

平成24年(ワ)第430号 川内原発差止等請求事件  
平成24年(ワ)第811号 川内原発差止等請求事件  
平成25年(ワ)第180号 川内原発差止等請求事件  
平成25年(ワ)第521号 川内原発差止等請求事件  
平成26年(ワ)第163号 川内原発差止等請求事件  
平成26年(ワ)第605号 川内原発差止等請求事件  
平成27年(ワ)第638号 川内原発差止等請求事件  
平成27年(ワ)第847号 川内原発差止等請求事件  
平成28年(ワ)第456号 川内原発差止等請求事件  
平成29年(ワ)第402号 川内原発差止等請求事件  
平成30年(ワ)第562号 川内原発差止等請求事件

原告ら準備書面87  
(被告国準備書面(25)への反論)

2022(令和4)年9月22日

鹿児島地方裁判所民事第1部合議係 御中

原告ら訴訟代理人弁護士 森 雅 美



同 後 藤 好 成



同 白 鳥 努 外



## 目 次

第1 被告国準備書面（25）・6頁以下の「第2 電源設備（設置許可基準規則33条）に関する反論」について……………	9
1 「多様性」の確保を必須要件としていない規則33条7項の不合理性について（被告国準備書面（25）・6頁の第2・2(1)の部分) ……………	9
(1) 原告らの主張に対する被告国の反論の内容……………	9
(2) 被告国は全く反論が出来ていないこと……………	9
ア 被告国の反論はただ単に条文を引用しただけであり、反論になっていないこと……………	9
イ 原告らは、準備書面62において、「原子力規制委員会の新規制基準検討チームは、福島第一原発事故の教訓を踏まえ、『多重性又は多様性』としている要求の『多様性』への変更を提言したが、この変更は見送られたこと」を批判したこと……………	10
ウ 原告らは、準備書面82において、「被告国は、設置許可基準規則33条7項の文言を、自らに不都合な箇所はカットして、短く述べただけであり、そのような同義反復で同条項の合理性が基礎づけられる訳がないこと」について批判を展開したこと……………	12
エ 今回も、被告国は条文を引用するだけの反論であり、「規則33条7項は『多様性』の要請を完全に無視した不合理な規定であること」について全く反論しておらず、「多様性」の要請を完全に無視した規則33条7項が不合理な規定であることは明らかであること……………	13
(3) 「多様性」の確保を必須要件としていない規則33条7項が不合理であることは明らかであること……………	14
ア わが国では、多様性を備えた原子力発電所は皆無であると解されること…	14
イ 非常用電源設備に対する規制要求が「多重性」のみ（多様性がない）では、外部電源喪失後に非常用電源設備に共通要因故障が生じると、直ちに全交流動力電	

	源喪失に陥り、そのこと自体が重要安全施設全般にわたっての共通要因故障とな って甚大な重大事故を招くこと（「多様性」の要求の不可欠性）……………	15
ウ	規則33条7項は、国会事故調が、福島第一原発事故の検証結果として、「電 源系統に関する以上の検証から、自然災害に対する電源系統全体としての多様性、 独立性は十分ではなかった。そのため、原子力発電所の安全に対するさまざまな 脅威に対処し得る、電源系統全体としての多様性と独立性を有した設計の有り方 を改めて整理し直し、それを実践することが必要である。」（甲A1・141頁） という指摘を完全に無視していること……………	16
2	被告国準備書面（25）・8頁の(2)アについて……………	17
(1)	被告国の主張の内容……………	17
(2)	被告国が「共通要因故障が発生すること自体を防ぐための対策が求められてい る」と主張するのであれば、国会事故調も指摘している「多様性」の確保を規制 要求とすることが理に適っていること……………	17
3	被告国準備書面（25）・10～11頁の(イ)について……………	18
(1)	被告国の主張の内容……………	18
(2)	非常用炉心冷却設備など重要安全施設の共通要因故障となる全交流動力電源喪 失の発生を極力防止するためには、何よりも「多様性」を確保することこそが重 大事故の発生自体を防ぐことになること……………	19
4	被告国準備書面（25）・11～12頁のウ(ア)について……………	19
(1)	被告国の主張の内容（被告国準備書面（3）の主張の繰り返し）……………	19
(2)	原告らは、準備書面62で上記(1)の被告国の主張に既に反論していること ……………	21
ア	被告国準備書面（3）の主張の内容（被告国準備書面（25）と同じ）…	21
イ	原告らは、設置許可基準規則が「偶発故障の複数同時発生」を想定・考慮して いないことを問題視していること……………	22
ウ	「多様性を」の軽視が問題であること……………	24

5	被告国準備書面（25）・13頁のエについて……………	27
(1)	被告国の主張の内容……………	27
(2)	「設計基準としては、単一の設備故障のみを考慮すれば十分な安全性を確保できる」とは到底いえないこと……………	27
6	「非常用電源設備に多様性を確保すること」は現在の技術水準では容易に実現できること……………	27
7	まとめ……………	30
第2	被告国準備書面（25）・14頁以下の「第3 使用済燃料（設置許可基準規則16条）に関する反論」について……………	31
1	原告ら準備書面82の19～20頁の部分について……………	31
(1)	被告国の反論がない箇所……………	31
(2)	被告国が反論していない上記(1)の各事項は、新規制基準が全く対策を講じておらず、新規制基準の不合理性が示されている箇所であること……………	31
2	原告ら準備書面82の20～21頁の部分について……………	32
(1)	被告国の反論がない箇所……………	32
(2)	「原発の安全性の確保、向上のために公表された国会事故調と原子力学会の提言を無視してはならない」こと……………	32
第3	被告国準備書面（25）・19頁以下の「第4 重大事故等対策（設置許可基準規則37条以下）に関する反論」について……………	34
1	被告国準備書面（25）・20頁の2(1)について……………	34
(1)	被告国の主張の内容……………	34
(2)	被告国の主張に対する原告らの反論……………	34
ア	被告国が「共通要因故障が発生すること自体を防ぐための対策が求められている」と主張するのであれば、重要安全施設に対して、その最も有効な対策である「多様性」の確保を規制要求することが当然の理であること……………	34
イ	「単一故障の仮定」の問題点（実際の運転中に起きている「運転時の異常な過	

	渡変化」の事象においてさえ、異常事態の拡大防止はできないこと) …	35
2	被告国準備書面(25)・20～23頁の2(2)について……………	36
	(1) 被告国の主張の内容……………	36
	(2) 「策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる」という被告国の主張の誤り……………	37
	ア 「必然的に保守的なもの」であるならば、基準地震動に関する規則、その解釈、審査ガイドなどの見直しや改定は不要であること(反証事例の1) ……	37
	イ 「策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる」との被告国の主張が、司法の場において否定された事例(甲A285)があること(反証事例の2)……………	37
	ウ 著名な地震学者も「策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる」ことを否定していること……………	39
第4	被告国準備書面(25)・23頁以下の「第5 有効性評価(設置許可基準規則37条以下)に関する反論」について……………	40
1	東京電力のアクシデントマネジメント検討報告書(甲A235)について…	40
	(1) 被告国の主張……………	40
	(2) 被告国の主張に対する反論……………	40
	ア 原告ら準備書面82は、東京電力が、内部事象だけにもとづく炉心損傷頻度を、内部事象と外部事象の両方を考慮するIAEA安全目標と比較して、「十分に満足していることが示された」と評価したことは不当であると主張したこと…	40
	イ IAEAの安全目標は「既設炉に対して $10^{-4}$ /炉年以下」であるが、これは内部事象と外部事象の両方を考慮することが前提になっており、これを内部事象のみを考慮した数値で比較することは評価ルール違反であること(被告主張の誤り)……………	41
	ウ 被告国の「IAEAの基本安全原則が示す目標が内部事象に限定されるとの解釈を示したものではない。」という主張について……………	42

2	福島第一原発事故が示したとする炉心損傷頻度（40年に一度程度）を再現し得ない確率論的手法の不適切さについて……………	42
(1)	被告国の主張……………	42
(2)	被告国の主張に対する反論……………	43
ア	被告国準備書面（25）・26頁の部分について……………	43
イ	原告ら準備書面82で示した「福島第一原発を含めて国内全ての軽水冷却型原発の運転開始から福島第一原発事故が発生するまでの経過年数の累積は約1425年であるところ、この間の炉心損傷事故の発生回数は3回であるから（福島第一原発の1号炉から3号炉）、その発生頻度の現実の値は475年に1回となる」という主張は理に適ったものであること……………	43
ウ	被告国の「各原子炉ごとに設備・構造が異なるほか、置かれている環境も異なることから、確率論的評価は、各原子炉ごとに計算されるべきであり、構造・設備・周囲の環境等が異なる国内全ての原子炉を全体としてまとめて算出することは妥当ではない。」という主張の誤りについて……………	44
(ア)	被告国及び原発事業者は、原発に対し、確率論的評価の適用の妥当性を何ら示すことができていないこと……………	44
(イ)	被告国の「構造・設備・周囲の環境等が異なる国内全ての原子炉を全体としてまとめて算出することは妥当ではない」という主張は、統計学の基本を踏まえられないものであり、不当であること……………	45
エ	原告らの求釈明に被告国は答えるべきであること……………	46
3	国内の軽水型原発の全基についての確率論的評価手法にもとづく炉心損傷頻度と格納容器破損頻度の評価結果の事例……………	47
第5	被告国準備書面（25）・30頁以下の「第6 大規模損壊対策（放射性物質の拡散抑制に係る対策）に関する反論」について……………	50
1	放水砲等の放水設備について……………	50
(1)	被告国の主張……………	50

(2)	「一定の効果」の内容とそれを裏付ける客観的証拠を示すことができないで、単に「一定の効果が期待できる」という被告国の主張は根拠なき主張にすぎないこと……………	50
2	シルトフェンスの効果について……………	50
(1)	被告国の主張……………	50
(2)	東京電力の乙ロ183は、「シルトフェンスに一定の効果があることが実証されている」ことの証拠にはなっておらず、逆に「シルトフェンスには、放射性物質であるセシウムの拡散を抑制する有意な効果はない」ことの証拠になっていること……………	50
(3)	「原告らの主張は、放水砲やシルトフェンスでは全く効果的ではないなどと論難するものであって、理由がない」という被告国の主張について……………	54
第6	水蒸気爆発に関する反論（被告国準備書面（25）・27頁以下）について…	55
1	被告国準備書面（25）・28頁の(2)アの主張について……………	55
(1)	被告国の主張……………	55
(2)	原告らの反論（国会事故調・166頁の図2.1.4-3をみれば、原子炉压力容器底部の破損は単発又は複数回の水蒸気爆発の発生によって生じたと考えるのが自然であること）……………	55
2	被告国準備書面（25）・28頁以下の(2)イについて……………	57
(1)	被告国の主張……………	57
(2)	原告らの反論（条件が満たされていれば、ジルコニウムが主成分の高温融体は、水蒸気爆発を起こすと考えられるのであって、水蒸気爆発現象は自然科学の分野に属する現象であり、条件が満たされれば再現性があるとするのが自然であること）……………	57
3	被告国準備書面（25）・30頁の主張について……………	62
(1)	被告国の主張……………	62
(2)	原告らの反論（0.65MPaの4.6倍に相当する3MPaもの圧力パルスは、制御棒貫	

	通部や計測用配管貫通部などの圧力容器底部の脆弱部分を破損するには十分な衝撃圧力であると考えられること) ……………	6 2
4	被告国準備書面 (25)・30頁の主張について……………	6 3
	(1) 被告国の主張……………	6 3
	(2) 原告らの反論 (福島第一原発2号機で水蒸気爆発の発生があったことを示唆する有力文献は幾つかあり、3月14日の20時30分、22時40分及び3月15日1時ごろの計3回の圧力パルスは水蒸気爆発によるものとするのが妥当であり、それ以外の要因でこのような圧力パルスが発生するとは考え難いこと) ……………	6 3
5	「水蒸気爆発による格納容器破損が必ず想定される事故シーケンスであるとする科学的な根拠に乏しいこと」という被告国の主張に対する原告らの反論……………	6 7
	(1) 被告国の主張……………	6 7
	(2) 被告国の主張Ⅱ (水蒸気爆発による格納容器破損が必ず想定される事故シーケンスであるとする科学的な根拠に乏しいこと) に対する原告らの反論……………	6 7
	ア 福島第一原発事故の4年前に6.8%という極めて高い破損確率の数字が報告されており、被告国が言うように「極めて低い」とは到底言えないこと……………	6 7
	イ 「水蒸気爆発による格納容器破損が必ず想定される事故シーケンスであるとする科学的な根拠に乏しい」という被告国の主張は明らかに誤りであること…	6 8
	(3) 被告国の「本件施設においても、被告会社は、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、原子炉圧力容器内での水蒸気爆発によって、格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価し、原子力規制委員会も発生確率が極めて低いと認められると判断している (乙 口第 180号証 29ページ及び別紙 8, 乙 口第 181号証 122 及び 123 ページ)」という主張に対する原告らの反論 (原告ら準備書面 55 及び同準備書面 74・18頁以下の「第3 水蒸気爆発の可能性についての反論」部分の援用) ……………	6 9

本書面では、被告国の令和4年5月20日付準備書面(25)(以下「被告国準備書面(25)」という。)に対する反論を行う。

なお、本書面では、設置許可基準規則を単に「規則」と表示する。

## 第1 被告国準備書面(25)・6頁以下の「第2 電源設備(設置許可基準規則33条)に関する反論」について

### 1 「多様性」の確保を必須要件としていない規則33条7項の不合理性について(被告国準備書面(25)・6頁の第2・2(1)の部分)

#### (1) 原告らの主張に対する被告国の反論の内容

被告国は、「設置許可基準規則33条7項が『多様性』の確保を必須要件としていないことが不合理であるとの原告らの主張について」という項目において、「このように、設置許可基準規則33条7項は、非常用電源設備等について、多重性又は多様性及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生し、かつ、外部電源が利用できない場合においても、当該系統の安全機能が達成できることを求めているのであるから、同項が非常用電源設備等の多様性の確保を必須条件としていないからといって、同項が不合理であるということとはできない」(被告国準備書面(25)・7～8頁。下線は原告ら訴訟代理人)と反論している。

#### (2) 被告国は全く反論が出来ていないこと

##### ア 被告国の反論はただ単に条文を引用しただけであり、反論になっていないこと

しかし、被告国が「このように」と述べている前には、1頁(被告国準備書面(25)・7頁)も使って、原子炉等規制法43条の3の6第1項第4号と規則33条7項の条文と、更に規則2条2項17号ないし19号が規定する「多重性」、「多様性」及び「独立性」の定義をまるごと引用しているだけであり、結局、被告国は、条文の引用だけで、当該条文は「不合理であるということとはできない」(合理性があるとは明言していない)と反論しているのである。

これに対し、原告らは、「設置許可基準規則33条7項が『多様性』の確保を必

須要件としていないことが不合理である」という主張については、これまでも、下記イ以下以下のような主張を行ってきた。

イ 原告らは、準備書面 62 において、「原子力規制委員会の新規制基準検討チームは、福島第一原発事故の教訓を踏まえ、『多重性又は多様性』としている要求の『多様性』への変更を提言したが、この変更は見送られたこと」を批判したと

まず、原告らは、被告国の平成 29 年 8 月 29 日付準備書面 (3) への反論の一環として、2018 年 11 月 20 日付原告ら準備書面 62・95 頁の「(5) 共通要因故障を想定し、多様性を要求すべきこと」という項目において、「設置許可基準規則は、多重性『又は』多様性を要求するとしており、いずれかを満たせば足りるとしていること」(実質的には「多様性」が考慮されていないこと)の不合理性を批判し、更に同・96～97 頁の「原子力規制委員会の新規制基準検討チームは、福島第一原発事故の教訓を踏まえ、『多重性又は多様性』としている要求の『多様性』への変更を提言したが、この変更は見送られたこと」という項目において、国会事故調が、福島第一原発事故の検証結果として、「電源系統に関する以上の検証から、自然災害に対する電源系統全体としての多様性、独立性は十分ではなかった。そのため、原子力発電所の安全に対するさまざまな脅威に対処し得る、電源系統全体としての多様性と独立性を有した設計の有り方を改めて整理し直し、それを実践することが必要である。」(甲 A1・141 頁。下線は原告ら訴訟代理人)と指摘していたにもかかわらず、「多重性又は多様性」としている要求の「多様性」への変更を見送った原子力規制委員会の対応について、次のように批判した。

『しかし、原子力規制委員会の新規制基準検討チームは、福島第一原発事故の教訓として、「非常用交流電源の冷却方式、水源、格納容器の除熱機能、事故後の最終ヒートシンク、使用済燃料プールの冷却・給水機能の多様性の不足」を挙げ、設計基準で検討すべき論点として、「現行の『多重性又は多様性』として

いる要求の『多様性』への変更の要否の検討」を提示しているのである（発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム「設置許可基準（シビアアクシデント対策規制に係るものを除く）の策定に向けた検討について別紙個表」5頁）。

また、同チームは、多様性の適用に係る考え方の整理案として、次の案を提示している。

これまで、多重性又は多様性が要求される重要度の特に高い安全機能を有するシステムは、基本的に多重化による対応がとられていると考えられる。

東京電力福島第一原子力発電所事故から、設計基準を超える津波に対する最終ヒートシンクの喪失等の特定の機能喪失モードに対しては、位置的分散による独立性の確保だけでは不十分であり、代替電源設備（空冷ガスタービン発電機）、代替ヒートシンク設備（フィルターベント）などといった多様性を備えた代替手段を要求する必要がある。したがって、多重性又は多様性を選択する際に、共通要因による機能喪失が、独立性のみで防止できる場合を除き、その共通要因による機能の喪失モードを特定し、多様性を求めることを明確にする。

