老朽美浜３号機運転禁止仮処分申立事件

債権者　　石地　優　外８名

債務者　　関西電力株式会社

準　備　書　面（１）
（運転４０年を超える老朽原発の抱える危険性）

２０２１（令和３）年６月２１日

大阪地方裁判所　民事部　御中

債権者ら代理人弁護士　　河　合　弘　之

同　　井　戸　謙　一

ほか９名

本準備書面では，本件仮処分申立書第６章第３を受けて，運転４０年をこえる老朽原発の抱える危険性について，全体的な主張をする。

【目次】

第１　はじめに 3
第２　老朽化した原発・型の旧（ふる）い原発が抱える危険性・リスク 3
１　老朽化した原発の危険性 3
２　１９７０年代の原発の型の旧（ふる）さ 16
３　劣化管理が困難であること 28
４　老朽化した原発におけるヒューマンエラーのリスク 32
第３　福島原発事故が提起した老朽原発の問題 36
１　福島第一原子力発電所原子炉の運転開始時期 36
２　最も旧い１号機での問題 37
３　福島原発事故進展過程における不可解な事象 38
４　被害が拡大した原因にも老朽化が関わっていること 40
５　老朽化が事故の主要因となった可能性もあること 40
６　小括 42
第４　老朽化に伴う，主給水ポンプの破損と外部電源の喪失による具体的な危険 43
１　はじめに 43
２　主給水ポンプの破損と外部電源の喪失 43
３　老朽化による危険 47
第５　結語 50

【本文】

第１　はじめに

本書面は，運転４０年を超える原発を稼働させることのリスク，危険性について総論的に述べるものである。

債権者らが本件仮処分申立書において，地震によって本件原発が重大事故を起こす蓋然性があることを主張した。想定を超える地震動に襲われた場合，新設の原発であっても重大事故発生の危機に陥るが，それが老朽原発であれば，重大事故発生のリスクが飛躍的に高まる。また，想定内の地震動に襲われた場合であっても，老朽原発の場合は，把握されていなかった脆弱性によって，重大事故に結びつく危険が大きい。そこで，本書面では，老朽化した原発に共通して存在するリスク・危険性について前提として理解しておくべき一般論を述べる。

老朽原発の安全性や，許認可についての具体的審査基準の合理性ないし審査過程の過誤・欠落を判断するにあたっては，こういった老朽化した原発に共通して存在するリスク・危険性についての前提理解が念頭に置かれねばならない。

第２　老朽化した原発・型の旧（ふる）い原発が抱える危険性・リスク

１　老朽化した原発の危険性

(1)　原発は常に過酷な環境下におかれていること

原発は，核分裂により発生するエネルギーで発電をする施設である。すなわち，核分裂連鎖反応を制御しつつ，これを継続的に起こさせることによって熱エネルギーを発生させ，発電用のタービンを回転させる蒸気を生み出す仕組みとなっている。

そして，加圧水型原子炉（PWR）では，原子炉内を加圧することで原子炉の冷却材（一次冷却材）である水を沸騰させることなく高温（約３２０度），高圧（約１５７気圧）の熱水状態で維持している。なお，１５０気圧というのは直径４メートルの原子炉容器を想定すると内面１平方メートル当たり１

５００トンの力がかかるほどの圧力を意味する。このような高温・高圧の熱水（一次冷却水）を熱源として，蒸気発生器において別の系統の水（二次冷却水）が蒸気に変えられる。このように，PWRでは原子炉容器及び一次冷却材系統を中心に，極めて過酷な環境（高温度・高圧力）で稼働がされる。

また，原子炉容器等は，核分裂によって生じる中性子が照射されることで金属素材が脆化する（中性子照射脆化）という脆化の問題も抱える。

そして，脆化した原子炉の本体である原子炉容器に，地震，津波，火山等の自然現象やヒューマンエラー等により事故が生じ注水が行われ，加圧熱衝撃[1]が生じた結果，下図のように，原子炉容器が瞬時に破損する危険性を潜在的に有している（甲第７６号証・ＮＨＫ作成のシミュレーション動画）。これが中性子照射脆化による原子炉容器破損の危険である。

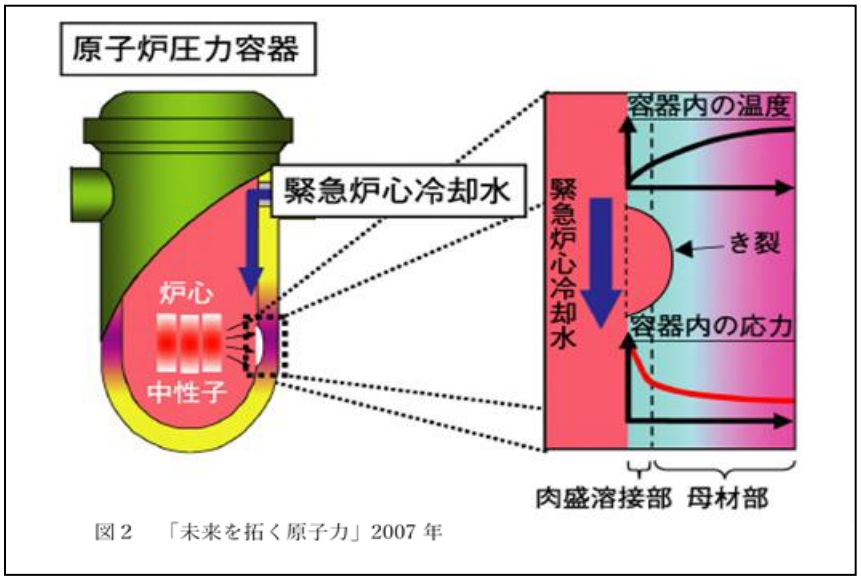


図２　「未来を拓く原子力」2007 年

そして，原子炉容器が瞬時に破損した場合，最悪の場合，容器の破片が周辺に飛び散り，内部に閉じ込められていた放射性物質が外部に放出されるという大惨事となる。

[1] 圧水型原子炉における加圧された運転状態において，事故時に，非常用炉心冷却系の作動に伴う冷却水の炉内注入等により原子炉圧力容器が急激に冷却され，原子炉圧力容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生する事象をいう。

なお，法（運転期間延長認可制度）は，原子炉容器に亀裂のあること及び「加圧熱衝撃」が発生することを前提にして，その場合でも原子炉が健全性を維持することを求めている。これは注水が生じる過程には，地震や津波，火山等自然災害から，人災（ヒューマン・エラー）等様々あり得，その全ての可能性を排除することはできないため，深刻な災害を万が一にも起こすことのないよう原子炉に注水が生じることを前提にそれでも原子炉が健全性を保つことを要求しているものといえる。

しかし，この中性子照射脆化の審査には，脆化予測や加圧熱衝撃評価が不合理であること，評価の元になる監視試験片の原データを債務者が規制委員会に提出していないことなどの問題が明らかとなっている。

本仮処分ではこの中性子照射脆化の問題を詳しく論ずることはしないが，老朽化した原発において地震等の自然現象により原発に注水が行われた場合，中性子照射脆化の問題と相まって極めて深刻な事故に至る可能性のあることは念頭に置かれねばならない。

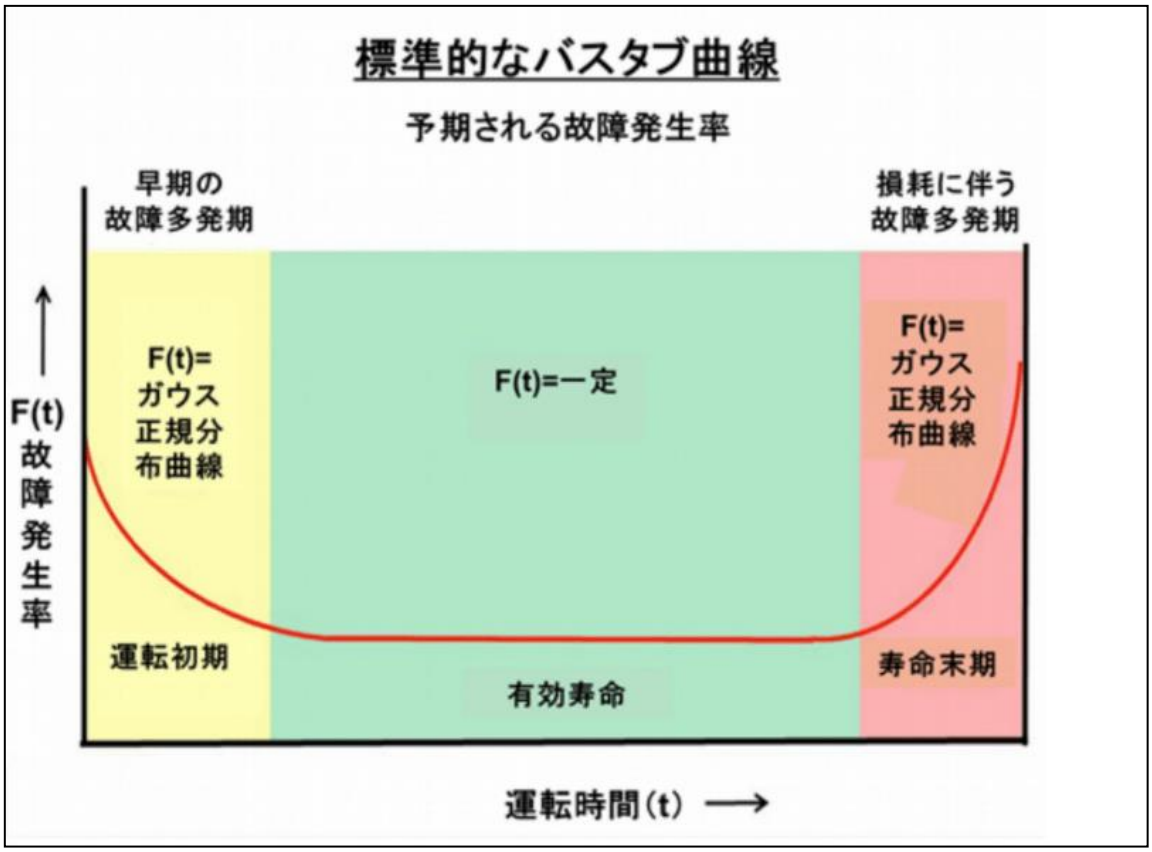
このように過酷な条件下での稼働が前提となる原発は，各箇所に常に高い負荷がかかるものであり，脆くなった部分に負荷がかかることから，本来的に経年劣化が進みやすく，いわば本来的に事故が発生しやすい施設としての特質を持っている。

(2) 機械の故障は「バスタブ」状に増加すること

上記のような過酷な環境下で稼働することに加え，原発は後述するように主要な機器の交換等が行えないことや，修繕を行うべき場所が多岐に及ぶことなどから，故障の発生頻度は下図のような「バスタブ曲線」を示すといわれている。すなわち，原発は建設後初めて運転する時に，初期故障が頻繁に発生する。

その後安定期が続くが，一定年数を経た晩期にはまた徐々に弱点が現れて故障頻度が増していく。これを「バスタブ曲線」と呼ぶ（甲第７７号証・佐

藤暁「意見書」・３頁，甲第７８号証・筒井哲郎「古い原発はなぜ危険か」



５頁～６頁）。

（佐藤意見書（甲第７７号証）２頁より）

バスタブ曲線に沿って故障率が上昇するのは，当然安全上重要な構造物，系統，機器（SSC）についても言えることであるため，それによってプラントの安全性が低下していく懸念がある（甲第７７号証・佐藤暁「意見書」・３頁）。

