



平成 26 年 (ワ) 第 2146 号、第 5824 号 原発メーカー損害賠償請求事件

原告 唯野 久子 外

被告 GE ジャパン株式会社 外 2 名

第 5 準 備 書 面

2016 年 3 月 23 日

東京地方裁判所民事第 24 部合議 D 係 御中

原告ら訴訟代理人弁護士 島 昭 宏 外



本書面では、本件原発事故は、本件原子炉が有する多数の重大な欠陥によって発生したこと（第 1 章）、被告ら原発メーカーには、本件原発事故を容易に予見できたにもかかわらずそれを漫然と放置した重過失があること（第 2 章）、さらに本件原発事故に原賠法の規定する責任集中制度を適用させることは違憲であること（第 3 章）、被告 GE の提出する意見書に対する反論（第 4 章）について論述し、主張を補足する。

目次

| | | |
|-----|--------------------------------------|----|
| 第1章 | 原子炉の欠陥..... | 4 |
| 第1 | 全交流電源喪失（SBO）..... | 4 |
| 1 | SBOを招いた欠陥..... | 4 |
| 2 | SBO対策の欠如..... | 6 |
| 3 | 小括..... | 8 |
| 第2 | メルトダウン..... | 8 |
| 1 | 水位計の欠陥..... | 8 |
| 2 | 代替注水系の欠如..... | 12 |
| 3 | 冷却装置の欠陥..... | 16 |
| 第3 | 水素爆発..... | 29 |
| 1 | 完全に想定外だった原子炉建屋の爆発..... | 30 |
| 2 | 小さすぎた格納容器..... | 30 |
| 3 | 有機シール材の欠陥..... | 32 |
| 4 | 4号機の問題—4号機ベントラインの共有..... | 36 |
| 5 | 小括..... | 38 |
| 第4 | 放射性物質の大量放出..... | 39 |
| 1 | 圧力抑制室の問題①—1号機ウェットウェルベントの際の機能不全..... | 39 |
| 2 | 圧力抑制室の問題②—2号機格納容器の破損..... | 41 |
| 3 | 有機シール材の欠陥..... | 44 |
| 4 | 小括..... | 44 |
| 第5 | 1号機から始まった負の連鎖..... | 45 |
| 1 | 地震に耐えられなかった1号機..... | 45 |
| 2 | 電源の復旧へ..... | 48 |
| 3 | 3号機への連鎖..... | 49 |
| 4 | 2号機への連鎖..... | 50 |
| 5 | 4号機への連鎖..... | 51 |
| 第6 | 結語..... | 51 |
| 第2章 | 被告ら原発メーカーの重過失..... | 52 |
| 第1 | 明らかになった東電の重過失..... | 52 |
| 1 | 東京電力の過失責任の枠組み—原子力事業者としての高度の注意義務..... | 52 |
| 2 | 東京電力の予見可能性—知見の進展と東京電力の認識..... | 52 |
| 3 | 結果回避可能性..... | 58 |
| 第2 | 被告らの注意義務違反（重過失）..... | 62 |
| 1 | 被告らの注意義務の根拠—二人三脚論..... | 62 |

| | | |
|-----|---|----|
| 2 | 被告らの注意義務の内容 | 63 |
| 3 | 被告らの予見可能性..... | 64 |
| 第3章 | 適用違憲（予備的主張） | 66 |
| 第1 | はじめに..... | 66 |
| 第2 | 責任集中制度規定は合憲限定解釈されるべきであること | 66 |
| 1 | 適用違憲について | 66 |
| 2 | 原賠法4条1項、同条3項の文理について..... | 66 |
| 3 | 原賠法4条1項、3項の限定解釈について..... | 67 |
| 4 | 被告らが原発の高度の危険性をコントロールでき、またコントロールしなければ ならない立場にあること | 67 |
| 5 | 現状の東京電力のみの賠償が著しく不十分であること | 68 |
| 6 | 責任集中制度により侵害される原告らの憲法上の権利の侵害の程度 | 68 |
| 7 | 小括 | 69 |
| 第3 | 本件原発事故に責任集中制度を適用することは違憲であること | 69 |
| 第4章 | Reitsma 意見書について | 69 |
| 第1 | はじめに..... | 69 |
| 第2 | 法律上の誤り | 70 |
| 第3 | 基本的な事実誤認 | 72 |
| 第4 | メーカー免責は、条約上の要請ではないこと..... | 74 |
| 第5 | 小括 | 75 |
| 第6 | 備考 | 75 |

第1章 原子炉の欠陥

第1 全交流電源喪失 (SBO)

原発事故が発生した場合、いわゆる「止める→冷やす→閉じ込める」という手順によって、被害の拡大を防ぐことが想定されており、そのための安全装置が、様々な事態に備えて装備されている。しかし、それらを機能させるためには、電源が必要である。したがって、すべての電源を喪失することは絶対にあってはならないことであり、そのために予備の電源が十分に用意されている。

第一原発では、本件地震の強い揺れにより、斜面の土砂が崩壊し、敷地内の鉄塔が土台をすくわれて倒壊した。また、受電に不可欠な所内の変電施設も、地震の揺れによって、ケーブルが切れたり、変圧器にひびが入ったりして、通電ができなくなった。このようにして、本件各号機は本件地震によりすべての外部電源を喪失した。しかし、原発には、このような場合のために、非常用ディーゼル発電機 (D/G) が複数備えられている。このときも、これら非常用 D/G が起動した。

ところが、それから約 50 分後の本件津波によって、本件各号機すべてで SBO が発生し、これにより事態の深刻化は決定的なものとなった。本件原発事故から 20 日目にあたる 2011 年 3 月 30 日、海江田経済産業大臣は、臨時の記者会見において、全国の原発の緊急安全対策を発表した。その 1 つが、電源車の配備である。本件原発事故では、緊急時の電源の確保ができなかったことが最大の原因であるとして、独立した予備の電源を確保するための対策が考えられたのである。そこで、この緊急対策に対する評価は措き、まず SBO に係る欠陥について論ずる。

1 SBO を招いた欠陥

(1) 非常用ディーゼル発電機の設置場所

その原因の 1 つは、第 4 準備書面の第 2 の 2 でも述べたとおり、非常用電源の設置場所であり、地震とそれに伴う津波の発生は当然予想されたことであり、それにもかかわらず津波が襲来すれば確実に浸水してしまうことが誰の目にも明らかな場所に非常用電源を設置していたこと自体が、原子炉の設計上の欠陥にあたる。

(2) 安全装置の集中

原発の過酷事故において、その機能の維持が必要不可欠となる機器・設備に関しては、単一故障のみに着目するのではなく、それでは対処できない領域、すなわち原子力発電所の安全に対する脅威が複合して発生し、複数の機器・設備の安全機能が同時に失われる事象に対しても、原

子力発電システム全体としての安全性を確保するという視点に基づいた多重性、多様性、独立性を持つ設計が必要である。この点の脆弱性は、被告 GE の幹部であったブライデンボーらの 1976 年 2 月 18 日のアメリカ議会原子力合同委員会における証言の中でも、マーク I 型が抱える問題として指摘されていた（訴状【137 頁】、甲 12 の 3【89 頁以下】）。

このように原子力の世界では、重要な機器は、万が一の危機に備え、分散して配置するのが安全対策上重要だということは、いわば常識であった。それにもかかわらず、本件原発事故において、本件各号機の電源盤が集中的に配置され、その結果、すべて被水ないし水没してしまったということは、第一原発の致命的な欠陥を示すものである。

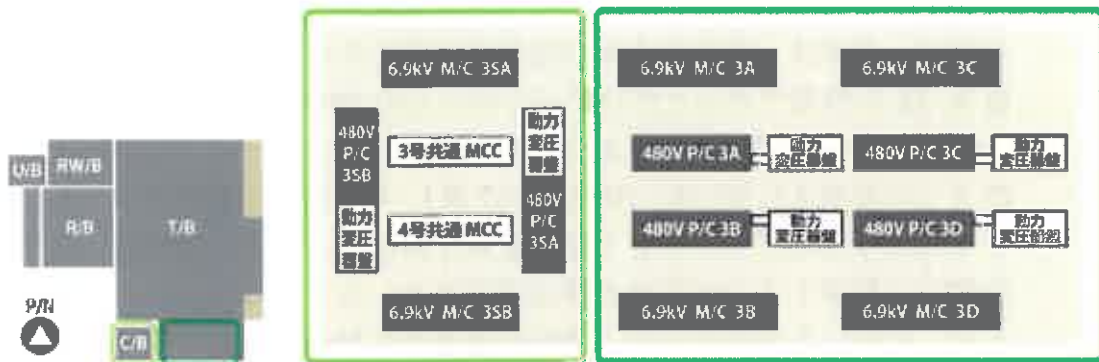
| | 1号機 | | | 2号機 | | | 3号機 | | | 4号機 | | |
|-------------|----------------|------|----|---------------------|------|------------------|----------------|------|----|--------------------|------|------------------|
| | 機器 | 使用可否 | 状況 | 機器 | 使用可否 | 状況 | 機器 | 使用可否 | 状況 | 機器 | 使用可否 | 状況 |
| 非常用ディーゼル発電機 | D/G 1A | × | 水没 | D/G 2A | × | 水没 | D/G 3A | × | 水没 | D/G 4A | × | 水没 (工事中) |
| | D/G 1B | × | 水没 | D/G 2B | × | M/C水没 使用不可 | D/G 3B | × | 水没 | D/G 4B | × | M/C水没 使用不可 |
| 非常用M/C | M/C 1C | × | 被水 | M/C 2C | × | 水没 | M/C 3C | × | 水没 | M/C 4C | × | 水没 (工事中) |
| | M/C 1D | × | 被水 | M/C 2D | × | 水没 | M/C 3D | × | 水没 | M/C 4D | × | 水没 |
| | - | - | - | M/C 2E | × | 水没 | - | - | - | M/C 4E | × | 水没 |
| 常用M/C | M/C 1A | × | 被水 | M/C 2A | × | 水没 | M/C 3A | × | 水没 | M/C 4A | × | 水没 |
| | M/C 1B | × | 被水 | M/C 2B | × | 水没 | M/C 3B | × | 水没 | M/C 4B | × | 水没 |
| | M/C 1S | × | 被水 | M/C 2SA | × | 水没 | M/C 3SA | × | 水没 | - | - | - |
| | - | - | - | M/C 2SB | × | 水没 | M/C 3SB | × | 水没 | - | - | - |
| 非常用P/C | P/C 1C | × | 水没 | P/C 2C | × | 給電元M/C 水没使用不可 | P/C 3C | × | 水没 | P/C 4C | - | 工事中 |
| | P/C 1D | × | 水没 | P/C 2D | × | 給電元M/C 水没使用不可 | P/C 3D | × | 水没 | P/C 4D | × | 給電元M/C 水没使用不可 |
| | - | - | - | P/C 2E | × | 水没 | - | - | - | P/C 4E | × | 水没 |
| 常用P/C | P/C 1A | × | 被水 | P/C 2A | × | 給電元M/C 水没使用不可 | P/C 3A | × | 水没 | P/C 4A | - | 工事中 |
| | P/C 1B | × | 被水 | P/C 2B | × | 給電元M/C 水没使用不可 | P/C 3B | × | 水没 | P/C 4B | × | 給電元M/C 水没使用不可 |
| | P/C 1S | × | 被水 | P/C 2SB | × | 水没 | P/C 3SB | × | 水没 | - | - | - |
| 直流125V | 125V DC BUS-1A | × | 水没 | 125V DC DIST CTR 2A | × | 水没 | 直流125V 主母線盤 3A | ○ | - | 直流125V 主母線盤 4A | × | 水没 |
| | 125V DC BUS-1B | × | 水没 | 125V DC DIST CTR 2B | × | 水没 | 直流125V 主母線盤 3B | ○ | - | 直流125V 主母線盤 4B | × | 水没 |
| | - | - | - | 直流125V 20/G 5 主母線盤 | × | 水没 | - | - | - | 直流125V 20/G 5 主母線盤 | × | 水没 |

※1設置場所と設置層

- タービン建屋地下1階
- 共用プール建屋地下1階
- コントロール建屋地下1階
- タービン建屋1階
- 共用プール建屋1階
- その他

所内電源系統設備の設置場所と被害状況および使用可否の状況

(甲 1【139 頁】)



3号機タービン建屋およびコントロール建屋地下1階平面図（一部）
（同【140頁】）

5頁の表や上の図からも分かるとおり、本件原子炉では、所内電源系統は複数の機器・設備が、同一場所に設置されている場合が多くみられた。1号機ではすべての常用M/Cと非常用M/C、常用パワーセンター（P/C）がタービン建屋1階に設置されていた。電源系統の上流と下流に位置する機器・設備は同一場所又は隣接場所に設置されていた。3号機ではすべての常用M/Cと非常用M/C、常用P/C、非常用P/C、非常用ディーゼル発電機が隣接するタービン建屋とコントロール建屋の地下1階に位置していた（訴状【29～31頁】）。

このように、第一原発では、当然されるべき分散配置がされていなかった。しかも、配置されていたのは、海に近いタービン建屋だった。同じ東電の原発でも、柏崎刈羽原発や福島第二原発は、浸水に対して水密扉を備えた原子炉建屋に電源盤が配置されている。ところが、第一原発は古い原発であるが故に、そうした改良工事がなされていなかったのである。

また、外部送電系統は7回線あったが送電鉄塔は3ルートで、しかも東電新福島変電所又は東電新しいわき開閉所、および東北電力富岡変電所からの送電機能を失うだけで全号機が外部電源喪失となる状況であった。また本件原発事故においては、通常のSBOでは仮定していない直流電源も失われた（甲1【125、138頁】、甲43【122頁】）。

2 SBO対策の欠如

第一原発の運転員の一人は、非常用D/Gが起動した際には、「このとき、まだ、警報はいっぱい鳴っていました。しかし、スクラムに成功し、電気を確保することができれば、後は、マニュアルに従って、ゆっくりと設備の状態を点検していけばいいんです。そして、原子炉を100℃に冷やす。定期検査に入るときにも行う操作ですから、それほど難しいものではありません。」と振り返っている。次々と襲う緊急事態にも、運転員は、粛々と対応してい

た（甲 43【29～30 頁】）。

また、1号機から4号機を統括するユニット所長の福良昌敏氏は、「外部の電源がなくなったにしろ、非常用の電源が確保されたということで、まあ一安心ということですかね。一安心というのは、通常の事故時に定められた手順の中で、復旧できる範囲の事象におさまってくれたという意味です。」と振り返っている（同【33～34 頁】）。

しかし、それからわずか50分も経たないうちに、「通常の事故時に定められた手順の中で、復旧できる範囲の事象」を超えた事態を迎えることになる。

（1）SBOは想定外

米国では、1989年7月に、様々な問題を抱えるマークIについて、NRCが検討を進めた結果、SBO規則の実施を促し、①所内非常用交流電源の多重性、②所内非常用交流電源の信頼性、③外部電源喪失予想頻度、④外部電源復旧に必要な予想時間を基に決定されるSBO継続時間にわたり、プラントがSBOに耐え、かつ復旧できること、という方針を決定し、これに従った対策が行われた。

これに対し日本では、第一原発を日本の代表的プラントとした上で、「国内プラントの外部電源及び非常用ディーゼル発電機の信頼性は良好であり、現状の設備でこの規則を満足する」として、何の対策も検討されなかったのである（訴状【139～141 頁】、甲 13）。

ところが、本件地震の発生から51分後の午後3時37分、原子炉の冷温停止に向けて作業が進められていた中央制御室において、モスグリーンのパネルに、赤や緑のランプが点灯する計器盤が瞬き始め、1号機側の天井の照明や計器盤が、時間を置いてひとつ、またひとつと消えていった。続いて、2号機側の天井の照明や計器盤の赤や緑のランプが、ひとつ、またひとつと消え始め、午後3時41分には真っ暗になった。

暗闇が襲う中央制御室に、当直長の「SBO！」と叫ぶ声が響いた。津波によって、タービン建屋の地下1階等にある非常用D/Gが被水ないし水没してしまったのである。こうして、本件各号機はSBOに至った（甲 43【38～39 頁】）。

つまり、本件各号機には、SBOという起こり得る事態を全く想定せず、一切の対策を用意していないという設計上の欠陥があった。

（2）マニュアルの不存在

SBO発生から約10分後の午後3時50分、暗闇に包まれた中央制御室では、LEDライトの懐中電灯等の灯りになるものをかき集めた。そして、当直長らは、その灯りを頼りに、真っ先にシビアアクシデントの対応が書

かれているマニュアルのページを手繰った。しかし、どこをめくってもすべての電源を失った緊急事態の対応は記されていないのである。

最悪の事態を想定して準備されていた緊急対応マニュアルは、中央制御室の計器盤を見ることができ、制御盤で原発の操作が可能なることを前提に記載されていた。事態は、事前に準備されたマニュアルや、これまで積み重ねてきたものをはるかに超えた未知の領域に入っていたのである（甲 43【46 頁】）。

このように、本件各号機には、緊急対応マニュアルにも SBO に対応するための記載が一切ないという指示・警告上の欠陥があった。

3 小括

以上のとおり、原発は、事故が発生しても電気さえ残っていれば、原子炉を冷やすことができ、事態の深刻化は避けることができる。しかし、本件各号機では、その最も重要な機器・設備である電源盤が分散配置されることなく、海に近いタービン建屋等の地下 1 階又は 1 階という低い位置に集中的に配置されていたという設計上の欠陥のため、本件津波によって、すべて被水ないし水没して、SBO が発生した。

さらに、米国では SBO 対策が検討されていることを知りながら、一顧だにせず、敢えて SBO の発生を想定さえしなかったという設計上の欠陥および SBO の際の対応が書かれたマニュアルが存在しないという指示・警告上の欠陥のため、運転員たちは適切に対応することができず、原子炉の冷却に失敗する等して、事態はメルトダウンへと進行していったのである。

第2 メルトダウン

SBO が発生しても、原子炉内の水を確保し、核燃料を冷やし続けることによって、電源の復活まで時間を稼ぐことでメルトダウンを避けることができた可能性があった。前述の海江田経済産業大臣が発表した原発の緊急安全対策のうち、2 つめは、非常時の冷却機能の確保のため、消防車を配備し、消火ホースによる給水経路を確保することである。このような対策の有効性は、以下に述べるとおり強い疑問が残るが、本件原発事故においては、このような注水対策さえ存在せず、本件各号機が有する様々な欠陥のため、メルトダウンへと突き進んでいった。

1 水位計の欠陥

(1) 原子炉水位計の重要性および欠陥

通常運転時、原発は、原子炉内の水位を調整することでその出力を管理・統制しているため、原子炉内の水位は、原発を稼働させる上で、最も重要な情報の 1 つである。

しかし、第一原発で使用されていた原子炉水位計（以下、単に「水位計」という）には、以下で詳しく述べるように、原子炉内の温度が高くなればなるほど、正しい水位が測れなくなるという致命的な欠陥がある。つまり、水位が核燃料の先端より下になるような場合であっても、核燃料より上に水位があることを示すなど、過酷事故の際に原子炉内の水位を正確に計測することができないのである。

さらに、現在に至るまで、他の原発においても、かかる欠陥についての十分な改良はできておらず、水位計の欠陥は、原発という製品の明確かつ決定的な欠陥といえる。

（２）本件原発事故における水位計

ア 計測された原子炉内の水位

（ア）午後４時４１分から午後４時５６分の計測

本件原発事故では、2011年3月11日午後3時41分に、1、2号機がSBOに至り、水位計のある中央制御室は暗闇に包まれ、水位計等の計器の確認がとれなくなり、原子炉内の様子を把握する術はなくなった。

もともと、SBOから1時間が経過した午後4時41分から午後4時56分までの15分間だけ、一時的に電源が回復し、1号機の水位計を確認することができた。

このとき、1号機の水位計は、原子炉内の水位が、午後4時41分の時点で核燃料の先端から2m50cmの位置に、午後4時56分の時点では核燃料の先端から1m90cmの位置にあることを示した。

この計測結果から、当時の緊急対策本部は、このままでいけば午後6時15分に水位が核燃料の先端（TAF）に達すると予測し、TAFまで、およそ1時間、時間的猶予があると判断した（甲43【58頁】）。

（イ）午後9時19分以降の計測

再び水位計が確認できなくなった時点（午後4時56分）から4時間以上が経過した午後9時19分、通勤バスのバッテリー等をつなげることで復活した水位計は、水位が、核燃料の先端から20cmの位置にあることを示した。

このころ、緊急対策本部は、1号機のICが作動しているか否かについて判断しかねていたところ、かかる水位計の計測から、1号機のICが作動していると確信を持つことになる。

そして、水位計は、午後10時00分には55cm、午後10時35分には59cmの原子炉水位を示したことから、緊急対策本部は、1号機については核燃料が露出していないと結論づけ、これによって1号

機に対する対処が大きく遅れることになった（甲 43【72～74 頁】）。

イ 計測値と実際の水位との乖離

本件原発事故後、東京電力が「マープ (MAAP)」と呼ばれる計算プログラムで、事故当時の原子炉内の水位をシミュレーションしたところ、核燃料の先端に達した時間は、午後 6 時 10 分ころとされ、午後 7 時 40 分には、核燃料の底部にまで達していたとされる。

また、同じく NHK が「 Sampson (SAMPSON)」と呼ばれる計算プログラムでシミュレーションした結果、午後 4 時 42 分に、水位は核燃料の先端に達し、午後 8 時 52 分には、核燃料の底部まで達していたとされる。

さらに、国会事故調によれば、1 号機は「全電源喪失後、炉心冷却系が機能しなかったため、事象は単純であり、最短の事故経過で炉心溶融から原子炉圧力容器破損、溶融燃料の格納容器底面への落下に至ったと推定される」とした上で、「炉心冷却がほとんど期待できない状態では、炉心温度の上昇により、全電源喪失から約 2 時間 30 分後〔本件原発事故では、午後 6 時 10 分ころ〕には原子炉水位は炉心上端まで低下」（〔 〕内は引用者）するとしている。

