難になりかねない。

他方、可搬型設備の場合には、例えば想定していた配管が使えなくなったときであっても、他の配管への接続を試みることができるなど、柔軟性があり、接続に要する時間は接続手法の改善で短縮が見込める上、作業環境も接続場所の分散などによって選択肢を広げるなどの対策が可能となる。

また、可搬型設備は、常設設備に比べると、経験則的に耐震上優れているという特性も認められる。なお、審査においては、設置（変更）許可申請者に、配備しようとする可搬型設備につき、加振試験などの耐震性評価が行われていることを確認する。

以上のことから、重大事故等対策では可搬型設備による対策が基本とされている。

（以上につき、乙Bア第60号証・161ページ）

イ そして、設置許可基準規則においては、時間的余裕、設備の大きさなどを考慮し、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（同規則45条の解釈〔1(1)a)〕、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（同規則46条の解釈〔1(2)〕）、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（同規則47条の解釈〔1(1)a)〕、車載代替の最終ヒートシンクシステム（同規則48条の解釈〔1c)〕、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（同規則54条の解釈〔2a)及び3a)〕、電源設備（同規則57条の解釈〔1a)〕について、可搬型設備を要求している（乙Bア第8号証・95、97ないし98、106、107及び110ページ）。

加えて、事故発生の早い段階で機能することが必要と考えられる原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却設備、電源設備には、常設代替設

備も要求するなどしており（同規則47条の解釈〔1(1)b〕、57条の解釈〔1a ii〕）・乙Bア第8号証・98及び110ページ）、可搬型設備を基本としながらも、常設設備を組み合わせることによって、信頼性の向上を図っている。

ウ　ところで、重大事故等対処設備について例示するにとどめ、「以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備」などと定めている設置許可基準規則の解釈の記載からも明らかなどおり、設置許可基準規則は、例示された重大事故等対処設備と同等以上の性能ないし効果を有する設備であれば、同規則適合性を認めるものであって、「必要な設備を設けなければならない」とは、各重大事故等対処設備について、重大事故等対策のために必要な性能を要求をする趣旨である（設置許可基準規則45条ないし62条の解釈〔乙Bア第8号証・95ないし119ページ〕）。したがって、設置許可基準規則の適合性審査においては、当該設備が、当該重大事故等対策のために、必要な性能を有し、要求された効果を発揮し得るか否かという観点から行われることになる。

（以上につき、乙Bア第60号証161及び162ページ）

(4) 技術的能力基準においても重大事故等対策が講じられていること

ア　なお、上記のほか、発電用原子炉の設置（変更）許可申請者には、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があることが要求されており（原子炉等規制法43条の3の6第1項3号）、具体的には、技術的能力に係る審査基準Ⅱの1所定の要求事項（例えば、各設備を用いる手順等が適切に整備されていること〔技術的能力に係る審査基準1.1ないし1.19、乙Bア第12号証・2ないし6ページ〕等）に適合していることが要求されている。

また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテ

ロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（大規模損壊〔实用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則 86 条〕）が発生した場合における技術的能力に係る審査基準Ⅱの 2 所定の体制（例えば，可搬型設備等による対応や，特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制）が整備されていることが要求されている（技術的能力に係る審査基準 2.1 ないし 2.2，乙 B ア第 12 号証・6 及び 7 ページ）。

（以上につき，乙 B ア第 60 号証・136 及び 137 ページ）

- 3 設置許可基準規則 37 条は，重大事故等対処施設・設備に対する要求事項を前提として，更に炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価を求めていること

(1) はじめに

前記 2 のとおり，設置許可基準規則第 2 章は，通常運転時における対策のほか，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における十分な事故防止対策を要求しているが，同規則第 3 章は，上記対策を踏まえてもなお重大事故等が発生することを想定し，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損等の事態が発生することを防止するため，重大事故等対処施設・設備の設置を要求している。

さらに，被告国第 10 準備書面第 1 の 2 (3) (14 ページ) において述べたとおり，設置許可基準規則は，上記の重大事故等対処施設・設備について，所定の性能要求をするのみならず，各設備が重大事故等発生時に有効に機能することについて評価することを要求している（有効性評価）。かかる有効性評価については，設置許可基準規則 37 条に規定されており，同条 1 項は，「発電用原子炉施設は，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。」と規定し，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合における炉心の著しい損傷の防止対策について，有

効性評価の実施を要求し、同条2項は、「発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。」と規定し、重大事故が発生した場合における原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するための必要な措置について、有効性評価の実施を要求している（乙Bア第8号証・71ページ）。以下、順にその有効性評価の手法について説明する。

(2) 炉心損傷防止対策における有効性評価の手法

ア 事故シーケンスグループの選定方法

(7) 設置許可基準規則37条1項においては、炉心の著しい損傷の防止対策について、事故シーケンスグループごとに、その対策に有効性があることを確認することを要求している。

事故シーケンスとは、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故のシナリオを、起因事象、安全設備や緩和操作の成功・失敗、物理現象の発生の有無などの組み合わせとして表したものである。なお、起因事象とは、炉心を著しい損傷に至らしめる原因となる事象であり、これまでの研究成果から網羅的に検討されているところ、これには、大破断LOCA^{*2}や外部電源喪失などがある。

事故シーケンスを樹形状の論理構造図にしたものをイベントツリーといい、系統・機器等の機能喪失について、その発生の原因をたどって樹形状に展開した図式をフォールトツリーという（下図1）。

*2 LOCAとは、冷却材喪失事故（loss-of-coolant accident）のことであり、大破断LOCAとは、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等の破損（例えば、1次冷却材配管の両端破断）により、原子炉冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が著しく低下する事象のことをいう。

そして、著しい炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態、対策の共通点に着目して類型化したものが事故シーケンスグループである（下図2）。これらを利用して検討することにより、網羅的に事故シーケンスを抽出することができる。