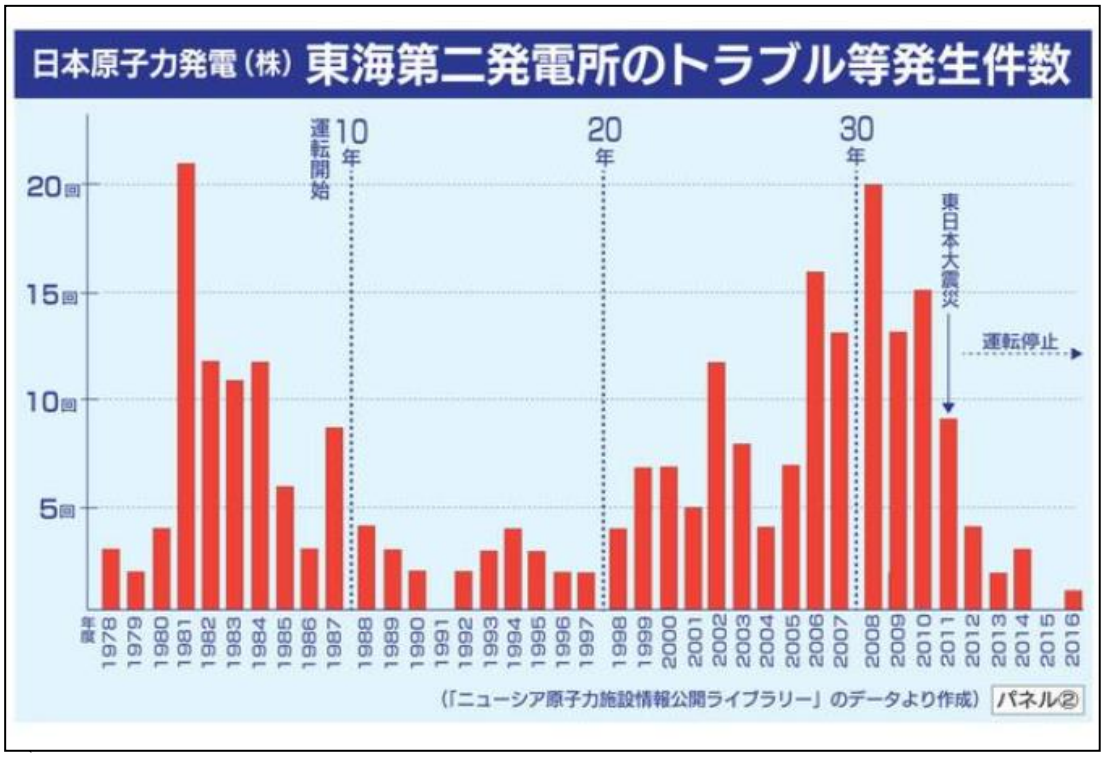
なお，米国においては，このような理由による安全性の低下が規制機関（NRC）の論点となり，認可更新の担保は，原子力発電所の運転事業者によって運用される適正な劣化管理計画（AMP　Ageing Management Program）によることとされ，これが安全審査の最も重要なポイントになった（第７７号証・佐藤意見書３頁）。

(3)　実際に老朽化した原発で故障やトラブルは頻発している

実際，老朽化した原発においては上記のバスタブ曲線のように故障やトラブルが多発しているという現状がある。

例えば，東海第二原発のトラブル発生件数の推移は下図の通りである。

初めのおよそ１０年間に初期故障が頻発し，それらを克服した後の１０年間は安定期にあり，２０年間を経過してからはトラブルが漸増して３０年経過後は高止まりしている状況がわかる（甲第７８号証・筒井哲郎「古い原発はなぜ危険か」７頁）。



甲第７８号証・筒井哲郎「古い原発はなぜ危険か」７頁より引用）

東海第二原発以外の原発においても，稼働年数が進むにつれて，多数の事故が発生している（甲第７９号証・「老朽化する原発ー技術を問うー」上澤千尋『１老朽化すすむ原発』５頁以下）。具体的には，

・燃料棒の損傷

・蒸気発生器伝熱用細管の損傷・破断

・湿分分離加熱器配管の減肉・疲労割れ

・制御棒駆動装置案内菅のキャノビーシール損傷

・加圧器逃がし弁配管用ノズルのひび割れ

・再生熱交換器連絡配管や銅側出口配管の疲労割れ

・原子炉容器上ふた制御棒駆動装置取付ノズルのひび割れ

・原子炉冷却材入り口ノズルのひび割れ

・原子炉容器底部の計装用ノズルのひび割れ

・余熱除去系統配管のひび割れ

・化学体積制御系配管のひび割れ

・給水加熱器伝熱菅の損傷

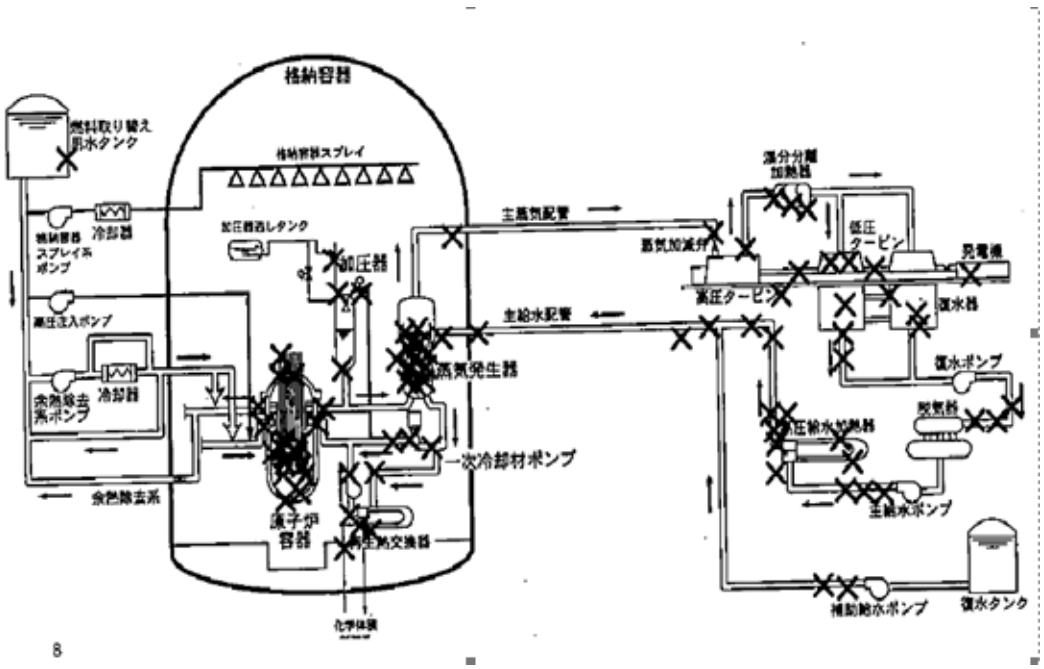
・給水ポンプおよび一次冷却材ポンプのシール部の損傷

・低圧タービン静翼の破損

・復水配管の破裂

など書き切れないほどのトラブルが発生している（甲第７９号証・「老朽化する原発ー技術を問うー」７頁）。

このような事故・故障箇所をPWRの概念図に落としていったものが以下の図である。



（甲第７９号証・「老朽化する原発ー技術を問うー」８頁）

この図をみると，原子炉容器や蒸気発生器等，一次冷却水循環器系を中心にして，ほぼ全ての箇所で事故・故障が生じていることがわかる。なお，こういった事故・故障箇所は，運転延長認可に際して要求される具体的審査基準が特に点検を必要としている事項に関わりなく発生している。

このように，老朽化した原発の稼働は，随所に多数の故障やトラブルを生じさせるリスクを抱えていることから，運転期間を延長させて稼働させるとすれば更なる厳格なチェックが必須となる。

(4) 老朽化した原発の運転に伴う事故発生確率

他方で，老朽化した原発において多数の故障・トラブルが生じうるとしても，炉心が損傷するような重大事故に至る可能性が全くないのであれば問題はないという考え方もありうるかもしれない。

この点について，米国においては，炉心損傷頻度（CDF）と大規模早期放出頻度（LERF）といった重大な事象の頻度について安全目標が定められている。米国においては従前より商用発電用の原子炉に対してどれほどの安全水準を目安とすべきかについては議論があったが，スリー・マイル・アイランド（TMI）事故をきっかけに本格的な議論が行われるようになり，１９８６年，NRCの方針声明（Policy Statement）という形で初めて公式に安全水準が定められた。ここでは「安全目標（Safety Goal）」として，炉心損傷頻度（CDF）と大規模早期放出頻度（LERF）に対して，次のような数値目標が言及されている（甲第７７号証・佐藤意見書６３頁）。

■米国における商用発電用の原子炉に対する安全目標

	炉心損傷頻度(CDF)	大規模早期放出頻度(LERF)
既設炉	10^{-4}/炉年	10^{-5}/炉年
新型炉	10^{-5}/炉年	10^{-6}/炉年

この方針声明では，CDF = １０-４/炉年について，「１００基が１００年間運転（１０,０００炉年）した場合に炉心損傷事故が１回起こる頻度」と説明される。

なお，これは，「１００基が１００年間運転するまでは炉心損傷事故が起こらない」と同義であるとうっかり誤解されがちであるが，そうではないので注意が必要である。もちろん一年目に事故が発生することもあり得る。

また，各原子炉に対して個別に考えた場合には，１年間の運転の間，炉心損傷事故を免れる信頼度が９９.９９％であると理解し，これほどならば，とつい心を許してしまいがちでもある。

しかし，世界にある約４５０基が４０年間，ないし６０年間運転することによる長期的集団リスクとして考えると，全基が４０年間にわたって炉心損傷事故を免れる幸運に対しては，１６.５％の確率が期待されるだけで，むしろ，事故発生回数１，２回の場合の確率の方が高く（下図のようにそれぞれ２９.８％と２６.８％），３回の場合でさえ１６.１％にも上る。

更に，仮に世界の４５０基の原子炉全てに対して２０年間の期間延長について認可更新が認められた場合，全体の事故リスクは，顕著に高くなる。

無事故を期待するのはかなり悲観的となり，むしろ１～５回の事故の発生を覚悟しなければならなくなる（甲第７７号証・佐藤意見書６４頁）。

つまり，下図のように，１～５回の事故（炉心損傷事故）の発生が８７.５％という計算になる。しかも，これは，米国において定められた「安全目標（Safety Goal）」を達成できたとしても覚悟しなければならない事故発生の確率だということに注意が必要である。

■４５０基の原子炉を４０年間，または６０年間運転した場合の事故発生確率(%)

事故発生回数 CDF･運転期間		0 無事故	1	2	3	4	5	6	7	8以上
10^{-4}/炉年 (既設炉)	40年	16.5	29.8	26.8	16.1*	7.2	2.6	1.0		
	60年	6.7	18.1	24.5	22.0	14.9	8.0	3.6	1.4	0.7
10^{-5}/炉年 (新型炉)	40年	83.5	15.0	1.4	0.1					
	60年	76.3	20.6	2.8	0.3					

*： たとえば，４５０基の既設炉（炉心損傷発生頻度１０-４/炉年）が４０年間運転する場合で，事故が３回発生する確率は，０．９９９９１７９９７ x ０．０００１３ x １８０００C３ = ０．１６１ と計算される。

以上の事故発生確率の計算を，意見書の中で行った原子力コンサルタントの佐藤暁氏【同氏は，約２０年GEの技術者として原発の検査，修理，改造，新技術開発，新設プラントの設計，建設，試運転等に関わり，２００２年からは原子力コンサルタントとして原子力関連の企業，電力会社，自治体，規制機関等に対し，海外（主に米国）のトラブル情報，規制情報，新技術に関する情報提供などの他，原子力発電所の現地業務，製造工場の実務支援，助言，研修講師などの業務を提供してきた人物である（甲第７７号証・佐藤意見書viii頁））は，

「電力事業者が自プラントにとっての小欲に執着することで，世界のどこかで原子炉事故が散発し，その都度，２０兆円，４０兆円，６０兆円と大損が発生するのを許すとなれば，それは，極めて非倫理的なエゴイズムであると言わなければならない。」「したがって，どうしても認可更新が必要だとするならば，それらの原子炉に対しては，新型炉に対する安全目標である CDF = １０-５/炉年 が適用されるべきである。これが全基に適

用されて初めて,デントン氏の NEVER AGAIN がある程度担保される。」「ただし，そのようなことが，果たして現実的に，日本の既設の原子力発電所に対して可能なのだろかという問題がある。」と指摘している（甲第７７号証・佐藤意見書６５頁）

(5) 想定しうる経年劣化を共通起因とした事故

老朽化・経年劣化は，プラント全体に対して起こるものであるという意味で，一つの共通起因事象であるという考え方ができる。

これに別の共通起因事象である大規模な地震が重なった場合には，一気に多数の故障と損傷が発生することになる。劣化状態にある原発に大規模地震等の別の共通起因事象が重なった場合，個々の劣化が，総合的にどのようにして連携し，相乗効果を生みながら原子炉事故に向かって連鎖していくのかは実際のところ予測不能であるが,ここでは PWRプラントにおいて現にあり得るシナリオ（甲第７７号証・佐藤意見書・６６頁）を下記に示す。

ここで債権者らが言いたいのは，こういった特定のシナリオが実際発生するかどうかではない。老朽化・経年劣化を起因として過酷事故のシナリオを描くことが難しくないという事実である。

記

① 地震により，以下の損傷と故障が発生。

・所外電源喪失。（大規模地震においては，外部電源の確保は担保されない。例えば電源を供給する外部鉄塔の倒壊は容易に想像できる。）

・非常用の電源盤の充電部に高エネルギー放電（HEAF）が発生し，爆発と火災が発生。爆発の勢いが激しく，隣接している別の非常用電源盤にも延焼。これには，両者の配置設計の悪さ（設計の旧さ）が影響。（なお，地震に伴う電源盤のHEAFは，２０１１年３月の東北地方太平洋沖地震において，常用系設備ではあったが，女川原子力発電所１号機で実際に発生しており，消火確認までに７時間以上を要している。）

