

# 最 終 報 告

(資料編)

平成24年7月23日

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会



## 目 次

### 第Ⅱ章資料

|            |                                   |     |
|------------|-----------------------------------|-----|
| 資料Ⅱ－１－１    | 主要施設、設備の被害状況に関する検証結果報告            | 1   |
| 資料Ⅱ－１－１－１  | 1号機原子炉水位                          | 227 |
| 資料Ⅱ－１－１－２  | 1号機原子炉圧力                          | 228 |
| 資料Ⅱ－１－１－３  | 1号機原子炉圧力容器温度                      | 229 |
| 資料Ⅱ－１－１－４  | 1号機ベッセル・ボトム温度                     | 230 |
| 資料Ⅱ－１－１－５  | 1号機 D/W 圧力                        | 231 |
| 資料Ⅱ－１－１－６  | 1号機 D/W HVH 廻り温度                  | 232 |
| 資料Ⅱ－１－１－７  | 1号機格納容器雰囲気監視系放射線モニタ               | 233 |
| 資料Ⅱ－１－１－８  | 1号機排気筒放射線モニタ                      | 234 |
| 資料Ⅱ－１－１－９  | モニタリングポスト (MP) の線量                | 235 |
| 資料Ⅱ－１－１－10 | 起動用 LOCA 信号が発されるまでの流れ             | 238 |
| 資料Ⅱ－１－１－11 | 1号機主蒸気流量、APRM 出力                  | 240 |
| 資料Ⅱ－１－１－12 | 1号機 D/W 圧力、D/W 温度、S/C 圧力及び S/C 水温 | 241 |
| 資料Ⅱ－１－１－13 | 1号機 PLR ポンプ(A)(B)入口温度             | 242 |
| 資料Ⅱ－１－１－14 | 1号機非常用復水器タンク入口圧力                  | 243 |
| 資料Ⅱ－１－１－15 | 1号機非常用復水器タンク水位                    | 244 |
| 資料Ⅱ－１－１－16 | 1号機非常用復水器タンク水温                    | 245 |
| 資料Ⅱ－１－１－17 | 1号機 HPCI タービン入口圧力                 | 246 |
| 資料Ⅱ－１－１－18 | 1号機 HPCI に関連する電源の概要               | 247 |
| 資料Ⅱ－１－１－19 | 2号機原子炉水位・原子炉圧力                    | 248 |
| 資料Ⅱ－１－１－20 | 2号機原子炉圧力容器温度                      | 249 |
| 資料Ⅱ－１－１－21 | 2号機格納容器窒素圧力                       | 250 |
| 資料Ⅱ－１－１－22 | 2号機ドライウェルクーラ HVH 温度               | 251 |
| 資料Ⅱ－１－１－23 | 2号機格納容器雰囲気放射線モニタ                  | 252 |
| 資料Ⅱ－１－１－24 | 2号機 SR 弁の動作                       | 253 |
| 資料Ⅱ－１－１－25 | 2号機 PLR ポンプ入口温度                   | 254 |
| 資料Ⅱ－１－１－26 | 2号機主蒸気流量、APRM 出力                  | 255 |
| 資料Ⅱ－１－１－27 | 2号機 D/W 内床ドレンサンプル液位               | 256 |

|            |                        |     |
|------------|------------------------|-----|
| 資料Ⅱ－1－1－28 | 2号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ   | 257 |
| 資料Ⅱ－1－1－29 | 2号機 S/C 水位             | 258 |
| 資料Ⅱ－1－1－30 | 2号機冷却水による S/C 水温の低下    | 259 |
| 資料Ⅱ－1－1－31 | 2号機 RCIC ポンプ吐出流量等      | 260 |
| 資料Ⅱ－1－1－32 | 2号機 RCIC ポンプ吐出圧力等      | 261 |
| 資料Ⅱ－1－1－33 | 2号機 HPCI に関連する電源の概要    | 262 |
| 資料Ⅱ－1－1－34 | 3号機原子炉水位               | 263 |
| 資料Ⅱ－1－1－35 | 3号機原子炉圧力容器温度           | 264 |
| 資料Ⅱ－1－1－36 | 3号機格納容器窒素圧力            | 265 |
| 資料Ⅱ－1－1－37 | 3号機格納容器空調機供給空気温度       | 266 |
| 資料Ⅱ－1－1－38 | 3号機格納容器雰囲気放射線モニタ       | 267 |
| 資料Ⅱ－1－1－39 | 3号機主排気筒放射線モニタ          | 268 |
| 資料Ⅱ－1－1－40 | 3号機 SR 弁の動作            | 269 |
| 資料Ⅱ－1－1－41 | 3号機主蒸気流量、APRM 出力       | 270 |
| 資料Ⅱ－1－1－42 | 3号機 PLR ポンプ入口温度        | 271 |
| 資料Ⅱ－1－1－43 | 3号機アラームタイプ             | 272 |
| 資料Ⅱ－1－1－44 | 3号機原子炉水位・原子炉圧力         | 273 |
| 資料Ⅱ－1－1－45 | 3号機当直引継日誌              | 275 |
| 資料Ⅱ－1－1－46 | 3号機原子炉圧力               | 276 |
| 資料Ⅱ－1－1－47 | 3号機 SR 弁の構成            | 277 |
| 資料Ⅱ－1－1－48 | 3号機原子炉圧力               | 278 |
| 資料Ⅱ－1－1－49 | 3号機非常用ガス処理系放射線モニタ      | 279 |
| 資料Ⅱ－1－1－50 | 3号機 S/C 水位             | 280 |
| 資料Ⅱ－1－1－51 | 3号機原子炉圧力・D/W 圧力の解析結果   | 281 |
| 資料Ⅱ－1－1－52 | 3号機格納容器温度              | 282 |
| 資料Ⅱ－1－1－53 | 3号機原子炉水位と RCIC         | 283 |
| 資料Ⅱ－1－1－54 | 3号機原子炉水位、RCIC ポンプ吐出圧力等 | 284 |
| 資料Ⅱ－1－1－55 | 1号機現場対処及び計装機器が示す指示値の推移 | 285 |
| 資料Ⅱ－1－1－56 | 2号機現場対処及び計装機器が示す指示値の推移 | 286 |
| 資料Ⅱ－1－1－57 | 3号機現場対処及び計装機器が示す指示値の推移 | 287 |
| 資料Ⅱ－1－2    | 原子炉圧力計の誤差              | 289 |

