

第4 3号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討

1 圧力容器

(1) 地震発生直後、津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定されること

a 原子炉水位、原子炉圧力及び原子炉圧力容器温度との関係

① 3号機の記録計チャート^{*303}及び過渡現象記録装置データ^{*304}によれば、3号機の原子炉水位は、地震発生後、津波到達までの間、複数の原子炉水位計によって、広帯域、狭帯域及び燃料域の異なるレンジを計測していたところ、そのいずれにおいても、原子炉スクラム直後のボイド効果の影響並びにRCIC及びSR弁の作動状況に応じて、その水位に増減が認められるものの、一定の原子炉水位が保たれており、圧力容器又はその周辺部に原子炉水位を保持できなくなるような損傷が生じたことを窺わせる原子炉水位の急激な低下は認められない。

② 3号機のプラント関連パラメータ^{*305}によれば、平成23年3月11日夜の時点でも、原子炉圧力計は7MPa gage前後を示しているのに対し、D/W圧力計は0.1450~0.1550MPa abs前後を示しており、急激な上昇を示していない。

そうすると、原子炉圧力がD/W圧力の40倍以上の圧力に保たれ、かつ、D/W圧力は平常時より若干高い程度にとどまっているから、圧力容器又はその周辺部に圧力を維持できなくなるような損傷が生じていなかった可能性が高い。

③ 3号機の記録計チャート^{*306}によれば、原子炉圧力容器温度のうち、CRDハウジング上部温度^{*307}が地震発生後に上昇傾向にあったが、平成23年3月11日15時過ぎに下降傾向に転じている。さらに、RPVドレン温度^{*308}とRPV下部ヘッド温度^{*309}が同日15時前後から低下傾向にある。

まず、この記録計チャートは、同日15時45分頃に記録がいったん途絶えているが、3号機のすべての交流電源が喪失したのは同日15時38分頃であるから、実際の時刻よりも7分程度進んでいた可能性がある。

そして、CRDハウジング上部温度の下降傾向の原因については、地震発生後、PLRポンプが停止して冷却水が滞留したことや、CRDハウジング側からの冷水が各温度検知場所付近に流入したことが挙げられる。

また、外部電源喪失により停止したRCWポンプは非常用D/G起動後に自動起動し、HVH用ファンも回り始めたが、RCWの海水ポンプが停止し

*303 資料Ⅱ-1-1-34 参照。

*304 資料Ⅱ-1-1-34 参照。

*305 前掲東京電力HP参照。

*306 資料Ⅱ-1-1-35 参照。

*307 3号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-35)のNo.5の温度を指す。

*308 3号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-35)のNo.9の温度を指す。

*309 3号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-35)のNo.13の温度を指す。

て二次冷却系が機能していなかったため、RCW 内を高温水が循環するのみで、HVH の冷却効果が認められない状況にあった。しかし、同日 15 時 2 分頃、当直が RCW の海水ポンプを手動で起動したため、熱交換によって RCW 内を冷却水が循環するようになり、HVH も冷却効果を発揮するようになった。そうすると、格納容器内が冷却され、D/W 温度が低下したため、D/W 内雰囲気と接する CRDハウジング上部もその影響を受けた可能性も否定できない。

いずれにせよ、仮に圧力容器又はその周辺部に破損箇所が生じて急激に温度が低下したのであれば、他の原子炉圧力容器温度にも影響を及ぼすはずであるし、後記 b の D/W 温度にも影響を及ぼすものと考えられるが、3 号機の記録計チャートを見る限り、そのような挙動は認められない。

b D/W 圧力及び D/W 温度の挙動との関係

① 3 号機の記録計チャート^{*310}によれば、3 号機の格納容器窒素圧力は、地震発生後、津波到達までの間、5kPa 程度の圧力上昇にとどまっている。これは、地震発生直後、電源喪失による格納容器空調器の停止に伴い、格納容器内温度が上昇したことによるものと考えられ、圧力容器破損や貫通部配管破断等に起因する極端な圧力上昇は認められない。

② 3 号機の記録計チャート^{*311}によれば、D/W 温度は、入力計器測定点によって差異があるものの、地震発生後、津波到達までの間、一つの格納容器空調機供給空気温度を除き^{*312}、最高で 10~20 °C 程度の温度上昇しか認められない。

まず、3 号機の HVH は合計五つあり、そのうち、通常、RCW を循環する冷却水によって冷却効果を発揮するものが四つ、D/W 除湿冷却系を循環する冷却水によって冷却効果を発揮するものが一つあった。

そして、地震発生前は、HVH が作動していたため、HVH から冷気が放出される入口部分にある格納容器空調機供給空気温度^{*313}は、16~26 °C 程度に保たれていたが、外部電源喪失によって RCW ポンプや D/W 除湿冷却系、HVH 用ファンが停止した。

その後、非常用 D/G が起動したため、RCW ポンプが再起動するとともに、HVH 用ファンも回り始めたが、RCW の海水ポンプが停止して二次冷却系が機能していなかったため、RCW 内を高温水が循環するのみで、RCW を循環する冷却水を用いる四つの HVH の冷却効果が見込めず、したがって、HVH が作動しても、各格納容器空調機供給空気温度^{*314}は、いずれも上昇

*310 資料Ⅱ-1-1-36 参照。

*311 資料Ⅱ-1-1-37 参照。

*312 3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-37）の No. 6 の温度を指す。

*313 3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-37）の No. 6~10 の温度を指す。

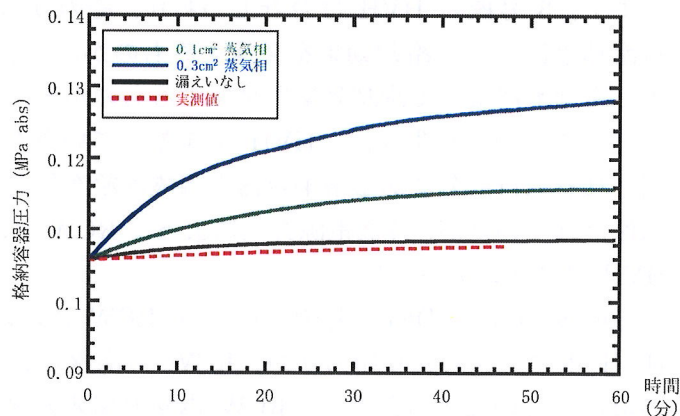
*314 3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-37）の No. 7~10 の温度を指す。

傾向にあった。しかし、同日 15 時 2 分頃、当直が RCW の海水ポンプを手動で起動したため、熱交換によって RCW 内を冷却水が循環するようになり、これを用いる四つの HVH も冷却効果を発揮するようになって、各格納容器空調機供給空気温度^{*315}も低下傾向を示すに至った。

これに対し、もう一つの HVH は、D/W 除湿冷却系を循環する冷却水によって冷却効果を発揮するもので、非常用 D/G が起動しても D/W 除湿冷却系が再起動することなく、HVH から冷気が放出される入口部分にある格納容器空調機供給空気温度^{*316}は、D/W 内の高温の雰囲気気が HVH 入口に流入して、HVH 入口部にあった冷気と混然一体となることで、D/W 内の雰囲気と等温となるまで上昇傾向を示すに至った。

以上からすると、3 号機の記録計チャート^{*317}に記録された格納容器温度を見る限り、上昇傾向を示していた温度計については、その原因を説明することが可能であり、そのほかに、圧力容器又はその周辺部の破損による急激な温度上昇を疑うような挙動は認められない。

- ③ さらに、JNES は、当委員会の依頼に基づき、地震発生後、3 号機の圧力容器から格納容器内へ微小漏えいが生じた可能性について、1 号機と同様の方法^{*318}で、MELCOR 解析により評価を実施した。これによると、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 cm^2 、 0.1 cm^2 と仮定した D/W 圧力の解析を実施した結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合にはそれぞれ約 9.0 倍、約 4.2 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧力の変化と比較的よく近似していた（図表 65 参照）。



図表 65 漏えい面積 0.3 cm^2 、 0.1 cm^2 の格納容器圧力の変化 (蒸気相漏えいの場合)

独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

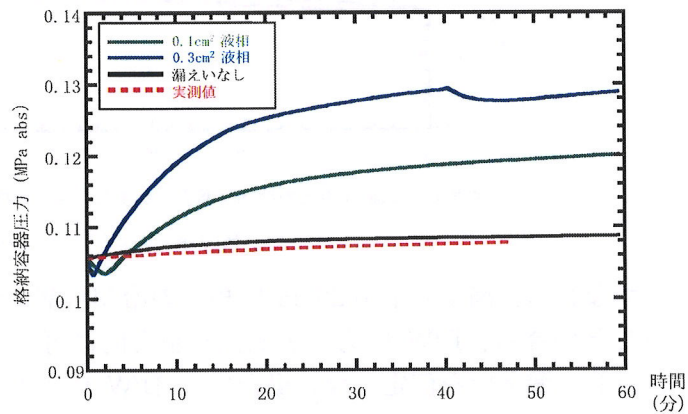
*315 3 号機記録計チャート（資料 II-1-1-37）の No. 7~10 の温度を指す。

*316 3 号機記録計チャート（資料 II-1-1-37）の No. 6 の温度を指す。

*317 資料 II-1-1-37 参照。

*318 前記第 2,1(1)b ③ 参照。

また、上記評価において、液相漏えいの場合について、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 cm^2 、 0.1 cm^2 と仮定した D/W 圧力の解析を実施した結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、それぞれ約 9.4 倍、約 5.8 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧力の変化と比較的よく近似していた（図表 66 参照）。



図表66 漏えい面積 0.3 cm^2 、 0.1 cm^2 の格納容器圧力の変化（液相漏えいの場合）

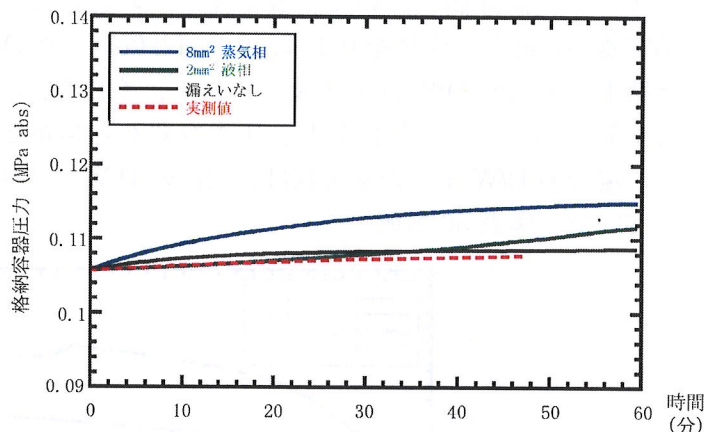
独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

すなわち、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 cm^2 、 0.1 cm^2 と仮定した場合には D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかったのに対し、漏えいを仮定しない場合には D/W 圧力の実測値と比較的よく近似していた。

さらに、JNES の、保安規定第 31 条で定める運転上許容された「不明確な箇所からの漏えい率」の上限である漏えい率 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積^{*319}を仮定した D/W 圧力の解析を実施した。その結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合には約 3.7 倍、液相漏えいの場合には約 2.2 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧

*319 蒸気相漏えいの場合で漏えい面積 8 mm^2 、液相漏えいの場合で漏えい面積 2 mm^2 としている。

力の変化と比較的よく近似していた（図表 67 参照）。

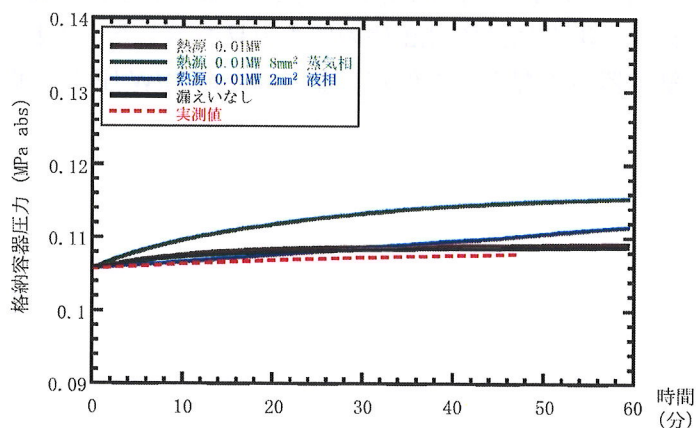


図表67 0.23m³/h相当の冷却材漏えいが生じた場合の格納容器圧力の変化

独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

すなわち、漏えい率 0.23 m³/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した場合も、D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかったのに対し、漏えいを仮定しない場合には D/W 圧力の実測値と比較的よく近似していたことから、地震発生後、津波到達までの間、保安規定で運転上の制限とされる漏えい率 0.23 m³/h 相当以上の漏えいが発生していた可能性は低いと考えられる。

また、上記評価において、ドライウェルクーラーが停止したことによる圧力容器からの放熱を再現するため、D/W 内に熱源を設定して漏えい率 0.23 m³/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した D/W 圧力の解析を実施した。その結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合には約 3.9 倍、液相漏えいの場合には約 2.2 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧力の変化と比較的よく近似していた（図表 68 参照）。



図表68 ドライウェルクーラー停止を模擬した場合の格納容器圧力の変化

独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

すなわち、D/W 内に熱源を設定して漏えい率 0.23 m³/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した場合も、D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかったのに対し、漏えいを仮定しない場合には D/W 圧力の実測値と比較的よく近似していたことから、地震発生後、津波到達までの間、保安規定で運転上の制限とされる漏えい率 0.23 m³/h 相当以上の漏えいが発生していた可能性は低いと考えられる。

これらの解析は、格納容器から外気への熱伝導の影響や格納容器からの漏えい面積等の設定条件をいかに設定するかによって結論が変わり得る。しかしながら、地震発生当時、格納容器からの正常な漏えい率を超える有意な漏えいが生じていたことを窺わせる根拠は薄弱である。

また、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 cm²、0.1 cm²と仮定した D/W 圧力の解析結果と、実測の D/W 圧力変化との乖離は余りに大きい。そうすると、圧力容器から格納容器への漏えい面積が 0.1 cm²以上生じ、あるいは、保安規定により運転上許容された 0.23 m³/h を超える冷却材漏えいが生じていた可能性は低いと考えられる。

したがって、地震発生直後、津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部には、保安規定上「不明確な箇所からの漏えい率」として許容される程度の漏えいがあった可能性まで否定するものではないが、少なくとも、圧力容器が本来有する閉じ込め機能を損なうような損傷は生じていなかったと考えるのが自然である。

c 放射線量との関係

- ① 3号機の記録計チャート^{*320}によれば、3号機格納容器雰囲気放射線モニタは、地震発生後、津波の影響で電源喪失により記録計が停止するまでの間、一貫して D/W 側が最下限値を示している上、S/C 側も有意な放射線量の上昇傾向は認められない。

したがって、この時点ではまだ、炉心損傷によって希ガスその他の核種が放出され、圧力容器損傷又は配管破断によって格納容器内へ漏えいするといった状況にはなかったと考えるのが自然である。

- ② 3号機のアラームタイプ^{*321}によれば、平成23年3月11日14時47分頃、SGTS が起動したと認められるところ、3号機の記録計チャート^{*322}によれば、主排気筒放射線モニタ上、有意な放射線量の上昇は認められず、その頃3号機 R/B 内において放射線量が異常上昇するような状況にはなかったと考えるのが自然である。

また、通常運転時に圧力容器内に存在する窒素同位体が圧力容器から格納容器、格納容器から R/B 内に漏えいしたとも考えにくく、この時点で圧力

*320 資料Ⅱ-1-1-38 参照。

*321 資料Ⅱ-1-1-39 参照。

*322 資料Ⅱ-1-1-39 参照。

容器の健全性が保たれていたと考えても矛盾はない。

d SR 弁の開閉状況との関係

3号機の過渡現象記録装置データ^{*323}及びアラームタイパ^{*324}によれば、平成23年3月11日14時51分50秒以降、S/R 弁^{*325}の開閉が繰り返され、これに応じて、原子炉圧力が昇降を繰り返していることから、この段階で、原子炉圧力上昇によって圧力容器が破損したとは考え難い。

e 主蒸気流量変化との関係

3号機の過渡現象記録装置データ^{*326}によれば、平成23年3月11日14時47分30秒頃に主蒸気流量が低下し始め、十数秒経過後には主蒸気流量が0t/hとなっている。これに対し、3号機のアラームタイパ^{*327}によれば、同日14時47分00秒から同日14時47分04秒にかけての頃、順次、「地震トリップ」及び「原子炉スクラム」の各信号が発信され、その後、同日14時47分58秒頃以降、MSIV 隔離信号が発信され、それと同時刻頃にA系及びC系で「主蒸気管流量大」、「主蒸気管圧力低」、「主蒸気管漏洩検出高」の各信号が発信され、同日14時48分11秒頃にB系及びD系で「主蒸気管流量大」、「主蒸気管圧力低」、「主蒸気管漏洩検出高」の各信号が発信され、同日14時48分頃にいずれのMSIVも全閉となっている。

そうすると、まず、主蒸気流量の低下は、「地震トリップ」及び「原子炉スクラム」の各信号が発信された後、上記各警報信号が発信されたり、MSIVの隔離弁が閉動作を開始したりするよりも前の挙動と認められることから、地震動の影響で制御棒が挿入され原子炉スクラムが開始されて出力が低下したことに起因するものと考えられる。このことは、3号機の警報発生記録装置データに記録されたAPRM出力低下と主蒸気流量低下の各挙動が整合的であること^{*328}からも裏付けられる。

また、「主蒸気管流量大」、「主蒸気管圧力低」及び「主蒸気管漏洩検出高」の各警報信号が発信され、MSIVが全閉となったのは、主蒸気流量が0t/hになった後であったと認められることから、外部電源喪失に伴い、主蒸気配管破断検出回路の電源も喪失し、破断検出を検知した場合と同様に各警報信号が動作した結果であって、実挙動を示すものではないと考えられる。

*323 資料Ⅱ-1-1-40 参照。

*324 資料Ⅱ-1-1-40 参照。

*325 3号機については、地震発生後、C弁、G弁、A弁の順で逃し弁機能が作動した。

*326 資料Ⅱ-1-1-41 参照。

*327 資料Ⅱ-1-1-41 参照。

*328 資料Ⅱ-1-1-41 参照。

f PLR ポンプ入口温度との関係

3号機の記録計チャート^{*329}によれば、地震発生後にスクラムしてから、PLR ポンプ入口温度は、A系及びB系のいずれも、原子炉圧力の上昇・下降に応じて、10℃程度低下した後、緩やかに上昇し、その後260℃から270℃近辺を安定的に推移しており、圧力容器又はその周辺部の破損を窺わせるような温度の急激な変化は認められない。

g D/W 床ドレン水位との関係

3号機のアラームタイプ^{*330}によれば、平成23年3月11日14時59分頃、D/W 床ドレンサンプ水位変化率が上限の7.4cm/hをはるかに超える235.5cm/hを示しており、一見すると圧力容器貫通配管からの冷却水漏えいが疑われるため、この点について検証する。

まず、この変化率は、床ドレンポンプ停止以降に計算が開始され、初期値はポンプ停止時のもので、10分経過時から毎分変化率を計算・記録し^{*331}、ポンプ停止から1時間経過した時点で新たな初期値を読み取るシステムである。

したがって、いったん初期値として異常値が記録されると、その後正常水位に戻っても、その後の1時間は、実際の水位変化とは異なる異常な変化率のまま記録されることとなる。他方、当委員会において、D/W 床ドレン水位が記録されたD/W 床ドレンサンプ液位チャートを確認したところ、D/W 床ドレン水位は安定しており、地震発生当時の地震動の影響及び外部電源喪失時の瞬間的な記録停止以外に、水位変化率過大値を出すような水位変化が実際には発生していないことが確認されている。

そうすると、3号機のアラームタイプが、過大な水位変化率である235.5cm/hを打ち出したのは、外部電源喪失による計測用分電盤の電源が喪失し、その後非常用D/G起動開始によって信号回復時あるいは地震の揺れによる水位変動時の低い水位値^{*332}を変化率計算の初期値としたためであると考えられる。

- (2) 平成23年3月13日2時42分頃にHPCIを手動停止した時点までに、圧力容器又はその周辺部に、放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいするに足りる程度の損傷が生じた可能性を否定することはできないが、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は低いこと

a 原子炉圧力との関係

3号機のプラント関連パラメータ^{*333}及び記録計チャート^{*334}によれば、原子

*329 資料Ⅱ-1-1-42 参照。

*330 資料Ⅱ-1-1-43 参照。

*331 例えば、15分後であれば、初期値と15分経過時の記録上の水位を比較し、これを1時間当たりの変化率に換算する。

*332 通常より約40cm低い10cm程度と推定される。

*333 前掲東京電力HP参照。

*334 資料Ⅱ-1-1-44 参照。

炉圧力は、津波到達以降、RCIC 作動中、SR 弁の逃し弁機能が動作して約 6~7MPa を推移し、RCIC 停止後の平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃以降、HPCI 起動に起因して減圧され、同日 19 時頃以降、0.8~0.9MPa 台を推移するようになり、同月 13 日 2 時 44 分頃には 0.580MPa gage を示した。

その間の原子炉圧力の推移を見る限り、冷却注水状況と無関係に急激な低下を示すような形跡は窺えず、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は低いと考えられる。

b D/W 圧力との関係

① 3 号機のプラント関連パラメータ^{*335}によれば、原子炉圧力は、HPCI 作動中の平成 23 年 3 月 12 日 20 時 15 分頃に 0.800MPa gage、同日 22 時頃に 0.970MPa gage を示していたのに対し、D/W 圧力は、同日 20 時 15 分頃に 0.2700MPa abs、同日 22 時頃に 0.1700MPa abs を示したとして記録されている。

まず、後記 2(2)a ①記載のとおり、3 号機のプラント関連パラメータの基になった発電所対策本部発電班のメモ書きからすると、3 号機のプラント関連パラメータの記録上、同日 22 時の欄に記録された D/W 圧力「0.1700MPa abs」は、本来絶対圧換算して「0.2700MPa abs」と記録すべきところ、誤って記録されたものと考えられる。

いずれにしても、同日 20 時 15 分頃も同日 22 時頃も、実測値上、原子炉圧力が D/W 圧力をはるかに上回る指示値を推移している上、D/W 圧力が同日 20 時 15 分頃から同日 22 時頃にかけて飛躍的に上昇するような状況にもななかったと認められる^{*336}。

そうすると、この頃、圧力容器又はその周辺部が破損して、圧力容器内の蒸気が大量に D/W 内に直接漏えいするような状況にあったとは考え難い。

② 3 号機のプラント関連パラメータ^{*337}によれば、平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃以降、同日 5 時頃までの間、原子炉圧力は 7.380MPa gage まで急上昇しているのに対し、D/W 圧力は 0.3600MPa abs にとどまっている。

かかる D/W 圧力の挙動を見る限り、この頃に至ってもなお圧力容器の圧力が保たれていたと考えるのが自然であるから、遡って、同日 2 時 42 分頃には、いまだ圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は低いと考えられる。

③ 上記①及び②記載の頃、3 号機の原子炉圧力計や D/W 圧力計の信用性を否定する積極的な根拠はない。

*335 前掲東京電力 HP 参照。

*336 資料Ⅱ-1-1-51 参照。

*337 前掲東京電力 HP 参照。

c 原子炉水位との関係

3号機の当直引継日誌^{*338}によれば、原子炉水位計が計測不能となる平成23年3月12日20時36分の欄に「広帯域A系：1350mm、燃料域A系：+400mm」と記載がある。そして、「事故時運転操作手順書（徴候ベース）」に基づいて、これらの広帯域A系及び燃料域A系の指示値^{*339}の密度補正をすると、D/W温度が計測されていないので正確な把握までは困難であるものの、広帯域A系が約+480mm（燃料域換算でTAF+約4,650mm）、燃料域A系がTAF+約1,170mmとなり、広帯域水位計と燃料域水位計の各指示値が大きくかい離することになる。

この点、広帯域水位計は、通常運転中に用いられるため、圧力が約7MPa gage、温度が約273℃であることを前提に校正がなされるのに対し、燃料域水位計は、圧力容器破損等のシビアアクシデント時に用いられるため、原子炉圧力が大気圧と等圧で、その飽和温度にあることを前提に校正がなされている。そうすると、この頃、原子炉圧力は1MPa gage未満の状態にあったことからすれば、広帯域水位計では誤差が大きくなり、燃料域水位計の方がより信用性が認められることになる。

いずれにしても、この時点では、原子炉水位は、少なくとも炉心露出に至らない程度まで確保されていたと認められる。

(3) 平成23年3月13日6時30分頃から同日9時10分頃までの間に、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が高いこと

a 注水状況との関係

平成23年3月13日2時42分頃にHPCIを手動停止後、同日9時25分頃までの間、3号機原子炉への代替注水がなされなかった。もっとも、3号機のプラント関連パラメータ^{*340}によれば、原子炉圧力が同日9時10分頃に0.460MPa gageまで低下しており、この頃には消防車による代替注水の準備が整っていたと考えられるから、この時点で代替注水が開始された可能性がある。

HPCIの停止時点における原子炉水位は、継続的に計測されていないため正確な把握が困難である。

しかし、3号機の当直引継日誌^{*341}によれば、同日3時51分頃、原子炉圧力が5MPa gage、原子炉水位が広帯域水位計で+3,600mm、燃料域水位計で

*338 資料Ⅱ-1-1-45 参照。

*339 この頃、いまだ圧力容器が低圧状態となり、格納容器が高温状態となるような環境にあったとまでは考えられない以上、原子炉水位計の信用性はなお相当程度維持されていると考えられ、積極的にその信用性を否定する根拠はない。

*340 前掲東京電力HP参照。

*341 資料Ⅱ-1-1-45 参照。

-1,600mm であった旨の記載がある。D/W 温度を把握できないため正確な換算までは困難であるが、原子炉圧力が 5MPa gage であることを前提に広帯域の数値を密度補正して燃料域に換算すると、TAF+数百 mm となり、燃料域の数値を密度補正すると TAF-数百 mm となる。

