

令和3年(ネ)第151号 福島原発避難者損害賠償請求控訴事件

控訴人兼被控訴人(一審原告) 菅野清一 外294名

控訴人(一審原告) 28名

被控訴人兼控訴人(一審被告) 東京電力ホールディングス株式会社

控訴準備書面(2)

2022(令和4)年4月15日

仙台高等裁判所第3民事部 御中

一審原告ら訴訟代理人 弁護士 小野寺 利孝

同 弁護士 広田次男

同 弁護士 鈴木堯博

同 弁護士 米倉勉

同 弁護士 高橋右京

同 弁護士 丸山幸司

同 弁護士 川口智也

同 弁護士 宮腰直子

外

【本書面の概要】

本書面は、一審被告の責任過重事由（悪質性）に関し、後藤政志意見書（甲A 866, 867）を敷衍して、主張するものである。

第1章では、原子力規制庁発表の「中間取りまとめ」から判明した一審被告の安全配慮義務違反の重大性について主張する（甲A 866）。具体的には、①福島第一原発のシビアアクシデント対策が極めて杜撰であったこと及び②原子炉建屋上部のシールドプラグに高濃度放射性物質が残留し極めて危険な状態が現在も続いていること、の二点を取り上げる。

第2章では、一審被告が長年にわたり安全確保義務違反を繰り返してきたことについて主張する（甲A 867）。具体的には、①一審被告がフィルターベント装置を装着しなかったこと、②20年にわたってデータかいざんを繰り返してきたこと、③福島第二原発3号機の再循環ポンプの異常に適切に対処せず大事故に至ったこと、④柏崎刈羽原発の中越沖地震による被害の後も耐震性の見直しと津波対策を疎かにしたこと、⑤津波の長期予測が出された時期に対策を怠ったこと、⑥海洋投棄に際しての放出水の成分について虚偽報告をしたこと、⑦本件事故後の福島第一原発の原子炉建屋の耐震性が不十分なこと、⑧地震計と地震動データの取得を行った無責任、について論ずる。

目次

第1章 「中間取りまとめ」で判明した一審被告の安全確保義務違反.....	5
第1 はじめに.....	5
第2 「中間とりまとめ」にみられる福島第一原発のシビアアクシデント対策の構造上の問題点.....	5
1 本件原発事故における水素爆発の発生機序.....	5
2 福島第一原発の構造上の問題点	13
3 一審被告の設計思想の問題	17
4 本件原発事故前に2の構造上の問題点を指摘されて修正する機会が与えられていたにもかかわらず一審被告がこれを放置したこと	22
5 まとめ.....	23
第3 福島第一原発における放射性物質拡散のリスク	24
1 原子炉建屋上部のシールドプラグで高濃度の放射性物質が発見されたこと	24
2 現時点での福島第一原発の汚染状況	25
3 一審被告の対応	28
4 放射性物質が飛散するリスク	30
5 まとめ.....	34
第2章 長年にわたる一審被告の安全確保義務違反の悪質性.....	35
はじめに.....	35
1 当時ヨーロッパで設置が進んでいたフィルターベント装置の研究をしながら一審被告の自主的な判断でフィルターベント装置を設置しなかったこと ...	35
2 20年にわたって一審被告はデータ改ざんを繰り返していたこと	38
3 福島第二原子力発電所（以下「福島第二原発」）原発3号機の再循環ポンプ破壊事故運転中、再循環ポンプの異常な振動を発見したにも関わらず、出力を下げただけでプラントを止めなかつたためポンプが破壊し大事故になった	44
4 2007年柏崎刈羽原発の中越沖地震による被害後、耐震性の見直しをおろそかにし、同時に津波の問題をはじめて追及する姿勢を欠いていたこと	48

5 津波の長期予測が出された時期に、津波の予測データの信ぴょう性が不確定なことを理由に、対策を怠ったこと	55
6 海洋投棄に際しての放出水の成分についての虚偽報告をした.....	58
7 一審被告の発表した福島第一原発の原子炉建屋の事故後の耐震性は 100% は本当か.....	59
8 地震計と地震動データの取得に対する一審被告の対応の無責任さ—耐震設計を実施する基本の姿勢がなっていない—	60
(まとめ)	62

第1章 「中間取りまとめ」で判明した一審被告の安全確保義務違反

第1 はじめに

2021（令和3）年3月5日、原子力規制庁は、本件原発事故に関して、「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」－2019年9月から2021年3月までの検討－（以下「中間取りまとめ」という）を発表したが、この「中間取りまとめ」により、以下の二つの事実が新たに明らかになった。

具体的には、第1に、1号機、2号機共用排気管内のベント排管が共用排気管の筒頭部まで達することなく、共用排気管基部までしか達していなかったとの事実であり、第2に2号機、3号機の原子炉建屋上部にあるシールドプラグの下面に、70PBqものセシウム137が存在しているとの事実である。

そのうち、第1の事実は、一審被告の設計思想の杜撰さを象徴するものであり、第2の事実は、今後のデブリ等の取り出し作業に伴い放射性物質が飛散されるリスクを考慮すると、今後も長期にわたって周辺住民にとつては重大な脅威となり続けることを示すものである。

以下、第1の事実に関しては、「『中間取りまとめ』にみられる福島第一原発のシビアアクシデント対策の構造上の問題点」として、第2の事実に関しては、「福島第一原発における放射性物質拡散のリスク」として、以下詳論する（以上甲A866・4～6頁）。

第2 「中間とりまとめ」にみられる福島第一原発のシビアアクシデント対策の構造上の問題点

1 本件原発事故における水素爆発の発生機序

本件原発事故において、1号機、3号機、4号機の各原子炉建屋が相次いで水素爆発した。その詳細についてはいまだ不明な点が多いが、それら原子炉建屋の水素爆発の発生機序は、主に以下の点にあると推測される。

(1) 空気作動弁のフェイルオープンになり水素や放射性物質を含む気体が逆流したこと（特に1号機）

本件原発事故では、電源喪失で空気作動弁がフェイルオープン（故障や電源喪失時に自動的に弁が開くようにする仕組み）になり、水素や放射性物質を含む気体が逆流したとみられる。特に1号機は、空気作動弁が開いてしまった場合、空気作動ダンパがあったが、グラビティダンパ（重力で閉鎖する逆流防止用）がなかったため、水素や逆流しやすかったと考えられる。空気作動ダンパは、耐圧ベントの圧力に対し逆流防止できないのではないかと推測される。

2号機には、空気作動ダンパに加えて、グラビティダンパがあったが、耐圧ベントラインの圧力が高いため、これも機能せず逆流したのではないかと推測される（以上甲A866・14頁）。

(2) 非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）との系統分離がなされておらず、バルブが耐圧ベント時の電源喪失により開いたので、SGTS下流側から水素や放射性物質を含む気体が逆流したこと

各号機のSGTS系統は同様の仕組みになっているが、耐圧強化ベント系との境界の空気作動弁（AO弁）は確実に逆流を防げるか疑問がある。図8でSGTS上流側のAO弁【A1】は、『通常時閉／電源喪失時閉』になっており、正常に作動すれば逆流防止できるが、SGTS下流側のAO弁【A2】は、『通常時閉／電源喪失時開』となっている。【A2】のバルブが、耐圧ベント時に電源喪失により開いたので、SGTS下流側から、水素や放射性物質を含む気体が逆流したものと考えられる（以上甲A866・14頁）。

○SGTS系統の概要図

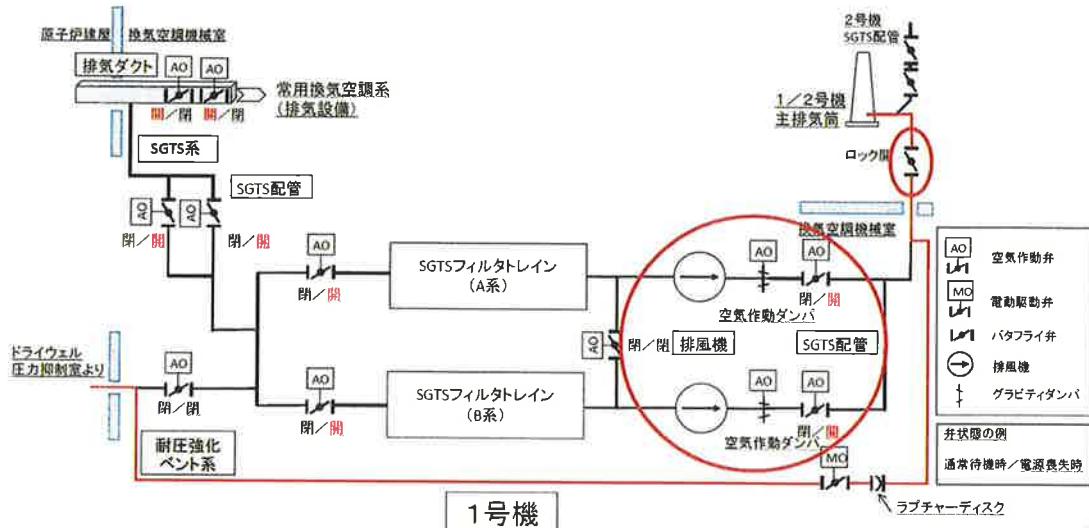


図 8 1号機 SGTS 系統の概要

(3) 水素が格納容器ベントしたときにSGTSに逆流し、さらに常用換気空調系を通して排気ダクトから原子炉建屋内に逆流したこと

通常運転時には原子炉建屋から常用換気空調系（排気設備）を通して主排気筒へ建屋内空気を排気しているが、非常時（事故時）には、建屋内の排気は、常用換気空調系AO弁を閉じてSGTS系からSGTSフィルタトレインを経て耐圧強化ベントラインにつながり排気筒へ流す設計になっていたと推測される。ところが、電源喪失でSGTS出口側AO弁がフェイルオープンで開になり、SGTS系のAO弁はすべて開になっているので、格納容器耐圧ベントによる高濃度の放射性物質や水素はフィルタを逆流したことが、汚染状況の調査からも伺える。放射性物質は、SGTSフィルタトレインである程度軽減されるが、水素はそのままフィルタを通って建屋内換気ダクトを通じて、各階の部屋へ逆流した可能性が否定できない。

水素は格納容器ベントした時に、SGTSに逆流し、さらに常用換気空調系を通して排気ダクトから原子炉建屋内に逆流して建屋内水素爆発の原因の一部となった可能性がある（以上甲 A 8 6 6・15 頁以下）。

(4) 1号機、2号機のベント排管が廃棄等の基部に直接接続されていたことで、ベント排管から流れ出た水素が排気筒下部の広い空間に放出されたときに、それまで周囲に少なかった酸素が水素と一緒に混ざったことで水素爆発した可能性があること

既に中間取りまとめで明らかになった事実の一つであると述べたが、図5にあるように、1号機、2号機の共用排気筒内のベント排管が、共用排気管の筒頭部まで達することなく、共用排気筒基部にまで達していなかつた。このように、ベント管が排気筒の基部に直接接続されていたことは、ベント配管（約300～300mm程度）から流れてきた水素が、排気筒下部の広い空間に放出された時に、それまで周囲に少なかった酸素が、水素と一緒に混ざるので、水素爆発が発生する可能性がある。このことは、更田原子力規制委員会委員長も記者会見で指摘している（甲A866・10頁）。

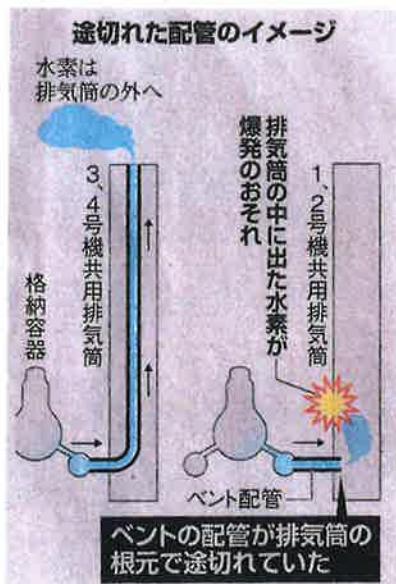


図5 朝日新聞 2021年2月28日朝刊

(5) 本件原発事故における水素漏洩の原因

ア はじめに

本件事故における水素漏洩の原因としては、前記（1）から（4）に述べたベント配管の問題だけではなく、そもそも設計段階からの格納容器貫通部

における漏洩防止の対策が十分の行われていなかったことも指摘する必要がある。

イ 従来から分かっていた格納容器からの水素の漏洩の可能性

本件原発事故において、水素がどこから原子炉建屋内に漏洩したかについては、格納容器が高温、高圧になり、格納容器の貫通部、具体的にはトップヘッドフランジのガスケットから漏洩、あるいは、格納容器胴部にある機器ハッチやエアロック等のフランジのガスケットからの漏洩と非常に多数の電気配線貫通部の樹脂からの漏洩が考えられる（図16）。

1. 格納容器からの漏えい

1-6. 漏えいの可能性のある箇所(Mark-I型原子炉の例)

原子炉格納容器には接合部や貫通部が存在し、有機シール材（シリコンゴム等）を充填させることにより気密性を確保している。以下の接合部や貫通部については、今回の事象において漏えいの可能性が指摘される主な箇所であり、具体的な漏えい経路について次頁以降にて検討する。

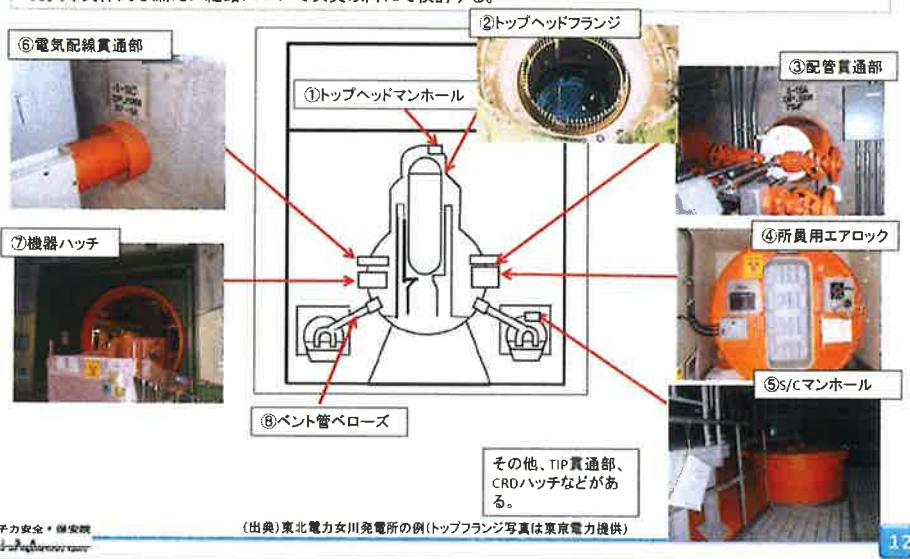


図16 格納容器貫通部（漏洩が想定される箇所） 東北電力資料

このような格納容器貫通部は、シリコンゴムやエポキシ樹脂等でできており、鋼製の格納容器本体とは異なり、高温に弱く漏洩し易い。ただし、格納容器のどの部位から漏洩するかについては、当該格納容器貫通部の温度に強く依存している。