|          |   |     |
|----------|---|-----|
| 資料Ⅱ－1－3  | 原子炉水位計の誤差   | 290 |
| 資料Ⅱ－2－1  | 1号機及び3号機の水素ガス爆発映像   | 293 |
| 資料Ⅱ－2－2  | 1号機 R/B5 階の損傷状況   | 294 |
| 資料Ⅱ－2－3  | R/B 内における主な水素発生原因   | 295 |
| 資料Ⅱ－2－4  | 1号機における水素発生量  | 296 |
| 資料Ⅱ－2－5  | 格納容器から水素が漏えいした可能性のある箇所  | 297 |
| 資料Ⅱ－2－6  | 2号機 R/B5 階の損傷状況   | 299 |
| 資料Ⅱ－2－7  | 福島第一原子力発電所構内における地震観測記録計設置箇所   | 301 |
| 資料Ⅱ－2－8  | 3号機 R/B の損傷状況   | 311 |
| 資料Ⅱ－2－9  | 3号機及び4号機における水素発生量   | 315 |
| 資料Ⅱ－2－10 | 4号機 R/B の損傷状況   | 317 |
| 資料Ⅱ－2－11 | 3号機から4号機への水素が流入した可能性のある経路   | 320 |
| 資料Ⅱ－3－1  | 福島第一原子力発電所5号機及び6号機における<br>冷温停止までの流れ(概要)                             | 323 |
| 資料Ⅱ－3－2  | 福島第一原子力発電所5号機及び6号機の原子炉水位図   | 324 |
| 資料Ⅱ－3－3  | 福島第一原子力発電所5号機及び6号機の電源復旧等の概略図  | 325 |
| 資料Ⅱ－3－4  | 福島第一原子力発電所5号機の設備構成の概要   | 326 |
| 資料Ⅱ－3－5  | 福島第一原子力発電所6号機の設備構成の概要   | 327 |
| 資料Ⅱ－4－1  | 福島第一原子力発電所内外の電気設備   | 328 |
| 資料Ⅱ－4－2  | 福島第一原子力発電所配置図   | 329 |
| 資料Ⅱ－4－3  | 福島第一原子力発電所内外の電気設備の主な被害状況  | 330 |
| 資料Ⅱ－4－4  | 新福島変電所の主な被害状況   | 331 |
| 資料Ⅱ－4－5  | 福島第一原子力発電所の外部電源復旧の検討状況<br>(1号機から4号機の外部電源復旧の検討内容①<br>－3月12日昼頃まで－)    | 332 |
| 資料Ⅱ－4－6  | 福島第一原子力発電所の外部電源復旧の検討状況<br>(1号機から4号機の外部電源復旧の検討内容②<br>－3号機 R/B 爆発まで－) | 333 |

|          |   |     |
|----------|---|-----|
| 資料Ⅱ－４－７  | 福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況<br>(1号機及び2号機の外部電源復旧－東電原子力線活用－)        | 334 |
| 資料Ⅱ－４－８  | 福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況<br>(3号機及び4号機の外部電源復旧－夜の森・大熊接続線<br>活用－) | 335 |
| 資料Ⅱ－４－９  | 福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況<br>(5号機及び6号機の外部電源復旧－夜の森線2L活用－)        | 336 |
| 資料Ⅱ－４－10 | 福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況<br>(7月までに実施された外部電源安定化策)               | 337 |
| 資料Ⅱ－５－１  | 福島第二原子力発電所における冷温停止までの流れ(概要)                               | 339 |
| 資料Ⅱ－５－２  | 福島第二原子力発電所設備  | 341 |
| 資料Ⅱ－５－３  | 福島第二原子力発電所配置図   | 342 |
| 資料Ⅱ－５－４  | 福島第二原子力発電所1号機から4号機の設備構成の概要                                | 343 |
| 資料Ⅱ－５－５  | 福島第二原子力発電所内外の電気設備概要                                       | 344 |
| 資料Ⅱ－５－６  | 福島第二原子力発電所における津波の調査結果<br>(浸水高、浸水深及び浸水域)                   | 345 |
| 資料Ⅱ－５－７  | 福島第二原子力発電所における非常用DG、M/C及び<br>P/Cの被害状況                     | 346 |
| 資料Ⅱ－５－８  | 福島第二原子力発電所1号機から第4号機の海水熱交換器<br>建屋の浸水状況                     | 347 |
| 資料Ⅱ－５－９  | 福島第二原子力発電所1号機から4号機の原子炉水位図                                 | 353 |
| 資料Ⅱ－５－10 | 福島第二原子力発電所における組織体制  | 354 |
| 資料Ⅱ－５－11 | 福島第二原子力発電所緊急時対策室のレイアウト                                    | 355 |
| 資料Ⅱ－５－12 | 福島第二原子力発電所1号機「MSIV 原子炉水位低(L-2)」<br>記録の発生メカニズム             | 356 |
| 資料Ⅱ－５－13 | 福島第二原子力発電所1号機～4号機の<br>RHR 運転モード概要図                        | 357 |
| 参考資料     |   |     |
|          | 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 活動年表                           | 359 |