・RWSTタンク（燃料交換水貯蔵タンク。屋外に設置されている）が損傷。これにより，ECCS（緊急炉心冷却系。原子炉容器内の冷却材が失われてしまう事故のときに緊急に炉心を冷却するための注水を行なう一連の装置の総称。事故の状況によってそれぞれ異なった種類の注水系が働く。）と補助給水系の水源が得られなくなる。

② 炉心支持構造物にIASCC（照射誘起型応力腐食割れ）による亀裂が発生し成長。

炉心支持構造物とは，核燃料を配置するため，原子炉の中に配置する支持構造物を言うが，これらは核燃料との距離でいうと原子炉容器よりもより近い位置にある。従って，中性子の照射による影響を強く受け，IASCC（照射誘起型応力腐食割れ）という現象を生じさせる。IASCCはまさに経年劣化により生じる現象である。

↓

・照射脆化により破壊靭性値が低下していたため，地震荷重によって破損。

↓

・制御棒の正常な動作が阻害され，炉心下部領域に局所臨界状態（ATWS）が残る。

ATWSというのは，スクラム（緊急時に原発を「止める」ために，炉心に中性子を吸収する制御棒を挿入することをいう）失敗時における過渡現象をいう。

つまり平たく言えば，中性子照射による影響を受けて脆くなっていた原子炉の炉内構造物が破損して，うまく制御棒が入らなくなり，「止める」ことができなくなるということである。

③ 流体振動により摩耗が進行していた蒸気発生器の伝熱管，複数本が，地震によって破断（SGTR）。

一次系から二次系への漏洩が発生する。

④　所外電源喪失と非常用電源盤のHEAF（いずれも上記①）により，全交流電源喪失（SBO）が発生する。

⑤　補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が起動するも，RWSTタンク（燃料交換水貯蔵タンク。屋外に設置されている）の喪失（これも上記①）により水源を失い停止する。

⑥　ATWS（上記②）による炉心の高い発熱状態の維持。

・一次系から二次系への漏洩（上記③）により，一次冷却系のインベントリー保水量が低下する。

・蒸気発生器が短時間でドライアウトする。その間，蒸気発生器の安全弁から大気中に放射性物質が放出される。

⑦　炉心溶融。ATWSによる加速された事故進展。SGRT（上記③）による格納容器をバイパスし，蒸気発生器の安全弁を経由して原子炉から大気中への直接の放射性物質が放出される。

上記において，IASCC，地震，HEAFによる爆発と火災，SGTR，SBO，ATWSと，どれも目新しい現象ではなく，全て個別には実際に発生した出来事である。

経年劣化が進行し，モデルの旧さに負う劣等性を抱えた古いプラントにおいては，地震をトリガーとして，それらの同時多発，連携，相乗効果が一気に起こり，重大な原子炉事故に繋がる可能性が高くなる。

以上のような現象は，想定しうる幾多の事故のうちの一つの例に過ぎない。

このような想定によりわかることは，単に，（４）までで述べた事故や故障の頻度の問題だけでなく，老朽化を原因として発生する事故は，その重篤性も増す可能性があるということである（甲第７７号証・佐藤意見書・６５頁）。

(6)　美浜３号機では老朽化により死亡事故が発生したこと

本件原発では，本件仮処分申立書第３章第１の２に記載したように，過去に，死傷者１１名を出す重大な事故が発生している。すなわち，本件原発は昭和５１年１２月１日に運転を開始したところ，運転から２７年が経過した平成１６年８月９日，復水配管の流量計オリフィス下流部が中を流れる水の作用により徐々に薄くなって破損し，約１４０度の熱水と蒸気が噴出したことによって，作業員５名が死亡し，６名が重傷を負うという大事故を発生させた（甲第８０号証・「まるで原発などないかのように　地震列島，原発の真実」７１～９４頁）。

破損した配管は，直径５６センチ，厚さ１センチもある大きなものだが，運事故時には１ミリ以下となっていた。

配管破損のメカニズムについては，配管は，炭素鋼でできているところ，中を流れる水の機械的作用による浸食（エロージョン）と化学的作用による腐食（コロージョン）との相互作用によって起きる減肉現象が進展して配管の厚みが徐々に薄くなり，内圧により破損したものと考えられている。すなわち，金属材料の劣化が事故の原因であった。

金属材料は，必ず劣化するものであり，金属疲労による航空機の事故，鉄筋の腐食による橋の崩落事故等が発生しているところ，原発も例外ではなく，疲労や腐食による事故が多数発生している。

避けることのできない金属材料の劣化により発生した上記美浜原発３号機の事故は，正に老朽化により発生した事故といえる。

このような事故の大きな原因は破損箇所の検査が行われていなかったことであるといえるが，このような見落としの事実は，原発の全ての部位の劣化状況を完璧に管理することの困難さをも示している（甲第８０号証・「まるで原発などないかのように　地震列島，原発の真実」７４頁）。このような劣化管理の困難さは後述の「３」で詳しく述べる。

この事故によりエロ・コロによる減肉が各原発で進んでおり，いつ壊れてもおかしくないという実態が明るみになった。

しかし，本件原発は，この事故から約２年５か月後に運転を再開し，平成２８年１２月をもって運転開始から４０年を迎えたことにより，上記事故時よりもいっそう配管の減肉等の老朽化による事故の危険性が高まっているといえる。

このように，原子力史上最も凄惨な事故のひとつである本件原発の１１名死傷事故も，原発の老朽化（金属材料の劣化）が原因であることが想起されねばならない。

(7) 小括

以上のように，老朽化した原発は，バスタブ状に事故や故障が増加していることが知られており，炉心損傷のような重大な事故の発生確率も高まっていく。こういった老朽化した原発に於ける重大な事故の発生は決して絵空事ではなく現実的に生じうるものであって，最悪のシナリオを想起することは難しくない。原子力史上最も凄惨な事故のひとつである本件原発の１１名死傷事故も，原発の老朽化（金属材料の劣化）が原因である。

こういったことからすれば，老朽化した原発を，運転期間を延長してまで稼働することには高度の慎重さが求められることは明らかである。

２　１９７０年代の原発の型の旧（ふる）さ

運転期間の延長の問題は，原発の老朽化という「古さ」だけにあるのではない。実は，原発の型の「旧（ふる）さ」にも重大な問題がある。

以下，詳しく述べる。

(1) 設計の旧さ

（特段の指摘のない限り甲第７７号証・佐藤意見書５７頁以下）

ア　設計には，さまざまな段階と分野の設計があるが，建屋の配置設計は，

火災防護，溢水対策，竜巻対策の点から，多重化された安全系の物理的な独立性を確保する上で特に重要である。

旧い設計においては，細部において不備があり，同一の室内にA系とB系の開閉器を設置していたり，あるエリアで発生した内部溢水の水が，床ドレンを通って別の安全設備が設置された部屋に逆流する設計が見過ごされていた等の問題が後になって発覚したことがある。配置設計の旧さが福島第一原発事故の一要因となったことは以下「キ」で詳しく述べる。

非常用ディーゼル発電機の燃料タンクや復水貯蔵タンク（CST），燃料交換水貯蔵タンク（RWST）などが，屋外に設置されているのは，セキュリティ上の弱点となり得る。

イ　旧い原発は，電気回路の設計などにも多くの問題を抱えている。過電流隔離するためのフューズが入っていない，ブレーカーの作動時間が不適切で過電流の影響が上流まで拡大し，より広範に停電が発生してしまう，電動弁のリミット・スイッチやトルク・スイッチがバイパスされモーターが焼損するなどの問題が，商用運転を開始してから４０年過ぎて発覚している例もある。

最近では，三相交流の電源のうち一相だけが地絡し[2]，その異常が検知されないまま安全系の電気品に給電されるという新たな問題が発生した。

ケーブル布設のレイアウト設計も，古いプラントにおいては，新しい分離要件に適合していない箇所が多い。

アメリカでは，配管布設の勾配が適当でなく，水平配管に空気や蒸気が溜まる欠陥があったことが問題になり，NRCが通達を発行して実態調査を指示すると，多くのプラントで不具合が発覚した。

ウ　BWRについてであるが，原子炉圧力容器において，大口径配管破断による冷却材喪失事故（LOCA）が発生した際，直ちに炉心上部が水面上に露

出してしまう状態を許してしまう設計であることも相対的な弱点である。この問題は最近の型である改良型BWR（ABWR）では克服されている。

エ　また，原子炉圧力容器（BWRおよびPWR）の設計段階では，メーカーにかかわらず，将来の検査性が十分に考慮されていなかったため，古い時代に製造されたものほど，溶接部やノズル・コーナー部など，供用期間中に検査できる範囲が狭い。このように，旧い原発では十分な検査が行えない設計となっていることは重要な点であるので，項をあらためて詳しく述べる。

オ　系統設計においても，旧い設計においては，インターフェイス・システムLOCA（高圧系と低圧系の境界にある弁の故障によって低圧系が過剰な圧力を受けて破損することによるLOCA）や格納容器バイパスLOCAに対する対策の考慮が不十分であった。

カ　以上のような設計不良や設計上の劣等性は，このように枚挙に暇がなく，旧いモデルほど，また，古いプラントほど多く抱えている。

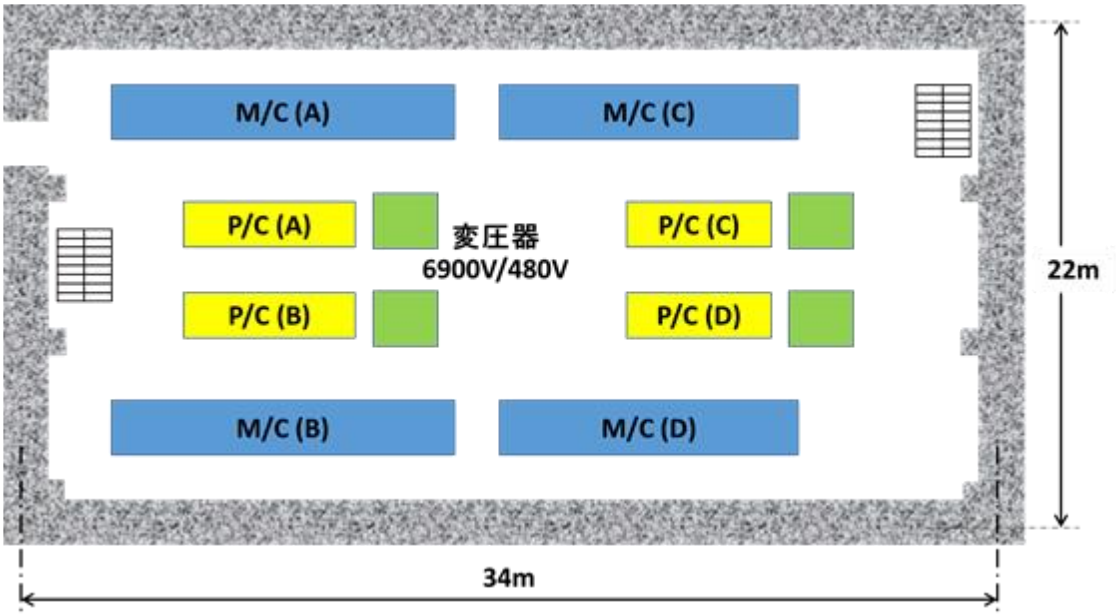
キ　実際，福島の事故においても，配置設計の旧さが大きな原因となったことが明らかとなっている。もちろん，必要十分な津波への対策を怠り，水没，被水によって非常用ディーゼル発電機を喪失したことも重大ではあったが，非常用電源を配電する電源盤の全て，あるいはほとんどを，ほぼ同時に喪失することになってしまったのは，本来，物理的に隔てて設置されているべきだった多重系の電源盤が，同室内に配置されていたためである（甲第７７号証・佐藤意見書５２頁）。

たとえば，福島第一原発の３号機の場合，６９００VのA系（M/C（A）とM/C（C））の電源盤が，同B系（M/C（B）とM/C（D））の電源盤と同室にあり，それぞれの下流に位置する４８０VのA系（P/C（A）とP/C（C））の電源盤は，同B系（P/C（B）とP/C（D））の電源盤と隣接してしまって