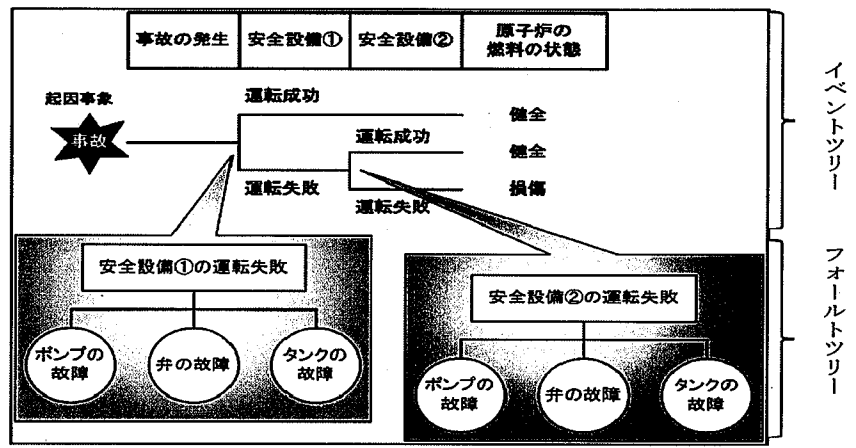


図1 イベントツリー及びフォールトツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出例

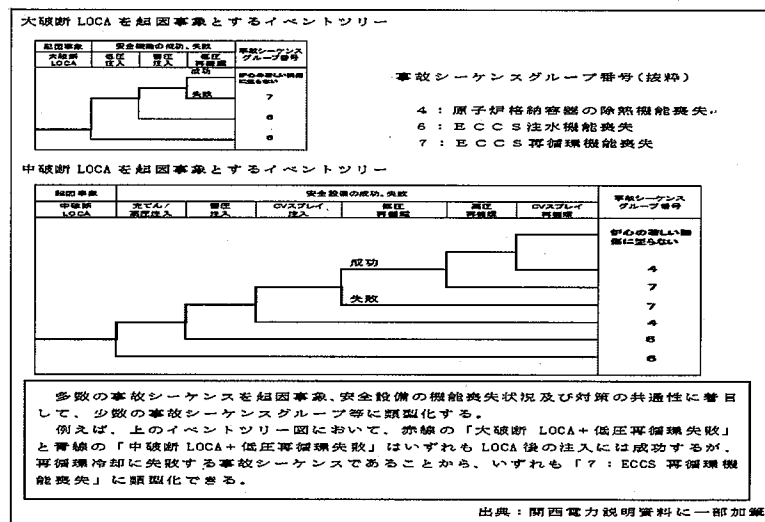


図2 事故シーケンスを事故シーケンスグループに分類する例

なお、設置許可基準規則37条1項は、事故シーケンスについて、炉心損傷を生じさせる事故シーケンスを抽出し、その対策の有効性評

価を実施することを求めているところ、その際、炉心損傷のみならず原子炉格納容器破損に至る事故シーケンスが抽出された場合には、同条2項が求めている格納容器破損防止対策等の有効性評価を実施する際に、上記事故シーケンスについて改めて検討を要することとなる。

(イ) 設置許可基準規則37条1項の解釈（同解釈〔1-1(a)〕・乙Bア第8号証・71及び72ページ）においては、これまでの研究の成果等を踏まえ、有意^{*3}な炉心損傷頻度をもたらす様々な事故シーケンスをおおむね網羅すると考えられる事故シーケンスグループを「必ず想定する事故シーケンスグループ」として定めている。具体的には、本件原子炉のようなBWRでは、高圧・低圧注水機能喪失^{*4}、高圧注水・減圧機能喪失^{*5}、全交流動力電源喪失^{*6}、崩壊熱除去機能喪失^{*7}、原子炉停

*3 事象の発生等が、確率的に偶然や統計上の誤差とは考えにくく、その事象の発生等に意味があると考えられること。

*4 高圧・低圧注水機能喪失とは、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（冷却材喪失事故（LOCA）を除く。）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至る重要事故シーケンスをいう（乙Bア第17号証・4ページ）。

*5 高圧注水・減圧機能喪失とは、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る重要事故シーケンスをいう（同号証・5ページ）。

*6 全交流動力電源喪失とは、全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る重要事故シーケンスをいう（同号証・5ページ）。

*7 崩壊熱除去機能喪失とは、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、炉心冷却に成功するが、崩壊熱除去機能の喪失によって、炉心の著しい損傷に至る重要事故シーケンスをいう（同号証・5ページ）。

止機能喪失*8，LOCA時注水機能喪失*9，格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）*10を，PWRでは，ECCS*11再循環機能喪失等を「必ず想定する事故シーケンスグループ」としている。

そして，プラントごとに設計等の違いもあることから，下図3のとおり，個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）*12及び外部事象に関する適用可能なPRA又はそれに代わる方法で評価を実施し，その結果，「必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれないものの，有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には，「想定する事故シーケンスグループ」に追加することを求めている。

（以上につき，乙Bア第60号証・147ないし151ページ）

-
- *8 原子炉停止機能喪失とは，運転時の異常な過渡変化の発生後，原子炉停止機能が喪失し，炉心の著しい損傷に至る重要事故シーケンスをいう（乙Bア第17号証・6ページ）。
- *9 LOCA時注水機能喪失とは，大破断LOCAの発生後，高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスや，中小破断LOCAの発生後，「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」，又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に，炉心の著しい損傷に至る重要事故シーケンスをいう（乙Bア第17号証・6及び7ページ）。
- *10 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）とは，インターフェイスシステムLOCA（原子炉冷却系材圧力バウンダリとそれと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に，原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する事故）の発生後，破断箇所の隔離に失敗し，ECCSによる原子炉水位の確保に失敗することによって炉心の著しい損傷に至る重要事故シーケンスをいう（乙Bア第17号証・7ページ）。
- *11 Emergency core cooling system（緊急炉心冷却装置）。
- *12 原子炉で想定される事故を対象に，事故を収束するために必要な安全設備が運転に失敗する可能性を確率を用いて評価し，原子炉の炉心損傷頻度等を評価する手法である。
- なお，設置許可基準規則37条の解釈では内部事象だけでなく，地震等の外部事象に係るPRAのうち，適用可能なものは評価することを求めている。