このように、原子力規制委員会の新規制基準検討チームは、基本的に多重化による対応がとられ、多様性が不足していたことが福島第一原発事故発生の原因であったことから、「多重性又は多様性」としている要求の「多様性」への変更を提言していたが、このような変更は見送られた。

しかし、福島第一原発事故の教訓を踏まえれば、このような変更の見送りは不合理であり、設計基準として、「共通要因による機能喪失が、独立性のみで防止できる場合を除き、その共通要因による機能の喪失モードを特定し、多様性を求めることを明確にする」べきである（甲A227・100頁）。』

ウ 原告らは、準備書面 82 において、「被告国は、設置許可基準規則 33 条 7 項の文言を、自らに不都合な箇所はカットして、短く述べただけであり、そのような同義反復で同条項の合理性が基礎づけられる訳がないこと」について批判を展開したこと

また、原告らは、被告国の令和元年 9 月 6 日付準備書面（17）への反論の一環として、2021（令和 3）年 9 月 29 日付原告ら準備書面 82・3 頁の 2(1) において、「設置許可基準規則 33 条 7 項は『多様性』の要請を完全に無視した不合理な規定であること」を主張し、さらに、同・5 頁の(3)において、「被告国は、設置許可基準規則 33 条 7 項の文言を、自らに不都合な箇所はカットして、短く述べただけであり、そのような同義反復で同条項の合理性が基礎づけられる訳がないこと」について、次のような批判を展開した。

『 以上のように、設置許可基準規則 33 条 7 項が、「多重性又は多様性」と規定し、「多様性」を完全に無視した規定となっていることと、「偶発故障の複数同時発生」を想定せず、単一故障を想定して、国会事故調（甲 A 1）の指摘を完全に無視した不合理な規定となっていることを前提とした上で、さらに、「具体的に、非常用電源が必要とされる場合として『どのような事態』を想定しているのかとか、設計基準事故時等の対応に『必要な設備として何を想定しているのか』といったことが全く不明である」ということを理由として、原告らは「設置許可基準規則 33 条 7 項及びその解釈 33 条の 7 からは、非常用交流電源が必要となる事態が具体的に想定されていないことから、現実の事故発生時に非常用電源に要求される具体的性能などの詳細を算定することが不可能であり、そもそも、必要な対策を立てることができない」ことの不合理性を主張したのである。

ところが、この主張に対し、被告国は、設置許可基準規則 33 条 7 項が「多様性」を完全に無視していること、及び、同条項が「偶発故障の複数同時発

生」を想定せず、単一故障しか想定していないことには一切言及しないまま、ただ単に「外部電源喪失に至る原因がいかなるものであっても、非常用電源によって、工学的安全施設及び設計基準事故対処設備がその機能を確保できることを要求するためである」というように、設置許可基準規則33条7項の文言から「多重性又は多様性を確保し・・・」という部分や「単一故障が発生した場合・・・」という部分をカットして、同条項の規定内容を短く述べただけである。

即ち、被告国は、設置許可基準規則33条7項の文言を、自らに不都合な箇所はカットして、短く述べただけであって、それによって、同条項は「合理的な理由に基づくもの」と主張しているのであるが、そのような同義反復で同条項の合理性が基礎づけられる訳がなく、設置許可基準規則33条の7が不合理であることは、上に述べたところから明らかである。』

エ 今回も、被告国は条文を引用するだけの反論であり、「規則33条7項は『多様性』の要請を完全に無視した不合理な規定であること」について全く反論しておらず、「多様性」の要請を完全に無視した規則33条7項が不合理な規定であることは明らかであること

以上の通り、原告らは、繰り返し、「規則33条7項は『多様性』の要請を完全に無視した不合理な規定であること」を主張してきた。

それにもかかわらず、被告国は、今回の被告国準備書面(25)においても、条文等の引用だけで、当該条文は「不合理であるということとはできない」(合理性があるとは言っていない)と反論しているだけである。

即ち、被告国は、1頁(同7頁)も使った条文等の引用だけに続けて、「このように」という接続詞を使って、「設置許可基準規則33条7項は、非常用電源設備等について、多重性又は多様性及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生し、かつ、外部電源が利用できない場合においても、

当該システムの安全機能が達成できることを求めているのであるから」というように、単に規則33条7項の要約を述べて、これを理由にして、「同項が非常用電源設備等の多様性の確保を必須条件としていないからといって、同項が不合理であるということとはできない」（被告国準備書面（25）・7～8頁）という結論につないでいるだけであって、全く反論になっていない。

要するに、被告国は、「設置許可基準規則33条7項が『多様性』の確保を必須要件としていないことが不合理である」という原告らの主張に対して、「同項が非常用電源設備等の多様性の確保を必須条件としていないからといって、同項が不合理であるということとはできない」という反論の実質的な理由を全く述べていない（正面から反論していない）のであって、これは、とりもなおさず、被告国は反論が出来ないことの証左であり、この点からみても規則33条7項が不合理な規定であることは明らかである。

以下では、滝谷紘一氏の2022年9月10日付意見書（甲A第303号証）に基づいて、再度、非常用電源設備について、「設置許可基準規則33条7項が『多様性』の確保を必須要件としていないことが不合理である」という原告らの主張の要点を述べ、被告国準備書面（25）の反論が全く反論になっていないことを立証する。

(3) 「多様性」の確保を必須要件としていない規則33条7項が不合理であることは明らかであること

ア わが国では、多様性を備えた原子力発電所は皆無であると解されること

非常用電源設備というのは、外部電源が喪失した時に原子炉の安全性を確保するための非常用炉心冷却設備を機能させる上で不可欠な設備であり、極めて重要度が高い設備であるにもかかわらず、「非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し」と規定するにとどまっている規則33条7項は、原子炉の安全性確保の観点からは極めて不十分である。

なぜならば、「又は」という規定の仕方では、非常用電源設備の「多重性」と「多

様性」についてはそのいずれかを選択すればよいことになり、現実には「多重性」が確保され（福島第一原発事故前からの従来通りでよい。）、「多様性」が全く確保されていないからである。

その証左として、滝谷氏が指摘されているように、「事実として、これまで、事業者が非常用電源設備に採用してきたのは多重性のみであり、多様性を備えた原子力発電所は皆無であると解される。」（甲A303・1頁の第2・2(1)ア）。

即ち、規則33条7項は、実際には「多様性は確保しなくてもよい」という規制になっているのである。

イ 非常用電源設備に対する規制要求が「多重性」のみ（多様性がない）では、外部電源喪失後に非常用電源設備に共通要因故障が生じると、直ちに全交流動力電源喪失に陥り、そのこと自体が重要安全施設全般にわたっての共通要因故障となって甚大な重大事故を招くこと（「多様性」の要求の不可欠性）

しかし、非常用電源設備に対する規制要求が「多重性」のみ（多様性がない）では、外部電源喪失後に非常用電源設備に共通要因故障が生じると、直ちに全交流動力電源喪失に陥り、そのこと自体が重要安全施設<sup>1</sup>全般にわたっての共通要因故障となって甚大な重大事故を招くことになるから、原子炉施設の安全性確保上、「多重性」のみでは不十分であり、「多様性」の要求が不可欠であることは明らかである（甲A303・1～2頁の2(1)ア）。

そこで、この点について、福島第一原発事故で説明する。

福島第一原発事故では、非常用電源設備に「多様性」がなかったことから、炉心溶融という甚大な重大事故を招いたといえるが、その事故の経緯は下記の通りである。

① 出力運転中だった1号機、2号機、3号機では、それぞれ、地震発生検出信号により制御棒が挿入されて、原子炉は自動停止した。

<sup>1</sup> 「重要安全施設」とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう（規則2条2の九）。安全機能の重要度分類においてクラスMS-1に分類される構築物等を対象とする（同規則解釈第十二条11）。「原子炉停止後の除熱機能」もそのうちの一つである。

- ② 次いで、外部電源喪失が生じたため、非常用電源設備 2 系統が自動起動して非常用炉心冷却設備等に給電して、原子炉停止後も発生し続ける炉心崩壊熱を除去する運転状態に入った。
- ③ その後、津波の敷地内遡上により、タービン建屋の地下 1 階に設置されていた非常用電源設備はすべて冠水して、機能不全になった。
- ④ そのために、各号機とも全交流動力電源喪失に至り、非常用炉心冷却設備が機能不全に陥り、その結果、崩壊熱をまったく除去できなくなって、炉心溶融を生じた。

以上の経緯に対して、仮に、各号機の非常用電源設備に「多様性」が確保されていたならば、具体的には、既設の水冷式非常用ディーゼル発電機とは異なる型式の非常用発電機（例えば空冷式ガスタービン発電機）を 1 台ずつ、津波の影響が及ばない敷地内高台に配置し、それを外部電源喪失信号により自動起動させていたならば、各号機の非常用炉心冷却設備は、少なくとも 1 系統は機能維持されて、炉心溶融を防ぐことができたのである（甲 A 3 0 3・2 頁のイ）。

ウ 規則 3 3 条 7 項は、国会事故調が、福島第一原発事故の検証結果として、「電源系統に関する以上の検証から、自然災害に対する電源系統全体としての多様性、独立性は十分ではなかった。そのため、原子力発電所の安全に対するさまざまな脅威に対処し得る、電源系統全体としての多様性と独立性を有した設計の有り方を改めて整理し直し、それを実践することが必要である。」（甲 A 1・1 4 1 頁）という指摘を完全に無視していること

前述したように、被告国は、規則 3 3 条 7 項「が非常用電源設備等の多様性の確保を必須条件としていないからといって、同項が不合理であるということとはできない。」と反論しているが、しかし、上記イでみたように、「非常用電源設備等の多様性の確保を必須条件としてこなかった」という従来からの規制要求の不十分さが、福島第一原発事故において、外部電源喪失後に全交流動力電源喪失を招

き、非常用炉心冷却系の機能喪失により炉心溶融に至った根本要因である（甲A 303・2頁のウ）。

上記(2)イで述べたように、国会事故調は、福島第一原発事故の検証結果として、「電源系統に関する以上の検証から、自然災害に対する電源系統全体としての多様性、独立性は十分ではなかった。そのため、原子力発電所の安全に対するさまざまな脅威に対処し得る、電源系統全体としての多様性と独立性を有した設計の有り方を改めて整理し直し、それを実践することが必要である。」（甲A 1・14 1頁。下線は原告ら訴訟代理人）と指摘していたにもかかわらず、原子力規制委員会は、「多重性又は多様性」としている要求の「多様性」への変更を見送ってしまい、その結果、規則33条7項は、「非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し」という、福島第一原発事故前と実質的には何ら変わらない規定にとどまった。

このことからしても、「多様性」の確保を必須条件としていない規則33条7項が不合理であることは明らかであり（甲A 303・2頁のウ）、被告国は、この点に関して何ら反論が出来ていない（被告国は反論出来ない）。

## 2 被告国準備書面（25）・8頁の(2)アについて

### (1) 被告国の主張の内容

被告国は、「設置許可基準規則33条7項が、単一故障しか想定していないことは不合理であるとの原告らの主張について」という項目において、「共通要因故障が発生すること自体を防ぐための対策が求められている（設置許可基準規則3条ないし9条）」（被告国準備書面（25）・9頁のア）と主張している。

### (2) 被告国が「共通要因故障が発生すること自体を防ぐための対策が求められている」と主張するのであれば、国会事故調も指摘している「多様性」の確保を規制要求とすることが理に適っていること

ア そこで、被告国が挙げている規則3条ないし9条をみると、規則3条は「設計基準対象の地盤」、同4条は「地震による損傷の防止」、同5条は「津波による損

傷の防止」、同6条は「外部からの衝撃による損傷の防止」、同7条は「発電用原子炉施設への人の不法な侵入などの防止」、同8条は「火災による損傷の防止」、同9条は「溢水による損傷の防止等」に関する規定である。

イ しかし、これらの規定に従った諸対策をとっていても、設計、製造、据付、検査、保守・補修などにおける不測の品質管理ミス、供用に伴う設備の老朽化などにより、機器、配管、構築物等の故障を避けられないのが、膨大な数の構成部品、部材からなる原子力発電所の現実である（甲A303・3頁の(2)）。

そこで、共通要因故障の発生を極力防止する上で極めて効果のある方策の一つとして、上記1で述べた「多様性」の確保が提唱されてきたのである。

それにもかかわらず、被告国は、被告国準備書面(25)・9～10頁の「イ 共通要因故障に係る規制の概要」においても、「想定される外部事象が発生しても、それによってその安全機能（設置許可基準規則2条2項5号）が損なわれないような基本設計を行うことが要求されている（同規則3ないし6条）」（被告国準備書面(25)・10頁）として、「多様性」が確保されていない規則の該当条文を引用するだけに終始しており、原告らが指摘している「多様性」の確保の欠如という問題点については全く言及していない。

しかし、被告国が、「共通要因故障が発生すること自体を防ぐための対策が求められている。」と主張するのであれば、上記1で述べたように、国会事故調（甲A1・141頁）も指摘している「多様性」の確保を規制要求とすることが理に適っており（甲A303・3頁の(2)）、それを採用していない規則の共通要因故障の発生防止対策は不十分であり、その点で不合理である。

### 3 被告国準備書面(25)・10～11頁の(イ)について

#### (1) 被告国の主張の内容

被告国は、上記2と同じ「設置許可基準規則33条7項が、単一故障しか想定していないことは不合理であるとの原告らの主張について」という項目のイ(イ)において、「深層防護の観点から、それでもなお共通要因に起因する設備の故障が発生した

ことを想定したものが、重大事故等対策であり、設置許可基準規則第3章(重大事故等対処施設)に規定されている」(被告国準備書面(25)・11頁の(イ)の部分)と主張している。

(2) 非常用炉心冷却設備など重要安全施設の共通要因故障となる全交流動力電源喪失の発生を極力防止するためには、何よりも「多様性」を確保することこそが重大事故の発生自体を防ぐことになること

しかし、滝谷氏が指摘されているように、設計基準対象設備である非常用電源設備の重要性に鑑み、非常用炉心冷却設備など重要安全施設の共通要因故障となる全交流動力電源喪失の発生を極力防止するためには、何よりも「多様性」を確保することこそが重大事故の発生自体を防ぐことになるのであって(甲A303・3頁の(3))、被告国が「深層防護の観点」を持ち出すのであれば、「多様性」を無視するのではなく、前述のように、「多様性」の確保を規制要求とすることが理に適っているのである。

更に言えば、第一に重要なことは、重大事故が起きた場合における重大事故等対策ではなく、その前の「重大事故自体の発生防止対策であることは論を待たない。」

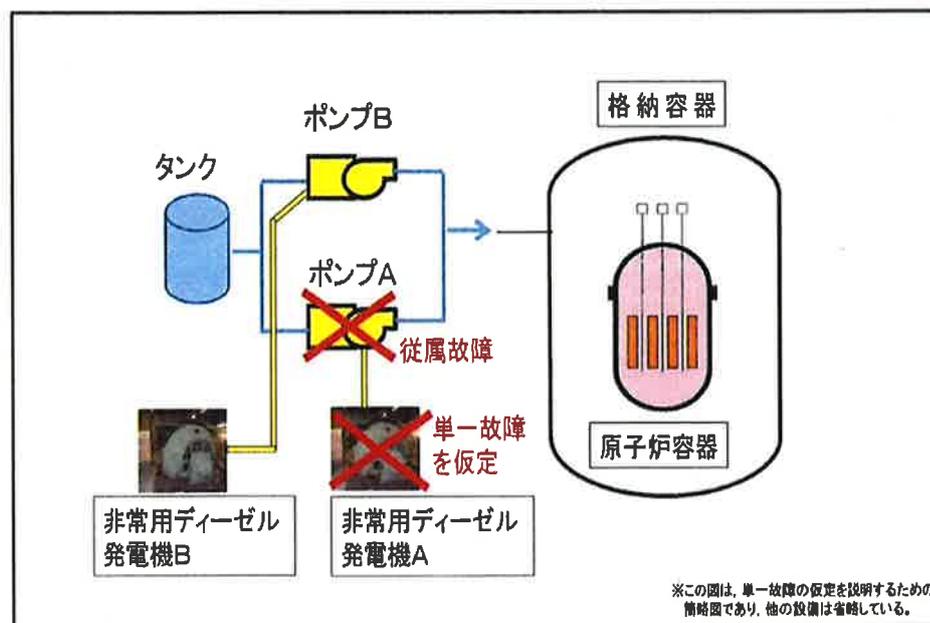
(甲A303・3頁の(3))。

4 被告国準備書面(25)・11～12頁のウ(ア)について

(1) 被告国の主張の内容(被告国準備書面(3)の主張の繰り返し)

ア 被告国は、被告国準備書面(25)・11頁の「ウ 偶発故障に係る規制の概要」において、「もっとも、偶発故障は、その性質上、個々の設備の品質を向上させたとしても、一定割合で、かつ、個々の設備ごとに生じ得るものである。そこで、安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高いものについては、当該系統を構成する機械又は器具に単一故障が生じた場合も想定し、そのような場合であっても、直ちに、当該系統が機能しなくなるような事態が生じないように、多重性又は多様性及び独立性を確保することが要求されている(同条2項)」と主張する。

イ そして、それに続けて、「例えば、注水機能に着目した場合、そもそも偶発故障が生じないように、注水機能を構成するポンプ及び非常用ディーゼル発電機等については、信頼性の高い設計がされていることが必要である。これに加えて、仮に非常用ディーゼル発電機Aに単一故障が生じた場合を仮定しても（『単一故障の仮定』の考え方※3、別途、非常用ディーゼル発電機Bを設置しておくなどして、多重性及び独立性を確保することで注水機能が機能しなくなるような事態が生じないようにすることが求められる（後 掲図2）。」と主張し、次の「単一故障しても安全機能が維持される例（乙ロ第163号証118ページ）の図を掲載している（なお、下記の図では、「図3」となっているが、被告国準備書面（25）・12頁では「図2」となっている。）。