格納容器の上部にある、燃料交換時に開くトップヘッドフランジが代表的な貫通部で、直径10m近くある最も大きな貫通部であり（図17参照），上下

のフランジをボルトで閉めており、フランジ接触部に2条の幅と高さ約10m程度のガスケットでシールされている。

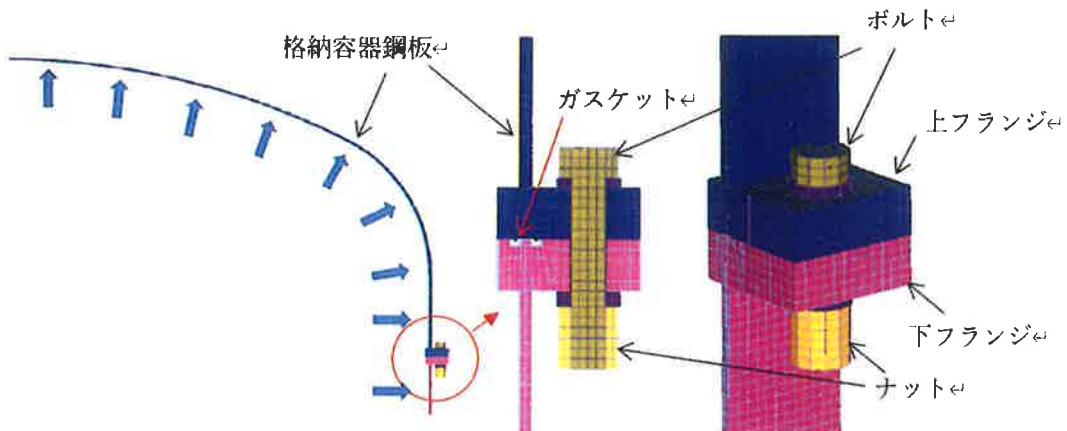


図18 トップヘッドフランジ開口量評価の解析モデル

図17 トップヘッドラウンジ開口量評価の解析モデル

格納容器内部の圧力が設計上の圧力を超えて上がってくると、次第にボルトが伸び、上下のフランジ間に隙間ができガスケット部が開いていく（図18参照）。

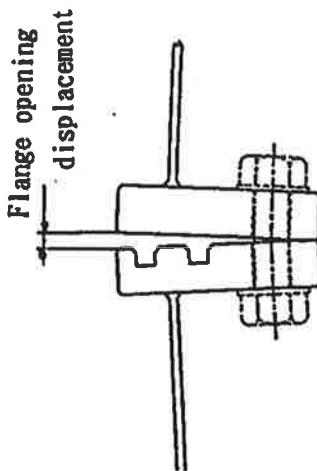


図18 フランジの開口

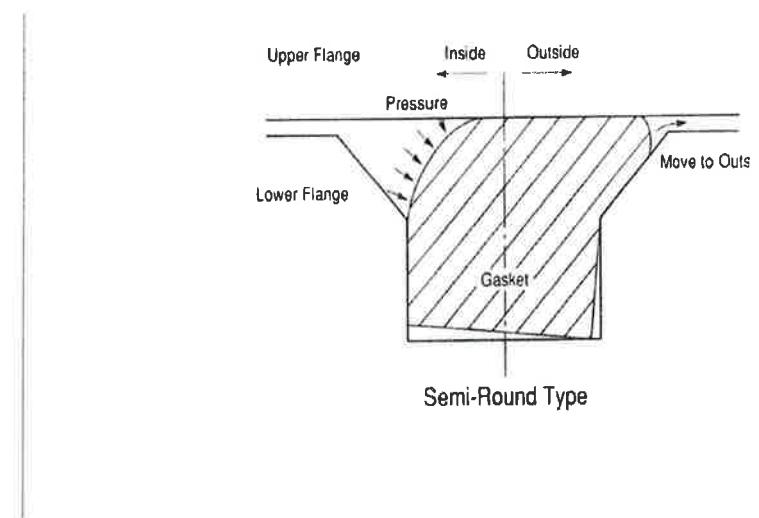


図19 フランジ開口時のガスケットの変形

上下のフランジに隙間が生じてもガスケットは図19のように圧力で変形し、押し付けられるのでガスケットが健全であれば、漏洩を防ぐことができる。

しかしながら、現実には、ガスケットは高温のガスや蒸気で劣化する。そのため、漏洩することが想定される。実機と同じガスケットを使って、一定の隙間を設けた上で、温度や圧力実施をした実験の結果から、実際には、ガスケットが圧力よりも温度依存性が強く、大略、220°Cから250°Cが限界であることが判明している。

したがって、圧力による開口量が決まれば、これらの限界温度以下であれば、それほど多くの漏えいは発生しないが、温度が上がり、これららの限界温度を超えると、水素が相当漏えいするものと推測される。

これらの格納容器から水素が漏洩することについては、従来、すなわち、本件原発事故以前の窒素を用いた実験結果と、「水素の方が窒素より漏えいしやすい」という科学的な事実から、十分推測が可能であると考えられる。

ウ 本件原発事故において想定される水素の漏洩経路

格納容器の貫通部（図16参照）から漏れた水素はどのようなルートを経て出ていくのか確認してみよう。

水素の想定流出経路を模式的に表すと図22のようになる。

「経路1」は、リークパス長さが最も大きいトップヘッドフランジがまず考えられる。トップヘッドフランジから漏れた水素が、格納容器の上部にあるシールドプラグの間を通って原子炉建屋5階に出たルートを示す。ただし、シールドプラグの汚染の状況とシールドプラグの間を抜けていった水素の量は号機毎にどうだったかは、必ずしも明らかになっていない。特に、高温時の漏えいが重要である。

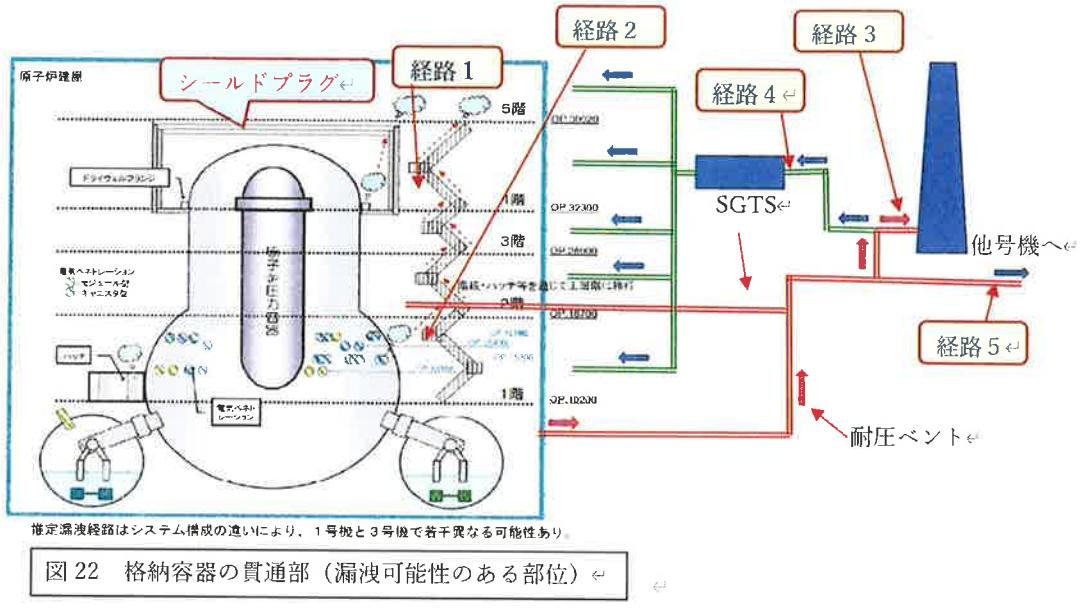
「経路2」は、電気配線貫通部（電気ペネトレーション）やハッチ類のフランジ等格納容器下部から漏洩し、階段等を伝わって上部に上がっていき、シールドプラグを介さずに5階のオペフロへ水素が溜まったものとされる。

しかし、他にも機器ハッチ（メンテナンスのため機器類を格納容器外に搬出するボルト締めのフランジ構造。小型のトップヘッドフランジのイメージ）やエアロック（人が出入りする2重扉）等大きな貫通部が数ヶ所ある。また、100本を超える数の電気配線貫通部があり、ケーブルのエポキシ樹脂製のシール部分が300°C近い高温になると劣化して漏えいすることが分かっている。場所により、周囲の温度が局所的に高温になった場合にはその周辺の貫通部から漏えいする可能性が高い。

「経路1」は、トップヘッドフランジから漏れた水素が、格納容器の上部にあるシールドプラグの間を通って原子炉建屋5階に出た可能性を示す。これは以前から想定されていた最も可能性の高い水素の経路である。

「経路2」は、電気配線貫通部（電気ペネトレーション）やハッチ類のフランジ等格納容器下部から漏洩し、各部屋からダクトや階段を伝わって上部に上がりていき、シールドプラグを介さずに5階のオペフロへ水素が溜まったものとされる。

経路3は、耐圧ベントで赤い線で示す系統で、このラインで水素も外部に出すつもりだった。しかし、経路4のように、水素はSGTS系から原子炉建屋内まで逆流した可能性がある。また、3号機では、経路5に示すように、耐圧ベントの水素ガスが、4号機に流れている。こうした、系統間のバルブ（弁）構成（通常時に開か閉か、事故時にフェイルオープン（弁が開く）かフェイルクローズ（弁が閉じる）かといった詳細だが重要な設計概念）など確立されていない（以上甲A866・24～29頁）。



（「福島原子力事故調査報告書」（中間報告書）80頁の図に説明用として
後藤政志が加筆したもの）

2 福島第一原発の構造上の問題点

本件原発事故は、以上のような水素爆発によって、1号機、3号機、4号機の各原子炉建屋が破壊され、その結果、多量の放射性物質が放出されたことで引き起こされたものであるが、以下に述べるような、福島第一原発の構造上の問題点に起因して発生したと考えられる。

（1）グラビティダンパの取り扱いも号機ごとにバラバラなど設計に統一性や首尾一貫性がないこと

図8から図11に示すように、各号機もはじめにSGTSの系統（SGTSフィルタトレイン等）があり、後から赤色で示した耐圧強化ベント配管を追設した。その段階で、バルブの開閉状態（通常時開か閉か、電源喪失時開か閉かの選択）の設定が誤りで耐圧ベント系の機能喪失や逆流が発生してしまった。

○SGTS系統の概要図

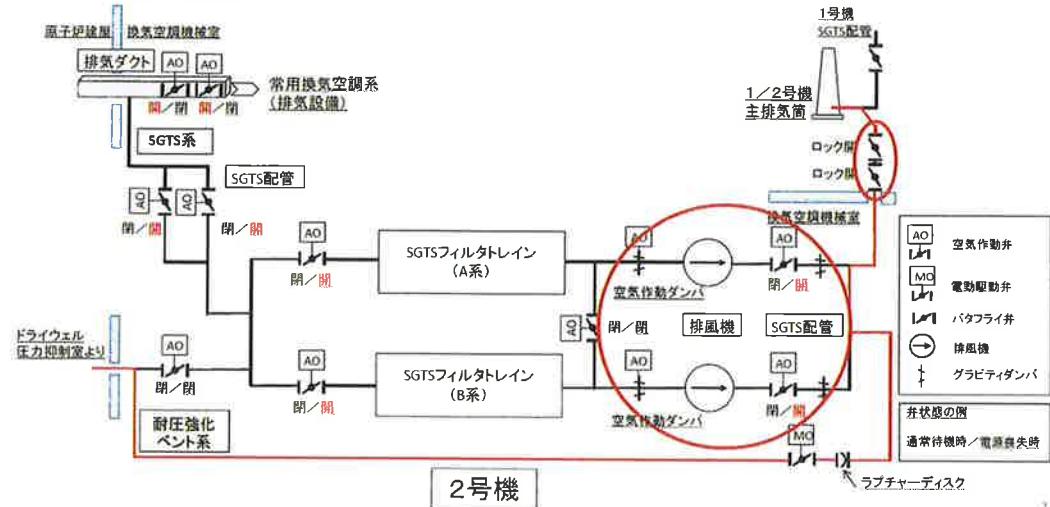


図 9 2号機 SGTS 系統の概要

○SGTS系統の概要図

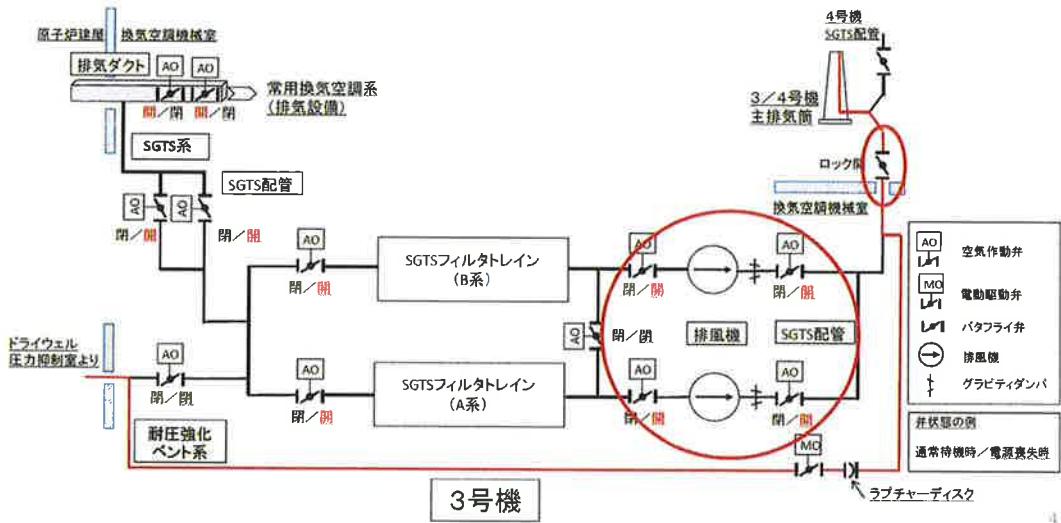


図 10 3号機 SGTS 系統の概要

○SGTS系統の概要図

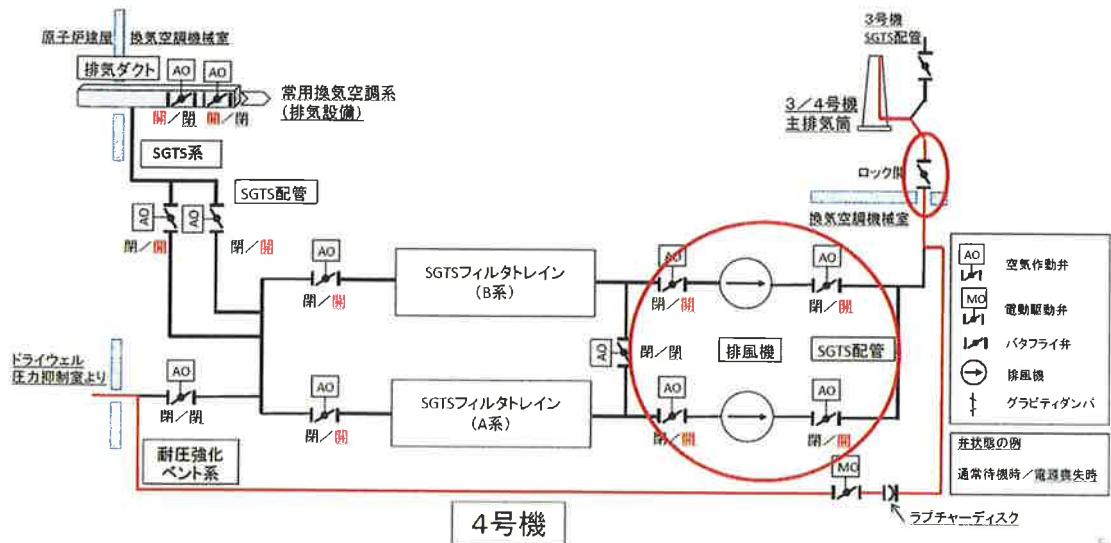


図11 4号機SGTS系統の概要

同様に、逆流防止用グラビティダンパの設置が、重要であるが、号機毎に以下のようになっていた。

	空気作動ダンパの有無	グラビティダンパの有無
1号機	○	×
2号機	○	○
3号機	×	○
4号機	×	×

耐圧ベント系の系統間分離についての一審被告の設計思想は、排気筒の構造の違いとは別に一貫した考え方により設計されているとは思えない理解しがたいものである（以上甲A866・16頁）。

（2）ラプチャーディスクが機能しなかったこと

本件原発事故において、一審被告は、格納容器の圧力が上昇し過圧破損防止と原子炉の減圧操作に必要な格納容器強化ベントラインを働かせようと試み

た。1号機、3号機では、部分的に格納容器ベントができたとみなされていて、1号機、3号機ともに水素爆発を起こし、2号機においてはベントができていなかった。ベントは、失敗すると格納容器が過圧破損してしまう極めて重要なシビアアクシデント対策である。しかるに、2号機はラプチャーディスク¹が開かずベントできなかつたと推測されており、ラプチャーディスクの設計上の位置づけと設定圧力を巡って議論があり必ずしも解決していない。1号機と2号機はベントラインがSGTS配管を経由して共用されており、中間報告で示されている汚染の状況から、ベントに伴うあるいはベント操作では想定しなかつた放射性物質の流れが部分的に明らかになってきている。