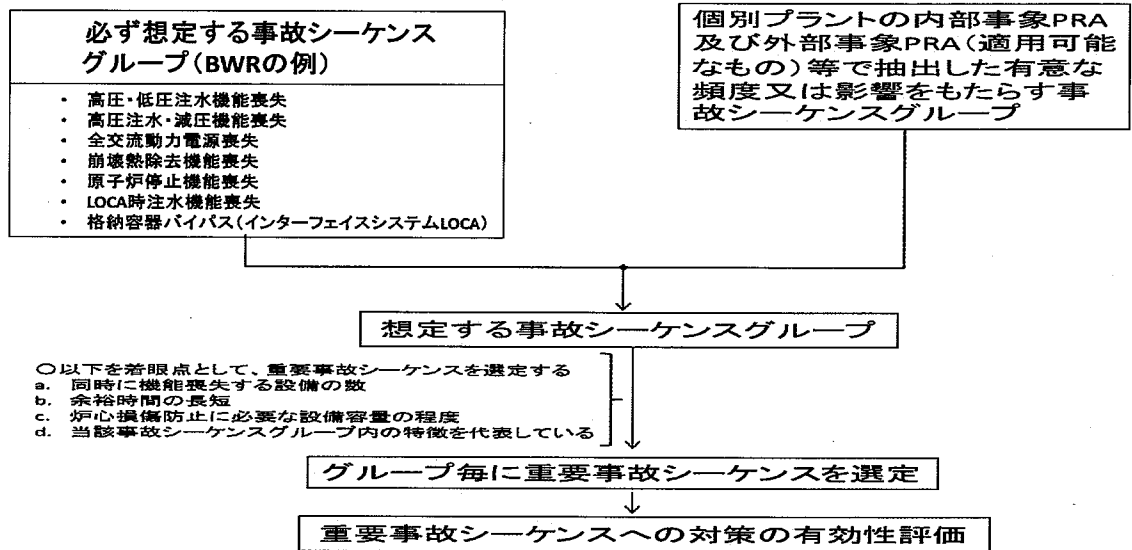


図3 設置許可基準規則37条1項に係る有効性評価の流れ

イ 重要事故シーケンスの選定と有効性評価の方法

まず、想定する事故シーケンスグループごとに、同時に機能喪失する設備の数、余裕時間の長短、炉心損傷防止に必要な設備容量の程度、当該事故シーケンスグループ内の特徴を代表^{*13}しているかどうかを着眼点として、重要事故シーケンスを選定する（炉心損傷防止等有効性評価ガイド2.2.3〔乙Bア第17号証・4ページ〕）。

その上で、設置許可基準規則37条1項は、重大事故等対策として要求される設備等により、当該重要事故シーケンスに対して炉心の著しい損傷を防ぐことができるかについて、計算シミュレーションなどにより評価の要件（例えば、燃料被覆管の最高温度が1200℃以下）をおおむね満足すること、必要な要員及び燃料等について計画が十分なものであることなどを確認する有効性評価を行うこととしている（同規則37

*13 「代表」性については、CDF（Core Damage Frequency・炉心損傷事故の発生頻度）への寄与割合も考慮して検討している。

条1項の解釈〔1-2ないし1-6〕・乙Bア第8号証・73及び74ページ)。

(以上につき、乙Bア第60号証・151及び152ページ)

(3) 格納容器破損防止対策における有効性評価の手法

ア 格納容器破損モードの選定

設置許可基準規則37条2項は、格納容器破損防止対策の有効性評価を実施することを要求しており、具体的には、想定する格納容器破損モードごとに、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で工場等外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認することとしている(乙Bア第8号証・71, 75ないし77ページ参照)。

格納容器破損モードとは、著しい炉心損傷後等に格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出に至る可能性のある事象を、格納容器への負荷の種類に着目して類型化したものであり、有効性評価の前提として、格納容器破損モードを網羅的に抽出する必要がある。

そして、設置許可基準規則37条2項の解釈においては、これまでの研究の成果を踏まえ、典型的な格納容器破損モードとして「必ず想定する格納容器破損モード」を定めている。具体的には、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)^{*14}、高圧溶融物放出/格納

*14 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱(放射性物質の崩壊によって生じる熱)等によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガス(温度が下がっても液体にならないガス)などの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合があることから、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」を格納容器破損モードとしている(乙Bア第17号証・15ページ)。

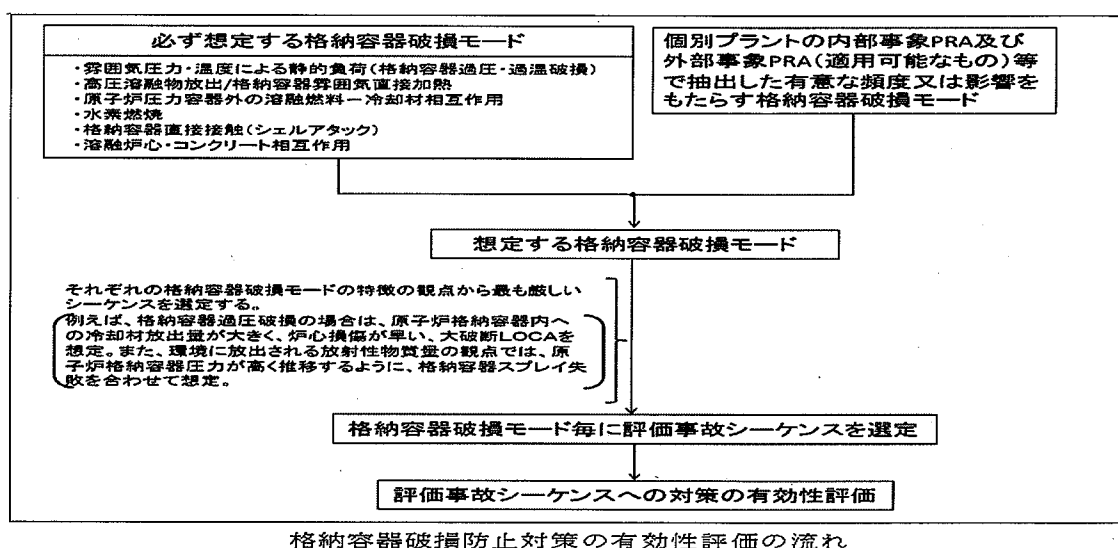
容器雰囲気直接加熱^{*15}，原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用^{*16}，水素燃焼^{*17}，格納容器直接接触（シェルアタック）^{*18}，熔融炉心・コンクリート相互作用^{*19}を「必ず想定する格納容器破損モード」と定めている（同規則 37 条 2 項の解釈〔2-1(a)〕〔乙Bア第 8 号証・75 ページ〕）。