(図3) 単一故障しても安全機能が維持される例

(2) 原告らは、準備書面62で上記(1)の被告国の主張に既に反論していること

ア 被告国準備書面(3)の主張の内容(被告国準備書面(25)と同じ)

被告国は、既に平成29年8月29日付準備書面(3)において、上記(1)と同じ主張をしていた。

即ち、被告国は、準備書面(3)において、「例えば、注水機能に着目した場合、そもそも偶発故障が生じないように、注水機能を構成するポンプ及び非常用ディーゼル発電機等については、信頼性の高い設計がされていることが必要である。そして、これに加えて、仮に非常用ディーゼル発電機Aに単一故障が生じた場合を仮定(「単一故障の仮定」の考え方)しても、別途非常用ディーゼル発電機Bを設置しておくなどして、多重性及び独立性を確保しておくことで、注水機能の喪失を回避することが可能である(下図3参照)。」(被告国準備書面(3)・40頁。下線は原告ら訴訟代理人)というように、上記(1)イと全く同じ主張をし(図3も同じ。)、その上で、「むしろ、上記のとおり、設置許可基準規則は、重要度の特に高い安全機能を有する系統について、多重性又は多様性に加え、独立性を要求しており、これにより、共通要因故障が起こるような事態をも回避すべきものとしているのであるから、原告らの前記主張が設置許可基準規則の策定経緯を正解しないものであることは明らかである」(下線は原告ら訴訟代理人)とし、「以上のとおり、原告らの前記主張は、『単一故障の仮定』及び『共通要因故障』の意義や設置許可基準規則の策定経緯を正解しないものであって、理由がない。」(被告国準備書面(3)・47頁)という主張をしていた。

そこで、原告らは、2018年11月20日付原告ら準備書面62(被告国の準備書面(3)への反論)・97頁以下において、上記アに対する反論・主張を述べていた。

それにもかかわらず、被告国は、原告ら準備書面62の反論・主張には全く回答しないまま、今回の被告国準備書面(25)において、またもや、被告国準備書面(3)と全く同じ主張を繰り返してきたことから、以下では、原告ら準備書

面62の反論・主張と全く同じ反論・主張を展開する。

イ 原告らは、設置許可基準規則が「偶発故障の複数同時発生」を想定・考慮していないことを問題視していること

(ア) 原告らが、「設計基準として、共通要因故障を想定していない新規制基準は不合理というほかない」と主張しているは、原告ら準備書面62・82頁以下の「3」で述べた「偶発故障が一度に1つしか起こらないという保証はどこにもないこと」であり、例えば、平成23年3月11日に発生した福島第一原発事故において、非常用ディーゼル発電機2台が動かない事態が発生し、その結果、大量の放射性物質が環境に放出されたことに関連して、国会事故調が「十分に原子炉の安全性が確保されてこなかった」ことの例として、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針では、安全性を検討するために想定する『事故』を、原因が原子炉施設内にある、いわゆる内部事象、かつ、機器の単一故障によるものと仮定している。本事故のような複合災害による多重故障が想定されていない。」(甲A1・537)ということを指摘していることをふまえて、「偶発故障の複数同時発生」を想定していないことを指摘したものである。

これを、被告国が用いている例でいえば、次頁の図1(乙ロ6・115頁から引用)のケースが、図2の対策により回避されるというだけでなく、図3(被告国の準備書面(3)及び同(25)では図3)において、「発電機Aだけでなく、発電機Bも同時に故障する場合が想定されていないこと」を問題視しているのである。

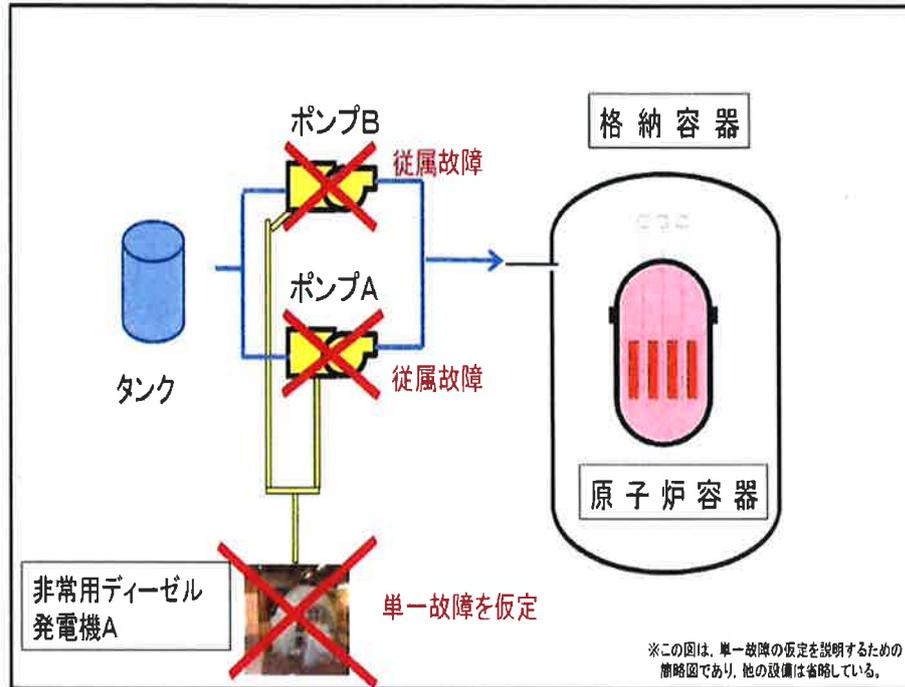
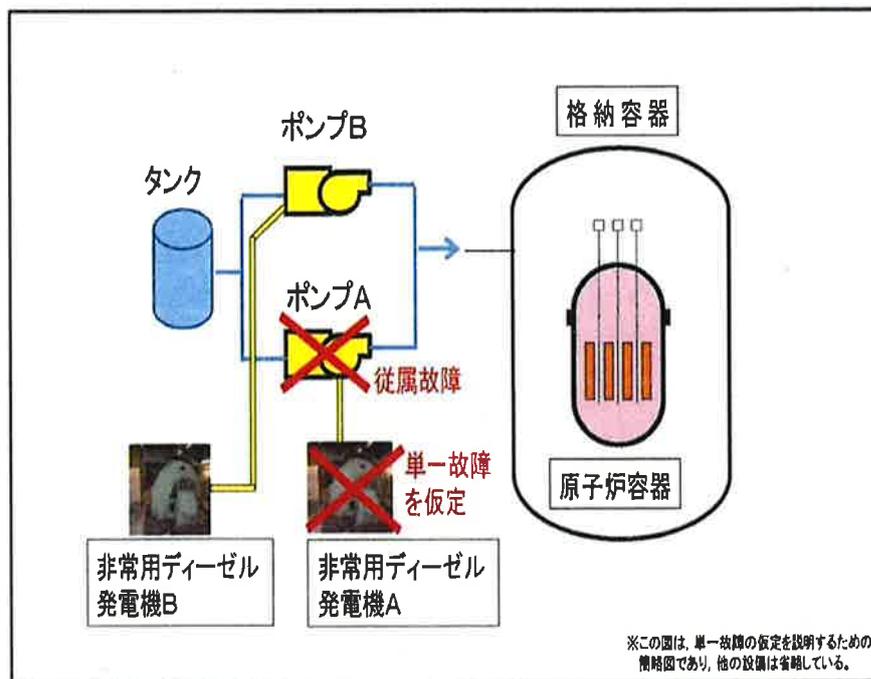


図1 単一故障の結果、安全機能が喪失する例



(図3) 単一故障しても安全機能が維持される例

(イ) 被告国は、「自然現象を始めとする外部事象による共通要因故障、すなわち、一つの事象によって複数の系統又は機器が同時に故障しないようにするための方策としては、個々の設備が、想定され得る外部事象によってその安全機能が損なわれないような設計がされることが必要である。そして、このような観点から、本件事故後、厳格な規制が行われているのであって、外部事象に対する共通要因故障を考慮した規制が行われているのである。」（被告国準備書面（3）・44頁）と主張するが、その内容は「設置許可基準規則は、重要度の特に高い安全機能を有する系統について、多重性又は多様性に加え、独立性を要求しており、これにより、共通要因故障が起こるような事態をも回避すべきものとしている」（被告国準備書面（3）・47頁。下線は原告ら訴訟代理人）というものであり、先の図3でいえば、発電機Bのシステムを、発電機Aのシステムから独立させたという「独立性」をもって、「共通要因故障が起こるような事態をも回避すべきものとしている」とするものである。

しかし、原告らの主張は、発電機Aのシステムだけでなく、それとは「独立性」を有する発電機Bのシステムも同時に故障する場合が想定されていない、という点である。

即ち、原告らは、準備書面62・95頁の(5)の「共通要因故障を想定し、多様性を要求すべきこと」という項目において、「ア 設置許可基準規則は、多重性『又は』多様性を要求するとしており、いずれかを満たせば足りるとしていること」の問題点を指摘していたが、まさに、被告国が、被告国準備書面（3）のみならず被告国準備書面（25）でも繰り返し取り上げている上記図3の事例において、発電機Aのシステムだけでなく、それとは「独立性」を有する発電機Bのシステムも同時に故障する場合を問題にしている（「多様性」がない）のであるが、被告国は、その被告国準備書面（25）でも、この点に関しては、全く回答していない。

ウ 「多様性を」の軽視が問題であること

(ア) 被告国は、前述のように、「設置許可基準規則は、重要度の特に高い安全機能を有する系統について、多重性又は多様性に加え、独立性を要求しており、これにより、共通要因故障が起こるような事態をも回避すべきものとしている」（被告国準備書面（3）・47頁）と主張するが、「多重性又は多様性」に加えて「独立性を要求」しても、重要度の特に高い安全機能を有する系統について、「多様性」が欠如していれば、いかに「独立性」を加味しても、安全性は確保できないではないかということ、原告らは訴えているのである。

(イ) 原告ら準備書面62・96頁の(5)イで述べたように、原子力規制委員会の新規制基準検討チームは、福島第一原発事故の教訓として、「非常用交流電源の冷却方式、水源、格納容器の除熱機能、事故後の最終ヒートシンク、使用済燃料プールの冷却・給水機能の多様性の不足」を挙げており、設計基準で検討すべき論点として、「これまで、多重性又は多様性が要求される重要度の特に高い安全機能を有する系統は、基本的に多重化による対応がとられていると考えられる。東京電力福島第一原子力発電所事故から、設計基準を超える津波に対する最終ヒートシンクの喪失等の特定の機能喪失モードに対しては、位置的分散による独立性の確保だけでは不十分であり、代替電源設備（空冷ガスタービン発電機）、代替ヒートシンク設備（フィルターベント）などといった多様性を備えた代替手段を要求する必要がある。したがって、多重性又は多様性を選択する際に、共通要因による機能喪失が、独立性のみで防止できる場合を除き、その共通要因による機能の喪失モードを特定し、多様性を求めることを明確にする。」（下線は原告ら訴訟代理人）というように、「現行の『多重性又は多様性』としている要求の『多様性』への変更の可否の検討」を提示していた（発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム「設置許可基準（シビアアクシデント対策規制に係るものを除く）の策定に向けた検討について別紙個表」5頁）にもかかわらず、最終的には、この提案は見送られ、採用されなかったのである。

原子力規制委員会が、自らの検討チームにより、福島第一原発事故の教訓として、「非常用交流電源の冷却方式、水源、格納容器の除熱機能、事故後の最終ヒートシンク、使用済燃料プールの冷却・給水機能の多様性の不足」が明らかとなったのであるから、「多重性又は多様性を選択する際に、共通要因による機能喪失が、独立性のみで防止できる場合を除き、その共通要因による機能の喪失モードを特定し、多様性を求めることを明確にする。」と明言したにもかかわらず、それを無視して、福島第一原発事故以前の要求であった「多重性又は多様性」をそのまま残存させたまま（検討チームのいう「多様性の不足」）の状態において、被告国が、「設置許可基準規則は、共通要因故障を防止する方策として、一つの事象によって、一つの系統又は機器の故障を生じさせないような要求をしているのであって、共通要因故障を考慮しないものではない。」（被告国準備書面（3）・44～45頁）と主張するように、すべての事故・故障が「独立性」のみでカバーできるものではない。

- (ウ) 「同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因(二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。)又は従属要因(単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。)によって同時にその機能が損なわれないこと」（設置許可基準規則の第2条2項18号）をいう「多様性」の要求は、共通要因故障の対策において、「二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないこと」（設置許可基準規則の第2条2項19号）をいうにすぎない「独立性」の要求や、「同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在すること」（設置許可基準規則の第2条2項17号）をいうにすぎない

い「多重性」の要求では決してカバーしきれない極めて重要な役割を担っている（だからこそ、「多重性」及び「独立性」とは別に要求されている。）のであって、その「多様性」の要求をあまりにも軽視している新規制基準は、その意味でも極めて不合理である。

## 5 被告国準備書面（25）・13頁のエについて

### (1) 被告国の主張の内容

被告国は、被告国準備書面（25）・13頁の「エ 設置許可基準規則83条7項が定める非常用電源設備等に係る要求事項は、設備の偶発故障対策であり、設計基準としては単一の設備故障のみを考慮すれば十分な安全性を確保できること」という項目において、「複数の設備が同時に偶発的に故障を起こすことは極めてまれであるといえ、設計基準としては、単一の設備故障のみを考慮すれば十分な安全性を確保できる」と主張している。

### (2) 「設計基準としては、単一の設備故障のみを考慮すれば十分な安全性を確保できる」とは到底いえないこと

しかしながら、被告国の上記(1)の主張は、「設計基準として十分な安全性を確保できる」ことの論拠が何ら示されておらず、論理性を欠いていることは明らかである。

原告らが、「設置許可基準規則が『偶発故障の複数同時発生』を想定・考慮していないことを問題視していること」は、上記4(2)イで述べた通りであるが、仮に「複数の設備が同時に偶発的に故障を起こすことは極めてまれである」としても、偶発的故障が重なって起きた際の被害の大きさは計り知れないのであって、そのときのリスク（＝被害の大きさ×事故の確率）の大きさを考慮すると、「十分な安全性を確保できる」とは、到底、言えない（甲A303・3頁の(4)）。

## 6 「非常用電源設備に多様性を確保すること」は現在の技術水準では容易に実現できること

(1) 最後に、国会事故調が、福島第一原発事故の検証結果として、「電源系統に関する以上の検証から、自然災害に対する電源系統全体としての多様性、独立性は十分

ではなかった。そのため、原子力発電所の安全に対するさまざまな脅威に対処し得る、電源系統全体としての多様性と独立性を有した設計の有り方を改めて整理し直し、それを実践することが必要である。」(甲A1・141頁。下線は原告ら訴訟代理人)と指摘していたことに関して、「非常用電源設備に多様性を確保すること」は、現在の技術水準では容易に実現できることを述べる。

(2) 川内原発を含めて、既存の原子力発電所ではディーゼル発電機(水冷式)2台を設置して「多重性」を確保している。

そこで、この「多重性」に加えて、「多様性」を確保する具体策としては、発電容量が同規模のガスタービン発電機(空冷式)1台を追加で設置して、外部電源喪失信号によって自動起動する運用をすればよいのである(甲A303・3頁の(5))。

近年では、非常用ガスタービン発電機の性能は、非常用ディーゼル発電機と同等水準に達している(甲A304)。

実際に、九州電力は、新規規制基準対応用に、2012年に、川内原発と玄海原発の各原子炉に1台ずつ、常設代替電源として、「移動式大容量発電機」と名付けた非常用ガスタービン発電機を導入し、津波の影響の及ばない敷地内高台に設置した(甲B344)。

ここで「大容量」とは、次頁の図1「非常用ガスタービン発電機の事例」の仕様を見れば分かるように、非常用ガスタービン発電機としては比較的大きな容量(図1の事例では、4,000kVA)であることを意味している。

## 【 移動式大容量発電機 】



### ◆ 主な仕様 ◆

全 長 : 約 14 m  
車 幅 : 約 3 m  
車 高 : 約 4 m  
重 量 : 約 44 トン  
型 式 : 空冷式ガスタービン駆動  
容 量 : 4000 kVA  
燃 料 : A重油

図 1 非常用ガスタービン発電機の事例

(3) ただし、川内原発では、この非常用ガスタービン発電機を「重大事故等対処設備」として導入しており、その起動運用は、運転員が「全交流動力電源が喪失したことを確認した場合には、移動式大容量発電機を中央制御室から遠隔起動する。」としている（甲B345の2枚目の「14.14.4」の「(1) 移動式大容量発電機への切替」欄）。

しかし、この運用法では、運転員の判断及び操作に時間を要する上に、運転員の判断ミス、操作ミスが入るおそれがあり、作動の信頼性を欠く。

また、運転員が「全交流動力電源が喪失したことを確認した場合には、……起動する」とあることから明らかなように、全交流動力電源の喪失それ自体の発生防止には何ら役立たない。

従って、非常用ガスタービン発電機を導入しても、被告九州電力のこのような運

用法では、(外部電源喪失信号で自動起動させる)設計基準対象施設としての非常用電源設備の「多様性」を確保することには相当しない(以上、甲A303・5頁)。

そうではなく、前述4でみた非常用ディーゼル発電機と同じように、この非常用ガスタービン発電機を外部電源喪失信号により自動起動させる運用にすることは、所内電源系統の構成と運用を変更することで容易に可能である(甲A303・5頁)。

このことは、上記(1)でみた、国会事故調が、福島第一原発事故に関する検証にもとづいて、「電源系統全体としての多様性と独立性を有した設計の在り方を改めて整理し直し、それを実践することが必要である」(甲A1・141頁)と提言していることに対処する一環である。