[2] 電気回路と大地が電気的に接続される状態

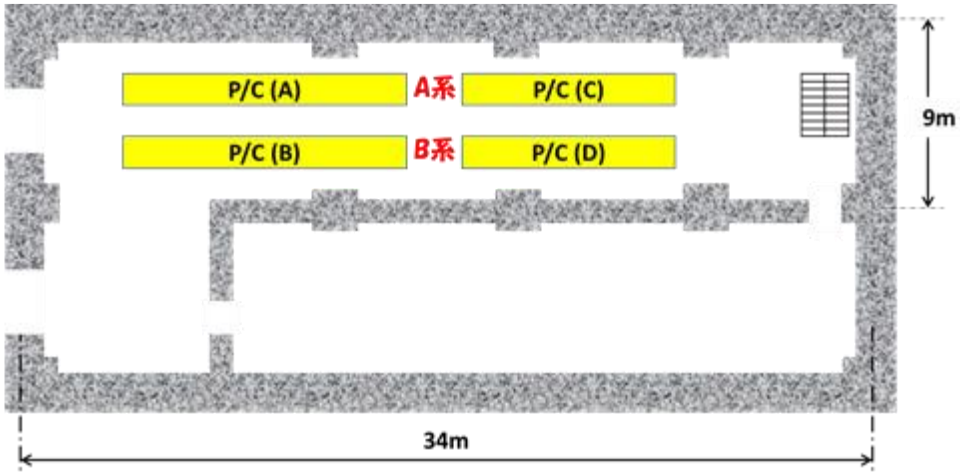
いた。

■福島第一原子力発電所３号機の電源盤（M/C，P/C）の配置



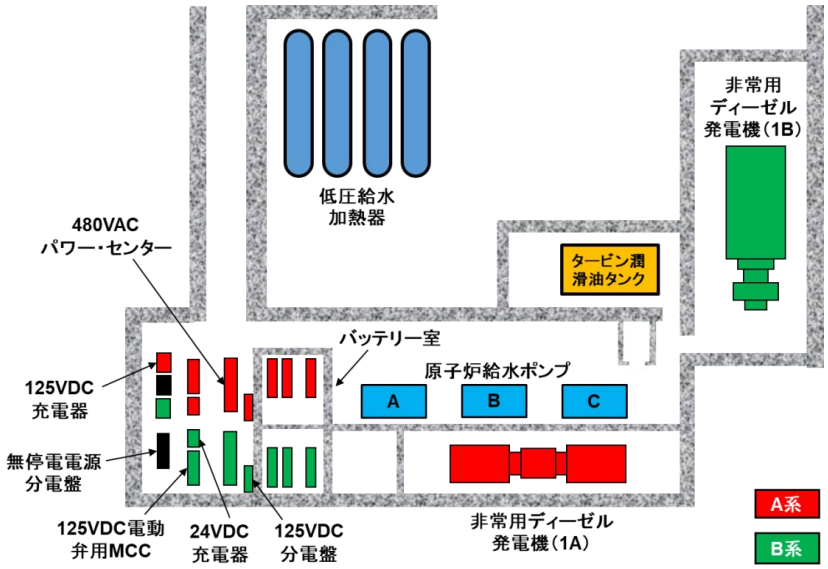
このような不適切な配置は，４号機の４８０V系電源盤についても当てはまっていた。

■福島第一原子力発電所４号機の電源盤（P/C）の配置



しかし，これらの例にもまして，致命的に不適切だったのは，福島第一原子力発電所において最古の１号機で，交流だけでなく直流の電源盤が，仕切りもない同一のエリア内に配置されていたことであった。

■福島第一原子力発電所１号機の電源盤（交流，直流）の配置



このように福島第一原発事故においては，独立して配置されているべき配電盤が同室内に配置されていたことにより，同時に電源盤を失ってしまったことが，長時間の全電源喪失をもたらす原因となったのである。

非常用配電盤の機能が維持できていれば，一部の非常用ディーゼル発電機（２，４号機各B系空冷式）が機能を維持していた以上，福島第一原発における全電源喪失（内部電源喪失，外部電源喪失，非常用ディーゼル発電機からの非常用電源喪失，バッテリーからの直流電源喪失）を回避できていたことが各種事故調査報告書や福島第一原発事故についての全国的な被害賠償訴訟の判決において明らかとなっており，これは裁判所にとって顕著な事実である。

同種訴訟の代表的な訴訟の判決である福島地裁平成29年10月10日判決においても，非常用配電盤の機能喪失が全電源喪失の原因であることが認定されている（同判決，44～48頁，123頁～135頁）。

こういった配置上の不備は商用運転に入ってから是正が可能なものもあるが，配置設計や布設設計に関わるものの中には，大型の開閉器や非常用ディーゼル発電機，電源系・計測制御系の電気ケーブル布設など，対応が

大掛かり過ぎて，著しく困難なものもある。

(2) 材料の旧さ

（特段の指摘のない限り甲第７７号証・佐藤意見書５８頁以下）

ア　旧い原発では材料の問題も大きい。金属材料では，かつては炭素含有量の多い３０４ステンレス鋼が，BWRプラントのあらゆる構造物，系統，機器に対して用いられ，応力腐食割れ（SCC）の問題を発生した。

ニッケル基合金の場合も，Alloy ６００の母材にAlloy １８２，Alloy ８２の溶接材を用いたことで，特にPWRプラントの一次冷却系においては，PWSCC（PWRにおける一次冷却系の応力腐食割れ）の問題を経験した。

原子炉圧力容器の溶接に使用した溶接棒が，かつては薄く銅でメッキされていて，これが不純物として混入したために破壊靭性値が低下するという問題が後日発覚したプラントもある（バブコック・アンド・ウィルコックス〔B&W〕社によって製造されたターキー・ポイント原子力発電所３，４号機など）。

BWRプラントの炉心シュラウドやシュラウド・サポートのような大型の炉心支持構造物などにも使用されるステンレス鋼やニッケル基合金の圧延板（高温状態において，規格の厚さ寸法にローラーで押しながら引き延ばして製造される板材）には，しばしばラミネーション欠陥（鋼材の不純物により溶接熱で割れが入ること）が多く内在している場合があった。

イ　鋳造材ではなく鍛造材であっても，古い時代に製造されたものには欠陥が含まれているものもある。

たとえば，最近，ベルギーのPWRプラントの原子炉圧力容器に，夥しい数の水素剥離（Hydrogen Flake）の欠陥が検出され，大きな問題となっている。数千，数万という欠陥の数でありながら，当時の規格と検査技術によっては検知を漏らしていること，当該材料には，適用規格に従って用意された成分分析や機械強度試験の記録があるものの，そのような欠陥の密

集した部位に対しては，記録内容が当てはまらない可能性があること，そのような欠陥の経時的な進展性や強度に対する悪影響の評価が難しいことなどの理由による。

ウ　オーステナイト系ステンレス鋳鋼（CASS）については，熱脆化に敏感なものがあることがかつては知られていなかったため，原子炉圧力バウンダリ[33]や炉心支持構造物，炉内構造物の部材として多々使用されている。

たとえば，PWRプラントの原子炉冷却材ポンプ（RCP）のケーシングに対しては，かつては，CF８（JIS規格のSCS１３A相当），CF８A，CF８M（JIS規格のSCS１４A相当）のCASSが一般的に使用されていたが，その後，このような熱脆化の問題が明らかになってからは，炭素含有率の上限値が比較的高い（＜ ０.０８％）CF８に代えて，低炭素含有率（＜ ０.０３％）の低いCF３（JIS規格のSCS１９A相当）が，新規の製品や交換部品に使用されるようになっている。

これは，炭素含有率の低い方が，デルタ・フェライト相の形成と，粒界への炭化物の析出を抑えることができ，熱脆化による劣化の発現や進行を抑える上で有効と考えられているからである。

逆にいうと，旧い原発はこういった知見が明らかになる前に，炭素含有率の高い材料が炉内構造物等に用いられているのであり，現在の原発と比べて熱脆化に敏感であるという弱点を抱えているということである。

エ　電気ケーブルには，古いプラントにおいては，IEEＦ５５３に定められた延焼試験の規格に適合しないものが使用されている。

これに対して最近の原発では，IEEＦ５５３よりもさらに厳しいIEEE１２０２への適合が，電気ケーブルと光ファイバー・ケーブルに対して求められるようになっている。

---

[33] 原子炉冷却材を高温・高圧に保持するため，原子炉冷却材の圧力を保持する器壁や管壁を総称していう言葉

オ　配管の保温材としては，かつては，ガラス繊維，ロックウール，珪酸カルシウムが用いられていたが，LOCAが発生した際に粉砕して大量のデブリを発生させるため，ECCS系ポンプの吸い込み部を閉塞させる可能性が懸念されるようになった。そこで，より新しいプラントでは，金属反射保温材が用いられることになっている。

カ　また，中性子照射脆化の問題についても，１９７０年代にはそれほど重大な問題であると捉えられていなかったため，中性子脆化元素（中性子の照射により脆化しやすい元素）や不純物などの含有量が，１９９０年代以降の原発と比べて多かったことが明らかとなっている。

キ　以上の問題に対しては，新しい原発になるほど，それぞれに代替の材料が開発，導入されることで，緩和や解決が図られている。しかし，旧いプラントの場合で，原子炉容器等，容易に交換や修正をすることができなかったり，著しく困難な部位においては，今でも建設当時からの部材が引き続き使用されているのである。

(3)　施工・検査技術の旧さ

（特段の指摘のない限り甲第７７号証・佐藤意見書５９頁以下）

ア　古いプラントの建設工事には，旧い施工技術と検査技術が使われている。たとえば，配管布設に用いられる溶接技術に関しても，入熱管理が厳格ではない手動溶接で行われ，今日，自動溶接機で行われる溶接に比べて品質が劣っている。

すなわち，かつては，鋭敏化や高い残留応力の生じやすい施工技術が用いられていたし，配管同士を接続する際の芯合せ（アライメント）には，溶接ビード[4]の収縮を利用した荒っぽい方法（ドロービード）まで用いられていた。

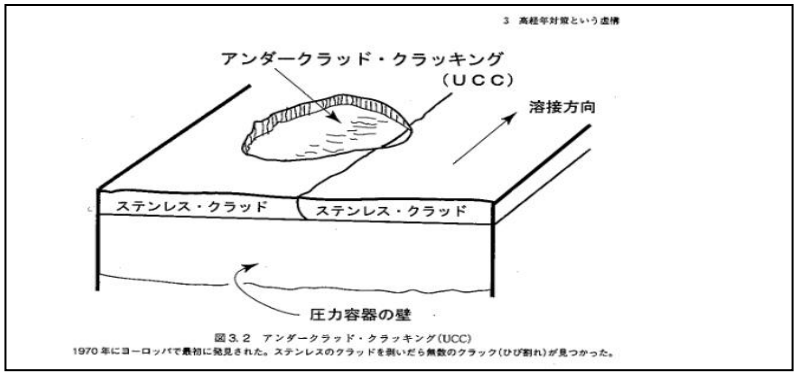
このような部位をより先進的な工法によって交換することは技術的に可

能である。ただし，現場の環境などにより難易度はケース・バイ・ケースであり，実行するか否かは，規制要件によってではなく，事業者の運用計画と裁量に委ねられてきた。

イ　また，原子炉容器自体と，これの表面を覆うステンレスの金属を貼り合わせる溶接部分についても，１９７０年代の原発には問題があったことが明らかになっている。

通常，原子炉圧力容器の内面には厚さ６～１０mmのステンレス鋼の内張が施されるが，このプロセスにおいては，旧い原発では，作業スピードを上げるため，今日のような厳格な入熱管理と高度な溶接技術が適用されていなかった。

１９７０年（昭和４５年）にヨーロッパのあるメーカーが原子力圧力容器の製造中に，ある必要から表面を覆うステンレス・クラッドを一部はぎ取ったところ，クラッドをはぎ取られて露出した圧力容器表面に，細長いクラック（アンダークラッド・クラッキング）が多数存在していたことが発見された（甲第８１号証・「老朽化する原発」田中三郎著『３　高経年化対策という虚構』６９頁）。



（甲第８１号証・「老朽化する原発」７１頁より）

こういった隠れたクラック（アンダークラッド・クラッキング）の問題は，ステンレス・クラッドを一部はぎ取ることがまずない以上，通常は明

[4] 溶接痕の盛り上がりのこと

らかにならないが，１９７０年代に作られた本件原発にも，同じように存在していると考えるのが自然である。

アンダークラッド・クラッキングは，原子炉容器の中性子照射脆化と相まって破滅的な原子炉容器の破壊事故をもたらす（照射脆化した原子炉の破壊のトリガーとなる）危険性が指摘されている。

これに対して，近年の原発はなるべく溶接部を少なくする製作方法がとられている【「高経年化に関する基本的な考え方」（平成８年・１９９６年４月，資源エネルギー庁）３１頁には，「初期の原子炉（圧力容器）は大型の材料の製造が困難であったため，多くの材料を溶接して製作していたが，近年では大型の材料を使用することにより溶接部を少なくした製作方法が用いられている。」との記述がある。）。