そして，設置許可基準規則 37 条 2 項の解釈においては，プラントごとに設計等の違いもあることから，各個別プラントの特性に基づく格納

-
- *15 原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷すると，熔融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して，原子炉格納容器を破損する可能性があることから，「高圧熔融物放出と格納容器雰囲気直接加熱」を格納容器破損モードとしている（乙Bア第 17 号証・16 ページ）。
- *16 熔融燃料－冷却材相互作用とは，熔融炉心が原子炉圧力容器内又は外の冷却水と接触し，大量の水蒸気の発生等により原子炉格納容器内の圧力が一時的に急上昇することをいう。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され，原子炉格納容器が破損する可能性がある（乙Bア第 17 号証・16 ページ）。
- *17 原子炉格納容器内に酸素等の反応性ガスが混在していると，水－ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼（爆轟）が生じ，原子炉格納容器が破損する可能性がある。爆轟とは，火薬や可燃性の液体，ガスなどの燃焼時の反応速度（燃焼速度）が最も速いものをいう。燃焼速度の呼称は，遅い方から燃焼，爆燃，爆轟となる（乙Bア第 17 号証・17 ページ）。
- *18 熔融炉心が原子炉圧力容器内から原子炉格納容器内へ流れ出す際に，熔融炉心が原子炉格納容器の壁に接触し，熔融炉心からの伝熱により原子炉格納容器ライナー部（金属製の板で構成されている部分）の熔融貫通や高温・高圧により格納容器が破損する可能性がある。そのため，熔融炉心を冷却することにより，落下した熔融炉心が原子炉格納容器下部において拡がらず，原子炉格納容器の壁部分に接触しないようにする必要がある（乙Bア第 17 号証・17 ページ）。
- *19 熔融炉心がコンクリートに接触すると，熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，コンクリートが浸食され，一酸化炭素や水素等の非凝縮性ガス及び水蒸気が多量に発生する。これにより，格納容器内の温度・圧力が上昇し，及び原子炉格納容器下部コンクリートが貫通し，原子炉格納容器が破損する可能性がある。そのため，熔融炉心を冷却することにより，非凝縮性ガス等の発生及びコンクリートの浸食を抑制する必要がある（乙Bア第 17 号証・18 ページ）。

容器破損モードを選定するため、下図4のとおり、個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関する適用可能なPRA又はそれに代わる方法で評価を実施し、その結果、「必ず想定する格納容器破損モード」に含まれないものの、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、「想定する格納容器破損モード」に追加することを求めている（同規則37条2項の解釈〔2-1(b)〕〔乙Bア第8号証・75ページ〕）。

（以上につき、乙Bア第60号証・152及び153ページ）



【図4】設置許可基準規則37条2項に係る有効性評価の流れ

イ 評価事故シーケンスの選定と有効性評価の方法

有効性評価ガイドにおいては、まず、想定する格納容器破損モードごとに、PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、格納容器に対

する負荷などの観点から厳しい事故シーケンス^{*20}を、評価事故シーケンスとして選定するとしている（炉心損傷防止等有効性評価ガイド3.2.3(1)ないし(6)の各b.(a)〔乙Bア第17号証・15ないし18ページ〕）。

その上で、重大事故等対策として要求される設備等により、当該評価事故シーケンスに対して格納容器の破損を防ぐことができるかについて、計算シミュレーションなどにより評価項目（例えば、格納容器にかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること）をおおむね満足すること、必要な要員及び燃料等について計画が十分なものであることなどを確認する有効性評価を行う（同規則37条2項の解釈〔2-2ないし2-4〕〔乙Bア第8号証・75ページ〕）。

（以上につき、乙Bア第60号証・153ページ）

4 重大事故等対策に係る規制が合理的であること

以上述べてきたとおり、設置許可基準規則は、第2章「設計基準対象施設」において、最新の科学的技術的知見や不確かさ等を考慮して想定した外部事象や偶発故障により、その安全機能が損なわれないように設計することを求めており、外部事象や偶発故障によって、炉心の著しい損傷等の重大事故が生じることは考え難いところであるが、福島第一発電所事故において、実際に重大事故が生じ、これに対する対策が不十分であったことから事故が進展したという上記事故の教訓を踏まえ、深層防護の考え方にに基づき、第3章「重大事故等対処施設」において、重大事故等対策に係る規制を設け、主に発電用原子炉施設の基本的安全機能である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」

*20 厳しい事故シーケンスとは、発生頻度の高さをいうものではなく、発生した場合に、損傷の程度が大きいことや事故の進展の程度が早いことなどを意味する（炉心損傷防止等有効性評価ガイド3.2.3(1)b(a)〔乙Bア第17号証・15ページ〕参照）。

の三つの観点から、何重もの重大事故等対処施設・設備の設置を要求するとともに、各施設・設備が重大事故等発生時に有効に機能することについて評価をすることを要求し、重大事故の発生及び拡大の防止に万全を期するものとしている。

このような重大事故等対策に係る規制は、I A E A等の国際基準を参考とした最新の科学的・技術的知見を踏まえた非常に厳しい要求事項を定めたものであり、前記第1の1（6及び7ページ）のとおり、「福島第一原子力発電所の事故の教訓を日本の法的枠組みに実効的に反映させた。」との評価も得ているものである。