このようにラプチャーディスクが機能しなかつたことが、本件原発事故の原因の一つであったと考えられる（以上甲A866・17頁）。

（3）耐圧ベントラインの系統構成が脆弱であったこと

一審被告は、フィルタを付けなくてもBWR型格納容器については、圧力抑制プール水が水フィルタになるので、フィルタなしの耐圧ベントにしたようである。

しかしながら、耐圧ベントラインには、ウェットウェルベント（圧力抑制プール水をくぐってベントする）と、ドライウェルベント（原子炉の入った格納容器本体から直接ベントする）の2つのラインがあり、前者を優先して使うが、圧力抑制プールが機能しないあるいは故障等で使用できない場合には、後者のドライウェルより直接放射性物質を放出することになる。事実、本件原発事故の当時、一審被告は、1号機、3号機については、ウェットウェルベントを中心とした格納容器ベントを苦労の末、何とか実施をしたところ、電源喪失という状況にあったものの、1号機ではたった2つの弁を開けるのに8時間近くもかかっており、3号機も簡単にはベントをすることができなかつた。2号

¹ 配管につけた圧力が一定以上になつたら金属製の板が破れて流体が流れる弁の一種

機にいたっては、ウェットウェルベントもドライウェルベントも実施したが、両方ともベントに失敗した。

これらの原因として、ラプチャーディスクの作動圧まで圧力が上がらなかつた可能性が指摘されている。

しかし、一審被告は、そもそも格納容器の圧力が一定以上に上がった場合を想定してベントラインの設計をしていた。そのため、圧力が上がらなかつたとの理由から一審被告がベントをすることができなかつた原因としては、そうしたベントの使い方を一審被告が想定していなかつた点にある。一審被告の過酷事故対策は、このように、全く信頼性がないことがよくわかる。

以上のように、一審被告が過酷事故対策として講じていた耐圧ベントラインの系統構成が、格納容器の圧力が一定程度以上に上がった場合を想定してベントラインの設計をしていたなど、きわめて脆弱であったことが、本件原発事故の一因となつたと考えられる（以上甲A866・17～18頁）。

(4) 一審被告自身も福島第一原発において設計の不十分さがあったことや1号機から4号機の構造において水素排出が完全な方法では出なかつたことを認めていること

なお、国会の予算委員会で2021（令和3）年3月3日に福島みずほ議員が規制庁ならびに一審被告に質問をした際に、一審被告の代表執行役社長（当時）の小早川智明は、福島第一原発のベントの構造の経緯について確認することができないと述べ、1号機から4号機の構造において、水素排出が完全な方法でなかつたと認めている。さらに、その際に、原子力規制庁の市村知也も、ベントについての福島第一原発の設計が十分でなかつたことを認めている（以上甲A866・27～29頁）。

3 一審被告の設計思想の問題

2で述べた福島第一原発の構造上の問題点は、以下に述べる、一審被告の設計思想に由来する。

(1) 日本のシビアアクシデント対策が発生しがたいとして事業者の自主基準としたこと（一審被告と原子力規制のもたれあい）

本件原発事故で問題となっている格納容器耐圧ベントの規制に関する内容は、1992（平成4）年のシビアアクシデント対策に対する原子力安全委員会の決定に従ってなされていた。過酷事故対策は、1990年代後半に行われたが、そこでは事業者の自主基準によるとされながら、格納容器耐圧ベントが明記されていた。

原子力安全委員会は、1992（平成4）年3月5日に原子炉安全基準専門部会から報告のあった、原子炉安全基準専門部会の共通問題懇談会報告書について、審議の後、以下のとおりの「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」を決定した。

その中で、アクシデントマネジメントについて、「シビアアクシデントは工学的には現実に起こるとは考えられないほど発生の可能性は十分小さいものとなつており、原子炉施設のリスクは十分低くなつていると判断される」（傍点は一審原告代理人による）などの記載がある。この記載から、原子力安全委員会は、日本においてはあたかも十分な安全対策がなされているとの錯覚をしていたと考えられる。続けて、原子力安全委員会は、「この低いリスクを一層低減するものとして位置付けられる。したがつて、当委員会は、原子炉設置者において効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備し」と記載して、シビアアクシデントに対する規制をしなかつた。

1979年の米国スリーマイル島原子力発電所事故と、1986年の旧ソ連チェルノブイリ原子力発電所事故を経験したにも関わらず、原子力安全委員会は、シビアアクシデントの発生確率について、机上の確率論的リスク評価により1基当たり 10^{-4} 炉年（1万年に一度）から 10^{-5} 炉年（十万年に一度）あるいはそれよりはるかに炉心損傷確率が小さいとして、自然現象への取組やシビアアクシデントに対する抜本的な対策をしなかつた。

本来は、シビアアクシデントというものは、原因の如何を問わず、設計条件を超えた状態を意味しており、炉心溶融を防ぐため、機器の故障や電源喪失に

対して対策をするもので、地震や津波が起因事象であっても、事故を収束できるようになっていなければならなかつた。しかも、日本は、世界でも地震や津波が懸念される環境であるから、自然現象を甘くみることは、原子力安全にとって致命的であった。

そして、一審被告もまた、原子力安全委員会から「原子炉設置者において効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備」（傍点は原告代理人による）するように要請されたことで、シビアアクシデントに対する抜本的な対策をしなかつた。いわば原子力規制と事業者である一審被告とのもたれあいの結果（これも一種の一審被告の設計思想の問題である）、本件原発事故が発生したのである（以上甲A 866・18～20頁）。

（2）福島第一原発でのシビアアクシデント対策が付加設計であってトータル設計になつてゐないこと

既に述べたように、本件原発事故において、福島第一原発には、原子炉建屋や原子炉格納容器からの排気（ベント）の仕組みに多くの問題があつた。その原因の一つとして、以下の理由が考えられる。

すなわち、一審被告は、元々昭和40年台には、安全性の仕組みとして、沸騰水型（BWR）の格納容器が、1次格納容器（P C V : A reactor primary containment vessel）として、隔離機能を中心に据えていた。その上で、一審被告は、原子炉建屋を2次格納施設として負圧管理することで、格納容器外に漏れた放射性物質（実際には水素も含む）を外部に流出しないように設計した。

ところが、日本でも、設計基準を超える事故として、1992（平成4）年に、シビアアクシデント対策が取り入れるようになり、原子炉格納容器の位置づけ根本から変わり、格納容器については、ただ隔離機能を持つだけではなく、冷却に失敗したときには、格納容器からベントを行うという機能も持たせざるを得なくなつた。その段階で、それまで設計基準事故を対象に設計してきたすべてのシステムが、シビアアクシデントによる環境の著しい変化のリスクに対応するように要請されるようになった。

ところが、一審被告は、これらのアクシデントマネジメントについては、原子力の安全性の基本的な仕組みを変えることなく、対象療法的に部分的な装置、例えば「耐圧ベント」を追加するなどの小手先の対応をするにすぎなかつた。このような一審被告の部分的で小手先の対応は、設計論でいう「付加設計」にすぎず、抜本的な対策ではないことから、本件原発事故のようなシビアアクシデントの際に破綻することが十分考えられた。

以上のことと具体的に述べるとすると、以下のとおりである。

すなわち、付加設計とは、例えば図15に示す温泉宿の増設で、本館が手狭になったので、別途新館を作り、しばらくしてまた手狭になったので、別館1を作り、さらに別館2を作るといった便宜的な措置を繰り返すことで、各建物の通路が複雑になり、火災等の時に避難が遅れる危険が生じることをいう。

それに対して、対象が変更を必要とした時に、従来ある部分と追加される部分の要求機能、制約条件、安全などを総合的に見直して設計し、全く新しく立て直すことを「トータル設計（本来やるべき全体を考慮した設計）」いう。「トータル設計」は、大規模なシステムほど、重要な設計の考え方である。

「失敗学」の著者、畠村洋太郎は、次のような表現で付加設計の問題点を明確に示している。

「状況が大きく変化したときには、新しく要求される機能や新しい制約条件、安全性などをトータルで見ながら、まったくゼロから全体を組み立て直すしかない。これが付加設計の対極にある「トータル設計」の考え方です。」（失敗学 実践講義124頁）

以上のように、一審被告の福島第一原発でのシビアアクシデント対策が、付加設計であって、トータル設計でなかったという一審被告の設計思想の問題も、本件原発事故の一因であったと考えられる（以上甲A866・20～21頁）。

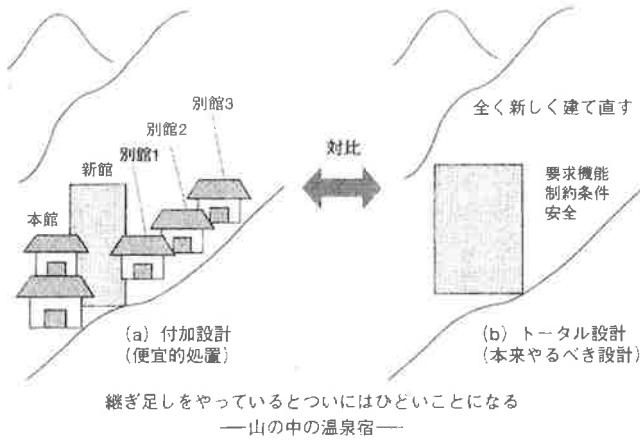


図4-1 付加設計とトータル設計の例

図15 付加設計とトータル設計の例（畠村洋太郎「失敗学」実践講座
(講談社) 2006年10月 123頁より)

(3) シビアアクシデント対策が「設計基準事故」と「シビアアクシデント(過酷事故)」のダブルスタンダードになっていること

一審被告は、アクシデントマネジメントについては、原子力の安全性の基本的な仕組み、すなわち、原子炉や原子炉格納容器【最高使用温度138°C, 最高使用圧力0.48 MPa (1号機), 0.38 MPa (2号機~5号機), 圧力はゲージ圧】の構造や設計事故条件はそのままにしておいて、設計基準を超えるとシビアアクシデント条件 (いわゆる200°C, 2 Pd (設計基準の2倍) を適用しようとする。

一審被告は、福島第一原発についても、格納容器耐圧ベント系の設計は、シビアアクシデント条件で設計しているが、接続されているSGTS系や建屋空調系は通常の設計条件で設計している。そのため、同じ装置の設計条件が、格納容器耐圧ベント系の設計と接続されているSGTS系や建屋空調系とで、「シビアアクシデント(過酷事故)」と「設計基準事故」とのダブルスタンダード (二重基準) になっている。これでは、バルブ故障や誤作動の時など、設計圧力の強い側から設計圧力が弱い側に逆流するし、そのときには、弱い側の装置類は破損してもおかしくない。

このように、シビアアクシデント対策が「シビアアクシデント（過酷事故）」と「設計基準事故」とのダブルスタンダードとなっていたという一審被告の設計思想も、本件原発事故の一因であると考えられる（以上甲A866・21頁）。

4 本件原発事故前に2の構造上の問題点を指摘されて修正する機会が与えられていたにもかかわらず一審被告がこれを放置したこと

シビアアクシデントマネージメント対策について、原子力安全・保安院は、自主的対策と言いながらも、一審被告をはじめとする各電力会社に対して、以下の対応をしている（甲A866・29頁）。

まず、一審被告に対し、福島第一原子力発電所各号機毎の「アクシデントマネジメント検討報告書」（平成6年3月）を提出させている。

次に、一審被告に対し「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」（平成14年5月）を提出させている。

さらに、原子力安全・保安院は、一審被告をはじめとする各電力会社に対して、「アクシデントマネジメント整備上の基本要件について」（平成14年4月）を発出している。

のみならず、資源エネルギー庁公益事業部・原子力発電安全管理課は、平成8年9月、一審被告をはじめとする各電力会社に対して、「発電用軽水型原子力発電施設におけるアクシデントマネジメントの整備について」という文書を発信している。その中で、「アクシデントマネジメント策の整備に際し、設計基準事象に対する防護の水準が低下してはいけないとの観点から、技術的検討がなされている。」「『アクシデントマネジメント策の整備に係る工事が安全機能へ影響を及ぼさないことを説明する書類』を参考資料として添付されたい。」としている。この文面の趣旨からすると、資源エネルギー庁が、一審被告をはじめとする各電力会社に対し、アクシデントマネジメント策である「格納容器耐圧ベント」を設置するにあたって、スタックから確実にベントできることや他の系統へ逆流する可能性を排除する措置を取るべきことを事実上要請している事実を読み取ること

ができる。さらに、資源エネルギー庁が、一審被告をはじめとする各電力会社に對して、スタックの構造について、安全機能に影響を与える可能性の有無を確かめる義務を課したものとみなすことができる。

いずれにせよ、これだけの機会が与えられていたにもかかわらず、一審被告は、ベントの構造について見直しをしなかった。

すなわち、本件原発事故前に、福島第一原発の構造上の問題点について、原子力安全・保安院などからその危険性を指摘されて、修正する機会が与えられていたにもかかわらず、一審被告は、それらの修正を放置したのである。

その原因は、3で述べた一審被告の設計思想にも起因するとも考えられる。

5まとめ

以上のように、本件原発事故は、1号機、3号機、4号機の各原子炉建屋が水素爆発をしたことによって発生したが、それら水素爆発の原因、ひいては本件原発事故の原因としては、グラビティダンパの取り扱いも各号機ごとにバラバラに設計され、統一性や首尾一貫性がないこと、ラブチャーディスクが機能しなかったこと、耐圧ベントラインの系統構造が脆弱であったこと等の福島第一原発の構造上の問題点にあると考えられる。一本の配管から、ただベントガスを排出する「耐圧ベントシステム」自体が、まっとうに機能しなかった事実は非常に重い。

ここで、問題は、福島議員に対する質疑の中で、一審被告の代表執行役社長である小早川智明が、1、2号機と3、4号機で明白な構造の違いがあるのに、どのような経緯でそのような構造が取られかについて、当時の記録も調べたが、分からないと明言している。当時の問題は、シビアアクシデントの問題ではなく、初期の設計の問題であり、その設計の考え方が分からないなどということは、原子力発電プラントを設計・設置する事業者として怠慢のそしりを免れない。

そして、これら福島第一原発の構造上の問題点は、原子力規制とのもたれあい、付加設計であってトータル設計でないこと、シビアアクシデント対策が「設計基準事故」と「シビアアクシデント（過酷事故）」のダブルスタンダード（二重基準）になっていたなどの一審被告の設計思想に由来するが、シビアアクシデント対策の目玉として計画した耐圧ベントが安全対策と真っ向から反する仕組みになっていたこと、そこに一貫した設計思想も認められないことからすれば、それを具体化させた事業者である一審被告の責任であることは争いようのない事実である。

一審被告は、本件原発事故前に、福島第一原発の構造上の問題点を指摘されて修正する機会が与えられていた。にもかかわらず、一審被告がこれを放置した結果、本件原発事故が引き起こされたのである。一審被告のこのような放置、怠慢は、引き起こされた結果の甚大さからみても、決して許されるべきものではなく、一審被告の悪質性がいかに重大かを示すものである。

第3 福島第一原発における放射性物質拡散のリスク

1 原子炉建屋上部のシールドプラグで高濃度の放射性物質が発見されたこと

既に述べたように、2021年3月5日原子力規制委員会が公表した本件原発事故の「中間取りまとめ」において、格納容器の真上のシールドプラグ下面の多量の放射性物質が存在することが指摘された。事故後10年たってはじめて、今まで想定しなかった核燃料デブリに近いレベルの放射性物質が、原子炉建屋の5階床にある、3枚の重ねられた鉄筋コンクリート製のシールドプラグ下面で発見され、原子力規制委員会委員長も驚きの声を上げた。福島第一原発の2号機、3号機および1号機でも、原子炉格納容器の真上にあるシールドプラグで高濃度の放射性物質が確認された。

この極めて高い放射線を出す放射性物質が格納容器内ではなく、原子炉建屋の上部に存在することは、放射性物質が外部へ拡散するリスク、さらには外部に拡散した場合のリスクを大幅に高いものにしている。