## 7 まとめ

以上の通りであり、規則33条7項が「非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合」と規定していることは、原発の安全確保上不充分であり、設計基準対象施設としての非常用電源設備には、共通要因故障を避けるための極めて有効な対策として「多様性」の確保を規制要求すべきである。

しかも、実際に「非常用電源設備に多様性を確保すること」は、現在の技術水準では容易に実現できるのであって、それにもかかわらず、「非常用電源設備等の多様性の確保」を必須要件としていない規則33条7項には重大な欠陥がある(甲A303・5頁)。

第2 被告国準備書面（25）・14頁以下の「第3 使用済燃料（設置許可基準規則16条）に関する反論」について

被告国は、被告国準備書面（25）の14頁以下で、「第3 使用済燃料（設置許可基準規則16条）に関する反論」を述べているが、そこにおいては、原告らが指摘した次の2項目についての反論が全くなされていない（要所抜粋）。

1 原告ら準備書面82の19～20頁の部分について

(1) 被告国の反論がない箇所

『第3 使用済燃料（設置許可基準規則16条）に関する反論

2 同2について(使用済燃料貯蔵槽のあり方等)

(2)ウ 新規制基準の不合理性が示されている箇所について

(ア) 国会事故調が指摘した技術的問題への対応ができていなかった箇所

① 使用済み燃料プールに水位計がなく、テレビカメラによる状況確認もできなかったこと

④ ジルコニウム火災の現象に関する実験など過去の知見が充実しておらず、現実的な推測を行うための解析ツールも整っていないこと

⑥ 米国では既に運用されていた「B.5.b」への対策が、わが国ではいまだ検討さえ始まっておらず、使用済み燃料プールを外部水源で冷却する設備が設置されていないこと』

(2) 被告国が反論していない上記(1)の各事項は、新規制基準が全く対策を講じておらず、新規制基準の不合理性が示されている箇所であること

原告らは、被告国の準備書面（17）・15頁のイ等の主張に対し、原告ら準備書面82において、「原告らが『3 国会事故調が指摘した技術的問題に関する検討』（同・47～50頁）及び『4 原子力学会の5つの提言とそれらの検討』（同・50～54頁）において指摘した下記の諸点については、全く反論がなされていない。このことは、新規制基準が、原告らが指摘する各事項について全く対策を講じ

ていないということであり、即ち、新規制基準の不合理性が示されている箇所である。」(原告ら準備書面 82・18頁)と主張したが、今回の被告国準備書面(25)でも、上記引用の原告ら準備書面 82の第3・2(2)ウの部分については、全く反論がなされていない。

このことは、原告らが指摘する上記各事項については、新規制基準は全く対策を講じていないということ(被告国も反論出来ないこと)であり、即ち、上記各事項は新規制基準の不合理性が示されている箇所(原告ら準備書面 82・18頁)であることは明らかである。

なお、滝谷氏は、新規制基準は、代替注水設備として、可搬型代替注水設備を配備することにより、使用済み燃料の冠水状態を維持することを要求しているが、当然に人為的な作業を伴うことから不確実性が高いことを指摘され、「そこで、人為的な作業の不確実性が明らかになった福島第一原発事故の教訓を踏まえれば、使用済み燃料プールを外部水源で冷却する可搬型設備とともに、人為的な作業を伴わない「恒設設備」の設置も要求すべきである。」と説かれている(甲A303・6頁の第3・2(1)の部分)。

## 2 原告ら準備書面 82の20～21頁の部分について

### (1) 被告国の反論がない箇所

『(イ) 原子力学会の5つの提言への対応が出来ていない箇所

- ① 使用済み燃料プールに対する AM (アクシデントマネジメント) を見直す。
- ② 電源喪失しても予備電源などで燃料プール温度及び漏洩監視モニターを監視できるように電源を準備する。
- ③ 使用済み燃料プールの自然循環冷却システムを導入する。電源が無くても崩壊熱除去が可能となる。
- ④ 空冷の中間貯蔵設備を導入する。』

(2) 「原発の安全性の確保、向上のために公表された国会事故調と原子力学会の提言を無視してはならない」こと

上記(1)の部分は、新規制基準において、「原子力学会の5つの提言への対応が出来ていない箇所」であるが、この点に関して、滝谷氏は、「被告国にとって、不断に国内、国外における新たな知見と経験の収集に努め、その検討をもとに必要に応じて規制基準に反映することは、重要な任務である。従って、中立、公正な第三者機関の立場で実施された福島第一原発事故の調査検討をもとに、原発の安全性の確保、向上のために公表された国会事故調と原子力学会の提言を無視してはならない。被告国による上記提言への対応を求める。」(甲A303・6頁の第3・2(2)の部分)という指摘をされているが、まさに、被告国は、「原発の安全性の確保、向上のために公表された国会事故調と原子力学会の提言を無視してはならない」というべきである。

第3 被告国準備書面（25）・19頁以下の「第4 重大事故等対策（設置許可基準規則37条以下）に関する反論」について

1 被告国準備書面（25）・20頁の2(1)について

(1) 被告国の主張の内容

被告国は、被告国準備書面（25）・19頁の第4・1で述べている、「新規制基準が、設計基準対象施設に対して、外部電源の喪失を除いては、共通要因故障を想定していないことを前提とした上で、『新規制基準における共通要因故障の想定ひいては重大事故等対策は矛盾をはらんだものになって』いるなど」ということを「原告らの前記1①の主張」とし、規則3条ないし9条の説明をした上で、「このように、設置許可基準規則は、共通要因故障を生じさせる要因となる事象に対して規制要求を行っており、外部電源喪失を除いては、共通要因故障を想定していないことを前提とする原告らの主張は失当である。」と主張している（被告国準備書面（25）・20頁の2(1)の末尾）。

(2) 被告国の主張に対する原告らの反論

ア 被告国が「共通要因故障が発生すること自体を防ぐための対策が求められている」と主張するのであれば、重要安全施設に対して、その最も有効な対策である「多様性」の確保を規制要求することが当然の理であること

しかし、上記第1・2(2)で述べたように、被告国がいう上記規制要求に応じて、原発事業者が共通要因故障を生じさせる要因となる事象に対する対策を念入りに講じていたとしても、設計、製造、据付、検査、保守・補修などにおける不測の品質管理ミス、供用に伴う設備の老朽化などにより、系統、機器、構築物等の故障を避けられないのが、膨大な数の構成部品、部材からなる原子力発電所の現実である（甲A303・3頁の(2)）。

このような現実の中で、原発の重大事故を予防するためには、重要安全施設における共通要因故障の発生を防止することが肝要であり、その最も有効な対策の一つとして従来から広く認められているのが、上記第1で述べた、「多重性」を

備えた重要安全施設に対して、さらに「多様性」を確保することである（甲A303・8頁の第4・2(1)）。

従って、被告国が「共通要因故障が発生すること自体を防ぐための対策が求められている」と主張するのであれば、重要安全施設に対して、その最も有効な対策である「多様性」の確保を規制要求することが当然の理である。

もし、その規制要求をしないのであれば、「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大防止」（規則第13条）の要件を充たすか否かの解析及び評価において、従来からの「『単一故障の仮定』でよし」とするのではなく、「共通要因故障の仮定」を求めるべきである（甲A303・8頁の第4・2(1)）。

イ 「単一故障の仮定」の問題点（実際の運転中に起きている「**運転時の異常な過渡変化**」の事象においてさえ、異常事態の拡大防止はできないこと）

ここでは、滝谷氏の指摘に基づいて、「単一故障の仮定」の問題点について述べる。

規則13条第一号の「運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。」という規定に関して、「設置許可基準規則の解釈」の第13条の1には、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を、「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。以下「安全評価審査指針」という。）に基づいて実施することが定められている。

そして、この安全評価審査指針の「5. 解析に当たって考慮する範囲」の「5.2 安全機能に対する仮定」には、「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した解析を行わなければならない。」という定めがある。

このような「単一故障の仮定」では不十分であるが故に、「共通要因故障の仮定」をした場合には、どのような評価結果になるのか、滝谷氏が指摘されている一例を以下に挙げる（甲A303・9頁の(1)の部分）。

外部電源喪失（「運転時の異常な過渡変化」事象の一つ）が生じた場合、非常用電源設備は、共通要因故障の仮定により、「その2系統がともに故障した」ということになり、非常用電源設備の機能にはもはや期待できず、直ちに全交流動力電源喪失に至る。

そこで、事態は、福島第一原発で現実にも生じたように、崩壊熱除去機能が失われて、炉心溶融へと拡大する。

このように、実際の運転中に起きている「運転時の異常な過渡変化」の事象においてさえ、異常事態の拡大防止はできないことになる。

このことから分かることは、滝谷氏が指摘されているように、原発の安全確保上、共通要因故障の発生防止がいかに重要であるか、ということであり、従ってまた、その発生防止の上で最も有効な対策と認められている「重要安全施設における多様性の確保」を、規制要件として設けるべきである（甲A303・9頁の(1)の部分）。

## 2 被告国準備書面（25）・20～23頁の2(2)について

### (1) 被告国の主張の内容

被告国は、被告国準備書面（25）・19頁の第4・1で述べている、「重大事故等対処施設が基準地震動を超える地震動や基準津波を超える津波に襲われた場合には、同施設の必要な機能が損なわれ、対応できないおそれがあるとした上で、重大事故等対処施設について、想定を超える外部事象等に対しても必要な機能が損なわれないことを要求すべきである」ということを「原告らの前記1②の主張」とし、それに対する反論として、「基準地震動の策定に当たっては、原子炉施設の敷地及び敷地周辺の調査を徹底的に行い、最新の科学的技術的知見を踏まえ、各種不確実さも考慮した上で、複数の手法を用いて評価した地震動を多角的に検討」して策定するものであり、その「策定に当たっては、①各種地質調査を行い断層の位置、長さ等を決定し、②応答スペクトルに基づく地震動評価、③断層モデルを用いた手法による地震動評価の双方を行って『敷地ごとに震源を特定して策定する地震動』を策

定するとともに、別途、④『震源を特定せず策定する地震動』も策定する。そして、これらの過程一つ一つにおいて、それぞれ不確かさを考慮したパラメータ設定をするなどして、保守的評価を行うことが求められているため、策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる」と主張している(被告国準備書面(25)・21頁)。

(2) 「策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる」という被告国の主張の誤り

しかし、被告国が、基準地震動の策定は、「最新の科学的技術的知見を踏まえ、各種不確かさも考慮した上で」、保守的評価を行うことが求められているため、「策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる」と主張している部分は誤りである。

以下、この点に関して、滝谷氏が指摘される反証事例を2件挙げる。

ア 「必然的に保守的なもの」であるならば、基準地震動に関する規則、その解釈、審査ガイドなどの見直しや改定は不要であること(反証事例の1)

第一に、新規制基準(2013年7月制定)で規定された基準地震動の策定のうちの「震源を特定せず策定する地震動」に関して、原子力規制委員会が2000年以降に起きた全国にわたる89地震の統計解析をもとに検討した結果、それが必ずしも保守的なものでないことが判明し、2021年4月21日に設置許可基準規則の解釈等の改正を行ったことである。

この改正を受けて見直された川内原発の基準地震動については、既存の基準地震動を超える新たな基準地震動 $S_s - 3$ が追加されたが、仮に、被告国が主張するように、「策定される基準地震動は必然的に保守的なもの」であるならば、基準地震動に関する規則、その解釈、審査ガイドなどの見直しや、その改定は、そもそも、不要のはずである(甲A303・9~10頁の(2)①の部分)。

イ 「策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる」との被告国の主張が、司法の場において否定された事例(甲A285)があること(反証事例の2)

(ア) 第二は、2020年12月4日に、大飯原発に関する発電所運転停止命令義

務付け請求事件において、大阪地方裁判所が、本件の基準地震動は、断層モデルを用いた手法において、入倉三宅式（断層の面積と地震モーメントの関係式）のばらつきを十分考慮していないとして、大飯原発3号機、4号機の設置変更許可を取り消す判決を言い渡したことである。

その理由は、判決文（甲A285）に詳しく記されていることから、ここでは、その要点を以下に記す。

被告国が定めた「地震動審査ガイド」（後記(イ)で述べる改正前のもの）には、基準地震動を定めるにあたって、経験式から導かれる数値は「平均値としての地震規模を与えるものであることから、経験式が有するばらつきも考慮されている必要がある」と規定していた（以下、これを「ばらつき条項」という。甲A305・9頁の「3.2.3 震源特性パラメータの設定」の右側「改正前」の(2)の部分）。

しかし、これまで、すべての原発について、この「ばらつき」は考慮されておらず、したがって、基準地震動は過小評価されて設定されていた。

これは、「策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる」との被告国の主張が、司法の場において否定された事例である（甲A303・10頁の②の部分）。

(イ) しかしその後、被告国は、設置変更許可申請審査において、原発事業者によって過小評価された基準地震動の設定を容認した自らの過誤を認めて反省することなく、2022年6月8日の地震動審査ガイドの一部改正の中で、上記大阪地裁が取り上げた「ばらつき条項」を全面的に削除してしまった（甲A305・9頁の「3.2.3 震源特性パラメータの設定」の削除（左側の改正後））。

その際に、被告国は、「今回の改正は、審査実績等を踏まえた表現の改善等を行うものであり、規制要求や審査の緩和を行うものではありません。」（甲A306・1頁のNo.1の意見に関する右側「考え方」の最初の一文）との考え方を表明している。

しかし、基準地震動を科学的に厳正に策定する上で考慮しなければならない「ばらつき条項」の削除は、「地震動審査ガイド」の規定を原発事業者が無視したことにより、基準地震動が過小評価されていたとする上記(ア)の司法判断（甲A285）を蔑ろにするものであり、被告国による責任逃れの不当な改正と言わざるをえない（甲A303・10頁の2(2)）。

ウ 著名な地震学者も「策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる」ことを否定していること

上記(イ)で述べた2件の事例から、被告国の「策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる。」との主張が正しくないことは明白であるが、更に付け加えると、著名な地震学者達からも、「策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる」ことを否定する指摘がなされている。

一例を挙げると、福島第一原発事故が発生する以前から、大地震によって通常震災と原発災害が複合する「原発震災」について世に警鐘を鳴らしてきた石橋克彦神戸大学名誉教授（地震学）は、『敷地ごとに震源を特定して策定する地震動』も本質的に不可知であることを考えれば、日本全国の原発において基準地震動の最大加速度は少なくとも既往最大の1700Galにすべきである。」と論じている（甲A307・875頁）。

新規制基準のもとに、原子力規制委員会が承認した川内原発の最大加速度620Galは石橋名誉教授の提唱値のおよそ1/3にとどまり、このことから、被告国が主張する「必然的に保守的なものとなる」は当を得ていない（甲A303・11頁）。

第4 被告国準備書面（25）・23頁以下の「第5 有効性評価（設置許可基準規則37条以下）に関する反論」について

1 東京電力のアクシデントマネジメント検討報告書（甲A235）について

(1) 被告国の主張

被告国は、被告国準備書面（25）の第5・1において、大要、次のように主張している。

東京電力が行った内部事象による炉心損傷頻度の試算に対して、原告らが、福島第一事故という外部事象に起因した事故の発生と国内全ての軽水型原子炉の運転開始から同事故の発生までの期間の累積から原告らが独自に算出した炉心損傷頻度を比較して確率論的手法による炉心損傷頻度が過小であると批判したことから、被告国は、先の被告国準備書面（17）・31頁の第5の1(2)において、そのような比較は異なる事象による炉心損傷頻度を比較するものであって適切ではないということ指摘したものであり、IAEAの基本安全原則が示す目標が内部事象に限定されるとの解釈を示したものではないから、原告らの前記主張は、被告国の被告国準備書面（17）における上記主張を正解しないもので、理由がない（（被告国準備書面（25）・24～25頁の(2)の部分）。

(2) 被告国の主張に対する反論

ア 原告ら準備書面82は、東京電力が、内部事象だけにもとづく炉心損傷頻度を、内部事象と外部事象の両方を考慮するIAEA安全目標と比較して、「十分に満足していることが示された」と評価したことは不当であると主張したこと

被告国の上記主張は、原告らの主張の論点から外れたものであり、当を得ていない。

なぜならば、原告ら準備書面82・44頁以下における主張の要点は、福島第一原発1号炉についての東京電力のアクシデントマネジメント報告書（甲A235）に、「本原子力施設の炉心損傷頻度は $10^{-5}$ /炉年より小さく、IAEAの基本安全原則が示す目標（既設炉に対して $10^{-4}$ /炉年以下、新設炉に対して $10^{-5}$ /炉年

以下) を十分に満足していることが示された。」と明記されていることを問題にしているからである。

即ち、原告らは、東京電力が、内部事象だけにもとづく炉心損傷頻度を、内部事象と外部事象の両方を考慮する IAEA 安全目標と比較して、「十分に満足していることが示された」と評価したことは不当であると主張した。

何故ならば、外部事象を考慮せず、内部事象のみによる炉心損傷頻度の算出値を、内部事象と外部事象の両方の考慮を求めている IAEA 安全目標と比較し、その安全目標を「十分に満足していることが示された」と評価したことは、明白な評価ルール違反だからである。

この評価ルール違反に加えて、激甚な自然災害が度々発生している日本列島では、外部事象（地震、津波、火山、その他の自然現象）に起因する炉心損傷頻度の値は、内部事象にもとづく炉心損傷頻度と同等、あるいはそれを上回ることも十分にありうるのであって、確率論手法により外部事象を考慮しないで算出された炉心損傷頻度は、過小評価になっているおそれがある。

そこで、原告らは、このような評価ルール違反を行った東京電力のみならず、その報告を安易に容認した被告国にも重大な過誤があることを指摘したものである（原告ら準備書面 82・47 頁）。