したがって、重大事故等対策に係る規制は、合理的なものというべきである。

第2 重大事故等対策に係る原告らの主張には理由がないこと

1 シビアアクシデント対策として可搬設備で対応することは、確実性が不足するとする原告らの主張に理由がないこと

(1) 原告らの主張

原告らは、「シビアアクシデント対策は恒設設備ではなく、可搬設備で対応することを基本としている」が可搬設備は確実性が不足するなど主張する（原告ら準備書面(10)4-3-3・23ページ）。

(2) 原告らの主張は、重大事故等対策として設置が求められる可搬型設備の柔軟性・優れた耐震性等の特性を看過したものであり、理由がないこと

ア しかしながら、そもそも、原告らは、重大事故等対策において可搬型設備を基本とすることでいかなる理由から「確実性は不足する」のか、何ら具体的な主張をしておらず、失当というべきである。

イ 前記第1の2(3)（11ないし13ページ）において主張したとおり、重大事故等対策として常設設備を設置する場合には、設計する際に必ず

設計上の想定を定めなければならず、設計上の想定を超えた場合の効果が限定される可能性があるのに対し、可搬型設備の場合には、想定を超えた状況に対して柔軟に対応することが可能である上、常設設備に比べて耐震上優れているという特性も認められる。

そして、重大事故等対策は、外部事象や偶発故障等における想定を上回る不測の事態に対処するものであり、このような重大事故等対策の性質に鑑みれば、事前に設計上の想定を要せず、柔軟に対応することが可能であって、耐震性にも優れた可搬型設備を基本とする重大事故等対策は、何ら不合理なものではない。

また、前記第1の2(3)(11ないし13ページ)のとおり、設置許可基準規則は、可搬型設備のみを設定すればよいとしているものではなく、常設設備及び可搬型設備の特性に応じてそれぞれに役割を持たせ、より的確に事故の進展を抑えることを要求しているのである。

このように、可搬型設備を基本とした重大事故等対策に係る規制は、合理的なものである。

ウ これに対し、原告らの上記主張は、重大事故等対策として設置が求められる可搬型設備の柔軟性・優れた耐震性等の長所を看過し、抽象的に「確実性は不足する」などと主張するものであって、理由がない。

2 有効性評価において共通要因故障を考慮していないかのような原告らの主張が失当であること

(1) 原告らの主張

原告らは、「シビアアクシデント対策では、共通要因故障を考えることにしている」が、「共通要因故障が何によって起こるかを考えないで、解析上の共通要因故障を想定する。自然現象を原因とする故障を考えれば、解析上の事故シーケンスで想定してない系統、機器の故障も発生することもありうるが、それは考慮しない」としていることが、不合理であるなど

と主張する（原告ら準備書面(10)4-3-3・21及び22ページ）。

(2) 原告らの主張は、重大事故等対策における有効性評価の内容等を正解しないものであること

ア しかしながら、原告らの上記主張は、前記第1の3(2)(15ないし20ページ)において主張した炉心損傷防止対策における有効性評価の手法のうち、事故シーケンスグループないし重要事故シーケンスの選定を問題にしているのか、それとも有効性の評価を問題にしているのか、いかなる点を問題としているのか全く不明であり、主張自体失当であるといわざるを得ない。

イ なお念のため付言すると、前記第1の3(2)のとおり、重大事故等対策の有効性評価を行うに当たっては、重要事故シーケンスを選定した上で、これに対し、重大事故等対策を講じることで、炉心の著しい損傷を防止し得るかについて評価することになるところ、ここで想定されている事故シーケンスは、複数の故障（多重故障ないし共通要因故障）が組み合わさって形成されている。

例えば、BWRの事例では、一般に、大破断LOCA（主冷却管が瞬時に破断したような場合）を起因事象とし、その後、RCIC^{*21}及びECCS^{*22}の作動に失敗し、炉心冷却機能が喪失し、炉心損傷に至るという事故シーケンスがしばしば想定される（乙Bア第62号証・12ページ）。このように、一般に、多重故障を前提とした解析が行われるのは、重大事故等対策が、設計基準事象を超える事象を前提としており、設計基準事象では想定していない共通要因故障が発生した場合や、複数の故障が重なる多重故障が生じた場合にも、対策の有効性を評価することが

*21 Reactor core isolation cooling system（原子炉隔離時冷却系）

*22 Emergency Core Cooling System（緊急炉心冷却装置）

要求されているからである（乙Bア第63号証・2ページ）。

以上のとおり、重要事故シーケンス選定に至る過程で、共通要因故障は考慮されている上に、これを考慮する理由も合理的なものであって、およそこの点に関して不合理な点は認められないというべきである。

ウ 以上のほか、原告らは、重要事故シーケンス選定の過程で、自然現象に起因する故障を考慮していないかのようにも主張するが、前記第1の3(2)ア(イ)（17及び18ページ）で述べたとおり、想定する事故シーケンスグループを選定する際、プラントごとの設計等の違いもあることから、個別プラントの外部事象に関する適用可能なPRA等を実施し、その結果、「必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれないものの、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループに追加するものとされており、自然現象は上記「外部事象」に含まれる。

他方、このような事故シーケンスの選定も成立しないような、設置許可基準規則で想定する自然現象を超える大規模な自然災害に対しては、原子炉施設の一定の範囲が著しく損壊するといった極限的な状況（大規模損壊）をあらかじめ想定し、これに対応するための各種の対策を要求している（同規則43条1項及び3項、技術的能力に係る審査基準2.1ないし2.2〔乙Bア第12号証・36ないし38ページ〕等）。