図23に、1号機から号機までのシールドプラグの汚染状況が示されている。ここで、PBqは、放射線を発する能力、強さを意味する単位で、1Bq(ベクレル)は、「放射性物質が1秒間に崩壊する原子の個数(放射能)」をいい、P(ペタ)は 10^{15} という数値を表す。1PBqは 10^{15}Bq で、1兆の千倍を意味する。非常に高い放射線を放つ能力を示している。例えば、物質1kgあたり何Bq(ベクレル)の放射能があると表現する。

各号機のオペフロに直径約1.5. 2mあるシールドプラグがあるが、非常に高線量の放射性物質は、本件原発事故で気体として放出されたとされる総量15PBq(推定値)比べても非常に大きな値で、様々な技術的な検討をしてはいるものの、汚染の全体像を把握できていないことは明らかである。これは、住民にとって大きな脅威である(以上甲A866・33頁)。

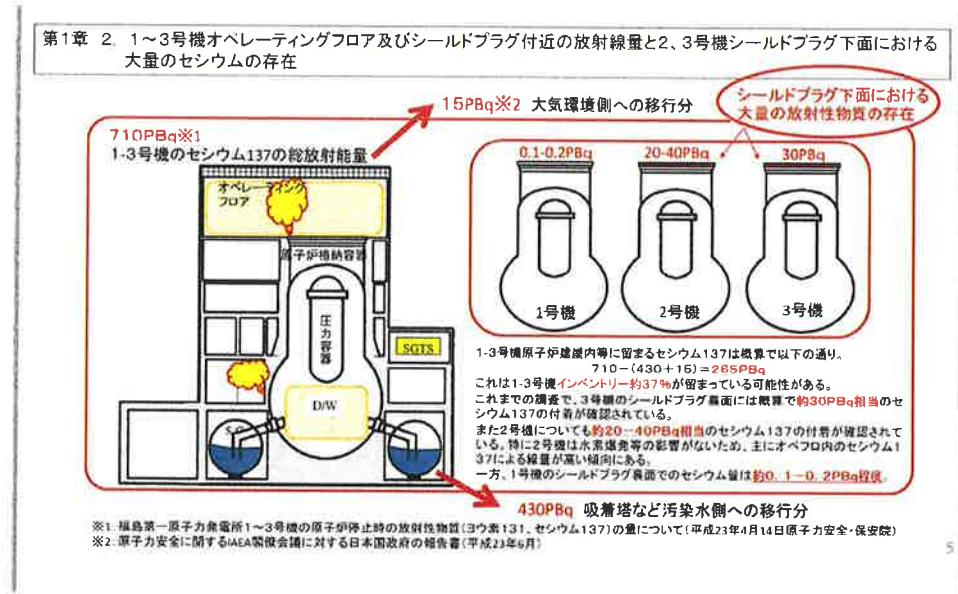


図23 シールドプラグに多量の放射性物質の存在(第89回特定電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめのポイント 5頁より)

2 現時点での福島第一原発の汚染状況

(1) 使用済核燃料を除く放射性物質(主としてセシウム137)の総量と状況

福島第一原発の中長期的リスクの低減目標マップ(2021年3月版)(特定原子力施設監視・評価検討会第90回参考1, 2021年3月3日原子力規

制委員会) の資料より図24に放射性物質(主としてセシウム137)の汚染状況を示す。

使用済燃料を除く放射性物質の内、半減期等から健康影響に与える影響の大きいとされるセシウム137を代表として比較すると、最も多いのが、③吸着塔の250PBq、次いで⑤燃料デブリ等の220PBq、④シールドプラグの70PBq、⑥環境放出分の12PBqである。

ここで、③の吸着塔は、汚染水を処理したもので、装置の中に閉じ込められている。⑤の燃料デブリは、建屋内にあるが、格納容器内に広くばら撒かれているため、③とは、リスクレベルが違い、汚染や拡散のリスクが高いといえる。また、④のシールドプラグは、予期せぬ汚染で、しかも原子炉建屋のオペレーションフロアにあることから、これも作業環境からくる汚染や拡散のリスクがある。のみならず、繰り返しになるが、放射性物質が格納容器内ではなく原子炉建屋の上部に存在することで、放射性物質が外部に拡散されるリスクも拡散した場合のリスクも、大幅に高いものになっている(以上甲A866・34頁)。

放射性物質(主にCs-137)の所在状況(使用済燃料は除く) (単位:PBq)

種類(*注)	性状	現在の状態
① 滞留水	液体	原子炉建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋に滞留する高濃度汚染水
② スラッジ類	液体・固形状	汚染水処理初期に発生した沈殿物、汚染水移送前に散脱されたゼオライト土壌
③ 吸着塔	固形状(含水)	汚染水処理に使われた吸着材を保管する金属容器(僅外一時保管)
④ シールドプラグ	固形状(詳細不明)	格納容器の上にある遮へい壁(事務所に放出された高放射能が下面に付着)
⑤ Cs-137の総量から①~④及び⑥を除いたもの(燃料デブリなど)	固形状(詳細不明)	原子炉建屋内に残っている燃料デブリ等

*注:環境に移行しやすい順番に並べた

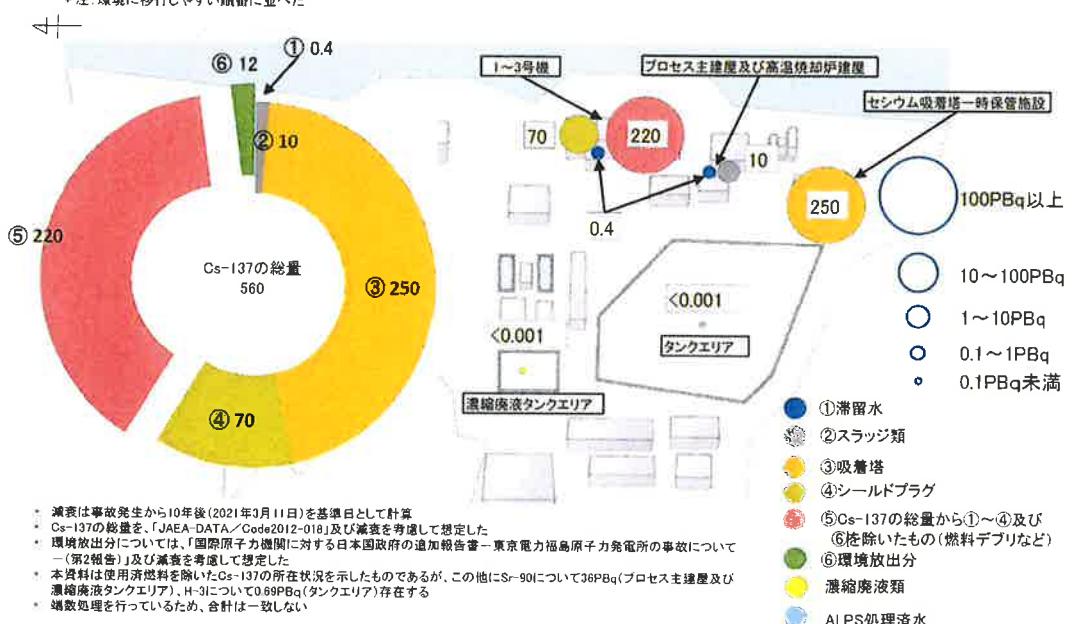


図24 福島第一原発の放射性物質の総量（使用済核燃料を除く）

(2) 使用済核燃料の置かれている状況

図25に、使用済燃料の置かれている状況が示されている。

すでに3, 4号機の回収済の燃料集合体等は、共有プールに移されているが、間もなく共有プールが満杯になる。すでに一定程度冷却ができた燃料集合体が乾式キャスク仮保管設備に置かれている。

現時点（2021年3月1日）で、1, 2号機と5, 6号機に合計約3700体もの使用済燃料が、原子炉建屋上部の使用済燃料プールに保管されている。

それでも、5, 6号機は、炉心溶融や水素爆発は何とか免れたので、比較的構造健全性の高い建屋内にあるが、1, 2号機は、建屋が損傷しているので、地震等によるリスクを考えると、1, 2号機の使用済燃料については、できるだけ早く使用済燃料プールから取り出して共用プールへ移すことが望ましい

（以上甲A866・35頁）。

使用済燃料の所在状況

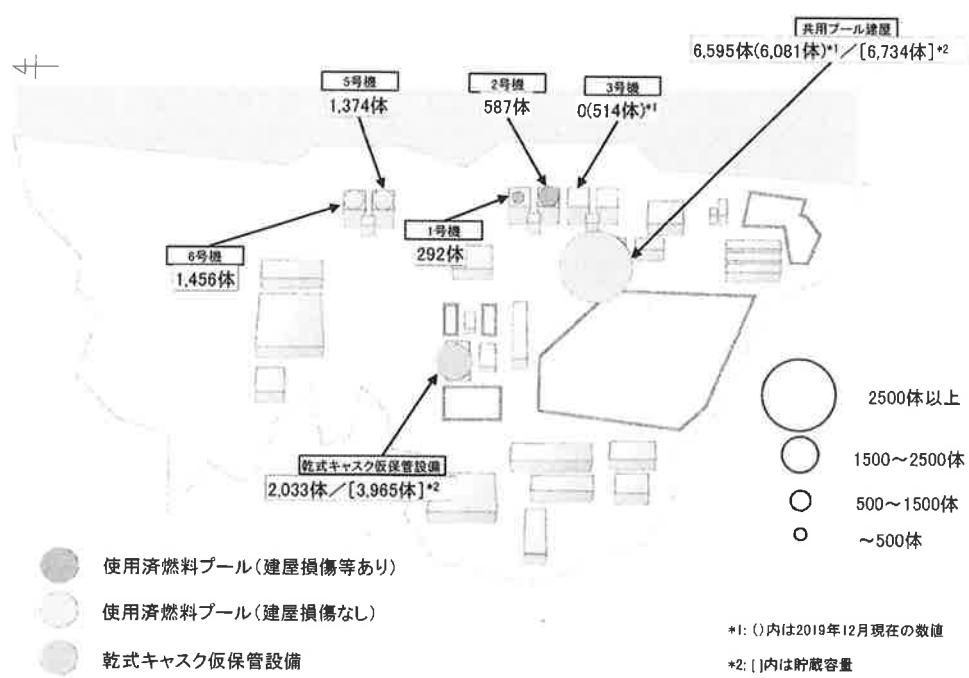


図25 使用済燃料の所在

(3) 敷地内外の核種放出の挙動がいまだに特定されないこと

2021（令和3）年5月11日現在の資料「第7回福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議」資料2-3，2頁によると、2017（平成29）年12月25日の未解明問題における「敷地内外の空間線量率のモニタリングデータ等を基に核種放出挙動の分析を行う」としている。事故から10年以上経つにもかかわらず、福島第一原発敷地内外における核種放出の挙動がいまだに解明されず、特定されていない（以上甲A866・43頁）。

(4) 小括

以上のように、本件原発事故から10年以上経過した現時点においても、福島第一原発には多量の放射性物質が放置されている。そして、そのうち、特に、原子炉建屋上部のシールドプラグの下面に、本件原発事故後10年たって、はじめて今まで想定しなかった70PBqレベル（本件原発事故で外部に放出されたと推定される12PBqの6倍弱もの放射性物質が発見されたが、原子炉建屋の上部にそのような大量の放射性物質が存在することで、外部に拡散するリスクも拡散した場合のリスクも、格段に高いものとなっている、しかも、福島第一原発敷地内外における核種放出の挙動すら、いまだ特定されていない状況にある。

3 一審被告の対応

(1) 燃料取り出し工事の概要とスケジュール

「福島第一原子力発電所1号機燃料取り出し工法のうち大型カバーの設置について」（2021（令和3）年6月7日付一審被告作成の文書、特定原子力施設監視・評価検討会（第91回）において、一審被告は、1号機の燃料取り出しの工事の概要について、以下のとおりとしている。

まず、1機の燃料取出しに当っては、ダスト飛散対策の信頼性向上等の観点から大型カバーを設置し、カバー内でガレキを撤去する。そのために、一審被告は、大型カバーの設計を進めると同時に、工事の支障となる既存の原子炉建屋カバーを2020（令和2）年12月より撤去している。

2020（令和2）年3月時点において、1号機については、今まで設置していたダスト飛散防止の建屋カバーや、原子炉建屋カバーが撤去された。燃料取出し工法は、まず、原子炉建屋を覆う大型カバーを設置し、大型カバー内にガレキ撤去用天井クレーンや解体重機を用いてガレキを撤去する。その後、オペレーションフロアの除染・遮蔽を実施し、燃料取扱設備を設置した上で、燃料を使用済燃料プールから取り出す。こうした一連の作業は、高濃度に汚染したガレキや、シールドプラグ等の汚染、作業に伴う放射性物質の大気中への拡散のリスクが伴う。

燃料取り出しに必要な工事については、STEP1の大型カバー設置完了が2023（令和5）年度頃となっている。STEP2のガレキ撤去、STEP3の除染・遮蔽とSTEP4の燃料取り出し開始が2027（令和9）年度から2028（令和10）年度になっている。つまり、現在（2022（令和4）年1月）から6年から7年かけて、ようやく「燃料取出しが開始」することになる。一審被告は、予定した工事を計画通りに進めていくイメージを示しているが、これらの工事における放射性物質の飛散リスクはどうであろうか。有効な飛散防止対策になっているのか十分な検証が必要であろう。

特に、通常の工事と異なり、ガレキの状況や燃料そのものの損傷など、想定外の事態も十分考えられる。こうした長期にわたる燃料取り出し工事の中で、シールドプラグにおける高濃度の汚染源が見つかっており、その後の調査をしている状況である。

そのような中で、今回見つかったシールドプラグの汚染のような難題による工程の遅れを考慮すると、ラフに計画の見通しを考えても燃料取出しには約10年のオーダーかかると見ておく必要があり、その間外部への放射性物質の拡散のリスクが続くことになる。なお、さらに先の話だが、2号機においては、

このシールドプラグの汚染が、1号機の百倍もの非常に厳しい放射性物質の存在下で行われることになる。これらのシールドプラグの高濃度の汚染が見つかり、廃炉作業に大きなインパクトを与えることは、すでに指摘したが、そのために、廃炉作業を実施するに際して、従来考えられていたよりも、はるかに放射性物質の拡散や被曝に注意する必要があることが判明している（以上甲A 866・37～38頁）。

以上のように、今後に一審被告が実施する予定の燃料取り出し工事は、長期間継続することが確実である。

（2）使用済み核燃料のみならずデブリの取り出しも予定していること

さらに、一審被告は、今後、福島第一原発から使用済み核燃料のみならず、格納容器の内外に溶け出して固まっているデブリの取り出しを実施することも予定している。そのことは、日本原子力学会廃炉検討委員会の宮野廣委員長の「固まっているデブリをどのように切り出して、取り出してくるかは、まだ具体的な工法がみえているとはいえない。信頼できる工法を作り、具体化していくかなければならない」との話からも明らかである（甲A 866・36～37頁）。

（3）新設する大型カバーと放射性物質飛散対策

1号機の使用済燃料の取出しの前準備として、一審被告は、オペフロ床遮蔽、大型カバー床遮蔽、衝立遮蔽、換気設備、ダスト放射線モニタ等の設置工事を行うとしている。一審被告は、換気設備とダスト放射線モニタを設置するとしている（甲A 866・38頁）。

4 放射性物質が飛散するリスク

（1）地震や本件原発事故によって建屋が脆弱化していること

福島第一原発の原子炉建屋は、鉄筋コンクリート構造であるが、2011（平成23）年3月11日に発生した巨大地震により、いったん大きな地震動を受けたことで、亀裂が入り剛性が低下している可能性が高い。事実、東北電力女川原子力発電所の2号機については、「2号機原子炉建屋の場合、

建屋内に設置された地震計の記録から、運転開始直前の1994年の北海道東方沖地震時と2011年3月11日の地震時を比べると、建屋の『固有振動数』が7割以下に低下していることが分かりました。構造物の剛性は、固有振動数の2乗に比例することから、女川原発2号機原子炉建屋の剛性は、建設当初と比べ全体で5割以下に低下したことになります」との新聞報道がなされている。

さらに、本件原発事故で水素爆発が発生した建屋ならびに中の構造体は、通常の健全な発電所に比べて、はるかに早く劣化が進んでいると考えておく必要がある。したがって、事故炉の耐震評価は、地震による剛性低下と、構造部材の劣化を見込んで再評価すべきである。