これらの事実から、少なくとも午後 9 時 19 分以降、水位計が示した上記計測値が、実際の水位と大きく乖離していたことは明らかである。

(3) 水位計の構造および欠陥

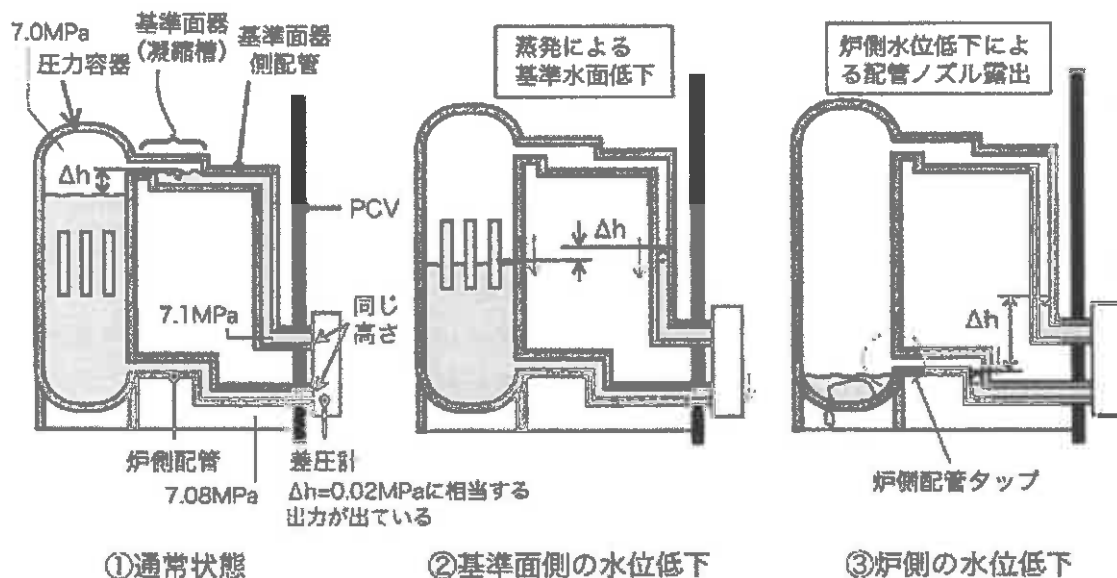
水位計が、上記のような誤作動を起こした理由は、その構造的な欠陥にある。

BWR 型のほとんどの原発には、圧力容器内の上部のガス空間の圧力 (P_0) と、圧力容器下部の液中の圧力 (圧力 P) との差圧 ($\Delta h = P - P_0$) を計測し、水位に換算するというシステム (差圧式水位計) が採用されている。

この差圧式水位計は、直接に圧力容器内の水位を測るわけではなく、格納容器内の伝送管に設置された「基準面器」(凝縮槽) という金属製の容器の中に、一定量の水を常時入れておくことで、その水面を基準として原子炉内の水位を計測している。

差圧式水位計では、圧力容器上部のガス空間の圧力を伝える際、温度低下による凝縮が起こるところ、その凝縮が計測圧力に影響することを防ぐため、そのような「基準面器」が備えられているのである。

しかし、かかる差圧式水位計には、次の図②・③のような欠陥がある。



(出典：渕上正朗・笠原直人・畑村洋太郎『福島原発で何が起こったか』194 頁)

すなわち、通常時は、「基準面器」内の基準となる水面は一定に保たれているが (①)、設定条件を超えて圧力容器内の温度が上昇すると、「基準面器」内の水が蒸発してしまい、基準水面が下がってしまうことから、見かけ上、原子炉水位が上昇するのである (②)。つまり、仮に、核燃料が露出している場合でも、水位計の表示は、核燃料より上に水面があるように表示されてしまうのである。

また、原子炉水位が極端に低下し、下部の計装配管より液位が低下すると、原子炉側の計装配管の水も蒸発する。その蒸発が静定すると、差圧は原子炉内の水位には依存しなくなり、見かけ上、原子炉水位が一定の数値 (本来より上の数値) を示すことになる (③)。

これらのことは、原子炉内の温度が高くなればなるほど、正しい水位が測れなくなることを意味しており、原子炉の危険性が増して、より原子炉内の情報が必要となる場面において、正確な水位を把握できなくなるという「原子力発電所という製品」の重大な欠陥である。

(4) TMI 原発事故の経験が活かされていないこと

水位計の誤作動により、運転上最も重要である原子炉水位が分からなかったことが、事故の致命的な要因となった点は、スリーマイル島 (TMI) 原発事故 (1979 年 3 月 28 日) においても同様であった。

TMI 原発は、炉心の圧力上昇後、圧力を逃す安全弁が開いたが、弁が開いたままの状態に固定してしまい、蒸気が外部に抜けることで大量の原子炉冷却水が失われてしまった。このとき、原子炉では自動的に ECCS

(非常用炉心冷却装置)が動作したが、すでに原子炉内の圧力は低下しており、冷却水の沸騰をもたらし、大量の蒸気が加圧器水位計に流入した。これにより、加圧器水位計は故障し、正しい水位を示すことができなくなった。

このとき、実際には冷却水が喪失していたにもかかわらず、水位計がほぼ満水であるとの表示であったため、この表示を信じた作業員は、冷却水が過剰となっていると判断し、ECCSを手動で停止した。

TMI 原発事故では、かかる水位計の表示に従った作業員の行為が、極めて重要なターニングポイントとなったのである。

なお、TMI 原発は、PWR (加圧水型原子炉) 型の原発であり、福島第一原発の差圧式水位計とは異なる水位計が設置されていたが、関西美浜原発や川内原発など、国内には多くの PWR 型原発が設置されている。

(5) 小括

原子力発電所の運転において、核反応により発生する熱は、膨大であるため、たとえ冷却系統に故障があった場合であっても、核燃料の表面温度を約 1200 度以下に抑えておかないと、核燃料は溶け落ちてしまう。つまり、少なくとも原子炉内の水位 (水面の位置) が核燃料の上端 (TAF という) より上にないといけない。まして、水位が下がりすぎて核燃料の大半が水面上に出てしまっている状態において、水位計が機能せず水位が把握できないなどということは、そのことだけで、原発運転の適格性を欠くことは明らかである。

本件各号機の水位計は、原子炉内の温度が高くなり、危険な状態になったとき、原子炉水位を把握することができなくなるという重大な設計上の欠陥を有しており、1号機においては、これによって対策を誤り、事態を深刻化させることとなった。

2 代替注水系の欠如

(1) 実効性のある代替注水系の不存在

代替注水系については、先述した 1989 年 7 月の米国 NRC による提案で、原子炉あるいはドライウェル・スプレイ系のいずれへも注水できる代替注水系を有すること、そしてこの代替注水系は、常用および非常用交流電源から独立したポンプ機能を有することが、要求事項として明言されていた (訴状【140 頁】)。

これに対し、日本では、そのような代替注水系に該当する設備はないとしながら、現存の注水系は「AC 電源に依存してはいるが、ドライウェル・スプレイ/原子炉へ注水が可能な代替手段には残留熱除去海水系や補給水系があり、原子炉へ注水が可能な代替手段には制御棒駆動水圧計

やほう酸水注水系がある。これらの系統の対応操作は徴候ベース事故時運転マニュアルに反映されている。」として、何ら対策を検討しなかった（甲 13【4 頁】）。

本件原発事故において、マニュアルにあった対応策は、タービン建屋地下 1 階にある消防用ポンプを動かして、構内にある消火水槽の水を原子炉に注水するというものだった。しかし、1 号機では、ディーゼル発電機で動く消防用ポンプの圧力が低く、原子炉圧力に及ばなかったうえ、ポンプを待機状態にしている間に、燃料が切れて、3 月 12 日午前 1 時 48 分には動かなくなってしまったのである（甲 43【135 頁】）。

また、これら消火系配管は、**耐震クラス C**であったため、**地震の影響によって機能しない可能性**が認識されていた。保安院の東電に対するヒアリング資料によると、「消火系ラインは耐震性が C クラスだったため、ライン構成ができて配管破損等で途中で漏洩する可能性もあり、実際に注水できるか不安があった。事故当時の現場責任者の一人によると『原子炉圧力容器を減圧し即座に消化系で注水する（そうしないと急激に水位が下がり炉心が露出する）のは一か八かの賭け』」との認識が示されている。本件原発事故でも、他の安全設備より先に消火系配管が破損し、使用不能になっていた可能性が指摘されている。

このように、その必要性が認識されていた、**実効性のある代替注水系**、**具体的には原子炉あるいはドライウェル・スプレイ系へのいずれへも注水できる**、**常用および非常用交流電源から独立したポンプ機能を有する代替注水系を備えなかったという設計上の欠陥**によって、非常時の冷却機能を確保することができず、このことがメルトダウンへとつながっていったのである。

(2) 機能しなかった注水ライン

ア 原子炉の注水系統

原発では、原子炉内に加熱源（燃料棒）が存在するため、原子炉の中に注水し、常に冷却し続けることが必要であり、平時、運転中には主復水器などの主冷却系が、停止時には SHC（原子炉停止時冷却系）や RHR（残留熱除去系）といった冷却装置が作動するようになっている。

また、何らかの事故が生じ、原子炉内が高温・高圧になった場合のために、次の表のとおり、原子炉隔離時冷却系装置（IC・RCIC）や高圧注水系（HPCI）、低圧注水系（LPCI・LPCS）といった非常用の冷却装置が設置されている。

表5-4 主な非常用冷却設備の仕様

| 福島第一原子力発電所 | | 1号機 | 2号機 | 3号機 |
|--------------------|---------------------------------|----------|-------------|-------------|
| 原子炉圧上経冷却系 (SIC) | ポンプ | | | |
| | 台数 | 2 | | |
| | 流量 (m ³ /hr/台) | 485.5 | | |
| | 揚程 (m) | 45.7 | | |
| | 熱交換器 | | | |
| 低圧冷却水系 (RHR) | ポンプ | | | |
| | 台数 | | 4 | 4 |
| | 流量 (t/hr) | | 1,150 | 1,820 |
| | 全揚程 (m) | | 128 | 128 |
| | 海水ポンプ | | | |
| | 台数 | | 4 | 4 |
| | 流量 (m ³ /hr) | | 378 | 378 |
| | 全揚程 (m) | | 232 | 232 |
| | 熱交換器 | | | |
| | 台数 | | 2 | 2 |
| 伝熱能力 (kcal/hr) | | 7.70E+06 | 7.76E+06 | |
| 外圧閉鎖水素 (ICI) | 系統数 | 2 | | |
| | タンク有効貯水容量 (m ³ /タンク) | 135 | | |
| | 高気圧室 (t/hr/タンク) | 100.5 | | |
| 原子炉閉鎖冷却系 (RSCC) | ポンプ | | | |
| | 台数 | | 1 | 1 |
| | 圧力容器圧力 (MPa) | | 7.7-1.0 | 7.7-1.3 |
| | 出力 (MW) | | 500-80 | 500-80 |
| | 揚程 (m) | | 5,000-2,885 | 4,500-2,000 |
| | ポンプ | | | |
| | 台数 | | 1 | 1 |
| | 流量 (t/hr) | | 85 | 97 |
| 全揚程 (m) | | 880-160 | 850-160 | |
| 圧縮機 (rpm) | | 41変 | 可変 | |
| 高圧注水系 (HPCW) | 系統数 | 1 | 1 | 1 |
| | 流量 (T/hr) | 662 | 965 | 965 |
| 低圧注水系 (LPCW) | 系統数 | 1 | 1 | 1 |
| | 流量 (T/hr) | | 2 | 2 |
| 原子炉スプレイ系 (CS) | 系統数 | 2 | 2 | 2 |
| | 流量 (T/hr/系統) | 550 | 1,020 | 1,141 |
| | ポンプ数/系統 | 2 | 1 | 1 |
| | ポンプ静圧能力 (MPa) | 2 | 3.45 | 3.45 |
| 南塔塔内冷却系 (ICCS) | 系統数 | 2 | 2 | 2 |
| | 流量 (T/hr/系統) | 705 | 2,500 | 2,560 |
| | ポンプ数/系統 | 2 | 2 | 2 |
| | 熱交換器数/系統 | 1 | 1 | 1 |

(出典：澁上正朗・笠原直人・畑村洋太郎『福島原発で何が起こったか』184頁)

しかし、既に述べたように、上記冷却装置は、電力が失われると作動しないことや、電源復旧までの作業時間に比して作動時間が短いなどの問題点がある上、そもそも原子炉内が高圧状態になると、外部からの注水が極めて困難になり、原子炉を冷却することができないという問題がある。これらの冷却装置が機能しない場面は、以前から想定されていたにもかかわらず、本件原子炉には、代替手段となるような注水系すら整備されていなかったため、メルトダウンを食い止めることができなかった。

イ 代替注水系確保の必要性

このような注水システムの不備については、先述のとおり、1989年にNRCにおいて、「原子炉あるいは、ドライウェル・スプレイ系のいずれ

かへも注水できる代替注水系を整備すること並びに常用および非常用交流電源から独立したポンプ能力を有することが必要」であるとの提案がされている。

また、国会事故調においても、過酷事故（シビアアクシデント）対策設備の整備に関し、「原子炉および格納容器への注水機能」の対策につき、多重性、多様性、独立性の必要性を指摘するとともに、「対策をしていたが実効性が不足していた点、若しくはそもそも対策がされていなかった点」が問題視されている。

すなわち、原発には複数の注水系が設置されているものの、過酷事故対策としては極めて不十分であることが、これまで幾度も指摘されていたのである。

ウ 本件原発事故への影響

(ア) 本件では、1号機のIC、2号機のRCIC、3号機のHPCIが、電源が復旧できないことなどから、次々に、冷却機能が失われる中、消防車による注水のみが、原子炉を冷却する唯一の手段となった。

消防車による注水は、原子炉内に張り巡らされた配管のうち、いくつかの弁を開け閉めすることにより、外部から原子炉内に注水するラインを一時的に確立し、注水を行うというものである。

しかし、消防車による注水は、代替的注水系が不完全であり、他に原子炉を冷却する方法がなにもない中でとられた苦肉の策であり、過酷事故対策のマニュアルには載っておらず、これまで消防車による注水というオペレーションは、検討されたことも、訓練されたこともなかったのである。

(イ) このようなオペレーションが効を奏するわけもなく、本件では1号機から3号機に対して、毎時数10トンの注水が行われたものの、いずれの原子炉においてもメルトダウンを食い止めることはできなかった。

例えば、3号機については、消防車による注水が開始された3月13日午前9時から20時間以上にわたり注水が行われたため、400トン以上の水が注水されたことになる（甲43【240頁】）。

放射熱を考慮しても、原子炉の容量からすれば、これだけの量の注水があれば原子炉は満水となるため、原子炉は冷却され、メルトダウンを防ぐことができたはずである。

しかし、実際には、注水された水の多くは、原子炉へ続くラインを外れ、他の機器へ流出してしまっただけのため原子炉を冷却することはできなかったのである。

本件では、本件原発事故から2週間程度たった段階で、本来約3000トンもの空容量がある復水器が、いずれも満水となっていた。この事実からすれば、注水された大量の水は、原子炉には到達せず、その大半がラインを外れて復水器へ流れ込んでいたといえる。

(ウ) 以上のとおり、本件原発事故においては、代替注水系の不備により、消防車による注水という場当り的な注水作業を行わざるをえず、その結果、メルトダウンを食い止めることができなかつたのであり、かかる不備が原発の重大な欠陥にあたることは明らかである。

(3) 小括

以上のとおり、本件各号機は、多重性、多様性、独立性を有する代替注水系の重要性が繰り返し指摘されていたにもかかわらず、これを備えていなかったという重大な設計上の欠陥があり、本件原発事故においては、かかる欠陥によりメルトダウンを食い止めることができなかつた等、申告な結果を発生させたのである。

3 冷却装置の欠陥

本件原発事故に際し、本件各号機では制御棒の挿入に成功し、いわゆる「スクラム」が確認された。原発事故においては、いわゆる「止める→冷やす→閉じ込める」という対応が必要であるところ、原子炉圧力容器を速やかに停止することはできたのである。次に必要なことは、核燃料の破損を防止するために、炉心の冷却を続けることであつた。

第一原発で運転中だつた1号機から3号機の原子炉では、スクラムによって核分裂は止まったが、核燃料は一定の熱を出し続け、その余熱により、このときの炉内の温度はおよそ300度の高温状態にあつた。これを崩壊熱といい、その熱量は、原子炉で定格の核分裂反応が起きている際の7パーセント程度ではあるが、小型火力発電所並みの出力がある。そこで、水の沸騰を収め、炉内を圧迫する余計な圧力の発生を防ぐために、この崩壊熱を取り除いて、圧力容器の温度を100度以下に持っていく必要がある。

核燃料から出続ける崩壊熱は、周囲の水が循環して熱を取り除かれるが、その水の循環が止まったり、さらに原子炉の水位が下がったりすると、冷却ができなくなり核燃料の表面の温度が上昇することになる。そうした冷却ができない状態が続くと、原子炉の水が沸騰し、やがて核燃料の上部が水面から出てしまい、核燃料は急激に温度があがり、やがて核燃料が溶け落ちてしまう。細かい定義の問題はともかく、この燃料が融けることを「炉心溶融」といい、それにより核燃料が融けて落下することを「メルトダウン」と表現できる。原子炉では、この炉心溶融を防ぐことが重要で、そのためには原子炉内に水を循環させ、蒸発する水の減少分を補うだけの水を原子炉に送り

込むことが必要である。この極めて重要な「冷やす」機能として、原子炉には様々な非常用の冷却装置が備え付けられている。

(1) IC の欠陥 (1 号機)

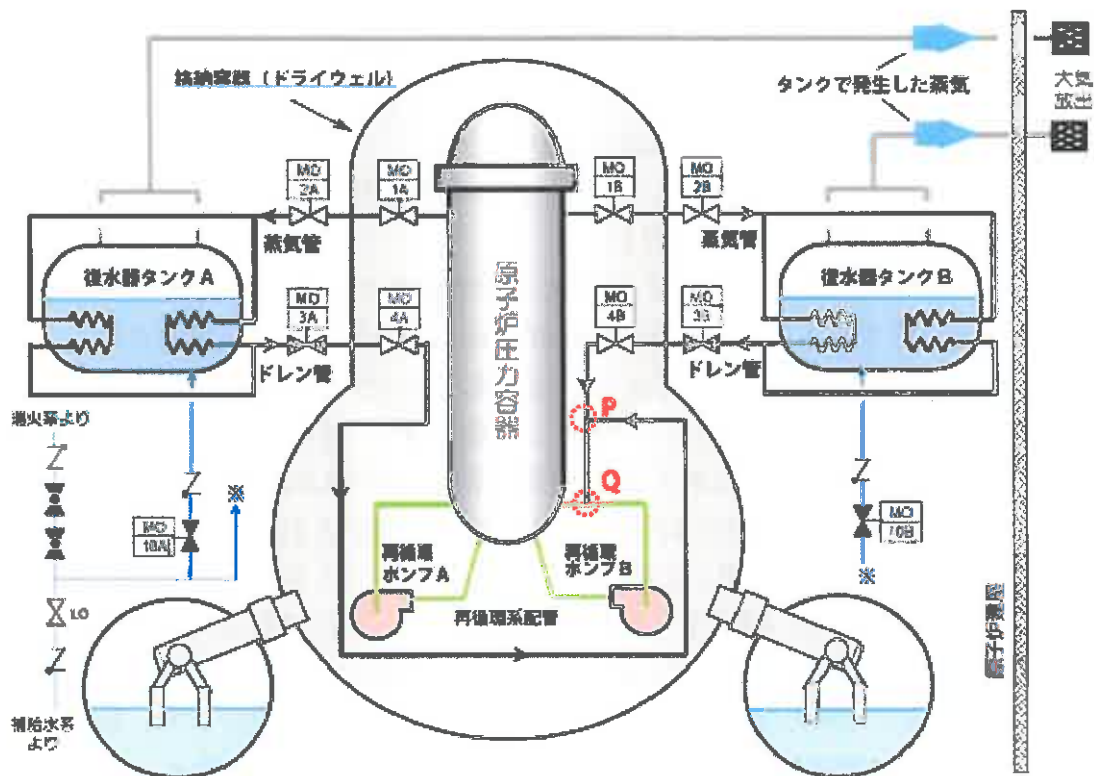
ア IC (=Isolation Condenser)

非常用冷却装置として、1 号機には非常用復水器 (IC) が備え付けられていた (訴状【15 頁】)。

1 号機の IC は BWR 草創期の設備であり、第一原発では 1 号機だけが IC を有している。IC の設備全体は A、B2 系統で構成され、それぞれの系は、冷却水を蓄えた「復水器タンク」、圧力容器上部から取り出した蒸気を復水器タンクへ導く「蒸気管」、復水器タンクの中で蒸気が冷却されてできた水を圧力容器下部の再循環系配管へと導く「ドレン管」、そして 4 個の MO 弁 (電動弁) で構成されている。

その弁であるが、A 系、B 系各 4 個の弁のうち、A 系の 3A 弁と B 系の 3B 弁は、運転中「常に閉じている」。それに対して、他の弁 (1A、2A、4A 弁、1B、2B、4B 弁) は「常に開いている」。しかし何らかの原因で (例えば、主蒸気隔離弁 (MSIV) が突然閉止して) 炉圧が上昇し、その圧力が 7.13MPa を 15 秒以上継続して超えると、それまで閉じていた 3A 弁と 3B 弁が自動的に開くようになっている。

3A 弁、3B 弁が開くと、圧力容器内の高温・高圧の蒸気は蒸気管を通過して格納容器外に設置されている復水器タンク A、B へ入り、そこで冷却水と熱交換し、最終的には元の蒸気温度よりも低い温度の水へと凝縮する。蒸気が水に変化すると大きな体積凝縮が起こるので、高まりつつあった炉圧は低下する。一方、非常用復水器タンク A、B を出た水はそれぞれのドレン管を通過して格納容器内に入ったあと、図の P 点で合体し、A、B、2 系統ある再循環系配管のうちの B 系統の再循環ポンプ入り口 (図中の Q 点) 付近から圧力容器本体へと戻っていく。



(甲 1 【218 頁】)

IC の最大の特徴は、上記のようなプロセスが、モーターや電動のポンプを必要とせず、圧力容器から蒸気が発生している限り、その蒸気が炉を冷やす水になって戻ってくるという、**停電しても「自然循環」**によって利用できる自立した安全装置であるという点である。その自然循環のために、タンク A、B は圧力容器の最上部とほぼ同じレベルに設置されている。IC にはもう一つ大きな特徴がある。それは、原子炉冷却材が閉じたループ (原子炉→蒸気管→復水器→ドレン管→原子炉) を循環するだけなので、原子炉水位は大きく変化しないことである。このように IC は、構造が簡単で、停止後に出る圧力容器からの高温の蒸気を逆に利用するという設計が高く評価されていた。