このように、重要事故シーケンス選定の過程で、自然現象に起因する故障についても考慮されており、大規模な自然災害に対しても別途規制を行っている。

エ 以上のとおり、原告らの主張は、重大事故等対策における有効性評価の内容等を正解しないものであるというほかなく、理由がない。

3 解析上の事故シーケンスにおいて故障を想定した設備を除き、健全であると想定する評価は不合理であるとの原告らの主張に理由がないこと

(1) 原告らの主張

原告らは、発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム第3回
会合資料3（乙Bア第62号証）の炉心損傷防止対策の有効性評価におい
て考慮すべき事項において、「各事故シーケンスにおいては、多重故障を
想定した設備（中略）を除き、健全であると想定する。また、各事故シー
ケンスにおいては、設計基準事故で想定する単一故障を重ねて想定しなく
てよい」と記述されていることから、重大事故等対策として不十分である
旨主張する（原告ら準備書面(10)4-3-3・22及び23ページ）。

(2) 原告らの主張は、重大事故等対策の有効性評価の内容等を正解しないも のであること

この点、原告らは、上記記述を捉え、事故シーケンスの設定の際に健全
であると想定した機器が故障した場合は、有効性評価の対象となっておら
ず、不合理であると主張するようである。

しかしながら、原告らが主張するような機器が故障した場合についても、
有効性評価の前提として想定される多数の事故シーケンスのいずれかに当
たるものであって、確率論的リスク評価（PRA）を実施した上で、様々
な事故シーケンスをおおむね網羅的に考えられる「必ず想定する事故シー
ケンスグループ」に含まれる場合には、有効性評価によって炉心損傷防止
対策の有効性が確認されることになる（設置許可基準規則37条の解釈〔1
-1(a)〕）。

また、原告らが主張するような機器の故障を含む事故シーケンスが、「必
ず想定する事故シーケンスグループ」には含まれないものの、個別プラン
トの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関す
る適用可能なPRA又はそれに代わる方法で評価を実施し、有意な頻度又
は影響をもたらす事故シーケンスグループに含まれるものとして抽出され
た場合にも、有効性評価によって炉心損傷防止対策の有効性が確認される

ことになる（同(b)）。

したがって、原告らが上記のとおり主張する機器の故障について、上記(a)及び(b)によって抽出された事故シーケンスグループに含まれれば、有効性評価が行われるし、他方、これに含まれなかった事故シーケンスは、そもそも有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループに含まれないことから、これについて有効性評価を行わないこととしていることは不合理ではない。

以上のとおり、原告らの主張は、確率論的リスク評価（PRA）及び重大事故等対策の有効性評価を正解しないものであって、理由がない。

以 上

略称語句使用一覧表

平成24年(行ウ)第15号
東海第二原子力発電所運転差止等請求事件
原告:大石光伸ほか265名

略語	語彙	書面	ページ	備考
数字				
1990年勧告	国際放射線防護委員会(ICRP)の1990年勧告	第2準備書面	13	
2007年勧告	国際放射線防護委員会(ICRP)の2007年勧告	第2準備書面	13	
2号要件	その者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること(改正原子炉等規制法43条の3の6第1項2号)	第6準備書面	21	
3号要件	その者に重大事故(発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の原子力規制委員会規則で定める重大な事故をいう。第43条の3の22第1項において同じ。)の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があること(改正原子炉等規制法43条の3の6第1項3号)	第6準備書面	21	
4号要件	発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること(改正原子炉等規制法43条の3の6第1項4号)	第6準備書面	20	
英字				
IAEA	国際原子力機関	第14準備書面	19	
MS	異常影響緩和系	第18準備書面	17	
PS	異常発生防止系	第18準備書面	17	
あ				
安全重要度分類	発電用軽水原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能について、安全上の見地から定めた相対的重要度	第18準備書面	14	
安全審査指針類	第6準備書面別紙3に列記する旧原子力安全委員会(その前身としての原子力委員会を含む。)が策定してきた各指針	第6準備書面	29	
安全設計審査指針	発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)	答弁書	24	
安全評価審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針	答弁書	59	
安全評価審査指針	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定。平成13年3月29日一部改訂)	第9準備書面	17	
い				
伊方最高裁判決	最高裁平成4年10月29日第一小法廷判決	第1準備書面	14	
う				

内田証言	水戸地方裁判所昭和48年(行ウ)第19号事件における証人内田秀雄の証言	第4準備書面	6	
お				
大崎証言	東京高等裁判所昭和60年(行コ)第68号事件における証人大崎順彦の証言	第3準備書面	11	
か				
改正原子炉等規制法	原子力規制委員会設置法(平成24年法律第47号)附則17条の施行後の原子炉等規制法	答弁書	15	第5準備書面から基本用語を変更
改正原子炉等規制法	原子力規制委員会設置法(平成24年法律第47号)附則18条による改正法施行後の原子炉等規制法	第5準備書面	5	答弁書から基本用語を変更
仮想事故	重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故	第13準備書面	7	
き				
気象手引	原子炉安全解析のための気象手引	第4準備書面	6	
技術基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日付け原子力規制委員会規則第6号)	第5準備書面	15	
技術基準適合命令	電気事業法40条に基づく、事業用電気工作物の修理、改造、移転のほか、使用の一時停止、使用の制限の命令	答弁書	11	
技術的能力に係る審査基準	平成25年6月19日原子力規制委員会決定「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」	第10準備書面	17	
基準地震動による地震力	耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力	第7準備書面	11	
基準津波	設計基準対象施設の供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある津波	第7準備書面	27	
強震動予測レシピ	震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」)	第16準備書面	21	
行訴法	行政事件訴訟法	答弁書	5	
け				
原研	日本原子力研究所	第3準備書面	9	
原告ら主張①	基準地震動の策定が妥当でない旨の原告らの主張	答弁書	21	
原告ら主張②	津波の想定が不十分である旨の原告らの主張	答弁書	21	
原告ら準備書面(2)	平成25年6月27日付け原告らの準備書面(2)	第5準備書面	5	
原告ら準備書面(10)	平成26年5月15日付け原告らの準備書面(10)	第9準備書面	5	
原告ら準備書面(11)	2014年5月15日付け原告らの準備書面(11)	第16準備書面	30	
原告ら準備書面(23)	平成27年3月12日付け原告らの準備書面(23)	第9準備書面	5	
原告ら準備書面(26)	2015年9月17日付け原告らの準備書面(26)	第14準備書面	6	
原告ら準備書面(41)	2017年1月26日付け原告らの準備書面(41)	第15準備書面	5	
原子力発電工作物	電気事業法における原子力を原動力とする発電用の電気工作物	第5準備書面	14	
原子力利用	原子力の研究、開発及び利用	第6準備書面	5	