いずれにしても、HPCI 停止から 1 時間余りしか経過していない同日 3 時 51 分頃には、原子炉圧力が 5MPa gage 程度まで上昇し、原子炉水位が TAF 前後となっていた可能性が高い。

かかる状況において、その後も同日 9 時 25 分頃まで 3 号機原子炉への注水が全くなされておらず、同日 6 時 30 分頃までには炉心が露出し、炉心損傷が相当程度進行していた可能性も十分に認められる^{*342}。

b 原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力の挙動との関係

① 3 号機の過渡現象記録装置データ^{*343}によれば、地震発生後、津波到達までの間、合計 8 つある SR 弁のうち、最も低い原子炉圧力で逃し弁機能が動作する C 弁が連続して開閉を繰り返していた。この頃、C 弁が全開となるのに必要なアキュムレータ内の駆動用窒素圧力は随時補てんされていたため、C 弁が開閉を繰り返しても、全開となるのに必要な駆動用窒素圧力が不足することはなかった。

しかし、津波が到達した平成 23 年 3 月 11 日 15 時 38 分頃以降、交流電源の喪失によって、3 号機の駆動用窒素圧力供給配管の隔離弁が全閉となり、8 つの SR 弁が全開となるのに必要なアキュムレータ内の駆動用窒素圧力を補てんできなくなり、以後、SR 弁の逃し弁機能が動作して全開となるのに必要な駆動用窒素圧力は、アキュムレータ内及び配管内にしかなかった。そして、C 弁が 8 回前後動作した後、次に低い原子炉圧力で逃し弁機能が動作する G 弁が動作を開始して 8 回動作し、続いて A 弁が 2 回動作したところで記録が途絶えている^{*344 *345}。

このように、C 弁から G 弁、G 弁から A 弁に切り替わったのは、C 弁及び G 弁がそれぞれ 8 回前後開閉動作を繰り返し、C 弁及び G 弁用に 85 ℓ ある各アキュムレータ内の駆動用窒素圧力がほぼ消費され、更に十分な開閉動作を行うに足る残量がなかったためと考えられる。そうすると、85 ℓ ある各アキュムレータ内の駆動用窒素圧力は、合計 8 回前後、SR 弁の開閉動作が繰り返されれば、その後十分な開閉動作に足りるものではなくなる

*342 「3 号機事故時運転操作手順書（徴候ベース）」によれば、3 号機が定格出力から原子炉停止した後約 40 時間で炉心が露出した場合、炉心露出後二十数分で被覆管の温度が 1,200 ℃ に上昇するとされ、炉心損傷に至る可能性がある。

*343 資料Ⅱ-1-1-40 参照。

*344 3 号機の SR 弁の逃し弁機能については、C 弁が 7.44MPa gage で動作して 7.15MPa gage で閉となり、A 弁及び G 弁が 7.51MPa gage で動作して 7.21MPa gage で閉となる仕組みとなっている。

*345 資料Ⅱ-1-1-40 参照。

可能性がある。

- ② そして、3号機の記録計チャート^{*346}によれば、津波到達後、平成23年3月12日12時35分頃にHPCIが自動起動するまでの間、3号機の原子炉圧力は、7.4MPa gage前後を示すと、大きく谷型に7.0MPa gage前後まで降下してから再度上昇を示す部分が約65回認められるが、かかる原子炉圧力の昇降が、逃し弁機能動作によるSR弁開閉の影響と考えられる。そうすると、8つのSR弁の逃し弁機能が動作して約65回開閉を繰り返したことになり、その頃までには、8つのSR弁の逃し弁機能が動作するのに必要な各アキュムレータ内の駆動用窒素圧力は、いずれも、ほぼ消費されたものと考えられる。

さらに、かかる原子炉圧力の挙動以外に、0.1~0.2MPa程度の幅で激しく上下動を繰り返している部分が多数認められる。これらの小幅な原子炉圧力の上下動は、SR弁の逃し弁機能が正常に働いたというよりも、8つあるSR弁のうち、アキュムレータ内の残圧が足りずに逃し弁機能が十分に動作しなくなったSR弁が不十分な開閉を繰り返したことによる可能性がある。

これら8つのSR弁の逃し弁機能は、それぞれ閉状態に復帰する設定値が異なっているものの、いずれも7.15~7.28MPa gageとして設定されている(図表69参照)。

機能	弁番号	駆動源	作動圧 (MPa) または作動条件	復帰値 (MPa)
D/W吹き出し	2-70A~ 2-70C	バネ力	8.55	7.70
安全弁	2-71A~ 2-71H		7.64~7.78	7.11以上~7.24以上 (※)
逃し弁 遠隔操作	2-71A~ 2-71H	窒素圧	7.44~7.58	7.15~7.28
ADS	2-71A 2-71B 2-71C 2-71E 2-71G 2-71H		操作に従う ・格納容器圧力 (高) 13.7kPa ・原子炉水位 低 -3,720mm (狭帯域・広帯域) → 120秒経過	左記信号がクリアされ、リセットボタンが押されない限り、全開を保持

図表69 SR弁(2号機、3号機)の作動圧、復帰値等

※:弁の設計仕様より算出したもので、あくまでも参考値である。

東京電力「SRV配置及び設定値」等を基に作成

SR弁の逃し弁機能が正常に動作した場合、かかる復帰値まで減圧されるに至る前にSR弁が閉となって原子炉圧力が上昇局面に転ずることは考え難い^{*347}。しかしながら、3号機の記録計チャート^{*348}によれば、同日12時前後頃、原子炉圧力が7.5~7.6MPa gageから7.4MPa gageまで減圧されるに至る前に再度上昇するような0.1~0.2MPa程度の幅の小刻みな上下動が繰り返されている。これらの挙動は、アキュムレータ内の残圧が足りないためにSR弁の逃し弁機能が十分動作せず、SR弁が不十分な開閉を繰り返し

*346 資料Ⅱ-1-1-46参照。

*347 資料Ⅱ-1-1-47参照。

*348 資料Ⅱ-1-1-46参照。

ていたことによるものと推認できる。

そして、3号機のプラント関連パラメータ^{*349}及び記録計チャート^{*350}によれば、同月13日2時42分頃にHPCI停止後、原子炉圧力が急激に上昇しているが、同日4時30分頃から7.40MPa gage前後で小刻みな上下動を繰り返しながら、その上下振幅が小さくなって、その振幅が消えて緩やかに上昇した後、同日6時30分頃以降、同日9時頃までの間、7.4MPa gage台から7.2MPa gage台まで、緩やかに下降傾向を示している。

同日4時30分頃から同日5時50分頃までの原子炉圧力の激しい小刻みな上下動及びその振幅が小さくなっていく過程は、8つのSR弁の逃し弁機能動作に必要なアキュムレータ内の駆動用窒素圧力がすべて消費されていく過程であったと考えることができる。

さらに、3号機の記録計チャート^{*351}によれば、同日5時50分頃以降、原子炉圧力は、緩やかに上昇し、同日6時30分頃以降、下降傾向を示すものの、その過程で、原子炉圧力の挙動として、鋭い谷型を示す部分が一切認められないことからすれば、SR弁の逃し弁機能が動作したとは考え難い上、SR弁の安全弁機能及びD/W吹き出し機能^{*352}が動作する原子炉圧力には足りない（前掲図表69参照）。

また、3号機には、「D/W圧力高（13.7kPa gage）」、かつ「原子炉水位低（-3,720mm（L-1）」、かつ低圧注水系（CS系又はRHR系）の運転が可能であることを作動条件として、ADS機能が作動するように設定されている。しかし、地震発生後、津波到達までの間、3号機の記録計チャート^{*353}から明らかなおり、「D/W圧力高（13.7kPa gage）」や「原子炉水位低（-3,720mm（L-1）」に至るようなD/W圧力や原子炉水位ではなく、津波到達後は、CS系やRHR系が交流電源喪失又はポンプが被水することによって起動不能に陥ったことから、いずれの作動条件も満たさず、3号機について、ADS機能が動作することはなかったと考えられる^{*354}。

そうすると、3号機については、同日6時30分頃以降、SR弁が全く動作していないにもかかわらず、原子炉圧力が下降傾向を示していたことになるから、SR弁が動作したこと以外の原因によって、圧力容器又はその周

*349 前掲東京電力HP参照。

*350 資料Ⅱ-1-1-48参照。

*351 資料Ⅱ-1-1-48参照。

*352 3号機については、安全弁機能が7.64~7.78MPa gageで動作し、D/W吹き出し機能が8.55MPa gageで動作する仕組みとなっている。

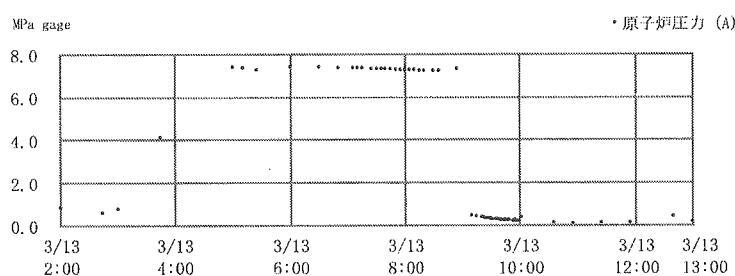
*353 資料Ⅱ-1-1-36及び44参照。

*354 3号機については、平成23年3月12日12時35分頃、「原子炉水位低（L-2、-1,220mm）」信号が発信されて、HPCIが自動起動しているが、同信号は、SR弁のADS機能が作動する条件としての「原子炉水位低（-3,720mm（L-1）」とは異なる上、交流電源を要する低圧系（CS系又はRHR系）運転が不可能な状態であったから、ADS機能の作動条件が成就することはない。したがって、ADS機能が作動しない状況において、HPCIが自動起動したとしても、格別矛盾はない。

辺部から圧力が抜ける箇所が生じた可能性が高い。例えば、それまで、SR 弁の逃し弁機能が動作するなどして、長時間にわたって SR 弁付近が高温の蒸気にさらされていたと認められ、SR 弁のフランジガスケット部が高温によって劣化し、同箇所に漏えい箇所が生じた可能性が考えられる。

いずれにしても、3 号機については、原子炉圧力が下降傾向を示すようになった同日 6 時 30 分頃以降、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が高い。

- ③ さらに、3 号機のプラント関連パラメータ^{*355}及び記録計チャート^{*356}によれば、原子炉圧力は、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 55 分頃に 7.300MPa gage までいったん上昇した後、同日 9 時 10 分頃に 0.460MPa gage、同日 9 時 20 分頃に 0.390MPa gage、同日 9 時 22 分頃に 0.380MPa gage を示し、急激な圧力降下が認められる（図表 70 参照）。



図表 70 3号機原子炉圧力の挙動（3/13 2:00～3/13 13:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

かかる原子炉圧力の低下傾向は、同日 6 時 30 分頃からの低下傾向とは比較にならないほど大きな挙動である。

- ④ まず、この頃、3 号機については、3/4 号中央制御室に自家用車用バッテリーを運び込み、これらを接続するなど、SR 弁の手動開操作に向けて必要な準備を行っていたため、かかる原子炉圧力の低下と SR 弁の手動開操作との関係について検討する。

当直引継日誌によれば、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 50 分に「SRV (A) 『手動開』ランプ表示は R・G 両点」と記載されている。これは、SR 弁開操作のためバッテリーのつなぎ込みをし、SR 弁 (A 弁) の手動開操作を実施したのが同日 9 時 50 分頃のことであり、その際、状態表示灯が赤色^{*357}及び緑色^{*358}の両方が点灯する状態、すなわち中間開となったことを意味しており、当直及び復旧班も同様の供述をする。

すなわち、3 号機については、同日 9 時前後頃、SR 弁の手動開操作に向けてバッテリーの接続等の作業を行っていたものの、実際に SR 弁の手動開

*355 前掲東京電力 HP 参照。

*356 資料Ⅱ-1-1-48 参照。

*357 全開を表す。

*358 全閉を表す。

操作に至らないうちに、同日 9 時 10 分頃には原子炉圧力が 0.460MPa gage まで減圧され、その後、同日 9 時 50 分頃になってようやく、SR 弁の手動開操作に至ったものである。

したがって、同日 8 時 55 分頃から同日 9 時 10 分頃にかけての原子炉圧力の急激な低下は、SR 弁の手動開操作によるものではない^{*359}。

- ⑤ 次に、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃、SR 弁が手動開操作によらずに開状態となったために原子炉圧力が急激に低下するとともに、D/W 圧力が上昇したという可能性について検討する。

情報班のメモ書きには、同日 9 時 7 分に「SR 弁チャタリングしていたものが、炉圧に負けて 50 パーセント開」と記載され^{*360}、3 号機のプラント関連パラメータ情報を書き取った発電班のメモ書きには、同日 9 時 10 分に「A 開ハンチング、G があいた」という記載されている。これは、3/4 号中央制御室の制御盤上の状態表示灯を見て、SR 弁のうち、A 弁が開閉を繰り返し、G 弁が開となったことを表している。また、発電所対策本部復旧班及び当直の各供述によっても、この頃、制御盤上、SR 弁のうち、A 弁及び G 弁の状態表示灯につき、全閉を示す緑色が点灯するとともに、全開を表す赤色も点灯することがあったと認められる。したがって、3 号機については、同日 9 時 10 分前後頃、SR 弁のうち、A 弁及び G 弁が手動開操作によることなく、自動的に、不十分ながら開閉を繰り返していた可能性が考えられる。

もともと、3 号機の記録計チャート^{*361}を見れば明らかなおり、この頃、SR 弁の安全弁機能が動作するような原子炉圧力^{*362}には達していない。さらに、逃し弁機能については、既に駆動用窒素圧力が消費されていたと考えられるので動作したとは考え難い。そうすると、この頃、SR 弁が自然に開いたとしても、それは、SR 弁の正常な機能が動作したことによるものではなく、本来開くはずのない SR 弁が開いて成り行きに任せていたにすぎない。そうであれば、同日 9 時 10 分頃に原子炉圧力が 0.460MPa gage まで減圧されていく過程で、このような SR 弁の開状態を十分に維持できるような状況にあったのか疑問が残る。

実際、3 号機の記録計チャート^{*363}及び 3 号機のプラント関連パラメータ^{*364}によれば、同日 9 時から 9 時 10 分にかけての頃、原子炉圧力は、7.5MPa

*359 中間報告IV 4(2)d ④では、「3 月 13 日 9 時 8 分頃、SR 弁の電磁弁を励磁し開操作を行い、3 号機の原子炉の急速減圧を実施した。」旨記載した（中間報告IV 4(2)e(a)⑩もこれを前提とした記載である。）。しかし、その後の調査の結果、本文記載のとおり、その頃、いまだ SR 弁の開操作を実施しておらず、同日 9 時 50 分頃になって SR 弁の開操作を実施したことが判明したので訂正する。

*360 中央制御室に SR 弁の開度計は存在しておらず、前後の記載からすると、SR 弁が全開となっていなかったことをもって、「50 パーセント開」と記載したものと推認できる。

*361 資料Ⅱ-1-1-48 参照。

*362 3 号機の SR 弁の安全弁機能作動圧は、7.64~7.78MPa gage である（前掲図表 69 参照）。

*363 資料Ⅱ-1-1-48 参照。

*364 前掲東京電力 HP 参照。

gage 程度まで上昇後、約 7.27MPa gage まで低下し、さらに、約 7.37MPa gage まで上昇してから約 7.25MPa gage まで低下し、その後は同日 9 時 10 分頃に 0.460MPa gage まで一気に低下しているが、このように急激に減圧される挙動は、SR 弁が中間開と全閉を小刻みに繰り返したことによるものとしては説明しきれない。仮に、そのように SR 弁が開閉を繰り返すことによって減圧されたのであれば、小刻みな山型と谷型の昇降を繰り返しながら減圧される挙動となるのが自然と考えられるからである。

さらに、3 号機のプラント関連パラメータ情報を書き取った発電班のメモ書きには、同日 9 時 15 分に「SR 弁閉？ A、G ⑩ランプ消⑩のみ G 開してるか？」と記載がある。この記載からすると、同日 9 時 15 分頃、本来開くはずがないのに中間開となった A 弁及び G 弁の状態表示灯が緑色、すなわち全閉を示していたことが明らかであり、本来開くはずのない SR 弁が自然に開いた後、これが完全に開固着となるような状況にはなかったと考えられる。

他方で、3 号機のプラント関連パラメータ^{*365}によれば、このように状態表示灯が SR 弁の全閉を示していたと考えられる同日 9 時 15 分前後頃の原子炉圧力の挙動を見ると、同日 9 時 10 分頃に 0.460MPa gage、同日 9 時 15 分頃に 0.410MPa gage、同日 9 時 20 分頃に 0.390MPa gage、同じく同日 9 時 20 分頃に 0.380MPa gage と一貫して低下傾向を示している。SR 弁が全閉となれば、原子炉圧力が上昇傾向を示すと考えられるのに、実際の原子炉圧力の挙動は、それとは逆に一貫して低下傾向を示していることは、SR 弁が開くこと以外に圧力容器から圧力が抜ける要因があった可能性を示唆している。

したがって、少なくとも、同日 8 時 55 分頃から同日 9 時 10 分頃にかけて原子炉圧力が急激に低下したことに見合うほど、SR 弁が開状態を維持できたのか疑問を払しょくし得ない。

さらに、この時点で圧力容器又はその周辺部にいまだ大きな損傷が認められないと仮定した場合に SR 弁が開けば、まず、SR 弁を通じて S/C 側に蒸気が流入して S/C 圧力が上昇し、さらに、D/W の方が S/C よりも低圧となるため真空破壊装置が動作し、ベント管を通じて S/C 側から D/W 側へ蒸気が流れ込むことによって D/W 圧力が上昇し、結局、D/W と S/C がほぼ等圧となるといった過程をたどると思われる。

しかし、3 号機のプラント関連パラメータ^{*366}を見る限り、S/C 圧力は、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 55 分頃に 0.4550MPa abs、同日 9 時 10 分頃に 0.5900MPa abs を示し、0.1350MPa abs 程度上昇しているのに対し、D/W 圧力は、同日 8 時 55 分頃に 0.4700MPa abs、同日 9 時 10 分頃に

*365 前掲東京電力 HP 参照。

*366 前掲東京電力 HP 参照。

0.6370MPa abs を示し、0.1670MPa abs 程度上昇しており、D/W 圧力の方が、S/C 圧力よりも、その上昇幅が大きい^{*367}。SR 弁から流れ込んだ蒸気の影響で S/C 圧力が上昇し、その後ベント管を通じて D/W 側も圧力が上昇したとの説明のみでは、かかる D/W 圧力及び S/C 圧力の挙動を合理的に説明できない。

そうすると、同日 9 時 10 分前後頃に、SR 弁が、開操作によることなく自動的に中間開となることがあったとしても、それのみで、この頃の原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力の挙動を説明することは困難である。

- ⑥ 次に、3 号機のプラント関連パラメータ^{*368}によれば、前記⑤記載のとおり、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 55 分頃から同日 9 時 10 分頃にかけての D/W 圧力及び S/C 圧力の挙動を見ると、D/W 圧力の方が、S/C 圧力よりも、その上昇幅が大きい。

3 号機については、同日 7 時 39 分頃以降、D/W スプレイを実施し、同日 8 時 40 分から同日 9 時 10 分にかけての頃までのいずれかの時間に D/W スプレイを停止しているところ、D/W 圧力が急上昇を示すことになる直前の同日 8 時 55 分頃まで D/W スプレイを実施していたと仮定し、D/W スプレイを中止したことと D/W 圧力が急上昇したことの関係等について検討する。

3 号機のプラント関連パラメータ^{*369}によれば D/W 圧力は、D/W スプレイを開始する前である同日 7 時 5 分頃に 0.4500MPa abs を示していたのに対し、D/W スプレイを開始した同日 7 時 39 分頃に 0.4600MPa abs を示しており、約 34 分間で 0.0100MPa abs 上昇した。

そして、D/W スプレイ開始後、D/W スプレイを停止したと仮定した同日 8 時 55 分頃までの間、D/W 圧力は、0.4600MPa abs から 0.4700MPa abs まで、約 1 時間 16 分で 0.0100MPa abs 上昇した。ところが、その後、D/W 圧力が、同日 9 時 10 分頃には 0.6370MPa abs を示し、僅か約 15 分間で 0.1670MPa abs 上昇した。

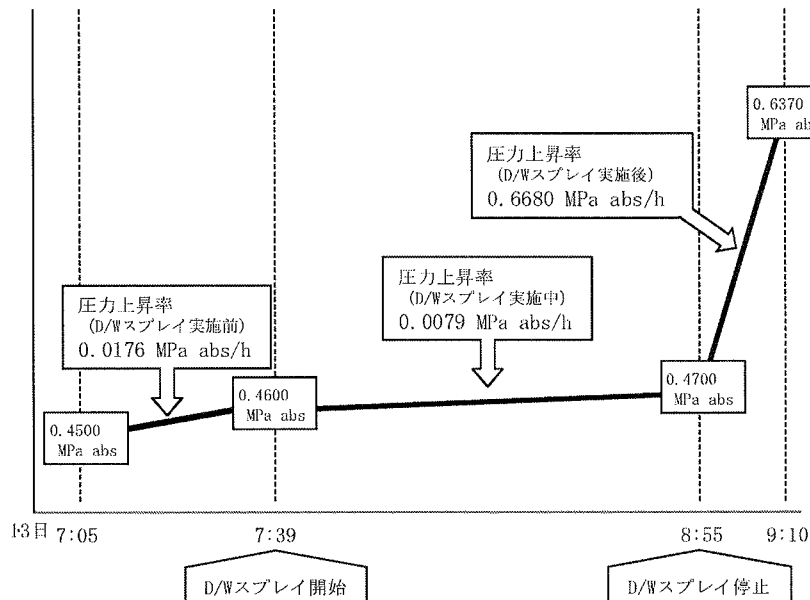
これらの D/W 圧力の挙動を、D/W スプレイ開始前、実施中、停止後に分けて、時間単位での D/W 圧力上昇率に換算して比較すると、それぞれ、約 0.0176MPa abs/h、0.0079MPa abs/h、0.6680MPa abs/h となる。これらのうち、D/W スプレイ開始前の D/W 圧力上昇率と実施中のそれを比較すると、D/W スプレイの実施によって、D/W 圧力の上昇を相当程度抑制する効果があったと考えられるが、D/W スプレイ停止後の D/W 圧力の上昇率は、D/W スプレイ開始前のその約 40 倍となっており、はるかに高い上昇率を示し

*367 この時点で計測に用いていた D/W 圧力計は D/W 雰囲気圧力を圧力伝送器において直接計測するものであり、また、S/C 圧力計は基準面器からの水の圧力を測定して算出するものであり、いずれも、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧を測定して原子炉水位として換算する仕組みの原子炉水位計に比して誤差の幅ははるかに小さいものであった。

*368 前掲東京電力 HP 参照。

*369 前掲東京電力 HP 参照。

ていることからすると、D/W スプレイ停止後の D/W 圧力の急激な上昇は、D/W スプレイ停止の影響が全くなかったとまでは言えないものの、少なくとも、D/W スプレイの停止以外に主たる原因があると考えるのが自然である（図表 71 参照）。



図表71 3号機 D/Wスプレイ前後の圧力変化

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

なお、この頃 SR 弁が自然に開となった可能性については、仮にその可能性があったとしても、SR 弁が開いた場合には、SR 弁を通じて S/C 側に蒸気が流入して S/C 圧力が上昇し、さらに、真空破壊装置が動作してベント管を通じ S/C 側から D/W 側へ蒸気が流入して D/W 圧力が上昇し、結局、D/W と S/C がほぼ等圧となるといった過程をたどると考えられるので、そのみでは、D/W 圧力の方が S/C 圧力よりも上昇幅が大きいことの説明が困難である。

- ⑦ 以上からすれば、同日 9 時 10 分頃にも、圧力容器又はその周辺部^{*370} から D/W 側へ直接圧力が抜ける損傷が更に生じていた可能性がある。

もちろん、同日 8 時 41 分頃には、3 号機の S/C ベントラインがラプチャーディスクを除いて完成しているので、S/C ベントによって S/C 圧力の上昇幅が抑えられた可能性もあるが、その場合には D/W 圧力も S/C 圧力と同様に上昇を抑えられるはずであるから^{*371}、圧力容器から D/W 側へ直接圧力が抜ける損傷が生じた可能性を否定することはできない。

さらに、同日 9 時 10 分頃以降、原子炉圧力計が指示する値は、D/W 圧力

*370 前記②で指摘した SR 弁のフランジガスケット部等の破損を含む。

*371 S/C ベントが実施されれば、S/C 圧力が低下し、D/W 側からベント管を通じて S/C 側に圧力が抜けていくため、D/W 圧力も同様に低下することになる。

とほぼ等圧かやや小さい値を指示しており、かつ、その後の原子炉圧力と D/W 圧力の上昇・下降の傾向が酷似していることも、圧力容器又はその周辺部に、D/W 側へ直接圧力が抜ける損傷箇所が生じた可能性を示唆するものと考えて矛盾はない。これに対し、SR 弁については、後記(4)b(a)及び(b)記載のとおり、その後も開状態のまま維持することが困難であったと認められるので、原子炉圧力と D/W 圧力の挙動が酷似するようになった要因として、SR 弁を開状態のまま維持したことによるものとは考え難い。