しかるに、原告らのこの指摘に対して、被告国は、何ら反論を述べていないことから、東京電力と自らの過誤を認めたものと解さざるをえない（以上、甲 A 303・12～13 頁の第 5・1(2)のア）。

イ IAEA の安全目標は「既設炉に対して  $10^{-4}$ /炉年以下」であるが、これは内部事象と外部事象の両方を考慮することが前提になっており、これを内部事象のみを考慮した数値で比較することは評価ルール違反であること（被告主張の誤り）

次に、東京電力のアクシデントマネジメント報告書（甲 A 235 号証）を精査すると、そこには内部事象にもとづく炉心損傷頻度の数値自体は記されていない。

その理由は不祥であるが、後記 3 で示す参考表 1（原子炉安全・保安院による

内部事象についてのとりまとめ。甲A308)によれば、福島第一原発1号機についてのアクシデントマネジメント前と後の炉心損傷頻度は、それぞれ、 $7.9 \times 10^{-7}$ 炉年と  $3.1 \times 10^{-7}$ 炉年、と記されている。

他方、IAEAの安全目標は、前記アでみた通り、「既設炉に対して  $10^{-4}$ 炉年以下」であるが、これは内部事象と外部事象の両方を考慮することが前提になっており、これを内部事象のみを考慮した参考表1にある数値で比較することは、まさに評価ルール違反である。

また、内部事象に関する参考表1に相当する外部事象に関する炉心損傷頻度評価の一覧表は、いまだ公表されたものはない。

この背景については、滝谷氏は、地震、津波を含めて、不確実さの大きい様々な自然現象にもとづく炉心損傷頻度の確率論的評価については、評価モデル、入力データを含めて、信頼性のある評価手法がいまだ確立していないことがあると推認されている(以上、甲A303・13頁のイ)。

#### ウ 被告国の「IAEAの基本安全原則が示す目標が内部事象に限定されるとの解釈を示したものではない。」という主張について

最後に、被告国の反論にある「IAEAの基本安全原則が示す目標が内部事象に限定されるとの解釈を示したものではない。」(被告国準備書面(25)・25頁)という部分は、原告らが、準備書面82において、「IAEAの基本安全原則が示す目標は内部事象と外部事象の両方を考慮するものである」と指摘した事柄に相応するものであり、このことをもって、「原告らの主張は被告国の主張を正解しないもので、理由がない。」とすることは論点をすり替えたものであり、当を得ていない反論である(甲A303・13頁のウ)。

## 2 福島第一原発事故が示したとする炉心損傷頻度(40年に一度程度)を再現し得ない確率論的手法の不適切さについて

### (1) 被告国の主張

次に、被告国は、被告国準備書面(25)の第5・2において、「福島第一事故が

示したとする炉心損傷頻度（40年に1回程度）を再現し得ない確率論的手法は不適切であるとの原告らの主張は、確率論的リスク評価を正解しないもので、理由がないこと」について、縷々主張している。

そこで、以下、個別に反論する。

## (2) 被告国の主張に対する反論

### ア 被告国準備書面（25）・26頁の部分について

まず、原告らの「炉心損傷頻度と格納容器損傷頻度の評価値に関して、実際の実験事故データに基づく検証と、それによる妥当性確認とが全くなされていないこと」という主張が、内部事象及び外部事象の両方についてであることは、原告らが、「IAEA安全目標はその両方を考慮した値であること」を論じてきた経緯からも自明のことである。

これに対して、被告国が、「内部事象PRAを指すとした場合、外部事象である津波に起因する事故である福島第一事故の発生事象をもって内部事象PRAの合理性の評価することになるところ、かかる評価の仕方は、内部事象PRAの合理性の評価に当たり、対象外の事象を考慮するものであり、誤りと言うほかない。」（被告国準備書面（25）・26頁の(2)）という反論をしているのは、原告らが問題としていないことを取り上げた、争点はずしの反論である。

また、「津波PRAを指すとした場合、当該事象が40年ごとに1回程度炉心損傷が生じるという算出結果にならないからといって、津波PRAが不合理ということにはならない。」との被告国の反論は、津波PRAの評価結果が示されていない上に、その結果が「不合理ということにならない」と主張する根拠が何ら示されておらず、理が通らない（以上、甲A303・14頁の2(2)ア）。

イ 原告ら準備書面82で示した「福島第一原発を含めて国内全ての軽水冷却型原発の運転開始から福島第一原発事故が発生するまでの経過年数の累積は約1425年であるところ、この間の炉心損傷事故の発生回数は3回であるから（福島第一原発の1号炉から3号炉）、その発生頻度の現実の値は475年に1回とな

る」という主張は理に適ったものであること

次に、原告らが提示した国内全原発を対象として評価した炉心損傷頻度の値は、国内原発全体に関する実績値である。

その値である「475年に1回」は、国内全原発の炉心損傷回数を累積運転時間で除すことにより求まる。

これは、簡単にできる計算ではあっても、炉心損傷事故を起こした原発と起こさなかった原発の全ての原発の運転累積時間と炉心損傷回数にもとづく評価であり、これは、原発全体に関する炉心損傷頻度の実績値を求めるにあたっての統計学の基本に従ったものとして、理に適ったものである。

様々な仮定と入力データを用いた確率論的評価手法の実機適用性（現実に運用されている原発に適用できる信頼性があるか否か）を検証する上で、炉心損傷頻度の計算値を炉心損傷頻度の実績値と比較検証する必要があり、国内の原発総体としての炉心損傷頻度の実績値は、その検証における指標値となるものである。

もし、被告国が、国内の原発総体としての炉心損傷頻度の実績値を、異常に示した方法とは別のやり方で求めることができると反論するのであれば、その提示を求めたい（以上、甲A303・14～15頁の2(2)イ）。

ウ 被告国の「各原子炉ごとに設備・構造が異なるほか、置かれている環境も異なることから、確率論的評価は、各原子炉ごとに計算されるべきであり、構造・設備・周囲の環境等が異なる国内全ての原子炉を全体としてまとめて算出することは妥当ではない。」という主張の誤りについて

(ア) 被告国及び原発事業者は、原発に対し、確率論的評価の適用の妥当性を何ら示すことができていないこと

上記イの原告らの手法に対して、被告国は、「各原子炉ごとに設備・構造が異なるほか、置かれている環境も異なることから、確率論的評価は、各原子炉ごとに計算されるべきであり、構造・設備・周囲の環境等が異なる国内全ての原子炉を全体としてまとめて算出することは妥当ではない。」(被告国準備書面(2

5)・27頁) という反論は、原子力発電という共通機能を持つ集合体の特性を総括的に捉えようとする原告らの意図及び統計学の基本を全く理解しないものである。

まず、被告国の反論の冒頭にある「各原子炉ごとに設備・構造が異なるほか、置かれている環境も異なることから、確率論的評価は各原子炉ごとに計算されるべき」ことは、当然のことである。

しかしながら、更にそれに続けて、計算された各原子炉の炉心損傷頻度を合算することによって、原発全体としての炉心損傷頻度が求まるのであって、その値を、上記イで述べた原発全体としての炉心損傷頻度の実績値と比較することにより、確率論的評価が妥当か否かの検証ができるのである(甲A303・15頁のウ)。

ところが、このような比較検証は、被告国及び事業者によって未だになされておらず、このことは、被告国及び原発事業者が、原発に対して、確率論的評価の適用の妥当性を何ら示すことができていないことを意味する。

(イ) 被告国の「構造・設備・周囲の環境等が異なる国内全ての原子炉を全体としてまとめて算出することは妥当ではない」という主張は、統計学の基本を踏まえないものであり、不当であること

被告国の上記(ア)の部分に続く「構造・設備・周囲の環境等が異なる国内全ての原子炉を全体としてまとめて算出することは妥当ではない。」という主張は、統計学の基本を踏まえていないものであり、不当である。

滝谷氏は、それが不当な理由を、他の産業分野(民間航空機)での事例をもとにして、次のように説明されている(甲A303・15頁のウ)。

民間航空機については、その事故頻度の実績が、世界全体としてまとめて評価されているが、そこでは、「構造・設備・周囲の環境等が異なる」民間航空機を地域別にグループ分けし、各運航実績データを集め、それをもとに世界全体としてまとめて算出されている。

その具体例として、国際民間航空機関 ICAO は、2020年の世界の全運航実績における出発回数と事故件数にもとづいて、出発百万回あたりの事故頻度は、2.14であると報告している<sup>2</sup>（甲A311）。

このように、構造・設備・周囲の環境等が異なる共通機能の集合体（原子炉、民間航空機など）を全体としてまとめて算出することは、統計学の基本を踏まえたものである。

従って、国内の原発全体としての炉心損傷頻度の実績値を評価する上で、炉心損傷を生じた福島第一原発と、それを生じていない他の原発すべての運転実績を対象とすることは当然のことであり、そうしなければ、国内の原発全体としての炉心損傷頻度の実績値を求めることはできない。

被告国の「各原子炉を一緒くたに扱って、福島第一事故を国内の原子炉全体に当てはめて、炉心損傷頻度を算定することには何ら合理性がないのである。」

との反論は、統計学上の正しい認識を欠いている（甲A303・15頁のウ）。

#### エ 原告らの求釈明に被告国は答えるべきであること

ところで、原告らは、原告ら準備書面82・50頁の「(4) 被告国への求釈明」において、津波などによる外部事象によって引き起こされる炉心損傷頻度の内容を明らかにするよう求めたが、被告国準備書面（25）には、これへの言及が全くない。

そこで、原告らは、被告国に対し、再度、起因事象として内部事象を考慮して試算された「10万年に1回以下」という炉心損傷頻度とは区別される、津波などによる外部事象によって引き起こされる炉心損傷頻度の内容を明らかにするよう求める。

---

<sup>2</sup> ICAO Safety Report 2021 Edition (国際民間航空機関の安全報告書 2021版) 14頁  
なお、ICAO (International Civil Aviation Organization) は国連の専門組織である。  
<https://www.icao.int/safety/Documents/ICAO%20Safety%20Report%202021%20Edition.pdf>

### 3 国内の軽水型原発の全基についての確率論的評価手法にもとづく炉心損傷頻度と格納容器破損頻度の評価結果の事例

(1) 滝谷氏が、国内の軽水型原発の全基についての確率論的評価手法にもとづく炉心損傷頻度と格納容器破損頻度の評価結果の事例を、意見書（甲A303・16頁以下）に示されたので、下記に引用する。

次頁以下の参考表1（BWR）と参考表2（PWR）は、各原発事業者が、2004年3月に原子力安全・保安院に提出した評価結果を、同院がとりまとめたもの（甲A308）であるが、その留意点として、評価対象は内部事象のみであり、重要性の高い外部事象は評価手法の未整備により対象外とされていることである。

2つの表中のAMは「アクシデントマネジメント」の略語であり、AM前とAM後はアクシデントマネジメントを整備する前と後の値を意味している。損傷頻度（単位：1／炉年）の数値表示については、例えば、8.5E-07は、 $8.5 \times 10^{-7}$ を意味する。

(2) この2つの参考表で着目すべきことは、2011年3月に炉心損傷と格納容器破損を生じた福島第一原発の1号炉、2号炉、3号炉の炉心損傷頻度が、以下に記すとおり、AM前、AM後ともに、国内全原発についての最小値と最大値の範囲内にあり、他の原発の値から著しくかけ離れたものではないことである。

① AM前の炉心損傷頻度（単位：1／炉年）の具体的数値は以下のとおりである。

・福島第一1号炉、2号炉、3号炉： $7.9 \times 10^{-7}$ 、 $4.9 \times 10^{-7}$ 、 $3.3 \times 10^{-7}$

・その他のBWR及びPWRのプラント：

最小値  $2.8 \times 10^{-8}$ （柏崎刈羽6、7号炉）

最大値  $1.4 \times 10^{-6}$ （伊方2号炉）

このように、福島第一原発の1～3号炉の値は、その他のプラントの最小値～最大値の範囲内にある。

② AM後の炉心損傷頻度（単位：1／炉年）

・福島第一1号炉、2号炉、3号炉： $3.1 \times 10^{-7}$ 、 $1.6 \times 10^{-7}$ 、 $1.3 \times 10^{-7}$

・その他のBWR及びPWRのプラント：

最小値  $2.8 \times 10^{-9}$  (女川2号炉)

最大値  $8.0 \times 10^{-7}$  (伊方2号炉)

このように、福島第一原発の1～3号炉の値は、その他のプラントの最小値～最大値の範囲内にある。

参考表1 BWR型原子炉施設の炉心損傷頻度と格納容器破損頻度の事例

プラント名		炉心損傷頻度 (/炉年)		格納容器破損頻度 (/炉年)		備考
		AM前	AM後	AM前	AM後	
BWR2	敦賀1号炉	8.6E-07	9.3E-08	8.8E-08	3.5E-09	
BWR3	福島第一1号炉	7.9E-07	3.1E-07	2.2E-07	1.0E-08	BWR2,3代表炉
BWR4	福島第一2号炉	4.9E-07	1.6E-07	2.2E-07	1.2E-08	BWR4代表炉
	女川1号炉	8.6E-07	2.1E-08	3.4E-07	3.1E-09	
	福島第一3号炉	3.3E-07	1.3E-07	1.6E-07	1.3E-08	
	福島第一4号炉	3.8E-07	1.5E-07	1.9E-07	1.5E-08	
	福島第一5号炉	2.4E-07	5.6E-08	9.6E-08	6.5E-09	
	浜岡1号炉	4.3E-07	7.9E-08	1.6E-07	8.4E-09	
	浜岡2号炉	3.5E-07	5.7E-08	1.3E-07	8.1E-09	
	島根1号炉	4.2E-07	1.0E-07	2.0E-07	1.6E-08	
BWR5	福島第二1号炉	2.3E-07	2.4E-08	1.1E-07	5.5E-09	BWR5代表炉
	女川2号炉	1.2E-07	2.8E-09	3.5E-08	3.2E-10	
	女川3号炉	1.4E-07	8.7E-09	4.1E-08	4.5E-10	
	福島第二2号炉	1.5E-07	9.1E-09	7.3E-08	3.0E-09	
	福島第二3号炉	1.8E-07	1.7E-08	7.2E-08	3.0E-09	
	福島第二4号炉	1.7E-07	1.5E-08	7.5E-08	2.8E-09	
	福島第二5号炉	1.7E-07	1.6E-08	6.9E-08	3.1E-09	
	柏崎刈羽1号炉	2.2E-07	1.5E-08	1.1E-07	2.9E-09	
	柏崎刈羽2号炉	1.1E-07	3.8E-09	3.4E-08	7.0E-10	
	柏崎刈羽3号炉	1.1E-07	4.7E-09	3.8E-08	8.9E-10	
	柏崎刈羽4号炉	1.1E-07	4.7E-09	3.8E-08	8.9E-10	
	柏崎刈羽5号炉	1.2E-07	4.6E-09	3.9E-08	8.0E-10	
	浜岡3号炉	8.1E-08	4.3E-09	4.1E-08	2.4E-09	
	浜岡4号炉	7.1E-08	3.3E-09	3.4E-08	1.9E-09	
	志賀1号炉	9.2E-08	4.0E-09	3.8E-08	1.1E-09	
	島根2号炉	1.4E-07	3.9E-09	4.6E-08	6.6E-10	
	東海第二	2.0E-07	2.0E-08	9.5E-08	5.4E-09	
	ABWR	柏崎刈羽6号炉	2.8E-08	1.7E-08	1.5E-08	1.2E-09
柏崎刈羽7号炉		2.8E-08	1.7E-08	1.5E-08	1.2E-09	

(出处：甲A308・6頁)

○本表を読むに際しての注記：

- ・数値の表記： 例えば、8.5E-08 は、 $8.5 \times 10^{-8}$  を意味する。
- ・網掛け欄： BWR プラントの基本仕様の呼称別にグループ分けし、各グループで確率論的評価を先行的に実施した代表プラントを示している。

参考表2 PWR型原子炉施設の炉心損傷頻度と格納容器破損頻度の事例

プラント名		炉心損傷頻度(／炉年)		格納容器破損頻度(／炉年)		
		AM前	AM後	AM前	AM後	
2ループ ドライ型	伊方2号炉	1.4E-06	6.0E-07	5.2E-07	7.8E-08	代表炉
	泊1号炉	8.4E-07	3.5E-07	2.7E-07	3.5E-08	
	泊2号炉	8.4E-07	3.5E-07	2.7E-07	3.5E-08	
	美浜1号炉	7.4E-07	3.3E-07	2.8E-07	3.2E-08	
	美浜2号炉	1.1E-06	5.7E-07	2.3E-07	4.5E-08	
	伊方1号炉	1.2E-06	5.2E-07	4.5E-07	7.4E-08	
	玄海1号炉	1.2E-06	5.0E-07	4.9E-07	1.1E-07	
	玄海2号炉	1.2E-06	4.8E-07	4.7E-07	9.6E-08	
3ループ ドライ型	高浜3号炉	7.8E-07	2.8E-07	1.2E-07	2.5E-08	代表炉
	高浜4号炉	7.8E-07	2.8E-07	1.2E-07	2.5E-08	代表炉
	美浜3号炉	1.2E-06	4.8E-07	1.8E-07	9.8E-08	
	高浜1号炉	9.6E-07	3.4E-07	1.5E-07	9.8E-08	
	高浜2号炉	9.6E-07	3.4E-07	1.5E-07	9.8E-08	
	伊方3号炉	2.9E-07	1.5E-07	8.3E-08	2.2E-08	
	川内1号炉	8.1E-07	3.2E-07	9.8E-08	3.1E-08	
	川内2号炉	8.1E-07	3.2E-07	9.8E-08	3.1E-08	
4ループ アイス コンデンサ型	大飯1号炉	1.1E-06	3.8E-07	3.1E-07	1.0E-07	代表炉
	大飯2号炉	1.1E-06	3.8E-07	3.1E-07	1.0E-07	代表炉
4ループ ドライ型	大飯3号炉	2.7E-07	1.7E-07	4.2E-08	1.0E-08	代表炉
	大飯4号炉	2.7E-07	1.7E-07	4.2E-08	1.0E-08	代表炉
	敦賀2号炉	8.4E-07	2.1E-07	1.2E-07	3.4E-08	
	玄海3号炉	2.4E-07	1.2E-07	5.3E-08	1.4E-08	
	玄海4号炉	2.4E-07	1.2E-07	5.3E-08	1.4E-08	