原子炉施設等基準 検討チーム	発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討 チーム(第21回より、発電用軽水型原子炉の新 規制基準に関する検討チームと改称)	第14準備書面	21	
原子炉設置(変更) 許可	原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可	第6準備書面	20	
原子炉等規制法	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関 する法律	答弁書	5	第5準備 書面で 略称及 び基本 用語を 変更
原子炉等規制法	平成24年改正前原子炉等規制法と改正原子炉 等規制法を特段区別しない場合	第5準備書面	5	答弁書 から略称 を変更
原子炉等規制法施 行令	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関 する法律施行令	第15準備書面	7	
原電	被告日本原子力発電株式会社	第3準備書面	9	
検討用地震	敷地に大きな影響を与えると予想される地震	第16準備書面	14	
こ				
高経年化技術評価	原子力規制委員会が定める発電用原子炉施設の 安全を確保する上で重要な機器及び構造物(安 全上重要な機器等)並びに実用炉則82条1項各 号に掲げられた機器及び構造物の経年劣化に関 する技術的な評価	第15準備書面	6	
後段規制	設計及び工事の方法の認可以降の規制	答弁書	8	
児玉証言	水戸地方裁判所昭和48年(行ウ)第19号事件に おける証人児玉勝臣の証言	第4準備書面	22	
国会事故調査報告 書	国会における第三者機関による事故調査結果に ついての報告書	答弁書	34	
さ				
最高裁昭和48年判 決	最高裁昭和48年4月26日第一小法廷判決	第1準備書面	28	
し				
事故防止対策	自然的条件及び社会的条件との関係をも含めた 事故の防止対策	第7準備書面	5	
地震調査委員会	地震調査研究推進本部政策委員会	第16準備書面	22	
地震等基準検討 チーム	発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる 規制基準に関する検討チーム	第14準備書面	21	
地震等検討小委員 会	原子力安全基準・指針専門部会に設置された地 震・津波関連指針等検討小委員会	第14準備書面	18	
地震動審査ガイド	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド	第16準備書面	21	
地震本部	地震調査研究推進本部	第16準備書面	21	
実用炉則	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 (昭和53年12月28日通商産業省令第77号)	第6準備書面	20	
重大事故	炉心等の著しい損傷に至る事故	第7準備書面	5	
重大事故	敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設 等を考慮し、技術的見地からみて最悪の場合に は起るかもしれないと考えられる重大な事故	第13準備書面	7	
重大事故等対策	「重大事故の発生防止対策」及び「重大事故の拡 大防止対策」	第7準備書面	6	

重大事故の拡大防止対策	重大事故が発生した場合における自然的条件及び社会的条件との関係をも含めた大量の放射性物質が敷地外部に放出される事態を防止するための安全確保対策	第7準備書面	6	
重大事故の発生防止対策	重大事故に至るおそれがある事故(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。)が発生した場合における自然的条件及び社会的条件との関係をも含めた炉心等の著しい損傷を防止するための安全確保対策	第7準備書面	6	
重要度分類指針	平成2年8月30日原子力安全委員会決定「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」	第9準備書面	23	
使用済燃料	原子炉に燃料として使用した核燃料物質その他原子核分裂をさせた核燃料物質	第1準備書面	11	
使用停止等処分	改正原子炉等規制法43条の3の23に基づき、発電用原子炉施設の使用の停止、改造、修理又は移転、発電用原子炉の運転の方法の指定その他保安のために必要な措置を命ずること	答弁書	17	
省令62号	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	答弁書	9	
昭和35年科学技術庁告示	「原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被爆線量等を定める件」(昭和35年9月30日科学技術庁告示第21号)	第4準備書面	6	
昭和39年立地審査指針	原子炉立地審査指針(昭和39年5月27日原子力委員会決定)	第3準備書面	6	
昭和45年安全設計審査指針	「軽水炉についての安全設計に関する審査指針について」(昭和45年4月23日原子力委員会決定)	第3準備書面	6	
昭和50年ECCS安全評価指針	「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針について」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)	第4準備書面	21	
昭和53年安全評価審査指針	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」(昭和53年9月29日原子力委員会決定)	第4準備書面	21	
審査会	原子炉安全審査会	第1準備書面	12	
審査基準等	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等に基づく原子力規制委員会の処分に関する審査基準等	第6準備書面	29	
せ				
設置許可基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日付け原子力規制委員会規則第5号)	第5準備書面	15	
設置許可基準規則の解釈	平成25年6月19日原規技発第1306193号原子力規制委員会決定「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」	第7準備書面	8	
設置法	原子力規制委員会設置法	第5準備書面	5	
線量目標指針	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)	第4準備書面	6	
そ				
訴訟要件①	非申請型義務付けの訴えの「一定の処分がされないことにより重大な損害を生ずるおそれがあり、かつ、損害を避けるため他に適当な方法がないときに限り」との要件	答弁書	6	