ウ　また，そのような欠陥は，かつての超音波探傷試験（UT）によっては，見落とされる場合もあった。今日では，フェーズド・アレイ技術も導入され，より厳格な検査手順と検査員に対する認定制度が確立しており，欠陥検出能力と検査の信頼性が向上している。

そして，検査記録としては，今日のように複数チャンネルの全てに対して同時にデジタル化したデータとして保存し，後日オフラインで再現して，第三者の検査員による確認をじっくりと行うという技術がなく，「異常なし」という紙一枚しかなかった。

エ　また，小口径（呼び径５０mm以下）の配管の接続には，以前は，「ソケット溶接」が標準的に用いられていたが，段差部での疲労やすきま構造が起点となった応力腐食割れが問題になるようになり，途中から「突合せ溶接」の構造に変更されるようになった。

オ　製造工場で行われる機械加工（特に，BWRプラントの炉心シュラウドなど大型重量物の機器）に対しては，かつては特に厳格な管理はなかったが，切削速度，切削幅，厚さ，潤滑などの切削条件によっては，加工した表面

に冷間加工層を与え，後にSCC（応力腐食割れ）の起点になる場合もあるということがわかってきている。

同様に，工場や現場で行われるグラインダー仕上げも，適用の仕方によっては，冷間加工層を形成することがわかってきている。

カ　ケーブル布設工事は，かつてはかなり荒っぽく行われ，ケーブルのメーカーが指定していた最小曲げ半径などにも十分に配慮されず，作業によって，外側の被覆材に損傷が発生している場合もあった。

そのような状態は，トラブルが発生するときまで気付かれずに放置されてしまうケースが多い。その場合の影響は，当該ケーブルの機能にもよるが，短絡，地絡，火災などを伴い，安全上重大な事象に至らしめる場合も考えられる。

(4)　近年の原発

これに比べて近年の原発は設計・材質・施工，検査技術，いずれの点でも１９７０年代原発と比べ技術が高まっている。

債権者らは近年の原発であれば安全性が十分であると主張するものではないが，上で述べたような方法の変更に加え，アメリカなどでは既にコア・キャッチャーの設置が義務づけられているなど，SA（シビア・アクシデント）対策としての設備に関しては，日本の原発は近時のものであっても大きく出遅れている。

(5)　米国の原発運転事業者によるリスク評価の結果

以上のような型の旧さによる問題点から，一般的に，旧いモデル，あるいはより単純に，昔に建てられた原子力発電施設は，新しいモデル，新しく建てられた原子力発電施設と比較して，より原子炉事故を起こし易い（原子炉事故の発生頻度が高い）傾向にある。

米国の運転事業者が，個々に自プラントに対し，地震，火災，強風などの外部事象が起因となる炉心損傷頻度(CDF)を評価した結果の集計を見ても，

これが裏付けられている。

以下，甲第７７号証・佐藤意見書５５頁以下を引用する。

下図は，そのような結論を得ることを目的として分析した報告書ではなく，米国の各運転事業者が，NRC からの指導に従って，個々のプラントに対して講じるべき安全対策の優先順位を決めるために実施したリスク評価（IPEEE Individual Plant Examination of External Events）の結果をNRC が集計して分析したもので，NUREG-１７４２ “Perspectives Gained From the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program” Vol.１（２００２年４月発行）から抜粋したものである。商用運転を開始した年代が現在に近付くにつれ（横軸が左から右へ），CDF が低下していく傾向が読み取れる。

・地震が起因事象である場合の炉心損傷リスク

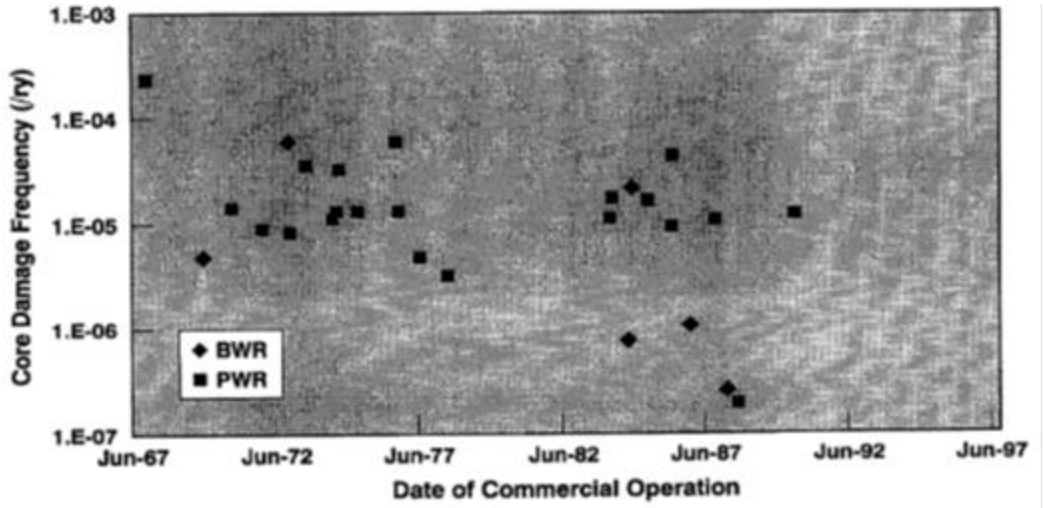


Figure 2.7 Seismic CDF values versus date of commercial operation

・火災が起因事象である場合の炉心損傷リスク

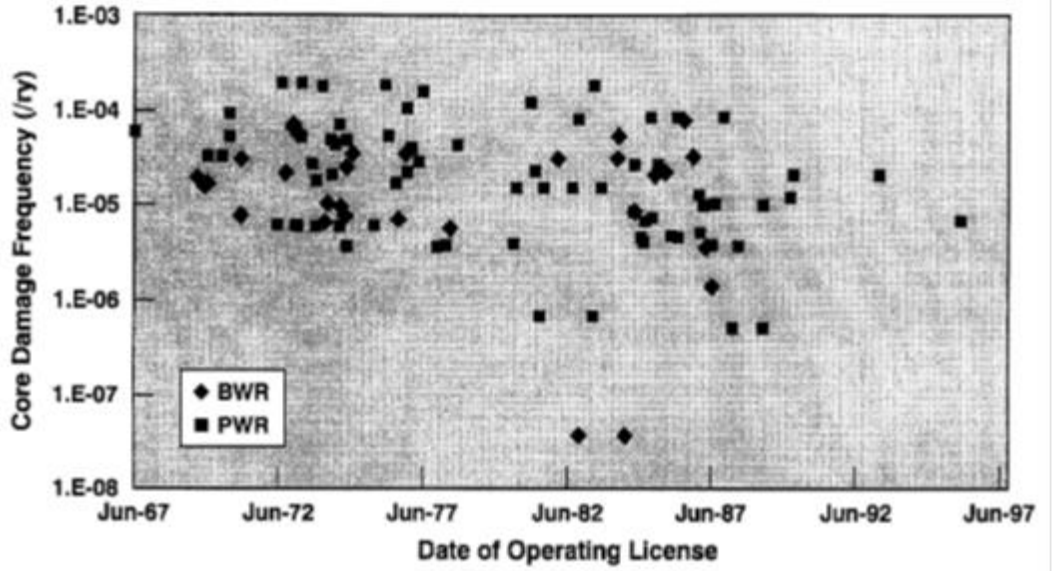


Figure 3.2 Fire-induced CDFs versus date of operating license

(6)　小括

以上のように，旧い原発は型として旧式のものであることや建設当時に技術が未熟であったことから，設計，材料，施工・検査技術などの点で問題が存在し，事故やトラブルのリスク・危険性は高く，かつ重大事故に至りやすいという性質を持っている。そのような原発の運転期間を延長することについてはより一層の慎重さが求められるというべきである。

3　劣化管理が困難であること

(1)　経年劣化を確認すべき場所が多数に及びその確認が容易でないこと

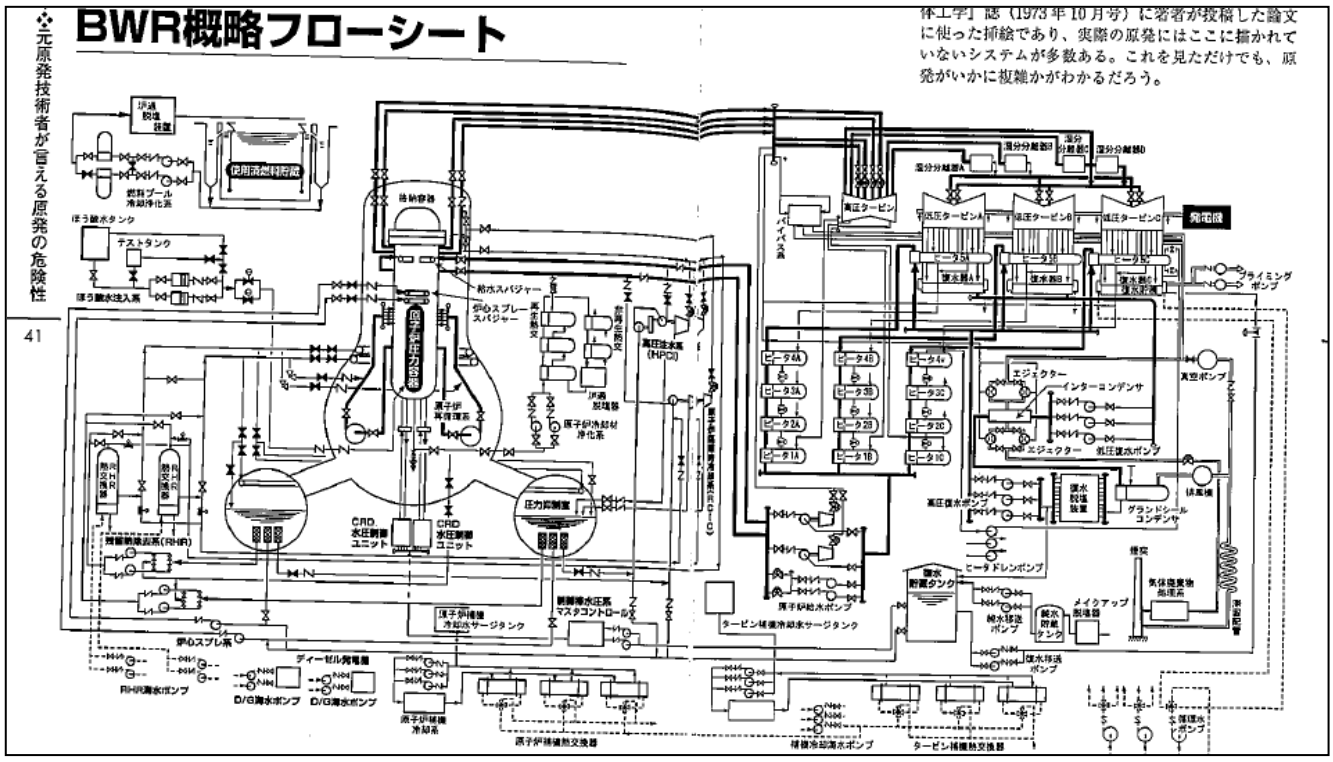
まず，原発には大小様々な配管やケーブルなどが張り巡らされているなど，経年劣化をチェックしなければならない箇所は無数に及ぶ。

以下にBWRについてのものであるが，概略フローシートを示す。

同概略フローシートは，あくまで「概略」であって，主にポンプと主要な機器類と配管の繋がりを示しているだけであり，実際にはこれに加えて電動機に接続された動力ケーブル，システムの運転状態を監視するための各種のセンサーとデータを指示する計測器，データを中央制御室に送る信号ケーブ

ル，各種の機器の運転制御をする制御ケーブル，その他，補給水系（純粋，復水，ろ過水），圧縮空気系（計装用，作業用），各種の油系，空調系，消化系，排水系（放射能汚染系，非汚染系，油系），各種配電盤，非常用ガス処理系，格納容器ベント系など多種類のシステムが存在する（甲第８２号証・「元原発技術者が伝えたいほんとうの怖さ」39～42頁）。

（「元原発技術者が伝えたいほんとうの怖さ」甲第８２号証・40～41 頁）



このように，原発には極めて多種類のシステムが複雑に入り組んで存在しており，それに沿っては大小様々な配管やケーブルなどが張り巡らされているなど，その一つ一つの確認・点検は容易ではない。