一審被告が放射性物質の飛散防止のために設置するとしている大型カバーについては、一部構造が燃料取扱設備を間接的に支持する構造物であるため、建築基準法に定められた地震力の1.5倍を考慮するとしているが、建屋の損傷状況を考えると果たしてそれで十分なのか、大いに疑問がある。机上の仮定ではなく、実際の建物の状況を踏まえた評価が必要であろう。

このように、福島第一原発の各原子炉建屋ならびに中の構造体は、2011（平成23）年3月11日に発生した巨大地震やその直後に発生した水素爆発などの影響を受けて、通常よりもはるかに脆弱化している可能性が高い。そのような状況のもとで、使用済み燃料やデブリの取り出しなどの作業を実施することには、原子炉建屋や中の構造物が破損して、放射性物質が周囲に拡散する危険性が高い（以上甲A866・38～40頁）。

（2）ガレキ撤去の際の溶解作業のときに金属粒子が周辺に飛び散るリスク

鋼製のガレキを切断するには通常、溶断というガスバーナーで鋼材を溶かして切ることが多い。溶断の際には、図29に示す写真のように、溶けた金属の粒子が火花となって周辺に飛び散る。このときに、鋼材表面に放射性物質があればそれがダストとなって飛び散ることになる。他の切断方法でも、ダストを出さずに鋼材を切断することは難しい。

ガレキがコンクリートやモルタルの場合には、大きな機械や工具が必要となる。いずれの場合にも、大きな塊をそのまま搬出することはできないので、必ずと一定の大きさ以下に切断することになるが、その場合にもコンクリート片やダストが周囲に飛び散ることになる。その結果、コンクリート片やダストに含まれる放射性物質も、同時に、周囲に飛び散ることになる（甲 A 8 6 6・4 0 頁）。



図 2 9 鋼材の溶断に伴い飛び散る火花とダスト

（3）重機によるコンクリート解体作業と人手によるコンクリートはつり作業のときには飛散するリスク

通常、鉄筋コンクリート製建物を解体するときには、図 3 0 左図に示すような重機を使うが、ダストの飛散を抑制するため、放水しながら切断作業することもある。特に、エアロゾル状に粉塵となって拡散していく放射性物質は、強力な放水で防ごうとするが、捕捉できず周囲に汚染を広げることになる（甲 A 8 6 6・4 0～4 1 頁）。



図30 重機によるコンクリートの解体工事と人手によるコンクリートはつり作業

(4) 使用済み核燃料の存在と脅威

本来、使用済燃料集合体は、原子炉建屋上部にある使用済燃料プール内に存在する。事故を起こした原子炉において、現在残されている使用済み核燃料は、1号機で392体、2号機で615体である。地震や水素爆発で損傷した原子炉建屋が、再度の地震に襲われて使用済燃料プールの外壁が破損するような事態になると、使用済核燃料が高温になり、放射性物質の拡散リスクが増大する。

日本原子力学会廃炉検討委員会の宮野廣委員長は、「いちばん注意しなければいけないのは、格納容器の中にある放射性物質が飛散することだ。地震の発生や、重量物の落下など、さまざまなリスクを想定して事前に手を打つことが大切だ」と述べている。

このように、格納容器内の使用済み核燃料について、地震の発生などによって放射性物質が飛散するリスクは、現在も存在しているのである（甲A866・37頁）。

(5) デブリ取り出しの困難さと汚染拡大のリスク

原子炉圧力容器内およびペデスタル床に合計約900トン弱の大量のデブリが存在しているが、一審被告がそれを無理に取り出そうとすることが、潜在的に放射性物質の拡散による被曝リスクを増大させている（甲A866・42頁）。

(6) デブリ空冷化によりトリチウム水海洋投棄が不要になること

なお、デブリを空冷化することにより、社会問題となっていて、周辺住民にとっても脅威となっている大量のトリチウム水がこれ以上発生しないことになり、トリチウム水を海洋投棄することは不要になると考えられる（甲 A 8 6 6 ・ 4 1 ~ 4 2 頁）。

5 まとめ

以上のように、福島第一原発の1号機から4号機の格納容器、シールドプラグはもちろん、敷地内においては、依然としていついかなる状況によって周辺地域の高濃度の放射性物質をまき散らして汚染を再発させるかわからない状況が継続して存在している。特に原子炉建屋上部のシールドプラグには、本件原発事故で外部に放出されたと推定される $1\text{~}2\text{~PBq}$ の6倍弱に当たる $7\text{~}0\text{~PBq}$ の高濃度の放射性物質が存在している。のみならず、使用済み核燃料、デブリなどの多量の放射性物質が放置されているが、今後、予定されている取り出し作業において、これら大量の放射性物質が周辺に飛散する危険性が高い。例えば、大型重機を使用した撤去作業中に、地震が発生した場合には、シールドプラグ等に存在する高濃度の放射性物質が拡散する危険性が高い。

しかも、使用済み燃料や3機の原子炉全てに原子炉容器を溶かして格納容器の床にまで広がったデブリの撤去作業は、今後数十年続きそうであるが、その間、放射性物質が拡散するリスクという住民にとって重大な脅威が今後も長期間にわたり存続することを意味する。

第2章 長年にわたる一審被告の安全確保義務違反の悪質性

はじめに

一審被告が、福島第一原発設置当初から長年にわたり、安全確保義務違反及び安全対策阻害行為を繰り返し、データ改竄や事故の隠蔽を行ってきたことは、既に控訴理由書13～45頁及び控訴準備書面で指摘したところであるが、以下では、原子力技術者の視点から、一審被告の長年にわたる安全確保義務違反がいかに悪質なものであったか明らかにする。

1 当時ヨーロッパで設置が進んでいたフィルターベント装置の研究をしながら

一審被告の自主的な判断でフィルターベント装置を設置しなかったこと

(1) 一審被告が当時フィルターベント装置の技術と性能の情報を把握していた事実

福島事故において、原子炉格納容器（以下「格納容器」）の破損を防止するために、格納容器耐圧ベントを使い放射性物質を大量に放出したが、1990年代半ば過ぎにシビアアクシデント対策を実施するにあたって、すでにヨーロッパでは各国が装備をしていた放射性物質を除去する「フィルターベント」装置の情報があったにも関わらず同装置を設置しなかったことが、福島事故における被害を著しく増大させた。

後藤政志は、1989年5月に東芝に入社し、同時に原子力エンジニアリングセンターの原子力プラント設計部門に配属になり、格納容器設計に従事したが、直後にシビアアクシデント対策の検討が始まった。シビアアクシデント対策の要は事故が起きた時に、炉心の冷却を維持しつつ、放射性物質の拡散を防ぐ格納容器を防護することであった。

当時、ヨーロッパでは米国スリーマイル原発事故の反省と旧ソ連のチェルノブイリ原発事故の影響から、フィルターベントが開発され次々と設置されるようになった。例えば、フランスでは、サンドフィルターといって大きな直径の容器に砂を詰めて砂の隙間からガスを通すことで放射性物質を捕捉する装置

や、同じく砂利をフィルターに用いたスウェーデンの「FILTRA」というフィルターベント装置がすでに開発、設置されていた。しかも、FILTRAの放射性物質の除去性能は99.9%とされており、当時すでにこれだけの除去性能のフィルターベントシステムがあったことになる。図1にFILTAのパンフレットの表紙を、図2にFILTLAを設置したバーセベック原発の写真を示す。

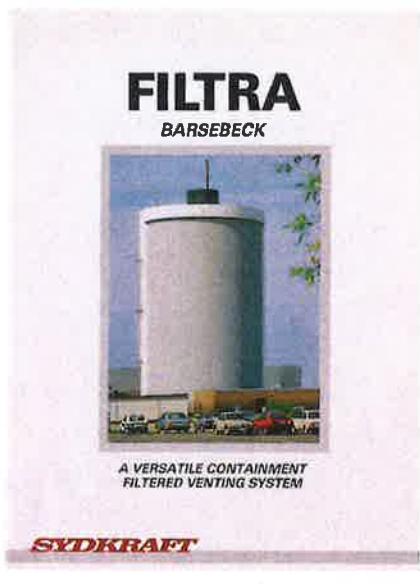


図1 FILTRAのパンフレット
(バーセベック原発)



図2 FILTRAを設置した
バーセベック原発

つまり日本が1990年代になってシビアアクシデント対策の導入を検討していた時期より5、6年以上前には、ヨーロッパではすでに高性能のフィルターベントシステムは設置され始めていた。実際に後藤政志が東芝で現役時代に、シビアアクシデント対策の一環として、関連部署でヨーロッパのフィルターベントシステムを調査検討しており、一審被告にもその存在と技術的な内容を報告している。記憶では、平成2年から3年にかけて、一審被告と日立および東芝による安全性向上対策に関する研究（当時、電力共同研究あるいは電力共研と呼んでいた）がなされていた。その中で、福島第一原子力発電所（以下「福島第一原発」）の1号機、3号機を対象にして、格納容器の耐圧強化ベントの技術的な検討がなされていた。その検討内容には、格納容器ベントの時に、放射性物質の放出を低減するフィルターベントの設置も検討されていた。直径、高

さが約8m程度だったはずで、そのフィルターベント装置を格納容器耐圧ベントラインのどこに設置するかということや、原子炉建屋の換気空調系や非常用ガス処理系との系統構成まで検討されていた。その研究報告書は、まだ後藤政志が入社直後であることもあり、直接後藤政志が実施したものではないが、格納容器を担当する立場で読み込んだ記憶がある。電力共同研究というものは、電力会社が予算を出して、メーカーに調査・研究させるものであり、その中にシビアアクシデント対策としてフィルターベントシステムが検討されて報告が一審被告に上がっていたことになる。その後フィルターベントは福島第一原発を含めて日本の原発では採用しなかったことは日立や東芝から提案のあった同システムを、一審被告の判断で採用しなかったことを意味する。格納容器にはもともと圧力抑制プール（サプレッションプール）で放射性物質を除去する仕組みがありそれをウェットウェルベントというが、それが機能しなくなった場合や複合的な事故などで、圧力抑制プールを介さずにドライウェルベントする場合には、放射性物質が直接出していくことは明らかである。それを、圧力抑制プールがあるから放射性物質の放出は少なくなるという名目で、フィルターベントの設置をしなかったことは、一審被告がシビアアクシデント対策の重要性を甘く見ていた証拠であり、一審被告に福島事故における放射能放出の被害を増大させた重大な責任があることを意味する。1号機は何とかベントに成功したが、3号機はウェットウェルベントに難航し、ドライウェルベントせざるを得なかった。2号機は、ウェットウェルだけでなく、ドライウェルベントも失敗して格納容器の破損を招いている。こうした態度からみる一審被告の決定的な過ちは、「装置がついていればそれが必ず機能するもの」と勝手に断定していることで、「装置は常に故障することがあるし、故障しても安全を担保するように原発は設計されていなければならない」ことを無視している。

後藤政志が、当時社内で間接的に聞いたのは、フィルターベント装置は非常に大きいので目立つから、それをつけると、反対派から「なぜフィルターベント付けるのか、格納容器が安全ではないから付けるのだろう」と指摘されることを恐れて設置しなかったとされている。福島事故では、準備していたシビア

アクシデント対策の最も重要な格納容器ベントがうまく機能せず、ウェットウェルベントだけでなくドライウェルベントも試みられたが、ベントに失敗したことと、さらにベントガスの逆流が重大な結果を招いた。1号機、3号機、4号機の水素爆発に影響していたことと、2号機のベントの失敗が格納容器の圧力抑制室の損傷による放射性物質の大量漏えいを起こしたとみられることから、電力共同研究でわざわざあそこまで検討していたフィルターベントシステムを設置しなかった一審被告の行為は、格納容器の安全性を基本的な問題として理解しようとしたかった点で、「未必の故意」ともいるべき重大な誤りである（以上甲A867・2乃至5頁）。

（2）フィルターベントの有無と事故拡大のリスク

格納容器は圧力上昇に対して耐圧ベントが必要であり、ベント時は、フィルターが必要である。

ただし、ここで事故のリスクとの関係を触れておくと、福島事故で基本的な問題は格納容器そのものの大きさであり、格納容器、原子炉建屋、関連するプラント全体に係ることなので、最も推奨されるのは、格納容器の全面的な建て替えである。しかし、現状ではそこまで直ぐにはできないので、やむを得ずフィルターベントをつけた「付加的設計」でやむを得ないとしていることを指摘しておきたい。本来は、抜本的な設計変更が必要だが、次善策として、フィルターベントという放射性物質を必要悪として外部にだすための仕組みとして設置するものであることを忘れてはならない。しかし、それでも、耐圧ベントにするよりもフィルターベントにする方が、外部へ放出する放射性物質の量をはるかに低減できたと考えられる（甲A867・5乃至6頁）。

2 20年にわたって一審被告はデータ改ざんを繰り返していたこと

一審被告は、再循環系配管や炉心シュラウドなどの主要な機器や配管に亀裂が発生していたことを隠していたことを2002年に認めた。その後の調査で、非常用発電機や緊急炉心冷却系（ECCS）や種々の安全装置の検査結果を改ざん・捏造してきた事を2007年に公表した。これらの欠陥隠しやデータ改ざんを20年も

の長きに渡って実施してきた一審被告の責任は極めて重い（甲A867・6頁）。

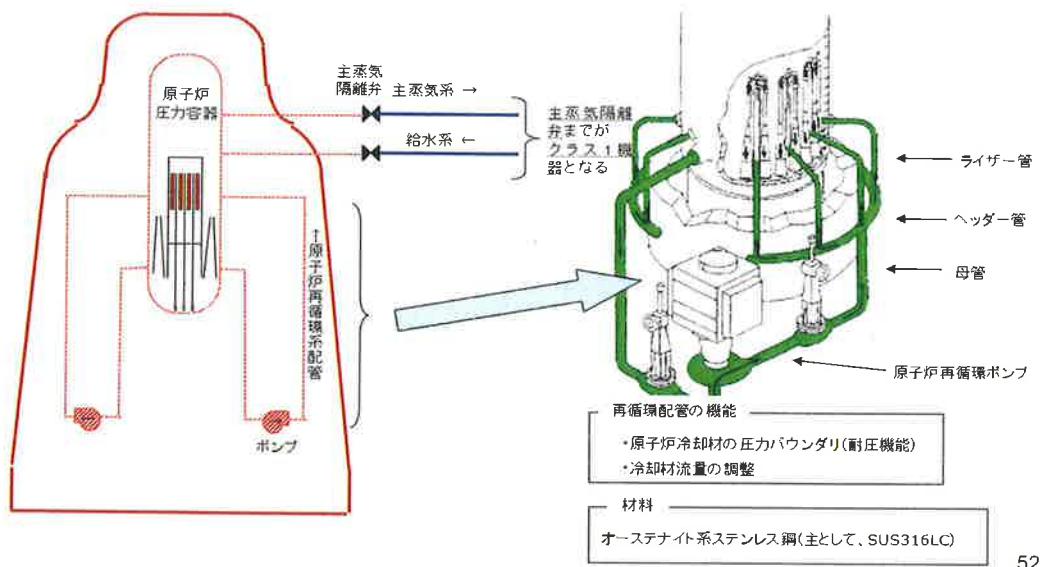
（1）データ改ざんの実態と技術的内容

一審被告データ改ざんとは、2002年に発覚した一審被告管内の原子力発電所のトラブル記録を意図的に改竄、隠蔽していた事件のこと。対象は多岐にわたるが、代表的なものが、原子炉再循環系配管と炉心シュラウドの応力腐食割れによる亀裂データの隠蔽であった。当時の社長、会長ほか幹部が引責辞任するに至った事件で、産業界に大きな影響を与えた。点検作業を行ったGE社のアメリカ人技術者が2000年7月と11月に行った内部告発がきっかけで表面化した。しかし一審被告側は「記憶はない」、「記録はない」と非協力であったため調査は難航した。2002年以降も調査が行われ、さらに2007年1月31日に一審被告は火力や水力、原子力を含むあらゆる発電所で長期にわたってデータ改ざんが行われていたことを公表した。原子力資料情報室の抗議声明文によると、「今回の不正・改ざんの公表事項は199件と膨大である。一審被告の3発電所の17基の原発のうち3発電所14基に及んでいる。これによれば、非常用発電機、緊急炉心冷却系統、総合負荷性能検査、安全保護系設定値確認検査、主蒸気隔離弁漏えい率検査、蒸気タービン性能検査、原子炉停止余裕検査などの法定検査に関するデータ改ざんが繰り返し行われてきた。福島第一原発のすべてで、総合負荷性能検査では1977年から2002年まで実に20年以上に渡って改ざんを繰り返してきたのである。また、緊急炉心冷却系統では福島第一原発の6基で79年から2002年まで、蒸気タービン性能検査では柏崎刈羽原発7号炉で98年から2001年まで、いわば日常茶飯事に行われていたことも明らかになつた。改ざんはこれに留まらない。」とされている。これについては、複数の市民団体から同様の抗議文が一審被告等に送られている。