訴訟要件②	非申請型義務付けの訴えの「行政庁が一定の処分をすべき旨を命ずることを求めるにつき法律上の利益を有する者に限り」との要件	答弁書	6	
た				
耐震重要度	設計基準対象施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度	第18準備書面	14	
耐震重要度分類	耐震重要度に応じた設置許可基準規則の解釈別記2の2に掲げる分類	第18準備書面	14	
耐震設計審査指針	発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)	答弁書	22	
ち				
地質審査ガイド	平成25年6月19日原管地発第1306191号原子力規制委員会決定「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」	第7準備書面	8	
長期保守管理方針	高経年化技術評価の結果に基づき、10年間に実施すべき当該発電用原子炉施設についての保守管理に関する方針	第15準備書面	6	
つ				
津波審査ガイド	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド	第17準備書面	11	
て				
適合性判断等	本件原子炉施設について原子力規制委員会がする、原告らが主張する事項及び内容に関する設置許可基準規則に適合するか否かの判断及び使用停止等処分を発令しないと判断	第6準備書面	44	
と				
動燃	動力炉・核燃料開発事業団	第3準備書面	9	
に				
認可を受けた延長期間	運転を開始した日以後30年を経過した発電用原子炉に係る発電用原子炉施設について、発電用原子炉の運転を開始した日以後40年を経過する日までに、高経年化技術評価を行い、この評価の結果に基づき、原子炉等規制法43条の3の32第2項の運転期間延長認可を受けた延長する期間	第15準備書面	7	
ね				
燃料体	発電用原子炉施設の燃料として使用する核燃料物質	第6準備書面	24	
は				
浜田証言	水戸地方裁判所昭和48年(行ウ)第19号事件における証人浜田達二の証言	第3準備書面	43	
発電用原子炉設置者	原子力規制委員会の発電用原子炉の設置許可を受けた者	第6準備書面	6	
ひ				
被告会社	被告日本原子力発電株式会社	答弁書	5	
被告国第2準備書面	平成25年7月2日付け被告国の第2準備書面	第3準備書面	5	
被告国第3準備書面	平成25年10月10日付け被告国の第3準備書面	第4準備書面	5	
被告国第5準備書面	平成26年4月30日付け被告国の第5準備書面	第7準備書面	4	
被告国第6準備書面	平成26年8月28日付け被告国の第6準備書面	第7準備書面	4	
被告国第7準備書面	平成26年12月4日付け被告国の第7準備書面	第9準備書面	5	
被告国第11準備書面	平成27年12月17日付け被告国の第11準備書面	第13準備書面	12	
被告国答弁書	平成25年1月10日付け被告国の答弁書	第5準備書面	13	
ふ				
福島第一発電所	東京電力株式会社福島第一原子力発電所	第6準備書面	13	

福島第一発電所事故	平成23年3月11日, 東京電力福島第一原子力発電所における原子炉事故	答弁書	33	
へ				
平成24年改正前原子炉等規制法	平成24年法律第47号による改正前の原子炉等規制法	第5準備書面	5	答弁書から略称を変更
平成24年審査基準	平成24年9月19日付けの審査基準等	第6準備書面	29	
平成25年審査基準	平成25年6月19日付けの審査基準等	第6準備書面	29	
ほ				
防災指針	昭和55年, 原子力安全委員会により決定された「原子力発電所等周辺の防災対策について」(平成12年「原子力施設等の防災対策について」と改称)	第13準備書面	26	
本件安全審査	本件許可申請についての原子力委員会及び原子炉安全専門審査会による原子炉等規制法24条1項3号(技術的能力に係る部分に限る。)及び4号に関する審査	第2準備書面	20	
本件安全審査書	昭和47年11月17日付け「日本原子力発電株式会社東海第二発電所の原子炉の設置に係る安全性について」	第3準備書面	5	
本件訴え変更申立書	平成26年12月18日付け原告らの「訴の変更申立書」	第8準備書面	4	
本件義務付けの訴え	本件原子炉施設の一時使用停止命令を発令することの義務付けの訴え	答弁書	6	
本件許可申請	昭和46年12月21日, 被告会社がした本件原子炉の設置許可申請	第2準備書面	18	
本件原子炉	東海第二原子力発電所原子炉	答弁書	5	
本件原子炉施設	本件原子炉及び附属施設	答弁書	5	
本件工事計画認可申請	被告会社が平成26年5月20日付けで原子力規制委員会に対してした, 本件原子炉施設に係る工事計画認可申請	第8準備書面	9	
本件差止めの訴え	被告会社に対する東海第二原子力発電所の運転差止めの訴え	答弁書	7	第8準備書面で略称を変更
本件差止めの訴え	本件設置変更許可処分をすることの差止めを求める訴え	第8準備書面	4	答弁書から基本用語を変更
本件申請書	昭和46年12月付け東海第二発電所原子炉設置許可申請書	第2準備書面	18	
本件設置許可処分	本件原子炉の設置許可処分	答弁書	5	
本件設置変更許可処分	本件設置変更許可申請に対する設置変更許可処分	第8準備書面	4	
本件設置変更許可申請	被告会社が平成26年5月20日付けで原子力規制委員会に対してした, 本件原子炉の設置変更許可申請	第8準備書面	4	
本件保安規定変更認可申請	被告会社が平成26年5月20日付けで原子力規制委員会に対してした, 本件原子炉施設に係る保安規定変更認可申請	第8準備書面	9	

本件民事差止めの訴え	被告会社に対する東海第二原子力発電所の運転差止めの訴え	第8準備書面	4	答弁書から略称を変更
本件無効確認の訴え	本件原子炉の設置許可処分は無効確認の訴え	答弁書	5	
も				
もんじゅ最高裁判決	最高裁平成4年9月22日第三小法廷判決	第1準備書面	30	
もんじゅ最高裁平成17年判決	最高裁平成17年5月30日第一小法廷判決	第1準備書面	16	
り				
立地審査指針	原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて	第13準備書面	5	
立地審査指針要求事項①	敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないため、重大事故を仮定した上で、目安として、甲状腺(小児)に対し1.5Sv、全身に対して0.25Svを超える範囲は非居住区域であること	第13準備書面	11	
立地審査指針要求事項②	防災活動を講じ得る環境にある地帯とするため、仮想事故を仮想した上で、目安として、甲状腺(成人)に対し3Sv、全身に対して0.25Svを超える範囲は低人口地帯であること	第13準備書面	11	
立地審査指針要求事項③	社会的影響を低減するため、仮想事故を仮想した上で、目安として、全身線量の人口積算値が例えば2万人Svを下回るように、原子炉敷地が人口密集地帯から離れていること	第13準備書面	11	
る				
炉心損傷防止等有効性評価ガイド	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド	第13準備書面	20	
炉心等の著しい損傷	発電用原子炉の炉心の著しい損傷若しくは核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷	第7準備書面	5	