(2)　各プラントごとに個別性が大きいこと

原発においては，劣化する部位は個別プラントごとに特性が異なり，どの部位の劣化の進捗が著しいかということをすべて予測することはできない。

鉄道車両や自動車のように，同一設計の機械が多数生産され，類似の条件で運転されている実績がある製品においては，事故・故障のデータが統計的に把握できる（とはいえ，自動車のような何百万台単位で標準生産されている工業製品でも，実際には一様に部品交換で済ますことができず，個別車両ごとに２年単位の法令上の補修点検が必要である）。

しかし，火力発電所であれ，原子力発電所であれ，基本的には一つ一つ新しく設計され，毎回設計改善やスケールアップを繰り返しているプラントにあっては，どの部位に集中的な劣化が発生するかは予見できない。

したがって，定期検査で緻密に検知する以外に方法はないのである（甲第７８号証・４頁）。しかし，原発の内部点検には，一般産業プラントにない以下に述べるような原発固有の困難がある。

(3) 開放点検ができないこと

このような個別性の大きい原発の弱点部位を発見するにあたっては，本来核心部分の開放をした上目視での点検が必要となる。

火力発電プラントを含む一般産業プラントでは，定期点検の際には開放点検を行って，しらみつぶしに内部の損傷・劣化の状況を目視および検査器具で検査する。何事であれ，内部の状況を目視で一覧できるか否かが，状況判断の正確さを大きく左右する。文字通り「百聞は一見に如かず」である。

しかし，原発の場合はこのような解放点検が困難であるという特色を持つ（甲第７８号証・２頁，４頁）。

例えば，格納容器（原子炉容器）は，多数の薄い炭素鋼の鋼板（一部にステンレス鋼の鋼板も含む）を溶接で張り合わせて作っており，膨大な表面積を有し，膨大な長さの溶接部を含む。さらに，かなりの数の貫通部を有し，アクセス性の制約から，検査を行うことが困難な部位もある（甲第７７号証・６１頁上から１１行目）。

(4) 大幅な更新や補修作業の困難さ

一般産業プラント，たとえば石油精製プラントや化学プラントでは，１９５０年代に建設した設備を今でも稼働している場合が少なくない。けれども，それらのプラントにおいては，劣化した部分（機器や配管）を完全に更新している場合が多い。

他方，原発では，規模の大きい工事には多大な被ばく労働を要するので，大幅な更新や補修作業が困難である。特に熟練の技能労働者に被ばく労働を要求することは困難であって小規模補修に限定されてしまう（甲第７８号証・５～６頁）。

こういったことから，最も過酷な環境下に晒され，劣化や脆化が進みやすく，かつ故障やトラブルが生じた場合に重大な事象を招来しやすい原子炉容器の主要部分が，取り替え困難であるという重大問題を孕んでいる。

また，配管やケーブル類は至るところに張り巡らされており，これら全てを交換したり補修することは現実的には不可能である。

当然のことながら，取り替えることができない部品や原子炉圧力容器は製作時のものを最後まで使用しなければならないということになる。

このような大幅な更新や補修作業の困難さという点でも劣化管理の困難さは明らかである。

(5)　小括

以上のように，原発は，劣化管理しなければいけない箇所が極めて多数に及び，かつ原発は個別性が大きく点検すべき場所が一般化できない（劣化が進みやすい場所というのを一概に予測できない。）。

にも関わらず，原発は開放点検が基本的にできず，かつ，老朽化が進んでも大幅な更新（主要機器の取り替え）や補修作業が困難である。

このように老朽化した原発の保守管理は本質的に極めて困難な問題を抱えているという点も，常に念頭に置かれねばならない。

４　老朽化した原発におけるヒューマンエラーのリスク

(1)　多種多様な技術の集合施設であるという特殊性

原発のもう一つの特殊性として，多種多様な技術の集合施設であるという点が指摘できる。

現場の技術者として，原発に関わってきた小倉志郎氏はその著書「元原発技術者が伝えたいほんとうの怖さ」（２０１４年７月１日初版）（甲第８２号証）において，以下のように述べる（いずれも下線は債権者代理人）。

なお，同氏は，慶応大学大学院修士課程機械工学専攻修了後，日本原子力事業(株)（後に東芝に吸収合併）に入社し，以来３５年一貫して原子力発電所の見積もり，設計，建設，試運転，定期検査，運転サービス，電力会社社員教育などに携わってきた現場一筋の人間である。

「私が原発の仕事に携わり始めた頃，火力発電と原子力発電は，発電の原理はまったく同じで，ただ発電機を回す蒸気タービンに蒸気を供給するボイラーの代わりに原子炉がある･･･と単純に考えていた。」

「しかし，原子力ボイラー側は，火力と異なり，原子炉周りに，原子炉の性能を維持したり，緊急時に原子炉の安全を守るための多くの補助システムが付属している。」

「これらのシステムの個々の構成や機能の詳しい説明をしようとするとそれだけで数百ページを軽く超えるし，運転操作まで説明しようとすれば，数千ページに及ぶであろう。」

「これらの多種類のシステムは，設計も部品の製造も非常に多くの企業や企業内の異なる部門が分業でおこない建設現場で組み立てられて一つの原発が完成する。したがって，原発の全体を隅々まで一人で理解している技術者はこの世の中に一人もいない。それほど複雑なのが原発である。だから，あらかじめ作成されたマニュアルに沿って，運転制御したりすることは訓練を積んだ当直長以下の運転員にもできるであろうが，予期していない現象や事故などの際には，どうしたらよ

いかわかる人間が１人もいないということも当然ありうる。」

「３．１１事故のように，電気系統がほとんどすべて使えなくなり，中央制御室の制御盤の計器が見れなくなったり，照明が消えたりするなどという事態で大混乱になるのは当然の結果である」。

すなわち，現場一筋で原発に携わってきた技術者である同氏が述べるところによれば，原発のような一度間違いが起きれば危険な事故が起こりかねない施設について，全体を隅々まで把握している技術者はいないというのである。これは，極めておそろしい話である。

しかも，仮にある原発を設置した当初，ある技術者がその原発についてある程度全体を統括的に把握していたとしても，原発が４０年も運転を続けていると，そういった統括的な技術者が退職等によりいなくなっていってしまうことが容易に予測される。

結果として，ある設備について設計者の意図が十分に理解されていないという事態が発生する可能性がある。

実際，福島原発事故の大きな原因の一つとして，福島第一１号機のＩＣの機能が有効に働かなかったことが指摘されている。

このＩＣは沸騰水型原発（ＢＷＲ）草創期の設備であり，福島原発では１号機だけがＩＣを有していたが，「当直のみならず，発電所対策本部に至るまで，ＩＣの機能等が十分理解されていたとは思われず」と指摘されている（政府事故調中間報告書（５頁））。

そうすると，設置から４０年を経過した本件原発についても，原発施設全体をよく理解し，多種多様な技術者をつなぐ十分な経験のある統括的な技術者が本当にいるのか，疑問であると言わざるを得ない。

(2) 原発の現場力の低下

また，同じく原発の現場の技術者として，長年原発に関わってきた名嘉幸照氏はその著書「”福島原発”ある技術者の証言」（２０１４年3月２０日

初版）（甲第８３号証）において，以下のように述べる。

なお，同氏は，GEの技術者として福島に移り住み，福島第一原発の運転スタート時から約４０年間，同原発の保守・点検を担当してきた者であり，建設当初から現在までの同原発の現場を知る数少ない技術者の一人である。同氏はGEの技術者として，東電幹部（池亀亮元東京電力副社長や榎本聰明元東京電力副社長，内藤久夫元東京電力副社長，小森明生東京電力フェロー等）とも交流があり（同１０６頁～１３６頁），政府の審議官（１８８～１８９頁）とも事故後情報交換をするなど福島事故前後を通して，原発の保守管理の現場の雰囲気を最もよく知る者の一人である。

同氏は，以下のように述べる。

「１９８０年になり，原発は１９７０年代に見られた初期の不安定な状況を次第に克服していった。沸騰水型原子炉自体が世代的な変遷を経て，性能は向上し，改良も施された。

その後も福井県の高速増殖炉もんじゅのナトリウム漏洩事故（１９５５年）や・・・（引用者略），福井県の関西電力美浜発電所３号機のタービン配管破損事故（２００４年）など深刻な事故は起きているし，１９８０年代から９０年代にかけて進行していた「原発トラブル隠し」に象徴されるように，小さな事故やトラブルは今も昔も絶えないが，原発初期の混乱ぶりするからすると，プラントとしては一定の安定期に入ったと思う。

ただ，表面上の安定の裏側で，より危険な事態が密かに進行していた。

人が作り上げた高度なシステムである原発は，人がきちんと管理，制御してこそ安全に動く。機械に頼りきってはいけない。

しかし，残念ながら，１９９０年の少し前から，私の見る限り，原発の現場力は明らかに低下していった。」（同８９頁）。

「原発の現場では，１９８０年代以降，安全な原子炉をみんなでつくり上げていこうという初期の気風が，急速にしぼんでいった。

新しい課題に挑戦して，安全性を高めるより，現にあるプラントを大過なく運転する，受け身の保守管理が幅をきかせるようになった。

こうした状況に危機感を抱いた私は，１９９０年頃から，

「ヒューマンエラーが原発をいつか危うくする」

と警告を発するようになった。池亀さんや榎本さんにも，会うたびにそう伝えた。榎本さんが辞任させられた，「原発トラブル隠し」も，社内にはびこるこうした「事なかれ」の空気が生んだのは間違いない。

真の安全を求めるのではなく，安全だと「見せる」ことに目を向けるあまり，隠さなくてもいい故障さえ，隠してしまうという隠蔽体質が生まれた。

原発は決して安全なプラントではない。７０年代に日本で原発が本格的に動き出してから，シビアな事故は幾つもあった。

しかし，その真実は国民に知らされなかった。

だから，国民から電力会社にプレッシャーがかからない。

そのうちに，電力会社には，原子炉は安全なものだという，誤った自信過剰が生まれた。そうしたゆがんだ「安全神話」を守るために，小さな事故やトラブルは徹底的に隠す――――。こうした悪循環が，２０年ほど前からいよいよ顕著になってきたのだ」（１２３～１２４頁）。

「原子力発電といえば，多くの人は最新鋭の技術をこらしたプラントを思い描くだろう。たしかに，かつては最新の技術でピカピカの原子炉がつくられた。ところが，いつの間にか日本の原発は「化石産業」になってしまったと私は思う。技術の改革，イノベーションにとにかく後ろ向きなのだ。」（１７８頁）

「翻って原子力発電を見ると，旧式の機器がけっこう目につき，ガッカリする。

例えば蒸気配管のドレンポットのレベル計。今どき性能のいいものは山ほどあるのに，以前のものをそのまま使って，よしとしている。

核燃料や放射性物質というセンシティブなものを扱うプラントにしては，あまりに進歩がなさすぎる。品質管理や安全性の問題に非常に敏感で，GE に厳しい注

文を次々とつけて，機器の改善を求めていたかつての東電は，どこにいってしまったのかと思う。
どうしてこうなったのか。
根底にあるのは，新しい技術を取り入れることへのおびえ。リスクをとることを躊躇する姿勢だ。監督官庁も同じである。」（１８０頁）

同氏は，原発の現場の空気が１９９０年より少し前から「事なかれ」主義への変わっていった肌感覚を率直に述べている。

果たしてこういった「現場の空気」は福島事故後改善されたといえるのであろうか。

(3) 小括

以上のようなヒューマンエラーのリスク，言わばソフト面のリスクは審査基準の内容としては加味されていない。

しかし，原発の安全性を考慮するにあたって，実際には極めて重要な要素であることは否定出来ない。多種多様な技術の集合施設であり，複雑な構造を持つ原発は，人がきちんと管理，制御してこそ安全に動くものであるからである。原発は個別性が大きいことから，特定のプラントについて長年関わり，特徴を知り尽くした熟練の技術者が本来必要なのである。

特定の原発の設置から４０年を経過し，そういった人材が失われていく中，運転を延長することには，こういったソフト面のリスクの観点からも慎重さが求められる。

第３　福島原発事故が提起した老朽原発の問題

１　福島第一原子力発電所原子炉の運転開始時期

福島原子力災害を起こした福島第一原子力発電所の原子炉の運転開始時期は以下のとおりであった。

１号機　　運転開始　１９７１年（昭和４６年）３月

２号機　　運転開始　１９７４年（昭和４９年）７月

３号機　　運転開始　１９７６年（昭和５１年）３月

４号機　　運転開始　１９７８年（昭和５３年）１０月

５号機　　運転開始　１９７８年（昭和５３年）４月

６号機　　運転開始　１９７９年（昭和５４年）１０月

全て１９８０年制定の新告示５０１号が制定される以前に運転開始され，かつ５号機及び６号機を除いて１９７８年制定の「耐震設計審査指針」制定以前に運転開始された原発である。