以下に、データ改ざんの主要な対象となった3点についてのみ摘記する（以上甲A867・6乃至7頁）。

ア 再循環系配管の応力腐食割れ（注1）

再循環系配管は、沸騰水型原発で原子炉内の冷却水を外に一旦、出して再循環ポンプで原子炉内にもどして循環させる配管で運転時は常時稼働している過酷な環境（24時間止まることなく大量の水を循環させている）に置かれた配管系である。主として腐食しにくいオーステナイト系ステンレスで出来ている。各原発で多くの亀裂が発見されていたが、その事実が隠蔽されていた。図3は、再循環系配管と再循環ポンプ等を示す。



52

図3 再循環系配管の仕組み 一審被告

BWR（沸騰水型）プラントの再循環系配管点検個所1836ヶ所（継ぎ手数）を検査実施したところ、125ヶ所の継ぎ手でひび割れが発生していた。そして、配管を取り換え後の点検対象継ぎ手数は、1711ヶ所になる。

再循環系配管のサイズは、直径約600～700mm、厚さ約40mmである。また、再循環系配管は、再循環ポンプと同様、床に固定せずに、構造固定部から吊り下げられた構造になっている。そのため、ポンプやモーターの振動や流体の流れによる振動を常時受けている事が亀裂発生の原因である（以上甲A 867・7乃至8頁）。

注1：応力腐食割れとは、鋸び難いステンレス鋼などで、下記の3因子がある場合に、腐食によるひび割れが発生する現象。材料因子（化学成分）／力学因子（引張応力）／環境因子（溶存酸素、塩化物イオン）など。通常鋸びにくいはずのステンレス鋼で、腐食性のひび割れが発生することが、材料の破壊につながることが、問題である。亀裂は繰り返し荷重で、疲労亀裂として進展する。

イ 炉心シュラウドの応力腐食割れ

シュラウドとは、原子炉内の燃料集合体を含める炉内構造物を支え、炉心を通って流れる冷却水の流路を形成する円筒状の大きな筒である。直径4から5m、高さ7～8m、厚さ100mm内外のステンレス材料でできている。

検査を実施した26プラントの内、16プラントでひび割れが確認された。ひび割れ（亀裂）は、大小さまざまだが、大きいものは数十センチから1メートルを超えるものまであったと推測される。しかし、圧力はあまりかからず、かなり大きな傷があっても破壊しにくいことから、亀裂が大きくなつた場合には、シュラウド全体を交換することにした。しかしながら、炉内構造でこれほど多くの欠陥が放置されていた事実は、弁解の余地がない（甲A867・8頁）。

ウ 制御棒引き抜き事故と隠ぺい

1978年11月2日（スリーマイル島原発事故の一年半ほど前）福島第一原発3号機で日本初とされる臨界事故が起った。定期検査中に制御棒駆動水系の水圧制御ユニット（HCU）の隔離作業を実施していたが、操作ミスで制御棒5本が抜け長時間にわたって原子炉の臨界が続く重大な事故（事象言えるようなレベルではない）が起きた。定期点検中に、予期せぬ形で制御棒が引き抜かれたもので、しかも臨界に達しそのことに気がつかずに放置し、事故収束するまで7時間半もかかった前代未聞の事故であったが、一審被告は当時、全く公表しなかった。そして、この事故は発生から29年後の2007年3月22日に発覚、公表された。一審被告は「当時は報告義務がなかった」と主張しているが、同様の制御網引き抜き事故は、1978年から2007年までの間に少なくとも11件起きており、そのうち2件が臨界に達していいたことが分

かつっている。1件は先の一審被告の福島第一原発3号機で、もう1件は1999年の北陸電力の志賀原発1号機である。両者とも臨界状態になったものの、幸いそれ以上の引き抜きが起こらなかつたことと、他の不具合が発生しなかつたため大事に至らなかつたが、状況次第では出力制御ができず核暴走になり得る極めて危険な事故である。なお、11件の引き抜き事故のうち、一審被告は7件も起こしている。

これは、日本の原発事故の歴史の中でも、特筆に値する事例で、それを29年間もの間隠していたことは、法的な問題もさることながら、技術的にも道義的にも原発を運転する資格など全くないと言ってよい内容である。なぜなら、沸騰水型原発の制御棒は、重力に逆らって下から入れているが、制御棒を動かさない時には、ツメ（ノッチ）がかかっており落下しない構造になっているから制御棒が落下（引き抜き）することはないとして、制御棒の脱落事故など絶対に起きないと豪語していた。しかし、現実には、制御棒を動かすために、ツメを外してバルブ操作をして水圧で制御棒を挿入しようとしたところ、バルブの構成とリークから、想定に反して制御棒を引き抜く方向に水圧がかかって制御棒が引き抜けた。つまり安全装置であるツメも、制御棒を出し入れする時には、必ずはずすわけで、ツメを外した瞬間に制御棒を動かす水圧が反対からかかっていれば、想定外に引き抜かれことがある。また、何らかの要因で水圧が抜けた状態になつていれば、重力で落下することもあり得る。沸騰水型の制御棒駆動機構は、ツメを外した状態で、バルブや配管のリーク等があると、臨界事故を起こし得る決して安全な設計になつていないことが明らかになった。また、安全上は、もっとも厳しい制御棒（制御棒の臨界への寄与は、場所によって大きく違う）が1本引き抜け（脱落）ても、臨界にはならないように設計されている。しかるに、福島第一原発3号機では3本が、その他の原発でも数本が引き抜かれ、1998年2月22日の福島第一原発4号機では、何と34本もの制御棒が引き抜け状態になつた。このように、1本どころか30本以上も引き抜けても、引き抜き量が小さかったので、臨界には至らなかつただけで、逆にみると複数本が引き抜き状

態になった場合にどこまで引き抜けるかによっては出力暴走の危険があることを示している。なお、本件に関しては多くの市民団体や日本弁護士連合会から抗議の意見書が出されている（以上甲A867・9乃至10頁）。

（2）データ改ざんに至った一審被告の体質について

後藤政志は2003年1/2月合併号「技術と人間」誌に「原発データ改ざんが何故行われたか」一もはや技術として成立していない原子力」という文章を「飯田芳和」というペンネームで公表した。

この文章は、東芝に中途入社し、原子力部門配属になった後2～3年後であるが、一審被告のデータ隠しやデータ改ざんがあまりに酷いこと、そしてこれが原子力発電プラントの安全性にとって、脅威であることを一技術者として確信したので書いたが、現役の技術者がこうしたことを指摘することは、原子力業界から排除されることになると考え、ペンネームで警鐘をならす道を選択した。以下その文章を要約して示す。

そこでは、原子力産業の実態が示されている。原発の技術が細分化された技術で、他の技術分野との交流が少なく結果として多くの視野の狭い『専門家』を育ててきたこと。原発が安全上および機密保持上とりわけ厳しい管理がなされ、締め付けが厳しく、事実上内部の情報がなかなか外へ出てこない。管理機構が硬直化して意志の疎通が妨げられ、いわゆる『原子力村』が形成されてきたこと。そしてその体質は、一審被告だけでなく他の電力会社や、原子力関連メーカー、機器・設備の供給企業、定期点検時の検査や保守管理関係の原子力産業全体に及んでいたことが、JCOの事故で示されたこと。原子力は、一品ずつ受注して生産する（自動車のようにあらかじめ売ることを想定して予測大量生産をするものと対照的）化学プラントや火力発電プラントと同様な総合的な技術であるが、「原子力の安全性は他の分野の技術と違って非常に高度な安全性を有している」などと言われる。データ改ざん問題で、一審被告は、「定期点検時に機器の損傷データを報告しなかったのは、反省しているが、安全性に問題がないことを確認している」といった趣旨のことを発表しており、経済産業省原子力安全・保安院がこれを追認している。しかし、原子力発電が、膨

大な量の放射性物質を内包し、万一事故を起こした場合の被害の程度が、飛びぬけて大きい技術であることを忘れて、従来は欠陥があるとそれを許さなかつたことが問題であるとして、欠陥が発見されても破壊力学等により欠陥が拡大するかどうか評価する「維持基準」というものを導入した。これは、工学的には一概にすべて否定するものではないが、欠陥、特に亀裂が動くかどうかという評価法が非常に不確定な要素をもつことや、そもそも検査技術には限界もあり、すべての欠陥や亀裂が完全に分かっていると考えることが間違っている。評価方法の技術的な難しさもあり、見つかった欠陥をそのまま放置するための言い訳として、安易に適用することは、安全上重大な問題を含む（以上甲A 867・10乃至11頁）。

3 福島第二原子力発電所（以下「福島第二原発」）原発3号機の再循環ポンプ 破壊事故運転中、再循環ポンプの異常な振動を発見したにも関わらず、出力を 下げただけでプラントを止めなかつたためポンプが破壊し大事故になった

（1）事故の概要

1989年（昭和64年）1月1日一審被告・福島第二原発3号機において、出力103万kWで運転中、原子炉再循環ポンプの振動が上昇し警報が発信した。このため、ポンプ速度（回転数）をわずかに下げたところ、振動は警報値以下のレベルに低下した。その後、監視を強化して運転を継続したが、振動は不安定な状態で推移し、出力99万kWで運転中の1月6日午前4時20分、再び振動が上昇して警報が発信したため、徐々にポンプ速度を下げ、出力も74万kWに降下した。しかしながら、振動レベルが低下しなかつたため、正午から原子炉の停止操作を開始し、午後6時55分に当該ポンプを停止、1月7日午前0時発電機を解列、午前3時47分原子炉を停止した。

図4

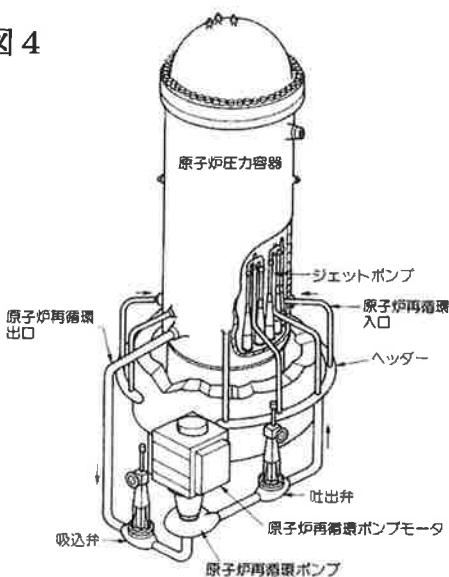


図1 原子炉再循環系統の概略

(出典) 科学技術庁原子力安全局(編) : 原子力安全委員会月報、
通巻第137号 (1990)

図5

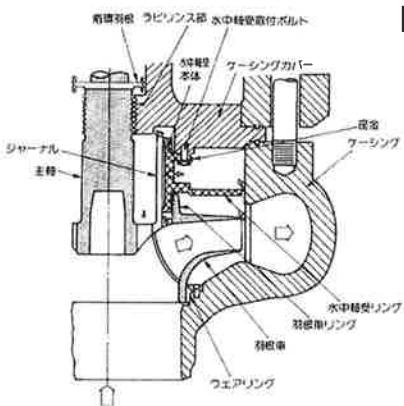


図3 原子炉再循環ポンプの断面

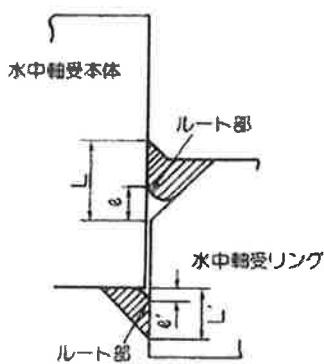
(出典) 科学技術庁原子力安全局(編) : 原子力安全委員会月報、
通巻第137号 (1990)

図4に原子炉再循環系統の概要を、図5に再循環ポンプの断面を示す。

同3号炉は1月7日から第3回定期検査を開始したが、当該ポンプを分解点検したところ、水中軸受リングが脱落、破損していたほか、ポンプ内各部の損傷が認められた。また、水中軸受取付ボルト8本のうち5本と座金5個の脱落、流出及び羽根車主板の一部の欠損、流出が確認された。これら流出部品は、原子炉再循環系配管、ジェットポンプ等から座金の一部を残して、他は回収された。その後の調査等により、磨耗による金属粉等の発生量は、30～33kg程度と推定され、その流出先から回収した量は、原子炉圧力容器、系統配管機器等から18～20kg程度、原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器等から8～11kg程度、燃料集合体から約1kg程度であった。金属粉の想定残存量は、燃料集合体等に残存しているものを除き最大47gであり、また、残存の可能性のある座金の金属片は最大4個（最大の重量1.6g／個）と推定された（以上甲A867・11乃至13頁）。

(2) 当該事故の様子—事故対策の内側からみた一審被告の対応—

1989年5月、東芝の原子力事業部のエンジニアリング部門に配属になった後藤政志は、入社そうぞう重大な事故に遭遇することになった。約16年にわたって海洋構造物の構造設計をやった経験を経て原子力に携わることになったが、たまたま福島第二原発3号機の再循環ポンプは原子力メーカーとしては東芝であったことから、東芝内に設けられた事故対策室で、事故を起こした発電所と事故調査に取り組んでいる様子を目撃することになった。後藤政志が属する部門は、現場で回収した金属片の重量を集計する作業をしていた。後藤政志自身は、まだ新入りなので横で見ていることしかできなかつたが、印象に残っているのは同年1月7日の事故が発覚から、4ヶ月経つた5月の時点でも、破損した金属片がまだ炉内に残っているので、必死で回収していることだった。当時、原子炉系に金属片が残っていると燃料を損傷する懸念があるということを聞いて、グラム単位で金属片を回収し重量を集計していることの意味を知ると共に、原子力特有の厳しさを初めて感じた。それと同時に、一審被告が1月1日から振動など異常を検知していたにも関わらず、1週間もの間ポンプを止めずにだましだまし運転していたことが、ポンプの心臓部の破壊につながったことだ。原子力に関して、小さな金属片まで徹底して調査する反面、プラント運転上の異常状態に対して、甘すぎる判断をしていることが見てとれた。この事故の第一の問題は、トラブルが発生したことを知った一審被告が、リスクを顧みず漫然と運転を続け、致命的な事故にしてしまったことである。一審被告の安全を顧みない姿勢とその体質が表れている。再循環ポンプの機能と大きさ等を知った時には、何が原因で破壊事故に至ったか、構造系技術者としては、極めて強い関心を持った。その後、事故報告書が出され、隅肉溶接部の溶け込み不足であることが一因だと分かってきたが、基本的な構造設計の問題であることがなぜ論じられないのか非常に不思議に感じた。