イ IC の起動

(ア) 自動起動

原発は、圧力容器の中で核燃料を使って水を沸騰させ、発生した大量の蒸気 (圧力約 6.8MPa、温度約 285 度) を主蒸気管でタービン・発電機に送り、電気を生み出している。しかし、午後 2 時 47 分に、スクラムによって MSIV が突然閉止したため、圧力容器内で発生す

る大量の蒸気が行き場を失い、原子炉圧力（炉圧）が上昇し始めた。特にスクラム直後は核分裂生成物による崩壊熱が大きく、炉圧の上昇は速い。本件地震から6分が経過した午後2時52分、炉圧の高まりを感知したICが自動起動した。これで、ICが正常に機能すれば、圧力容器の温度と圧力は、コントロールすることができるはずであった。

そして、実際に原子炉停止から40分後、原子炉の温度は300度から180度程度まで順調に下がっていた。午後3時41分、津波によって、外部電源に続いて非常用ディーゼル発電機も発電できなくなり、全交流電源喪失（SBO=Station Black Out）に至った。

（イ）作動状況の不明

IC自体は、蒸気力で動くため、電気がなくても、原子炉建屋4階にある冷却水タンクを通して冷やされた水が圧力容器に注がれ、原子炉を冷やし続けることができる。しかし、ICのレバーは、操作した後、手を離すと必ず中央の位置に戻るようになっている。弁が開いているときは赤いランプが点灯し、閉じているときは緑のランプが点灯する。レバーは何度も操作するので、弁が開いているか閉じているかは、点灯しているランプの色で判断することになるが、電源喪失によって計器盤のランプが消えてしまったために、作動状況が分からなくなってしまったのである（甲43【46頁】）。電源を必要とせず、圧力容器を冷やすことができることがICの優れた点であると考えられていた。しかし、電気がなければ起動しているかどうか分からないということは、結局SBOにおいては役に立たないというだけでなく、その時点での判断を誤らせ、事態を深刻化させる可能性がある。実際に本件原発事故においては、ICが動いていないのに、動いていると思い込んで、1号機の圧力容器は冷やされているとの前提による誤った判断が重大な事態を招く原因となったのである。よって、**ICのレバーには、重大な設計上の欠陥があった**ということができる。

そして、このように1号機原子炉の冷却が行われているかどうか分からないという事態に陥ったため（このとき2号機についても他の理由により同様の事態となっていた）、第一原発は午後4時36分、日本で初めて1号機と2号機について経済産業省や各自治体に対して15条通報を出した。

15条通報とは、1999年の東海村JCO臨界事故をきっかけに整備された原子力災害対策特別措置法の中で、原子力で緊急事態が発生した場合には、速やかに国に報告することとされたものである。これ

によって、それまではICによって冷却されていると考えられていた1号機が、そうではない可能性があることが判明し、本件事故に対する対応は、一気に緊迫感を増していくことになった（同【55頁】）。

ウ ブタの鼻

（ア）蒸気の排出

その後、1、2号機の中央制御室の当直長は、免震棟にブタの鼻から蒸気が出ているか確認して欲しいと依頼した。「ブタの鼻」とは、1号機の原子炉建屋の西側の壁、高さ20メートルのところにある2つの排気管のことで、ICが動くと、冷却水から発生した蒸気を外に排出する役割を持つもののことである。彼は、運転員の先輩から、ICが作動すると、ブタの鼻から白い蒸気が勢いよく出るという話を伝え聞いていた。そして、午後4時44分、に、ホットラインを通じて免震棟から「ブタの鼻から蒸気が出ている」旨の報告が届いた。これにより、免震棟も当直長も、ICは動いているものと判断したのである。

しかし、このときブタの鼻を見に行った社員の報告は、「蒸気かもややと出ている」というものであった。第一原発のICは、およそ40年にわたって動いたことがなかったため、その場にいる誰一人として、実際にICが動いたところを見たことはなかったのである。ICを試験的に動かすことも、運転開始前の試運転の期間に行われた程度で、その後、行われたことはなかった。

（イ）誤った判断

これに対し、アメリカ東海岸にあるニューヨーク州のナイン・マイル・ポイント原発もICを装着しているが、ここではICが正常に作動するかどうかを確認するために定期的に起動試験を行っていた。同原発の幹部は、ICが動いたときには「大量の水蒸気が出て、うるさいどころか轟音がする。心の準備ができていないと、びっくりするほどだ。」とし、このことは同原発の運転員なら誰でも知っていることだと証言した。さらに、「もやもやとした蒸気は、ICが停止してから2～3時間の間に出る蒸気の状態だ」と明言した。つまり、動いていると思われていた1号機のICは止まっていたのである（同【62頁】）。

午後6時18分、津波で海水をかぶったバッテリーの一部が何らかの原因で復活し、1号機のICの弁の状況を示すランプが、うっすらと点灯した。緑色。ICは止まっていたのである。

当直長はすかさずICを起動するよう指示を出し、SBOが発生し

た3月11日午後3時37分から約2時間半後になって、ようやくICが起動したのである(同【66頁】)。

ところが、ブタの鼻からは、しばらくの間だけいくらかの蒸気が排出される音が聞こえたが、やがて消えてしまった。つまり、この時点でICは正常に起動することができなかつたのである(甲1【146頁】)。そして、SBOから約24時間後の3月12日午後3時36分、1号機は水素爆発を起こすに至った。

エ IC停止の原因

後の東電や政府事故調の調査で、1号機のICは津波直後から止まっていたことが判明している。その原因としては2つのシナリオが考えられる。まず、第1に考えられるのは、東電や保安院、そして政府事故調が説明するように、ICの弁は、電源が失われるなど何らかの異常があった場合、原発の内部から配管を通して放射性物質が外部に放出しないよう、自動的に閉じる構造になっていたという、いわゆる「フェイルセーフで設計されていた」という原因である。第2は、そもそも炉心損傷に至った場合には、ICは機能しないという構造上の問題があったというものである。これらは、重複した可能性もあるが、いずれにしろICにかかる設計上の欠陥といえるものである。

以下、詳述する(甲1【223～226頁】)。

(ア) シナリオ1

i フェイルセーフとは

フェイルセーフとは、故障や操作ミス、設計上の不具合などの障害が発生することをあらかじめ想定し、それらが起きた際の被害を最小限にとどめるような工夫をしておくという設計思想をいう。ある機器が「フェイルセーフで設計されている」といえるかどうかは、その動作の引き金となる信号の性質だけでなく、最終的にその機器が動作するまでの全体的な構成についてまで考慮する必要がある。例えば、その機器の動作に必要な動力とか、制御信号を喪失した際にパッシブなメカニズムによって安全側へ動作するかどうか、といった点も重要である。パッシブな動作をする代表的機器としては、空気作動弁や電磁弁があり、それらは駆動力(空気作動弁においては空気圧、電磁弁においては磁力)を失った瞬間に、それまでそれと拮抗していた力(スプリング反力)が元の駆動力に勝り、その結果として安全側に動作させることができる。具体的には、スクラム弁やMSIVを例示することができる。

ii IC自動停止の評価

政府事故調の考え方は「フェイル」についても「セーフ」についても主観的である。「フェイル」には、直流電源の喪失という形態も確かにあるが、検出回路自体が働かなくなる場合——つまり、実際に配管破断が発生しても配管破断と捉えない故障モード——も考えられる。一方、**隔離動作は、配管破断に対しては「セーフ」であるが、実際に IC 系が動作すべきときに隔離されてしまうのはむしろ不安全である。**このような問題を解決する方法として原子力の設計において採用されている概念は、誤動作と誤不動作の両方を考慮したものである。これは、複数の検出器からの信号を使った論理回路、例えば、原子炉スクラムを起こさせる原子炉保護系（RPS）にはこの考え方が採用されている。

IC 系の合計 8 台の隔離弁（1A～4A、1B～4B）は電動弁であり、それが動力を失った場合には、「フェイルセーフ」として応答することはなく、「フェイル・アズ・イズ」である。したがって、動力を失った場合の弁開度は、その時点における弁開度であり、全開も全閉も、それらの中間位置も有り得る。信号系がどのような動作を意図した信号を送ろうとも関係がない。

事実、米国のオイスタークリーク原子力発電所の FSAR（最終安全解析報告書）にもあるように、IC 系の隔離弁の場合、隔離動作が常に安全側の動作であるとは理解されていない。むしろ、場合によってバイパスされるべき有害な動作とみなしている状況さえある。

つまり、**電源喪失等の際、IC が自動停止するという設計は、決してフェイルセーフといえるものではなく、場合によっては危険を助長することもある。**本件原発事故においては、現実に SBO の発生から約 2 時間半の間、動いていると考えられながら、実際には IC が止まっていたことによって圧力容器の冷却が行われず、深刻な事態が進行していったのである。よって、シナリオ 1 においても、IC には設計上の欠陥があった。

(イ) シナリオ 2

i 水素の対流による機能喪失

前述のとおり、3 月 11 日午後 6 時 18 分以降、運転員は IC を起動しようとしたが、正常に応答しなかった。その理由は、その時点までの「空焚き」状態ですでに十分に進行した炉心損傷によるジルコニウム—水反応の結果発生した水素（非凝縮性ガス）が、主蒸気配管を伝って IC の細管束に滞留し、自然循環の駆動力として必要

な凝結水の落差を失わせ、その機能を喪失させてしまったからである。

このことは、通常のプラント運転においても、原子炉水の放射線分解によって生じる非凝縮性ガス（水素、酸素）の滞留を防ぐべく、IC系蒸気配管の高所にはベントラインが設けられ、ここから絶えずMSIVの下流に蒸気が流れるようにしていることから明らかである。

ii 復活不可能

国会事故調は、この可能性について国内のBWRプラントメーカー2社に質問状を發出して見解を求めた。

その回答内容は、2社とも大筋同じで、そのような滞留がいったん生じてしまった後IC系は機能しなくなるという趣旨であった。

また、ひとたびこのような状態に陥ってしまったIC系を復活させる方法はあるかとの問いには、A社はそもそもそのような状況は設計上考慮されておらず復活不可能と率直に回答しており、B社はどのような改造が行われればそのような復活が可能になるかという概念だけを述べ、当時としての実行可能な手段がなかったことを示唆している。

さらに、国会事故調は、東電に対しても質問状を發出しており、そのように水素ガスが蓄積して機能を失ったIC系を復活させる方法として、ベントラインからMSIVの下流に水素を排出させるような方法を考えることはしなかったのかと尋ねたが、そのような対応は、水素爆発の可能性も伴う極めて危険なものであるとの返事であった。

つまり、ICは、炉心損傷が始まってしまうと、それによって発生した水素によって、機能を喪失させられるという致命的な欠陥を抱えていたのである。さらに、そのような事態に陥った場合、そこから復活させることも不可能という点も含め、重大な設計上の欠陥があった。

オ 小括

以上のことから、1号機の非常用冷却装置であるICには、①電気がなければ、作動状況が不明となる、②ICの弁は、電源喪失等の異常があった場合、自動停止するという構造、そして、③炉心損傷に至った場合、それによって発生した水素が主蒸気配管を伝ってICの細管束に滞留し、自然循環というICの最も重要な機能を喪失させ、圧力容器を冷却することができなくなるという、いずれも重大な設計上の欠陥があ

った。

本件原発事故においては、②又は③によって、IC は止まっていたにもかかわらず、①によって、1号機の圧力容器が冷却されているとの誤った認識を与え、対策を遅らせた。また、その後、IC が動いていないことが判明した後、起動しようとしたが、③のために正常に反応せず、結局、圧力容器を冷やすことができなかった。そして、これらのことが、1号機のメルトダウン、さらには水素爆発へとつながっていったのである。

(2) SR 弁の欠陥

ア 圧力抑制室および SR 弁の構造と機能

本件原発事故では、2号機の原子炉圧力容器内に消防車により注水しようとしたが失敗した。その原因の1つとして、逃がし安全弁 (SR 弁) に欠陥があり、そのために原子炉圧力容器内の圧力が下げられなかったことがある。

そこで、圧力抑制室 (「サプレッションチェンバー」又は「ウェットウェル」ともいう) および SR 弁の問題について検討する前に、それぞれの構造・機能について説明する。

(ア) 圧力抑制室 (S/C)

S/C は、格納容器の下部に設置されたドーナツ状の設備で、その内部には約 1800 トンから 3000 トン程度 (マーク I 型の場合) の水が張られている。

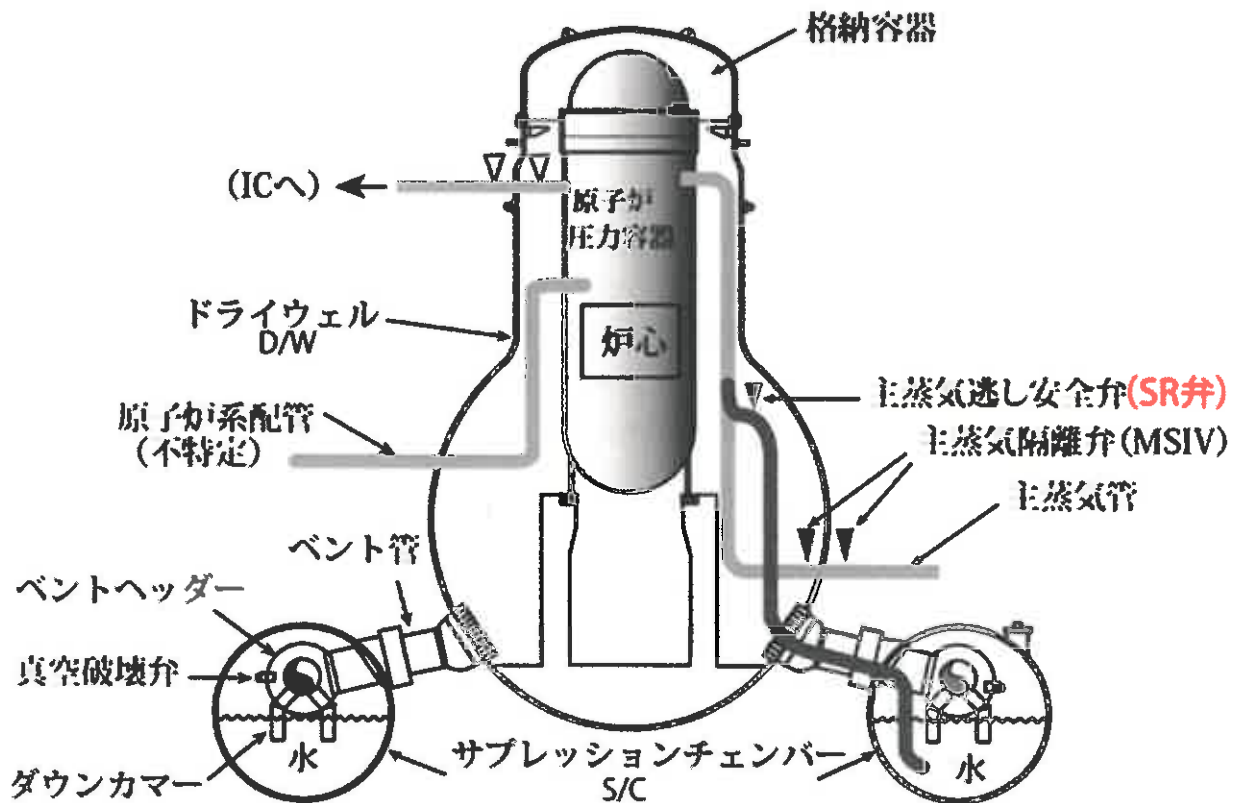
S/C の機能の 1 つは、原子炉圧力容器内の圧力を下げることである。原子炉の冷却に失敗し、原子炉内の温度が上昇し、大量の水蒸気が発生して、原子炉内の圧力が高まった場合に、原子炉圧力容器内の高温・高圧の水蒸気を大量に含む気体を、SR 弁を介して S/C へつながる配管へ流す。原子炉内から S/C につながる配管は、S/C に張られた水の中まで続いており、配管を通過してきた高温・高圧の水蒸気を含む気体は、T クエンチャという配管の周囲に開けた多くの小さな穴から水中に放出されることになる。このとき、S/C に送り込まれた気体は、その中の水により一気に冷やされることによって、水蒸気が水に変わる (凝縮)。このことによって、原子炉圧力容器の圧力を下げると同時に格納容器の圧力上昇を抑制することができる。

また、格納容器内で、原子炉に接続されている配管が破断した (いわゆる冷却材喪失事故) 時、破断口から流出した大量の水蒸気は、格納容器ドライウェル (原子炉が入っている気中部) から、格納容器下部にあるベント管を通じて圧力抑制プール水面から水深約 1.2 メー

トルにあるダウンカマー先端より放出され、凝縮される。

つまり、原子炉の圧力を下げるため SR 弁から直接蒸気を逃がす場合と、原子炉に直結した配管の破断などにより格納容器内に水蒸気が噴出した場合のいずれにおいても、圧力抑制プールで水蒸気を凝縮し格納容器の圧力が上昇しないように設計されている。これを圧力抑制機能といい沸騰水 (BWR) 型原子炉格納容器が加圧水 (PWR) 型格納容器に比べて数分の一の容積になっている技術的根拠となっている。

何らかの理由で圧力抑制機能が働かなくなると格納容器の圧力が急上昇し、放置すると格納容器が過圧により破壊されることになる。



図：S/C と SR 弁 (甲 1 【227 頁】)

(イ) 逃がし安全弁 (SR 弁)

SR 弁は、原子炉圧力容器からタービンに向かう主蒸気配管に設置されている弁であり、この弁を操作することによって、圧力容器内の気体を S/C に送り込むことが可能となる。

SR 弁は、人為的に操作することもできるが (この機能を「逃がし

弁機能」という)、原子炉圧力が通常の圧力よりも上昇したとき(約75気圧)に自動的に開き、一定の圧力(約70気圧)まで下がると自動的に閉まる自律的機能も有している(この機能を「安全弁機能」という)。

イ SR弁の欠陥—2号機SR弁の欠陥

(ア) SR弁開放による原子炉減圧に至るまで

2号機は、SBO後も、RCICが停止することなく運転を継続していたため、2011年3月13日までは、原子炉の冷却に成功し、炉心損傷を免れていた。

RCICは、起動時に電源を必要とするが、一度起動すると、原子炉で発生した蒸気でタービンを回し、それを動力源としてポンプを動かし、冷却水を原子炉に送り込むシステムである。したがって、起動後は、電源を失っても、一定程度機能が持続する。もっとも本来は、電源を使って蒸気量をコントロールしながら運転するので、全く電源のない状態でどこまで安定して稼働するか、事故時には未知数であった。

本件事故の場合、たまたまSBO前にRCICを起動していたため、2号機の炉心損傷を遅らせることができた。

しかし、このRCICが翌3月14日午後1時25分ころ遂に機能を停止した。これにより、原子炉内の冷却ができなくなって、水位が徐々に低下し、原子炉内の圧力が高まっていった。

RCICによる冷却が不可能となった後、原子炉の冷却を継続するために、消防車による原子炉への注水が計画された。しかし、消防車のポンプから原子炉に注水するためには、約70気圧の原子炉内の圧力を消防車のポンプ圧(約9気圧)より低くしなければならなかった。したがって、原子炉内の圧力を下げなければ、消防車による注水は不可能であった。そこで、SR弁を開放し、S/Cに原子炉内の気体を送り込み、凝縮させ、原子炉内の圧力を下げることにしたのである。

同日午後3時30分頃には、消防車から原子炉へ注水するラインを確保でき、残すは、SR弁を開放し原子炉の減圧をすれば、原子炉を冷却できる状態となった。SR弁を人為的に開放するためには、電源が必要であるため、バッテリーをつなぐなどして準備し、同日午後4時30分頃にSR弁開放の操作をしたが、SR弁を開くことはできなかった。2号機にはSR弁が8個あることからそれぞれのSR弁の開放に必要な回路にバッテリーをつなぎ変えるなどし、なんとか起動させようとしたが、うまくいかず同日午後6時頃にようやく1つの

SR弁を開放することに成功した。

しかし、SR弁の開放に手間取っているうちに、水を注入するために控えていた消防車が燃料切れとなり、SR弁が開いた後もすぐに注水を開始することはできず、結局2号機の原子炉へ消防車による注水が実現したのは、同日午後8時過ぎであった。

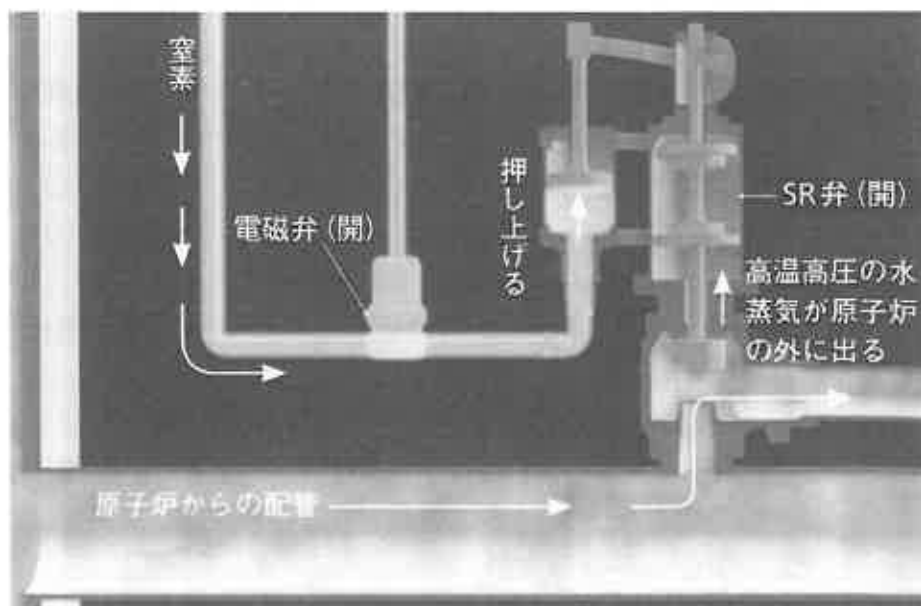
さらに、SR弁の開放に成功した後も、SR弁の操作を自由に行うことはできず、安定的な操作ができず、圧力抑制室の圧力を意図どおり下げることができなかった。