|   |     |
|---|-----|
| 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会の開催について                 | 361 |
| 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会事務局の設置<br>に関する規則        | 362 |
| 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会の体制                     | 363 |
| 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会<br>事務局専門家(政策・技術調査参事)名簿 | 364 |
| 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会運営要領                    | 365 |
| 非公表とする必要のある資料・情報の取扱い等について                         | 367 |
| ヒアリングの方法等について                                     | 368 |
| 第8回委員会（平成24年2月24日、25日）における国際専門家の<br>意見・助言要旨       | 370 |
| 略語表・英略語表  | 375 |

This page intentionally left blank.



## 主要施設、設備の被害状況に関する検証結果報告

## 目 次

|    |                        |     |
|----|------------------------|-----|
| 第1 | はじめに                   | 3   |
| 第2 | 1号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討 | 4   |
| 1  | 圧力容器                   | 4   |
| 2  | 格納容器                   | 42  |
| 3  | 非常用復水器 (IC)            | 51  |
| 4  | 高圧注水系 (HPCI)           | 58  |
| 第3 | 2号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討 | 62  |
| 1  | 圧力容器                   | 62  |
| 2  | 格納容器                   | 102 |
| 3  | 原子炉隔離時冷却系 (RCIC)       | 136 |
| 4  | HPCI                   | 145 |
| 第4 | 3号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討 | 148 |
| 1  | 圧力容器                   | 148 |
| 2  | 格納容器                   | 201 |
| 3  | RCIC                   | 217 |
| 4  | HPCI                   | 219 |
| 第5 | おわりに                   | 225 |

## 第1 はじめに

- ① 福島第一原子力発電所（以下「福島第一原発」という。）の各号機の主要な施設・設備については、いまだ原子炉建屋（以下「R/B」という。）及びその周辺の放射線量が高く、また、R/Bには高線量の汚染水が蓄積していることなどから、その詳細を直接確認することが極めて困難である。しかし、主要な施設・設備を直接視認できなくとも、その被害発生時期、被害の程度その他の被害状況について、事故当時の客観的な資料等からある程度推測することは可能であるし、仮にこれらの施設・設備を直接視認したとしても、被害が生じた時期や原因等については直接確認できず、結局、事故当時の客観的な資料等から推測するよりほかはない。

そこで、当委員会は、事故当時のプラント関連パラメータ、アラームタイプ、過渡現象記録装置データ、記録計チャート及びメモ書きその他の客観的な資料を精査するとともに、東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）、プラントメーカー及び独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）その他の関係者から詳細なヒアリングを実施するなどして、特に1~3号機について、主要な施設・設備の被害状況を可能な限り解明するための調査を進めた。

- ② 調査対象とした主要な施設・設備には、原子炉圧力容器（以下「圧力容器」という。）、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）のほか、非常用復水器（IC）、原子炉隔離時冷却系（RCIC）及び高圧注水系（HPCI）といった冷却・注水用設備がある。

これらの施設・設備に、その機能に影響を及ぼさないような軽微な損傷が生じたとしても、原子炉圧力、原子炉水位等のプラント関連パラメータ上、明確な兆候が現れるわけではないし、現場対処を行う者も、損傷が生じているとの認識を持たないことが多いと考えられる。また、この程度の損傷にとどまる限りは、冷温停止に向けた現場対処の上でさしたる影響がない。そこで、当委員会は、これらの施設・設備の被害状況については、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じたか否かという観点から、そのような損傷の有無、程度及び時期等を、できるだけ動的に捉えるよう努めた。

そのため、ある時点で、主要な施設・設備の機能に影響を及ぼさない程度の軽微な亀裂、ひび割れ等の損傷が生じ、その後に高温、高圧状態下にさらされるなどの影響を受けて、当該亀裂、ひび割れ等が大きくなり、結果としてその機能に影響を及ぼすような損傷が生じた場合、被害の発生時期としては、機能に影響を及ぼすような損傷が生じた時点捉えることになるが、これは、そのような軽微な損傷が生じた時期を特定する趣旨ではないので念のため付言しておく。

- ③ 以下では、本検証の過程及び結果を可能な限り明らかにするため、まず、各号機に分けた上で、圧力容器、格納容器及び冷却・注水設備ごとに、その被害状況を論じることとした。さらに、各施設・設備につき、まず、時系列に沿って、ある時点からある時点までの間の損傷可能性の有無、程度等を述べた上で、その根拠となった事実を掲げ、最後に、小括として被害状況をまとめて論じることとした。

## 第2 1号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討<sup>\*1</sup>

### 1 圧力容器

(1) 地震発生後、津波到達までの間、圧力容器又は計装配管を含む貫通配管、これらと圧力容器の接合部、主蒸気逃し安全弁（以下「SR弁」という。）<sup>\*2</sup>のフランジガスケット部その他の圧力容器周辺部（以下「圧力容器又はその周辺部」という。）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、原子炉圧力容器温度の挙動との関係