また、3号機の記録計チャート^{*372}及びプラント関連パラメータ^{*373}によれば、平成23年3月13日9時から9時10分にかけての頃、原子炉圧力は、約7.25MPa gageから約7.5MPa gageまで急激に上昇後、約7.27MPa gageまで一気に落ち込み、さらに、約7.37MPa gageまで上昇してから約7.25MPa gageまで低下し、その後は同日9時10分頃に0.460MPa gageまで急激に低下している。これは、燃料の一部が圧力容器下部プレナムに落下して、圧力容器底部にあった冷却水に接し、多量の蒸気が発生して圧力が一気に上昇し、その後、圧力容器又はその周辺部が破損して急激な圧力低下に至ったことによる挙動と考えても矛盾はない。むしろ、その後、D/W 圧力が原子炉圧力とほぼ等圧かそれを上回る指示値を示すようになったこととも整合的とすらいえる。

- ⑧ さらに、3号機のプラント関連パラメータ^{*374}によれば、原子炉水位（燃料域A系）は、同日8時55分頃にTAF+3,000mmを示していたのに、同日9時10分頃にTAF+1,800mmと僅か15分間で4,800mm程度も上昇したかのような値を示し、その後、同日9時25分頃にTAF+1,000mm程度を示すなど、激しい上下動を示している（後掲図表72参照）。この頃、僅か15分間で原子炉水位が4,800mmも上昇するような注水がなされたとは到底考えられず、原子炉水位計の仕組みから生じた誤表示の可能性もあるが、圧力容器底部に熔融燃料が落下して底部に残っていた水に接触することにより一時的に大量の水蒸気が発生し、原子炉水位が激しい上下動を示した可能性も否定できない。
- ⑨ これらを踏まえると、同日9時10分頃の原子炉圧力の急激な降下は、3号機の圧力容器又はその周辺部に、同日6時30分頃以降に生じた可能性が高い漏えい箇所が更に拡大するなど、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じたことによる可能性があるほか、熔融燃料の落下に伴う圧力容器底部破損の可能性も否定できない。
- ⑩ 結局、平成23年3月13日6時30分頃以降、同日9時10分頃までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が高い。

*372 資料II-1-1-48参照。

*373 前掲東京電力HP参照。

*374 前掲東京電力HP参照。

さらに、同日 9 時 10 分頃に原子炉圧力が大きく低下した主たる原因については、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じたことによる可能性があり^{*375}、溶融燃料の落下による圧力容器破損の可能性も否定できない。

c 原子炉水位との関係

- ① 当直引継日誌^{*376}によれば、平成 23 年 3 月 12 日 20 時 36 分頃、原子炉水位計の電源が喪失して計測不能となっていることが明らかであるが、その最終データとして、「広帯域 A 系：1350mm、燃料域 A 系+400mm」と記載されている。

かかる広帯域 A 系及び燃料域 A 系の指示値を、「事故時運転操作手順書（徴候ベース）」に基づいて密度補正すると、D/W 内温度が計測されていないので正確な把握までは困難であるものの^{*377}、広帯域 A 系が約+480mm（燃料域換算で TAF+約 4,650mm）、燃料域 A 系が TAF+約 1,170mm となり、広帯域と燃料域で指示する原子炉水位に大幅な開きが生じることになった。

この点、前記(2)c 記載のとおり、この頃、原子炉圧力が 1MPa gage 未満の状態にあったため、燃料域水位計の方が比較的信用性が認められると考えられるが、いずれにしても、同月 12 日 12 時 35 分以降 HPCI を作動させていながら、この程度の原子炉水位にとどまっていたのは、HPCI の注水量が抑えられていたためと考えられる。

- ② また、3 号機のプラント関連パラメータ^{*378}によれば、平成 23 年 3 月 12 日 19 時頃以降、原子炉圧力計（A 系）の指示値が 1MPa 未満で推移し、同月 13 日 1 時頃以降、同日 2 時 44 分頃までに 0.970MPa gage から 0.580MPa gage まで落ち込んでいる^{*379}。

この間、原子炉圧力が 1MPa gage を下回る中で HPCI を作動させるうちに、圧力容器から蒸気管を通じて送られる HPCI 駆動用蒸気量が減少していき、HPCI のタービン回転数が千数百回転まで下がり、その影響で HPCI 吐出圧力も低下し、原子炉圧力ときっ抗する状況に陥ったために十分な注水がなされなくなった可能性が高い。

そうすると、同日 2 時 42 分頃までの間、原子炉水位が次第に低下して、同月 12 日 20 時 36 分頃の原子炉水位を下回っていった可能性が高い。現に、

*375 SR 弁の開固着の可能性を否定するものではなく、圧力容器又はその周辺部の破損とともに併存的に原子炉圧力低下に寄与した可能性もある。

*376 資料Ⅱ-1-1-45 参照。

*377 原子炉水位計の指示値の密度補正は、事故時運転操作手順書（徴候ベース）に基づき、その指示時点における原子炉圧力及び D/W 内温度によって行うこととされる。

*378 前掲東京電力 HP 参照。

*379 この間、原子炉圧力計（A 系）については、指示値の推移に電気系統のトラブルと思われる揺らぎが認められず、また、基準面器内の水位低下によって誤計測、誤表示があったとしても最大でも 90kPa gage 程度にとどまるので、大きな誤差は生じていないと考えられる。

3号機の当直引継日誌^{*380}によれば、HPCIを停止させた約1時間後である同日3時51分頃、原子炉圧力5MPa gage、広帯域-3,600mm、燃料域-1,600mmとの記載が認められ、D/W温度が判明していないので正確な把握までは困難であるものの、これらを基に密度補正して燃料域に換算すると、それぞれ、TAF+数百mmとTAF-数百mmとなる。いずれにしてもこの頃、TAFを前後する原子炉水位であったと考えられ、当直引継日誌に「TAFの可能性」と記述があることから、当直も同様の認識であったと認められる。

そうすると、3号機については、HPCI停止後、少なくとも同日9時10分頃までの間、代替注水が全くなされていないので、同日9時10分頃までには、原子炉水位がBAFを下回って炉心損傷が相当程度進行していた可能性を否定できない。

- ③ 原子炉水位計は、基準面器を用いており、基準面器内の基準面まで水位が確保されていること及び炉側配管入口まで原子炉水位が確保されていることを前提に、差圧伝送器において、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値を測定し、これを原子炉水位に換算している。したがって、まず、1号機や2号機で確認されたように、基準面器内の水位が低下した場合、原子炉水位計は、基準面器に水位が確保されている場合よりも原子炉水位を高めに表示することになる。

次に、炉側配管入口よりも原子炉水位が下回った場合、炉側配管内において、実際の原子炉水位の昇降に応じた圧力変化が生じなくなり、差圧伝送器において、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧差を測定し、これを原子炉水位に換算して誤表示することになる。

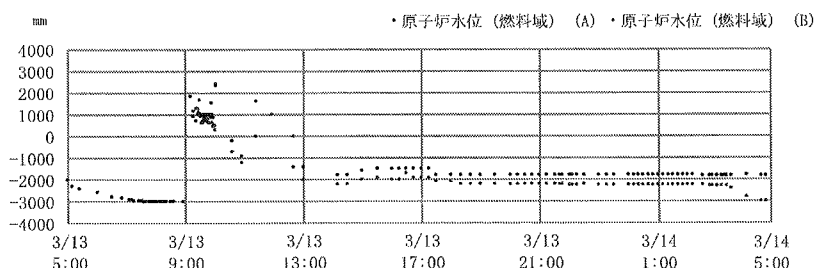
さらに、上記二つの現象が重なって起こった場合、各配管内の水の蒸発が収まったところで水頭圧差に変化が生じなくなり、原子炉水位計の指示値にも変化が生じなくなる。

そして、3号機のプラント関連パラメータ^{*381}によれば、原子炉水位計（燃料域A系）は、平成23年3月13日5時頃に計測可能となってTAF-2,000mmを示し、その後下降傾向をたどって、同日7時5分頃にTAF-2,900mm、同日7時15分頃にTAF-2,950mm、同日7時35分頃にTAF-3,000mmを示すも、その後、同日8時55分頃まで水位変化を全く示

*380 資料Ⅱ-1-1-45参照。

*381 前掲東京電力HP参照。

していない（図表 72 参照）。



図表72 3号機原子炉水位の挙動（3/13 5:00～3/14 5:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

しかし、この間、代替注水が全くなされていないのであるから、約 1 時間 20 分にもわたり、原子炉水位が TAF-3,000mm のまま維持されていたとは考え難い。

このような現象が生じた原因として、既に同日 7 時頃までに基準面器の水位が低下して原子炉水位計が示す見かけ上の原子炉水位が高めに指示されていたものの、実際には原子炉水位が低下していき、BAF の下方に位置する炉側配管入口をも下回ることになり、さらに、同日 7 時 35 分頃には、炉側配管内及び基準面器側配管内の水の蒸発がいったん収まって各配管内の水位やその水頭圧差にほぼ変化が生じなくなり、原子炉水位計が示す指示値もほぼ変化が生じなくなった可能性がある。そうすると、この頃、既に原子炉水位の低下によって炉心が露出するのみならず、燃料がすべて露出したことによって蒸気冷却の効果も期待できず、炉心損傷が相当程度進行していた可能性がある。

- ④ また、その後の 3 号機のプラント関連パラメータにおける原子炉水位の挙動からも、このことが裏付けられる。

すなわち、3 号機のプラント関連パラメータ^{*382}によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 55 分頃に TAF-3,000mm を示していたのに、同日 9 時 10 分頃に TAF+1,800mm と僅か 15 分間で 4,800mm 程度も上昇したかのような値を示し、その後、同日 9 時 25 分頃に TAF+1,000mm 程度を示し、同日 9 時 56 分頃まで TAF+800~1,000mm を前後している（前掲図表 72 参照）。しかし、実際には、同日 9 時 25 分頃になってようやく消防車による代替注水を開始しており、同日 9 時 10 分頃に原子炉水位が 4,800mm も上昇するとは考えられない。

また、3 号機プラント関連パラメータ^{*383}によれば、原子炉圧力が同日 9 時 10 分頃に 0.460MPa gage を示しているの、仮に、この頃までに消防車による代替注水が開始されたとしても、やはり同日 8 時 55 分頃から僅か

*382 前掲東京電力 HP 参照。

*383 前掲東京電力 HP 参照。

15分間で4,800mm程度も原子炉水位が上昇するとは考えられない。

このように実態とかい離していると考えざるを得ない原子炉水位が計測されたのは、実際の原子炉水位が炉側配管入口を下回っていたため、差圧伝送器において、炉側配管内及び基準面器側配管内まで低下していた各水位間の水頭圧差を測定し、これを原子炉水位に換算・表示した可能性が高い。この場合、計測された水頭圧差を原子炉水位に換算するため、各配管内の水位の位置関係次第で、実際の原子炉水位と無関係の数値を示すことがあり得る。

そして、3号機のプラント関連パラメータ^{*384}によれば、原子炉水位（燃料域A系）は、同日7時35分頃以降、同日8時55分頃までの間、TAF-3,000mmを示したまま変化がなかったのに、同日9時10分頃に至って原子炉水位計の指示値に変化が生じ始めたのは、同日8時55分頃以降、炉側配管入口付近に熱移動が生じ、炉側配管内で蒸発が始まり水位変化が生じ始めたことが考えられ、その熱移動の原因としては、压力容器内の燃料支持板や下部プレナムに熔融燃料が落下したことが考えられる。

また、压力容器底部に熔融燃料が落下して底部に残っていた水に接触することにより一時的に大量の水蒸気が発生すれば、原子炉水位が激しい上下動を示す可能性が考えられるので、かかる可能性も否定できない。

- ⑤ その後、3号機のプラント関連パラメータ^{*385}によれば、原子炉水位計（燃料域A系）は、平成23年3月13日9時25分頃にTAF+1,000mm程度を示し、同日9時56分頃までTAF+800~1,000mmを前後している。

これも、実際の代替注水との関係で、原子炉水位計（燃料域A系）が現実の原子炉水位を示しているとは考え難く、やはり、炉側配管内及び基準面器側配管内まで低下した各水位の水頭圧差を測定し、これを原子炉水位に換算・表示したにすぎない可能性がある。

- ⑥ さらに、3号機のプラント関連パラメータ^{*386}上、原子炉水位計は、それぞれ燃料域A系、B系の順に、平成23年3月13日9時59分頃にTAF+500mm、+300mmを示していたのに、同日10時2分頃にTAF+2,300mm、+2,400mm、同日10時35分頃にはTAF-200mm、-700mm、同日11時25分頃にTAF+0mm、+1,600mm、同日12時40分頃にTAF-1,400mm、+0mmを示し、その後、同日17時30分頃以降、TAF-1,800mm前後、-2,250mm前後を示したまま、同月14日3時20分頃までほぼ指示値に変化がない（前掲図表72参照）。

これら原子炉水位計が示す指示値の推移は、消防車による代替注水を実施し、あるいは注水を中断していた同日1時10分頃から同日3時20分頃までの間の実水位の挙動とは到底考えられず、やはり、実際の原子炉水位

*384 前掲東京電力HP参照。

*385 前掲東京電力HP参照。

*386 前掲東京電力HP参照。

が BAF の下方にある炉側配管入口を下回り、差圧伝送器において、炉側配管内及び基準面器側配管内まで落ち込んだ各水位間の水頭圧差を測定し、これを原子炉水位に換算・表示したにすぎないと考えられる。

このように考えれば、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧差を原子炉水位に換算するにすぎないから、各水位の位置関係次第で、原子炉水位計が、実際には起こり得ない原子炉水位の挙動を示すことは十分にあり得る。

- ⑦ したがって、遅くとも平成 23 年 3 月 13 日 7 時 35 分以降のプラント関連パラメータが示す原子炉水位の指示値を直ちに信用することはできず、かかる原子炉水位の指示値が BAF を切る数値を示していないからといって実際の原子炉水位を示していたとは考えられない。

むしろ、この頃の原子炉水位計が示す指示値の推移は、3 号機の原子炉水位が既に BAF を下回り、その後も BAF を上回る原子炉水位を確保することができなかったことを示唆するものといえ、そうすると、その間、炉心損傷が相当程度進行していた可能性が高い。

d 現場対処との関係

平成 23 年 3 月 13 日 7 時 39 分頃の時点で、当直は、S/C スプレイから D/W スプレイに切り替えるため、3 号機 R/B 地下 1 階にあるトーラス室に入り、S/C スプレイ用の弁の閉操作することが可能であったから、この頃、トーラス室内は、人の立入りが絶対不可能なほどの線量上昇までは認められないことになる。

そうすると、この時点では S/C 内に大量の放射性物質が放出されていない可能性があるが、そうであるからといって、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が否定されるわけではない。

なぜなら、3 号機の記録計チャート^{*387}によれば、この頃、SR 弁の逃し弁機能が動作した可能性はなく、安全弁機能が動作するような原子炉圧力にも至っていない上（前掲図表 69 参照）、この時点ではまだ炉心損傷も大規模には進展していなかった可能性があると考えられ、その場合には、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたとしても、相当悪環境であるにせよ、なおトーラス室への人の出入りは可能であると考えられるからである。

*387 資料Ⅱ-1-1-48 参照。

(4) 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、同月 14 日 5 時頃までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたと考えられ、その後も閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性が高いこと

a 注水状況及び原子炉水位との関係

① 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、3 号機原子炉への注水を実施していたが、3 号機のプラント関連パラメータ^{*388}によれば、原子炉水位が十分確保されている数値が得られておらず、同日 17 時 30 分頃以降、同月 14 日 4 時 40 分頃までの間、原子炉水位計は、燃料域 A 系及び B 系がそれぞれ、TAF-1,800mm~1,850mm、TAF-2,200~2,250mm を示したまま、ほぼ変化を示していなかった（前掲図表 72 参照）。

② 圧力容器内が低圧状態下に置かれたり、基準面器側配管周囲が高温状態下に置かれたりした場合には、原子炉水位計に用いられる基準面器の水位が低下する大きな要因となり得る。

そして、3 号機のプラント関連パラメータ^{*389}によれば、少なくとも平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、圧力容器内が低圧状態下にあり、また、格納容器が圧力上昇に伴い、高温状態にあったと考えられる。そうすると、同日 17 時 30 分頃以降、基準面器側配管内の水位が低下するのみならず、原子炉水位が、BAF の下方にある炉側配管入口を下回り、さらに、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位が低下して水の蒸発がほぼやみ、各配管内の水位が変化を示さなくなったことから、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値がほぼ不変となり、原子炉水位計の示す指示値にも変化が生じなくなった可能性が高い。

③ 平成 23 年 3 月 13 日から同月 14 日にかけての夜、3 号機への代替注水の水源としていた 3 号機逆洗弁ピットに貯留された海水の枯渇が懸念され、他の取水源を探索していた。そうすると、既に 3 号機逆洗弁ピット内の水量が減少していき、同ピット内から取水が十分できず、十分な注水量も確保できないまま、原子炉水位が BAF を下回っていた可能性が高い。

さらに、同日 1 時 10 分頃から同日 3 時 20 分頃までの間、3 号機逆洗弁ピットの水を吸い上げることができなくなり^{*390}、3 号機原子炉への注水がなされていないにもかかわらず、原子炉水位計が示す数値は、燃料域 A 系が TAF-1,800mm、燃料域 B 系が TAF-2,250mm を示したまま不変であった（前掲図表 72 参照）。このことは、原子炉水位が炉側配管入口を下回り、原子炉水位計が、実際の原子炉水位ではなく、単に炉側配管内及び基準面

*388 前掲東京電力 HP 参照。

*389 前掲東京電力 HP 参照。

*390 さらに、平成 23 年 3 月 14 日 22 時 45 分頃、東京電力本店が発電所対策本部に確認した結果によれば、3 号機については、同日 1 時 10 分頃に代替注水が停止し、再開したのは同日 5 時 50 分頃であったことが認められる。

器側配管内の各水位間の水頭圧差を原子炉水位として換算・表示していたにすぎず、しかも、各配管内の水位が相当低下して、蒸発がやむことでその水頭圧差の変化も生じなくなっていた可能性が高い。

- ④ したがって、平成 23 年 3 月 13 日 17 時 30 分頃以降、同月 14 日 4 時 40 分頃までの間、原子炉水位が BAF の下方にある炉側配管入口をも下回り、燃料がすべて露出し、蒸気冷却の効果も期待できないまま、3 号機の炉心損傷が更に進行し、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性が十分認められる。

b 原子炉圧力及び D/W 圧力の関係

(a) 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 50 分頃以降の原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動との関係

- ① 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 50 分頃以降、当直は、SR 弁の開操作をし、その後も可能な限り、SR 弁の開状態の維持に努めようとしていたため、これらの原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動と、SR 弁の開操作との関係について検討する。

同日 9 時 50 分頃以降、3 号機において、SR 弁による急速減圧操作を実施し、SR 弁の開状態の維持に努めようとしていたが、その SR 弁開操作の方法は、中央制御室制御盤裏の端子にバッテリーをつなぎ込んで電磁弁を励磁して開けた上で加圧することによって SR 弁を開状態にするというものである。

そして、SR 弁加圧用のアキュムレータには、逃し弁用のもの (85 ℓ) と ADS 用のもの (250 ℓ) があり、いずれも格納容器内に備え付けられていた。通常、逃し弁用アキュムレータは液体窒素系 (AC) ラインから、ADS 用アキュムレータは窒素ポンベから、それぞれ補給され、各補給ラインに設置された圧力計を毎日 15 時から 21 時までの日勤当直が確認することになっていた。しかし、津波到達後に外部電源喪失によりアキュムレータへの補給ラインの隔離弁が閉となったため、アキュムレータへの補給ができない状態となり、以後補給を実施しなかった。そのため、この時点で、SR 弁に加圧可能な残圧は、逃し弁用アキュムレータ及び ADS 用アキュムレータに加え、全閉となった隔離弁からアキュムレータ側の配管内に存する残圧のみとなった。

そして、SR 弁の逃し弁用アキュムレータ内の駆動用窒素圧力は、同月 12 日 12 時頃までに、8 つの SR 弁のいずれについても、逃し弁機能が正常に動作するために必要な残量が存在しなくなった可能性が高い。しかし、ADS 機能が動作していないため、8 つの SR 弁の ADS 用アキュムレータ内には未消費のままの駆動用窒素圧力が同月 13 日 9 時 50 分頃当時も残っていたと考えられる。そして、この頃から実施された SR 弁開操作は、ADS 用アキュムレータから窒素が供給されるラインの電磁弁を

励磁しているため、SR 弁開操作に必要な窒素残圧不足の問題は生じなかったものと認められる。

したがって、3号機におけるSR 弁の開操作については、特に同日から同月14日にかけての頃、少なくともアキュムレータ内の残圧不足によってSR 弁が開とならなかった可能性は低いと考えられる^{*391}。

- ② しかし、平成23年3月13日9時50分頃以降、SR 弁の開操作をしたものの、自家用車両のバッテリーを電源として用いるしか方法がなく、バッテリー不足によって、開状態の維持が困難であったと考えられる。

3号機のプラント関連パラメータ^{*392}によれば、3号機の原子炉圧力は、同日9時59分頃に0.210MPa gageを示していたのに、同日10時2分頃に0.380MPa gageに上昇し、同日10時35分頃には0.120MPa gageまで低下し、更には、同日11時55分頃に0.120MPa gageを示していたのに、同日12時40分頃に0.450MPa gageまで上昇し、同日13時頃には0.190MPa gageまで低下しており、二度にわたり、一時的に原子炉圧力が上昇する傾向を示し、その後低下している（前掲図表70参照）。

まず、同日10時2分頃に原子炉圧力が上昇していることから、SR 弁の開状態が十分に維持できていなかったと考えられる。

その後、同日10時35分頃には原子炉圧力が低下しているが、例えば、3号機における同日9時台や2号機における同月14日18時台など、別のSR 弁の端子への接続等による新たなSR 弁の開操作をした際には少なくとも数分刻みでプラント監視をした記録が残っているのに対し、同月13日10時2分頃から同日10時35分頃までの間、原子炉圧力、D/W圧力及びS/C圧力のいずれも監視した記録が全く残っていない。そうすると、この頃、SR 弁の開状態が十分維持されずに原子炉圧力が上昇したのに、バッテリー交換や別のSR 弁への接続を行うなどして新たなSR 弁開操作を実施した可能性は低いと考えられる。現に、発電班メモによれば、他には3号機のSR 弁の開操作に関する記載があるのに、同日10時2分から同日10時35分の間やその直前・直後にはSR 弁に関する記載がない。

以上によれば、3号機については、同日9時50分頃にSR 弁を開としたものの、開状態を十分維持できずに原子炉圧力が上昇し、その後新たなSR 弁の開操作を行っていないのに、同日10時2分頃以降、原子炉圧力が低下したということになるから、同日10時2分頃以降、圧力容器又はその周辺部に、圧力が抜けるような損傷箇所が生じていた可能性がある。

さらに、発電班メモによれば、同日12時17分に「SRV(A)®Ⓢ表示消灯 開操作した時←バッテリー交換、電源作業中」との記載があり、その

*391 もっとも、アキュムレータ内の残圧自体が十分であったとしても、窒素供給用のACラインの配管破断等によって窒素が十分に供給できなかった可能性まで否定することはできない。

*392 前掲東京電力HP参照。

頃原子炉圧力が上昇傾向にあったことから、SR 弁の開状態が十分維持されていなかったと考えられるが、同じく発電班メモによれば、同日 12 時 43 分に「SRV は AG 手動開で表示なし」と記載され、その後同日 13 時までの間、SR 弁の A 弁又は G 弁が全開や中間開となったことを意味する記載が認められないまま、同日 13 時頃に原子炉圧力が 0.190MPa gage まで低下している。この頃、SR 弁の開操作に必要なバッテリーの電源が枯渇しており、バッテリー交換が必要であったと考えられるが、発電所対策本部復旧班の供述及び資材調達状況からすれば、同日 12 時から同日 13 時にかけての頃は、新たなバッテリーの調達もなく、バッテリー不足の状態が継続している時期であったから、バッテリー交換をしたくともできない状況にあったと認められる。そうすると、何らかの原因により SR 弁が開となって原子炉圧力が低下した可能性を完全に否定するものではないが、他方で、SR 弁の開操作をするも、SR 弁の開状態を十分維持できなかった可能性があり、それにもかかわらず、原子炉圧力が低下したということは、この頃、圧力容器又はその周辺部に、圧力が抜けるような損傷箇所が生じた可能性がある。

なお、3 号機については、同日 9 時 10 分頃までに既に圧力容器又はその周辺部に、圧力が抜ける損傷が生じていた可能性が高いものの、それ以降も、SR 弁の開状態を十分に維持できない状況において、段階的に溶融燃料が圧力容器下部プレナムに落下して冷却水と接して蒸気が大量に発生したために原子炉圧力が上昇し、その後、圧力容器又はその周辺部に既に生じた破損箇所から圧力が抜け、あるいは、溶融燃料の落下に伴い新たに生じた破損箇所から圧力が抜けることで原子炉圧力が低下したと考えれば、3 号機の原子炉圧力の挙動と矛盾することはない。

(b) 平成 23 年 3 月 14 日 1 時頃以降の原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動との関係

- ① 3 号機のプラント関連パラメータ^{*393}によれば、原子炉圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 1 時頃に A 系が 0.054MPa gage、B 系が 0.057MPa gage であったのに対し、同日 3 時頃には A 系が 0.127MPa gage、B 系が 0.127MPa gage にとどまっている^{*394}。また、3 号機のプラント関連パラメータ^{*395}によれば、D/W 圧力は、同日 1 時頃に 0.2450MPa abs、同日 3 時頃に 0.3150MPa abs を示しており、原子炉圧力計が示す値より

*393 前掲東京電力 HP 参照。

*394 この時用いられていた原子炉圧力計は、基準面器の水位低下に伴い誤差が生じ得るとしても、その誤差は、最大でも基準面器から圧力伝送器までの水頭圧に相当する 90kPa 程度、実際の原子炉圧力よりも小さく表示されるにすぎない。