１号機，２号機，３号機において原子力圧力容器内の核燃料は炉心融解（メルトダウン）を起こした。

２　最も旧い１号機での問題

(1)　ＩＣの問題について

政府事故調中間報告書によれば，１号機において，全交流電源喪失した後，装備されていたＩＣ（非常用復水器）が十分機能しなかった経過とその原因を非常に詳細に分析，検討している（同報告書９８頁～１２１頁「（１）１号機のＩＣの作動状態及びこれに対する判断」）。

そして，その４，５頁において，「当直のみならず，発電所対策本部に至るまで，ＩＣの機能等が十分理解されていたとは思われず，このような現状は，原子力事業者としてきわめて不適切であった。ＩＣが機能不全に陥ったことから，１号機の冷却には一刻も早い代替注水が必須となり，加えて注水を可能とするための減圧操作等が必要となった。ＩＣの作動状況の誤認は，代替注水や格納容器ベントの実施までに時間を要し，炉心冷却の遅れを生んだ大きな要因となったと考えられる。」と問題点としてあげている。

このＩＣの問題は，ＩＣが初期のPWRに特有の旧い装置であったこと，ま

た，年数の経過により機能を十分理解している技術者がいなくなってしまっており適切な操作ができなかったこと，いずれの側面も正に債権者がこれまで述べてきたような老朽化原発の問題に他ならない。

(2)　１号機の水素爆発

そして，福島事故を当時運転中だった全３基に拡大させたのは，１号機が大規模な水素爆発を起こしたことに関係がある（甲第７７号証・佐藤意見書５４頁）。

３号機は直流電源の喪失を免れており，暫く原子炉隔離時冷却系（RCIC）が，その喪失後は高圧注水系（HPCI）に引き継がれ，３月１３日０２時４２分まで原子炉を冷却し続けている。

２号機の場合には，３月１４日１３時２５分頃までRCICが原子炉を冷却し続けている。

２号機・３号機について，これほどの猶予時間が得られていながら，両機とも原子炉事故を回避できなかったのは，３月１２日１５時３６分に１号機の原子炉建屋が爆発したことで，放射性物質にまみれた瓦礫が周囲に散乱し，環境が著しく悪化したためであった。

２０１１年３月１１日までに１号機が運転を終えていれば，あるいはその頃運転していなければ，両機の事故対応が成功していた可能性がある。

結局，事故対応能力の低い最古の（最も旧い）炉型の１号機があったことが，２号機と３号機を巻き添えにしたのである。

３　福島原発事故進展過程における不可解な事象

佐藤暁氏は意見書において，福島原発事故の進展過程における不可解な事象について，以下のように述べる（甲第７７号証・佐藤意見書６０～６１頁「４．３．２　見えないところの欠陥と劣化」）。

「福島事故では，その進展過程において，さまざまの不可解な事象が発生し，

事故対応を困難にした。まず，１号機において，一次格納容器の圧力が，３月１１日２３時５０分の時点においては設計圧力（０.４２８MPa-g）の１.２倍に達する以前であったにもかかわらず，すでにその大分前から漏洩が始まり，高温と高線量のため，原子炉建屋への入域が禁止され，中央制御室においても放射線レベルの上昇が始まっていた。事故前までは，一次格納容器の気密性は，設計圧力の２倍まで耐えられると言っていたものである。

このことは，一次格納容器の気密性がすでにどこかで損なわれ，しかも，そのことによって陽圧化した原子炉建屋（二次格納容器）から，シール性（債権者代理人注：気体が外部に漏れないような密閉性のこと）の不十分な経路を伝って，中央制御室まで放射性ガスが流れた可能性も示唆しており，一次格納容器，二次格納容器とも，見えないところに欠陥か耐久性の低下した劣化状態があったことを疑わせる。

１，２，３号機の原子炉圧力容器に直接注水ができる状態が確立され，それから暫くして相当量が注水されたにもかかわらず，格納容器内の水位がなかなか上昇しないことがわかった。そして，注入した水が原子炉建屋に漏れ，原子炉建屋からタービン建屋で湧出していることがわかった。この不可解な出来事によっては，３号機のタービン建屋の地階において，３人の作業員が，大量の皮膚被曝をした。

一次格納容器のどの損傷部位から原子炉建屋に漏れ，原子炉建屋のどの部位からタービン建屋に漏れたのかは今も不明であるが，事故とは直接関係のないそれ以前の経年劣化によって耐久性が衰えていたか，欠陥が生じていた部位からそのような漏洩が起こった可能性がある。発電施設の建屋地階が，本来の地下水レベルよりもかなり低いため，建屋のコンクリートは，常に湿潤環境に置かれていたことになる。

１～４号機のタービン建屋には，３００トン/日の地下水が流入し，これが汚染水を増量する原因となった。この場合の流入経路も特定されてはおらず，経

年劣化によって形成されたひび割れかもしれない。プラントが正常に運転中は，サブドレン・ポンプによって恒常的にそのような水の汲み上げが行われており，気付くこともないが，実は福島第一原子力発電所以外のプラントにおいても進行している劣化現象なのかもしれない」。

既に述べたように旧式の原発は見えないところ，開放点検ができないところが多々あり，そういったところの欠陥や劣化はどう進展しているのか正確に把握できない。福島原発事故の進展過程における上記のような放射性ガスの格納容器からの流出やタービン建屋への地下水の流入といった不可解な事象がいまだに解明されていないことは，老朽化した原発においてはどこでも同じようなことが起こりうることを示唆する。

４　被害が拡大した原因にも老朽化が関わっていること

福島第一原発事故では事故対応が難航し，何度か大量の放射性物質を海に流出させてしまった。このことにも福島第一原発の旧さと古さが影響している。

ひとつは，古い地下の設備に関する情報が埋もれてしまっていて，どのような流出経路があり得るか事前に把握できなかったのが原因である。

また，１００万トンを超える汚染水を発生させてしまったのも，建屋の水密性が劣化していて，大量の地下水の流入を許す状態になっていたからと考えられる（甲第７７号証・佐藤意見書５４頁）。

このように，被害が拡大した原因にも旧さと古さの問題が関わっている。

５　老朽化が事故の主要因となった可能性もあること

(1)　国会事故調報告書（甲第３号証）の１２，１３頁は「事故の主因を津波のみに限定すべきでない理由として，スクラム（原子炉緊急停止）後に最大に揺れが到達したこと，小規模のＬＯＣＡ（小さな配管破断などの小破口冷却材喪失事故）の可能性は独立行政法人原子力安全基盤機構（ＪＮＥＳ）解析

結果も示唆していること，そして１号機の運転員が配管からの冷却材の漏れを気にしていたこと，そして１号機の主蒸気逃し弁（ＳＲ弁）は作動しなかった可能性を否定できないことなどが挙げられ，特に１号機の地震による損傷の可能性は否定できない。」とし，「当委員会は，事故の直接的原因について,「安全上重要な機器の地震による損傷はないとは確定的には言えない。」,特に「１号機においては小規模のＬＯＣＡが起きた可能性を否定できない」との結論に達した。しかし，未解明な部分が残っており，これについて引き続き第三者による検証が行われることを期待する。」としている。

(2)　政府事故調最終報告書も４２９頁で事故原因・被害の全容を解明する調査継続の必要性を強調している。「ａ　引き続き事故原因の解明が必要」の項で，「当委員会は，本最終報告の提出をもって任務を終えることとなるが，前記１（１）ｂのとおり，原子力建屋に立ち入った現地調査ができないことや時間的制約等のために，福島第一原発の主要施設の損傷が生じた箇所，その程度,時間的経緯をはじめとする被害状況の詳細,放射線物質の漏出経緯,原子力建屋爆発の原因等について，いまだに解明できていない点も多々存在する。・・・・・国，電力事業者，原子力発電プラントメーカー，研究機関，関連学会といったおよそ原子力発電にかかわる関係者（関係組織）は，今回の事故の検証及び事実解明を積極的に担うべき立場にあり，こうした未解明の諸事項について，それぞれの立場で包括的かつ徹底した調査・検証を継続すべきである。特に国は，当委員会や国会に設置された東京電力福島原子力発電所事故調査委員会の活動が終わったことをもって，福島原発災害に関する事故調査・検証を終えたとするのではなく，引き続き事故原因の究明に主導的に取り組むべきである。とりわけ，放射線レベルが下がった段階での原子炉建屋内の詳細な実地検証（地震動の影響の検証を含む）は必ず行うべき作業である。」としている。

(3)　原子力安全・保安院は，２０１２年（平成２４年）２月１６日に「東京電

力株式会社福島第一原子力発電所事故における経年劣化の影響につい　て」との報告書を公表しており，結論として「現時点で得られている知見に基づく評価の結果，耐震安全上主要設備を含めて，今回の地震動によって機能を失うような影響があったとは考え難く，地震発生から事故が進展し設計上で考慮している条件を超えるまでの間は，経年劣化事象が福島第一原子力発電所事故の発生・拡大の要因になったとは考え難いとの結論となった。」としている。

しかし，一方で「ただし，現時点においては，現場における設備の確認を行うことが困難であるため，本報告は，過去の高経年化技術評価の結果を活用した解析等によって，経年劣化の影響を机上評価したものであり，今後，現地確認が実施される等により新たな知見が得られた場合には，経年劣化の影響については追加的な検討を行うことが必要である。」との留保しているのであって，前引用のとおり政府事故調報告書も国会事故調報告書もともに現場における実地の検証の必要性を強調していることとあわせて，注目すべきである。

６　小括

以上のように，福島第一原発事故の主な原因として老朽化が影響していた可能性もある上，事故とは直接関係のないそれ以前の経年劣化によって耐久性が衰えていたか，欠陥が生じていた部位から放射性物質の漏洩が起こるような状況となっていた可能性がある。

明らかとなっている事実だけみても，最も旧い１号機において旧式システムのＩＣが原因となって事故が進展し，同号機での水素爆発が RCIC 等の稼働により一定の猶予期間を得ていた２号機・３号機を巻き添えにした側面があるのは明らかであるし，第１－２（１）で述べたように，配電盤の配置設計上の旧さが事故を進展させる原因となった。

また，事故被害が拡大した原因にも老朽化が関わっていた。

このように，老朽化の問題が福島第一原発事故の原因やその進展に寄与したことは一定程度否定し難い事実である。

福島第一原発事故への反省から一連の原子力関連法規が改正され，同時に運転期間の延長制度が導入されたことからすれば，この点は重要な前提事実として考慮されるべきである。

第４　老朽化に伴う，主給水ポンプの破損と外部電源の喪失による具体的な危険

１　はじめに

申立書において詳述したように，本件原発の基準地震動９９３ガルは合理性がなく，本件原発は基準地震動を超える地震動によって事故に至る具体的な危険があることになる。この危険は本件原発が老朽原発でなかったとしても認められる危険であるが，以下では，老朽原発であるがゆえに生じる事故発生の危険及び事故の拡大の危険について述べる。老朽化による危険は平常運転時においても生じうるが，ここでは地震の際に生じる危険に限って論ずることとする。

２　主給水ポンプの破損と外部電源の喪失

本件原発の基準地震動である９９３ガルに至らない地震が本件原発に到来する危険があること，９９３ガルに至らない地震によって外部電源が断たれ，かつ主給水ポンプ[5]が破損し主給水が断たれるおそれがあることは債務者においてもこれを認めるものと思われる。

(1)　施設損壊の影響

外部電源は緊急停止後の冷却機能を保持するための第１の砦であり，外部電源が断たれれば非常用ディーゼル発電機に頼らざるを得なくなる。

主給水は冷却機能維持のための装置であり，これが断たれた場合には補助

給水設備に頼らざるを得ない。原子炉の冷却機能は電気によって水を循環させることによって維持されるのであって，電気または水のいずれかが一定時間断たれると炉心損傷を伴う大事故になるのは必定である。原子炉の緊急停止の際，この冷却機能の主たる役割を担うべき外部電源と主給水の双方がともに９９３ガルを下回る地震によっても同時に失われるおそれがある。

(2)　補助給水設備切り替えの手順

そこで，９９３ガルを下回る地震によって，外部電源と主給水の双方が同時に失われた場合について検討する。

この場合，原子炉の緊急停止に成功しなければ直ちに炉心損傷に至ることになるが，緊急停止に成功し，別紙チャート図のとおり，①非常用ディーゼル発電機が正常に機能したとしても，②補助給水による蒸気発生器への給水，③主蒸気逃がし弁による熱放出，④充てん系によるほう酸の添加，⑤余熱除去による冷却が連続してなされなければならず，これらのすべてが成功しなければ冷却成功に至らない。②ないし⑤のうちいずれか一つに失敗した場合，炉心損傷に至る回避措置として，下記㋐のイベントツリーが用意され，更に㋐のイベントツリーにおける措置に失敗した場合における下記㋑のイベントツリーも用意されてはいるが，各手順のいずれか一つに失敗しただけでも，加速度的に深刻な事態に進展し，未経験の手作業による手順が増えていき，それとともに不確実性も増していく。