- ① 1号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*3</sup>によれば、1号機の原子炉水位は、地震発生後、津波到達までの間、広帯域及び狭帯域を計測する複数の原子炉水位計によって計測されているが、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やICの作動状況に応じて原子炉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<sup>\*4</sup>、少なくとも原子炉水位を保持できなくなるような大きな損傷を窺わせる原子炉水位の急激な低下は認められない。
- ② 1号機の記録計チャート<sup>\*5</sup>及び過渡現象記録装置データ<sup>\*6</sup>によれば、1号機の原子炉圧力は、地震発生後、津波到達までの間、ICの作動状況に応じて増減はあるものの、ICの作動停止によって7MPa gage程度まで上昇する

---

\*1 1号機タービン建屋（以下「T/B」という。）には、T/Bの屋上を取り囲むように「パラペット」と呼ばれるコンクリート壁が設けられている。パラペットの高さは、東側がT/B最上部から約880mm、西側がT/B最上部から約550mmで（T/B屋根は、西側から東側に向けてやや下がり勾配となっている。）、パラペットはT/B最上部と鉄筋で接合している。

地震発生直後、津波到達までの間、1号機T/B最上部の北東角付近のパラペットを中心に、T/B東側壁面の一部を含め、表面塗装及び一部コンクリートが剥落する損傷箇所が確認されており、これは、地震動の影響による損傷と認められる。上記損傷は、パラペットのみならず、T/B外壁の一部にも及んでいるが、T/Bは耐震クラスB（これに対し、R/Bは耐震クラスS）であり、今回の東北地方太平洋沖地震の規模であれば、T/Bにこの程度の損傷が生じることは予想外とは言えないと思われる。T/Bは、主として、柱、梁、耐震壁、床によって耐震性を確保しており、パラペットによってT/Bが支持されているわけではない以上、パラペットの破損によってT/Bの耐震性に影響を及ぼすことはない。上記損傷は、表面塗装やコンクリートの一部が剥落したのみで建屋内部が露出するようなものではなく、他のT/B外壁部分にも損傷箇所は確認されていないことから、T/Bの閉じ込め機能に影響を及ぼすほどの損傷ではなかったと考えられる。

なお、目視確認の結果、1号機R/B並びに他号機R/B及びT/Bには、同様の損傷は確認されていない。

\*2 本章でいうSR弁には、バネ圧によって開状態となる安全弁機能及びドライウェル（以下「D/W」という。）吹き出し機能のみを有する安全弁を含むものとする。

\*3 資料Ⅱ-1-1-1 参照。

\*4 1号機の過渡現象記録装置データには停止域水位計に関するデータも記録されており、他の水位計と異なる挙動を示しているものの、停止域水位計は、定期検査中、原子炉内が大気圧と等圧であって、炉内循環がなされていない場合の計測に用いることが予定されているものであって、原子炉圧力が大気圧の数十倍程度で運転中やスクラム直後の原子炉水位を計測するものではないから、停止域水位計の指示値は、運転中やスクラム直後の原子炉水位を示すものとしては信用できない。

\*5 資料Ⅱ-1-1-2 参照。

\*6 資料Ⅱ-1-1-2 参照。

など、一定の圧力が保たれており、少なくとも、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷を窺わせる圧力の急激な低下は認められない。

- ③ 1号機の記録計チャート<sup>\*7</sup>によれば、地震発生後、津波到達までの間、原子炉圧力容器温度のうち、ベッセル・ダウンカマ温度<sup>\*8</sup>が180℃程度まで低下している。これらの温度計が設置された場所は、圧力容器下部のバフ板のやや上方であり、同所は、ICの戻り水がダウンカマ部に戻った際に影響を受けやすい部分であることから、比較的低温のIC戻り水によって水温が低下したと考えると矛盾はない。

また、1号機の記録計チャート<sup>\*9</sup>によれば、制御棒駆動系(CRD)ハウジング上部温度<sup>\*10</sup>がいずれも160℃程度まで急上昇している。これらは、原子炉スクラム後、CRDハウジング上部にある50~60℃程度の冷水が、圧力容器内の熱い水と混然一体となり、温度が上昇したものと考えられる。

また、1号機の記録計チャート<sup>\*11</sup>によれば、ベッセル・ボトム温度<sup>\*12</sup>が140℃程度まで低下している。これは、原子炉再循環系(PLR)ポンプが停止して冷水が圧力容器底部に滞留するとともに、原子炉スクラム時にCRDハウジング側から冷水が流入したこと等によって水温が低下したと考えると矛盾はない。

さらに、1号機の記録計チャート<sup>\*13</sup>によれば、ベッセル・ボトム温度<sup>\*14</sup>は、地震発生後140℃程度まで下降した後、平成23年3月11日15時20分頃から上昇傾向に転じて160℃程度まで上昇しているが、ICの作動状況に伴う温度の変化と考えると矛盾はない。

---

\*7 資料Ⅱ-1-1-3 参照。

\*8 1号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-3)中のNo.11~13までの温度を指す。もともと、平成13年の定期検査後の原子炉起動時、福島第一原発は、No.11として指示されるはずのベッセル・ダウンカマ15℃にある温度計(TE-263-69G1)が指示不良であったため、この温度計のケーブルを記録計から取り外しただけではなく、この記録計と、No.12として指示されるベッセル・ダウンカマ130℃にある温度計(TE-263-69G2)と接続する記録計との間をケーブルで接続し、それ以降、指示不良に係る温度計(TE-263-69G1)の交換をしないまま放置していた。このことは、定期検査時の記録にその旨記載していたものの、十分な共有が図られていなかった。その結果、平成23年3月11日当時においても、記録計チャート上、No.11として指示される値は、ベッセル・ダウンカマ15℃にある温度計ではなく、ベッセル・ダウンカマ130℃にある温度計で計測されたものとなり、No.12として指示される値と同一となっていた。