*395 前掲東京電力 HP 参照。

0.09MPa 程度上回りながら^{*396}、原子炉圧力と同様に 0.07MPa 程度上昇している（図表 73 参照）。

H23. 3. 14 時刻	原子炉圧力 (A) (MPa gage)	原子炉圧力 (B) (MPa gage)	D/W圧力 (MPa abs)
1:00	0.054	0.057	0.2450
1:30	0.062	0.062	0.2550
2:00	0.073	0.075	0.2650
2:30	0.091	0.091	0.2800
3:00	0.127	0.127	0.3150

図表73 3号機 原子炉圧力及びD/W圧力

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

- ② この頃の 3 号機の原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動を見るとほぼ同様の傾向を継続的に示しているが、SR 弁の開状態を維持できたためにこのような挙動を示したと考えるのは不自然である。すなわち、圧力容器が健全である限り、SR 弁の開状態が維持され、かつ、原子炉圧力が上昇している場合、SR 弁が開状態にあるため上昇傾向が抑制され、その抑制された分だけ圧力容器から抜けた圧力が S/C に流れ込み、S/C プール水で凝縮しなかった蒸気の一部が、真空破壊装置が動作してベント管を通じ、D/W 側に流れ込むといった過程をたどるのであるから、原子炉圧力と D/W 圧力が、継続的に同様の上昇傾向を示すことは、あり得ないとは言えないものの、通常は間接的な類似にとどまると考えられる^{*397}。
- ③ さらに、この頃、D/W 圧力が原子炉圧力を継続的に上回り、あるいは、各計装機器の誤差を考慮してもほぼ等圧となっていたと考えられ^{*398}、SR 弁の開状態を維持したことのみで、D/W 圧力及び原子炉圧力がこのような挙動を示すことも考えにくいことから、圧力容器又はその周辺部に、D/W 側と等圧になる程度の損傷が生じていた可能性があるほか、D/W 内にも熱源、すなわち熔融燃料が存在していた可能性もある。
- ④ また、3 号機のプラント関連パラメータ^{*399}に基づき、前後も含めて原子炉圧力の状況を見ると、原子炉圧力計の指示値は、A 系及び B 系のいずれも、平成 23 年 3 月 14 日零時 30 分頃に 0.048MPa gage を示してか

*396 比較にあたっては、原子炉圧力計が示す値はゲージ圧であり、D/W 圧力計が示す値は絶対圧であることに留意する必要がある。

*397 この頃、原子炉水位が BAF を下回っていたと考えられる状況において、3 号機 T/B 前の逆洗弁ピット内の海水を取水できずに代替注水がなされていないにもかかわらず、SR 弁を開としたままでは、蒸気冷却の効果も期待できず、炉心損傷が進行すると考えられるから、そもそも SR 弁を閉としていた可能性もある。

*398 この時用いられていた原子炉圧力計は、基準面器内の水位低下によって、最大で 90kPa 程度小さく表示する可能性があるが、格納容器外側まで水位が低下してもなお蒸発して水位低下が継続するとは考え難く、そうすると、実際には、誤差はそれよりも小さくなると考えられる。また、D/W 圧力計の指示値が原子炉圧力計のそれを一時的ではなく、継続的に上回っており、各計装機器の誤差を考慮しても、D/W 圧力が原子炉圧力を実際に上回っていたか、ほぼ等圧となっていたと考えるのが自然である。

*399 前掲東京電力 HP 参照。

ら、同日 7 時頃に A 系が 0.319MPa gage、B 系が 0.315MPa gage を示すまでの間、一貫して上昇傾向にあり、そもそも SR 弁の開状態を維持できていなかった可能性がある。

少なくとも同日 1 時 10 分から同日 3 時 20 分にかけての頃^{*400}、3 号機への代替注水の水源であった 3 号機 T/B 前にある逆洗弁ピット内の海水を消防ポンプで取り込むことができず、代替注水がなされていなかったのであるから、この頃、新たな SR 弁の開操作を実施したとも考えにくい。

現に、発電所対策本部発電班のメモ書きには、同日 3 時 40 分に「SRV のバッテリー (12 コ) V」の記載があるほか、当直引継日誌には、同日 3 時 50 分に「SRV 操作用仮設バッテリー電圧確認 11~12V」の記載がある。現場対処に当たった発電所対策本部復旧班の供述によれば、この記載は、同日 3 時 40 分から同日 3 時 50 分にかけての頃、既に SR 弁の開操作作用に直列に接続していた 12V バッテリー合計 10 個の電圧確認を行った結果、11~12V しかなかったことを示しており、この頃バッテリーを新たに調達・交換した形跡も認められない。そうすると、同日 1 時 10 分から同日 3 時 20 分にかけての頃には、いまだ新たな SR 弁の開操作を実施していないだけでなく、電圧不足によって、それまでに開操作した SR 弁の開状態も十分に維持できていなかった可能性がある。

- ⑤ いずれにせよ、平成 23 年 3 月 14 日 1 時から同日 3 時にかけての頃の 3 号機の原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動について、SR 弁の開状態を維持したことのみによって説明するのは困難であり、この頃既に、圧力容器又はその周辺部に、D/W 側に直接圧力が抜けるような損傷箇所が生じていた可能性は十分認められる。

なお、3 号機のプラント関連パラメータ^{*401}によれば、同日零時頃から同日零時 40 分頃までの間、D/W 圧力が 0.2400MPa abs、S/C 圧力が 0.2550MPa abs と変化がなく、同日零時 50 分頃には S/C 圧力が 0.2600MPa abs を示し、同日 1 時頃には D/W 圧力が 0.2450MPa abs を示し、その後同日 7 時 10 分頃まで一貫して上昇傾向にあった。また、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかった。そうすると、少なくとも同日 1 時頃以降、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁及び小弁の開状態を維持することもできていなかったと考えられる。

- (c) 平成 23 年 3 月 14 日 10 時頃以降の原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動との関係

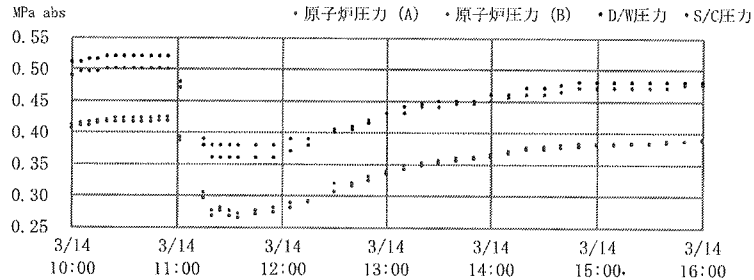
- ① 3 号機のプラント関連パラメータ^{*402}によれば、平成 23 年 3 月 14 日 11

*400 注水再開が平成 23 年 3 月 14 日 5 時 50 分頃との記録があることにつき、脚注 390 参照。

*401 前掲東京電力 HP 参照。

*402 前掲東京電力 HP 参照。

時 1 分頃の 3 号機 R/B 爆発の前後を問わず、原子炉圧力は、A 系及び B 系のいずれも、ほぼ 0.200~0.300MPa gage 前後を示しているが^{*403}、D/W 圧力よりも 0.1MPa 程度低い値を示している上、D/W 圧力の挙動と、その傾向が類似している（図表 74 参照）。



図表 74 3号機原子炉圧力等の挙動 (3/14 10:00~3/14 16:00)

※原子炉圧力は、D/W・S/C各圧力と比較しやすくするためゲージ圧ではなく、絶対圧で表示した。

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

② 平成 23 年 3 月 14 日 10 時頃から同日 16 時頃にかけての原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動を見ると、SR 弁の開状態を維持したことのみによるものとは考えにくい。すなわち、圧力容器内の蒸気が SR 弁を通じて S/C 内に流れ込む場合、蒸気が S/C プール水によって凝縮され、圧力が抑制されながらも、S/C 圧力、更には D/W 圧力の順序で上昇傾向を示すはずであり、原子炉圧力が上昇した際には D/W 圧力が同じように上昇し、原子炉圧力が下降した際にも D/W 圧力が同じように下降し、原子炉圧力が D/W 圧力よりもほぼ 0.1MPa 程度下回る値を維持したまま、継続的に同じように上昇、下降を示すなど、同時に同一の挙動を示しているのは、SR 弁の開状態が維持されていることのみでは説明し難い。

さらに、D/W 圧力が原子炉圧力を継続的に 0.1MPa 程度上回り、又は各計装機器の誤差を考慮し、少なくとも D/W 圧力と原子炉圧力がほぼ等圧を維持していることも^{*404}、SR 弁の開状態を維持したことのみでは説明困難である。

これらの現象については、端的に、圧力容器底部が破損して熔融燃料が D/W 内に落下するなど、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能

*403 原子炉圧力計は、基準面器内水位の低下によって、見かけ上の原子炉圧力が実際よりも小さい値を示す可能性がある。しかし、この時用いられていた原子炉圧力計について、基準面器内水位の低下に伴う誤差は最大でも 90kPa gage であり、かかる誤差を考慮してもなお、この頃の原子炉圧力は、大気圧を超える圧力が確保されていた可能性が高い。

*404 この時用いられていた原子炉圧力計は、基準面器及び基準面器側配管内の水位低下によって、最大で 90kPa 程度小さく表示する可能性があるが、格納容器外側まで水位が低下してもなお蒸発して水位低下が継続するとは考え難く、そうすると、実際には、誤差はそれよりも小さくなると考えられる。また、D/W 圧力計の指示値が原子炉圧力計のそれを一時的ではなく、継続的に上回っていたことからしても、実際に、D/W 圧力が原子炉圧力を上回っていたと考えるのが自然である。

を損なうような損傷が生じていたとすれば、その説明が可能である。

したがって、かかる原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動を示すようになった同日 10 時頃までには、既に、圧力容器底部が破損して熔融燃料の一部が格納容器下部ペDESTAL部に落下していた可能性も含め、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が高い^{*405}。

c CAMS による測定結果との関係

- ① AMG 上、炉心損傷の進行度にかかわらず、圧力容器破損に至るまでは、D/W 側には希ガスがほとんど存在せず、D/W 側で CAMS によって検出されるガンマ線量率は炉心損傷割合を反映するものではないとされる。これは、圧力容器が健全である限り、圧力容器から格納容器への放射性物質の流出につき、まずもって SR 弁が開くことによって S/C 側へ流出するルートが考えられ、D/W 側へは、S/C 圧力が D/W 圧力を上回って真空破壊装置が作動して S/C 側に流れ込むこと以外にほぼ考えられないためである^{*406}。

そうすると、圧力容器が健全である限り、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれをはるかに超えるような事態は考え難く、この理は炉心損傷開始直後の希ガス放出の場合であっても、その後の Cs や I といった核種放出の場合であっても異なるところはない。

- ② 3 号機のプラント関連パラメータ^{*407}によれば、CAMS 測定結果は、それぞれ D/W(A)、S/C (A) の順に、平成 23 年 3 月 14 日 5 時頃に 158Sv/h、3.78Sv/h を示し^{*408}、D/W 側が S/C 側の 40 倍を超えるガンマ線量率となっており、その後も、CAMS 測定が中断される直前の同日 10 時 55 分頃まで

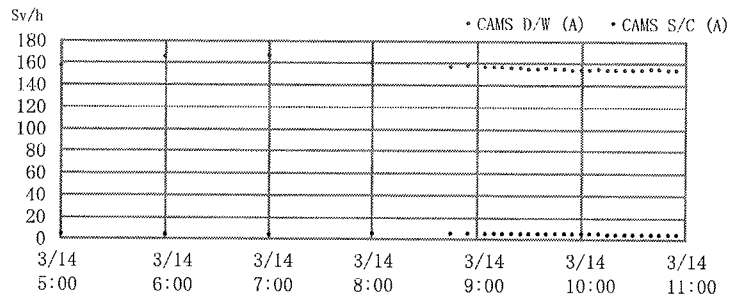
*405 3 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 5 時 20 分から同日 6 時 10 分にかけての頃、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を試みているが、同日 6 時 10 分頃以降、同月 15 日 16 時頃まで格納容器ベントに必要な操作を実施していない。3 号機は、既に格納容器ベントを実施しており、ラプチャーディスクが作動済みと考えられるのに、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を終えたとされる同日 6 時 10 分頃以降も同日 7 時 10 分頃まで D/W 圧力及び S/C 圧力が上昇傾向にあり、そもそも S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開状態を維持できなかった可能性が高い。さらに、同日 7 時 15 分頃以降、S/C 圧力がいったん低下傾向を示すも、同日 8 時 45 分頃には上昇に転じており、少なくとも同日 8 時 45 分頃以降、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開状態を維持できなかったと認められる。

*406 圧力容器から直接 D/W 側に放射性物質が流れ込むルートとしては、SR 弁の安全弁機能が作動してもなお原子炉圧力が上昇した場合に D/W 吹き出し機能が作動する場合は考えられるが、この場合、SR 弁が開いて S/C 側にも放射性物質が流れ込んでいるので、やはり、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれをはるかに超えるような事態は考え難い。

*407 前掲東京電力 HP 参照。

*408 なお、平成 23 年 3 月 14 日 5 時頃以降に計測したガンマ線量率は、既に S/C ベントによって、D/W 及び S/C 内の放射性物質の多くが格納容器外に放出された後の値である可能性が高く、また、格納容器から大量の放射性物質が漏えいした後に計測したためにガンマ線量率が低くなっていた可能性も十分認められる。そのため、すべての希ガスが格納容器及び圧力容器内に滞留していることを前提に解析した AMG 上の炉心損傷割合を算定したとしても、実際の炉心の状態を正しく反映せず、炉心損傷割合が実際よりも小さくなる可能性が高い。

の間、ほぼ同様の測定結果となっていることから、誤測定とは考え難い（図表 75 参照）。



図表75 3号機CAMS D/W等の挙動 (3/14 5:00~3/14 11:00)

東京電力「プラント関連パラメータ」(平成23年5月)を基に作成

この頃、SR 弁の開状態が維持されていたか否かについては、必ずしも断定はできないものの、仮に SR 弁の開状態が維持されていたとしても、D/W 側が S/C 側の 40 倍を超えるガンマ線量率を示したことについて、SR 弁の開状態を維持して压力容器から S/C 側に放射性物質が流れ込んだことのみでは到底合理的に説明できない。

- ③ この点、S/C 側よりも D/W 側の方がガンマ線量率が大きい原因として、まず、原子炉圧力が 8.55MPa gage 程度まで上昇して SR 弁の D/W 吹き出し機能が動作した可能性が問題となる。

しかし、3号機のプラント関連パラメータや記録計チャートを見ても、SR 弁の D/W 吹き出し機能が動作するような原子炉圧力に達したとする記録は認められない。

また、SR 弁の安全弁機能の仕組みとして、D/W 吹き出し機能が動作する原子炉圧力に達する前に、まず、原子炉圧力が 7.64~7.78MPa gage まで上昇すると安全弁機能が動作して S/C 側へ蒸気が流出し、D/W 吹き出し機能が動作中でも安全弁機能が動作して、S/C 側へ同様に蒸気が流出することになる（前掲図表 67 参照）。

そうすると、やはり、S/C 側の方が D/W 側よりもガンマ線量率が大きくなるのが自然であるし、少なくとも D/W 側の方が S/C 側よりも 40 倍を超えるガンマ線量率を示していることの説明がつかない。

- ④ さらに、別の原因として、3号機の S/C ベント実施の影響によるものか否かについて検討する。

3号機については、平成23年3月13日9時前後頃に S/C ベントを実施しているが、3号機プラント関連パラメータ^{*409}によれば、同日9時10分頃、D/W 圧力が 0.6370MPa abs、S/C 圧力が 0.5900MPa abs であったのに対し、S/C ベントの実施により、同日11時25分頃、D/W 圧力が 0.2800MPa abs、S/C 圧力が 0.2300MPa abs まで、同程度の減圧がなされており、3号機の S/C

*409 前掲東京電力 HP 参照。

ベントの際、S/C 内の放射性物質のみが大気中に放出されたと考えるのは明らかに不自然である。

むしろ、S/C ベントの実施により、S/C 内の放射性物質が蒸気とともに流出するのみならず、D/W 内で内壁等に付着することなく浮遊していた放射性物質も、ベント管を通じて、減圧された S/C 側に流入し、さらに、S/C 側を経由して大気中に放出されたものと考えられる。

そうすると、S/C ベントの影響で、同月 14 日 5 時頃の時点で、D/W 内のガンマ線量率が S/C 内のガンマ線量率の 40 倍を超えるような事態になったとは考えられない。

- ⑤ 結局、D/W 側が S/C 側の 40 倍を超えるようなガンマ線量率を示していた原因は、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じたことにより、D/W 側に直接放射性物質が漏えいしたことによるものと考えられるのが自然である。

d 放射線量との関係

(a) 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、同日 15 時 28 分頃までの 3 号機 R/B 及びその周辺の放射線量との関係

- ① 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃、発電所対策本部復旧班は、3 号機の格納容器ベントに必要な S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁に空気圧を供給するための交換用ポンペを準備するなどの作業のため、3 号機 R/B に立ち入っていた。そして、具体的な時間は不明であるものの、遅くとも同日 14 時 31 分頃までの間に、3 号機 R/B1 階南側で作業していた復旧班は、R/B 内のいずれかから「シューッ」という音を聞き、周囲がそれまでよりも濃いモヤで包まれたため、慌てて R/B 外に退避した。

この事実は、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部から、放射性物質を含有する蒸気が R/B 内に漏えいしていた可能性があり、その前提として、この頃までに、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性を裏付けるものと考えられる。

- ② 平成 23 年 3 月 13 日 14 時 31 分頃、3 号機 R/B 二重扉北側で放射線量を計測して 300mSv/h 以上を示し、同南側で 100mSv/h を計測したため、3 号機 R/B への入域禁止措置が取られた。

したがって、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部から、放射性物質が R/B 内に漏えいしていた可能性があり、その前提として、この頃までに、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が裏付けられる。

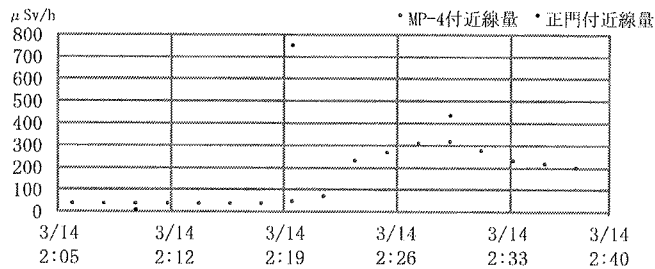
- ③ 福島第一原発の原子炉主任技術者の手帳によれば、平成 23 年 3 月 13 日 15 時 25 分頃、3/4 号中央制御室において警報付きポケット線量計 (APD) の音が早まっている旨の記載が認められ、同日 15 時 28 分頃、3/4 号中央制御室の放射線量が 12mSv/h と計測され、当直は、4 号中央制御

室側に退避した。そうすると、この頃、3/4号中央制御室において、放射線量が上昇傾向にあったと考えられる。

そして、各号機 R/B の位置関係及び 4 号機が定期点検中であったことからすれば、3 号機の炉心損傷が進行して放出された放射性物質が、圧力容器から格納容器、格納容器から R/B へと漏えいしていき、3/4 号中央制御室内の放射線量が上昇した可能性があり、この頃までに、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が裏付けられる。

(b) 平成 23 年 3 月 14 日 2 時 20 分頃以降の放射線量上昇との関係

- ① 正門付近において放射線量を計測した結果、平成 23 年 3 月 14 日 2 時 10 分頃に $4.6 \mu\text{Sv/h}$ を示していたのに、同日 2 時 20 分頃には $751.2 \mu\text{Sv/h}$ に急上昇した。さらに、モニタリングポスト 4 番付近における線量計測の結果、同日 2 時 20 分頃に $44.6 \mu\text{Sv/h}$ であったのに、同日 2 時 24 分頃には $227.9 \mu\text{Sv/h}$ 、同日 2 時 30 分頃には $319.3 \mu\text{Sv/h}$ に急上昇した（図表 76 参照）。



図表 76 正門付近等の放射線量の挙動 (3/14 2:05~3/14 2:40)

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」(平成23年5月)を基に作成

- ② 平成 23 年 3 月 14 日 2 時 20 分頃以降の放射線量の上昇は、1 号機について、R/B 爆発や格納容器ベントの実施に伴い放射線量が上昇してから相当時間が経過しており、既に放射線量が下降した後の挙動であるから、これらの事象による影響とは考え難い。
- ③ 2 号機については、平成 23 年 3 月 13 日 11 時頃、ラプチャーディスクを除く格納容器ベントラインが完成している。^{*410}

しかし、2 号機のプラント関連パラメータ^{*411}によれば、D/W 圧力は、同日 11 時 35 分頃に 0.380MPa abs を示してから、同月 14 日 2 時 45 分頃に 0.440MPa abs を示すまでの間、一貫して横ばい又は上昇傾向にあるが、いまだラプチャーディスク作動圧^{*412}には達していない。

*410 中間報告 208~209 頁参照。

*411 前掲東京電力 HP 参照。

*412 2 号機のラプチャーディスク作動圧は、 0.427MPa gage (=約 0.528MPa abs) である。

したがって、かかる D/W 圧力の挙動からすれば、同日 2 時 20 分頃以降の放射線量の上昇は、2 号機の格納容器ベントの影響とは考え難い。

- ④ 次に、3 号機のプラント関連パラメータ^{*413}によれば、3 号機の D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 13 日 12 時 40 分頃に 0.4800MPa abs を示してから下降傾向にあったが、その後昇降を繰り返した。

さらに、同日 19 時頃に S/C ベント弁(AO 弁)大弁の開状態維持のため新たな仮設コンプレッサーを接続しているが、ふくいちライブカメラ写真によれば、それ以降、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかった。また、同日 20 時 30 分頃から D/W 圧力及び S/C 圧力が低下傾向を示したが、同月 14 日零時頃から同日零時 40 分頃までの間、D/W 圧力が 0.2400MPa abs、S/C 圧力が 0.2550MPa abs と変化がなく、その後上昇に転じ、同日零時 50 分頃には S/C 圧力が 0.2600MPa abs を示し、同日 1 時頃には D/W 圧力が 0.2450MPa abs を示し、同日 7 時 10 分頃まで一貫して上昇傾向にあった。そうすると、少なくとも同日 1 時頃以降、S/C ベント弁(AO 弁)大弁の開状態を維持できていなかったと考えられる^{*414}。

さらに、モニタリングポスト 4 番付近の放射線量測定結果によれば、同月 13 日 13 時 52 分頃に 1,557.5 μ Sv/h を示したのをピークとした放射線量の上昇が認められ、これが同日 12 時 30 分頃以降の 3 号機格納容器ベントの影響であった可能性があるものの、同日 15 時頃には 50 μ Sv/h 台にまで放射線量が低下し、その後小康状態を保ち、同日 19 時頃以降の S/C ベント弁(AO 弁)大弁の開操作によっても有意な放射線量の上昇が認められず、同月 14 日 2 時 20 分頃以降になって放射線量が上昇傾向を示すようになった。

かかる放射線量や D/W 圧力の推移からすると、同月 13 日 19 時頃仮設コンプレッサーを接続して S/C ベント弁(AO 弁)大弁が開状態となったか否かにかかわらず^{*415}、同月 14 日 2 時 20 分頃以降のモニタリングポスト 4 番付近の放射線量の上昇に対し、同月 13 日 19 時頃以降の S/C ベント弁(AO 弁)大弁開操作が与えた影響は限定的であったと考えられる。

- ⑤ そこで、平成 23 年 3 月 14 日 2 時 20 分頃以降、放射線量が上昇した要因を検証する上で、同日 2 時頃の 1 号機から 3 号機までの状況について考察する。

1 号機については、津波到達後、平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃までの間、IC がほぼ機能を喪失していた上、全く代替注水も実施されず、炉心損傷、溶

*413 前掲東京電力 HP 参照。

*414 S/C ベント弁(AO 弁)大弁の開状態を維持できなかった原因として、仮設コンプレッサーが小型のものであったため、供給圧力が不足していたことが考えられる。

*415 現に、その後、平成 23 年 3 月 14 日 3 時 40 分頃、S/C ベント弁(AO 弁)大弁の励磁回路に不具合が確認され、中央制御室において電磁弁を再度励磁したり、同日早朝には、AO 弁に空気圧を送るため必要な可搬式コンプレッサーを新たに入手して、それまで用いていた可搬式コンプレッサーと取り換えている。

融が進行したと考えられる。その後、1号機については、断続的かつ不十分な代替注水がなされるようになったものの、1号機のプラント関連パラメータ^{*416}によれば、原子炉水位（燃料域 B 系）が同日 13 時 48 分頃に TAF-1,650mm を示してから、同月 14 日 2 時 15 分頃に至ってもなお、ほとんど変化を示しておらず、原子炉水位が炉側配管入口を上回るようなことがなく、原子炉水位計が実際の原子炉水位を示していなかったと考えられる。

そうすると、代替注水実施後も、原子炉水位が BAF を上回ることがないまま、1号機の炉心損傷、溶融が進行し、その過程で放出された大量の放射性物質が、压力容器から格納容器、格納容器から格納容器外へ漏えいし、同月 14 日 2 時 20 分頃までに R/B 外に漏えいして、同日 2 時 20 分頃以降の放射線量の上昇に寄与した可能性がある。このことは、その後、同日 6 時頃から計測を開始した CAMS によって、D/W 側が 164Sv/h、S/C 側が 26.6Sv/h と高いガンマ線量率を示し、その後低下傾向を示していたこととも整合的である。

2号機については、RCIC による注水がなされ、原子炉水位が確保されている状況と考えられるから、この頃の放射線量上昇の要因となったとは考え難い。

3号機については、少なくとも、同月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI が停止してから同日 9 時 10 分頃までの間、代替注水が全くなされておらず、同月 14 日 1 時 10 分頃から同日 3 時 20 分頃までの間、3号機の逆洗弁ピット内の海水が取水できず、3号機への代替注水が全くなされていない。また、代替注水がなされたとされる間も、3号機プラント関連パラメータ^{*417}によれば、同月 13 日 17 時 30 分頃以降、原子炉水位計の指示値に変化がない状況が続いており、BAF を上回るような原子炉水位が確保できていなかった可能性が高い。