(出处：甲A308・10頁)

○本表を読むに際しての注記：

- ・数値の表記： 例えば、1.4E-06 は、 $1.4 \times 10^{-6}$ を意味する。
- ・網掛け欄： PWR プラントの基本仕様の呼称別にグループ分けし、各グループで確率論的評価を先行的に実施した代表プラントを示している。

## 第5 被告国準備書面（25）・30頁以下の「第6 大規模損壊対策（放射性物質の拡散抑制に係る対策）に関する反論」について

### 1 放水砲等の放水設備について

#### (1) 被告国の主張

被告国は、被告国準備書面（25）・32～33頁において、放水砲等の放水設備は、放射性物質の拡散を抑制する効果を有している。また、微粒子状の放射性物質についても、水滴との付着作用等により、放射性物質が除去される湿性沈着があり、雨量と比べて多量の水量が確保できる放水砲等の放水設備により、拡散が抑制されるのであって、一定の効果が期待できるものである。

#### (2) 「一定の効果」の内容とそれを裏付ける客観的証拠を示すことができないで、単に「一定の効果が期待できる」という被告国の主張は根拠なき主張にすぎないこと

しかしながら、原告らは、準備書面82・61頁以下において、「被告国の反論は具体的根拠を一切提示しないまま、ただ単に『一定の効果が期待できる』という空疎で抽象的な主張だけであり、反論たり得ていないこと」と主張していたが、被告国準備書面（25）においても、被告国は、「一定の効果」について、実証試験等に基づいて、その「一定の効果」を具体的、定量的に示すことができていない。

即ち、「一定の効果」の内容とそれを裏付ける客観的証拠を示すことができないで、ただ単に「一定の効果が期待できるものである」という被告国の主張は、言葉だけの、根拠なき主張と言わざるをえない（甲A303・19頁の第6・2(1)）。

### 2 シルトフェンスの効果について

#### (1) 被告国の主張

被告国は、被告国準備書面（25）・33頁において、「シルトフェンスに一定の効果があることについては、福島第一事故においても実証されている」と主張して、その証拠として、乙ロ183を挙げている。

#### (2) 東京電力の乙ロ183は、「シルトフェンスに一定の効果があることが実証されている」ことの証拠にはなっておらず、逆に「シルトフェンスには、放射性物質で

あるセシウムの拡散を抑制する有意な効果はない」ことの証拠になっていること

そこで、被告国が証拠として挙げている乙ロ183をみると、それには、福島第一原発事故が発生した後にシルトフェンスを設置した、さらにその後の港湾内外の海水の放射性物質濃度の測定結果の一例（測定日は平成18年8月20日と22日）が掲載されている。

そこで、乙ロ183に記載されている放射性物質の濃度分布測定結果の図にもとづいて、滝谷氏が、シルトフェンスを設置する前と後の濃度の変化に着目した測定箇所（赤線囲み）を示した図2（甲A303・22頁）を、次頁に掲載する。

また、滝谷氏が、図2において、シルトフェンス内外のフェンスに最も近い測定箇所（3カ所）のセシウム Cs-137 とトリチウム H-3 の両濃度に着目して整理した結果を、表1として示す（甲A303・19～20頁）。

表1 シルトフェンス内外の放射性物質濃度測定事例

測定箇所	放射性物質の濃度 (Bq/L)	
	セシウム Cs-137	トリチウム T-3
シルトフェンス内側		
①東波除堤北側	2.8	11
シルトフェンス外側		
②物揚場前	1.4 <0.5>	.3 <0.39>
③港湾内西側	0.62 <0.22>	2.5 <0.23>

注：< >は、シルトフェンス外側②、③と内側①の濃度比を示す。その値が1より小さくなればなるほど、外側の濃度の下がり方が大きいことを意味する。

表1から分かることは、セシウムとトリチウムともに、シルトフェンスの外側では、その内側よりも濃度が明らかに低下していることである。

シルトフェンスの効果について、被告国による具体的な説明は何もなされていない

いが、この濃度低下を、シルトフェンスの効果であるとするならば、それは明らかに誤りである。

何故ならば、シルトフェンスの内側は、東波除堤と護岸部で囲まれた狭い取水口の領域であり（22頁の図2の赤線囲み部分）、その外側は港湾内の広い領域であることから、シルトフェンスを内側から外側へ通過した放射能汚染水は、港湾内の海水により希釈されて放射性物質濃度が低下していると理解すべきである。

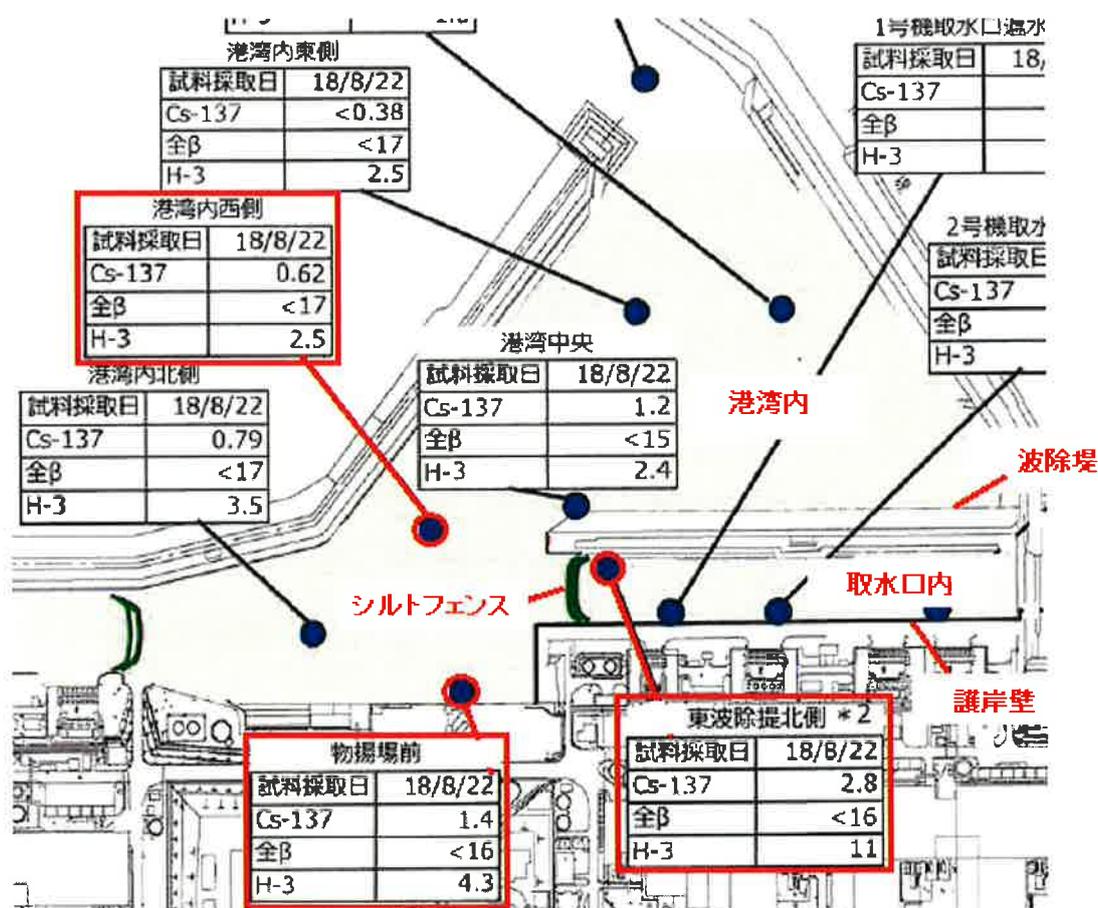


図2 港湾内外の海水中の放射性物質濃度の測定事例

(付記：乙口183の118頁の図をもとにして、滝谷氏が意見書に關係する箇所を抜粋し、着目した放射性物質濃度測定箇所の赤線囲みと、設備、領域などの名称を赤字で記入したもの)

シルトフェンスは、本来、汚濁水のシルト（砂よりは細かいが、粘土よりは荒い沈積土）の拡散を防止することを目的にした化学繊維の水中カーテンであり、水（ $H_2O$ ）及びその水素の一つがトリチウムに置き換わったトリチウム水（HTO）の通過を抑制することは原理的にできない。

測定されたトリチウムは、主にトリチウム水として存在しているので、シルトフェンスを通過した後のトリチウムの濃度低下は、シルトフェンスによるものではなく、港湾内の海水による希釈効果によるものである（甲A303・20頁）。

このことを、表1の数値で具体的に説明すると、シルトフェンスの外側と内側での濃度比（表中の< >内の値）に注目すると、セシウムは、物揚場前で0.5、港湾内西側で0.22であり、トリチウムは、物揚場前で0.39、港湾内西側で0.23となっている。

これらの値について、被告国が主張するように、「シルトフェンスはセシウム拡散抑制に一定の効果がある」のであれば、その効果によって、セシウムの濃度比は、シルトフェンスでは拡散抑制しえないトリチウムの濃度比を下回らなければならない。

ところが、表1の上記測定値は、そのようには、なっていない。

物揚場前では、0.5対0.39とセシウムが上回っており<sup>3</sup>、港湾内西側では、ほぼ同じ程度（0.22対0.23）となっている。

これらの濃度比の実績値から判明することは、セシウムについては、シルトフェンスによる拡散抑制に「一定の効果がある」のではなく、むしろ、「有意な効果はない」ということである。

従って、この東京電力の資料である乙ロ183によって、「シルトフェンスに一定の効果があることが実証されている」とする被告国の反論は、科学的に待った無効であり、逆に、乙ロ183のデータは、「シルトフェンスには、放射性物質であるセ

<sup>3</sup> シルトフェンス外側と内側でのセシウムの濃度比がトリチウムの濃度比を上回することは、原理的にあり得ない。この測定結果でセシウムの濃度比がトリチウムの濃度比を上回っていることは、濃度測定に伴う不確かさによるものと理解すべきである。

シウムの拡散を抑制する有意な効果はない」ことの証拠になっている(甲A303・20～21頁)。

- (3) 「原告らの主張は、放水砲やシルトフェンスでは全く効果的ではないなどと論難するものであって、理由がない」という被告国の主張について

最後に、被告国は、「原告らの主張は、放水砲やシルトフェンスでは全く効果的ではないなどと論難するものであって、理由がない。」(被告国準備書面(25)・33頁)と主張しているが、これは、原告らの主張を歪曲したものである。

即ち、原告らは、「全く効果的ではない」と論難しているのではなく、被告国の「放水砲とシルトフェンスには放射性物質の拡散抑制に一定の効果がある」との主張に対して、上記(2)でみたように、科学的見地から大きな疑問があるので、被告国に対して、それらの「一定の効果」の内容とその実証データを提示することを求めているのである。

そして、原告らは、それなくして(何らの客観的証拠を示さないで)、放水砲やシルトフェンスの効果に期待してはならないし、ましてや、原発の大規模損壊時という危険極まりない放射線被ばく環境下で、放水砲の操作やシルトフェンスの敷設という危険な作業を、作業員に強いてはならないと主張するものである(甲A303・21頁の(3))。

## 第6 水蒸気爆発に関する反論（被告国準備書面（25）・27頁以下）について

### 1 被告国準備書面（25）・28頁の(2)アの主張について

#### (1) 被告国の主張

被告国は、「東京電力福島第一発電所において水蒸気爆発が起きたという知見は……国会事故調報告書を含め各種事故調報告書においても存在しないほか、各種事故調査報告書の今後解明すべき事象にも挙げられていない。」と主張している（被告国準備書面（25）・28頁の(2)ア）。

#### (2) 原告らの反論（国会事故調・166頁の図2.1.4-3をみれば、原子炉压力容器底部の破損は単発又は複数回の水蒸気爆発の発生によって生じたと考えるのが自然であること）

ア まず、国会事故調の報告書（甲A1）・168頁によれば、原子炉内圧力の変動を追いながら、平成23年（2011年）3月15日の12時頃の「原子炉圧力の急上昇及び急降下は、短時間に非常に大量の水蒸気発生が原子炉内であった」結果、「原子炉压力容器底部にも比較的大きな新しい破損が発生したと推定される」という記述をしているが、この記述は、水蒸気爆発のような現象が起こったことを示唆していると理解するのが自然である。

イ しかし他方、「D/Wの圧力のピークは原子炉圧力スパイクの約半分の高さ」という記述もあり、大量の水蒸気の発生が「圧力スパイク」であるかのような記述もあるが、圧力スパイクでは、系の圧力変動が、福島第一原発2号機で記録されたようにはならない。

次頁の図は、これまで繰り返し引用してきた国会事故調の報告書（甲A1）・166頁の図2.1.4-3であるが、この図を見れば、同2号機では、同年3月14日20時から3月15日1時までの間に、3回の圧力パルスが記録されている（圧力パルスとは、短時間の間の急峻な単発の圧力変動のことであり、爆発時などに発生する。）。

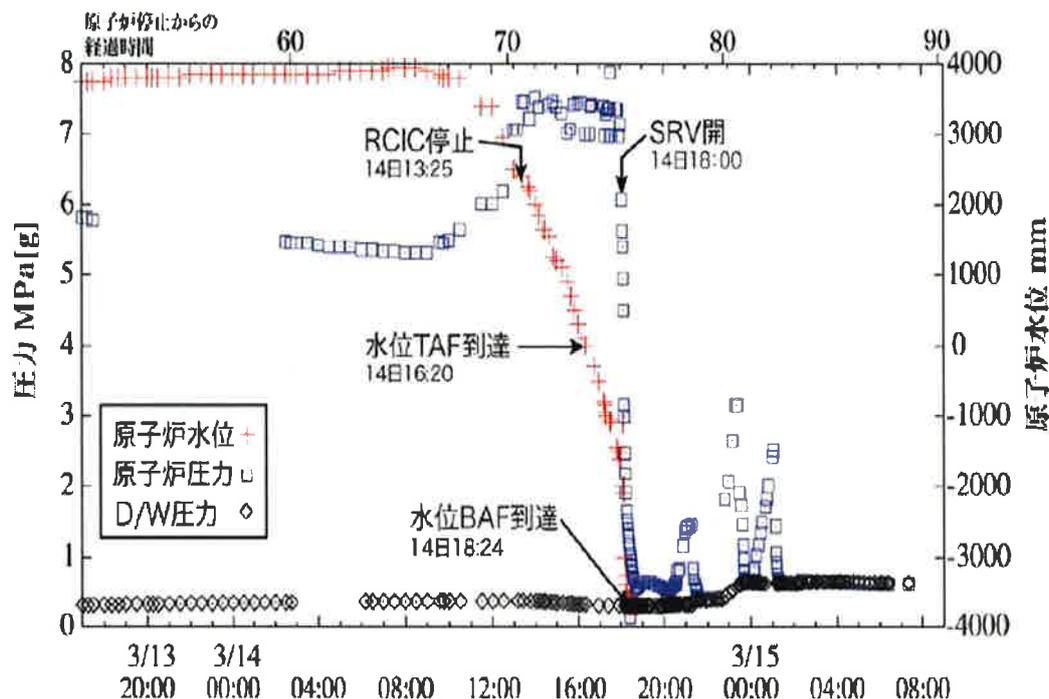


図2. 1. 4-3 2号機RCIC停止後の原子炉減圧、SR弁開、原子炉水位の低下

ところが、このような挙動は、次頁に掲載している「図5-1-1 圧力スパイク発生時の格納容器圧力のシミュレーション例」をみれば分かるように、圧力スパイク発生前後の圧力値の傾向とは著しく異なっている（圧力スパイクとは、FCI（溶融炉心と冷却材との相互作用）において水蒸気爆発に至らない場合で、沸騰による大量に発生する水蒸気による圧力上昇をいう。）。

即ち、圧力スパイクによる緩慢な圧力上昇では、次頁下段の図5-1-1のように、圧力上昇につれて沸点が上昇して、沸騰現象が収まり、やがて圧力上昇が停止するであろうから、「圧力スパイク」によって圧力容器の破損を説明するのは無理がある。

従って、原子炉圧力容器底部の破損は、単発あるいは複数回の水蒸気爆発の発生によって生じたと考えるのが自然である（甲A309・1～2頁）。

図 5-1-1 圧カスパイク発生時の格納容器圧力のシミュレーション例

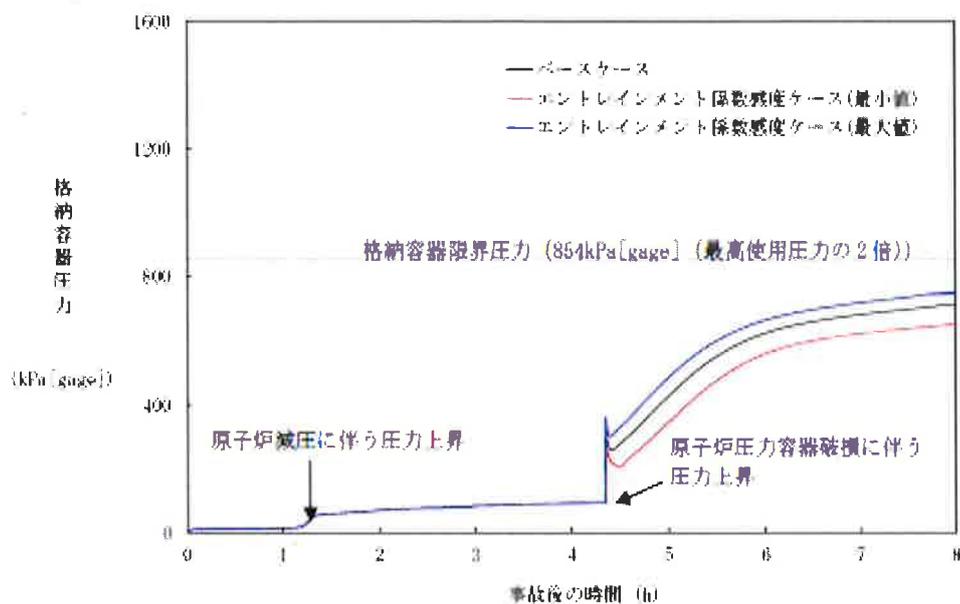


図 5-1-1 エントレインメント係数の感度解析 (ドライウエル圧力)