(イ) SR弁の欠陥

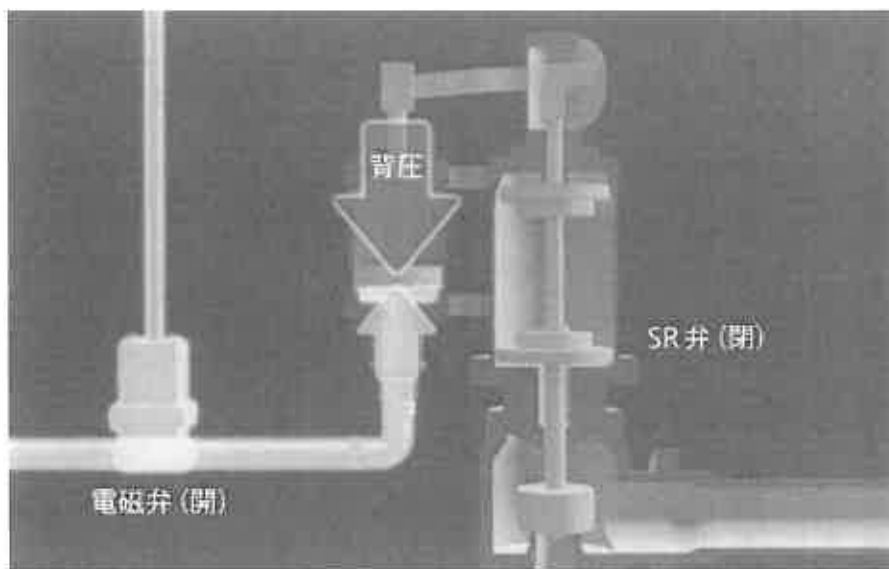
i 背圧によるSR弁の作動不能

SR弁が機能しなかった原因については、従来から指摘されている背圧の問題があった。

SR弁は、窒素を送り込むことによって、弁の開閉が行われるシステムとなっていた。しかし、格納容器内の圧力が高まると、SR弁を上から押さえつける力（背圧）が働く。この背圧が、大きくなると、通常SR弁の開閉のために送り込まれる窒素の圧力では、SR弁の開放ができなくなる。



図：SR弁の構造（甲44【211頁】）



図：SRに対する背圧の影響（甲44【227頁】）

専門家によれば、「2号機のSR弁は、アキュムレーター（SR弁の開閉のために送り込まれる窒素のタンク）の内圧が格納容器の圧力に対して4気圧以上、上回っていないならばSR弁は開かなくなる設計になって」いるとのことである（甲44【229頁】、カッコ内引用者）。

2号機のSR弁機能用のアキュムレーターは、内圧4.81から7.55気圧であり、これに対し、格納容器の圧力は、2011年3月15日午前0時前から、6から7気圧の高圧を7時間以上にわたり継続しており（甲1【167頁】）、このような高圧状態によって、SR弁が機能不全に陥っていたものである。

前述のとおりSR弁は、本件原発事故のような炉心損傷を伴うような過酷事故の際に、重要な機能を有する機器である。このような事故の際には格納容器内が高圧になることは当然に想定されていなければならない。それにもかかわらず高圧時に機能不全に陥るような構造となっていることは、SR弁の欠陥にほかならない。

ii ゴム製シール材の欠陥

上記のように2号機のSR弁がうまく作動しなかった原因については、格納容器内の圧力が設計圧力以上になっていたため、SR弁に背圧がかかり作動が妨げられたことなどが指摘されていたが、2015年12月17日東京電力は、SR弁の作動装置の部品が高熱によって溶けていた可能性があり、このため原子炉の圧力を下げる作業が難航し、注水が遅れた要因のひとつとなったと発表した（甲

45～47)。

溶けた可能性があるのは、SR弁を作動させるために窒素ガスを送り込む電磁弁と呼ばれる装置のゴム製シール材で、この部品の耐熱温度は170度であり、これ以上の高温だと短時間の使用にしか耐えられないものであった。

SR弁は、本件原発事故のような炉心損傷を伴うような過酷事故の際に、重要な機能を有する機器であるところ、このような事故の際には格納容器内が高温になることは当然に想定されていなければならない。それにもかかわらず想定内の高温に耐えられないような部品を使うということは、SR弁の明らかな欠陥にほかならない。

なお、耐熱温度が170度と非常に低いことは、過酷事故どころか設計基準事故（約138度程度）に対しても余裕がなさ過ぎる。

iii SR弁の欠陥と損害の拡大

実際2号機では、SR弁の開放に時間がかかったため、注水開始は同年3月14日の午後8時過ぎとなった。当初の指示の時点でSR弁が開いていれば、同日午後4時30分頃には注水ができていたはずであった。

2号機の炉心露出が始まったのは同日午後5時頃であり、炉心損傷が始まったのは同日午後7時20分頃とされている（甲1【24頁】）。すなわち、SR弁が高温高圧の状態にも耐え得る設計となっていれば、炉心露出が始まる前の時点で消防注水を開始できていたはずであり炉心損傷を防げることができた。しかし、SR弁の欠陥により、開操作がうまくいかなかったがために、炉心損傷が始まった後によりやく消防注水が始まるという事態を招いてしまったのである。

以上より、本件各号機のSR弁は、格納容器が高圧になると機能しないことおよび耐熱温度が170度であり、これ以上の高温だと短時間の使用にしか耐えられないゴム製シール材を使用していたという重大な設計上の欠陥を有しており、これによって2号機ではSR弁を開くことができず、メルトダウンを招く等、事態を深刻化させた。

第3 水素爆発

1号機、3号機、4号機で水素爆発が発生し、史上最悪の事態を決定づけた。水素爆発の発生に寄与した欠陥につき、以下に論ずる。

1 完全に想定外だった原子炉建屋の爆発

(1) 格納容器から建屋内への水素漏洩の見落とし

格納容器の設計上の基本思想は、原発事故が発生しても最終的に放射性物質を閉じ込め、外部に放出しないための安全上の最後の砦となることにある。そのため、その強度は最も重要な要素として研究が重ねられていた。

過酷事故対策としては、事故時にジルコニウム-水反応によって発生する水素による格納容器内での水素爆発を防ぐため、格納容器内は窒素で充満されていた。これにより、大量の水素が発生しても、水素と反応して爆発を引き起こす酸素が存在しないようになっていたのである。

そして、格納容器からの窒素の漏洩率をチェックすることは、原子炉運転の際の条件となっているため、その設計も窒素の漏洩率がクリアーできるものを目指していた（甲 48【92 頁】）。

他方、格納容器から水素が漏洩することは一切想定されていなかった。そのため、格納容器から漏洩した原子炉建屋内に水素が溜まって水素爆発が起こることは想定されておらず、対策もなされていなかった。

(2) 想定外に発生した原子炉建屋での爆発

そして実際、1号機では2011年3月12日に、3号機では同14日に、4号機でも同月15日に、原子炉建屋での水素爆発が起きた。

水素の漏洩、建屋内での水素爆発の可能性を認識していなかったことは、2011年4月8日の記者会見で原子力安全・保安院も認めており、「設計上は格納容器から水素が漏れないようになっている。国の安全審査でも、漏れてしまったらどうするかという設計上の手当てはされていない」と述べた。また、福島第一原発の所長であった吉田昌郎氏も原子炉建屋への水素の漏洩を全く認識していなかったと語っている（甲 49【132～133 頁】）。

しかし、原子炉建屋内に水素が漏洩することを誰も問題にしなかったかというところではない。1990年にはアメリカ・原子力規制委員会の報告書である「NUREG-1150」の中で建屋への水素漏洩の可能性に関する報告がなされ、2000年にはフィンランドのオルキルオト 1・2号機に関し、原子炉建屋での水素爆発についての詳細な研究が行われていた（甲 49【133 頁】）。

それにもかかわらず、本件各号機は、原子炉建屋への水素漏洩、建屋内での水素爆発の可能性を想定せず、その対策を怠っていたのである。

2 小さすぎた格納容器

(1) マーク I 型の格納容器が小さすぎること

マーク I 型の格納容器が小さすぎるという点については、従来より、国内外を問わず指摘がなされてきた。

第一原発と同型の原子炉を設計した被告 GE の元技術者であるブライデンボーらは、1976 年 2 月、同社を退職直後、マーク I 型格納容器につき、「原子炉格納容器の上部が小さく、下部と結合する構造が脆弱で、万一の事故の際には危険である」ことを米議会で証言している。

(2) 他の格納容器との比較

本件原発の格納容器は、1 号機から 5 号機がマーク I 型、6 号機がマーク II 型となっている。

各格納容器の容量は次のとおりである。

| | | MARK-I型 PCV | MARK-I改型 PCV | MARK-II型 PCV | MARK-II改型 PCV | ABWR型 ROCV | |
|--------------------------|----------------------------|---|----------------------------|--|----------------------------|---|----------------------------|
| 設計の特徴 | | ・圧力抑制型 ・鋼製 ・ドライウェル: 上下部本球 胴部円筒形 ・サプレッション チェンバ [※] | 同 左 | ・圧力抑制型 ・鋼製 ・ドライウェル: 円錐形 ・サプレッション: 円筒形 チェンバ [※] ・垂直ベント管 | 同 左 | ・圧力抑制型 ・鉄筋コンクリート製 ・円筒形 ・水平ベント管 | |
| 設 備 容 量 | 出力 | 460 Mwe | 1100 Mwe | 1100 Mwe | 1100 Mwe | 1300 Mwe | |
| | 円筒部直径 | 約 11 m | 約 24 m | 約 26 m | 約 29 m | 約 29 m | |
| | 全 高 | 約 34 m | 約 38 m | 約 48 m | 約 48 m | 約 36 m | |
| | 容 積 | ドライウェル 空間 | 約 4,240 m ³ | 約 6,800 m ³ | 約 5,700 m ³ | 約 6,700 m ³ | 約 7,400 m ³ |
| | | サプレッションチェンバ [※] 空間 | 約 3,160 m ³ | 約 5,300 m ³ | 約 4,100 m ³ | 約 5,700 m ³ | 約 6,000 m ³ |
| | | プール水量 | 約 2,980 m ³ | 約 3,800 m ³ | 約 3,400 m ³ | 約 4,000 m ³ | 約 3,600 m ³ |
| | 最 高 使 用 圧 力 | ドライウェル | 4.35 kg/cm ² ・g | 4.35 kg/cm ² ・g | 3.16 kg/cm ² ・g | 3.16 kg/cm ² ・g | 3.16 kg/cm ² ・g |
| サプレッションチェンバ [※] | | 4.35 kg/cm ² ・g | 4.35 kg/cm ² ・g | 3.16 kg/cm ² ・g | 3.16 kg/cm ² ・g | 3.16 kg/cm ² ・g | |

[出典] 原子力安全研究協会(編): 軽水炉発電所のあらまし(改訂第3版)、平成20年9月、p.412

単純な比較でも、マーク I 型の格納容器の容量(ドライウェル空間およびサプレッションチェンバ[※]空間の合計)は、7,400m³しかなく、その容量の小ささは際立っている。

なお、このようなコンパクトなマーク I 型格納容器が、多くの原発で採用されてきた理由は、被告 GE において、原子炉の商業化を推進し、安全性よりも費用および設置場所の小ささを優先した結果である。

(3) 格納容器の小ささがもたらす危険

被告日立の関連会社の元技術者である田中三彦氏は、格納容器が小さすぎることにつき、「マーク I が欠陥を抱えているとの米国での指摘は当時から知られていました。格納容器全体の容積が小さいため、炉心部を冷却できなくなって、圧力容器内の蒸気が格納容器に抜けると格納容器がすぐに蒸気でパンパンになってしまう。最悪の場合は格納容器が破裂してしまう心配がありました」と述べている。

格納容器は、そもそも気密性が高くつくられ、燃料の損傷などによって放射性物質が放出された場合に周辺への拡散を抑える役目をもっているが、格納容器が小さすぎる場合には、その本来の役割を果たせないのである。

実際、本件原発事故では、格納容器から水素が漏洩し水素爆発を引き起こした上、後述するように、格納容器の様々な場所で使われた有機シール材から大量の放射性物質が漏洩している。このように、本件原子炉については、格納容器が小さすぎるという設計上の欠陥を有しており、これによって1号機および3号機では、格納容器から漏洩した水素が原子炉建屋に溜まって水素爆発を起こしたのである。

3 有機シール材の欠陥

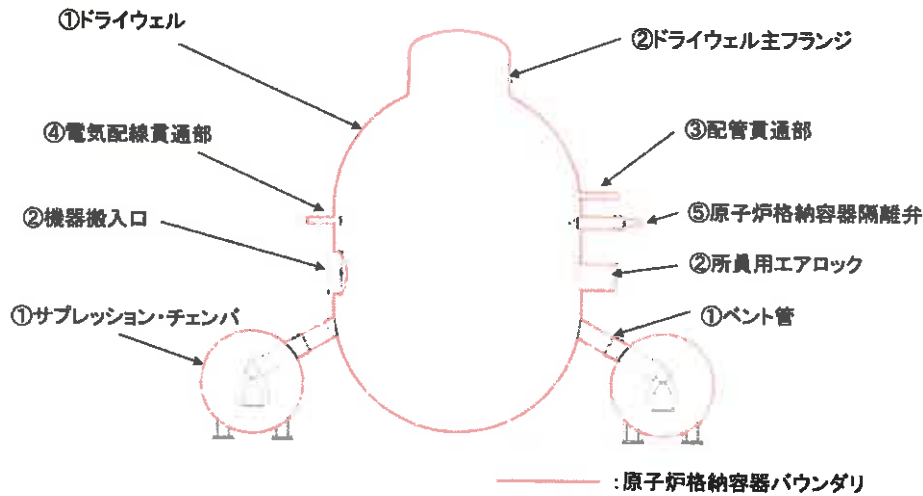
(1) 有機シール材とは

格納容器は完全に密閉されているものではない。すなわち、格納容器の上部は、燃料棒を交換するために開閉ができるフタ（トップヘッド・フランジ）になっている。もっとも、密閉性を高めるために、このフタはボルトで留められ、さらに接合部に有機シール材（シリコンゴムやエポキシ樹脂等）を用いてその隙間を埋めている。また格納容器には電気配線をつなぐための貫通部があるが、この部分にも有機シール材を用いて、気密性を高めている。

そのほかにも格納容器には、以下のような箇所にも有機シール材が用いられている。

- | | | |
|---|----------|-----------------------------|
| ┌ | ②ハッチ類 | ドライウエル主フランジ (= トップヘッド・フランジ) |
| | | 機器搬入口 |
| | | 所員用エアロック |
| | ③配管貫通部 | |
| | ④電気配線貫通部 | |

原子炉格納容器の有機シール材使用箇所（出典：中国電力株式会社）



（※注：この格納容器の図は第一原発で使用されているマーク I 型と同型ではないが、有機シール材使用箇所は同じ）

（2）有機シール材の脆弱さ

本件原発事故後、1号機から3号機の原子炉建屋内の線量を測定した結果、局所的に線量が高い箇所が存在していた（甲50〔図V-1-11〕）。例えば、2号機では、1階格納容器貫通部表面の線量率が周辺に比べ2桁程度高く、3号機では1階機器ハッチ周辺の線量率が周辺に比べ2桁程度高いなどの数値が計測された。またこれら線量の上昇は、ベント操作前に発生していたことから、1号機から3号機では、格納容器のトップヘッド・フランジ、配管貫通部、電気配線貫通部などに使用されている有機シール材の劣化が原因であると考えられている。

有機シール材は、格納容器圧力が0.4～1MPaでも、温度が250度以上になると、フランジのガスケットや電線貫通部のシール材で放射性物質の漏洩の可能性があることが確認されている（（財）原子力発電技術機構（NUPEC）の試験による。甲50〔図V-1-14〕）。

また、原子力安全・保安院は、トップヘッドや機器ハッチのフランジは、一般的な最高使用温度171度以下であれば、最高使用圧力の2倍程度まで圧力が上がっても放射性物質は漏洩しないと報告している（もっとも、福島第一原発の初期のマークI型では138度のものもある）。

他方、本件原発事故により、格納容器内の圧力は、最高使用圧力の2倍程度になっていたといわれている。格納容器内の温度は、1号機500度

以上、2号機約280度、3号機400度以上になったとされている(甲50〔図V-1-14〕)。

そのため、本件事故により、有機シール材の耐圧・耐熱性能を優に超える高圧、高熱となり、1号機から3号機のいずれにおいても、有機シール材の劣化、耐漏洩性の低下が生じていたのである。

(3) 有機シール材使用箇所からの水素の大量放出

ア 過酷事故による水素の大量漏洩

沸騰水型軽水炉(BWR)では、格納容器内には窒素が封入されており、水素が発生しても、酸素がないため、格納容器内では爆発しにくい構造になっている。

しかし、本件原発事故の結果、ジルコニウム-水反応によって生じた水素が格納容器内に大量に充満し、その水素が有機シール材の部分から原子炉建屋に大量に漏洩した。

格納容器には、過酷事故に耐え得る耐圧・耐熱性能がない有機シール材が様々な場所で用いられており、これが原因で水素が原子炉建屋内上部に溜まり、水素爆発を引き起こした。

イ 格納容器の耐熱限界・耐圧限界は水素を考慮していない

有機シール材の欠陥、格納容器からの水素の大量漏洩が起きた原因は、そもそも、格納容器の耐熱限界・耐圧限界を計測する際に、水素を考慮して設計されていないことにある(前述1参照)。

すなわち、BWR型格納容器の一連の耐性評価研究の際、その漏洩の評価は、窒素ガスと水蒸気の値からなされており、水素については一切検討していなかった。

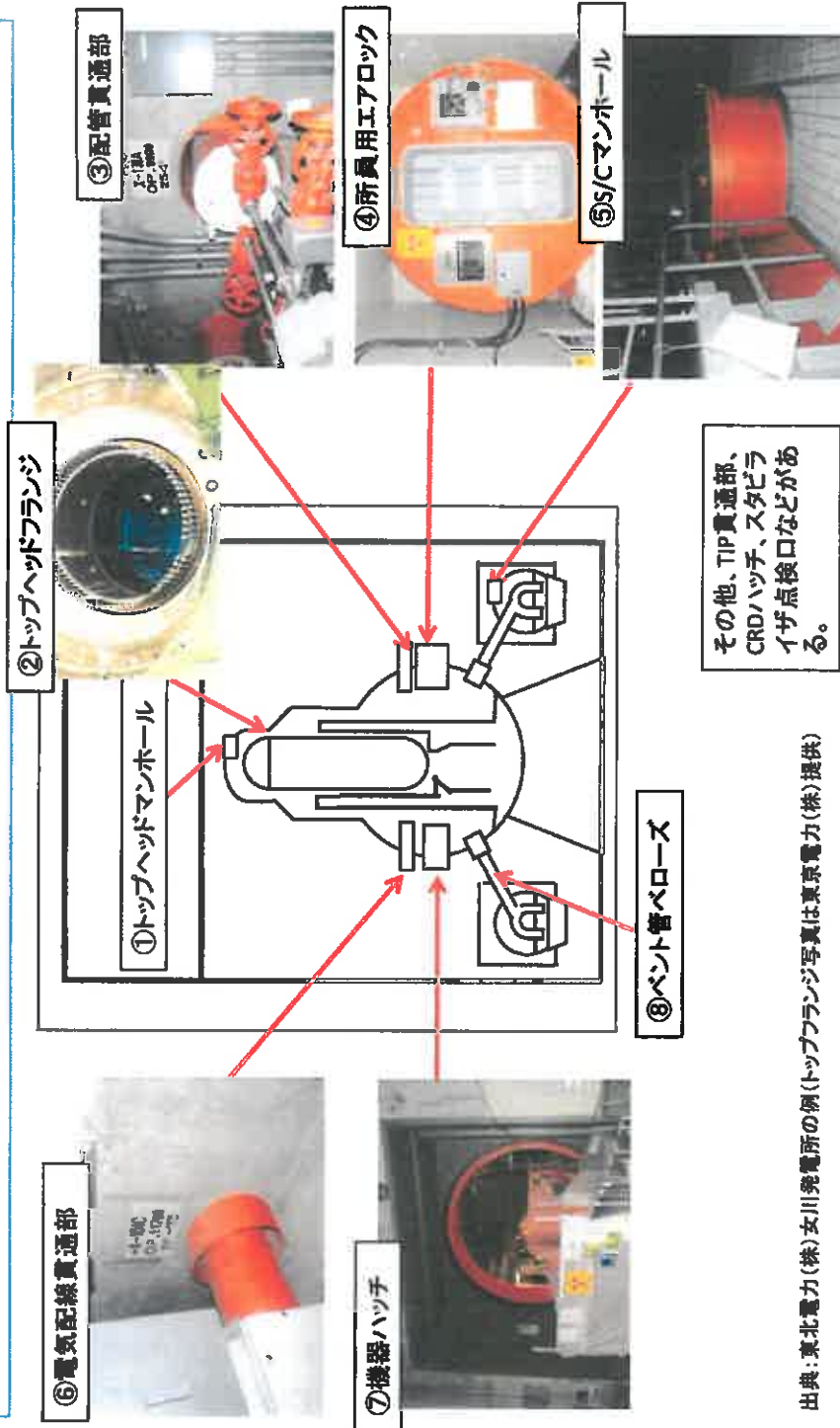
水素は最も小さい分子であって、他の気体と比較しても非常に低い温度や圧力で漏洩することが想定されるため、水素は1Pd(Pd:最高使用圧力)かそれ以下でも漏洩するとされる。しかし、その水素の漏洩率のデータを取得せずに格納容器の耐性を評価・研究し、格納容器の耐熱・耐圧限界を、過酷事故時の200度、2Pdと設定していた。

つまり、実際にはその耐熱・耐圧限界を超える前から、水素が大量に格納容器から原子炉建屋に漏洩し、水素爆発の原因となっていたのである。

すなわち、本件各号機では、格納容器内の水素爆発を防ぐために窒素を封入していたにもかかわらず、格納容器から原子炉建屋への水素の漏洩については何ら考慮せず、原子炉建屋内での水素爆発の対策を一切していなかったという設計上の重大な欠陥を有していた。

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る。



出典：東北電力(株)女川発電所の例(トップフランジ写真は東京電力(株)提供)

(出典：<http://www.meti.go.jp/press/2011/03/20120328009/20120328009-2.pdf>)

4 4号機の問題—4号機ベントラインの共有

(1) 3号機および4号機が水素爆発に至った経緯

原子炉内で燃料棒が高温となると、ジルコニウム-水反応によって、水素が発生する。水素は原子炉から格納容器へと抜け、さらに原子炉建屋に漏れ出て、上部に滞留、充満していく。第一原発では、1号機と3号機でこのような水素の発生、漏出、滞留が起こり、水素爆発に至った。