そうすると、3号機については、炉心損傷が進行して放射性物質が大量に放出され、これが R/B 外に漏えいし、同月 14 日 2 時 20 分頃以降の放射線量の上昇に寄与した可能性がある。このことは、その後、同日 5 時頃から計測を開始した CAMS によって、D/W 側が 158Sv/h、S/C 側が 3.78Sv/h と高いガンマ線量率を示したこととも整合的である。

- ⑥ したがって、平成 23 年 3 月 14 日 2 時 20 分頃以降、放射線量が上昇した主たる要因は、1号機及び3号機の双方又はいずれかの炉心に由来する放射性物質が、格納容器から大量に漏えいして大気中に放出されたためと考えられる。そうすると、その前提として、その頃までに、3号機の压力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じてい

*416 前掲東京電力 HP 参照。

*417 前掲東京電力 HP 参照。

た可能性もまた否定できない^{*418}。

(c) 平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃に 6.8 μ Sv/h であったのに、同日 21 時 35 分頃に 760.0 μ Sv/h、同日 21 時 37 分頃に 3,130.0 μ Sv/h に急上昇した（図表 77 参照）。

これは、前記第 3,1(2)d 記載のとおり、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられ、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベント実施による影響とは考え難い。

そうすると、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同日 21 時 35 分頃までに、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられ、その前提として、3 号機の圧力容器又はその周辺部にも、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

H23. 3. 14 時刻	放射線量 (μ Sv/h)
21:15	5.8
21:20	6.0
21:25	6.8
21:30	29.7
21:35	760.0
21:37	3,130.0

図表 77 正門付近の放射線量測定結果

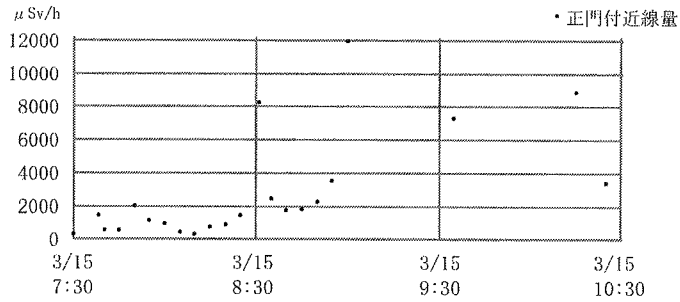
東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」平成 23 年 5 月）を基に作成

(d) 平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃に 250.8 μ Sv/h を示していたが、同日 7 時 38 分頃に 1,390.0 μ Sv/h、同日 7 時 50 分頃に 1,941.0 μ Sv/h と上昇傾向を示し、その後、数百 μ Sv/h まで低下した。しかし、同じく正門付近の放射線量測定結果によれば、同日 8 時 25 分頃に 1,413.0 μ Sv/h を示し、同日 8 時 31 分頃に 8,217.0 μ Sv/h、同日 9 時頃には 11,930.0 μ Sv/h と、再び急上昇に転じたほか、同日 10 時 25 分頃まで数千 μ Sv/h の高い放射線量が計測されて

*418 もちろん、SR 弁が開いたことによって圧力容器から S/C 側に放射性物質が流れ込んだ可能性も考えられ、これと圧力容器又はその周辺部の破損が併存する可能性も考えられる。

いた（図表 78 参照）。



図表 78 正門付近の放射線量の挙動 (3/15 7:30~3/15 10:30)

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

これは、前記第 3,2(3)d(b)記載のとおり、4 号機 R/B の爆発の影響は限定的と考えられ、主として、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心損傷過程で放出された放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられる。他方、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベント実施の影響は考え難い。

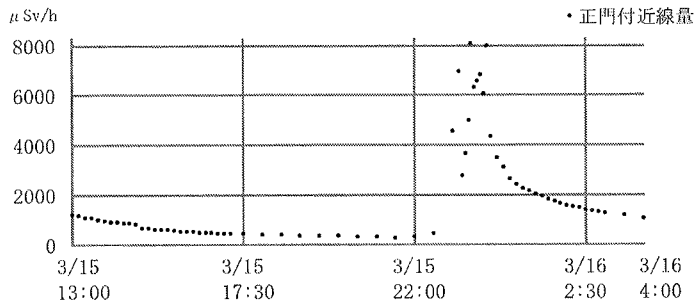
そうすると、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同日 7 時 38 分頃までにも、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられ、その前提として、その頃までに、3 号機の圧力容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性もある。

現に、発電班メモ書きによれば、同日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃に発生した 4 号機 R/B 爆発後の状況に続けて、同一の筆跡で「3 号機 R/B 上部から蒸気かもやもや出ている」との記載があり、この頃、3 号機 R/B 上部から蒸気が放出されていたと認められ、その蒸気は、圧力容器から格納容器に漏えいした蒸気が、更に格納容器から R/B 側に漏えいしたものである可能性がある。

(e) 平成 23 年 3 月 15 日 23 時頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃から同日 15 時 25 分頃にかけて 1,000 μ Sv/h 超から 500 μ Sv/h 前後に減少し、その後数百 μ Sv/h を推移していたが、同日 23 時頃に 4,548.0 μ Sv/h まで放射線量が急上昇し、同日 23 時 10 分頃に 6,960.0 μ Sv/h、同日 23 時 30 分頃に 8,080.0 μ Sv/h まで上昇し、同月 16 日 4 時頃まで

1,000 μ Sv/h を超える放射線量を示していた（図表 79 参照）。



図表 79 正門付近の放射線量の挙動 (3/15 13:00~3/16 4:00)

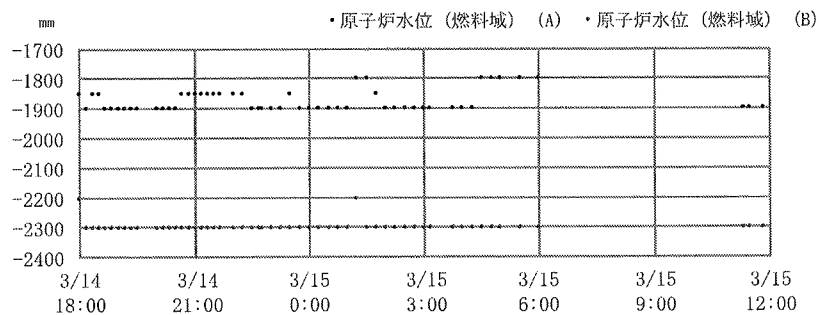
東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」(平成23年5月)を基に作成

これは、前記第 3,2(3)d(c)記載のとおり、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられる。

そうすると、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同月 15 日 23 時頃までには、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられ、その頃までに、3 号機の圧力容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

e 平成 23 年 3 月 14 日夜の注水状況と原子炉水位との関係

- ① 3 号機のプラント関連パラメータ^{*419}によれば、原子炉水位は、平成 23 年 3 月 14 日 18 時頃以降、同月 17 日午前中までの間、燃料域 A 系が TAF-1,850mm 又は-1,900mm を示し、燃料域 B 系が TAF-2,200mm 又は-2,300mm を示すのみで、ほぼ変化が生じていない（図表 80 参照）。



図表 80 3号機原子炉水位の挙動 (3/14 18:00~3/15 12:00)

東京電力「プラント関連パラメータ」(平成23年5月)を基に作成

これは、この頃、3 号機の原子炉水位が、BAF のやや下方に位置する炉側配管入口を下回り、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位が低下して

*419 前掲東京電力 HP 参照。

蒸発がやんで、各配管内の水位の水頭圧差に変化が生じなくなっていた可能性が高い。

- ② そして、3号機については、平成23年3月14日20時36分頃、北側物揚場から消防車で取り込んだ海水を、もう一台の連結された消防車から2号機と同時並行的に注水していたところ、2号機に必要な注水量を十分確保できず、2号機のプラント関連パラメータ^{*420}によれば、同日20時37分頃には2号機の原子炉圧力が0.8MPa gageを超えて注水不能の状態に陥ったものと考えられる。そのため、発電所対策本部は、2号機への注水を優先するため、その頃から3号機への注水を中断した。

その後の3号機への注水再開状況についてであるが、まず、東京電力のテレビ会議内容によれば、同日22時を過ぎてもなお、3号機への注水を再開しておらず、同日22時30分近くになっても、発電所対策本部及び本店対策本部内で3号機への注水を再開するタイミングについて協議、検討をするのみで、記録が残されている同月15日零時過ぎまでの間、3号機への注水を再開した旨の記録がない。さらに、発電所対策本部の原子炉技術主任者の手帳によれば、「2011.3.15 2° 30' 3u 海水注入再開」の記載が認められる。もっとも、福島第一原発所長が国等に報告した「異常事態連絡様式（第2報以降）」（発信時刻が同日3時57分のもの）添付の「福島第一原子力発電所 プラント関連パラメータ 3月15日3:00 現在」には、3号機の注水状況について、「消火系ラインを用いた海水注入できるよう対応中」とあることからすると、原子炉技術主任者の手帳に記載された同日2時30分の時点では注水再開作業が開始されたにすぎず、同日3時になってもなお3号機への注水が再開されていなかった可能性も十分ある。

したがって、3号機については、BAFを上回る原子炉水位を確保できていないにもかかわらず、少なくとも同月14日20時36分頃から同月15日2時30分頃までの約6時間にわたり、代替注水を中断していたことになり、この間に、3号機の炉心損傷が更に進行し、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性がある。

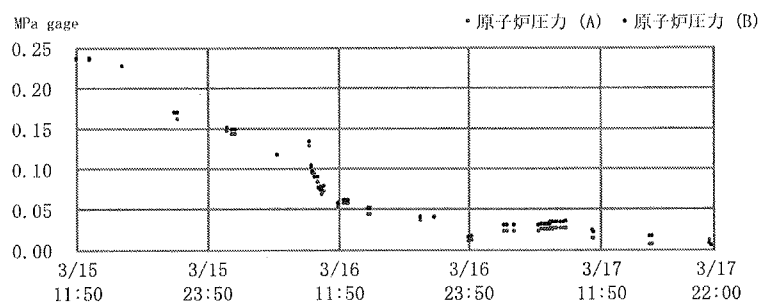
なお、このように6時間近く注水を中断した可能性が高いにもかかわらず、3号機のプラント関連パラメータ^{*421}によれば、原子炉水位がほとんど変化を示しておらず（前掲図表80参照）、このことから、3号機の原子炉水位計が実際の原子炉水位を示しているのではなく、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧差を原子炉水位として換算し、誤表示しているにすぎないことが裏付けられる。

*420 前掲東京電力 HP 参照。

*421 前掲東京電力 HP 参照。

f 平成 23 年 3 月 15 日以降の原子炉圧力の挙動との関係

3 号機のプラント関連パラメータ^{*422}によれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃、原子炉圧力計の指示値は、A 系が 0.235MPa gage、B 系が 0.237MPa gage を示し、その後、低下傾向を示し、同月 16 日 6 時 15 分頃には A 系及び B 系のいずれも、0.117MPa gage を示していた。その後、しばらく計測がなされず、次に計測した同日 9 時 10 分頃には、原子炉圧力計の指示値は、A 系が 0.128MPa gage、B 系が 0.134MPa gage を示すも、再度低下傾向に転じ、同月 16 日 23 時 50 分頃に A 系が 0.009MPa gage、B 系が 0.015MPa gage を示し、その後も大気圧とほぼ等圧で推移した（図表 81 参照）。



図表81 3号機原子炉圧力の挙動（3/15 11:50～3/17 22:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

この頃、3 号機については、SR 弁の開状態が維持されていた可能性を完全に否定まではできないが、他方で、代替注水によって原子炉水位を十分確保することができず、炉心溶融が進んで圧力容器及び格納容器又はそれらの周辺部が破損して大気圧とほぼ等圧となった可能性もあり、その双方によって原子炉圧力が低下して大気圧とほぼ等圧となった可能性もある。現に、3 号機については、同月 16 日 10 時頃、3 号機 R/B 爆発によって滅失した R/B 上部から蒸気様の白煙が確認されており、格納容器又はその周辺部から蒸気が漏えいしていた可能性がある。

なお、同月 15 日 23 時台に正門付近で放射線量測定をした結果、同日 22 時 30 分に同所で測定した 431.8 μ Sv/h の 10 倍以上高い放射線量が計測され、同日 23 時 30 分には 8080.0 μ Sv/h が計測された。かかる放射線量上昇の主たる原因は、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられ、3 号機の炉心由来である可能性も否定できない。

g 汚染水等との関係

- ① 平成 23 年 4 月 25 日、同月 29 日、5 月 1 日及び同月 3 日、東京電力が 3 号機 T/B1 階及び 2 階においてダスト測定を実施した結果、同所において、

*422 前掲東京電力 HP 参照。

I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137、Pr-144 が検出された（図表 82 参照）。

採取日時	採取物	核種（半減期）	放射能濃度 (Bq/cm ³)
H23. 4. 25	3号機T/B1階及び2階の ダスト	I-131（約8日）	不明
H23. 4. 29		Cs-134（約2年）	
H23. 5. 1		Cs-136（約13日）	
H23. 5. 3		Cs-137（約30年）	
		Pr-144（約17分）	
H23. 5. 8	3号機SFP水	I-131（約8日）	11,000
		Cs-134（約2年）	140,000
		Cs-136（約13日）	1,600
		Cs-137（約30年）	150,000
H23. 11. 25	3号機R/B地下滞留水	Cs-134（約2年）	150,000
		Cs-137（約30年）	180,000

図表82 3号機 汚染水等測定結果

東京電力「福島第一原子力発電所3号機使用済燃料プール水の分析結果」
（平成23年5月）、「原子炉建屋地下滞留水の放射能濃度等の測定結果」
（平成23年12月）等を基に作成

- ② 平成 23 年 11 月 25 日、東京電力が、3 号機 R/B 地下滞留水の放射能濃度等を測定した結果、3 号機 R/B の地下滞留水から、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 82 参照）。
- ③ 平成 23 年 5 月 8 日、東京電力が、3 号機 SFP 水の核種分析を実施した結果、3 号機 SFP 水から I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137 が検出された（前掲図表 82 参照）。3 号機は平成 22 年 6 月 19 日に定期検査で停止して取り出した燃料を SFP 水に保存しており、最も冷却期間が短い燃料でも 10 か月以上冷却されているため、検出された短半減期の I-131、Cs-136 は SFP 由来とは考え難く、3 号機の炉心由来の可能性が高い。
- ④ 以上から、3 号機 R/B 地下滞留水、T/B 地下滞留水、SFP 水から検出された核種の全部又は一部は、3 号機の炉心由来と考えるのが自然であり、圧力容器、格納容器又はそれらの周辺部から漏えいしたものと考えられる。

(5) 東京電力等が実施した解析結果との関係

a 東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析

- ① 東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析によれば、解析ケース（その 1）では、原子炉水位の実測値にあわせるため、原子炉水位維持を可能な注水量として少なめに仮定して

炉心露出開始時間	地震発生後約 40 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 42 時間
圧力容器破損時間	圧力容器破損には至らず

とされ、解析ケース（その 2）では、原子炉水位は燃料域内において維持できていないとして、消防ポンプ吐出側の流量ではなく、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定して

炉心露出開始時間	地震発生後約 40 時間
----------	--------------

炉心損傷開始時間	地震発生後約 42 時間
圧力容器破損時間	地震発生後約 66 時間

とされる。

- ② まず、解析ケース（その 1）は、原子炉水位計により計測された実測値に合わせて原子炉水位を設定したものである。

しかし、3号機のプラント関連パラメータ^{*423}及び記録計チャート^{*424}によれば、3号機については、平成23年3月13日7時35分頃から同日8時55分頃までの間、代替注水が全くなされていないのに、原子炉圧力は7.2~7.3MPa gage 付近を推移し、むしろ緩やかな低下傾向を示している。これは、SR弁が開いたことによるか、圧力容器又はその周辺部から漏れいしていたかはともかくとして、いずれにしても圧力容器外に蒸気が流出したために原子炉圧力の上昇が抑えられたものと考えられる。そうすると、この頃、3号機の原子炉水位は、低下傾向を示すと考えられるのに、3号機のプラント関連パラメータ^{*425}によると、同日7時35分頃以降、原子炉水位（燃料域A系）はTAF-3,000mmのまま変化を示していない。

さらに、3号機のプラント関連パラメータ^{*426}によれば、原子炉水位（燃料域A系）は、同日8時55分頃にTAF-3,000mmであったのに、同日9時10分頃にTAF+1,800mmを示し、その後、燃料域A系及びB系の原子炉水位計で計測を開始するが、同日9時56分頃から、原子炉水位は、燃料域A系及びB系ともに数千mmの幅で激しく昇降を繰り返すなど、およそ実際の原子炉水位の挙動としては考え難い推移を示している。

そして、3号機のプラント関連パラメータ^{*427}によれば、原子炉水位（燃料域A系）は、同日17時30分頃以降、TAF-1,800mmを示したまま、同月14日2時10分頃まで変化を示していない。また、原子炉水位（燃料域B系）も、同月13日18時20分頃からTAF-2,200mmを示したまま、同日21時45分頃まで変化を示さず、同日22時頃にTAF-2,250mmを示したものの、やはり同月14日2時30分頃まで、そのまま変化を示していない。

原子炉水位計は、基準面器内の基準面まで水位が確保されていること及び炉側配管入口まで原子炉水位が確保されていることを前提として、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値を原子炉水位に換算して表示するものである。基準面器の水位が低下すると、基準面まで水位が確保されている場合と比べ、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の絶対値としての差圧が小さくなり、差圧伝送器の計測上、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値は大きめに測定され、原子炉水位計は、

*423 前掲東京電力 HP 参照。
*424 資料Ⅱ-1-1-44 参照。
*425 前掲東京電力 HP 参照。
*426 前掲東京電力 HP 参照。
*427 前掲東京電力 HP 参照。

実際の原子炉水位よりも高めに誤表示することになる。この場合には、その後、基準面器への水補給を実施しない限り、見かけ上の原子炉水位が実際より高く表示される誤表示は是正されない。さらに、原子炉水位が低下し、BAF のやや下方にある炉側配管入口を下回ると、単に炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧差を原子炉水位に換算、表示することになり、実際の原子炉水位の挙動が全く反映されないことになる。

3号機の原子炉水位（燃料域 A 系）が、同月 13 日 7 時 35 分頃から同日 8 時 55 分頃までの間、注水が全くなされていないのに TAF-3,000mm のまま変化を示していない。このことからすると、既に原子炉水位が BAF を下回り、原子炉水位計は、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧変化を原子炉水位として換算して表示するようになり、各配管内の水位に変化が生じなくなったが故に、原子炉水位計の指示値も変化を示さず、もはや原子炉水位を表示していなかった可能性がある。

同日 9 時 10 分頃以降の原子炉水位計の指示値も、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位の変化によって差圧伝送器で計測する差圧の大小に変化が生じ、その変化を原子炉水位の変化として換算したが故に現実の原子炉水位とはおよそかけ離れた挙動を示していたと考えられる。

それまで原子炉水位計の指示値に変化がなかったのに、同日 9 時 10 分頃に至ってから指示値に変化が生じ始めたのは、その頃、原子炉圧力が急速に低下するとともに炉側配管入口付近に熱移動が生じ、炉側配管内で蒸発が始まり水位変化が生じたことが考えられ、その熱移動の原因としては、圧力容器内の燃料支持板や下部プレナムに溶融燃料が落下したことが考えられる。

さらに、燃料域 A 系につき同日 17 時 30 分頃以降、燃料域 B 系につき同日 18 時 20 分頃以降、いずれの原子炉水位計の指示値にも変化が見られなくなったのは、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位が蒸発によって低下していき、蒸発がやんで両配管内の各水位間の水頭圧差に変化が生じなくなったと考えれば、それまで原子炉水位計が示していた指示値の推移を含め、すべて矛盾なく説明がつく。

これらのことは、3号機について、同日 7 時 35 分頃以降、既に原子炉水位が BAF を下回り、同日 9 時 25 分頃に代替注水を開始した後も BAF を上回る原子炉水位を確保できていなかったことを示唆する。

いずれにしても、解析ケース（その 1）において前提としている原子炉水位が実水位と大きくかけ離れていることは確実であり、そのような実態とかけ離れた前提条件に基づいて原子炉水位が一定程度まで確保されているから圧力容器の破損がないとした解析結果については、到底是認できるものではない。

また、3号機については、CAMS測定結果^{*428}から、同月14日5時頃には、D/W側が158Sv/h、S/C側が3.78Sv/hと、D/W側がS/C側の40倍を超えるガンマ線量率を示していたにもかかわらず、このMAAP解析によれば、この頃、D/W側における放射性物質の存在割合が極端に小さいという結論に至っており、明らかに客観的な状況と反する。

東京電力も、解析による放射性物質の放出量については、解析条件設定における不確実性、解析モデルの不確実性等の影響を受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。しかし、このようにCAMS測定結果と整合しない放射性物質の放出に関する解析結果の基礎となったのは、炉心状態に関する解析結果であり、そもそも炉心状態に関する解析結果自体が実態と大きくかい離している可能性が高いことを示唆するものであるから、その信頼性について再検討を要すると考えるべきである。

さらに、このMAAP解析という圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いているにすぎず、例えば、SR弁のガスケット部、貫通配管との接合部その他の圧力容器周辺部分が破損した場合を再現することができておらず、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮している。

したがって、いずれにしても、かかるMAAP解析の結果は、当委員会の圧力容器破損可能性に関する検証結果を左右するものではない。

- ③ 次に、解析ケース(その2)は、消防車による代替注水時、原子炉水位がBAFを下回っていることを前提としており、この点では、解析ケース(その1)よりも実態に近いのではないかと考えられる。

しかし、炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間のいずれも、当委員会における認定よりも遅いため、その原因について検証する。

MAAP解析でも添付資料としている3号機当直引継日誌^{*429}によれば、平成23年3月12日20時36分の欄に「原子炉水位計電源なし 最終データ 広帯域A系：1350mm、燃料域A系：+400mm」との記載がある。この頃原子炉水位計が見えなくなったことは当直の供述からも明らかであり、この頃までの最後に計測できた原子炉水位が、広帯域A系で+1,350mm、燃料域A系でTAF+400mmを示していたことが認められる。また、3号機のプラント関連パラメータによれば、同日20時30分頃の原子炉圧力は0.820MPa gageを示しており、これは、1MPa gageを下回る低圧状態下でHPCIを運転していたという当直の供述と整合する。かかる原子炉圧力の指示値を前提に、「事故時運転操作手順書(徴候ベース)」に基づいて、広帯域A系及び燃料域A系の指示値についての密度補正を行うと、D/W温度が

*428 前掲東京電力HP参照。

*429 資料Ⅱ-1-1-45参照。

計測されていないので正確な把握までは困難であるものの、広帯域 A 系が約+480mm（燃料域換算で TAF+約 4,650mm）、燃料域 A 系が TAF+約 1,170mm となり、広帯域と燃料域で指示する原子炉水位に大幅な開きが生じることになる。

そして、その頃、3号機の HPCI については、流量を制御しながら、原子炉圧力が 1MPa gage を下回り、運転許容範囲を下回る毎分千数百回転で運転しており、HPCI 注水量は限定的であり、少なくとも同月 13 日 2 時頃以降、原子炉圧力と HPCI 吐出圧力がきつ抗して注水はほとんどなされていないと考えられるから、同日 2 時 42 分頃に HPCI を停止した時点での原子炉水位は、同月 12 日 20 時 36 分頃の原子炉水位よりも高くなっているとは考えにくく、むしろ更に低くなっていた可能性が高い。

そうすると、同日 20 時 36 分頃に計測された原子炉水位のうち、より原子炉水位が高く計測された広帯域によったとしても、燃料域換算で TAF+約 4,650mm となるにすぎず^{*430}、その後 HPCI による十分な注水がなされていないにもかかわらず、同月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI が停止した時点でなおダウンコマ水位が TAF+約 6m あるとした MAAP 解析は、明らかに原子炉水位を高く見積もりすぎており、炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間に重大な影響を及ぼす誤りがあると言わざるを得ない。

さらに、上記当直引継日誌^{*431}によれば、同日 3 時 51 分の欄に「Rx 水位計 (W) 計器電源 ON -3600mm」「Rx 水位計 (燃料域) 計器電源 ON -1600mm」「炉圧 5MPa TAF の可能性」とある。そこで、原子炉圧力 5MPa gage を前提に密度補正すると、D/W 温度が計測されていないので正確な把握までは困難であるものの、広帯域が約 3,600mm（燃料域換算で TAF+570mm）、燃料域が TAF+約 680mm となる。すなわち、広帯域を前提とすると TAF 到達まであと数十 cm、燃料域を前提とすると既に TAF を数十 cm 下回っていることになり、上記当直引継日誌に「TAF の可能性」と記載されていることとも整合的である。

しかし、MAAP 解析では、同日 3 時 51 分頃、原子炉水位が TAF のはるか数 m 上にあり、TAF 到達時間は同日 6 時 40 分頃とされ、MAAP 解析の添付資料である上記当直引継日誌に記載された原子炉水位の実測値とも大きくかい離しているのに、そのことに言及しないどころか、そもそも実測値の中に、かかる重要情報を取り込んですらおらず、当委員会によるヒアリングによっても、原子炉水位の実測値とかい離する合理的理由や実測値を解析上に取り込んでいない合理的理由につき何ら明示がなされなかった。

かかる MAAP 解析は、解析の条件として、3号機の HPCI が同日 2 時 42

*430 原子炉圧力が 1MPa gage を下回るような場合、広帯域水位計よりも燃料域水位計の方が誤差が小さいとされており、そうすると、実際の原子炉水位は更に低かった可能性がある。