記

㋐　イベントツリー

a　手法

①高圧注入による原子炉への給水，②加圧器逃がし弁による熱放出，③内部スプレによる格納容器除熱，④余熱除去ポンプによるブースティング，⑤高圧注入による再循環炉心冷却，⑥内部スプレによる再循環格納

---

[5] 主給水ポンプは耐震Ｃクラスである。

容器冷却

b　a が成功した場合の効果

a の①ないし⑥のすべてが成功した場合には燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

c　a が失敗した場合の効果

a の①ないし⑥のうち，いずれか一つでも失敗すると，非常用ディーゼル発電機が正常に機能しなかった場合と同様の非常事態（緊急安全対策シナリオ）に進展する。

㋑　イベントツリー（非常用ディーゼル発電機が正常に機能しなかった場合及び㋐ c の場合の収束シナリオ・緊急安全対策シナリオ）

a　手法

①補助給水による蒸気発生器への給水，②現場での手動作業により主蒸気逃がし弁による熱放出，③蓄圧注入によるほう酸水の給水，④空冷式非常用発電装置からの給電を行う。

b　a が成功した場合の効果

①ないし④のすべてが成功した場合には燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

c　a が失敗した場合の効果

①ないし④のうち，いずれか一つでも失敗すると炉心損傷に至る。

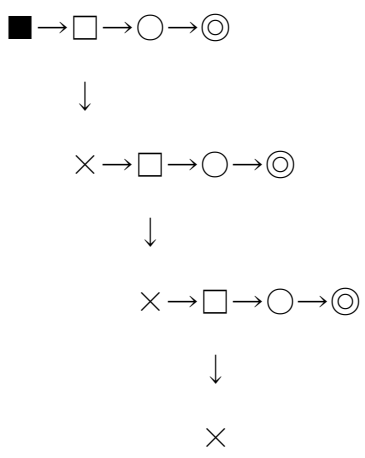
(3)　債務者が予定するイベントツリーの構造について

安全性が強く求められる場面で策定されるイベントツリーは，事故を招くおそれのある事象についての対策に失敗した場合の予備的対策が用意され，この予備的対策に失敗した場合にも更に対策が用意されており，これらのいずれかの対策に成功した場合には事態が収束するという基本的な構造をもつ必要であり，少なくともそういう基本構造であることが求められる。

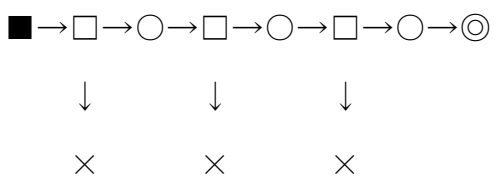
この構造を図式化し，過酷事故をもたらすおそれのある事象を■，同事象

に対する対策を□，同対策に成功した場合を○，対策に失敗した場合を×，事態の収束を◎で表すと第１図のようなものになる。

第１図



第２図



ところが，債務者の提示するイベントツリーは，次々と対策を講じなければならないという第２図の構造に近く，とるべき対策のいずれか一つでも失敗すると炉心損傷に至るか少なくとも危機的な状況（緊急安全対策シナリオ等）に陥ることになる。第１図のようなイベントツリーにおいてさえも，状況の把握の困難さや時間的制約により事態の収束には困難を伴う。ましてや債務者が主張するイベントツリーの構造のもとにおいては，事態を収束させることが更に困難となる。

原発の安全性を確保するためには多重防護の考えに立つことが不可欠であることに異論はないはずである。多重防護とは堅固な第１陣が突破されたとしてもなお第２陣，第３陣が控えているという備えの在り方を指すと解されるのであって，第１陣の備え（主給水ポンプと外部電源）が貧弱なため，いきなり背水の陣となるような備えの在り方は多重防護の趣旨からはずれるものと思われる。

(4) イベントツリーの構造と老朽化

外部電源喪失の際の非常用電源の切り替えは自動的になされるものと思われるが，主給水ポンプ破損という事態においては補助給水設備への切り替

えは手動による部分が多く，従業員は精神的な緊張を強いられることになる。手順の一つを間違えただけで直ちに緊急事態に陥ることになるが，余震が予想される状況下で従業員は連続作業を強いられることになる。加圧水型の原子炉はこのような基本的な弱点を抱えているのであり，問題は，そのような事態が基準地震動を下回る地震によってさえ生じるということである。

このような中にあっても，①高圧注入ポンプの起動，②加圧器逃がし弁の開放，③格納容器スプレイポンプの起動を含む一連の作業が円滑になされて事態を収束させるためには，注入ポンプが起動し，弁の開放，スプレイポンプ等が起動し，かつ，弁類の開閉状態や機器の動作を監視する装置等も正常に機能していることが不可欠である。原発の稼働期間４０年内であれば，かような機器類が正常に機能するという期待のもとに「基準地震動を超える地震でなければ原発の安全性は維持される」という建前がかろうじて成り立っているのである。

これらの各作業，各手順においては，いずれかの機器が起動せず，誤作動が生じたりすれば一連の作業はできなくなるし，また例えば弁の開閉状態についての誤発信がなされれば，直ちに従業員の誤った判断を招くことになる。老朽化するということは，これらの起動不能，誤作動，誤発信の事態が原発の稼働期間４０年内に比べて格段に多くなるということにほかならない。しかも，上記の一連の作業は緊急時において必要となるものであり，試運転になじまず，これらの機能が正常に維持できているか否かの確認は困難なのである。

３　老朽化による危険

本件原発の地震時における危険は以下のとおりである。

(1)　９９３ガルに至らない地震が到来した場合

９９３ガルに至らない地震において，非常用電源への切り替えがなされた

としても主給水ポンプ破損による補助給水設備への切り替えに伴う一連の作業が機械の誤作動，誤発信を含む故障により失敗し，炉心損傷に至ることが想定できる。

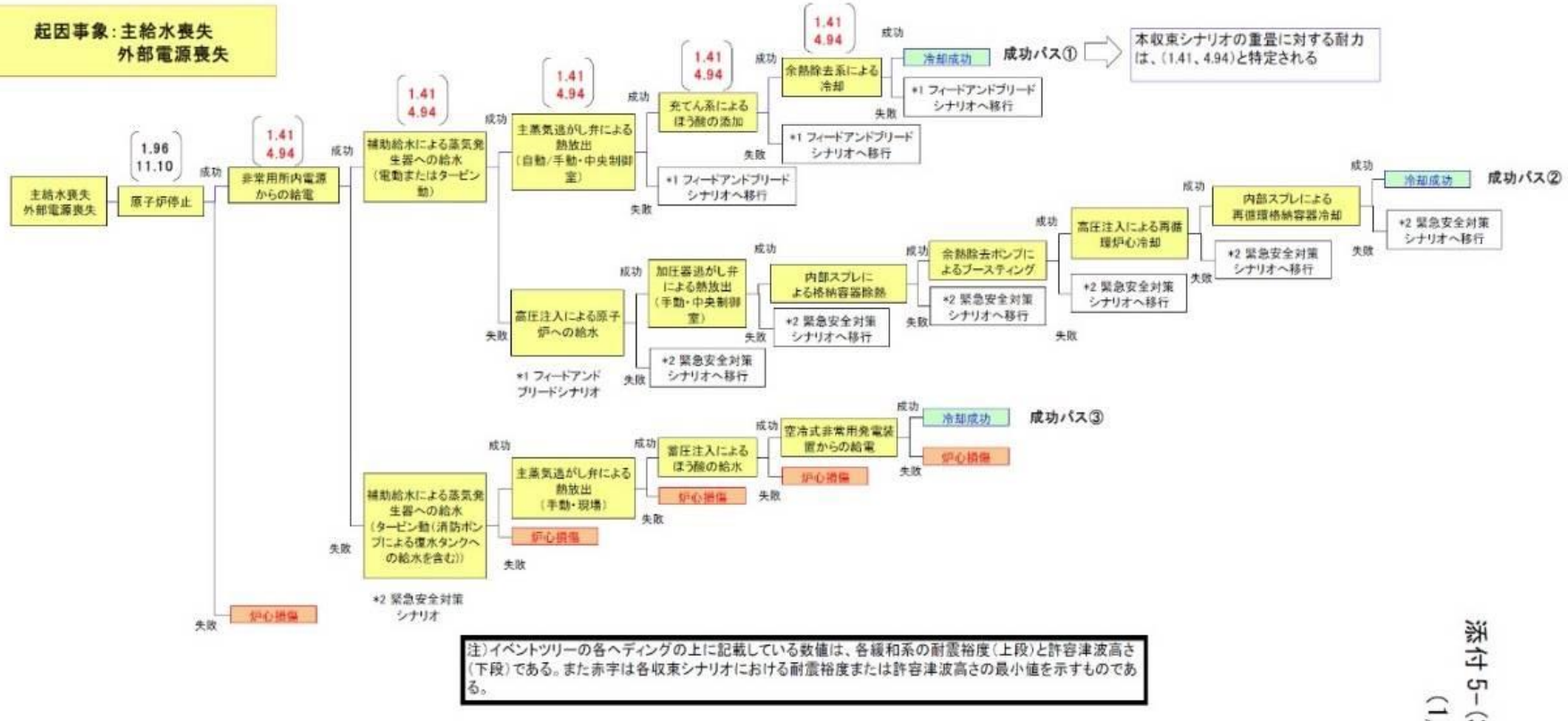
そして，大規模な炉心損傷を防止すべく緊急炉心冷却装置が作動した場合，長年の中性子照射によって弱化した鋼材が急激な温度変化に起因して脆性破壊し，この緊急炉心冷却装置の作動が更に事故を拡大させ福島原発事故と並ぶあるいはこれを超える過酷事故に至ることが想定できる。福島原発事故では２号機において格納容器の圧力破壊の危機があったものの圧力破壊に至らず最悪の事態は免れたが，本件原発では格納容器の破壊さえ想定されるのである。そして，申立書においても指摘のとおり，本件原発の周囲には他の原発に見られないほど数多くの活断層があり，本件原発は地震の巣に位置しているといえる。本件原発は９９３ガルを超えない地震の危険に常に晒され続けているのである。

(2)　９９３ガルを超える地震動

基準地震動９９３ガルを超える地震動に襲われた際の，炉心損傷に至る原因は主給水の喪失のほか，補助冷却水の喪失，２次冷却系の破断等多様であり，いずれも炉心損傷の危険と直結する。

そして，いずれの場合にも，大規模な炉心損傷を防止すべく緊急炉心冷却装置が作動したとき，長年の中性子照射によって弱化した鋼材が脆性破壊し，緊急炉心冷却装置の作動によって更に事故を拡大させ福島原発事故と並ぶあるいはこれを超える過酷事故に至ることが想定されるのである。

この危険は本件原発の基準地震動に合理性がない以上，差し迫った具体的危険だと考えられる。



各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果（重畳：炉心損傷（地震による起因事象をベースとした評価））

添付5－(3)－1
（1/4）

出所　https://www.kepco.co.jp/sp/corporate/pr/2011/1221-1j.html

第５　結語

以上の通り，過酷な環境化で稼働を続ける原発は，「バスタブ」状に稼働年数が進むにつれて故障・トラブルが増加していくことが知られている。現に老朽化した原発で生じている故障・トラブルは多数箇所に及び，老朽化を原因とする重大な事故も現に発生している。

また，１９７０年代に作られた原発は当時の設計・材質・製造技術，いずれの点でもレベルの高いものとはいえず，型が「旧い」ことによる問題も大きい。

それにも関わらず，原発という施設は，解放点検ができない部分が多く，容易に構造物の交換や修繕ができないという特性から，経年劣化の管理が著しく難しいという特質を持つ。

他方で，原発は多種多様な技術の集合施設であることから統括的な管理を行う人材が必須であるところ，数十年という期間の経過により知識を有する人材が去るなどにより不足しがちとなることが想定され，ヒューマンエラーのリスクも常につきまとう。

福島第一原発事故についても，これら老朽化した原発に特有の問題点が事故の発生及び進展に影響した可能性は否定できない。

そして，本件原発においては，他の原発に見られないほど数多くの活断層があり，９９３ガルに至らない地震によって外部電源が断たれ，かつ主給水ポンプが破損し主給水が断たれるおそれがあることや，老朽化に伴う過酷事故の差し迫った具体的な危険性があるというべきである。

以上のような老朽化した原発が共通して抱えるリスク・危険性についての前提理解を踏まえた上で，運転期間を延長して稼働をしようとする原発の安全性は慎重に判断されねばならない。

以　　上