3号機は、バッテリーが中地下室に設置されていたため、津波による浸水を免れており、RCIC、後にこれに切り替えたHPCIという冷却システムをバッテリーで制御しながら、原子炉への注水が続けられていた。しかしそのバッテリーの容量も不足し始め、HPCIも停止して、3月13日午前3時44分、原子炉圧力が41気圧まで高まった。その後、消防注水が開始されたが、3月13日午前10時44分には燃料の温度は1200度を越え、燃料の損傷が開始した。炉心が露出した燃料からは、ジルコニウム-水反応により水素が発生し始めた。

その後、3号機ではベント操作に成功し、外部からのバッテリーの調達によりSR弁を開くこともでき、格納容器の圧力を下げることができた。消防車による注水も行われていた。しかし、注水の水源がなくなり作業が中断したため、3号機の水位は再び下がり、炉心が完全に露出する事態となった。3号機では大量の水素が発生し続け、3月14日午前11時01分、水素爆発を起こした。

4号機は定期検査のため停止しており、すべての燃料が燃料プールに移動されていた。燃料の数量は各号機の中で最も多い1535体を超える。4号機は本件津波により電源を失って冷却が止まったため、熱を帯びた使用済み燃料が燃料プールの温度を押し上げ、通常は30度ほどであるのが、84度に達した(3月14日午前4時8分)。また、原子炉建屋内の放射線量は、極めて高い数値を示していたため、燃料プールの状況を確認することはできなかった。そして、3月15日午前6時14分、原子炉には核燃料が残っておらず、したがって格納容器内での水素の発生やメルトダウン等についても懸念する必要はなかったにもかかわらず、まったく予期せぬことに、この4号機も水素爆発に至った。

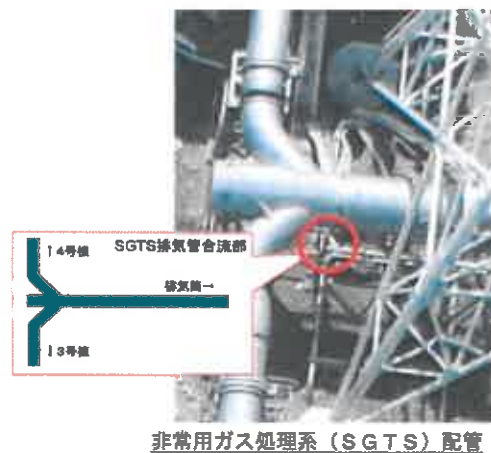
(2) 4号機の水素爆発の原因

上記のとおり、4号機の使用済み燃料プールの温度は上昇したが、実はこの使用済み燃料プールは、同プールの水位が下がると、隣接する原子炉ウェルから水が流れ込む構造になっていた。4号機は定期検査中であったが、この検査のために原子炉ウェルには燃料プールとほぼ同量の水が満たされていた。燃料プールは電源を失い水温が上昇して水位が下がって

も、原子炉ウェルから水が流れ込んで水位が一定に保たれたため、1535体の使用済み燃料が「空焚き」になることは、かろうじて免れていたのである。

そうすると、4号機において、燃料が発熱したために大量の水素が発生したわけではない。その後、東電の調査により、4号機の水素爆発の原因は、以下のようなものであったことが判明した。

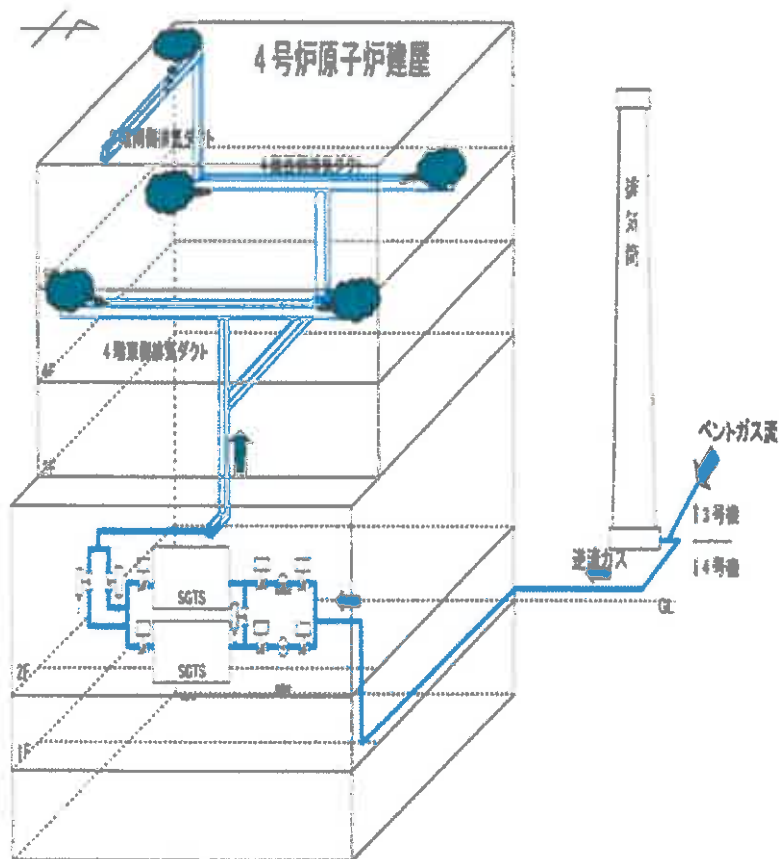
まず、3号機では、上記のとおり燃料損傷により、大量に発生した水素が、格納容器に漏出していた。ところで、**3号機の格納容器のベント配管は、図のように、排気筒に向かう配管の部分で4号機の非常用ガス処理系排気管に接続していた。**



（出典：東京電力『福島原子力事故調査報告書』263頁）

4号機の非常用ガス処理排気管には電動の弁が設置され、通常は外部からの気体の逆流を防ぐようになっていた。しかし、この弁は、電源が失われた場合には、自動的にすべて開く仕組みになっていた。電源喪失の事態に陥った場合には、開いた弁を通して、気体が4号機に逆流してしまうのである。

すなわち、本件原発事故においては、**3号機の格納容器でベントを行ったことにより、3号機で発生した水素が配管を通じて4号機の非常用ガス処理排気管を逆流し、4号機原子炉建屋に流入、その上部に充満していった。**そして何らかの着火原因により水素爆発が引き起こされた。4号機の原子炉建屋における水素の流れは図のとおりである。なお、前述のとおり、4号機では爆発より21時間前に高い放射線量が認められたが、これは3号機から配管を通じて流入した放射性物質が原因であった。



3号機から4号機への格納容器ベント流の流入経路

(出典：東京電力『福島原子力事故調査報告書』263頁)

以上のように、既存の非常用ガス処理系排気管に格納容器ベント配管を接続し、さらに3号機と4号機の格納容器ベント配管を共用し、同じスタックへ接続したことにより、定期検査のため停止していたにも関わらず、4号機は水素爆発に至った。原子炉と格納容器を守るべきベントにより、他の号機の原子炉が危機にさらされ、実際に水素爆発という重大な結果を招いたのであるから、ベントラインの共有は、重大な設計上の欠陥であった。なお、上記のとおり、4号機の使用済み燃料が「空焚き」されなかったのは、たまたま定期検査のため水量が確保されたからにすぎず、まさに「運が良かった」からである。そうでなければ、4号機の水素爆発により、燃料プールの水が干上がって、使用済み核燃料全体のメルトダウンに向かう危険があった。

5 小括

以上のとおり、本件各号機では、原子炉建屋の水素爆発についてはまった

く想定していなかったため、何ら対策を講じていなかった上に、格納容器が小さすぎただけではなく、トップヘッド・フランジ等に用いられていた有機シール材が耐圧・耐熱性能に欠け、さらに水素の漏洩率さえ評価されていなかったという重大な設計上の欠陥により、1号機および3号機では懸念されることもなく大量の水素が格納容器から漏洩し、また4号機では、非常用ガス処理系排気管が3号機の格納容器のベント配管と接続され、格納容器ベント配管を共有するという設計上の欠陥により、3号機の格納容器をベントすることによって水素が4号機に逆流して、いずれも原子炉建屋に充満して水素爆発に至ったのである。

第4 放射性物質の大量放出

本件原発事故の重大性は、1号機、3号機、4号機において水素爆発を発生させたという現象にとどまらず、結果的に放射性物質を大量に放出させたという点が極めて重要である。その量は、ヨウ素換算でチェルノブイリ原発事故の約6分の1に相当するおよそ900PBq（ペタベクレル）といわれ、これによって福島県内の1800k m²もの土地が、年間5mSv以上の空間線量を発する可能性のある土地となった。かかる事態を発生させた本件原子炉の欠陥について、以下に論ずる。

1 圧力抑制室の問題①-1号機ウェットウェルベントの際の機能不全

(1) 格納容器ベントに至るまで

1号機は、全電源喪失とともにICが停止し、原子炉を冷却することができなくなり、一番初めに炉心損傷が始まった。津波襲来（2011年3月11日午後3時37分ころ）から約3時間後の午後6時50分ころには炉心損傷が開始していたと考えられる。

1号機原子炉は、このように原子炉の冷却ができなくなったことから、原子炉内の温度および圧力は上昇し、さらに炉心熔融が進展し、熔融燃料が原子炉圧力容器を破損し、それと同時に格納容器の圧力も上昇した（甲1【164ページ】）。格納容器の高圧状態が継続した場合には、格納容器まで破損し、大量の放射性物質が放出される危険が生じたため、格納容器内の気体を外部に放出し、格納容器内の圧力を下げ、格納容器の破損を防ぐ、格納容器ベントを行う計画が立てられた。

(2) 2種類の格納容器ベント方法

この格納容器ベントには、格納容器から直接気体を外部に放出する「ドライウェルベント」と、格納容器内の気体を一度圧力抑制室(S/C)内の水にくぐらせてから放出する「ウェットウェルベント」という2つの方法が存在した。ドライウェルベントの場合には、格納容器内の気体に放射性

物質が含まれている場合、外部に放出される気体も放射性物質が含まれた状態でそのまま放出されるのに対して、ウェットウェルベントの場合には、高温の気体が水によって冷やされ凝縮し、これとともに気体の中に存在した放射性物質も水の中に取り込まれる。この効果によって、ウェットウェルベントの場合には外部に放出される放射性物質の量は、1000分の1程度に減少するといわれている。この点で、ウェットウェルベントの方が優れているといえるが、ウェットウェルベントがうまくいかない場合には、ドライウェルベントに頼らざるを得なくなる。

1号機のベントの際も、放射性物質の放出を少なくするためウェットウェルベントの方法がとられた。

(3) 1号機格納容器ベントと大量の放射性物質の放出

2011年3月12日午後2時00分ころ、ウェットウェルベントが成功し、格納容器圧力の低下がみられたとされている。しかし、このベントによって非常に大量の放射性物質が放出されることとなった(甲44【99頁以下】)。

このようにウェットウェルベントによって大量の放射性物質が放出されたのは、本件におけるウェットウェルベントが、**想定どおりの放射性物質の除去機能を発揮しなかったことが原因である。**

格納容器の圧力が上昇し、早期に格納容器ベントをせざるを得なくなった要因として、水素の発生により圧力抑制室(S/C)に送り込まれた気体中の非凝縮性のガス(窒素や水素)が増加したことなどが挙げられる。また、放射性物質の除去機能を発揮できなかった要因としては、S/C内の水が高温状態になってしまったことなどが挙げられる。

しかし、ウェットウェルベントは、炉心溶融が発生し、格納容器内が高圧高温となるような状態で行われるものであるから、S/Cの水が高温状態になることや、格納容器内の窒素や炉心損傷の際に起こるジルコニウム-水反応によって大量に発生する水素が、S/Cに送られることは当然に想定されていなければならない。このように**当然に想定される事態に対してウェットウェルベントが十分に機能せず、結果的に大量の放射性物質を外部に放出するに至ったことは、S/Cの機能に欠陥があったものといわざるを得ない。**

1号機はベントの成功から1時間半ほど経過した同日午後3時36分に1号機建屋が水素爆発を起こしているが、1号機からの放射性物質の放出量のピークは、同日午後2時から午後3時の間である。つまり、1号機建屋の水素爆発前に、ベントによって大量の放射性物質が放出されていたのである。ウェットウェルベントによる放射性物質除去機能が十分に発

揮されていれば、放射性物質の拡散を抑えられたはずである。

よって、このような S/C の欠陥が本件原発事故の被害拡大を招いたといえる。

2 圧力抑制室の問題②-2 号機格納容器の破損

(1) S/C の問題

本件原発事故では、1号機から3号機までの原子炉格納容器では、圧力が設計圧力を大幅に超え、1号機では2倍近くまで上昇している。格納容器の圧力が設計圧力を超えるということは、格納容器破損の危険が生じる事態であり、格納容器が破損すれば、大量の放射性物質が大気中に放出される恐れが生じる。実際に本件原発事故では、**2号機で格納容器に破損が発生し、大量の放射性物質の漏洩を招いている。さらに1号機および3号機においても格納容器破損が発生しているものと考えられる。**

通常、配管破断などで格納容器内に大量の水蒸気が放出され格納容器内の圧力が上昇した場合には、前述のとおり、ベント管を通して S/C 内に蒸気を導き、水に凝縮することによって、圧力を抑制することになる。しかし、本件原発事故では、格納容器内の圧力が設計圧力を大幅に超える事態が生じていることから、なんらかの理由により S/C の圧力抑制機能が働かなかったのである。

マーク I 型の S/C の問題については、訴状でも指摘しているところである（訴状【144頁以下】）。S/C が機能しなかった原因としては、スロッシングや大量の水素を含む非凝縮性ガスが発生したことなどが挙げられる。また、本件原発事故により2号機では格納容器破損が発生していると考えられ、1号機および3号機でもその可能性に言及されているが、S/C に蒸気を送り込む際に生じる水力学的動荷重が原因となり、格納容器が破損した可能性もある

ア スロッシング

スロッシングとは、地震動によって S/C 内の水面に周期的な波が発生する現象である。このようなスロッシング現象によって水面が動揺すると、本来 S/C 内の水面下にあり蒸気の噴出口となるダウンカマーが空気中に出てしまう。ダウンカマーが空気中に出てしまうと、ダウンカマーから放出された水蒸気は、凝縮されることなく S/C の空気中に放出されることになるのであり、圧力抑制機能が働かない結果となる。

本件地震では、本震後も、度重なる余震に見舞われていたのであり、この地震動によってスロッシングが起き、圧力抑制機能が十分に働かなかったと考えられる。

イ 非凝縮性ガスの発生

さらに、炉心溶融により、非凝縮性の水素ガスが大量に発生し、圧力抑制機能が働かなかった可能性が指摘されている。S/C は、凝縮性の気体を S/C 内に張られた水中に放出することによって凝縮させ、圧力を抑制する設備であるから、非凝縮性の気体に対しては、圧力抑制機能を発揮しないことになる。

ウ 水力学的動荷重

格納容器内で大破口の配管破断が起きた場合、格納容器内の圧力が急激に高まり、ドライウエルから S/C へ、大量の窒素と蒸気が高速で流れ込むことになる。このとき、圧力容器内のプール水面の動揺や蒸気の凝縮振動など複雑な動的荷重が発生する。これを「水力学的動荷重」という。

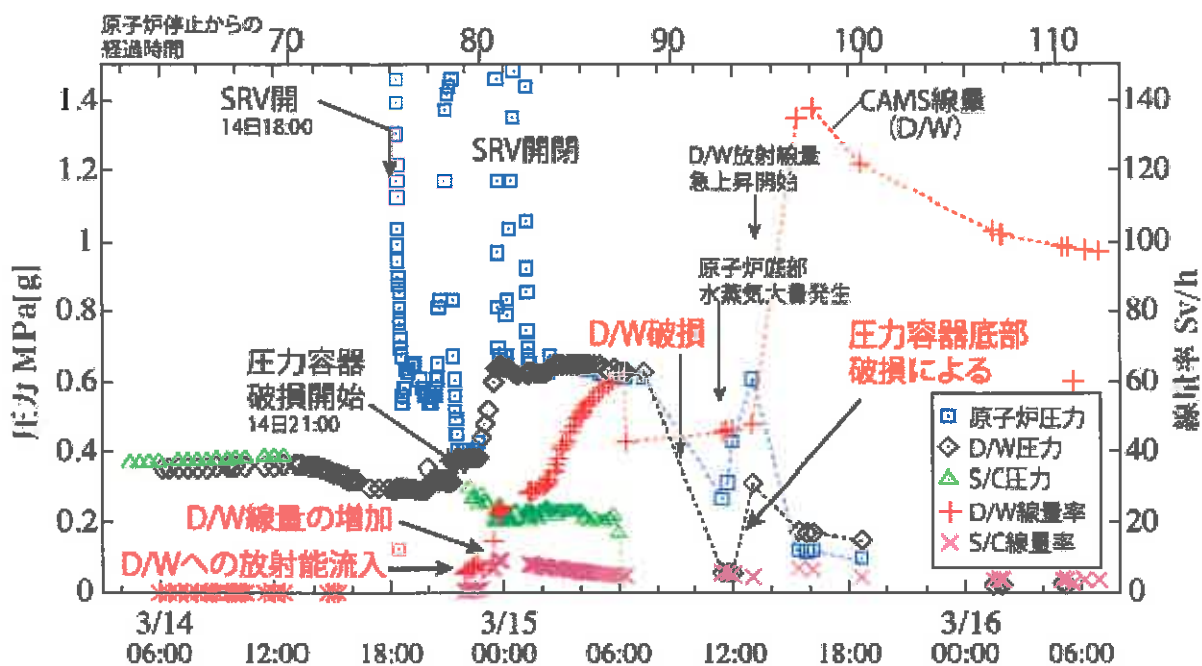
本件原発事故では、原子炉圧力容器が破損し、格納容器内には水蒸気に加え、極めて高い温度の水素等の非凝縮性ガスが大量に放出されたと推定される。それらの高温の水蒸気やガスがドライウエルに衝撃荷重として加わり、また、S/C 内に流入して高温下での激しい水力学的動荷重が発生した可能性がある。

このような力によって、格納容器に破損が発生している可能性がある。

(2) 2号機格納容器の破損と放射性物質の放出

2号機では、外部電源喪失後も RCIC が稼働していたが、2011年3月14日午後1時頃停止し、その後、同14日午後7時を過ぎた頃から格納容器内の圧力の上昇が始まり、午後9時頃には原子炉圧力と格納容器圧力がほぼ同じ値になった。この段階で圧力容器に破損が生じたものと考えられる。さらに、格納容器の圧力は高い値を継続している。格納容器の設計圧力(0.427MPa[g])を大幅に超える、0.6~0.7MPa[g]の高圧状態が7時間以上継続した。

そして、翌15日午前6時頃、1、2号機の中央制御室では、ドーンという異音とともに下から突き上げられるような異様な衝撃に襲われている(甲43【200頁】)。このとき、S/Cの圧力計はゼロを示しており、格納容器が破損したものと考えられる。



図：2号機事故の経過（甲1【167頁】）

2号機格納容器のどの部分がどのように破損したのかは現在もはっきりとはわかっていないが、この格納容器の破損によって、大量の放射性物質が大気中に放出されている。同日午前9時頃には、第一原発の正門付近で、1時間あたり11.93mSvという最大の放射線量を記録している。本件原発事故で、一番多くの放射性物質を放出したのは、2号機だといわれており、2号機格納容器の破損が大量の放射性物質の放出を招いたのである。

この2号機格納容器の破損の原因の1つは、設計圧力を大幅に超える高圧状態が長期間続いたことと考えられるが、S/Cの圧力抑制機能が十分に発揮されていれば、このような高圧状態を招くことはなかったはずである。そして、圧力抑制機能が機能しなかった原因としては、上述のような複数の原因が考えられる。S/Cは、格納容器破損を防ぐための重要な機能であるから万が一にも機能不全に陥らないような設計が求められるのであり、本件原発事故の際に、格納容器を守るための重要な機能を担うS/Cが機能しなかったのは、重大な欠陥である。このようなS/Cの欠陥が、放射性物質の大量放出を招いたのである。

なお、1号機および3号機についても格納容器破損の可能性が指摘されている。1号機および3号機においても高圧状態が継続していた事実

が認められるのであり、S/C の機能不全が格納容器破損を招いたといえる。

3 有機シール材の欠陥

格納容器の密閉性を高めるための有機シール材が本件事故により劣化したことは、第 3 の 3 で述べたとおりであるが、有機シール材の欠陥は水素の大量漏洩を引き起こしたのみではなかった。すなわち、ベントよりもむしろ、有機シール材の箇所より、放射性物質を直接環境に大量放出していたとされている。

近時、3号機について、本件事故後の3月14日夜から16日の放射性物質放出は、ベントではなく格納容器からの直接放出が原因とされた。

すなわち、3号機では、2011年3月15日16時ころ圧力を逃がすベント時、格納容器圧力低下の速度が緩やかになっており、ベントの操作をしても圧力が下がりにくい状況になっていた。また、同日の朝に原子炉建屋の上部から水蒸気放出が確認され、その後も継続的に水蒸気の放出が確認されている。

これらのことから、3号機では、3月14日夜から16日の発電所外の環境汚染は、格納容器からの放射性物質の直接放出によるものと考えられている（甲51）。

この原因について東京電力は、格納容器の上蓋部分（トップヘッド・フランジ）の有機シール材が高温で劣化し、水素や高濃度の放射性物質を含む蒸気が外部に漏れたと推測している（甲47）。

このように、本来、放射性物質の過大な漏出を防ぐ機能を有すると考えられていた格納容器は、有機シール材の脆弱さにより、過酷事故に耐えられるような設計になっていなかったのである。

4 小括

以上のとおり、①放射性物質を大幅に除去して、②格納容器内の圧力を下げるといふ、マーク I 型 BWR において S/C が有する最も重要な 2 つの機能をいずれも果たすことができないという重大な設計上の欠陥、および格納容器の有機シール材が脆弱で、その部分から放射性物質が漏洩するという重大な設計上の欠陥によって、少なくとも2号機では格納容器が破損し、放射性物質が大量に放出されるという、原発を稼働する上で、絶対にあってはならない最悪の事態を発生させた。

また、1号機、3号機、4号機は、水素爆発を発生したことに加え、本件各号機は、放射性物質を除去しながらベントをするための「フィルターベント」を有していなかったという設計上の欠陥も、本件原発事故における放射性物質の大量放出につながったことを付言しておく。