*431 資料 II-1-1-45 参照。

分頃まで定格運転がなされたと仮定し、運転停止時の原子炉水位を約 6m としたことに大きな誤りがあり、HPCI 停止時の原子炉水位を、実際の原子炉水位よりも数 m 程度高く見積もっていた可能性が高い。そうである以上、炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間については、MAAP 解析によっても、実態に沿った解析を行えば数時間早まる可能性が高い。さらに、压力容器破損時間は、炉心損傷開始から注水開始までの時間やその際の注水量に大きく左右されるものであり、消防車による代替注水を開始したのが同日 9 時 25 分頃であるところ、この注水開始時点で炉心損傷開始から数時間経過していた可能性があり、それまでの間に压力容器破損に至った可能性も否定できない。また、その後すぐに BAF を上回る原子炉水位を確保できたとも考え難いので、その後に压力容器破損に至った可能性も否定できない。

いずれにしても、東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析結果は、その前提条件に、炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間に重大な影響を及ぼす誤りがあると言わざるを得ず、これを是認することはできない。

また、3 号機については、CAMS 測定結果^{*432}から、同年 3 月 14 日 5 時頃には、D/W 側が 158Sv/h、S/C 側が 3.78Sv/h と、D/W 側が S/C 側の 40 倍を超えるガンマ線量率を示していたにもかかわらず、この MAAP 解析によれば、この頃、D/W 側における放射性物質の存在割合が極端に小さいという結論に至っており、明らかに客観的な状況と反する。

もっとも、東京電力も、放出される放射性物質質量については、解析条件設定における不確実性、解析モデルの不確定性等の影響を受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。しかし、このように CAMS 測定結果と整合しない放射性物質の放出に関する解析結果の基礎となったのは、炉心状態に関する解析結果であり、そもそも炉心状態に関する解析結果自体が実態と大きくかい離している可能性が高いことを示唆するものであるから、その信頼性について再検討を要すると考えるべきである。

さらに、この MAAP 解析にいう压力容器破損は、炉心溶融によって压力容器底部が破損することを念頭に置いており、当委員会のいう「压力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない。

したがって、いずれにしても、かかる MAAP 解析結果は、压力容器破損可能性に関する当委員会の検証結果を左右するものではない。

b 東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析

- ① 東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析によれば、新たに判明した事実を解析条件として設定したほか、HPCI 注水量を実測の原子炉水位

*432 前掲東京電力 HP 参照。

を模擬するように設定して解析を実施し

炉心露出開始時間	地震発生後約 42 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 44 時間
圧力容器破損時間	圧力容器破損には至らず

との結論が得られた。

- ② まず、平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析は、平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析よりも HPCI の注水量を少なくしており、その限りにおいて、平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析よりも実態に近いものとなったと考えられる。

しかし、平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析では、HPCI 注水量を実測の原子炉水位を模擬するように設定したとするものの、HPCI 停止後の実測の原子炉水位を全く再現していない。

すなわち、この MAAP 解析では、TAF 到達が平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃であるのに対し、当直引継日誌^{*433}によれば、同日 3 時 51 分の欄に「Rx 水位計 (W) 計器電源 ON -3600mm」「Rx 水位計 (燃料域) 計器電源 ON -1600mm」「炉圧 5MPa TAF の可能性」とあり、広帯域水位計及び燃料域水位計の数値を密度補正すると、同日 3 時 51 分前後頃には TAF に到達した可能性がある上、3 号機プラント関連パラメータによれば、燃料域水位計は、同日 5 時頃に TAF-2,000mm、同日 6 時頃に TAF-2,600mm、同日 7 時 35 分頃に TAF-3,000mm を示しており、MAAP 解析による原子炉水位の方が実測値より 3,000~4,000mm 程度高い値となっている。

仮に、MAAP 解析結果による原子炉水位の方がより正しいというのであれば、実際の原子炉水位が原子炉水位計の測定可能範囲内にある場合において、原子炉水位計が、実際の原子炉水位よりも数 m も低めに表示していたことになる。しかし、東京電力及びプラントメーカーに対するヒアリング結果によれば、原子炉水位計の仕組み上、実際の原子炉水位よりも指示値が高めに表示されることはあっても、数 m も低めに表示されるようなことはあり得ないというのであるから、実測値よりも数 m も高い原子炉水位であったとする上記 MAAP 解析結果は信用できない。この MAAP 解析において、実測値よりも数 m も高い原子炉水位となったのは、原子炉水位が見えなくなった同月 12 日 20 時 36 分頃以降、HPCI が停止する同月 13 日 2 時 42 分頃までの間、実測値が存在せず、不確実性が大きい中で、解析条件として、HPCI 注水量を実際よりも相当多く設定したことが原因であると考えられる。

東京電力も、この MAAP 解析の中で、原子炉水位について、HPCI を手動停止させてから SR 弁を開とするまでの期間、解析値が実測値よりはるかに高い値で推移していることから、HPCI 停止まで十分な注水がなされてお

*433 資料 II-1-1-45 参照。

らず、TAF 到達時間、炉心損傷時間等が解析結果より早かった可能性がある」と指摘する。

また、この MAAP 解析において、圧力容器破損に至らなかったのは、仮定条件として設定した消防車による代替注水の影響が極めて大きい。しかし、消防車による代替注水量については不確かさが大きく、3号機の現実の事象進展に加え、同日7時35分頃以降、既に原子炉水位がBAFを下回り、同日9時25分頃に代替注水を開始した後もBAFを上回る原子炉水位を確保できていなかった可能性が高いことからすると、MAAP解析で仮定した代替注水量が実際に確保できていたのか疑問である。

- ③ さらに、圧力容器破損時間は、あらかじめ解析コードに入力された圧力容器破損モデルにも大きく左右される。東京電力の MAAP 解析の場合、燃料が一か所にしか存在せず、まず燃料支持板に落下し、燃料支持板の材質であるステンレス鋼の熔融温度に達した時、熔融燃料が一気に下部プレナムに落下し、圧力容器破損に至るとする圧力容器破損モデルである。

しかし、実際には、燃料の熔融が進んで、段階的に下部プレナムに燃料が落下して圧力容器が破損する方が実態に沿うと考えられ、東京電力の MAAP 解析の圧力容器破損モデルは、実際の圧力容器破損に至る過程よりも進行が遅くなる可能性がある。

東京電力も、この MAAP 解析の中で、2号機の場合と同様に、「圧力容器の破損については、消防車による原子炉への注水量の設定に寄与するところも大きく、解析条件による不確かさが結果に大きく影響するところである」とした上、「炉心スプレイ系配管からの注水により、炉心部に残存していた露出燃料が冷却されたと推定される挙動が確認できたことから、水位は非常に低い位置にあることが推定され、圧力容器は破損している可能性が高い」などと、圧力容器破損可能性について、解析結果と異なる可能性を指摘し、かかる観測事実とのかい離の原因として、解析の不確かさを挙げている。

- ④ また、3号機については、CAMS 測定結果^{*434}から、平成23年3月14日5時頃には、D/W側が158Sv/h、S/C側が3.78Sv/hと、D/W側がS/C側の40倍を超えるガンマ線量率を示していたにもかかわらず、この MAAP 解析によれば、この頃、放出された放射性物質のうち、60~70%が圧力容器にとどまり、30~40%がS/C側に存在し、D/W側にはほぼ存在しないという結論に至っており、明らかに客観的な状況と反する。

もっとも、東京電力も、解析による放射性物質の放出量については、解析条件設定における不確実性、解析モデルの不確定性等の影響を受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。

しかし、このように CAMS 測定結果と整合しない放射性物質の放出に関する解析結果の基礎となったのは、炉心状態に関する解析結果であり、そも

*434 前掲東京電力 HP 参照。

そも炉心状態に関する解析結果自体が実態と大きくかい離している可能性が高いことを示唆するものであるから、その信頼性について再検討を要すると考えるべきである。

⑤ さらに、この MAAP 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いており、当委員会がいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない。

⑥ したがって、この MAAP 解析結果は、当委員会の圧力容器破損可能性に関する検証結果を左右するものではない。

なお、平成 24 年 6 月に東京電力が公表した「福島原子力事故調査報告書」191 頁以下においても、この MAAP 解析に基づき事象進展を評価しており、同様の指摘があてはまる。

c JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析

① JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析によれば、事業者解析 1 では

炉心露出開始時間	地震発生後約 41 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 44 時間
圧力容器破損時間	圧力容器破損に至らない

とされ、事業者解析 2 では

炉心露出開始時間	地震発生後約 41 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 44 時間
圧力容器破損時間	地震発生後約 79 時間

とされる。

② まず、事業者解析 1 では、原子炉水位の実測値にあわせるため、原子炉水位の維持を可能とする量としているが、前記 a ②記載のとおり、3 号機のプラント関連パラメータ^{*435}における原子炉水位の挙動や当直引継日誌^{*436}の記載からすると、明らかに実態と大きくかい離するものであって、炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間に大きな影響を及ぼし得る誤りがあり、到底是認できるものではない。

さらに、この MELCOR 解析にいう圧力容器破損は、東京電力による MAAP 解析と同様に、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いているにすぎず、例えば、SR 弁のガスケット部、貫通配管の接合部その他の圧力容器の周辺部分が破損した場合を再現することはできておらず、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない。

*435 前掲東京電力 HP 参照。

*436 資料 II-1-1-45 参照。

したがって、いずれにしても、かかる MELCOR 解析の結果が、当委員会の圧力容器破損可能性に関する検証結果を左右するものではない。

③ 次に、事業者解析 2 では、外部注水量を事業者解析 1 での設定値の 1/2 としており、事業者解析 1 よりは実態に近いとはいえる。

しかし、これについても、前記 a ③記載のとおり、東京電力による MAAP 解析と同様に、平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI が停止した時点でなおダウンカマ水位が TAF+約 6m であることを前提としている。

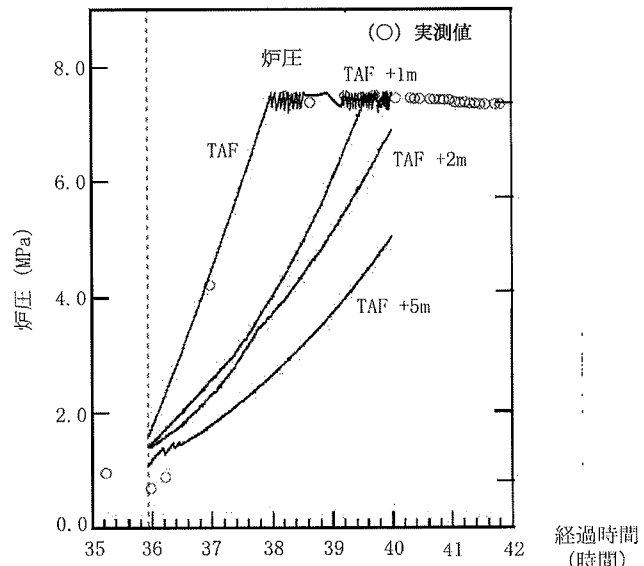
この点、JNES は、平成 24 年 2 月 1 日公表の「圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討」において、HPCI 停止時の水位を TAF+0m から TAF+5m までと仮定した場合における原子炉圧力上昇の挙動について解析を実施した結果を報告している。

これによれば、原子炉水位が高いと顕熱が増加するため圧力上昇が緩やかになる傾向が認められ、HPCI 停止時に原子炉水位が TAF+5m であった場合には平成 23 年 3 月 13 日 7 時頃に至ってもなお原子炉圧力が 4MPa gage 台を示している。同様に TAF+2m であった場合でも、同日 6 時頃に至ってもなお原子炉圧力が

5MPa gage 台、TAF+1m であった場合でさえ、同日 6 時頃に至ってもなお原子炉圧力が 6MPa 台を示すにすぎず、いずれの場合も、同日 3 時 44 分頃には 4.100MPa gage、同日 5 時頃には 7.380MPa gage を示した実測値を全く再現できなかった。他方、HPCI 停止時に原子炉水位が TAF+0m であった場合には、これらの実測値をよく再現できる結果となった（図表 83 参照）。

もともと、JNES は、この報告においても、その後においても、HPCI 停止時に原子炉水位が TAF+0m となるように HPCI の注水量を調整した上で、炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間に関する再解析を試みていない。

HPCI 停止時には原子炉水位が計測不能であったため、この時点における原子炉水位の正確な把握は困難であるものの、JNES が平成 24 年 2 月 1 日に公表した上記報告結果や、当直引継日誌の平成 23 年 3 月 13 日 3 時 51 分



図表83 HPCI停止以降SR弁が開くまでの原子炉圧力上昇の挙動についてHPCI停止時の水位をパラメータとして実施した感度解析の結果

独立行政法人原子力安全基盤機構「福島第一原子力発電所1号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」
(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料3) (平成24年2月1日)を基に作成

の欄に「Rx 水位計(W)計器電源 ON -3600mm」「Rx 水位計(燃料域)計器電源 ON -1600mm」「炉圧 5MPa TAF の可能性」とあることからすれば、その頃、原子炉水位が TAF の前後数百 mm まで低下していたと考えられる。

そうすると、JNES が同年 9 月に公表した MELCOR 解析によると、HPCI が停止した時点でなおダウンカメラ水位が TAF+約 6m であるとしているが、かかる前提は明らかに実態とかけ離れ、解析結果たる炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間に重大な影響を与える事実には誤りがあると言わざるを得ないから、同解析結果を是認することはできない。

- ④ また、この MELCOR 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いており、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない。
- ⑤ したがって、かかる MELCOR 解析の結果は、圧力容器破損可能性に関する当委員会の検証結果を左右するものではない。

(6) 小括

3 号機については、地震発生直後から津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定される。その後、3 号機は、RCIC 及び HPCI が作動して注水を実施していたため原子炉水位が確保された。

ただし、HPCI については、原子炉圧力が 1MPa gage を下回る低圧状態で流量制御しながら長時間運転したため、平成 23 年 3 月 12 日 20 時 36 分頃以降、次第に十分な注水ができず、原子炉水位が低下していき、同月 13 日 2 時 42 分頃、当直が HPCI を手動停止した。この頃まで、3 号機の圧力容器又はその周辺部に放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいするに足りる程度の損傷が生じた可能性を否定することまではできないが、いまだ閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性は低いと考えられる。

しかし、3 号機については、その後数時間にわたって全く注水がなされず、同日 6 時 30 分頃から同日 9 時 10 分頃までの間に、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が高い。

さらに、その後も同月 14 日 5 時頃までの間、3 号機については、全く代替注水がなされなかった時間が 2 時間以上続いたり、十分な注水を確保できなかったりしたため、BAF を上回る原子炉水位を十分確保できず、炉心損傷が進行して、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を更に損なうような損傷が生じたと考えられる。

その後も、3 号機については、例えば、同月 14 日 20 時 36 分頃以降、6 時間近くもの間全く代替注水がなされないなど、注水が不十分であったと考えられ、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じていった可能性が高い。

かかる損傷が生じた箇所については、圧力容器の燃料支持板が破損して溶融燃

料が下部プレナムに落下し、これによって圧力容器底部が破損したことのほか、高温、高圧の影響により、SR 弁のフランジガスケット部、計装配管その他の貫通配管又はそれらの接合部等が破損した可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。

したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

2 格納容器

(1) 地震発生後、津波到達までの間、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性は認められないこと

a 建屋内の放射線量との関係

3号機のアラームタイプ^{*437}に記録されたSGTS起動信号によれば、平成23年3月11日14時47分頃、SGTSが作動したと認められるところ、3号機の記録計チャート^{*438}によれば、非常用ガス処理系放射線モニタ上、有意な放射線量の上昇は認められず、その頃、3号機R/B内の放射線量異常上昇の形跡は見当たらない。したがって、格納容器からR/B内への放射性物質の漏えいは認められなかった可能性が高い。

もっとも、格納容器又はその周辺部に、放射性物質の漏えいに足りる程度の損傷箇所が生じたとしても、圧力容器の健全性が保たれている限り、現に放射性物質が格納容器を経由して上記損傷箇所からR/B内へ漏えいすることは考え難い。そうすると、1号機R/B内の放射線量異常上昇の形跡がなかったからといって、上記損傷箇所が存在しなかったと断ずることまではできない。

b D/W 圧力、D/W 温度との関係

① 3号機の記録計チャート^{*439}によれば、地震発生後、津波到達までの間、D/W 圧力が5kPa程度上昇しているにすぎず、格納容器やその周辺部の破損を疑わせるような急激な圧力低下は認められない。

② 3号機の記録計チャート^{*440}によれば、地震発生後、津波到達までの間、D/W 温度の上昇が認められるが、これは、電源喪失によって格納容器空調器が停止したことの影響と考えられる。その後、D/W 温度は下降しているが、これは、平成23年3月11日15時2分頃、RCWの海水ポンプを作動させたことによって格納容器内が冷却されたことに起因するものと考えられる。そのほか、津波到達までの間に、格納容器破損による圧力低下に伴う温度の急激な低下傾向は認められない。

*437 資料Ⅱ-1-1-49 参照。

*438 資料Ⅱ-1-1-49 参照。

*439 資料Ⅱ-1-1-36 参照。

*440 資料Ⅱ-1-1-37 参照。

c S/C 水位との関係

3号機の記録計チャート^{*441}によれば、S/C 水位は、地震発生時に大きく揺れた後、徐々に上昇傾向にある。これは、CST を水源として RCIC を作動したことや S/C スプレイを実施したこと、更には、SR 弁の逃し弁機能が作動して S/C 側へ蒸気が流入・凝縮したことに起因するものと考えられる上、S/C やその周辺部の破損を疑わせるような急激な水位の低下は認められない。

d 小規模破断の可能性

もっとも、地震発生後、津波到達までの間、格納容器又はその周辺部に小規模な破断箇所が生じた場合でも D/W 圧力や温度にさしたる影響を与えないと考えられる一方で、同程度の破断箇所から放射性物質が漏えいすることは可能であるから、放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいする程度の破断が生じた可能性まで否定することはできない。

(2) 津波到達後、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃までに、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性は否定できず、その後も同月 14 日 2 時 20 分頃までの間に損傷が生じていた可能性があること

a D/W 圧力及び D/W 温度との関係

① 3号機のプラント関連パラメータ^{*442}によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 10 分頃に 0.3900MPa abs を示してから、同日 14 時 25 分頃に 0.3600MPa abs、同日 17 時頃に 0.3000MPa abs、同日 20 時 15 分頃に 0.2700MPa abs と低下傾向を示している。

まず、当直引継日誌及び当直の供述によれば、3号機については、同日 12 時 6 分頃から同月 13 日 3 時 5 分頃までの間、S/C スプレイを実施していたことが認められる。

そして、平成 24 年 2 月 1 日に JNES が公表した「圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討」によれば、3号機の S/C プール水温度について、平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃まで作動していた RCIC の排出蒸気によって排出管近傍の温度が上昇し、高温水が水面近傍を周方向に広がることによって、S/C プール水全体では上部の温度が高く、下部の温度が低くなり温度成層化が生じると想定して MELCOR 解析によって模擬したところ、S/C スプレイを実施すると、上部の高温水部分が冷却されるので、プール水全体を冷やすよりも冷却効果が高いため、D/W 圧力、温度にも影響を与えやすくなり、D/W 圧力の低下傾向をおおむね再現することができたとされる^{*443}。

*441 資料 II-1-1-50 参照。

*442 前掲東京電力 HP 参照。

*443 資料 II-1-1-51 参照。

確かに、3号機のプラント関連パラメータ^{*444}上の同日12時10分頃から同日20時15分頃までの間のD/W圧力の挙動についてはおおむね再現できている。しかし、3号機のプラント関連パラメータ^{*445}によれば、D/W圧力が同日20時15分頃に0.2700MPa absを示していたのに、同日22時頃には0.1700MPa absと記録されており、JNESの上記解析では、この同日22時頃にD/W圧力が0.1700MPa absまで低下したとされる挙動までは再現できていない。

そこで、S/Cスプレイの実施によってもD/W圧力の低下を説明できないのであれば、格納容器からの漏えいの可能性が疑われるため、上記プラント関連パラメータの基になった発電所対策本部発電班が当時書き取ったメモ書き等を精査した。

その結果、まず、発電所対策本部の3号機担当の発電班メモ書きによれば、3号機について、同日22時の欄には、「D/W（現場で）270kPa abs」と記載されている^{*446}。このうち、「（現場で）」の意味であるが、同日20時15分頃まで3/4号中央制御室内のD/W圧力計（検出器はPT-16-171、指示計器はPI-16-172）によって、絶対圧により指示されるD/W圧力を計測していたものの、その頃、原子炉水位計等の計装機器の電源が相次いで枯渇しており、上記D/W圧力計も、電源枯渇によって計測不能となったと考えられ、同日22時頃、当直が3号機R/B2階の計器ラックにある非電源系のD/W圧力計（PI-16-110）を直接読み取ったものと認められる。そして、現場で直接読み取ったD/W圧力計（PI-16-110）は絶対圧ではなく、ゲージ圧で指示されるため、この時、約170kPa gageを指示していたと考えられる。そして、3号機担当の発電班の上記メモ書きによれば、「270kPa abs」の「2」が「1」の上をなぞるようにして修正されている^{*447}。これは、発電班が、当直から、現場指示計で「170kPa」であったとの報告を受け、ゲージ圧を絶対圧換算することなく書き取った後に誤りに気づき、絶対圧換算して「270kPa abs」と正確に書き直したものと考えられる。

他方で、1号機及び2号機担当の発電班では、記録用メモ書きに、1号機及び2号機のプラントパラメータのみならず、3号機担当の発電班が発話するのを聞き取って3号機のプラントパラメータも書き取っていたところ、同日22時の欄には「270kPa abs」ではなく、「170kPa abs（現場）」と記録されていた。これは、同日22時頃、3号機担当の発電班が、3号機当直から、電話で、プラントパラメータに関する情報を聞き取り、発話する過程で、1号機及び2号機担当の発電班が、3号機担当の発電班が発した「170kPa」という言葉を聞き及び、これがゲージ圧で計測されるD/W圧力

*444 前掲東京電力HP参照。

*445 前掲東京電力HP参照。

*446 資料Ⅱ-1-1-51参照。

*447 資料Ⅱ-1-1-51参照。

計の指示値ということまで把握できなかったことから、それまでの絶対圧で計測される D/W 圧力計の指示値と勘違いし、そのまま「170kPa abs (現場)」と記録してしまったものと推認できる。

そして、東京電力の説明によれば、3号機のプラント関連パラメータ^{*448}の同日 22 時の欄に記録された D/W 圧力「0.1700MPa abs」は、誤解に基づき記録されたものと推認できる 1号機及び 2号機担当の発電班のメモ書き記載の「170kPa abs (現場)」に基づき記録したとのことである。しかし、本来は、3号機のプラント関連パラメータであるから、直接の担当であり、より正確性が担保された 3号機担当の発電班のメモ書きに基づき記録すべきであったと考えられ、同プラントパラメータの同日 22 時の D/W 圧力としては、絶対圧換算して「0.2700MPa abs」と記録すべきであったと認められる。

また、当直引継日誌によれば、同日 21 時 30 分の欄ではあるが、「現場 PI 指示：D/W 圧 170kPa」と記載されており、発電所対策本部発電班の上記メモ書きにも、3号機について、同日 21 時 30 分の欄には、「D/W 270kPa abs」「21 30 170kPa(g)」と記載されている。すなわち、同日 21 時 30 分頃、当直が上記 D/W 圧力計 (PI-16-110) を直接読み取ったものと考えられる。

以上からすると、同日 21 時 30 分頃及び同日 22 時頃に計測した 3号機の D/W 圧力は、いずれも絶対圧換算して 0.2700MPa abs であったことになり、JNES が 3号機 S/C プール水の温度成層化を仮定した解析によって、S/C スプレイの実施による D/W 圧力の低下傾向をおおむね再現可能である。

したがって、同日 12 時 10 分頃以降、同日 22 時頃までの間、D/W 圧力が低下傾向にある上、S/C プール水の温度成層化についても起こり得る一つの仮定にすぎないから、格納容器又はその周辺部に漏えい箇所が生じた可能性を全く否定することまではできないが、かかる D/W 圧力の低下は、S/C スプレイの実施により成層化が生じていた S/C プール水が十分冷却されたことによるものとしても十分説明可能である。

- ② 3号機の記録計チャート^{*449}によれば、津波到達後、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 30 分頃までの間、D/W 温度^{*450}は上昇傾向にある。これは、S/C を冷却する RHR が動作しない中で、RCIC 動作中に SR 弁の逃し弁機能が動作していたためと考えて矛盾はない。

さらに、3号機の記録計チャート^{*451}によれば、同日 12 時頃に 138.3℃あった CRD ハウジング周辺温度が、同日 15 時頃に 125℃程度まで低下している。これは、RCIC 停止後、同日 12 時 6 分頃に D/DFP ポンプを手動起

*448 前掲東京電力 HP 参照。

*449 資料 II-1-1-52 参照。

*450 CRD ハウジング周辺温度及び圧力容器ベローシールエリア温度の上昇傾向が認められる。

*451 資料 II-1-1-52 参照。

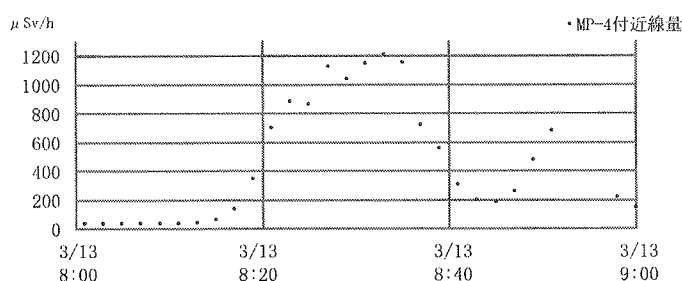
動し S/C スプレイを実施して格納容器が冷却されるようになり、さらに、同日 12 時 35 分頃以降、HPCI が起動して原子炉圧力が低下し、SR 弁の逃し弁機能が動作しなくなったため、格納容器の温度を上昇させる主たる要因が除去されたことで、前記①記載のとおり、S/C スプレイによって S/C プール水が冷却されたことによる影響が顕著に表れたものと考えられる。