なお、東京電力において、1~3号機の記録計チャート中に記録される計装機器の中に同様の結線がなされていないか確認したところ、上記以外に、1号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-3)中のNo.3及び4、すなわち、1号機のベッセル・ピロウ・ウォーター・レベル温度を計測する2つの温度計(TE263-69C1、TE263-69C3)が結線され、同一の検出器で計測されていたが、その他には同様の結線はなされていないことが確認されている。

\*9 資料Ⅱ-1-1-3 参照。

\*10 1号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-3)中のNo.20及び21の温度を指す。

\*11 資料Ⅱ-1-1-4 参照。

\*12 1号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-4)中のNo.4及び5の温度を指す。

\*13 資料Ⅱ-1-1-4 参照。

\*14 1号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-4)中のNo.4及び5の温度を指す。

その他、1号機の記録計チャートが示す圧力容器内の合計20系統の温度計の計測値を見ても、地震発生後、津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部の破損、水位低下、炉心露出による急激な温度変化を示す兆候は認められない。

b ドライウェル圧力及びドライウェル温度の挙動との関係

- ① 1号機の記録計チャート<sup>\*15</sup>によれば、1号機のドライウェル（以下「D/W」という。）圧力は、地震発生後、津波到達までの間、2kPa余りの上昇が認められるにとどまり、その上昇は、後記②記載のとおり、格納容器空調系（以下「HVH」という。）が外部電源喪失によって機能停止して格納容器温度が上昇したためと考えられる。

仮に圧力容器又は主蒸気配管、PLR配管その他の貫通部配管等から蒸気が漏えいしていた場合には、このような僅かな圧力上昇にとどまるとは考え難い。

- ② 1号機の記録計チャート<sup>\*16</sup>によれば、地震発生後、津波到達までの間、1号機のD/W HVH廻り温度として、合計15か所においてD/W内温度を計測しており、D/W内の構造物等の影響で計測場所によって30~40℃程度の開きがあるが、最も温度上昇が認められるものでも、HVH供給吸気温度が30~40℃程度上昇しただけであり、その他の指示計を見ても、急激な温度上昇は認められない。

このHVH供給吸気温度の上昇については、地震発生前はHVHが作動しており、その供給吸気口付近の冷気温度を計測していたために20℃を下回っていたが、地震発生後にHVHが機能停止したため、HVH入口部の冷気が、周囲の高温雰囲気と混和して温度上昇に至ったものと考えられ、特に圧力容器側からの蒸気漏えいを疑わせるものではない。

- ③ JNESが平成23年12月9日に公表した「福島第一原子力発電所1号機非常用復水器（IC）作動時の原子炉挙動解析」<sup>\*17</sup>によると、再循環ラインから漏えい面積3cm<sup>2</sup>の液相漏えいを仮定した場合、再循環ラインのA系及びB系のいずれから漏えいしたとしても、IC（A系）のみ作動させた同年3月11日15時17分頃以降、ICの起動・停止を、実挙動と思われる合計3回を超えて繰り返さなければ原子炉圧力を6.0~7.0MPa gage程度に保つことができず、原子炉水位に至っては、漏えいにより低下して次第に実測データとかい離していく状況が認められる。

また、主蒸気ライン又はIC配管から漏えい面積3cm<sup>2</sup>の気相漏えいを仮定した場合、原子炉圧力の低下が大きいため、原子炉圧力の上昇速度が実測データよりも明らかに小さくなる状況が認められる。

---

\*15 資料Ⅱ-1-1-5 参照。

\*16 資料Ⅱ-1-1-6 参照。

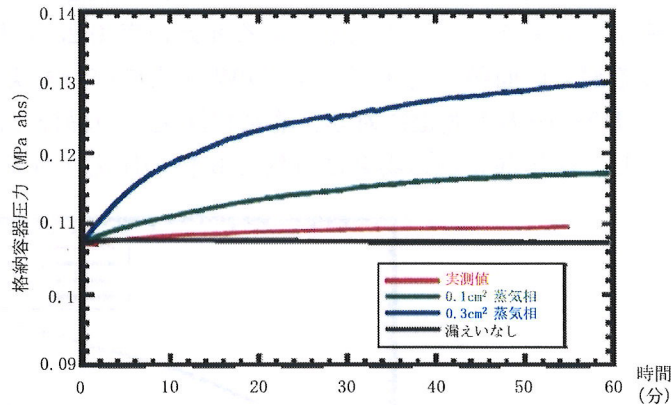
\*17 平成24年3月27日に一部改訂されている。

さらに、IC 配管からの漏えい面積  $3 \text{ cm}^2$  の液相漏えいを仮定した場合、IC での蒸気凝縮量が増え、原子炉圧力の低下が実測データよりも明らかに大きくなる。

したがって、これら漏えい面積  $3 \text{ cm}^2$  の漏えいを仮定した場合には、いずれも実測データを再現できなかったことが明らかである。しかし、JNES の上記報告によれば、再循環ラインや主蒸気ラインから漏えい面積  $0.3 \text{ cm}^2$  以下の液相・気相漏えいを仮定した場合には、原子炉圧力や原子炉水位の実測データとの差はほとんど無かったとされる。

- ④ 他方で、圧力容器又はその周辺部から格納容器側へ漏えいが生じた場合には、原子炉圧力や原子炉水位のみならず、D/W 圧力にも影響を及ぼすと考えられる。

この点、まず、JNES が平成 24 年 2 月 1 日に報告した「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」によると、MELCOR 解析を用いて、圧力容器から格納容器への漏えい面積を  $0.3 \text{ cm}^2$ 、 $0.1 \text{ cm}^2$  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 9.7 倍、約 4.2 倍の圧力上昇を示した（図表 1 参照）。