第5 1号機から始まった負の連鎖

1 地震に耐えられなかった1号機

本件原発事故については、本件津波によって電源盤等が被水し、SBOが発生したことが主たる原因であると、東電は説明している。先に述べたとおり、津波によって全交流電源の喪失に至るという設計自体、本件原子炉が有する重大な欠陥にあたるが、それ以前に、少なくとも1号機については、地震によって損傷しており、想定された規模の地震に耐えられなかったという重大な欠陥があった。

(1) IC系配管の小破口

具体的には、1号機の水素爆発は原子炉建屋の5階ではなく、4階で発生しており、その原因は、IC系配管に生じた小破口によって水素が漏れ出し、4階に充満したことである（訴状【113頁】、甲11）。

また、次頁の図は、本件地震により1号機がスクラムする少し前から、およそ50分後の全交流電源喪失（SBO）までの原子炉圧力のペンレコーダ記録である。

の冷却材の気泡（ボイド）が潰れ、炉圧が低下しているが、MSIVが閉止したため炉圧が上昇し始めた（②）。そして炉圧が規定値 7.13MPa に達したため、午後 2 時 52 分、IC が自動起動し（③）、そのため炉圧が降下し始めた。しかしその約 11 分後の午後 3 時 03 分、降下していた炉圧が突然 V 字回復している（④）。これは、運転員が IC の 3A 弁と 3B 弁を中央操作室（中央制御室）から手動操作で閉じて IC を停止させたためである。

この手動停止の理由について、IC の操作に関わったある運転員は、次のように説明している。

経験したことがないほどの激しい地震の揺れに、1 号機の中央制御室にいた運転員は身の安全を確保するため床に伏した。揺れている時間が非常に長かったので、運転員は床に伏したまま下から操作盤を見上げるようにしながら、点灯・点滅する様々なランプを互いに指をさしながら確認した。そういう中で IC の A、B、2 系統が自動起動したことも確認した。その後もいろいろ運転対応に追われる中、原子炉圧力が約 7MPa から約 4.5MPa まで大きく降下したという報告を他の運転員から受けた。炉圧を手中に収めたかったので IC を止めた。炉圧が回復した後は、MSIV 閉に対する手順書にあるように、手動で IC を操作（起動・停止）しながら、原子炉圧力を 6～7MPa ぐらいの間にキープした。B 系を止めたまま、A 系だけを操作した。そのときは、あとは手順書どおり冷温停止までもっていける自信があった。運転操作は手順書に従ったが、運転員はいちいち手順書を目の前に広げながら運転するわけではない。手順は BWR の運転訓練センターでシミュレーション訓練を受けているので体得している。ただし、1 号機のシミュレーターはないので、IC のシミュレーション訓練は受けていない。55℃/h 制限のことはすべての運転員が熟知している。圧力を変化させれば当然温度も変化するので、運転員はいつでもできるだけ温度的にソフトな運転をしようとは思っている。しかし、温度変化率のために IC を止めたということではない。圧力を手中に収めるためであった。

つまり、午後 2 時 52 分から午後 3 時 03 分までのわずか 11 分間の IC 作動で、炉圧は約 6.8MPa から一気に約 4.5MPa まで落ちてしまったため、IC 系配管または他の配管が、長く激しい地震動によって破損し、その破損箇所から冷却材が漏れ出すようなトラブルが起きたと考え、圧力

をコントロール下に置こうとしたのである。

以上のことから、1号機のIC系配管は、地震によって小破口を生じたことは明白であり、これが水素爆発に至る直接的な原因となった。

(2) SBO

さらに、1号機の非常用交流電源2系統のうち、A系の異常は3月11日午後3時36分台に生じ、B系も同じく午後3時36分台に生じた。本件津波が1号機敷地へ到着したのは、午後3時39分頃であることからすれば、1号機の非常用電源喪失は、津波到達より前に発生しており、津波が原因ではあり得ない。

つまり、1号機では、津波ではなく、地震によってSBOが発生したのである(甲52)。

(3) 小括

以上のとおり、1号機では、地震によって、IC系配管の小破口とSBOが発生した。すなわち、1号機では、重要な機器・設備が地震に耐えられないという重大な欠陥によって、水素が原子炉建屋に充満し、さらに原子炉を冷却することもできなくなったために事態は急速に悪化し、本件地震から24時間50分後の水素爆発を発生させることとなったのである。

2 電源の復旧へ

タービン建屋1階の2号機のパワーセンターと呼ばれる電源盤は、水没を免れていた。そこで、ここに仮設ケーブルをつなぎ、電源車から電気を送り込めば、2号機のみならず、1号機の電源も復旧するはずで、その後は、各号機間に電源を融通しあえるシステムを使って、3号機にも電気を供給することができるはずだった。

本件地震の翌日3月12日未明、東電や協力会社の社員ら約20人によってケーブルを引く作業が始まった。総延長は約200メートル、直径十数センチあるケーブルの重さは、全体で1トン以上になった。大津波警報が続き、余震のたびに退避する繰り返しの中での作業で、これが完了したのは午後3時半頃だった。

その直後の午後3時36分、隣の1号機で水素爆発が発生、吹き飛んだ原子炉建屋上部のがれきは、ようやく整ったケーブルの上にも落下。ケーブルは損傷し、作業は振出しに戻ったのである。

これにより、作業環境は格段に悪化した。爆発のがれきには放射性物質が付着し、付近の放射線量が高くなった。さらなる爆発への恐怖もつきまとう。作業員は、同日明け方から装着し始めた全面マスクに防護服という動きにくい格好で、がれきの片付けから始めなければならなかった。被曝線量の設定値を超え、線量計が鳴りっぱなしの人もいた。

このように、1号機の水素爆発によって、電源復旧作業による各号機の原子炉冷却装置を動かそうという構想は崩れ去ったのである（甲53の1）。

3 3号機への連鎖

(1) HPCIの異変

本件各号機がSBOに陥る中、3号機だけは、他の号機より高い場所である、地下1階と1階の間にある中地下室にバッテリーが設置されていた。そのため、3号機のバッテリーは津波の被害を免れ、RCICによる原子炉への注水を行うことができた。その後、配管等の破断リスクが比較的小さく、蒸気タービンの駆動の高圧ポンプで原子炉の冷却水を注水できるHPCIに切り替え、生き残ったバッテリーで制御しながら、注水を続けていた。ところがSBOから約1日半が経過した、3月13日未明、HPCIを動かすタービンの回転数が減ってきた。

1号機の水素爆発によって、3号機の電源復旧が遠のく中で、ここまでなんとか持たせ続けてきたバッテリーの容量がいよいよ残り少なくなり、冷却装置が動かなくなる危機が間近に迫ってきたのである。

(2) 注水システム切替えの失敗

タービンの回転数が不安定になったHPCIをこのまま動かすと故障する恐れもあると考えた当直長は、HPCIを停止し、タービン建屋地下にあるディーゼル発電機で動く消防用ポンプを起動させて、これによる注水システムに切り替えることを考えた。3号機でも、1号機と同じように、すでに過酷事故のマニュアルに沿って、原子炉建屋やタービン建屋に張り巡らされた配管の弁を開け閉めして、原子炉に流れ込む注水ラインが作られていた。

電源復旧の見通しが立たず、バッテリーの容量が少なくなってきた今、当直長は、構内にある防火水槽を水源として、消防用ポンプによって原子炉に水を流し込む方が、このままHPCIによる注水を続けるより、原子炉を安定して冷却できると判断したのである。

ただし、70気圧から10気圧までの高い圧力で水を注ぐ高圧注水系であるHPCIと違い、消防用ポンプは、5気圧前後の低い圧力でしか注水できない。このころ、3号機の原子炉圧力は6気圧から9気圧で推移していた。消防用ポンプによる注水に切り替えるためには、SR弁を開いて、原子炉内の高圧の水蒸気を格納容器に逃がして、原子炉の圧力を少なくとも5気圧程度にまで下げる必要があった。

午前2時42分、運転員が手動でHPCIを停止し、すぐさまSR弁を開けるためにレバーをひねった。しかし、開かない。

8つあるうちSR弁のうち1つでも開けば、5気圧程度まで圧力を下

げることには十分に可能であったにもかかわらず、いずれも開かないのである。バッテリー不足が濃厚であった（甲 43【142～143 頁】）。

結局、その後自家用車 10 台のバッテリーを SR 弁の制御盤に接続することによって弁を開き、3 号機の原子炉圧力を下げ、消防用ポンプによる注水を開始することができたのは、HPCI の停止から 6 時間半あまり後の午前 9 時 25 分のことだった。しかし、それでも 3 号機は、十分に注水することはできず、それから約 25 時間半後の 3 月 14 日午前 11 時 1 分に原子炉建屋の水素爆発に至った。これも 1 号機の水素爆発によって、完了したはずの電源復旧作業が振出しに戻されたことによる負の連鎖の結果である。

4 2 号機への連鎖

(1) 2 度の水素爆発

2 号機も、津波によって SBO に陥っていたが、かろうじて隔離時冷却系 (RCIC) で原子炉への注水が続いていたが、操作はできず、いつ止まってもおかしくない綱渡りの状態だった。

しかし、先に述べたように、2 号機のパワーセンターと呼ばれる電源盤は、水没を免れていたため、電源車から電気を送り込むことによって、RCIC による注水を継続できるはずであった。それを 1 号機の水素爆発が阻んだのである。

その後も、電源復旧のための作業は続けられたが、3 月 14 日の 3 号機の水素爆発によってより多くのがれきが飛び散り、自衛隊ら 11 人が怪我をした。

また 2 号機では、RCIC での注水で綱渡りを続けながら、いざとなれば消防車で注水し、原子炉を冷やし続けられるよう準備を整えていた。しかし、新たな爆発によってホースが破損。消防車での注水に欠かせない原子炉圧力を下げるための操作も、前述した SR 弁の欠陥により困難になっていた。

繰り返す余震のために、作業はたびたび中断しながらも、同日 7 時 20 分頃には注水の準備が整った。しかし今度は、肝心の消防車が燃料切れで、水を送れなくなっていた。2 度の爆発により、建屋周辺の放射線量がより高くなり、消防車の状態を監視し続ける作業員すら置くことができなくなっていたのである。

(2) 格納容器の損傷

電源が失われ、まともな注水もできずに追い込まれた 2 号機に残された手段がベントだった。原子炉を囲む格納容器の内部の圧力を下げるため排気する操作である。これを行えば、放射性物質を外部に出すことにな

るが、格納容器の圧力はすでに設計上の想定を上回っていた。格納容器が大きく損傷すれば、より多くの放射性物質が放出されることになる。最悪の事態を防ぐための非常手段であった。

しかし、このベントも難航した。SBO 下でのベントは訓練もしておらず、慣れない操作であった。2号機は圧力が高まり、原子炉を冷却しようにも水が入られない事態が続いていたのである。

そして、翌3月15日の午前6時10分頃、中央制御室がドーンという異音とともに下から突き上げられるような衝撃に襲われ、それと同時に、2号機の圧力抑制室(S/C)の圧力計器が「ゼロ」を示した。さらに、それから約3時間後の9時、第一原発の正門付近で毎時11.93mSvという放射線量の最高値を記録した。一般の人が1年間に浴びて差し支えないとされる1mSvにわずか6分ほどで達する値である。

2号機の格納容器は、下部にあるS/Cを含め、いずれかの箇所が損傷し、大量の放射性物質が外部に放出されるに至ったのである(甲53の2、甲43【200～202頁】)。

ここでもやはり、1号機、3号機の水素爆発によって電源復旧が妨げられたことにより、格納容器の損傷そして放射性物質の大量放出という最悪の事態へと連鎖していったのである。

5 4号機への連鎖

2号機の格納容器が損傷した直後の3月15日午前6時14分、定期検査中で停止していたにもかかわらず4号機で水素爆発が発生した。これは、前に述べたとおり、4号機の非常用ガス処理系と呼ばれる排気管が、電源喪失の際には気体の逆流を許してしまう構造を有するという設計上の欠陥によって、3号機が格納容器をベントするたびに、配管を通じて水素が4号機に逆流していったという、まさに思いもよらない連鎖の結果であった。

第6 結語

以上のとおり、本件各号機は共通のもの、固有のものを含め、それぞれ複数の重大な欠陥を有しており、これによってSBOが発生し、メルトダウン、水素爆発、そして放射性物質の大量放出という史上最悪の原発事故へとつながっていった。特に、最も古い1号機は、地震によって重要な機器・設備が損傷するという致命的な欠陥を有しており、このことが負の連鎖の起点となったのである。

このように、本件原発事故は、本件各号機が有する多数の重大な欠陥が絡み合い、負の連鎖を生じさせたために、現場運転員らの命をも賭した尽力によってもその進行を押しとどめることができず、史上最悪の事態にまで進

行していったのである。

第2章 被告ら原発メーカーの重過失

本件原発事故の直接の加害者は、言うまでもなく事故を起こした福島第一原発を直接管理していた東京電力株式会社（以下、「東京電力」という）である。

そして、後述するとおり被告らは、これまで東京電力と二人三脚で一体となって原発を稼働してきており、東京電力と同様に本件原発事故の法的責任を負うべきである。

そこで、まず、本件原発事故について、直接の加害者である東京電力の法的責任を論じ、その後、被告らの法的責任について論じることにする。

第1 明らかになった東電の重過失

1 東京電力の過失責任の枠組み—原子力事業者としての高度の注意義務

原発はそれ自体極めて高度の危険性を内在しており、ひとたび過酷事故が発生すれば、原子炉施設の破壊という事故の重大性のみならず、放出された放射性物質の拡散によって広範な地域の住民の生命・健康に影響をもたらす、市街地・農地・山林・海水等環境を汚染するだけでなく、長年にわたり危険性が残存することから移住を余儀なくされる結果、地域社会の崩壊をもたらす点で極めて重大な結果を生じさせることになる。

一方で、原発それ自体が核エネルギーという危険性を内包する技術であって、原子力事業者である東京電力には、その危険性をコントロールする高度の注意義務が課せられていた。

すなわち、原発を設置・管理・運転する事業者は、常に最高の知識や技術を用いて事故の防止や放射性物質が炉外に漏出した場合の影響についての調査研究を尽くすことはもちろん、事故の原因となり得る地震・津波などの自然災害の調査についても万全を尽くし、原発事故の危険を予見すべき義務（予見義務）を負っている。

そして、その調査研究を踏まえ、人々の生命・健康を脅かす過酷事故につながるような施設の・制度的欠陥を発見し、原発事故を防止する義務（結果回避義務）を負っていることも当然である。

東京電力について、これらの義務の前提となる予見可能性、結果回避可能性は以下のとおり存在していた。

2 東京電力の予見可能性—知見の進展と東京電力の認識

原子力事業者は、原発事故については、「既存文献の調査、変動地形学的

調査、地表地質調査、地球物理学的調査等」（「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」）を用い、常に最新の知見に基づいて対策を講じるべきことが求められる。また原子力事業者は、原発事故に至るシナリオについて、幅広く情報収集し、内容を分析すべきである。

(1) 2002年地震推進本部「長期評価」の策定

1995年1月17日に発生した阪神・淡路大震災を受けて、同年7月、全国にわたる総合的な地震防災対策を推進するため、地震防災対策特別措置法が議員立法によって制定された。

地震調査研究推進本部（以下、「推進本部」という）は、地震に関する調査研究の成果が国民や防災を担当する機関に十分に伝達され活用される体制になっていなかったという課題意識の下に、行政施策に直結すべき地震に関する調査研究の責任体制を明らかにし、これを政府として一元的に推進するため、同法に基づき総理府に設置された（現在は文部科学省に設置）政府の特別の機関である。

訴状記載のとおり、推進本部は、2002年7月31日、「三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価について」（以下、「長期評価」という）を発表した（訴状【99頁～】）。長期評価では、三陸沖北部から房総沖の海溝寄りにおける次の地震の発生時期および規模を予測し、M8クラスのプレート間大地震が30年以内に発生する確率は20%、50年以内の発生確率は30%程度と推定された。福島県沖における福島県東方沖地震のようなM7.4クラスの地震については、30年以内で7%以下、50年以内で10%程度以下と推定された。さらに、長期評価は、1611年の慶長三陸地震、1677年11月の房総沖地震、1896年の明治三陸地震が同じ場所で繰り返し発生しているとはいいがたく、固有地震であると断定できず、そうである以上、太平洋プレートが北アメリカプレートの下に沈み込むという基本構造を持つ日本海溝付近においては、（宮城県沖や福島県沖を含め）どこでも地震津波が発生し得ると考えるべきことから、今後、日本海溝付近のどこでも1896年の明治三陸地震のような地震津波が起り得ると指摘している。

しかし、東京電力は、この「長期評価」を無視し、この長期予測に基づく対策をとらなかった。当時、地震調査研究推進本部地震調査委員会委員であった地震学者の島崎邦彦氏（本件原発事故後、原子力規制委員会委員長代理に就任）は、「2002年の長期予測に基づく津波防災を進めていれば、災害を軽減し、東京電力株式会社福島第一原発事故での全電源喪失を免れることができた」と批判し、「長期予測に従った評価をするには、断層モデルの位置を福島県沖の海溝付近へ移動して計算を行えば良い。こ

のような計算を行えば 2002 年の時点で、福島第一原発に 10m を超える津波が襲う危険が察知されたはずである」とも述べている（甲 54【129 頁～130 頁】）。

このように、「長期評価」の上記指摘は、本件原発事故をもたらす得る程度の地震津波が発生することを予見するのに十分な知見が、遅くとも 2002 年の時点で集積されていたことを示している。

そして、東京電力は、遅くとも 2002 年の時点で、福島第一原発での 10m を超える高い津波の危険性を予測することは十分に可能であった。

（2）スマトラ沖地震とその教訓

2004 年 12 月 26 日に発生したスマトラ沖地震は、スマトラ島西側を走るスンダ海溝（インド洋のプレートがアンダマンプレートの下に沈み込んでいる）のスマトラ島北西沖地点で発生した巨大地震であり、断層の長さは 1000km 以上、すべり量は平均 10m、最大 20～30m とされている。インドネシア、タイ、インド、アフリカ諸国のインド洋沿岸各地に津波が押し寄せ、27 万人ともいわれる死者を出した。モーメントマグニチュードは 9.1～9.3 とされ、1960 年のチリ地震に次ぐ超巨大地震であったとされる。

このスンダ海溝は、日本海溝と同様に比較的古いプレートに属するインド洋プレートの沈み込み帯であり、従来は巨大地震が起こりにくいと言われていた場所であった。ところが、スマトラ沖地震の発生という事実によって、マグニチュード 9 クラスの巨大地震は限られた場所では起きないという考え方は否定された。

また、スマトラ沖地震により、インド南部にあるマドラス原発では、津波でポンプ室が冠水し、非常用海水ポンプが運転不能になる事故が発生した。津波に襲われた当時、マドラス原発は 22 万キロワットの原発 2 基のうち 1 基が稼働中だった。警報で海面の上昇に気づいた担当者が手動で原子炉を緊急停止させた。冷却水用の取水トンネルから海水が押し寄せ、ポンプ室が冠水した。敷地は海面から約 6m の高さ、主要施設はさらに 20m 以上高い位置にあった。

津波により原子力発電所の重要設備が使用不能になる事態が、現実のものとなった。地震・津波大国であり原子力発電所を多数有する日本において、同様かそれ以上の津波による原発事故が生じ得ると予見する上で、重要な事実が示された。

（3）溢水勉強会

訴状記載のとおり、原子力安全・保安院（NISA）および原子力安全基盤機構（JNES）は、2005 年 6 月 8 日の第 33 回 NISA/JNES 安全情報

検討会にて、外部溢水問題に係る検討を開始した（訴状【103頁～】）。同検討会における準備を経て、2006年1月、上記原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構および東京電力ら電力事業者は、溢水勉強会を立ち上げた。

同勉強会の立ち上げの趣旨は、米国キウオーニ原子力発電所における内部溢水に対する設計上の脆弱性が明らかになったこと（内部溢水）、上記のようにスマトラ沖地震による津波によりインドのマドラス原発の非常用海水ポンプが水没し運転不能となったこと（外部溢水）を受けて、わが国の原子力発電所の現状を把握するというものであった。さらに、2005年8月の宮城県沖地震において女川原発で基準を超える揺れが発生したことから、想定を超える事象も一定の確率で発生するとの問題意識も、同勉強会設置の契機となった。

東京電力は、2006年5月11日の第3回溢水勉強会において、代表的プラントとして選定された福島第一原発5号機について、現行設計津波高さを超える水位を仮定し、津波水位による機器影響評価を行った。その結果、

- ・O.P.+10mの津波水位が長時間継続すると仮定した場合、非常用海水ポンプが使用不能となること
- ・O.P.+14m（敷地高さ〔O.P.+13m〕+1.0m）の津波水位が長時間継続すると仮定した場合、タービン建屋（T/B）大物搬入口、サービス建屋（S/B）入口から海水が流入し、タービン建屋の各エリアに浸水、非常用海水ポンプが使用不能となるだけでなく、電源設備が機能を喪失し、それに伴い原子炉の安全停止に関わる電動機等が機能を喪失すること

を報告した。

このように、想定外津波により全電源喪失に至ることを東京電力は認識していた。

（4）マイアミ論文

東京電力は、2006年7月、米国フロリダ州マイアミで開催された第14回原子力工学国際会議において、「Development of a Probabilistic Tsunami Hazard Analysis in Japan」（「日本における確率論的津波ハザード解析法の開発」・以下、「マイアミ論文」という）を発表した。

東京電力は、同論文の冒頭において「津波評価では、耐震設計と同様に、設計基準を超える現象を評価することが有意義である。なぜなら、設計基準の津波高さを設定したとしても、津波という現象に関しては不確かさがあるため、依然として、津波高さが、設定した設計津波高さを超過する

可能性があるからである」と繰り返し述べている。

要するに、マイアミ論文では、津波高さが設計津波高さを超過する可能性が常にあることを認めるに至っている。上記「長期評価」の考え方を無視できなくなった東京電力が、明治三陸地震クラスの地震・津波が日本海溝付近のより南方で生じ得るという仮定を認めるに至ったのである。

したがって、東京電力は、遅くとも、2006年の時点に至っては、福島第一原発での10mを超える高い津波の可能性と、炉心損傷、全電源喪失に至る危険性を認識していたものというべきである。