いずれにしても、この 3 号機の記録計チャートによる限り、津波到達後、同日 15 時頃までの間、格納容器破損を疑わせるような急激な D/W 温度の低下は認められない。

b 放射線量との関係

(a) 平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃の放射線量上昇との関係

モニタリングポスト 4 番付近での放射線量測定の結果、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃に $34.9 \mu\text{Sv/h}$ であったのに対し、その後急激に上昇していき、同日 8 時 17 分頃に $135.5 \mu\text{Sv/h}$ 、同日 8 時 21 分頃に $698.2 \mu\text{Sv/h}$ 、同日 8 時 27 分頃に $1,124.3 \mu\text{Sv/h}$ 、同日 8 時 33 分頃に $1,204.2 \mu\text{Sv/h}$ を示し、その後下降線をたどり、同日 8 時 45 分頃にいったん $186.2 \mu\text{Sv/h}$ を示し、再び上昇傾向に転じている（図表 84 参照）。



図表 84 モニタリングポスト4付近の放射線量の挙動 (3/13 8:00~3/13 9:00)

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

かかる放射線量の上昇は、前記第 2,1(5)d(b)記載のとおり、1 号機 R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベントの影響とは考え難く、1 号機及び 3 号機の双方又はいずれかの炉心損傷の過程で放出された放射性物質が、圧力容器及び格納容器又はその周辺部から漏えいしたことによるものと考えられる。

そうすると、同日 8 時 1 分頃までに、3 号機の炉心由来の放射性物質が大気中に放出された可能性も否定できず、その前提として、その頃までに、3 号機の格納容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性もまた否定できない。

なお、3 号機のプラント関連パラメータ^{*452}によれば、D/W 圧力は、同日 7 時 30 分頃に 0.4600MPa abs 、同日 7 時 55 分頃に 0.4650MPa abs 、

*452 前掲東京電力 HP 参照。

同日 8 時 55 分頃に 0.4700MPa abs と上昇傾向を示しているが、前記 1(3) b ②記載のとおり、3 号機については、原子炉圧力が下降傾向を示すようになった同日 6 時 30 分頃以降、圧力容器又はその周辺部から格納容器に圧力が抜けていた可能性が高く、その漏えい量が格納容器又はその周辺部からの漏えい量を上回っていれば、D/W 圧力が上昇することもあり得るから、D/W 圧力が上昇傾向を示しているからといって、格納容器又はその周辺部からの漏えいを否定することはできない。

(b) 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、同日 15 時 28 分頃までの 3 号機 R/B 及びその周辺の放射線量との関係

① 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃、発電所対策本部復旧班は、3 号機の格納容器ベントに必要な S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁に空気圧を供給するための交換用ポンペを準備するなどの作業のため、3 号機 R/B に立ち入っていた。その際、具体的な時間は不明であるものの、遅くとも同日 14 時 31 分頃までの間に、3 号機 R/B1 階南側で作業していた復旧班は、R/B 内のいずれかから「シューッ」という音を聞き、周囲がそれまでよりも濃いモヤで包まれたため、慌てて R/B 外に退避した。

したがって、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部から、放射性物質を含有する蒸気が R/B 内に漏えいしていた可能性がある。

② 平成 23 年 3 月 13 日 14 時 31 分頃、3 号機 R/B 二重扉北側で放射線量を計測して 300mSv/h 以上を示し、同南側で 100mSv/h を計測したため、3 号機 R/B への入域禁止措置が取られた。

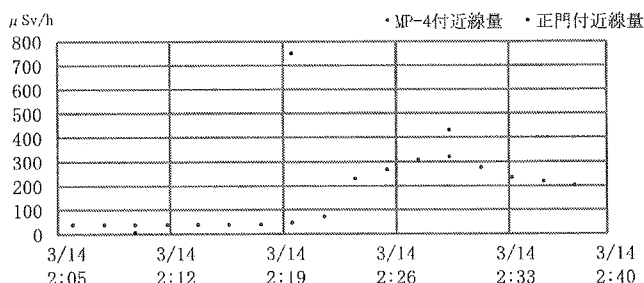
したがって、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部から、放射性物質が R/B 内に漏えいしていた可能性がある。

③ 福島第一原発の原子炉主任技術者の手帳によれば、平成 23 年 3 月 13 日 15 時 25 分頃、3/4 号中央制御室において警報付きポケット線量計 (APD) の音が早まっている旨の記載が認められ、同日 15 時 28 分頃、3/4 号中央制御室の放射線量が 12mSv/h と計測され、当直は、4 号中央制御室側に退避した。そうすると、この頃、3/4 号中央制御室において、放射線量が上昇傾向にあったと考えられる。そして、各号機 R/B の位置関係及び 4 号機が定期点検中であつたことからすれば、3 号機の炉心損傷が進行して放出された放射性物質が、圧力容器から格納容器、格納容器から R/B へと漏えいしていき、3/4 号中央制御室内の放射線量が上昇した可能性がある。

したがって、この頃までには、既に、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が裏付けられることになる。

(c) 平成 23 年 3 月 14 日 2 時 20 分頃以降の放射線量上昇との関係

正門付近において放射線量を計測した結果、平成 23 年 3 月 14 日 2 時 10 分頃に $4.6 \mu\text{Sv/h}$ であったのに、同日 2 時 20 分頃には $751.2 \mu\text{Sv/h}$ に急上昇した。さらに、モニタリングポスト 4 番付近において放射線量を計測した結果においても、同日 2 時 20 分頃に $44.6 \mu\text{Sv/h}$ であったのに、同日 2 時 24 分頃には $227.9 \mu\text{Sv/h}$ 、同日 2 時 30 分頃には $319.3 \mu\text{Sv/h}$ に急上昇した（図表 85 参照）。



図表85 正門付近等の放射線量の挙動（3/14 2:05～3/14 2:40）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

かかる放射線量の上昇については、前記 1(4) d(b) 記載のとおり、1 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベントの影響とは考え難く、また、1 号機及び 3 号機の双方又はいずれかの炉心に由来する放射性物質が、格納容器から大量に漏えいして大気中に放出されたためと考えられる。

そうすると、その前提として、この頃までに、3 号機の格納容器又はその周辺部から大量の放射性物質が格納容器外へ流出していた可能性を否定できず、3 号機については、既に格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性がある。

c. 現場対処との関係

- ① 3 号機については、平成 23 年 3 月 13 日 5 時 8 分頃、S/C スプレーを開始し、その頃、RCIC 室において RCIC 止め弁を閉とした。

さらに、同日 7 時 39 分から同日 7 時 43 分にかけての頃、S/C スプレーから D/W スプレーに切り替えるため、当直が 3 号機 R/B 内に立ち入り、必要な弁の開閉操作を行った。

また、当直は、トラス室内に立ち入り、S/C ベント弁(AO 弁)大弁の開閉状態を確認しようとしたが、同室内が高温であったため、同日 8 時頃、その確認を断念して 3/4 号中央制御室に引き返した。

その後、同日 8 時 35 分頃、当直は、3 号機 R/B 内において、ベント弁(MO 弁)を手動で開操作した。

そうすると、3 号機については、少なくとも、同日 8 時 35 分頃までは、3 号機 R/B の低層階に人の立入りが全くできなくなるほど、R/B 内の放射線量が上昇していたとまでは認められない。

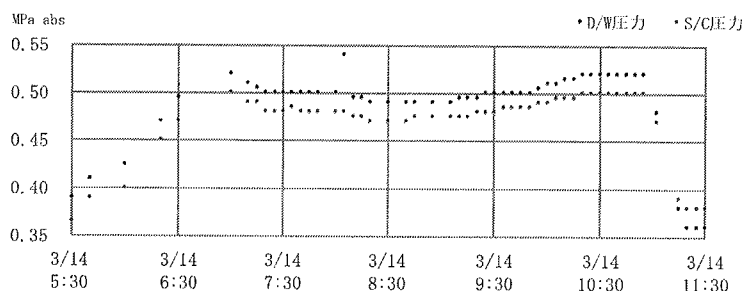
② もっとも、例えば、この頃、3号機の格納容器上部から放射性物質が漏えいし、R/B上層階の放射線量が異常上昇していた可能性まで否定できず、R/B低層階に人が立ち入ることができたとしても、格納容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性を否定することはできない。

また、前記b(b)記載のとおり、平成23年3月13日9時10分頃以降、3号機R/B1階南側において、3号機の格納容器ベントに必要な空気圧を供給するための交換用ポンペを準備作業等に従事していた者は、R/B内のいずれかから「シューツ」という音を聞き、周囲がそれまでよりも濃いモヤで包まれたため、慌ててR/B外に退避し、同日14時31分頃には3号機R/Bが入域禁止となっており、その頃までには、3号機の格納容器又はその周辺部から、放射性物質を含有する蒸気がR/B内に漏えいしていた可能性がある。

(3) 平成23年3月14日7時頃から同日21時35分頃までの間に、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は十分認められ、その後も、更に大きな損傷が生じた可能性があること

a D/W圧力との関係

① 3号機のプラント関連パラメータ^{*453}によれば、D/W圧力は、平成23年3月14日7時頃に0.5200MPa absを示してから、一時0.49MPa abs台を示すこともあったが、同日10時55分頃までの間、0.5MPa abs台を推移している(図表86参照)。



図表86 3号機D/W圧力等の挙動 (3/14 5:30~3/14 11:30)

東京電力「プラント関連パラメータ」(平成23年5月)を基に作成

同日6時30分頃から同日7時35分頃までの間、注水作業に従事していた作業員らは退避し、3号機逆洗弁ピット内から取水可能な水量も限定的であったと考えられる上、CAMS測定結果等によれば、同日5時頃までには圧力容器又はその周辺部からD/W側に直接圧力が抜ける箇所が生じていた可能性が高いから、D/W圧力は上昇傾向を示すのが自然と考えられる。

実際には、3号機のプラント関連パラメータ^{*454}によれば、D/W圧力は、

*453 前掲東京電力HP参照。

*454 前掲東京電力HP参照。

同日 7 時頃に 0.5200MPa abs を示すまでは上昇傾向にあったが、同日 7 時頃以降、同日 8 時 20 分頃に 0.4900MPa abs を示すまでの間、むしろ低下傾向にあった。そうすると、同日 7 時頃、高圧状態下に置かれた格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性がある。

なお、3 号機について、東京電力は、同日 6 時 10 分頃に必要な S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開を確認したとするので^{*455}、この頃、S/C ベントによって D/W 圧力が低下した可能性について検討する。

まず、3 号機のプラント関連パラメータ^{*456}によれば、D/W 圧力及び S/C 圧力は、それぞれ、同日 6 時頃に 0.4250MPa abs、0.4000MPa abs、同日 6 時 20 分頃に 0.4700MPa abs、0.4500MPa abs、同日 6 時 30 分頃に 0.4950MPa abs、0.4700MPa abs、同日 7 時頃に 0.5200MPa abs、0.5000MPa abs と、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作の前後を問わず、いずれも上昇傾向を示している（前掲図表 86 参照）。また、その頃、付近の放射線量の上昇も認められない。さらに、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかった。そして、3 号機の場合は、既に同月 13 日 8 時 41 分頃以降に格納容器ベントを実施しており、ラプチャーディスクが作動済みと考えられる。そうすると、仮に同日 6 時 10 分に S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を完了して開状態を維持できているのであれば、なおも D/W 圧力及び S/C 圧力が上昇し、付近の放射線量の上昇や排気筒から排気放出が認められないということは考え難い。

結局、東京電力は、同日 6 時 10 分に S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開を確認したとするが、実際に現場対処に当たった発電所対策本部復旧班の各供述によっても、単に、同日 5 時 20 分頃から同日 6 時 10 分頃まで S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を試みていたというにすぎず、かかる一連の作業を実施したからといって、例えば、電磁弁励磁用回路に不具合が生じていたり、コンプレッサーからの供給圧力が不足していたりすれば、S/C ベント弁(AO 弁)小弁が開となることはない。

そして、当時、交流電源喪失によって排気筒放射線モニタが機能喪失している状況において、D/W 圧力、放射線量の挙動、排気筒からの排気確認以外に合理的な確認方法があったとも考えられず、同日 6 時 10 分頃の時点では、D/W 圧力の低下も、付近の放射線量の上昇も認められなかった上、その頃、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できていないのに、東京電力は、一体、何をもって「開を確認した」と断定できるのか、その根拠が全

*455 例えば、平成 23 年 10 月に東京電力が公表した「東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原子力発電所 3 号機における事故時運転操作手順書の適用状況について」4 頁及び平成 24 年 6 月に東京電力が公表した「福島原子力事故調査報告書」187 頁参照。

*456 前掲東京電力 HP 参照。

く明らかではない。むしろ、これらの D/W 圧力、放射線量の挙動、排気筒から排気が確認できなかったことからすれば、この頃、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を試みたものの、その開状態を維持できず、格納容器ベントラインが確保できなかった可能性が極めて高いといえる^{*457}。

そうすると、その後1時間近く経過して、新たな S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を実施していないにもかかわらず、3号機の D/W 圧力が、同日7時頃に 0.5200MPa abs を示してから同日8時20分頃に 0.4900MPa abs を示すまでの間、低下傾向を示しているが、その原因は、S/C ベントの影響によるものとは考え難い。

- ② 3号機のプラント関連パラメータ^{*458}によれば、D/W 圧力は、平成23年3月14日8時20分頃に 0.4700MPa abs を示し、同日9時10分頃に 0.4750MPa abs を示してから上昇を始め、同日10時55分頃に 0.5200MPa abs を示したのに、3号機 R/B の爆発直後の同日11時2分頃に 0.4800MPa abs、同日11時25分頃に 0.3600MPa abs を示し、原子炉圧力とともに顕著な減圧傾向が認められる(前掲図表 86 参照)。

この頃、3号機 R/B 爆発の影響で、3号機原子炉に注水が全くなされておらず、爆発直前の D/W 圧力の推移からすれば、D/W 圧力は上昇傾向を示すはずであるのに、実際には顕著な減圧傾向を示している。

また、東京電力においては同日6時10分頃に S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開を確認したとするが、D/W 圧力の低下や付近の放射線量の上昇、排気筒からの排気放出が認められず、その後いったん D/W 圧力が低下してから再度上昇していることからすると、少なくとも同日11時2分頃以降の D/W 圧力の低下の要因は、格納容器ベントの影響によるものとは考え難い。

そうすると、この頃、3号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性が十分認められる。また、3号機 R/B 爆発後も大気圧よりも数倍高い D/W 圧力が保たれている上、福島第一原発内のモニタリングポスト付近における放射線量測定結果では、3号機 R/B 爆発の直後に著しい放射線量の上昇までは認められないこと等から、格納容器内での爆発の可能性はほぼ否定されるものと考えられるが、例えば、3号機 R/B 内における激しい爆発の影響により、貫通配管の格納容器外側部分等に損傷が生じて、格納容器の閉じ込め機能を更に損なう損傷が生じた可能性も否定できない。

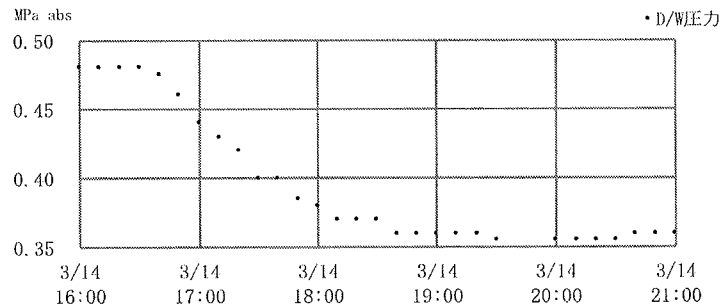
- ③ 3号機のプラント関連パラメータ^{*459}によれば、D/W 圧力は、平成23年3

*457 現に、3号機の S/C ベント弁(AO 弁)については、大弁及び小弁のいずれも、当初から開操作に必要な空気圧を十分確保できなかったり、電磁弁の励磁がうまくいかなかったりして開状態を維持することが困難な状況にあり、この時も開操作を試みたが、D/W 圧力の低下や付近の放射線量の上昇といった徴候は全く認められず、同月15日16時頃にも、S/C ベント弁小弁の開操作に必要な電磁弁励磁用の小型発電機の故障が確認されている。

*458 前掲東京電力 HP 参照。

*459 前掲東京電力 HP 参照。

月 14 日 16 時 30 分頃に 0.4800MPa abs を示してから、同日 20 時 10 分頃に 0.3550MPa abs を示すまでの間、低下傾向にあった（図表 87 参照）。



図表87 3号機D/W圧力の挙動（3/14 16:00～3/14 21:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

3号機については、同日 5 時 20 分から同日 6 時 10 分にかけての頃、S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁の開操作を試みていたものの、D/W 圧力の低下が認められず、その後 D/W 圧力の昇降が繰り返され、同日 16 時 30 分頃に至るまで、新たに格納容器ベントラインを確保したわけではないから、同日 16 時 30 分頃以降に D/W 圧力が低下傾向を示すに至った原因として、格納容器ベントによる影響は考えられない。また、この頃、3号機について、D/W スプレイや S/C スプレイを実施した形跡も認められない。

そうすると、同日 16 時 30 分頃以降、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性が十分に認められる。

なお、東京電力は、平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析の中で、かかる D/W 圧力の低下傾向について、格納容器からの漏えいではなく、格納容器ベントを仮定している。しかし、上記のとおり、新たに格納容器ベントラインを確保していない以上、かかる格納容器ベントの仮定は、実態と齟齬するものと考えられる^{*460}。

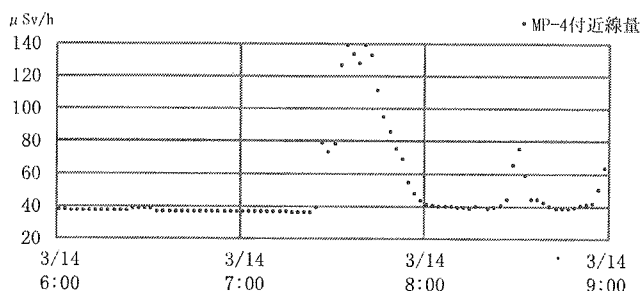
b 放射線量との関係

(a) 平成 23 年 3 月 14 日 7 時 25 分頃以降の放射線量上昇との関係

- ① モニタリングポスト 4 番付近で放射線量を計測した結果、平成 23 年 3 月 14 日 7 時 25 分頃に 39.1 μ Sv/h を示したのに対し、同日 7 時 31 分頃に 78.3 μ Sv/h、同日 7 時 33 分頃に 126.6 μ Sv/h、同日 7 時 35 分頃に

*460 格納容器からの漏えいも、格納容器ベントも、D/W 圧力の挙動との関係では大きな影響がないようにも思われる。しかし、放射性物質がどこに存在するかといった点には大きな影響を及ぼし、MAAP 解析が、放射性物質の放出や存在割合を推定することを目的とする以上、無視できない齟齬というべきである。さらに、S/C からのベントでは、Cs や I は S/C プール水に止めることでほぼ除去されるが、D/W 側からの漏えいでは、Cs や I が直接環境に放出され汚染につながるという意味でも、大きな相違が認められる。

139.3 μ Sv/h、同日 7 時 41 分頃に 139.1 μ Sv/h を示すなど、放射線量が上昇した（図表 88 参照）。



図表88 モニタリングポスト4付近の放射線量の挙動（3/14 6:00～3/14 9:00）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

② 平成 23 年 3 月 14 日 7 時 25 分頃以降の放射線量の上昇は、1 号機について、R/B 爆発や格納容器ベントの実施に伴い放射線量が上昇してから相当時間が経過し、既に放射線量が下降した後の挙動であるから、これらの事象による影響とは考え難い。

2 号機については、同月 13 日 11 時頃、ラプチャーディスクを除く格納容器ベントラインが完成しているが^{*461}、2 号機のプラント関連パラメータ^{*462}によれば、D/W 圧力は、同日 11 時 35 分頃に 0.380MPa abs を示してから、同月 14 日 7 時 30 分頃に 0.455MPa abs を示すまでの間、一貫して横ばい又は上昇傾向にあるものの、いまだラプチャーディスク作動圧^{*463}には達していない。したがって、D/W 圧力の挙動からすれば、同日 7 時 25 分頃以降の放射線量の上昇は、2 号機の格納容器ベントの影響とは考え難い。

3 号機については、同月 14 日 5 時 20 分から同日 6 時 10 分にかけての頃、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を試みているが、モニタリングポスト 4 番付近や正門における放射線量測定結果によれば、同日 7 時 25 分頃までの間、有意な放射線量の上昇は認められず、むしろ放射線量は低下傾向にあった。さらに、3 号機のプラント関連パラメータ^{*464}によれば、D/W 圧力及び S/C 圧力は、それぞれ、同日 5 時頃に 0.3650MPa abs、0.3450MPa abs を示していたのに対し、同日 5 時 30 分頃に 0.3900MPa abs、0.3650MPa abs、同日 5 時 40 分頃に 0.4100MPa abs、0.3900MPa abs、同日 6 時頃に 0.4250MPa abs、0.4000MPa abs、同日 6 時 30 分頃に 0.4950MPa abs、0.4700MPa abs、同日 7 時頃に 0.5200MPa abs、0.5000MPa abs と、いずれも上昇傾向を示している（前掲図表 86 参照）。

*461 中間報告 208~209 頁参照。

*462 前掲東京電力 HP 参照。

*463 2 号機のラプチャーディスク作動圧は、0.427MPa gage (=約 0.528MPa abs) である。

*464 前掲東京電力 HP 参照。

また、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、3/4号排気筒から白煙様の排気を確認できなかった。そして、3号機の場合は、2号機と異なり、既に同月13日8時55分頃以降に格納容器ベントを実施しており、ラプチャーディスクが作動済みと考えられる。そうすると、同日5時20分頃にS/Cベント弁(AO弁)小弁の開操作をし、仮に同日6時10分頃にS/Cベント弁(AO弁)小弁の開操作をして、その開状態を維持できていたのであれば、D/W圧力が低下傾向を示し、屋外の放射線量も上昇するはずであったのに、むしろD/W圧力が反対の挙動を示していることからすると、S/Cベント弁(AO弁)小弁の開操作を試みたものの、その開状態を維持できなかった可能性が高い。

したがって、かかるD/W圧力及び放射線量の挙動からすれば、同日7時25分頃以降の放射線量の上昇は、3号機の格納容器ベントによる影響ではなかった可能性が高い。

- ③ そこで、平成23年3月14日7時25分頃以降、放射線量が上昇した要因を検証する上で、同日2時頃の1号機から3号機までの状況について考察する。

1号機については、この頃、代替注水によって原子炉水位が十分確保されているような状況にはない。現に、1号機のプラント関連パラメータ^{*465}によれば、3月12日午後以降、原子炉水位がA系及びB系ともにTAF-1,700mm前後を示したまま、ほとんど変化しておらず、このような原子炉水位計の指示値の推移からしても、原子炉水位は、BAFの下方にある炉側配管入口を更に下回っていたと考えられる。そして、同プラント関連パラメータによれば、同日6時頃から計測を開始したCAMS測定結果は、同日6時頃にD/W側が164Sv/h、S/C側が26.6Sv/h、同日6時30分頃にD/W側が162Sv/h、S/C側が26.6Sv/h、同日7時頃にD/W側が161Sv/h、S/C側が26.5Sv/h、同日7時30分頃にD/W側が160Sv/h、S/C側が26.5Sv/hと高い数値を示しながらも、緩やかに低下傾向にあることからすると、炉心損傷の過程で放出された放射性物質が、格納容器又はその周辺部から環境に放出された可能性は十分に認められる。

2号機については、この頃、依然としてRCICが作動して原子炉水位が確保されていたと考えられるため、2号機の炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたとは考え難い。

3号機については、この頃、代替注水の水源であった3号機T/B前の逆洗弁ピット内の海水が枯渇し、北側物揚場から同逆洗弁ピットに向けて海水補給ラインを構築しようとしていたものの、D/W圧力の上昇によって3号機R/B爆発を懸念して退避するといった状況にあり、代替注水によって原子炉水位が十分確保されているような状況にはなかった。そして、3

*465 前掲東京電力HP参照。

号機のプラント関連パラメータ^{*466}によれば、同日 5 時頃から計測を開始した CAMS 測定結果は、同日 5 時頃に D/W 側が 158Sv/h、S/C 側が 3.78Sv/h、同日 6 時頃に D/W 側が 167Sv/h、S/C 側が 4.00Sv/h、同日 8 時頃に D/W 側が 160Sv/h、S/C 側が 4.40Sv/h と高い数値を示しながらも、同日 6 時頃から同日 8 時頃にかけて、D/W 側及び S/C 側のガンマ線量率合計値がやや低下していること、前記 a ①記載のとおり、D/W 圧力が同日 7 時頃に 0.5200MPa abs を示してから低下傾向にあったことからすると、炉心損傷の過程で放出された放射性物質が、格納容器又はその周辺部から環境に放出された可能性は十分に認められる。

そうすると、1 号機や 3 号機について、炉心損傷の過程で放出された放射性物質が R/B 外へ漏えいし、同日 7 時 25 分頃以降のモニタリングポスト 4 番付近における放射線量の上昇に寄与した可能性は十分に認められる。

- ④ したがって、1 号機及び 3 号機のいずれか又は双方の炉心由来の放射性物質が、格納容器ベントによらずに大気中に放出されたものと考えても矛盾はなく、その前提として、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性も十分認められる。

(b) 平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃以降の放射線量との関係

正門付近で放射線量を計測した結果、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃に $6.8 \mu \text{ Sv/h}$ であったのに、同日 21 時 35 分頃に $760.0 \mu \text{ Sv/h}$ 、同日 21 時 37 分頃に $3,130.0 \mu \text{ Sv/h}$ に急上昇している