## 2 被告国準備書面 (25)・28 頁以下の(2)イについて

### (1) 被告国の主張

次に、被告国は、「水蒸気爆発の場合には原子炉圧力容器及び格納容器が大きく破損するはずであるが、……高温の溶融金属と水の接触による水蒸気爆発は発生していないと考えられる」と主張している(被告国準備書面 (25)・29 頁の3 行目以下)。

### (2) 原告らの反論 (条件が満たされていれば、ジルコニウムが主成分の高温融体は、水蒸気爆発を起こすと考えられるのであって、水蒸気爆発現象は自然科学の分野に属する現象であり、条件が満たされれば再現性があるとするのが自然であること)

ア しかし、ジルコニウムの水蒸気爆発は、圧力容器を破損して格納容器圧力 (D/W 圧力) を上昇させるほどのものではなかったと考えられる。

原子炉容器が大きく破損したのであれば、前頁の国会事故調報告書 (甲 A 1・

166頁)の図2.1.4-3の3月14日の20:00以降の3個の圧力パルスは生じないであろうから、国会事故調報告書は、東京電力がいう「圧カスパイク」ではないと判断しているものと解される(甲A309・2頁の2)。

イ 燃料集合体の溶解は、制御棒から始まり、ジルカロイ被覆管、さらにウラン燃料へと進み、2000~2200℃以上の温度で下方への移動が始まるが、この際、ジルコニウムを多く含む液体部分が選択的に移動する<sup>4</sup>。

圧力容器底部に水があれば、高温の溶融ジルコニウムがこの水と接触することになるが、海水注入は、3月14日は19:54なので、水は存在したと推定される。

ジルコニウムと水の水蒸気爆発については、高島氏の甲A288の意見書の2~3頁で示した実験のほかに、6.4~9.5kgの溶融試料による韓国原子力研究所が行ったTROI実験があるが、この実験の「TROI-4」、「TROI-5」、「TROI-15」は、ジルコニウム(ZrO<sub>2</sub>)によるもので、外部トリガーなしで自発的に水蒸気爆発を発生している<sup>5,6</sup>。

なお、以下に、注5と注6の文献における表とその翻訳とを添付する。

---

<sup>4</sup> 倉田正輝、炉心溶融、エネルギーレビュー、第35巻、第9号(2015)、p.13.

なお、この文献の表紙と該当部分を、本書面の70~71頁に別紙として添付する。

<sup>5</sup> I. K. Park、 Y. J. Chang、 Y. S. Shin、 C. H. Kim、 B. T. Min、 S. W. Hong、 J. H. Song and H. D. Kim、 Steam Explosion Experiments in the "Test for Real cOrium Interaction with water (TROI)" Program、 Transactions、 SMiRT 16 、 Paper # 1925 (2001).

<sup>6</sup> J.H.Song et al.、 Insights from the Recent Steam Explosions Experiments in TROI、 Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY、 Vol.40、 No.10(2003)、 p.784.

<注5の文献>

**Table 2. Initial Condition and Results for TROI-ZrO<sub>2</sub> Tests(SS=Steam Spike, SE=Steam Explosion)**

TROI test number		Unit	1	2	3	4	5
Melt	Composition UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr	[w/o]	0/99/1	0/99/1	0/99/1	0/99/1	0/98/2
	Temperature	[K]	>3327	-	3200	3200	3900
	Charged mass	[kg]	8.01	8.4	7.8	7.2	6.4
	Initiator mass	[kg]	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
	Released mass	[kg]	5	5.5	4.88	4.2	2.9
	Initial jet diameter	[m]	0.037	0.052	0.060	0.028	0.038
	Free fall in gas	[m]	2.5	2.5	2.5	2.5	2.5
Test Section	Water mass	[kg]	283	283	283	283	283
	Height	[m]	0.67	0.67	0.67	0.67	0.67
	Cross section	[mxm]	0.65x0.65	0.65x0.65	0.65x0.65	0.65x0.65	0.65x0.65
	Initial temperature	[K]	365	365	323	292	337
	Subcooling	[K]	5	8	50	81	36
Pressure Vessel	Initial pressure(air)	[MPa]	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
	Free volume	[m <sup>3</sup> ]	8.032	8.032	8.032	8.032	8.032
Results	Maximum PV pressurization	[MPa]	0.02	0.008	0.01	0.03	0.035
	Maximum PV heat-up	[K]	15	20	25	37	40
	Maximum water heat-up	[K]	4	10	10	-	-
	Steam explosion		SS	NO	NO	SE	SE
	Dynamic pressure peak	[MPa]	1	-	-	2.1(3peaks)	0.9(2peaks)
Debris	Total amount	[kg]	2.2	5.5	4.88	4.256	3.02
	Crust(>50mm)	[kg]	0.98	2.54	2.56	1.36	0.62
	Crust(10-20mm)	[kg]	-	-	-	0.76	0.58
	Particle(10-20mm)	[kg]	0.2	2	1.12	0.18	0.04
	Particle-dominated(2-5mm)	[kg]	0.67	0.67	0.77	1.116	0.74
	Particle(2-710 m)	[kg]	0.15	0.25	0.35	0.54	0.54
	Fine particle(<710 m)	[kg]	0.04	0.04	0.08	0.26	0.5

<注5の翻訳>

表2 トロイZrO<sub>2</sub>実験の初期条件と結果  
(SS=水蒸気スパイク, SE=水蒸気爆発)

Table 2. Initial Condition and Results for TROI-ZrO<sub>2</sub> Tests(SS=Steam Spike, SE=Steam Explosion)

TROI test number		Unit	1	2	3	4	5
Melt	Composition UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr	[w/o]	0.99/1	0.99/1	0.99/1	0.99/1	0.98/2
	Temperature	[K]	>3327	-	3200	3200	3900
	Charged mass	[kg]	8.01	8.4	7.8	7.2	6.4
	Initiator mass	[kg]	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
	Released mass	[kg]	5	5.5	4.88	4.2	2.9
	Initial jet diameter	[m]	0.037	0.052	0.060	0.028	0.038
	Free fall in gas	[m]	2.5	2.5	2.5	2.5	2.5
	Test Section	Water mass	[kg]	283	283	283	283
Height		[m]	0.67	0.67	0.67	0.67	0.67
Cross section		[mmxmm]	0.65x0.65	0.65x0.65	0.65x0.65	0.65x0.65	0.65x0.65
Initial temperature		[K]	365	365	323	292	337
Subcooling		[K]	5	8	50	81	36
Pressure Vessel	Initial pressure(air)	[MPa]	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
	Free volume	[m <sup>3</sup> ]	8.032	8.032	8.032	8.032	8.032
Results	Maximum PV pressurization	[MPa]	0.02	0.008	0.01	0.03	0.035
	Maximum PV heat-up	[K]	15	20	25	37	40
	Maximum water heat-up	[K]	4	10	10	-	-
	Steam explosion		SS	NO	NO	SE	SE
	Dynamic pressure peak	[MPa]	1	-	-	2.1(3peaks)	0.9(2peaks)
Debris	Total amount	[kg]	2.2	5.5	4.88	4.256	3.02
	Crust(>50mm)	[kg]	0.98	2.54	2.56	1.36	0.62
	Crust(10-20mm)	[kg]	-	-	-	0.76	0.58
	Particle(10-20mm)	[kg]	0.2	2	1.12	0.18	0.04
	Particle-dominated(2-5mm)	[kg]	0.67	0.67	0.77	1.116	0.74
	Particle(2-710 μm)	[kg]	0.15	0.25	0.35	0.54	0.54
	Fine particle(<710 μm)	[kg]	0.04	0.04	0.08	0.26	0.5

熔融物

組成  
UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub>/Zr

結果

<注6の文献とその必要部分の翻訳>

表1 水蒸気爆発実験の結果

**Table 1** Results of steam explosion experiment

TROI test number	13	14	15
<b>Melt</b>			
Initial charge composition UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr (wt%)	69/30/1	69/30/1	0/99/1
Temperature <sup>1)</sup> (K)	2,600	3,000	3,750
Charged mass (kg)	13.7	13.7	9.5
Initiator mass (kg)	0.1	0.1	0.1
Released mass (kg)	7.735	6.545	2.280
Plug puncher diameter (cm)	8.0/6.5	8.0/6.5	8.0/6.5
Free fall in gas (m)	3.8	3.8	3.8
<b>Test section</b>			
Water mass (kg)	189	189	189
Initial Height (cm)	67	67	67
Diameter (cm)	60	60	60
Initial temperature/Sub-cooling (K)	292/81	285/88	290/83
<b>Pressure vessel</b>			
Initial pressure(air) (MPa)	0.108	0.105	0.104
Initial temperature (K)	294	288	294
Free volume (m <sup>3</sup> )	8.032	8.032	8.032
<b>Results</b>			
Maximum PV pressurization (MPa)	0.016	0.015	0.007
Maximum PV heat-up (K)	23	30	5
Maximum water heat-up (K)	24	12	41
Steam explosion	Yes	Yes	Yes
Dynamic pressure peak/duration (MPa)	7.0/1.0	0.8/0.5	11.5/0.25
Impulse (kN)	250/15.0	210/13.0	250/10.0
<b>Debris</b>			
Total (kg)	7.735	6.545	2.280
>6.35 mm (kg)	0.620	0.290	0.465
4.75-6.35 mm (kg)	0.245	0.455	0.135
2.0-4.75 mm (kg)	2.675	2.525	0.275
1.0-2.0 mm (kg)	1.225	1.145	0.330
0.71-1.0 mm (kg)	0.540	0.475	0.120
0.425-0.71 mm (kg)	0.965	0.630	0.245
<0.425 mm (kg)	1.465	1.025	0.710
<b>H<sub>2</sub> gas</b>			
Before/after the interaction (ppm)	188/165	93/1,200	4/3
Hydrogen generation (g)	—	0.73	—

熔融物

初期組成UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub>/Zr(wt%)

結果

水蒸気爆発

Remark 1: See discussions in Sec. III-8 for the measurement uncertainties.

以上のデータから、高島氏が指摘されるように、条件が満たされていれば、ジルコニウムが主成分の高温融体は、水蒸気爆発を起こすと考えられるのであって、水蒸気爆発現象は自然科学の分野に属する現象であり、条件が満たされれば再現性があるとするのが自然である（以上、甲A309・2～6頁）。

### 3 被告国準備書面（25）・30頁の主張について

#### (1) 被告国の主張

被告国は、「原告らの指摘する原子炉圧力の増加は1～3MPa程度の上昇に過ぎず……、原告らの指摘する原子炉圧力の上昇が、水蒸気爆発を起こすようなものとは考え難い」と主張している(被告国準備書面(25)・30頁の5行目以下)。

#### (2) 原告らの反論(0.65MPaの4.6倍に相当する3MPaもの圧力パルスは、制御棒貫通部や計測用配管貫通部などの圧力容器底部の脆弱部分を破損するには十分な衝撃圧力であると考えられること)

しかし、国会事故調報告書(甲A1・167頁)では、先に見た図2.1.4-4の3月15日の12:00過ぎの「水蒸気大量発生」による0.65MPaの圧力容器の圧力上昇は、「圧力スパイク」としているようであるが、高島氏が指摘されているように、この時、「原子炉圧力容器の底部にも比較的大きな新しい破損が発生したと推定される」(国会事故調報告書・168頁のe.の部分)とあり、それ以前にも古い破損部があったことを示唆している。

即ち、0.65MPaの4.6倍に相当する3MPaもの圧力パルスは、制御棒貫通部や計測用配管貫通部などの圧力容器底部の脆弱部分を破損するには十分な衝撃圧力であると考えられる(甲A309・7頁の3)。

しかも、高島氏のみならず、元日本原子力研究開発機構の上級研究主席であった田辺文也氏も、その著書で、3月14日の23時25分頃に、「圧力容器底部により大きな穴が貫通した」と推定されている(甲A310・93～94頁)。

#### 4 被告国準備書面（25）・30頁の主張について

##### (1) 被告国の主張

被告国は、「東京電力福島第一発電所2号炉において……水蒸気爆発が起こっていたとする高島意見書の考え方及びこれに基づく原告らの主張は、各種事故調査報告書に整合しない独自の主張」と主張している(被告国準備書面(25)・30頁の第2段落)。

##### (2) 原告らの反論(福島第一原発2号機で水蒸気爆発の発生があったことを示唆する有力文献は幾つかあり、3月14日の20時30分、22時40分及び3月15日1時ごろの計3回の圧力パルスは水蒸気爆発によるものとするのが妥当であり、それ以外の要因でこのような圧力パルスが発生するとは考え難いこと)

福島第一原発の2号炉において、水蒸気爆発が起こっていたという主張は、高島氏独自の主張ではない。

即ち、福島第一原発の2号炉において、水蒸気爆発の発生があったことを示唆する有力な文献が、下記の通り、幾つかある(なお、甲A237・4頁の3.3参照)。

ア 例えば、東北大学名誉教授で現八戸工業高等専門学校校長である円山重直氏<sup>7</sup>は、2011年3月「14日22時50分頃にRPV(原子炉圧力容器)内で小規模な水蒸気爆発が発生し、RPVに等価直径21cm以上の破損部が発生したと推定される。」(p87)と結論で述べている。

円山氏は、その緒言で「本報告の推定が正しいかどうかは、約10～30年後に原子炉を解体するときに明らかになるだろう」とも述べ、解析に自信を持っていることを示している。

イ また、元日本原子力研究開発機構上級研究主席田辺文也も、先に示した著書(甲A310)の93～94頁において、以下の通り記述している。

2011年3月14日、福島第一原発2号機の「圧力容器の圧力が20時30

<sup>7</sup> 円山重直、福島第一原子力発電所2号機事故の熱流動現象推定、日本機械学会論文集(B編)78巻796号(2012)、p.87.

文献のURLは、[https://www.jstage.jst.go.jp/article/kikaib/78/796/78\\_2127/\\_pdf](https://www.jstage.jst.go.jp/article/kikaib/78/796/78_2127/_pdf)

分から上昇するのは、この下部プレナム（原子炉压力容器の底の部分）に落下した高温のジルコニウム合金と鉄が水と接触することにより水蒸気を発生させるためと考えられる」。この最初のFCI<sup>8</sup>によって、1MPaのパルス状の圧力変動が記録されている。

その後、22時40分には、「燃料物質二酸化ウランのペレットが溶融して炉心支持板を破損して下部プレナムに落下し始める。その溶融燃料が水と接触して水蒸気を発生させ」、この時、3MPaのパルス状の圧力変動が記録された。

そして、23時25分頃に「压力容器底部により大きな穴が貫通した」と推定している。

この破損の拡大は2回目のFCIによるものと考えるのが自然であろうが、このように压力容器の底部の破損につながったと推定される程度の水蒸気爆発の発生を示唆していることが認められる。

ウ 国会事故調（甲A1・167頁）も、3月14日の19時には、原子炉压力容器の破損が起こったとしている（ただし、破損部位は配管系を通した破損としている）。このことにより、压力容器圧力は急減し、水蒸気爆発が発生しうる圧力（0.7MPa以下）<sup>9</sup>まで低下しているが、これ以降の高温溶融物と冷却水の接触は、水蒸気爆発が発生する条件を満たしていると考えられる。

---

<sup>8</sup> FCI …Fuel Coolant Interaction 溶融燃料・冷却材相互作用のこと。過酷事故時に、溶融燃料と冷却材（軽水炉では水）とが接触する際の伝熱および化学反応を指す。冷却材が急蒸発して水蒸気爆発を起こし、原子炉を破損し放射性物質を外部に放出する可能性が指摘されている。Molten Fuel Coolant Interaction ともいう。

<sup>9</sup> L.S. Nelson and P.M.Duda、Steam Explosion Experiments with Single Drops of Iron Oxide Melted with a CO<sub>2</sub> Laser Part II. Parametric Studies、NUREG/CR-2718 SAND82-1105 R3 (1985)、pp.21-22. の図6と記述（次頁以下に添付する。）から、この実験によると、系の圧力が0.75MPa以上では低いトリガーレベルの爆発が起こりにくくなることがわかっている。

この傾向を自発的水蒸気爆発が起こる条件（トリガーレベルゼロ）に外挿すると、0.7MPaとなる。文献のURLは、<https://www.nrc.gov/docs/ML2012/ML20126B244.pdf>

< 6 4 頁注 9 の該当箇所の原文及び翻訳と文献の図 6 >

※ 該当部分 : p. 21

Another pathway of interest involves experiments performed at a reduced trigger level of  $\sim 0.2$  MPa: these data are shown in Figure 6 along the lower dotted line. Although this trigger pulse would not initiate an explosion at local ambient pressure (see Figure 13 of Part I)、 it easily produced explosions when the chamber pressure was increased to 0.20、 0.50、 and 0.75 MPa. However、 when the ambient pressure was increased beyond 0.75 MPa、 trigger pulses at this level failed to initiate explosions.