(1) 溶込み不足概念図

図7

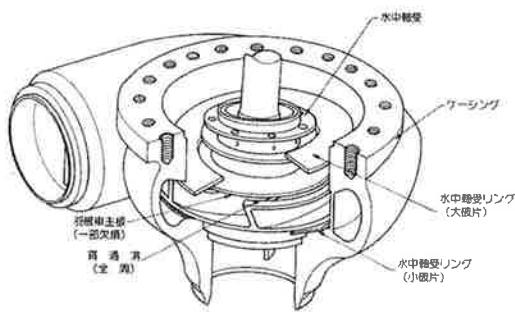


図4 原子炉再循環ポンプ(B)分解状況

(出典) 科学技術庁原子力安全局(編)：原子力安全委員会月報、通巻第137号（1991）

図6 隅肉溶接の概念図

長年、船舶や海洋構造物を設計してきた構造系技術者の目からみると、再循環ポンプのような大型のポンプでは、回転翼ではなくても、流体力や構造振動が発生することは、容易に推測できるところ、これほどの厚板部分に隅肉溶接を採用することは考えられないことである。隅肉溶接というのは、図6に示すように、上下の端部を三角形状に溶接するため、2つの隅肉溶接のルート部に溶け込み不足が発生する。また、両者の間は溶接されていない隙間（構造強度的には欠陥）ができる、溶け込み不足があろうとなかろうと、溶接されない隙間が存在する。繰り返しての力がかかると、疲労亀裂が発生することは、船舶や海洋では常識であり、少し慣れた技術者なら、隅肉溶接はさける構造様式である。つまり、船舶や海洋構造物は常に波浪外力を受けているので、主要な構造部分は原則完全溶け込み溶接を採用することが基本になっていて、隅肉溶接は主要構造部分では使ってはいけないこととされていた。原子力プラントと船舶・海洋構造物では、構造も外力も異なるが、構造設計技術者からみると、両者とも流体の流れや波の繰り返し荷重を受け、特に再循環ポンプは高速で常時回転しているため、機械的な振動による繰り返し荷重を常に受けているという点で、疲労強度を検討することは当然だと理解していた。ところが、再循環ポンプの回転部ではなく静止版の溶接部だったことからそれほど繰り返し荷重は

加わらないだろうと、疲労強度を特に検討しなかったと推測される。当時は、技術導入先のGEの設計をそのまま踏襲した可能性も高いが、主要構造の強度検討は、電力会社と東芝、日立などの日本側のメーカーがやるべきである。この再循環ポンプの疲労破壊事故は、原子力プラントの構造上の弱点を電力会社もメーカーも把握できていないと思った（以上甲A867・13乃至15頁）。

4 2007年柏崎刈羽原発の中越沖地震による被害後、耐震性の見直しをおろそかにし、同時に津波の問題をまじめに追及する姿勢を欠いていたこと

（1）柏崎刈羽原発の被害と設計想定を3.6倍も上回った地震動が襲ったこと—最大規模の地震動として設定された設計基準地震動を何倍も上回ることは耐震設計の根幹が間違っていたことを意味する—

2007年7月16日（月）午前10時13分頃マグニチュード6.8、最大震度6強の地震が柏崎刈羽原発を襲った。この地震で、3号機の変圧器が火災を起こし消火に手間取った。主排気ダクトがずれ、6号機原子炉建屋内の天井クレーンの継ぎ手部が破損、3号機原子炉建屋のプローアウトパネルが脱落した。

また、6号機の使用済燃料プール水が地震によるスロッシング（液面揺動）により飛散、1号機軽油タンク地盤沈下ほか様々な故障が応じた。なお、運転中だった3号機、4号機、7号機の高压タービンの動翼や静翼と低压タービンに接触痕が見つかった。

一審被告の報告によると、震度6強の地震動に関わらず、動翼（回転する翼）と静翼（固定した翼）の接触の程度は軽微であり、機能・振動防止等へ影響するものではないとしているが、数mmもの大きな折衝痕があり、2枚の羽根は破断しており、7号機の90枚の羽根に疲労亀裂らしい傷が発見されていることは、決して軽微と言って済ませられるものではない。羽根の接触傷や軸受けの損傷も含めて、揺れ方によっては大規模な事故に進展した可能性も十分あり得たと考えるべきである。そして、その後の調査で1号機から7号機のすべての地震被害は、大小あわせて3400件を超えた。

そのうち、重要度の高いAsクラスとAクラスの機器の損傷が計46件であったが、結果として炉心損傷等の重大な事故にいたることは避けられた。

この地震により、発電所では設計時の想定を大幅に超える揺れが観測された。原子炉建屋の地下の基礎盤上に設置された地震計で観測された最大加速度は、1号機の東西方向で680ガルであり、設計値273ガルの2.5倍に相当するものであった。2号機では、設計値の3.6倍もの水平加速度が発生した。中越沖地震で設計基準地震動をはるかに上回る揺れが発生したことから、「設計基準地震動の過小評価」が明らかになった。観測された最大加速度は水平方向加速度ばかりではなく、6号機では2.1倍もの鉛直方向加速度が観測された。

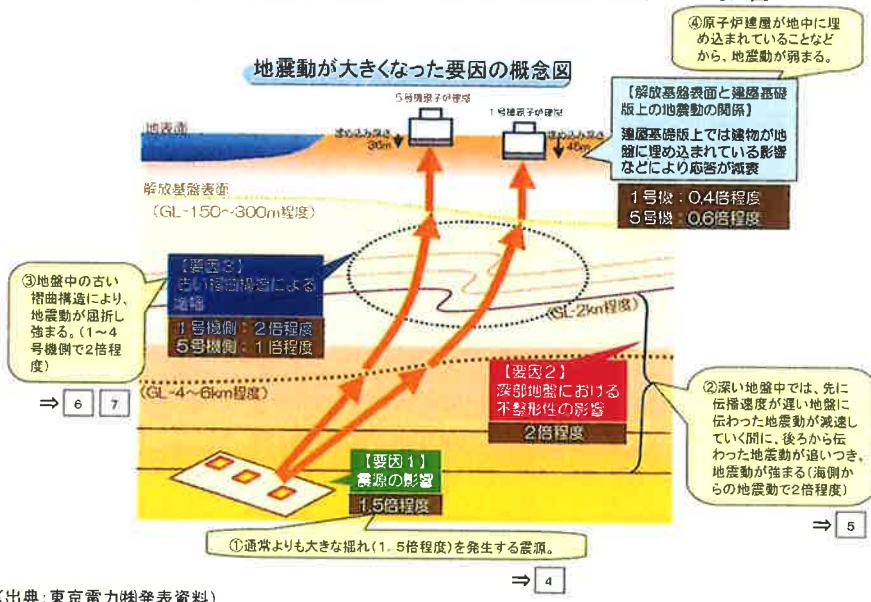
一審被告は、この大きな地震があったにも関わらず、大規模な事故に発展しなかったのは、そもそも耐震裕度が大きかったとの評価をしていた。しかし、中越沖地震の焦点は、地震動を評価する「開放基盤表面（地表から150～300m）」から建屋基礎盤上に地震動が伝わる際、約半分近くまで揺れが小さくなると評価していたものが、実際には逆に地震動が4倍近くまで増幅したことである。図8に、中越沖地震による、地震動増幅の概念図を示す。

一審被告はこの増幅の理由を、【要因1】震源の揺れの大きさが想定より1.5倍大きかったこと。【要因2】周辺地盤深部の堆積層の厚さや傾きの影響で2倍程度増幅したこと。【要因3】発電所敷地地下にある古い褶曲構造のため、1号機側は2倍程度増幅、5号機側は1倍程度だったことなどとした。

もし結果のデータがなければ調査も行われないであろうし、そもそも褶曲構造と増復の関係など一義的に決まらないはずで、厳密には分からないことになる。

新潟県中越沖地震での柏崎刈羽発電所への影響

1



(出典: 東京電力株式会社資料)

⇒ 4

⇒ 5

図8 新潟県中越沖地震時に柏崎刈羽原子力発電所で観測された地震データ

解析の概要 (福井県原子力安全対策課 平成20年6月23日)

このことは、今までの設計基準地震動の策定が安全側になっていないことを明確に示している。この地層の行動と地震動の増幅の問題は、耐震設計の根幹をなすが、問題は、調査をしないと分からることと、推測が常に安全側とは限らないことである。重要なことは、「本震時に原子炉建屋周辺の地震計で地中の記録が得られていないこと」であり、「建屋と地盤が大きく揺れた影響が含まれていること等の条件を考慮して、各号機の計算結果が原子炉建屋基礎盤上の観測記録と合うように地盤の応答解析を実施したものである」としていることの意味が問題である。要は地層の正確な状態を把握できない中に地震動の伝搬（地震波）を物理的なメカニズムから特定はできないので、あくまで推測を元に、観測結果の加速度のみを合わせる解析をしただけである。結果として開放基盤表面における推定された加速度は、旧地震加速度450ガルに対して、1号機から4号機は2.3倍から3.8倍、5号機から7号機は、1.2倍から1.7倍とされた。そもそも、開放基盤表面が号機毎に大きく違い、すぐ隣の号機の地盤特性がこれほど異なる状態で、特定の方向からきた一回限りの地震観測結果を合わ

ることで、今後発生し得る最大加速度を推定することにどこまで信ぴょう性があるのか疑問がある。こうした、最も基本的な設計基準地震動の策定で、地震動は距離と共に減衰するとは限らず、増幅することもあるという事実が明らかになった。平均的には地震動は距離と共に減衰するが、地盤の褶曲構造等によって、地震動は波動の伝搬であるから、屈折や反射、増幅、減衰等様々な挙動を示すことはありうる。物理現象としては想定されることをきちんと考えてこなかったことを事業者として心から反省をしなければならないと考える。その後、一審被告をはじめ原子力業界関係者が主張している、主要な構造が一部を除いて壊れなかつたことをもって、原発の耐震性は余裕がある、などと評価することは、地震動評価（地震波の伝搬特性等）の不確定性を考慮して耐震設計の安全性を考えた場合、極めて不適切であると言わざるを得ない（以上甲A 867・15乃至18頁）。

（2）柏崎刈羽現原発は耐震上建設してはいけない場所だった—ずさんな活断層審査「長さ30kmを超える活断層は分かっていた」—

「柏崎刈羽・科学者の会」リーフレットNo.1、2008年2月24日発行の石橋克彦（神戸大学教授・地震学者）と渡辺満久（東洋大学教授・変動地形学）の論文を引用する。

「柏崎・刈羽地域は、東北地方の日本海沿岸から信州・北陸に至る地震帶の真っ只中に位置しています。新潟県で昔からM7クラスの被害地震がたくさん起こっていることは、原発ができる前から知られていました。1502年上越、1666年上越、1670年下越、1751年上越、1762年佐渡、1802年佐渡、1828年三条付近、1847年上越、1964年新潟、などの地震です。しかもこの地域は、羽越褶曲帯と呼ばれる活褶曲帯の真っ只中でもあり、さらに、最近数十万年間の大地震の痕跡である活断層も多数分布しています。したがって柏崎付近は、大地震の危険性を想定すべき場所でした。

敷地の地盤が日本の原発の中で最劣悪であることもわかつっていました。原子炉の支持地盤は約40mも掘り下げないと出てこないのですが、それでさえも、

とうてい硬い岩盤とは言えません。要するに、耐震安全性の観点から、原発を建設してはいけない場所だったのです。

ところが政府は1977年に、活断層の専門家の警告も、立地の条件を定めた審査指針も無視して、柏崎刈羽原発1号機の設置許可を出してしまいました。その後も、次項でみるように長大な海底活断層を見逃して、増設を許してきたのです。地震という自然現象に対する無知となどりと言うほかありません。その誤りが、2007年新潟県中越沖地震によって白日のもとにさらされたわけです。

1991年に設置が許可された6、7号機の安全審査において、一審被告も政府側も、柏崎刈羽原発の安全性にかかわるような海底活断層は存在しないとした。

ところが中越沖地震後、渡辺ら（渡辺満久・鈴木康弘・中田高：日本第四紀学会講演要集、37分冊、4（2007））が設置許可申請書に掲載されている音波探査記録を見たところ、長大な海底活断層をいくつも認定することができました。おもなものは四つあり、そのうちの三つは、佐渡島と柏崎の間の凹み（佐渡海盆）の両縁にあります。

一審被告は2003年6月に、F-B断層を長さ20kmの活断層と評価し直して原子力安全・保安院に報告しましたが、一審被告も保安院も公表しませんでした。2007年12月になってようやく、F-B断層は長さ23kmの活断層と公表したのでした。一審被告は、この活断層は「最近の知見」でやっとわかったものであり、申請当時にはわからなかつたと強調しています。しかし、それは大きな間違いです。渡辺らは、1980年にはすでに常識となっていた認定基準にもとづき、申請時の一審被告の資料を見て活断層を見出したのです。一審被告の活断層評価は、位置も長さも間違っています。この海域でもっとも重要な活断層は、F-B断層ではなくて、図3の佐渡海盆東縁断層です。その長さは30km以上もあり、M7.3～7.7程度の大地震を発生することが考えられます。

このように、柏崎刈羽原発周辺海域の活断層の調査と審査はきわめて杜撰で、一審被告と政府は、非常に特殊な活断層の認定・評価をおこなったと言わ

ざるをえません。申請や審査の段階でM7以上の大地震を想定すべきであったのに、それに「気づかなかつた」ことは重大な問題です。ところが、一審被告と政府は、その責任を明確に認めることなく、新たな調査を進めると言いつつ闇雲に再稼働を急いでいます。このような姿勢では、ふたたび同じことが繰り返されるに違いありません。」（以上引用）。

柏崎刈羽原発の敷地がいかに不適切な立地であるか明らかであるが、一審被告はこの問題を真摯に検討しようする姿勢がなく、原発を運転する資格が問われる（以上甲A867・18乃至20頁）。

（3）7号機の原子炉再循環ポンプモーターの耐震疑惑－隠ぺいされつづける再循環ポンプ・モータケーシングの耐震脆弱性－

新潟県技術委員会の設備小委員会で議論になった、7号機の原子炉再循環ポンプは、ABWR（改良型沸騰水型原子炉）で採用された、原子炉の下部に溶接付けでぶら下がっている長さ2m程度の水中ポンプ（インターナルポンプ：RIPという）で、10台ある。

従来型のBWR（沸騰水型原子炉）では、運転時に原子炉の循環水を炉外へ引き出し、配管と大型の再循環ポンプで循環させて原子炉にもどす、再循環系統が2基あるが、ABWRでは、配管破断のリスクを下げるため、再循環配管を無くして10台のポンプを原子炉に直接接続し、回転翼を原子炉内で回すことによって原子炉水を循環させる仕組みになっている。

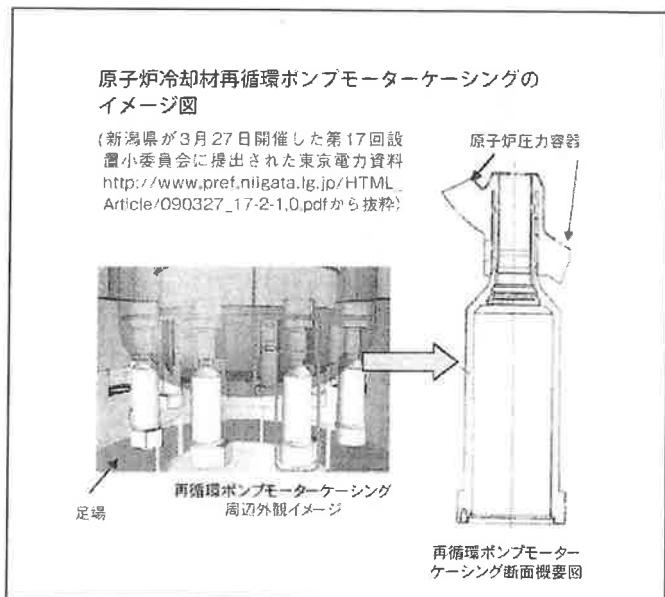


図9 再循環ポンプモーター
ケーシングの構造

インターナルポンプは、その構造から地震時の揺れで、原子炉接続部の強度が、許容基準値（許容応力）207MPaに対して、基準地震動Ss（基礎盤上738ガル）に対する応答値が195MPaと余裕が6%しかないことが分かった。

耐震強化工事用に基礎盤上1000ガルを想定すると、応答値が240ガルと、許容応力207MPaをはるかに超えてしまう。これらの応答値は、耐震計算における減衰（耐震計算で自然に揺れが減少していく割合を示す。小さいほど揺れやすい。）をJEAG4601に記載されている機械装置値である減衰1%とした時の値である。一審被告は、試験をやって確かめたから減衰3%を使うと、応答値は基準地震動で183MPa、耐震強化工事用1000ガルで190ガルとなるから、許容応力207MPaより小さくなるので問題ないと主張した。ところが、一審被告は、かつて健全性評価でも、その後の耐震安全性評価においても、JEAG4601に規定されている減衰定数1%を使ったと報告書に明記していた。しかるに、新潟県の設備小委員会でインターナルポンプの安全裕度が極めて小さいことが問題になると、一審被告は一転して「7号機の建設時には減衰定数3%を使用した」と主張し始めた。3%の根拠となる論文は建設時に柏崎刈羽6、7号機の設計のためにした振動試験ではなく、中部電力と東芝が浜岡5号機のために行った実験の論文であることが、委員の追求にあって明らかになった。しかも