これは、前記第 3,1(2)d 記載のとおり、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられ、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベント実施による影響とは考え難い。

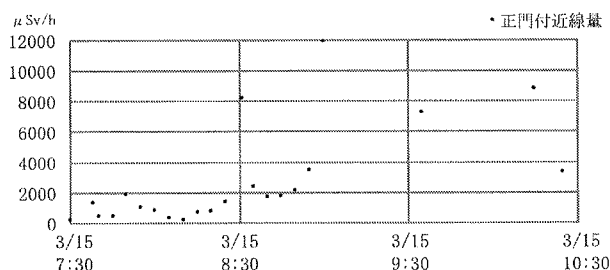
したがって、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同日 21 時 35 分頃までに、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられる。そして、その前提として、その頃までに、3 号機の格納容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

(c) 平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃に $250.8 \mu \text{ Sv/h}$ を示していたが、同日 7 時 38 分頃に $1,390.0 \mu \text{ Sv/h}$ 、同日 7 時 50 分頃に $1,941.0 \mu \text{ Sv/h}$ と上昇傾向を示し、その後、数百 μ

*466 前掲東京電力 HP 参照。

Sv/h まで低下したものの、さらに、同日 8 時 25 分頃に 1,413.0 μ Sv/h、同日 8 時 31 分頃に 8,217.0 μ Sv/h、同日 9 時頃には 11,930.0 μ Sv/h まで急激に上昇し、その後も同日 10 時 25 分頃までの間、数千 μ Sv/h の高い放射線量が計測されていた（図表 89 参照）。



図表 89 正門付近の放射線量の挙動 (3/15 7:30~3/15 10:30)

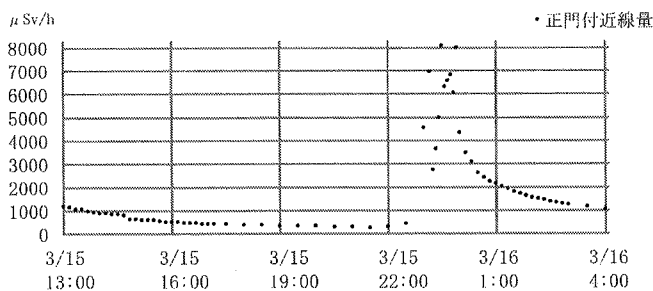
東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」(平成23年5月)を基に作成

これは、前記第 3,2(3)d(b)記載のとおり、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心損傷過程で放出された放射性物質が大気中に放出されたことによる可能性が極めて高い。

そうすると、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同日 7 時 38 分頃までにも、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられ、その頃までに、3 号機の格納容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

(d) 平成 23 年 3 月 15 日 23 時頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃から同日 15 時 25 分頃にかけて 1,000 μ Sv/h 超から 500 μ Sv/h 前後に減少し、その後数百 μ Sv/h を推移していたが、同日 23 時頃に 4,548.0 μ Sv/h まで放射線量が急上昇し、同日 23 時 10 分頃に 6,960.0 μ Sv/h、同日 23 時 30 分頃に 8,080.0 μ Sv/h まで上昇し、同月 16 日 4 時頃まで 1,000 μ Sv/h を超える放射線量を示していた（図表 90 参照）。



図表 90 正門付近の放射線量の挙動 (3/15 13:00~3/16 4:00)

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」(平成23年5月)を基に作成

これは、前記第 3,2(3)d(c)記載のとおり、1~3 号機のいずれか又は双方の炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられる。

そうすると、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同月 15 日 23 時頃までにも、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられ、その頃までに、3 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

c 汚染水等との関係

- ① 平成 23 年 4 月 25 日、同月 29 日、5 月 1 日及び同月 3 日、東京電力が、3 号機 T/B1 階及び 2 階のダスト測定を実施した結果、同所から、I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137、Pr-144 が検出された(図表 91 参照)。

採取日時	採取物	核種(半減期)	放射能濃度(Bq/cm ³)
H23. 4. 25 H23. 4. 29 H23. 5. 1 H23. 5. 3	3号機T/B1階及び2階のダスト	I-131(約8日)	不明
		Cs-134(約2年)	
		Cs-136(約13日)	
		Cs-137(約30年)	
		Pr-144(約17分)	
H23. 5. 8	3号機SFP水	I-131(約8日)	11,000
		Cs-134(約2年)	140,000
		Cs-136(約13日)	1,600
		Cs-137(約30年)	150,000
H23. 11. 25	3号機R/B地下滞留水	Cs-134(約2年)	150,000
		Cs-137(約30年)	180,000

図表91 3号機 汚染水等測定結果

東京電力「福島第一原子力発電所3号機使用済燃料プール水の分析結果」(平成23年5月)、「原子炉建屋地下滞留水の放射能濃度等の測定結果」(平成23年12月)等を基に作成

- ② また、平成 23 年 4 月 29 日、東京電力が、3 号機 T/B2 階のダスト測定を実施した結果、I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137、Pr-144 の各核種が検出された(前掲図表 91 参照)。
- ③ 平成 23 年 5 月 8 日、東京電力が、3 号機 SFP 水の核種分析を実施した結果、3 号機 SFP 水から I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137 が検出された(前掲図表 91 参照)。3 号機は平成 22 年 6 月 19 日に定期検査で停止して取り出した燃料を SFP 水に保存しており、最も冷却期間が短い燃料でも 10 か月以上冷却されているため、検出された短半減期の I-131、Cs-136 は SFP 由来とは考え難く、炉心由来の可能性が高い。
- ④ 平成 23 年 11 月 25 日、東京電力が 3 号機 R/B 地下滞留水の放射能濃度等の測定を実施した結果、3 号機 R/B 地下滞留水から、Cs-134、Cs-137 が検出された(前掲図表 91 参照)。
- ⑤ したがって、3 号機 R/B 地下滞留水、T/B 地下滞留水、SFP 水から検出された核種の全部又は一部は、炉心由来と考えるのが自然であり、压力容器、格納容器又はそれらの周辺部から漏えいしたものと考えられる。

(4) 小括

地震発生直後から津波到達までの間、3 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたとまでは認められないが、その

後、HPCI が停止した平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃以降、同月 14 日 2 時 20 分頃までの間に、かかる損傷が生じていた可能性は否定できない。

さらに、3 号機の格納容器又はその周辺部に、同月 14 日 7 時頃から同日 21 時 35 分頃までの間に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性が十分認められ、それ以降も、更に大きな損傷が生じた可能性がある。

そして、かかる損傷が生じた箇所は、格納容器フランジ部、電気配線貫通部、人の出入り用のエアロック、機器搬入用ハッチ等の気密性確保のために用いられるフランジガスケットやエポキシ樹脂といったシール材が高温で劣化して生じた可能性等、種々の可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

3 RCIC

(1) 地震発生直後、津波到達までの間、RCIC は作動しており、その注水機能を喪失するような重大な損傷が生じた可能性は否定されること

a アラームタイプ等の記録との関係

① 3 号機のアラームタイプ^{*467}によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 5 分頃、RCIC タービンが起動し、同日 15 時 6 分頃、RCIC 注入弁が開となり、流量が毎秒 25.2 l 確保され、その後同日 15 時 25 分頃に「原子炉水位高」の警報信号が発信されて RCIC が停止したことが認められる。

② 3 号機の記録計チャート^{*468}及び過渡現象記録装置データ^{*469}によれば、地震発生後、津波到達までの間、3 号機の原子炉水位は、ボイド効果や SR 弁の逃し弁機能が動作したことによる影響を受けながらも、RCIC の作動状況に応じて、一定の水位が確保されており、急激な下降が認められないことが明らかである^{*470}。

b 当直引継日誌及び当直供述との関係

当直引継日誌及び当直の供述によれば、平成 23 年 3 月 11 日 16 時 3 分頃、流量調節をしながら RCIC を作動させ、同月 12 日 11 時 36 分頃、RCIC が停止したことが認められる。

*467 資料Ⅱ-1-1-53 参照。

*468 資料Ⅱ-1-1-53 参照。

*469 資料Ⅱ-1-1-53 参照。

*470 3 号機のアラームタイプによれば、津波到達後、設定入力点のエラー及び回復表示が実動作と無関係に多数繰り返されているが、津波の影響で電源喪失したことに起因するものと考えられ、すべての起動信号（オン・オフ信号）の発信記録が存在しない。そうすると、平成 23 年 3 月 11 日 16 時 3 分頃に RCIC 起動信号が記録されていないからといって、直ちに RCIC が起動していなかったとまでは言えない。

そして、これらの事実は、3号機のプラント関連パラメータ^{*471}及び記録計チャート^{*472}によって認められる原子炉圧力及び原子炉水位の推移と総合的であり、津波到達後も、RCICが作動していたと認められる以上、その注水機能を喪失するような重大な損傷が生じた可能性は否定される。

(2) 津波到達後も、平成23年3月12日11時36分頃にRCICが停止するまでの間、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じた可能性は否定されること

a 記録計チャート等の記録との関係

① 3号機のプラント関連パラメータ^{*473}、記録計チャート^{*474}、過渡現象記録装置データ^{*475}、当直引継日誌及び当直の各供述によれば、平成23年3月11日16時3分頃、RCICを手動で起動し、同月12日11時36分頃にRCICが停止するまでの間、当直は、バイパスラインを用い、流量制御計及び原子炉水位計を監視しながら、RCICによる注水量を制御し、「原子炉水位高」の警報信号が発信されてRCICが停止することがないように配意していたと認められる。

② 3号機の記録計チャート^{*476}によれば、平成23年3月11日16時3分頃、RCICが起動した後、同月12日11時36分頃までの間、原子炉水位は、狭帯域レンジ^{*477}に維持されており、急激な原子炉水位の低下など、RCIC配管の破断を窺わせるような原子炉水位の変化は認められず、SR弁が動作した後にも原子炉水位が上昇して、一定の水位が確保されている。

b 現場対処との関係

3号機については、平成23年3月12日11時36分頃にRCICが停止した後、当直が停止原因を確認するため、R/B地下1階のRCIC室に立ち入ることができた上、蒸気漏えいその他のRCIC配管破断を窺わせるような事情は存在しなかった。

(3) 平成23年3月12日11時36分頃にRCICが停止した原因は不明であるが、機能喪失したと認められること

a RCIC停止時のRCIC設備の状況との関係

当直引継日誌及び当直の供述によれば、平成23年3月12日11時36分頃RCICが停止した後、当直が停止原因を確認するためRCIC室に立ち入った際、天井からRCICの蒸気止め弁などに水が滴下している状況にあった。そして、

*471 前掲東京電力HP参照。

*472 資料Ⅱ-1-1-54参照。

*473 前掲東京電力HP参照。

*474 資料Ⅱ-1-1-54参照。

*475 資料Ⅱ-1-1-54参照。

*476 資料Ⅱ-1-1-54参照。

*477 TAF+4,170～5,670mmの範囲で設定された通常運転時に使用される水位計装域をいう。

蒸気止め弁の「ラッチ」と呼ばれる機械機構部の留め金部分に、天井部から油分を含んだ水滴が滴下してラッチが外れており、これを連結して再起動を試みるも連結を維持できずにすぐに閉となった。

したがって、このラッチの不具合によって蒸気止め弁の開状態を維持できず、RCICが停止した可能性がある。

b RCIC 設備の電源との関係

RCIC 駆動用の 125V 直流バッテリーについては、津波到達後から不要な負荷を落とし、RCIC が停止しないように流量調節をするなど、消費量を節約していたが、平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃に RCIC が停止した時点で、既に約 20 時間経過していた。

もっとも、RCIC 停止時、RCIC の状態表示灯が消灯しておらず、停止位置を表示しており、起動させてもすぐに停止位置を表示する状況であったことから、少なくとも中央制御室制御盤上の状態表示灯を点灯させるに足りるバッテリー残量があったと考えられ、RCIC 停止の原因については、バッテリー枯渇以外である可能性が高い。

c RCIC のタービン駆動用蒸気量との関係

平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃に RCIC が停止した頃、3 号機の記録計チャートによれば、原子炉圧力は 6~7MPa gage を推移し、原子炉水位も TAF+4m 台を維持していたと考えられるため、タービン駆動用蒸気が不足するような状況にはなかったと推認できる。

(4) 小括

したがって、3 号機の RCIC については、地震発生後から平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃までの間、流量制御しながら作動しており、その間、その注水機能に影響を及ぼすような損傷はなかったと認められる。

同日 11 時 36 分頃に RCIC が停止し、その後再起動できなくなったが、その原因として、RCIC 蒸気止め弁の機械機構部の不具合により開状態を維持できなかった可能性があるものの、現時点においてもなお不明であり、国及び事業者において、更なる原因究明が期待される。

4 HPCI

(1) HPCI については、地震動の影響によって、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じた可能性は否定されること

平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃、HPCI が自動起動したが、同月 13 日 2 時 42 分頃に停止するまでの間、3 号機の原子炉圧力が低い状態における運転であった。そのため、次第に、タービン駆動用蒸気量が通常運転時よりも少なく、タービン回転数が運転制限を下回り、吐出圧力も上がらなくなったが、少なく

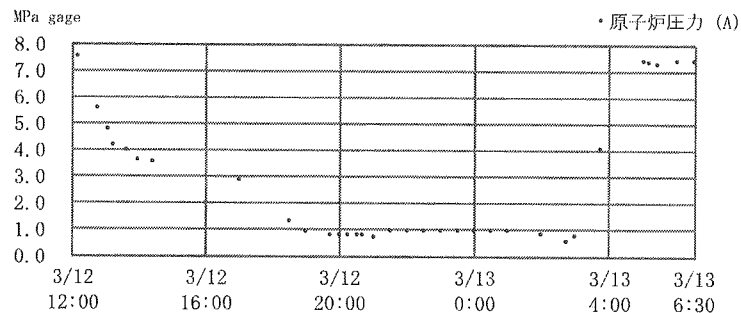
とも、原子炉水位の監視が可能であった同月 12 日 20 時 36 分頃までの間、HPCI には、その機能上、何らかの障害が生じていた形跡は見当たらない。

したがって、HPCI については、地震発生直後においても、地震動の影響によって、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じた可能性は否定される。

(2) 平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI を手動で停止するまでの間、HPCI 設備に、機能を喪失するような重大な損傷が生じた可能性は否定されること

a 原子炉圧力及び当直引継日誌との関係

① 3 号機のプラント関連パラメータ^{*478}によれば、原子炉圧力(A 系)は、HPCI 起動前である平成 23 年 3 月 12 日 12 時 10 分頃に 7.530MPa gage を示していたが、HPCI が起動した後である同日 12 時 45 分頃には 5.600MPa gage、同日 17 時頃に 2.900MPa gage、同日 19 時頃に 0.950MPa gage と明らかな減圧傾向を示している (図表 92 参照)。



図表92 3号機原子炉圧力の挙動 (3/12 12:00~3/13 6:30)

東京電力「プラント関連パラメータ」(平成23年5月)を基に作成

当直引継日誌によれば、同日 12 時 35 分頃、「原子炉水位 L-2 炉水位：-1,200mm(W) HPCI 自動起動」と記載されており、この頃、原子炉水位が低下して HPCI が自動起動したと認められる。

また、同じく当直引継日誌によれば、同月 13 日 2 時 42 分頃、「HPCI 停止 炉圧：0.58MPa」と記載されており、この頃、HPCI を停止させたものと認められる。

かかる HPCI の作動状況からすれば、HPCI が作動した影響によって、原子炉圧力が減圧されたものと考えられる^{*479}。

② 当直の供述によれば、CST を水源として HPCI を運転するに当たり、CST に復水するテストラインを併用して流量調節を図りながら、「原子炉水位高」信号が発信されて作動停止に至らないように配慮したとのことであり、このような HPCI 運転状況は、上記①記載の原子炉圧力の挙動と矛盾しない。

*478 前掲東京電力 HP 参照。

*479 この頃、3 号機については、交流電源が喪失して低圧系 (CS や RHR) が動作不能であったことから、SR 弁の ADS 機能が動作することはなかったと考えられ、かかる ADS 機能の動作によって減圧されたものではないと認められる。

- ③ HPCIを手動で停止後の平成23年3月13日2時44分頃以降、3号機のプラント関連パラメータ^{*480}によれば、原子炉圧力が急激に上昇傾向を示しており、かかる原子炉圧力の挙動からすると、その頃までは、一応の冷却注水がなされていたものと推認でき、HPCIは、同日2時42分頃に手動停止するまでの間、機能を喪失するような重大な損傷はなかったと考えられる。

もっとも、3号機のHPCIについては、同月12日19時頃以降、原子炉圧力が1MPa gageを下回り、かつ、テストラインを併用して流量を制御しながら運転しており、次第に、タービン回転数が運転制限を下回り、ポンプ吐出圧力が低下して原子炉圧力ときつ抗する中で注水機能を低下させていったものと認められる。このことは、当直が、HPCI吐出圧力と原子炉圧力がきつ抗して注水がなされていないとの懸念から代替注水に移行しようとするに至った経緯と整合的である。

b D/W圧力との関係

- ① 3号機のプラント関連パラメータ^{*481}によれば、D/W圧力は、HPCIが起動した後である平成23年3月12日12時45分頃に0.3800MPa absを示してから緩やかに低下傾向を示し、同日17時頃には0.3000MPa abs、同日18時30分頃に0.2800MPa abs、同日19時頃に0.2850MPa abs、同日20時15分頃に0.2750MPa absを示した後、同日22時頃に0.1700MPa absを示したとして記録されている。

まず、この同日22時頃のD/W圧力として記録された「0.1700MPa abs」は、前記2(2)a①記載のとおり、3号機のプラント関連パラメータの基になった発電所対策本部発電班のメモ書き及び当直引継日誌の記載からすると、本来絶対圧換算して「0.2700MPa abs」と記録すべきところ、誤って記録されたものと考えられる。

そして、同日12時45分頃以降、同日22時頃までの間のD/W圧力の低下傾向^{*482}については、前記2(2)a①記載のとおり、当時S/Cスプレイを実施しており、JNESの解析によれば、3号機S/Cプール水の温度成層化を仮定することでおおむね再現可能となる。

- ② また、仮に、HPCI系統のタービンからS/Cに接続される蒸気管に破損箇所が生じていたとすれば、HPCI作動中、同破損箇所からS/C圧力が抜け、ベント管を通じてD/W圧力も低下傾向を示すと考えられる。

しかし、前記①記載のとおり、D/W圧力は、平成23年3月12日18時30分頃に0.2800MPa absを示してから、同日20時15分頃になってもなお0.2700MPa absを示し、それから2時間近く経過した同日22時頃にも

*480 前掲東京電力HP参照。

*481 前掲東京電力HP参照。

*482 資料Ⅱ-1-1-51参照。

0.2700MPa abs を示したままであり、HPCI 作動中であるにもかかわらず、大気圧の 2 倍以上の圧力値で低下傾向が止まっている。

そうすると、D/W 圧力低下の原因が、HPCI 系統の蒸気管に破損箇所が生じたことによるものとは考えにくい。

- ③ したがって、この頃の D/W 圧力の低下傾向については、温度成層化を仮定すれば、S/C スプレー実施による影響として説明可能であるのに対し、HPCI 系統の蒸気管に破損が生じたことによるものとは考えにくいことから、少なくとも、この頃の D/W 圧力の低下をもって、HPCI 系統に、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じたとは認められない。

c HPCI 運転状況との関係

当直は、HPCI 作動中、原子炉水位計が監視可能な間はこれを監視し、平成 23 年 3 月 12 日 20 時 36 分頃に監視不能となって以降は、HPCI 吐出圧力計及び原子炉圧力計を監視していたが、HPCI の制御とかけ離れたプラント挙動を示しておらず、同月 13 日 2 時 42 分頃に手動停止するまでの間、制御盤上も、運転・制御に必要な設備の異常は認められなかった。

d インターロック機能との関係

3 号機の HPCI は、原子炉圧力が 0.69MPa gage まで低下すれば、インターロックが動作して自動停止する設定とされていた。

しかし、3 号機の記録計チャート^{*483}によれば、平成 23 年 3 月 13 日 2 時 20 分頃には原子炉圧力が 0.69MPa gage を下回り、その後も低下傾向を示しているにもかかわらず、自動停止のインターロックが動作しなかった。

このインターロックが動作するには、論理回路や弁駆動用の電源のほかに、HPCI 蒸気管入口圧力を計測する検出器の電源が確保されている必要がある。そして、この検出器の電源は、3 号機 T/B 中地下階に備えられていた 125V 蓄電池 (3B) であり、直流 125V 分電盤 (3B-4) を経由して検出器に電力が供給されていた。さらに、直流 125V 分電盤 (3B-4) は、3 号機 C/B 地下 1 階のスイッチギア室に設置されており、津波到達時の同室周辺の被水状況からすると、この直流 125V 分電盤 (3B-4) も津波の影響で被水し、検出器へ電力を供給できなくなっていた可能性がある。

仮に、直流 125V 分電盤 (3B-4) が健全であったと仮定した場合、その上流にある直流 125V 主母線盤 (3B) の健全性が損なわれるか、直流 125V 蓄電池 (3B) が消耗すれば、同様にインターロックが機能しないことになる。しかし、この場合には、同日 2 時 42 分頃に当直が HPCI を手動で停止することもできず、実際に行った現場操作と矛盾するので、やはり、直流 125V 分電盤 (3B-4) の健全性が損なわれていたと考えるのが自然である。

*483 資料 II-1-1-44 参照。

したがって、津波到達時、3号機 C/B 地下1階のスイッチギア室に設置されていた直流125V分電盤(3B-4)が被水し、その結果、HPCI蒸気管入口圧力を計測する検出器が電源喪失により計測不能となって、インターロック機能が動作しなくなっていた可能性がある。

(3) 平成23年3月13日2時42分頃にHPCIを手動で停止後、電源喪失により再起動不能となったと推認できること

a HPCI設備の電源との関係

① 当直引継日誌及び当直の供述によれば、当直は、平成23年3月12日12時35分頃以降、電源を長持ちさせるため不要な負荷を落とすとはいえ、HPCIを停止させることなく、同月13日2時42分頃までの間、14時間以上にわたって継続的にHPCIを作動させており、電源枯渇のリスクが高まっていたと考えられる。

② 当直引継日誌及び当直の供述によれば、HPCI停止直後である平成23年3月13日2時45分頃及び同日2時55分頃、SR弁の開操作に失敗している。その原因は、SR弁の開操作に必要な電源である直流125V蓄電池(3A及び3B)が枯渇していた可能性がある^{*484}。

そして、直流125V蓄電池(3B)は、HPCIの論理回路にも電源を供給するものであるため、この時点までには、3/4号中央制御室において、HPCIの再起動に必要な弁を遠隔手動で開操作することもできなくなっていた可能性がある。

③ 当直引継日誌によれば、平成23年3月13日3時35分頃、HPCIの流量制御計(FIC)の表示灯が消灯していることが確認されている。そして、FIC表示灯の電源も直流125V蓄電池(3B)であるから、この頃までには、この蓄電池が枯渇していた可能性が極めて高い。

そして、HPCIを再起動するには、HPCIタービントリップ電磁弁を励磁する必要があるところ、その励磁用電源も、FICの電源と同様に、直流125V蓄電池(3B)であり、直流125V分電盤(3B-1)を経由して供給される。

したがって、この頃、FIUの表示灯が消灯して直流125V蓄電池(3B)が枯渇していたと認められる以上、HPCIタービントリップ電磁弁を励磁できなくなっており、HPCIは、電源喪失によって機能を喪失していたと考えられる。

b 機能的損傷との関係

3号機のHPCIについては、HPCIを手動で停止した時点で、その機能に影響を及ぼすような損傷は把握されていなかった。

*484 なお、このとき、当直は、ADS機能動作の駆動用窒素ガスを用いてSR弁を開操作しようとしており、残圧不足によってSR弁の開操作に失敗したとは考え難い。

その後も、平成 23 年 3 月 13 日 5 時 8 分頃、当直が、RCIC の手動起動を試みるため RCIC 室に立ち入る際、HPCI 室にも入室しているが、蒸気で満たされているような状況にはなく、人が絶対立ち入ることのできないほどまでに放射線量が上昇していることもなく、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じたことを窺わせる兆候は見当たらなかった。

それにもかかわらず、HPCI については、同日 3 時 39 分頃まで再起動を試みるも再起動できなかつたのであり、その原因は、機能的な損傷が生じたこと以外のものである可能性が高い。

(4) 小括

3 号機の HPCI は、地震発生後に、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じた可能性は否定され、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃以降、正規の運転方法とは異なる方法であるが運転し、流量制御も可能であったと考えられることから、その機能に影響を及ぼすような損傷は認められない。しかし、3 号機の HPCI は、長時間の運転に伴い、運転、制御に必要な直流電源を消耗していき、運転継続時よりも再起動時の方が電力消費が大きいため、同月 13 日 2 時 42 分頃に手動停止後、電源枯渇により再起動できなくなつたと推認できる。

第5 おわりに

圧力容器や格納容器の被害状況を検証する上で、原子炉注水、格納容器ベント、SR弁の開閉動作といった現場対処とともに、原子炉水位、原子炉圧力、D/W 圧力、S/C 圧力、CAMS 測定結果及びモニタリングポスト測定結果は、重要な指標となり得る。そこで、1号機から3号機まで、これらの現場対処及び計装機器が示す指示値の推移について一覧表にまとめた上、それぞれ資料Ⅱ-1-1-55~57として添付した。

もっとも、原子炉水位計等の計装機器が示す指示値は、その仕組みから誤計測、誤表示が生じるおそれがある上、その原因を解明することによって圧力容器や格納容器の状態を推知する手掛かりになるのであって、これらの一覧表を参照するに当たり、単に指示値やその傾向を読むだけでは足りない。また、当委員会における検証は、これらの一覧表に記載したデータのみに基づきなされたものではなく、前記第2~4記載のとおり、当委員会が入手したあらゆる証拠に基づき総合的になされたものである。

以 上