(5) 耐震バックチェックの不備

訴状記載のとおり、2006年9月、原子力安全委員会は、新指針を公表した（訴状【105頁～】）。新指針では、津波についても言及がなされ、地震随件事象として、「極めてまれではあるが発生する可能性がある」と想定することが適切な津波によっても、施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないことを「十分考慮したうえで設計されなければならない」と規定された。保安院はこれを受けて、各電力会社に対して、稼働中の発電用原子炉施設等についてバックチェックの実施とその実施計画を定めた。同時に保安院は、バックチェックルールとして、津波に対する安全性を含めて耐震安全評価における評価手法および確認基準も示した。同基準は土木学会の津波評価技術の内容に酷似していたが、既往の津波の発生状況、活断層の分布状況、最新の知見等を考慮して、極めてまれではあるが発生する可能性のある津波を想定すること等を求めていた。

しかし、東京電力は、結果的に津波に関するバックチェックも含めた最終報告の提出予定を2016年まで先延ばしにし、津波による被害を想定した対策はほとんど実施されていない状況であった。

(6) 明治三陸地震に基づく試算とその隠蔽

東京電力は、2008年5月下旬から同年6月上旬頃までに、上記「長期評価」に基づき、明治三陸地震（1896年発生）並みのマグニチュード8.3の地震が福島県沖で起きたとの想定で、福島第一原発および福島第二原発に襲来する津波の高さの試算を行った。

明治三陸地震による津波は、日本海溝沿いのプレート境界で発生した津波であり、同じ日本海溝沿いの福島県沖のプレート境界でこれと同様の地震と津波が起きるとしたのは、上記「長期評価」に照らしても、極めて妥当性のある想定であった。

これは、本来であれば、2002年7月に、長期評価が「三陸沖から房総沖の日本海溝沿いで過去に大地震がなかった場所でもマグニチュード8クラスの地震が起き得る」との見解を公表した後、すぐにしなければなら

ないことであった。しかし、上記のように東京電力はその時点では「長期評価」を無視し、結局、東京電力がそれに基づいた津波高さの試算を行ったのは、発表から6年後である2008（平成20）年になってからであった。

ともあれ、この試算の結果、福島第一原発に到達する津波の波高は、冷却水用の取水口付近で、O.P.+8.4m から10.2m、浸水高は福島第一原発の南側1号機から4号機でO.P.+15.7m にまで及ぶものとの試算を得た（東京電力『福島原子力事故調査報告書』【20～21頁】）。

上記のように、これらの試算は、2002年に発表された「長期評価」に基づいてなされたものである。したがって、東京電力が2002年の時点で、明治三陸地震並みのマグニチュード8.3クラスの地震が福島県沖で起きたとの想定で試算を行っていたら、上記の波高の試算を得ていたはずである。

すなわち、東京電力は2002年の段階で、過酷事故を引き起こす地震ないし津波が発生することを予見していたし、2006年に至ってはこのことを認識していたといえる。

(7) 水素爆発の可能性

第1章第3で述べたとおり、第一原発においては、水素の漏出により原子炉建屋に水素が溜まり、水素爆発が起こったが、このようなシナリオとその危険性について、海外では指摘がなされていた。

たとえば、1990年に出版されたアメリカの原子力規制委員会（NRC）の報告書（NUREG-1150）では、本件各号機と同じマークI型格納容器を有するピーチボトム原発2号機に関する確率的リスク評価において、外環境への放射性物質放出量評価の際、原子炉建屋への水素漏出の可能性が検討されていた（甲49【133頁】）。また2000年には、フィンランドのオルキルオト1、2号機に関して、シビアアクシデントにおいて水素が格納容器から原子炉建屋へ漏出した場合の水素爆発が起こる酸素・水素・水蒸気の混合割合について、詳細な研究が行われていた（同）。

東京電力の多くの技術者、研究者が誰一人このような重要な情報を入手していなかったとは考えられないものであるから、水素爆発に至るシナリオについて、東京電力は認識していたといえる。

(8) このように、本件事故前の段階で、津波による全電源喪失を予見し得るだけの知見が進展しており、それらの知見の進展に照らせば、東京電力は、2002年7月までに、地震およびこれに伴う津波により原子炉施設が水没して全電源喪失に陥り、炉心が溶融し、水素爆発等により放射性物質が施設外へ大量放出されるという重大事故が発生する可能性を認識し得た

のであり、2006年に至ってはこれらのことを認識していたといえる。

3 結果回避可能性

以上の東京電力の認識を前提にすると、東京電力は、2002年あるいは遅くとも2006年の時点で、原子炉建屋、タービン建屋等に海水が流入することによって電源設備が機能を失うことがないように対策を講じることが必要であった。その対策としては、以下のように大別して津波による敷地の浸水の防止と、浸水による電源喪失の防止とに分けられる。

(1) 津波に対する対策（浸水の防止）

ア 防潮堤（防波堤）の設置

襲来する津波が敷地に浸水しないようにするためには予想される津波より敷地高を高くすることが最も有効な手段である。

仮に、原子炉施設を含む広大な敷地のすべての敷地高のかさ上げが困難であったとしても、海岸沿いの一定区域の敷地高をかさ上げして防潮堤とすること、あるいは海岸に防波堤を設置し、敷地内への浸水を防止することが十分可能であった。

イ 建屋の水密化（特に原子炉冷却機能等重要施設の水密化）

開口部に防潮板を設置し、扉部分を水密扉にし、ケーブル・配管等の貫通部の止水処理、建屋全体を水密化することにより、敷地に津波が襲来した場合でも、建屋内への海水の流入を防ぐことができる。

仮に、建屋全体を水密化することが困難であっても、電源設備および冷却設備といった原子炉の冷却を継続するために必要となる重要な設備が置かれている区画について水密扉の設置、貫通部の止水処理といった対策をとることは十分可能であった。

(2) 電源喪失に対する対策

ア 非常用ディーゼル発電装置の複数設置、高所設置

非常用ディーゼル発電機は、外部電源喪失時に原子炉の冷却システムを稼働させるために必要な最低限の電力供給を行うために設置される設備である。

福島第一原発では、原子炉ごとに2台の非常用ディーゼル発電機が設置されていたが、2台ともタービン建屋地下に同一構造で設置されていた。これでは、偶発的な機械の故障対策ではあっても、共通要因による使用不能となる恐れがあることは十二分に予想される場所であった。

非常用ディーゼル発電機を複数かつ別個の場所に設置することが、共通の要因による使用不能状態を回避することにつながり、かつ、津波による海水の流入に対する対策としては建屋内の高所に設置すること

が効果的であることはいうまでもない。

イ 蓄電池の複数設置、高所設置

非常用バッテリーは、中央制御室制御盤、中性子モニター、プロセス放射線モニター、地震計、原子炉水位計・圧力計、格納容器圧力・温度計等の各種計器装置の制御のほか、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系、非常用復水器等の設備機器の直流電動弁に電力を供給することができる設備である。

建屋 1 階からの海水の流入への備えとしては、蓄電池を複数かつ分散して設置すること、建屋内の最も高所に設置することが最も効果的な対策である。

ウ 各号機の連携線の設置

原子炉施設が複数ある場合には、それぞれが相互に電源を融通できるように設備することで、電源の多重性や強靱性を確保することが可能となる。

福島第一原発においても、1 号機から 4 号機の間での連携は行われていたものの、唯一稼働した非常用ディーゼル発電機があった 6 号機と炉心溶融等の事故に至った 1 号機から 4 号機との間では連携線が設置されていなかった。

なお、東京電力においては、全号機間の連携線設置が検討されていたものの、本件地震以前に実施されることはなかった。仮にそれが実現されていれば、唯一津波被水後も稼働した 6 号機非常用ディーゼル発電機から電気を供給することができたところである。

エ 非常用高圧電源盤の水密化

福島第一原発の敷地内にあった金属閉鎖電源盤 (M/C) も津波による浸水により被水した。その結果、電源復旧作業にも大きな支障を来し、外部から原子炉施設へのスムーズな電源の供給ができなくなった。

仮に、M/C やパワーセンター (P/C) が水密化されていれば、津波による浸水が引いたのち、速やかに電源車あるいは外部の非常用発電設備から電源を原子炉施設に供給することが可能であり、非常用 M/C および P/C を水密化することによって、被水からその機能を守り、長時間の電源喪失を回避することが可能となったはずである。

オ 高所への非常用電源設備の設置

非常用ディーゼル発電機はタービン建屋など原子炉施設内に設置されるものであるが、原子炉施設外に非常用発電設備を設けておくことによって、仮に建屋内に海水が流入した場合においても、建屋外の非常用発電設備から原子炉施設に対する電源の供給を確保することが可能

となる。

仮に、津波によってタービン建屋に海水が流入することによって、建屋内の非常用ディーゼル発電機が使用不能となっても、なお、原子炉施設に電気を供給することが目的であるから、原子炉施設よりも標高が高い位置に設置することが要請され、タービン建屋に対し外部から電気の供給を受ける電源盤等の設備を設けておくことが不可欠である。

上記のEの対策と合わせ、内部の非常用ディーゼル発電機による給電が不能となった場合の対策として効果が高い。

カ 移動電源車の確保

移動電源車を整備しておくことによって、非常用ディーゼル発電機が使用不能となっても、あるいは非常用発電設備と原子炉施設との間の送電が不能となっても、移動電源車を原子炉施設近くに移動させて稼働させることによって、建屋外から原子炉施設に対する電源の供給を確保することが可能となる。

非常用発電設備あるいは外部電源から電力供給が確保されるまでの間、原子炉施設における電源喪失を回避する手段であるから、その間の移動が可能な燃料等の確保・備蓄も重要である。

キ 冷却水の確保

緊急時の圧力容器の冷却は、圧力容器に注水することによって行われる。したがって、圧力容器の冷却に必要な冷却水の確保が必要となる。海水によらないで冷却を可能にするためには淡水の水源を確保しておくことが必要となる。

冷却水の水源が原子炉建屋近くに確保できない場合、水源から原子炉建屋まで冷却水を移動させる手段として移動式ポンプ（車両）や水運搬用車両の整備により、水源から原子炉まで水を輸送することが可能となる。

ク その他の対策

福島第一原発1号機には非常用ICが設置されていたが、電源喪失によるフェイルセーフ機能により、全隔離弁が「閉」となった。格納容器内の弁は手動操作による回避ができない構造となっており、ICによる冷却機能を喪失する結果となった。少なくとも電源喪失時に、手動による弁の開閉ができるようにしておくことにより、ICの冷却機能喪失を回避することが可能であった。

- (3) こうした対策が複数行われていれば、津波による浸水を防ぐことができた可能性があり、仮に津波による浸水を防げなかった場合でも、建屋内の海水の流入による電源喪失を回避し、あるいは代替電源による電力の

供給を再開することが可能であった。その結果、電源喪失による圧力容器の冷却機能の喪失を回避し、圧力容器の緊急停止後、圧力容器の冷却を継続することが可能であり、炉心損傷による過酷事故を回避することも十分に可能だったのである。

もちろん、原発の稼働を停止することによって、結果を回避することも可能であったことは、敢えて言うまでもない。

(4) まとめ

これまで述べたように、東京電力は、三陸沖から房総沖にかけての巨大地震とそれに伴う大津波の発生、津波襲来による第一原発の被水を予見し、その危険性を認識していたのであるから、当然、地震・津波により原発が過酷事故に至らぬよう、万全の事故防止対策をとる義務を負っていた。それにもかかわらず、東京電力はこれらの義務に違反してこれを怠り、本件原発事故を引き起こした。したがって、東京電力には、本件原発事故について過失があることは明らかである。

さらに、上記で述べた様々な知見の進展の状況に鑑みれば、東京電力は本件原発事故を容易に予見することができたにもかかわらず、漫然とこれを放置しており、注意義務違反の程度は極めて大きく、それは重過失に該当する。

本件原発事故後において、全国の被害者が東京電力を被告として損害賠償請求訴訟を提起し、また東京電力の株主が、本件原発事故当時の東京電力の取締役らを被告として株主代表訴訟を提起している。上記で述べた本件原発事故に対する東京電力の過失ないし重過失は、これらの訴訟においてすでに明らかにされている。

また、2015（平成27）年7月17日東京第5検察審査会は、本件原発事故について東京電力の勝俣恒久元会長と武藤栄、武黒一郎の両元副社長に対して業務上過失致死傷容疑で強制起訴することを議決した。その議決書には、「当時の東京電力において、推本の長期評価、東電設計の試算結果を認識する者にとっては、津波地震が発生し、福島第一原発の10m盤を大きく超える巨大な津波が発生することについては具体的な予見可能性があったというべきであり、それが最悪の場合、浸水事故による炉心損傷等を経て、放射性物質の大量排出を招く重大で過酷な事故につながるということについても具体的な予見可能性があったというべきである。」と明確に述べられている。

第2 被告らの注意義務違反（重過失）

1 被告らの注意義務の根拠—二人三脚論

訴状【150頁】において述べたとおり、被告らは原発メーカーとして、第一原発における本件原子炉等を設計・製作・設置した。のみならず、被告らはその後も、原発の定期事業者検査等において東京電力の要請を受け、子会社等を使って第一原発の定期検査の実施等を長年にわたって行っており、これまで原子力事業者である東京電力と二人三脚で、一体となって原発を稼働してきた。むしろ、原発メーカーは電力会社の陰に隠れるようにしながら、自らの利益追求のため、原発の設置・稼働に積極的かつ密接に関与してきたともいえる。そして、圧力容器等のメカニズムや知識・技術に最も精通しているのは、まさしく圧力容器等を設計・製作した原発メーカーにほかならない。すなわち、被告ら原発メーカーは、**原発の高度の危険性をコントロールでき、またコントロールしなければならない立場にある。**

この、東京電力との二人三脚論は、決して抽象的・観念的な主張ではない。被告 GE の元技術者として、長年第一原発の建設や管理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—原発と40年間共生してきた技術者が見た福島の実相』（光文社）の中で、次のとおり述べている。

- ・ 仮に原発のシステムが故障した場合、東京電力と被告 GE との契約では、オーバーホールを行う作業員は、発電所要員、つまり東京電力が自前のメンバーで行い、当然その人件費は東京電力が負担することになっていた。ところが、東京電力は、発電所要員ではなく、外部の業者や原発メーカーにオーバーホールを依頼し、その人件費を被告 GE に請求していた。これは、東京電力の側の明らかな契約違反であるが、被告 GE はこの東京電力の要求を受け入れ、自らオーバーホールを行っていた。もしシステムに故障があれば、メーカーがオーバーホールをするべきという、いわゆるアフターケアという日本のビジネス感覚を優先させた（同【54～55頁】）。
- ・ 被告 GE には、被告 GE 本社がアフターサービスとして行っている「安全に関する情報」を東京電力に伝えるという、TIL（Technical Instruction Letter）という業務があった。世界各地にある被告 GE のプラントで見つかった技術的な欠陥や設計ミスなどの情報を伝えるという業務で、TILにはA、B、Cの3つのランクがあった。Aはすぐにプラントを止める。Bはできるだけ早く計画的にプラントを止めなければならない。Cは次の定期点検まで様子を見て構わないというものだ（同【78～79頁】）。

- ・ 福島第一原発の敷地内には、通称「GE 村」と呼ばれる、被告 GE の従業員用の宿舍が設けられていた。被告 GE のアメリカ人の従業員は、たいてい家族を伴って赴任していたため、松林で囲まれた「GE 村」には、一戸建ての日本家屋が 1 家族に 1 軒ずつ提供されていた。子ども達が通う小学校や、娯楽のためのテニスコートまであったという。休日ともなると、テニスに興じたり、バーベキューをしたり、アメリカの住宅街がそのまま福島第一原発の中に引っ越してきたような光景が見られたそうである。しかし、被告 GE の従業員は「GE 村」に閉じこもっていたわけではなく、アメリカ人らしく自宅でしばしばパーティーを開いては、東京電力の社員などを招いて親交を深めていた。「GE 村」の運動会に、地元の子ども達がたくさん招かれ、日米で競技合戦になったこともあった。このように、被告 GE の従業員と、東京電力の従業員とは、プライベートでも深く親交し、交流を深めていた。名嘉氏も、自宅で開いたホームパーティーには、被告 GE の同僚社員のみならず、東京電力の従業員などもできるだけ呼んでいた（同【98～100 頁】）。
- ・ アメリカにおける放射線量の管理は日本より緩やかであるため、アメリカには放射線量が高い原発の現場で働く技術者が多くいる。そして、福島第一原発においても、高い放射線量下の仕事の多くを長年被告 GE の作業員が引き受けていた。たとえば、原子炉のプラント・インフラメント、つまり改善・手直しの作業でも、シュラウドやジェットポンプ、スチームドライヤーなど、炉内にある重要な機器の取り替え、修繕といった高線量下での作業は、被告 GE の作業員がそのほとんどを請け負っていた（同【152 頁】）。

このように、被告ら原発メーカーは、原子力事業者である東京電力と一体となって原発を管理・稼働してきた実態が浮かび上がっている。

2 被告らの注意義務の内容

そして、被告らは、原子力事業者と一体となって原発を稼働するにあたっては、常に最高の知識や技術を用いて事故の防止や、放射性物質が炉外に漏出した場合の影響等について調査研究を尽くし、原発事故の危険を予見すべき義務（予見義務）を負っている。

その上で、安全性の確保に疑念が生じた場合には、直ちに原子力事業者である東京電力や、監督官庁に対して注意喚起を促し、過酷事故を防止する対策を講じるべく積極的な働きかけを行い、場合によっては原発の稼働の中止を求めるなどして最大限の防止措置を講じ、市民の生命・身体をはじめとする重要な利益に対する危害を未然の防止すべき高度の注意義務（結果回避義務）を負っている。

このように、原発メーカーが民法 709 条の責任の前提となる高度の注意義務を負うと解することは、製造物の欠陥により人の生命、身体、財産に被害が生じた場合、被害者保護のために製造業者等の無過失責任を規定した PL 法の趣旨からも導かれる。

3 被告らの予見可能性

(1) 知見の進展や地震、津波の危険性の認識

上記第 1 の 2 において詳細に述べたとおり、本件事故前の段階で、津波による全電源喪失を予見しうるだけの様々な知見が進展していた。そして、上記のように東京電力と一体となって原発を設置・稼働してきた被告らとしては、当然にこれらの様々な知見について知り得る立場にあった。

そして、これらの知見の進展に照らせば、東京電力と同様に、被告ら原発メーカーにおいても、2002 年 7 月までに、地震およびこれに伴う津波により原子炉施設が水没して全電源喪失に陥り、炉心が熔融し放射性物質が施設外へ大量放出されるという重大事故が発生する可能性を認識し得たのであり、2006 年に至ってはこれらのことを認識していたといえる。

(2) 原発の構造上の欠陥の認識

本件各号機に製造物としての欠陥があったことは、本書第 1 章で詳細に述べたとおりである。

また、一般に圧力容器には、金属材料の劣化をはじめ、様々な老朽化要因がある。原発は、日常的に高温、高圧にさらされる精妙な装置であり、頻繁に故障やトラブルが生じている。特に、運転歴の長い原発では、事故や故障の発生率が増える傾向は明らかとなっており、実際にわが国の原発においては、老朽化を原因とする多くの事故が発生している。

そして、本件各号機については、本件原発事故発生時において、1 号機が運転開始から 40 年、2 号機～4 号機はそれぞれ約 35 年以上が経過し、金属材料の劣化等により、具体的に様々な劣化が生じていた可能性が指摘されている。

そして、上記のように東京電力と一体となって原発を設置・稼働してきた被告らとしては、当然にこれらの原発の構造上の欠陥について知り得る立場にあるだけでなく、原発メーカーとして、より専門的、技術的な立場からこうした欠陥を分析し得る立場にあった。

なお、上記の名嘉幸照氏の著書の中でも、1974（昭和 49）年 7 月に福島第一原発 2 号機において、原子炉内の燃料棒（チャンネル）が運転中に破損し、削り取られた燃料が炉心の水に混じって、放射能が建屋内に漏れた重大事故が発生したが、これは被告 GE による設計ミスが原因であったと指摘されている（同【61 頁】以下）。

(3) 被告らの結果回避義務違反

こうした被告らの予見可能性を前提とすれば、被告らは製造者として欠陥のない原子炉等を製造すべき義務を負い、また東京電力と一体となって福島第一原発を設置・稼働してきた被告らは、適切な耐震設計、補強工事等により地震・津波によって引き起こされる事故を防止する義務を負っていた。

具体的には、東京電力の結果回避義務に関して述べた上記第1の3の対策については、そのまま被告らの結果回避義務に妥当する。

すなわち、過酷事故を回避するためのこれらの対策について、東京電力に実施を促し、あるいは自らこれらの対策を行うべく積極的に働きかけるべき義務を負っていた。

上記の名嘉幸照氏の著作においても、本件原発事故において、基本設計の時点で非常用ディーゼル発電機を地下に置くという「エバスコ」の設計を採用したことは、被告GEの責任である旨が述べられている（同【182頁】）。

さらに、上記のように、2006年9月には、原子力安全委員会の新指針が公表され、稼働中の発電用原子炉施設等についてバックチェックの実施とその実施計画が求められていた。これについても、東京電力と一体となって福島第一原発の管理・稼働に積極的かつ密接に関与し、特に耐震バックチェックや耐震補強工事においては実質的にこれを行うべき立場にあった被告らは、東京電力に対して、バックチェックを直ちに実施するように促すか、あるいは自ら早急に十分なバックチェックを行う等の措置をとる義務があった。

しかしながら、被告らは、これらの義務を履行することなく、漫然とこれを放置したために、本件原発事故が発生した。

(4) まとめ

したがって、本件原発事故については、原子力事業者たる東京電力のみならず、これまで東京電力と上記のように二人三脚で、一体となって福島第一原発の設置・管理・稼働に関与してきた被告ら原発メーカーにも過失があることは明らかである。

さらに、上記で述べた様々な知見の進展の状況、さらに福島第一原発の老朽化や構造的欠陥等の事実に鑑みれば、東京電力と同様に、被告ら原発メーカーは、本件原発事故を容易に予見することができたにもかかわらず、漫然とこれを放置しており、注意義務違反の程度は極めて大きく、それは重過失にも該当するものである。

第3章 適用違憲（予備的主張）

第1 はじめに

本件で、仮に、原賠法4条1項、同条3項が定める責任集中制度が、財産権、平等権、裁判を受ける権利、および、憲法上保障された権利たるノー・ニュークス権（以下「憲法上の権利」という）に違反しないとしても、憲法よりも下位の法律である原賠法は、当然憲法に適合した法律でなければならず、憲法に適合した解釈がなされなければ、その存在と適用は許されない。

以下では、責任集中制度規定は合憲限定解釈されるべきであること、および本件原発事故に、裁判所が、責任集中制度規定を適用して被告ら原発メーカーを救済することは憲法上の権利を侵害し違憲であることを述べる。