実験が行われたのは、1997年10月～98年3月というから柏崎刈羽6, 7号機の設計時期から10年以上もあとのことである。呆れてものが言えないような大ウソを、一審被告が新潟県の小委員会と保安院・構造ワーキンググループでまことしやかに述べてきた罪は重大だ。当時、国が誰がそのような極めてデータ数の少ない試験結果を示す論文を減衰定数3%の科学的根拠として認めたのかを保安院に問うと、保安院は、記録がないので分からぬがそれらの論文が根拠になったことは確かなことと思われる、などとして一審被告をかばった。しかし、一審被告が建設時に減衰定数1%を使用したのであれば、3%という強弁がウソになる。耐震設計技術（JEAG4601）の杜撰な運用は免れないし、審査した保安院の責任も免れない（以上甲A867・20乃至22頁）。

5 津波の長期予測が出された時期に、津波の予測データの信ぴょう性が不確定なことを理由に、対策を怠ったこと

元国会事故調査委員会の協力調査員として、津波部分を担当したサイエンスライターの添田孝史は、「原発と大津波警告を葬った人々（岩波新書2020年7月6日第6刷）」のプロローグp.ix～xで「結論から言えば、想定を超える津波が来るおそれがあること、そしてその場合は炉心損傷や全電源喪失を引き起こすことを、一審被告や保安院は知っていた。津波は予見されていたのだ。証拠となる文書が多数残っている。津波想定の見直しは、1993年に北海道南西沖地震がきっかけだった。この地震では、高さ30m以上まで津波が遡上した奥尻島を中心に約200人が亡くなった。このころは、電事連は原発の想定津波が時代遅れになっていることに気づき、対策を検討し始めている。そのころまでに建設された原発は、限られた歴史資料に記録が残っている津波か、近くの活断層によって生じる津波しか想定していない。ところが地震学の進歩によって、プレート境界ではそれより大きな津波が起こる可能性がわかってきていたのだ。この津波こそ、福島第一原発をおそった津波である。電事連（電気事業連合会）が1997年に開いた会合で、こう報告されたことが議事録に残っている。各電力会社の原子力担当常務クラスが集まった会合だった。『この考えを原発に適用すると、一部原子力発電所

において、津波高さが敷地高さを超えることになる。』『従来の常識だけでは考えられない地震が発生しており、自然現象に対して謙虚になるべきだというのが地震専門家の間の共通認識になっている。』東北地方太平洋沖地震の14年前に報告された、このような問題意識のもとに想定の見直しや津波対策を進めていれば福島第一原発の事故は防げただろう。ところが電力業界はそうしなかった。安全より経済性を重視した。』と記している。このような背景を元に、阪神・淡路大震災の失敗を受けて、地震調査研究推進本部（地震本部）が1995年に設立されたこと、その後の研究をもとに、三陸沖から房総沖までを8つの領域に分け、それぞれで起こりうる地震を予測した。特に注目されたのは「三陸沖北部から房総沖の海溝寄り」の細長い領域で発生が予測されたM8.3の津波地震だった。津波地震とは、断層が通常よりゆっくりずれるためゆれは小さいが大きな津波を起こす地震で、1611年、1677年、1896年と過去400年間に3回起きたことから、次に同様な津波地震が起きる確率は今後30年以内に20%程度と予測した。岩手沖で発生した1896年の明治三陸地震では、最高38mを超える高さまで遡上する津波が起き、2万人以上が亡くなった。これと同じような津波が、宮城沖や福島沖、茨城沖でも高い確率で起きる危険性があることを示していた。そして、一審被告が2008年3月にシミュレーションをして得た結果では、長期評価が予測したこの津波地震は、福島第一原発に最大15.7mの津波をもたらすものだった。

東北大学理学部の箕浦幸治教授（2011年当時）は、地層の中から津波堆積物調査することで、過去の大津波を調べる方法を1986年に世界で初めて報告したとされる。

箕浦教授の協力で、東北電力女川原子力発電所の研究者が、津波堆積物調査で1990年に貞観地震（869年）による大津波の痕跡を発見し、その後の調査で仙台平野は、800～1000年間隔で津波に襲われていたこと、貞観の津波は相馬も襲つたことが明らかになった。

その後の調査も踏まえて、仙台平野の貞観地震による津波の浸水域が2011年3月の浸水域とほぼ重なることがわかった。貞観の津波は津波地震ではなく大きな揺れを伴う地震動によるものであったが、理論上、津波が想定される領域で津波

の痕跡が見つかったことは、貞觀の津波による被害に相当する津波がこれからも起こりうることを示している。津波堆積物調査により貞觀津波の再来の可能性があることと、地震本部長期評価（2002）が警告した日本海溝沿いの津波地震による津波の二種類の津波が、福島第一原発の新たな脅威として1990年代以降浮かび上がってきていた。東北地方太平洋沖地震は、この2種類の津波が同時に引き起こしたと考えられている。「貞觀津波」は水位が高い状態が長く続き、これは海底のずれは比較的小さいが、ずれ動く面積が大きいため、高水位が長く保たれる。一方「津波地震」は、水位が高いのは短時間だが鋭く破壊的なエネルギーの波形になる。海溝沿いで海底が非常に大きくずれ動くためだ。ここで、重要なことは、どちらかでも想定して対策をとっていれば、原発の被害は格段にちいさかったろう。しかし一審被告は何度も想定見直しの機会があったにもかかわらず、二つの津波から目をそらし続ける。一審被告は2000年に津波想定を約5mに、2002年には5.7mに引き上げたが、この二つには備えなかったことである。科学的に完全には予測しきれていないが、大きな津波が起こる可能性が見えてきた時に、何もしなかったことは、原子力発電所が持つ津波による浸水の被害の危険性を最も理解しているはずの一審被告にとっては、許されざる行為である。大津波が発生する証拠が確実になるまで何もしない、自分で証拠を積極的に集めることもしない、という選択。「まだよくわかっていないから」というのは、これまでの公害事件でも対策の先延ばしに頻繁に使われた口実だが、一審被告はこれを選んだ。一審被告は、福島第一原発に高さ8.6mの津波が予想される事を1997年7月には知っていた。地震本部が発表した津波地震は、それまでのものに比べてエネルギーがさらに二倍大きなものだ。一審被告は、地震本部による津波を計算し15.7mという結果を知ったのは、2008年になってからと説明しているが、地震本部が津波地震の予測を発表した1週間後の2002年8月、地震本部海溝型分科会の委員に出した一審被告で津波対策を担当していた社員の電子メールの意見照会でも、2002年時点で8.6mを上回る概算は得ていたと推測される。一審被告が津波地震の検討を再開したのは、5年後の2007年11月からで、それまで何をしていたのかはっきりしない。津波対策物の調査に乗り出したのは09年で、東北

電力から20年以上も遅れた。一審被告は「正確な波源モデル《海底のどの領域が、どのように動いて津波を起こすかのモデル》が研究者から提示されなかつた」ことを対策に着手しなかった理由として再三主張している。

一審被告は、この後、2008年に地震本部の予測15.7mを知り得た以降も、様々な言い訳をするばかりで、対策をせずさらに、例え対策をしようとしても、津波が正確に予測できないことを理由に「津波対策ができる有効な技術がなかつた」とか、「津波対策をしても津波による被害を避けることは困難だった」などとして事故を回避できなかつたと、各裁判で主張してきた。後藤政志は、大きな津波がくる可能性が分かつた段階で、早急に回避措置をとることは、原子力プラントの事業者として当然の義務であり、例え、津波の予測に不確かさが多くあろうと、安全性の考え方立って余裕を持った対策をすることは、工学的に十分可能であったことを、過去に約16年ほど船舶・海洋構造物の技術に携わった経験を持った技術者として、他の裁判でも主張してきた。津波に対する対策は、防潮堤だけでなく、建屋の水密化や重要な機器室の水密化および電源盤や非常用電源設備の高所への設置等複数の方法が考えられ、多重防護の視点からそれらを少なくとも2008年以降早い時期に実施していれば、福島第一原発事故は回避できたはずである（以上甲A867・22乃至26頁）。

6 海洋投棄に際しての放出水の成分についての虚偽報告をした

アルプス（多核種除去設備。トリチウムを除く放射性核種を除去できる設備）処理水の処理方法を巡って、政府の「多核種除去設備等処理水に関する小委員会」で議論をしている時に、一審被告は、「トリチウム以外のものは何とかできている。」と説明したが、トリチウム以外の核種について、一審被告は情報を委員には隠しており、委員会で検討されていない。実際にはアルプス処理水にはトリチウム以外のヨウ素129やストロンチウム90、ルテニウム106など放射性物質が告示濃度基準を大幅に超えていた。一審被告はその重要な事実を資源エネルギー庁の廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議の会合（2014年12月25日）で事前に説明し、規制委が設置した特定原子力施設監視・評価検討会の第2回、第3回でも

説明していた。また一審被告は、実績については、2015年と2017年以降ともに、個別の面談やヒアリングの場で説明したと述べている。

しかしながら、最も重要な市民の関心の高いトリチウム汚染水の処理を議論する同委員会の委員たちには公式の場で説明されていない。トリチウム以外の核種が除去できていないことを委員会の委員に長期に渡って隠していたことだけでなく、トリチウム汚染水に関する市民向け説明・公開資料でも、「トリチウムを除く放射性物質の大部分を取り除いた状態」と虚偽の説明をしていた。

トリチウム汚染水については、その処理方法を巡って委員会で議論する一方、市民の間でトリチウム汚染性の大量放出は、人や環境に対して安全性が保障されていないことから、あえて外界に放出せず、大型タンクへの長期保管や、モルタル固化などの代替案が原子力市民委員会から提案されている。希釈して海洋放出をする必然性も正当性もないが、ここでは、そのことをひとまず置き、トリチウム水に代表される、放射性物質の実情を意図的に隠してきた一審被告の姿勢と、関係する委員会の運営に関して極めて不適切なやり方であることを指摘しておく（以上甲A867・26乃至27頁）。

7 一審被告の発表した福島第一原発の原子炉建屋の事故後の耐震性は100%は本当か

事故を起こした1号機、3号機、4号機の原子炉建屋は、地震と水素爆発により大きく損傷している。その後もたびたび大きな揺れを伴う地震が発生しているが、まだ建屋内部に溶融デブリや、1号機、2号では使用済燃料が高い位置に残されている。一審被告が現在の建屋の耐震性を100%として評価することは、建屋に大きな損傷を発生させる危険性が高いのではないか。大きな地震動を受けた鉄筋コンクリート構造はひび割れが発生し固有周期が大幅に大きくなる（固有振動数が小さくなる）場合がある。建設当初の建物の耐震強度と一度大きな地震動に見舞われた建物の場合では、全く違う揺れ方をするし、強度も異なる。女川原発2号機では、過去にみまわれた地震によるひび割れで、剛性が最大70%低下、固有周期が最大2倍程度に変化した。福島事故炉の耐震性評価で、地震で建屋の

強度がどこまで落ちているか、固有周期の変化により原子炉建屋上部にある使用済み燃料プールのスロッシング（地震で水面揺動が起り、地震力が増加し、プール水が波立ち逸水する現象）の影響など諸点がきちんと評価されているのか、疑問が残る。女川2号機の問題では、東北電力が地震で固有周期が約2倍にもなったが、後の検討で鉄筋コンクリート構造の終局耐力は大きくは変わらなかったとの検討結果を出している。

しかしながら、固有周期が大幅に変わることは認めており、耐震設計における解析条件が大きく異なるため、建屋の剛性を大幅に小さくして耐震解析をしないと、振動特性が変わることになり、建物内にある機器類や配管などの応答が全く違ってくることに留意する必要がある。地震で亀裂が入り、損傷した構造物の終局強度を、大きく変わらないとする評価は、損傷した構造物に再度同様な地震動を繰り返した場合の評価である。阪神・淡路大震災のように、周期1、2秒程度のパルス状のいわゆる「キラーパルス」により大きく揺れた場合に、地震による揺れの前後で強度が落ちている可能性があり、こうした破壊モードの違う強度評価を実施していないことが問題である。そもそも、終局強度を最大せん断ひずみだけで評価しているが、建築構造の秋山宏（東大名誉教授）が確立した地震動による入力されるエネルギーの総和で耐震強度を考えると、地震損傷後の終局強度は残存強度が地震損傷のない状態にくらべて落ちていると考えることは、科学的に合理的である。一審被告は、不確かな仮定や条件の中で、安易に終局強度が十分あるなどという結論を出すべきではない。工学技術にも自ずと不確かなグレーゾーン領域があり、設計上は安全率でカバーされていることが多いが、どこまでもつかという終局強度については大きなばらつきがあると考えるべきであろう（以上甲A867・27乃至28頁）。

8 地震計と地震動データの取得に対する一審被告の対応の無責任さ—耐震設計を実施する基本の姿勢がなっていない—

過去に一審被告は、何回も地震時に地震計のデータを取得しそこなっている。耐震設計は、設計基準地震動を想定して行うが、サイトの地盤の特性を把握する

ことが、非常に重要であるにも関わらず、地震計の故障や、データ記録システムの不具合など、毎回のように地震データの取得に失敗している。これで、耐震設計をはじめにやってきているとは、到底言えない。

一審被告は、2007年新潟県中越沖地震の1号機から7号機の基礎マット上の地震計で観測した最大値を同年7月19日に公表した。

同時に、地震観測記録のうち、1号機、5号機、6号機の建屋および敷地地盤の観測記録の本震データ（63台分）について、地震動の波形が消失していることが確認されたことを公表した。「データ消失の原因は、既設地震計における地震観測記録データの伝送方式として、発電所内の観測装置から通信回路を経由して東京のサーバーに転送することとなっていましたが、今回の地震では短時間に多くの余震が連続して発生したこと、地震時の通信回線が輻輳したため転送するのに時間がかかったことにより、観測装置内に記録・保存されていた本震の記録等を転送する前に新たな余震記録により本震記録が上書きされたためです。」と説明した。

福島老朽原発を考える会（ふくろうの会）のブログによると、柏崎刈羽原発で地震記録データが失われたのは、全97台のうち、63台分であったとされる。具体的な場所も示されている。しかしながら、失われたデータの中には、1号機の地下250m、5号機の地下300mのデータなど、地震動の評価に用いる解放基盤面に相当する場所の地震記録もあり、本来耐震設計に反映されるべき重要なデータを失ったことになる。一審被告は、他のデータがあるので、支障ないと主張しているようだが、耐震設計の解析精度の確認に欠かせない実機のデータを大量に失ったことの重大性と耐震設計上その意味合いを無視する態度は、原発の耐震強度を論じる資格などないと言って過言ではない。さら、データが失われたのは、能登沖地震で志賀原発の地震記録が失われたのと同じ理由だと一審被告は説明している。一審被告は直ぐに手を打っていなかった。一審被告は、2004年新潟県中越地震の際にも、落雷によるトラブルに起因して、1号機のデータがとれなかつたとされている。一方で、建屋についてはたくさんデータが残っており、地盤についても最大加速度は残っていると主張している。余震のデータも残っている

と主張しているが、一審被告本社と交渉したその場で明らかにするよう求めたが拒否されている。地震による実プラントデータを、何回となく失ってしまいそれを悪びれることもなく“問題ない”などと言うような一審被告に、果たしてまともに耐震強度評価ができるのだろうか、疑問である（以上甲A867・28乃至29頁）。

（まとめ）

一審被告は、2000年代のデータ改ざん問題を筆頭に、何十年も隠していた制御棒引き抜き事故かくし、2020年以降の柏崎刈羽原発における一連のセキュリティーに係る違反の数々、トリチウム汚染水に含まれていた高濃度の核種のデータの意図的開示拒否等々、数えきれないほどのデータ隠し、改ざんをやってきた。

また、他方で、福島第二原発3号機のように多くの危険な兆候を無視して再循環ポンプの運転を続け、炉心に金属片が入る極めて危険な事故を起こしている。耐震設計や耐津波に関しても、原子力プラントの安全を確保する姿勢に欠け、実機の地震計測データの度重なるデータ喪失など、どれをとっても、原子力プラントを運転する誠実さを全面的に欠落していると言わざるを得ない（甲A867・29乃至30頁）。

以上