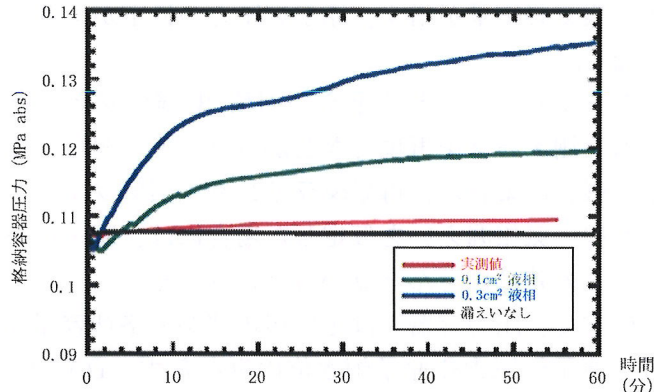


図表1 漏えい面積 $0.3 \text{ cm}^2$ 、 $0.1 \text{ cm}^2$ の格納容器圧力の変化 (蒸気相漏えいの場合)

独立行政法人原子力安全基盤機構「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4) (平成24年2月1日) を基に作成

また、上記報告によれば、液相漏えいの場合についても、MELCOR 解析を用いて、圧力容器から格納容器への漏えい面積を  $0.3 \text{ cm}^2$ 、 $0.1 \text{ cm}^2$  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 12 倍、約 5.3 倍の圧力上昇を示した（図表 2 参照）。

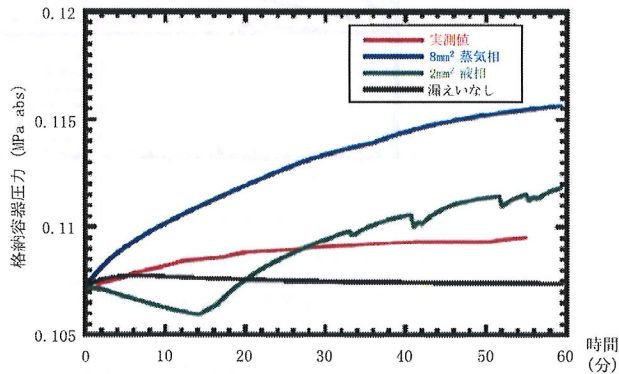


図表2 漏えい面積0.3cm<sup>2</sup>、0.1cm<sup>2</sup>の格納容器圧力の変化（液相漏えいの場合）

独立行政法人原子力安全基盤機構「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4）（平成24年2月1日）を基に作成

すなわち、压力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 cm<sup>2</sup>、0.1 cm<sup>2</sup>と仮定すると、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。

さらに、上記報告によれば、福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）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 m<sup>3</sup>/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積<sup>\*18</sup>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 3.6 倍の圧力上昇を示し、液相漏えいの場合には約 1.9 倍の圧力上昇を示した（図表 3 参照）。



図表3 0.23m<sup>3</sup>/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「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4）（平成24年2月1日）を基に作成

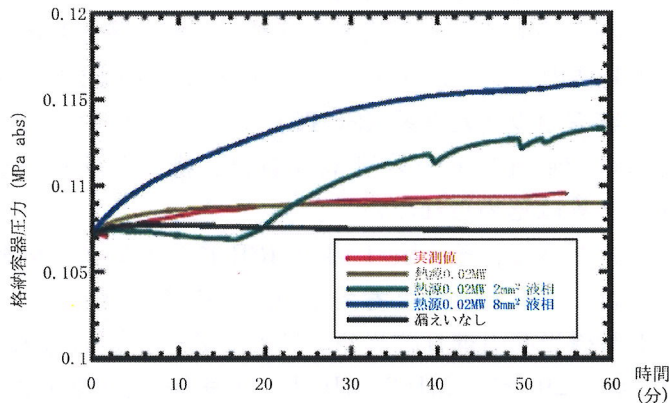
すなわち、この場合も、D/W 圧力の変化が実測値よりも大きくなったことから、地震発生後、津波到達までの間、保安規定で運転上の制限とされる漏えい率 0.23 m<sup>3</sup>/h 相当以上の漏えいが発生していた可能性は低いと考えら

\*18 蒸気相漏えいの場合で漏えい面積 8 mm<sup>2</sup>、液相漏えいの場合で漏えい面積 2 mm<sup>2</sup>としている。



れる。

また、上記報告によれば、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 m<sup>3</sup>/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 3.6 倍の圧力上昇を示し、液相漏えいの場合には約 2.2 倍の圧力上昇を示した（図表 4 参照）。



図表4 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「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4）（平成24年2月1日）を基に作成

すなわち、この場合も、D/W 圧力の変化は実測値よりも大きくなったことから、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 m<sup>3</sup>/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。

そして、上記報告の内容及び解析実施者のヒアリングによっても、これらの解析結果には、特段、その信用性に疑いを差し挟む点は認められない。

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、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 cm<sup>2</sup>、0.1 cm<sup>2</sup>と仮定した D/W 圧力の解析結果と、実測の D/W 圧力変化とのかい離は余りに大きい。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 cm<sup>2</sup>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 m<sup>3</sup>/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 1号機の記録計チャート<sup>\*19</sup>によれば、1号機の格納容器雰囲気監視系放射線モニタは、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、一貫して最下限値を示している。

したがって、この時点では、炉心損傷によって希ガスその他の核種が発生し、圧力容器又はその周辺部の損傷によって格納容器内へ希ガスその他の核種が漏えいするという状況にはなかったと考えるのが自然である。