第2 責任集中制度規定は合憲限定解釈されるべきであること

1 適用違憲について

適用違憲とは、当該法令の規定自体を違憲とせず、当該事件におけるその具体的な適用だけを違憲とする違憲判断の方法である。具体的には、3つの類型がある。1つ目、法令の合憲解釈が不可能である場合、すなわち合憲的に適用できる部分と違憲的に適用される可能性のある部分とが不可分の関係にある場合に、違憲的適用の場合を含むような広い解釈のもとに法令を当該事件に適用するのは違憲であると判断する方法である。2つ目は、法令の合憲解釈が可能であるにもかかわらず、法令の執行者がその手法を用いずに違憲的に適用した場合の、その適用行為が違憲であるとする方法である。3つ目は、法令そのものは合憲でも、その執行者がそれを憲法で保障された権利・自由を侵害する形で適用した場合に、その解釈適用行為が違憲であるとする方法である（『憲法第4版』芦部信喜著 岩波書店 370～372頁参照）。

この適用違憲の主張は、仮に法令違憲が認められなかった場合の予備的主張であり、上記1つ目（実質的には法令違憲に近い）および3つ目（いわゆる運用違憲）の方法による適用違憲の主張とは前提を異にするため、原告らとしては、上記2つ目の方法による適用違憲の主張を行う。

2 原賠法4条1項、同条3項の文理について

原賠法は、責任集中制度について、原賠法4条1項で、「前条の場合においては、同条の規定により損害を賠償する責めに任ずべき原子力事業者以外の者は、その損害を賠償する責めに任じない。」と定め、同条3項で、「原子炉の運転等により生じた原子力損害については、商法（明治三十二年法律第四十八号）第七百九十八条第一項、船舶の所有者等の責任の制限に關す

る法律（昭和五十年法律第九十四号）及び製造物責任法（平成六年法律第八十五号）の規定は、適用しない」と定めている。かかる責任集中制度規定の文理のみによれば、原発メーカーたる被告らは、何らの限定も付されることもなく、一切免責されるかのようである。

3 原賠法 4 条 1 項、3 項の限定解釈について

しかしながら、物品運送に関する商法 581 条は、「運送品カ運送人ノ悪意又ハ重大ナ過失ニヨリテ滅失、毀損又ハ延著シタルトキハ運送人ハ一切ノ損害ヲ賠償スル責ニ任ス」と規定されており、同条は約款による修正が可能であるものの、一般に運送人又はその使用人の故意による損害についての責任を免除する約款は無効と解されている（奈良地方裁判所（平成 2 年（ワ）第 363 号）平成 5 年 8 月 25 日判決参照）。また、海上物品運送に関する商法 739 条は、「船舶所有者ハ特約ヲ為シタルトキト雖モ自己ノ過失、船員其他ノ使用人ノ悪意若クハ重大ナル過失又ハ船舶カ航海ニ堪ヘサルニ因リテ生シタル損害ヲ賠償スル責ヲ免ルルコトヲ得ス」と規定して、船舶所有者の過失又は船員その他使用人の悪意もしくは重大な過失、さらには、船舶が航海に耐えられない場合による損害賠償責任を免れる旨の免責約款を無効としている。このような一般的な約款解釈法理において免責が制限されていることを参照すると、原子力損害についてのみ、法令によって広範な免責の効力を認めることは、原子力損害の甚大さ等その損害の内容に鑑みると、相当慎重でなければならない。

4 被告らが原発の高度の危険性をコントロールでき、またコントロールしなければならない立場にあること

本書面第 2 章等で述べたとおり、原発メーカーである被告らは、原子炉等を設計・製作するもので、福島第一原発の設置・管理・稼働に関与し、また、東京電力の要請を受けて、被告らの子会社等に請け負わせて福島第一原発の定期検査の実施等を長年にわたって行ってきたものである。これらのことから、原発メーカーたる被告らが、福島第一原発の原子炉等について、そのメカニズムや知識・技術に最も精通していることはいうまでもなく、原発の高度の危険性をコントロールでき、またコントロールしなければならない立場にあることは明らかである。そして、かかる立場から、福島第一原発の設置・稼働後の様々な知見の進展状況や、同原発の老朽化や構造的欠陥等の事実について、知り得ることもまた明らかである。そうだとすれば、原発メーカーたる被告らの故意または重過失によって原子力損害が発生した場合にまで一切免責されるとすれば、それは著しく不合理であり、原賠法の目的たる「被害者の保護」および「原子力事業の『健全』な発達」と相容れないこととなる。

5 現状の東京電力のみの賠償が著しく不十分であること

また、現状、原賠法等に基づき、原子力事業者たる東京電力のみが国の援助を得て本件原発事故の被害者に賠償を行っているが、訴状等で述べたとおり（訴状【86～92頁】）、同賠償が著しく不十分であり、被害者救済が著しく滞っていることは公知の事実である。本件原発事故が、原賠法が定める「原子炉の運転等により原子力損害が生じた場合における損害賠償に関する基本的制度」（同法1条）の想定をはるかに上回り、同制度がかえって「被害者の保護」という原賠法の目的を阻害しているのである。

6 責任集中制度により侵害される原告らの憲法上の権利の侵害の程度

一方で、責任集中制度に基づく広範な免責を、裁判所が同条項の無限定な適用を是として認めた場合には、原告らの憲法上の権利は極度に侵害され得ることとなる。

原告らは、訴状で記載のとおり損害を被っており（訴状【54頁～63頁】）、特に本件原発事故による避難住民は、人格的生存の大前提となる自らがこれまで生活してきた根拠を一方的に奪われている。このような財産権に対する侵害は、権利の根幹部分に対するものであって極めて重大かつ深刻なものであり、公共の福祉による制約とは到底認められない程度に至っている。

また、平等権に対する侵害については、原発事故以外の損害であれば、製造者に対する損害賠償請求権の行使が自由に認められているにもかかわらず、責任集中原則は何ら合理的な理由がないままに、原発事故の被害者からのみ、製造者に対する権利行使の自由を全面的に奪っており、これも権利侵害の程度は極めて重大である。

さらに、裁判を受ける権利についても、被害者は責任集中原則の無限定な適用がなされると、本案の審理を全く受けられないまま、いわば門前払いを受けることとなる（事実、本訴訟において被告らは、そのような扱いを明確に主張している）。つまり、責任集中制度は、原発事故に基づく損害に関して、実質的には原発メーカーを訴える権利を被害者から完全に奪い去っているのである。憲法で認められた裁判を受ける権利を白紙化する、その権利侵害の程度は他に類をみない程度に重大である。

そして、ノー・ニュークス権に対しては、被害者が原発メーカーの責任を一切問えないということになれば、すなわちそれは第2準備書面で詳述した通り、ノー・ニュークス権そのものに対する絶対的な侵害行為であり、やはり権利侵害の程度は極めて重大である。

これらのように、被害者の憲法上の権利を著しく侵害する責任集中制度に基づく免責規定が、何らの限定も付されないまま、本件訴訟において適用

されることは、憲法上許されないと考えられるべきである。

7 小括

以上のような、一般的な約款解釈法理において免責が制限されていること、被告らが原発の高度の危険性をコントロールでき、またコントロールしなければならぬ立場にあること、現状の東京電力のみの賠償が著しく不十分であること、責任集中原則により侵害される原告らの憲法上の権利の侵害の程度が極めて重大であること等に鑑み、責任集中制度規定について憲法に適合した解釈をするならば、少なくとも以下の要件をいずれも満たす場合には適用違憲となる。

- ① 原発メーカーに重過失が認められること
- ② 原発事故による被害の規模が、原賠法の想定を大きく上回ること

第3 本件原発事故に責任集中制度を適用することは違憲であること

本書面第2章で述べたとおり、①本件原発事故の発生について、被告らには重過失が認められる。また、②本件原発事故が、訴状第7章第5ほかで論じたとおり、原賠法が定める制度（同法1条）の想定をはるかに上回っていることも明らかである。

よって、本件原発事故に、裁判所が責任集中制度を適用して原発メーカーである被告らを救済することは、原告らの憲法上の権利を不当に侵害するものであって、憲法に反し許されない。

第4章 Reitsma 意見書について

第1 はじめに

被告 GE は、乙2号証として、Sebastian Reitsma 氏の意見書を提出している（以下、同意見書を「乙②」又は「Reitsma 意見書」とする）。

しかしながら、同意見書は、原子力推進の政治的主張を述べているに過ぎず（とりわけ6頁以下）、日本の原賠法さらには憲法を正しく理解したものではない（この点は「第2」で述べる）。同氏が日本国憲法を理解していないこと自体はやむを得ないが、オランダにおいてであれ、果たして実際に法律を学んだのか、その人権感覚の欠如には呆れるほかない。

また、乙2によっても、責任集中主義の採用が国際条約上の義務でないことは明らかである（「第4」で述べる）。

とりわけ、基本的な事実関係すら重大な誤りを犯していること（「第3」で述べる）は、同意見書が実際に「1995年から2014年まで、スイスのチ

ユーリヒにあるスイス再保険会社において、マネジメントの職位に就いていた。主要な職責は、スイスの原子力保険プールの運営管理であった」（乙2の1頁）という Reitsma 氏の筆によるものかとすら、疑わせるものである。

以下、同意見書を精緻に検討すれば、むしろ、同意見書の存在は、原告の主張をこそ裏付けていることを述べる。

第2 法律上の誤り

- 1 原子炉運営者による安全・環境上の義務の履行（2頁）が、責任集中の理由となる余地はない。

なるほど、「原子炉の運営または運営免許の保有者は……自らの活動が、安全性、セキュリティおよび環境保護に関して適用される要件を満たすものであることを責任をもって確保しなければならない」。しかしながら、その命題から、「原子力事故における責任は原子力事業者に集中される」という命題は導かれぬ。なぜなら、原発メーカーもまた、「自らの活動が、安全性、セキュリティおよび環境保護に関して適用される要件を満たすものであることを責任をもって確保しなければならない。」のであり、原発メーカーの免責は、本件事故で明らかになったとおり、原発メーカーを上記義務から遠ざけるものだからである。「原子炉の運営または運営免許の保有者」に上記義務を十全に果たさせるためには、原子力損害における賠償責任を無限責任とする（無限責任を維持する！）等、他の政策手段で足り、原発メーカーのモラルハザードを誘発するような危険な制度を導入する必要は、まったくない。

- 2 次に述べる「2つの理由」（2～3頁、関連して11頁以下）も、到底、責任集中の理由とはなり得ないものである。

まず、「第1の理由」の後半、すなわち被害者にとっての責任者の特定容易化は、およそ責任集中の理由となり得ない。なぜなら、上記目的を達成するには、電力事業者が必ず責任を追及される制度（すなわち電力事業者の無過失責任）を導入すれば足りるからである。被害者がメーカーへの責任追及をできなくするような制度を導入するなど、およそ本末転倒である。「被害者救済」のために「被害者を救済しない」制度を導入するなど、背理としかいいようがない。

さらに、「第1の理由」の前半、つまり加害当事者相互の紛争防止も、説得的な理由ではない。なぜなら、そもそも加害当事者の保護（経済的自由の保護ですらなく、単なる経営円滑化にすぎない）という目的自体が、被害者保護と比べれば著しく劣後する要請にすぎないからである。また、紛争解決

システムが機能するかという問題についても、責任集中制度を合理化するものではない。なぜなら、メーカーへの責任追及を可能にしたところで、被害者の数が増えるわけではなく、したがって提訴の件数が増えるわけでもないからである。むしろ、被害者の数は、モラルハザードを防ぐことによって、大きく減少するであろう。

加害者相互の紛争が多少発生するにせよ、加害者の数は、被害者の数と比べれば著しく少ないのだから、紛争解決システムを機能不全とするようなものではない。とりわけ留意されるべきは、乙2の15頁で言及されている、2010年メキシコ湾で発生した石油プラットフォームの事件において、「被害救済」は特段遅延していないということである。すなわち、同事故は2010年4月20日に発生したところ、「被害者らと」加害会社であるBP（ブリティッシュ・ペトロリアム）の間では、2012年3月3日の時点で、既に和解が成立した¹。2年足らずでの和解というペースは、単一会社を被告とする日本の大規模訴訟と比較しても、むしろ迅速であるといえよう。同事件において長期化したのは、あくまでも、BPと連邦政府、自治体との紛争である。すなわち、2012年3月4日、アメリカ政府は、メキシコ湾や周辺の影響に及ぼした影響は大きい等の理由から、和解せず訴訟を続行して責任追及すると声明を出し²、2015年7月になって、アメリカ連邦政府・州・地方自治体とBPとの和解が成立した³。したがって、同事故は何ら、責任集中主義の必要性を示すものではない。

また、「第2の理由」は、福島原発事故によって、無意味なものとなった。すなわち、福島原発事故を経験した今日においては、電力事業者のために、十分な保険金を支払うことを約し得る保険会社など、そもそも、世界のどこにも存在しない。だからこそ、政府は有限責任の導入などという、財産権を（高橋意見書（乙1）の見解に立っても）明らかに侵害する暴挙すら検討しているのである。すなわち、責任集中制度の有無によって、保険能力が特段変わるところはない。にもかかわらず乙2のとりわけ13頁以下においては、あたかも保険によって被害が償われ得るかのごとく、「被害者にとっての手段としての保険プール」について縷々述べているが、同意見書は、福島原発事故の被害弁償において保険制度が全く機能しなかったという、日本国内においては明々白々な事実を意図的に無視するものでしかない。

また、原告は、より人権制約の度合いの少ない他の選り得る責任として、いわゆるオムニバス制度を指摘したが、同意見書においても、オムニバス制

¹ http://www.nikkei.com/article/DGXNASFK0300F_T00C12A3000000/?dg=1

² <http://www.bbc.com/news/world-us-canada-17249033>

³ 日本経済新聞 2015年7月3日朝刊7面

度に欠陥がある旨の指摘はされていない(例えば、14 頁の 34、35 項参照)。むしろ、9 頁で述べられている「原子力保険プール」は、オムニバス制度に親和的といえよう。

したがって、残る目的は、乙 2 の 6 頁以下で縷々述べられているように、「原子力産業の運営にとって不可欠」という、日本国憲法上、人権制約の根拠になりようがない政治的スローガン以外にはない。

原子力産業がなかったとしても、誰も困らない。電力事業者は、より安全なエネルギー源で発電すれば足り、被告らも、重大事故を心配しなくてよい穏当な民間需要に応える一般電化製品を生産すれば足りる話である。

第 3 基本的な事実誤認

1 乙 2 の記載内容

さて、乙 2 (訳文) の 11 頁の 22 項にインドの原賠法と CSC の関係が述べられているが、そこには「インドだけが CSC 条約を遵守するという誓約に違反して、そのような責任集中制度を定めていない法律を 2010 年に制定した。従ってインドはまだ CSC 条約を批准していない」という驚くべき記載がある。

原告らはこの記載に驚き、誤訳ではないかと思って、改めて乙 2 の該当部分の原文を参照した。

すると、当該部分にもやはり

「Only India has a law adopted in 2010 that does not provide for such channeling, contravening its commitment to adhere to the CSC, which it therefore has not ratified yet.」

という記載がある。

しかし、この記載は明確に事実と反する。

2 インドは CSC 条約に 2011 年に署名済みであり、そして 2016 年 1 月に国会承認が終わった。これを受け、2016 年 2 月 4 日にはインドの IAEA 大使が IAEA 副事務総長に「批准書」を締結した。つまり、インドは既に、CSC 条約に批准しているのである⁴ (乙 2 作成時点においても、国会承認は既に完了している)。

3 一方、インド原賠法 (The Civil Liability for Nuclear Damage Act, 2010) に、「原発重大事故発生時において、原子力施設運営者 (事業者) が外国メーカー・製造企業に損害請求することができる」と記載されていることは

⁴ India to ratify convention on N-compensation
<http://timesofindia.indiatimes.com/india/India-to-ratify-convention-on-N-compensation/articleshow/46025105.cms>

事実である。

この点、インド原賠法についての日本の原子力産業協会の説明は以下のとおりである（甲 55 【167 頁】）。

「問題とされる点の一つは、供給者への求償権について、原子力損害に関わる責任は原子力事業者に対する厳格な責任および責任集中（4 条）とされているものの、一方では、供給者の欠陥部品や不適格なサービスによる行為に起因する原子力損害に関して求償権を行使できる（17 条）とされているため、実際には事業者への責任集中が不十分であることです。……もう一つは、この原子力責任法の規定は、すでに発効している他の法律の効力を損なうものではない（46 条）とされていることから、例えば、供給者が製造物責任法により責任を問われる可能性も排除できないとの見解があることです。」

なお、インド政府による説明（Frequently Asked Questions and Answers on Civil Liability for Nuclear Damage Act 2010 and related issues, February 08, 2015）には、上記とほぼ同じ内容が書かれている⁵。

- 4 なるほど、上記のインド原賠法が障害となり、2008 年以後にインド原発市場へ参入しようとしていた、アメリカ（GE、ウエスティングハウス）、フランス（アレヴァ）などとは、建設計画の策定・用地選定で合意しながらも、正式契約は結ばれていない。

しかしながら、このことは、インド原賠法が不法行為法上の当然の規定を設けていることにより、原発の導入が妨げられているということを示すにすぎず、何ら、インド原賠法の国際条約違反を示すものではない。現に、日米を含む諸外国の政府は、インド原賠法を批判する際も、条約違反であるとは述べていない。

- 5 ただし、インド政府は、インド原賠法の規定を維持しながら原発を誘致するため、2015 年 1 月 26 日のインド共和国記念日に国賓として招待されたオバマ米大統領とモディ印首相の首脳会談において、「インド側が原発事故に備えた保険金プール制度を創設、事故の際には対応する」ことで同意した。

この「保険金プール制度」は、2015 年 6 月に創設されている。

- 6 小括

要するに被告 GE は、原告らの「被告ら原発メーカーへの請求を認めない原賠法は違憲だ」という主張に対し、「被告らへの請求を認めれば、国際

⁵ http://www.mea.gov.in/press-releases.htm?dtl/24766/Frequently_Asked_Questions_and_Answers_on_Civil_Liability_for_Nuclear_Damage_Act_2010_and_related_issues

条約である CSC 条約を否定することになり、大問題となる。この点からも原賠法は違憲ではない」と言いたいようである。しかし、このような主張をするためには、上記のような基本的かつ重大な虚偽主張をしなければならぬことが、図らずも明らかとなった。このことはむしろ、原賠法の規定が、何ら国際条約上の要請でないことを逆に示している。

なおこの点は、「第 4」でも詳述する。

第 4 メーカー免責は、条約上の要請ではないこと

- 1 まず、乙 2 の 4~5 頁にも書かれているとおり、日本は 1960 年パリ条約の締約国ではなく、1963 年ウィーン条約の締約国でもない。よって、これらの条約には拘束されない。
- 2 また、条約は憲法には劣後するというのが日本の憲法学・国際法学の通説であり、条約法に関する 1969 年ウィーン条約（1963 年ウィーン条約とは別の条約）も、同趣旨の規定を設けている。よって、CSC 条約のうち、日本国憲法に抵触する部分は、日本政府を拘束するものではない。
- 3 上記の点をさておくとしても、CSC 条約の規定自体、現行原賠法を採用するよう締約国に義務付けるものではない。

まず、CSC 条約の一切の条項は、原子力事故による損害をいかに賠償するかを定めたものであって、特定の利害関係者を免責する義務など、締約国に負わせてなどいない。むしろ第 12 条は、「この条約のいかなる規定も、締約国がウィーン条約若しくはパリ条約又はこの条約の範囲外の規定を設けることを妨げるものではない。」と規定しており、国内法によってメーカーに責任を負わせることを、明文をもって容認している。

日本弁護士連合会が 2014 年 8 月 22 日に『「原子力損害の賠償に関する法律」および「原子力損害の補完的補償に関する条約」に関する意見書』を公表して「2 原子力損害の補完的補償に関する条約は、原子力事故の被害者保護に欠けるものであり、また、政府によるその締結の目的は原子力機器の輸出の推進にあるから、同条約の締結はすべきでない。」と述べたのも、決して、条約の文言それ自体が責任集中制度を義務付けているからではない。

日弁連が CSC について懸念しているのは、あくまでも以下の点である。

- ① 1 条 f が、損害項目について列挙していることから、国内法においても、損害の対象がそれらの項目に限定される「おそれがある」こと（ただし、同条約は、国内法において損害の対象を限定することを義務付けているわけではない。12 条参照）
- ② 3 条 1 項が責任限度額を 3 億 SDR（約 468 億円）と規定しており、

この額は現行原賠法の賠償措置額よりも低いことから、同条約を遵守するだけでは、実際の原子力損害が担保されないおそれがあること

③ 同条約において原子力損害を賠償すると明記されているのが電力事業者に限られていることから（9条など）、責任集中を招き、原子力機器メーカーの免責を許してしまうこと（ただし、同条約は、国内法においてメーカーに責任を負わせることを禁止しているわけではない。12条参照）

④ 除斥期間が日本民法より短いこと（付属書第9条第1項）

⑤ 事故発生国に裁判管轄権を集中させていること（13条）

4 小括

よって、CSC条約には、責任集中「につながる」危険な側面があるにせよ、同条約は決して締約国に、メーカーの免責を義務付けてなどいない。よって、あたかも責任集中主義が条約上の義務であるかのように述べる乙2の見解は、条約の文言に反するものにすぎない。

第5 小括

以上より、乙2の記載は、日本国憲法をはじめとする日本法の理解に基づいたものではなく、原賠法がノー・ニュークス権（被ばくの危険を免れたいというのは人間として当然に有する権利であって、単なる政治的主張ではない）をはじめとする様々な人権を侵害する違憲立法であるということは何ら否定するものではない。

そればかりでなく、メーカーの免責が条約上の義務であるとは、乙2においてもさすがに述べられておらず、現に、CSC条約はそのような義務を締約国に課していない。

第6 備考

なお、被告GEに限らず被告らは、あたかも責任集中を認めなければ、除染作業や事故収束作業すらままならない旨強弁している。しかしながら、除染作業や事故収束作業のように、市民の生命・安全を保護するために正当な理由がある場合は、そのような場合に限って、例えば当該事業者の資本金ないし保有財産に応じて軽過失を条件とする有限責任を定めた特別立法を制定すれば足りる。そのような理由で、市民の生命・安全を脅かす危険な原発建設を促進するモラルハザード立法を正当化するなど、本末転倒の極みであり、このような不合理な強弁は、被告ら自ら、原賠法の違憲性を自白するに等しい。

以上