※ 該当部分の翻訳

系圧力の影響については、トリガーレベル約 0.2 MPa まで下げて行なわれた実験がある。これらのデータは、図 6 の下の点線に沿って示されている。0.2 MPa トリガーパルスでは、実験場所（訳注：標高 1619m にあるアメリカアルバカーキ市）の大気圧では爆発を起こさないが（パート I の図 13 を参照）、系の圧力が 0.20、0.50、および 0.75 MPa に増加すると、簡単に爆発を引き起こした。しかし、系の圧力が 0.75 MPa を超えて上昇すると、このレベルでのトリガーパルスは爆発を開始できなかった（訳者注；この傾向を自発的水蒸気爆発が起こる条件（トリガーレベルゼロ）に外挿すると 0.7MPa となり、系の圧力が 0.7MPa 以上では自発的にも水蒸気爆発が発生しないということを意味する）。

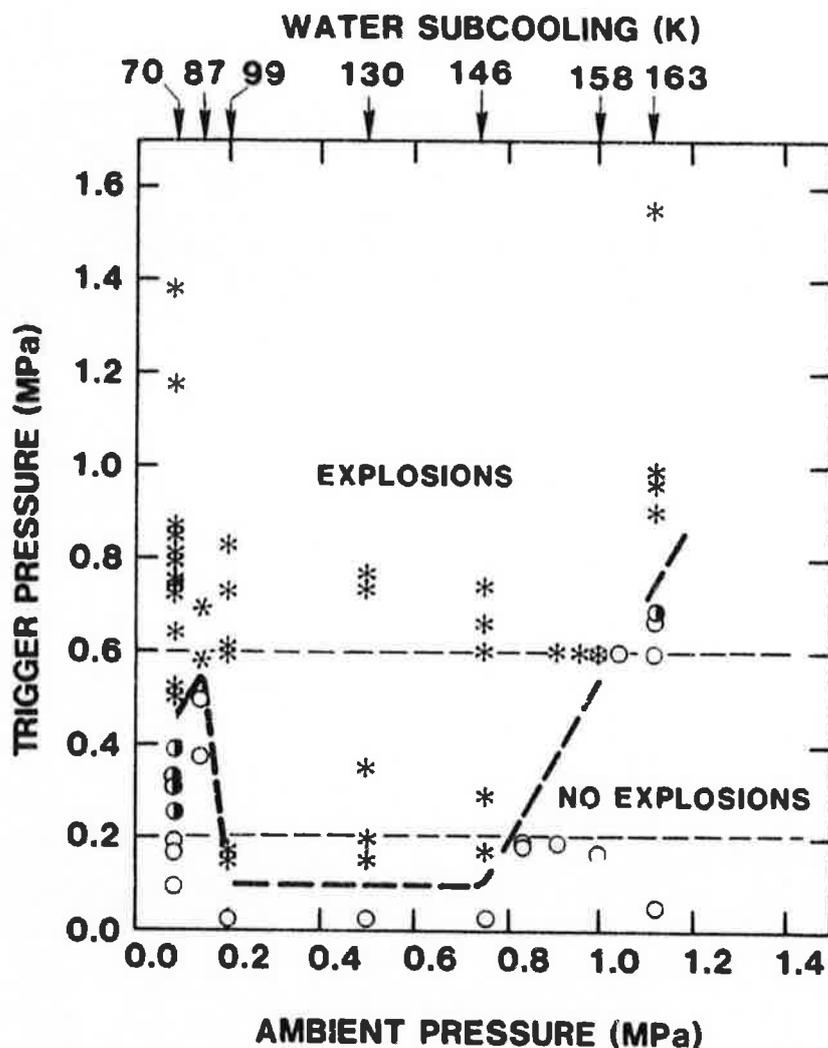


Figure 6. Plot of Peak Triggering Pulse Pressure Against Ambient Chamber Pressure for the Interaction of a Single 2.9 mm Drop of Molten Iron Oxide at 2230 K Released Into Water. Temperature of the water was 298 K for the points at an ambient pressure of 0.083 MPa; for all other experiments, it was  $296 \pm 1$  K. \*, vigorous explosion with fine fragmentation. ●, sluggish interaction, often with an explosion approximately 0.1 sec. after the triggering pulse. ○, no explosion. The water subcooling is indicated at the top of the diagram.

即ち、3月14日の20時30分と22時40分、および、3月15日の1時ごろの計3回の圧力パルスは、水蒸気爆発によるものと考えるのが妥当であり、それ以外の要因でこのような圧力パルスが発生するとは考え難い（甲A309・9頁）。

5 「水蒸気爆発による格納容器破損が必ず想定される事故シーケンスであるとする科学的な根拠に乏しいこと」という被告国の主張に対する原告らの反論

(1) 被告国の主張

ところで、被告国は、令和元年9月6日付準備書面(17)(以下「準備書面(17)」という。)において、「福島第一原子力発電所において水蒸気爆発が起きたという知見は、各種事故報告書において存在しない」こと、「冷却水と溶融炉心の接触は、原子炉内での蒸気の大量発生(及びそれに伴う圧力の上昇)の理由として述べられているのみであり、水蒸気爆発の発生をうかがわせる記述はない」(被告国の準備書面(17)・32頁の(2)アの部分。以下、このアの主張を「主張Ⅰ」という。)ことと、「水蒸気爆発による格納容器破損が必ず想定される事故シーケンスであるとする科学的な根拠に乏しい」(被告国の準備書面(17)・32頁の(2)ウの部分以下、このウの主張を「主張Ⅱ」という。)こと等を理由として、「福島第一事故を踏まえて原子炉圧力容器内での水蒸気爆発を必ず想定される事故シーケンスとして選定すべきであるとする原告らの主張は、福島第一事故で水蒸気爆発が起きたという知見がないことや、重大事故対処施設の有効性評価の枠組みを理解していないものである」と主張していた(被告国の準備書面(17)・31～32頁の2の部分)。

これに対し、原告らは、2021(令和3)年9月29日付準備書面82・58頁以下において、「水蒸気爆発による格納容器破損が必ず想定される事故シーケンスであるとする科学的な根拠に乏しい」という被告国の主張Ⅱについて、下記(2)の通り反論していたが、これに対しては、被告国は全く再反論をしていない。

(2) 被告国の主張Ⅱ(水蒸気爆発による格納容器破損が必ず想定される事故シーケンスであるとする科学的な根拠に乏しいこと)に対する原告らの反論

ア 福島第一原発事故の4年前に6.8%という極めて高い破損確率の数字が報告されており、被告国が言うように「極めて低い」とは到底言えないこと

そもそも、シミュレーションは、計算の条件によって、大きく変わる。

被告九州電力などの電力会社が「水蒸気爆発で発生する荷重は小さい」とする

のは、福島第一原発事故の4年前である2007年に発表された森山清史・ほか4名による「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」という研究報告書（甲A296）のベースケースの条件（甲A296・36頁の表11の「ケース名」の直ぐ下の「ベース」欄の条件）の場合である。

そして、この研究報告書でも、溶融炉心の重量が多いなど、厳しい条件では破損に至ることがあることも報告している。

即ち、森山らの研究報告書（甲A296）によれば、水蒸気爆発が起これば、高い確率で構造物に被害を与える可能性があることが示されており、川内原発のようなPWRモデルプラントにおいて、炉外水蒸気爆発が発生した場合に格納容器が破損する確率は、平均で6.8%となる、と評価しているのである。

これを具体的に説明すると、森山らの研究報告書（甲A296）の33頁には、「● 破損確率の平均値（データ点を線形補間した分布に基づく）： $6.8 \times 10^{-2}$ 」という記載がある。

これは、溶融物が水に落下する条件は様々であり、破損する場合もあれば、破損しない場合もあるから、いろいろな条件を考えて、破損する確率は、 $6.8 \times 10^{-2} = 0.068 = 6.8\%$  と言えるという意味である。

イ 「水蒸気爆発による格納容器破損が必ず想定される事故シーケンスであるとする科学的な根拠に乏しい」という被告国の主張は明らかに誤りであること

この結論を出した森山らの研究報告書は、福島第一原発事故の4年前である2007年に発表されたものであるが、当時は原発関係者の多くが「過酷事故など起こるはずがない」と嘯き、安全神話が幅を利かしていた時代であり、被告国も過酷事故対策は電力会社の自主性に任せていた無責任な時代であり、そのような弛緩した雰囲気の中で上記6.8%という極めて高いと言ってよい破損確率の数字が、実は報告されていた訳である。

従って、被告国が言うように、「本件施設においても、被告会社は、国内外に

における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、原子炉压力容器内での水蒸気爆発によって、格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価し、原子力規制委員会も発生確率が極めて低いと認められると判断している」とは、到底、言えないのであって、「水蒸気爆発による格納容器破損が必ず想定される事故シーケンスであるとする科学的な根拠に乏しい」という被告国の主張こそ明らかに誤りである。

- (3) 被告国の「本件施設においても、被告会社は、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、原子炉压力容器内での水蒸気爆発によって、格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価し、原子力規制委員会も発生確率が極めて低いと認められると判断している（乙 口第 180 号証 29 ページ及び別紙 8, 乙 口第 181 号証 122 及び 123 ページ）」という主張に対する原告らの反論（原告ら準備書面 55 及び同準備書面 74・18 頁以下の「第3 水蒸気爆発の可能性についての反論」部分の援用）

なお、被告国は、上記(2)の主張Ⅱに関して、「本件施設においても、被告会社は、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、原子炉压力容器内での水蒸気爆発によって、格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価し、原子力規制委員会も発生確率が極めて低いと認められると判断している（乙 口第 180 号証 29 ページ及び別紙 8, 乙 口第 181 号証 122 及び 123 ページ）」という主張をしている。

そこで、原告らは、この被告国の主張に対する反論として、水蒸気爆発に関する被告九州電力の主張に対する反論を述べた 2018（平成30）年5月14日付原告ら準備書面 55（被告九州電力の準備書面 13 に対する反論—水蒸気爆発の具体的危険性に関して—）及び 2019（令和元）年12月12日付原告ら準備書面 74（被告九州電力準備書面 19 への反論—水素爆発と水蒸気爆発の危険性—）の 18 頁以下の「第3 水蒸気爆発の可能性についての反論」部分を援用する。

以上

(別紙)

< 58頁注4の表紙部分と該当部分 >

特集  
A Special Issue

## シビアアクシデント入門

# 炉心溶融

日本原子力研究開発機構 国際共同研究センター  
事故進展評価ディビジョン ディビジョン長 倉田 正輝



一 はじめに  
おそらく、原子力の専門家以外の方が「炉心溶融」という言葉を聞いた時に多くイメージは千差万別だと考えられる。本稿では、燃料集合体スケールでの「燃料溶融」過程について概説する。

併せて、米国スリーマイル・アイランド原子力発電所事故(以下、TMI)事故での「炉心溶融」過程において、「燃料溶融」がどのように「炉心溶融」に進んだのかを概説し、沸騰水型軽水炉(BWR)の「炉心溶融」過程の理解に関して、課題となっている点について述べる。

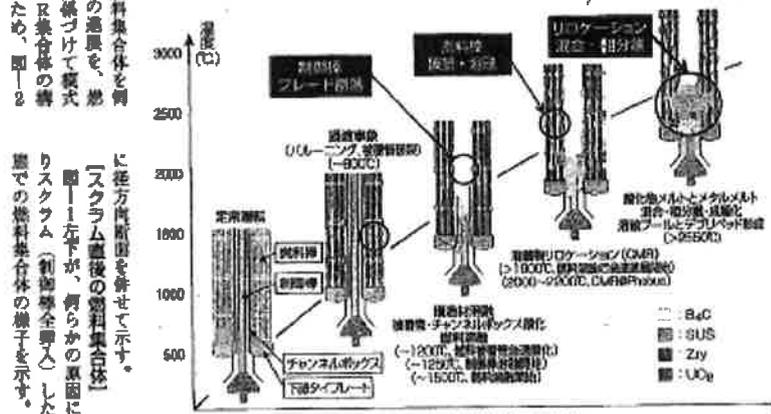


図-1 燃料溶融進展の経路

図-1に、BWR燃料集合体を例にとり、「燃料溶融」の進展を、燃料表面温度の上昇と関係づけて模式的に示す。なお、BWR燃料集合体の構造を理解しやすくするため、図-2

に従方向断面を併せて示す。  
「スクラム直後の燃料集合体」  
図-1左下が、何らかの原因によりスクラム(制御棒全挿入)した状態での燃料集合体の様子を示す。B

BWRでは、約100gの長さを持つ燃料棒(二酸化ウラン製の燃料ペレットとジルカロイ製の被覆管)が数十本ごとにジルカロイ製のチャンネルボックスの中に装荷された燃料集合体を構成している。燃料棒の上下端と中間部には、燃料棒を固定するタイプレートやスペーサが取り付けられている。図体の燃料集合体ごと、制御棒プレートが十文字型に配置されている。

制御棒プレートでは、中性子吸収材(B<sub>4</sub>C)はステンレス鋼製の制

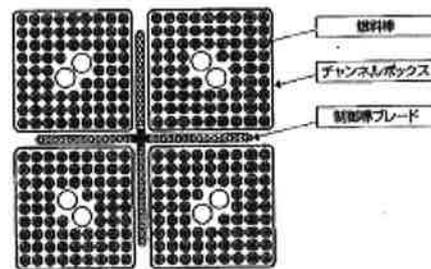


図-2 燃料集合体の断面模式図

料溶解モデルに用いている解析コードで、コードの本来の目的であるシビアアクシデント進展解析以外の予測解析(例えば、溶融燃料の凝固時の成分分布解析等)を行うと、解析結果の信頼性はあまり高くない。

「リロケーション」

約二〇〇〇〜二二〇〇℃以上の温度では、燃料が大きく破損・溶融し、溶融燃料の下方への移動(リロケーション)が進む。この際に、「燃料溶融」によりジルカロイ金属の表面積が減少し、急激な昇温が止まり、逆に、燃料温度がいったん低下する可能性が高い。

溶融燃料の主成分はU-Zr-Oであり、このような多成分系では融点という概念が存在せず、凝固開始温度(リキダス)と凝固終了温度(ソリダス)の間では固液二相の共存状態となる。

従って、リロケーションにおいては、液相成分が選択的に下方に移動し、固相成分が上方に残留する傾向を有する。液相はジルコニウムを多く含むため、軸方向に成分の不均質化が進む。このため場合によっては、燃料集合体下方の溶融が先に進展し、集合体が下方から崩落する可能性も考えられる。

「キャンディング?」

「スランピング?」

シビアアクシデント解析コードでは、リロケーション過程を「キャンディング」あるいは「スランピング」等の概念に基づいてモデル化している。「キャンディング」は、ろそうがしたたり落ちるようにU-Zr-O溶融物が下方に移動するというモデルである。「スランピング」は、機械的な強度を失った燃料棒が極めて短時間で崩落するというモデルである。

シビアアクシデント解析コードにおいては、どちらのモデルも十分に実用的であるが、「燃料溶融」現象のメカニズムを理解するという観点からは、昇温過程でのジルカロイ表面の酸化進展の程度により、どちらのモデルが支配的になるかが変わってくると思われる。図-3にジルカロイの酸化過程を模式的に示す。外側表面はジルカロイ/水蒸気反応により酸化され、二酸化ジルコニウム相が成長する。二酸化ジルコニウム相の内側にはアルファ-ジルコニウム相が形成される。燃料側には、U-Zr-O融体と、その内側にアルファ-ジルコニウム相が形成される。さらに内側にはベータ-ジルコニウム相が残留する。

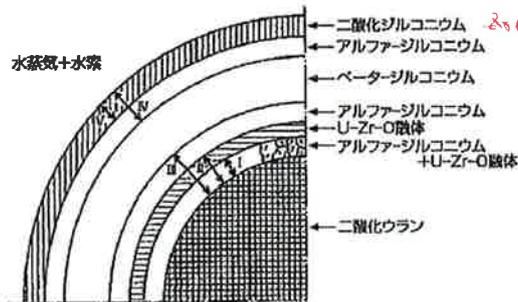


図-3 二酸化ウラン燃料とジルカロイ被覆管の反応模式図(1)

例えば、水蒸気流量が比較的大きく維持され、昇温速度が比較的小さい事故進展シナリオでは、外側表面からのジルカロイ酸化が十分に進むため、燃料表面温度が約二〇〇〇〜二二〇〇℃に到達した段階では、アルファ-ジルコニウム相やベータ-ジルコニウム相があまり残留せず、従って「キャンディング」はあまり起こらず、「スランピング」がリロケーションの支配的なメカニズムになると予想される。

逆に、水蒸気流量が小さい事故進展シナリオでは、燃料棒下方でのジルカロイ/水蒸気反応により、燃料棒上部で水蒸気枯渇(スタベーション)が起こり、酸化が進みにくくなる。この場合は、「キャンディング」が支配的になると予想される。BWRでは、事故進展のどこかで減圧沸騰が発生する可能性があり、これによる急速な冷却水の水位低下は、ジルカロイの酸化進展に大きく影響する。

「デブリベットと溶融プール」

リロケーションにより燃料成分が下方に移動すると、燃料棒の形状は完全に失われ、「デブリベット」が形成される。「デブリベット」内部では、ジルカロイ/水蒸気反応はほぼ終息するが、冷却材流路が閉塞されるため、崩壊熱の除熱が十分にできなくなり、温度が再び上昇を始める。約二〇〇〇〜二二〇〇℃以上で固液混合状態に、さらに約二五〇〇〜二六〇〇℃以上に到達すると溶融スラッグの単相状態になる。このような溶融物を「溶融プール」あるいは「コリウムプール」という。

「溶融プール」の外側は水蒸気によって冷却されるため、固体の「クラスト」層が形成される。「溶融プール」が成長し、「クラスト」がこれを

2000-2100