- ② 1号機のアラームタイプ<sup>\*20</sup>によれば、平成23年3月11日14時47分頃には非常用ガス処理系(SGTS)が起動開始していたと考えられるところ、1号機の記録計チャート<sup>\*21</sup>によれば、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ない。

したがって、その頃1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。

- ③ 1号機当直引継日誌及びホワイトボード<sup>\*22</sup>によれば、平成23年3月11日15時29分に「MP-3 Hi-Hi 警報発生」の記載が認められ、同日15時36分に、この警報が「クリア」された旨の記載が認められる。

モニタリングポストにおける局舎にあるモニタリングポスト検出器で検出した放射線量率は、光回線又はメタル回線を通じて、1/2号中央制御室にある受信記録装置に電送され、受信切替装置を介して、記録計に記録され、レンジマーカー回路によって低レンジと高レンジを切り替えられ、指示計に表示される。

そして、HiHi警報は、低線量モニタリングポストの指示計が指示する針が430nGy/hに達する場合か、高線量モニタリングポストの検出器が $1.2 \times 10^5$ nGy/hを計測して低レンジから高レンジに切り替わった場合に発生する仕組みとなっており、上記各記載からすると、同日15時29分に、モニタリングポスト3番の低線量モニタリングポスト用指示計が430nGy/hを示したか、高線量モニタリングポストの検出器が $1.2 \times 10^5$ nGy/hを計測したためにHiHi警報が発生したことが確認され、同日15時36分に、この警報がクリアされたものと考えられる。

また、1号機当直引継日誌及びホワイトボード<sup>\*23</sup>によれば、時期は不明であるが、その頃、「MP7 リセット不可」の記載が認められる。「MP7」、

---

\*19 資料Ⅱ-1-1-7 参照。

\*20 資料Ⅱ-1-1-8 参照。

\*21 資料Ⅱ-1-1-8 参照。

\*22 東京電力ホームページ上の <http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html> (以下「東京電力HP」という。)により、1号機当直引継日誌の閲覧が可能である。

\*23 前掲東京電力HP参照。

すなわち、モニタリングポスト 7 番に関し、何らかの警報が発生したものの、リセットできなかった旨の記載と考えられるが、その詳細は不明である。

いずれにしても、この頃、モニタリングポスト 3 番及び 7 番において、放射線量が上昇した可能性があるため、この点について考察する。

まず、当時、1/2 号中央制御室にあった記録計チャート<sup>\*24</sup>によれば、地震発生後、津波到達の影響で電源喪失により記録が途絶えるまでの間、モニタリングポスト 3 番及び 7 番（低線量モニタリングポスト）の放射線量率は、いずれも 40nGy/h 前後を推移しており、HiHi 警報が発生する 430nGy/h に達するような挙動は一切認められない。

また、記録計チャートに記録されたモニタリングポスト 3 番及び 7 番における放射線量の挙動も、特に有意な放射線量の上昇は認められず、他の六つのモニタリングポストにおける放射線量の挙動と整合的である。

さらに、仮に、地震発生前に運転中であった 1~3 号機の炉心に由来する放射性物質が漏えいしたのであれば、それぞれの格納容器雰囲気監視系放射線モニタや排気筒放射線モニタで有意な放射線量の上昇が認められるはずであるが、記録計チャート<sup>\*25</sup>によれば、そのような形跡は認められない。また、仮に、1~6 号機 R/B5 階にある使用済み燃料プール内の燃料由来の放射性物質が漏えいしたのであれば、排気筒放射線モニタで有意な放射線量の上昇が認められるはずであるが、記録計チャート<sup>\*26</sup>によれば、そのような形跡は認められない。したがって、記録計チャートに記録されたモニタリングポスト 3 番及び 7 番における放射線量の挙動は、このような格納容器雰囲気監視系放射線モニタや排気筒放射線モニタにおける放射線量の挙動とも整合的である。

また、前記 a 及び b 記載のとおり、原子炉水位、原子炉圧力、原子炉圧力容器温度、D/W 圧力及び D/W 温度の推移からすれば、いまだ 1 号機で圧力容器又はその周辺部に圧力が抜けるような損傷が生じていたとは考え難い。このことは、後記第 3(1)a 及び第 4(1)a 記載のとおり、2 号機及び 3 号機も同様である。

そうすると、モニタリングポスト 3 番の放射線が上昇したとして HiHi 警報が発生したこととの関係が問題となる。

まず、低線量モニタリングポストの指示計が指示する針が 430nGy/h に達したときには HiHi 警報が発生するので、例えば、地震動の影響で、指示計の針が、検出器による計測値よりも大きく振れて 430nGy/h に達しても、HiHi 警報が発生することになる。このとき、指示計の針が大きく振れても、モニタリングポスト検出器による計測結果自体が変更されるわけではないので、中央制御室にある記録計チャート上の記録には、指示計の針が指し示す

---

\*24 資料Ⅱ-1-1-9 参照。

\*25 資料Ⅱ-1-1-9 参照。

\*26 資料Ⅱ-1-1-9 参照。

数値ではなく、モニタリングポスト検出器による計測結果が記録されることになる。そうすると、例えば、モニタリングポスト検出器で 40nGy/h と計測した場合、記録計チャートには 40nGy/h と記録されるが、その頃、指示計が 40nGy/h を指示しようとして地震動その他の影響で大きく振れて 430nGy/h 以上を指示すれば、HiHi 警報が発生した可能性がある。

また、高線量モニタリングポストの検出器が  $1.2 \times 10^5$ nGy/h を計測して低レンジから高レンジに切り替わった場合にも HiHi 警報が発生する。すなわち、低レンジから高レンジへの切替は、高線量モニタリングポストの検出器が  $1.2 \times 10^5$ nGy/h を計測すると、モニタリングポスト局舎内にある切替用の回路が接続されて電流が流れ、1/2 号中央制御室内にあるレンジマーカ回路にも電流が流れて HiHi 警報が発生する仕組みである。そうすると、高線量モニタリングポストの検出器が  $1.2 \times 10^5$ nGy/h を計測していなくても、例えば、地震動その他の影響でモニタリングポスト 3 番付近が大きく揺れるなどして切替用回路のスイッチが入って接続され、レンジマーカ回路にも電流が流れて HiHi 警報が発生した可能性も否定できない。

したがって、他のモニタリングポスト、格納容器雰囲気監視系放射線モニタ、排気筒放射線モニタにおける放射線量の挙動、原子炉水位、原子炉圧力、原子炉圧力容器温度、D/W 圧力及び D/W 温度の推移との整合性を考慮すれば、モニタリングポスト 3 番における放射線量は、記録計チャートに記録された 40nGy/h 前後の通常値を示していたと考えるのが自然であり、モニタリングポスト 3 番の HiHi 警報は、地震動その他の原因によって誤作動した可能性が高い。

また、現時点では、モニタリングポスト 7 番の警報が何であったのか特定困難であるも、いずれにせよ、モニタリングポスト 7 番における放射線量の挙動も、同様の理由から、記録計チャートに記録された 40nGy/h 前後の通常値を示していたと考えるのが自然である。

- ④ 以上からすると、この時点で、1 号機圧力容器から格納容器、格納容器から R/B 内への放射性物質の漏えいがあったとは考え難く、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て矛盾はない。

#### d 警報信号との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*27</sup>によれば、地震発生後、津波到達までの間、「REACTOR VESSEL LOW-LOW WATER LEVEL (以下「原子炉水位低低」という。)」又は「HIGH DRYWELL PRESSURE (以下「格納容器圧力高」という。)」によって発信されるはずの HPCI 起動用 LOCA<sup>\*28</sup> 信号、非

\*27 資料Ⅱ-1-1-10 参照。

\*28 貫通配管の破断等による冷却水喪失事故を指す。

常用 D/G 起動用の LOCA\_D/G\_1A 起動信号及び LOCA\_D/G\_1B 起動信号、炉心スプレイ系起動用の A 系\_LOCA 信号及び B 系\_LOCA 信号は、いずれも発信されなかったと認められる。

これらの起動用 LOCA 信号が発信される前提となる検出器はいずれも共通であるが、原子炉水位及び格納容器圧力について、それぞれ A~D の異なる 4 つの検出器がある。

そして、原子炉水位につき、A 又は B のいずれかの検出器及び C 又は D のいずれかの検出器によって、それぞれ「原子炉水位低低」となる原子炉水位 -148cm<sup>\*29</sup>を検出するか、格納容器圧力につき、A 又は B のいずれかの検出器及び C 又は D のいずれかの検出器によって、それぞれ「格納容器圧力高」となる D/W 圧力 13.7kPa gage を検出すれば、いずれの起動用 LOCA 信号も発信されることになる。

すなわち、原子炉水位の検出器が A 及び B の組合せ又は C 及び D の組合せで故障し、かつ、格納容器圧力の検出器も A 及び B の組合せ又は C 及び D の組合せで故障しない限り、実際に「原子炉水位低低」や「格納容器圧力高」となるような原子炉水位や格納容器圧力の状態となれば、これらの LOCA 信号が発信されることになる。

そして、地震発生直後、津波到達までの間、地震動の影響で、これらの原子炉水位及び格納容器圧力の検出器が、それぞれ、上記の組合せ条件を満たすように故障する可能性は低いと考えられる。

そうすると、いずれの起動用 LOCA 信号も発信されなかったのは、かかる起動の前提条件となる「原子炉水位低低」や「格納容器圧力高」の警報信号が発信されるような状況、すなわち、LOCA に起因して原子炉水位が急激に低下したり、D/W 圧力が異常上昇したりするような状況にはなかったと考えるのが自然であり、これを否定する証拠もない<sup>\*30</sup>。

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、大量の蒸気が D/W 側に漏えいするような損傷までは生じていなかったと考えられる。

#### e 主蒸気流量変化との関係

1号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*31</sup>によれば、平成23年3月11日14時47分31秒頃に主蒸気流量が低下し始め、同日14時47分43秒頃に主蒸気流量が0t/hとなっているため、その原因について考察する。

---

\*29 TAF+1,947mm に相当する。

\*30 なお、地震発生直後、津波到達までの間、これらの起動用 LOCA 信号発信のため必要な検出器用電源、リレー回路用電源、論理回路用電源（いずれも 125V 直流電源）が失われるような状況にはなかったと考えられる。

\*31 資料Ⅱ-1-1-11 参照。

まず、1号機のアラームタイプ<sup>\*32</sup>によれば、同日14時47分50秒頃にA系及びC系で「主蒸気管流量高」、同日14時47分51秒頃にB系及びD系で「主蒸気管流量高」の警報信号がそれぞれ発信されているが、それ以前には配管破断を窺わせる警報信号は発信されておらず、主蒸気流量の低下は、これらの警報信号よりも前から生じているから、これらの警報信号の発信は、主蒸気配管の破断に起因するものではないと考えられる。そして、主蒸気流量が低下し始める前に地震動の影響で制御棒が挿入されて原子炉スクラムが開始される「原子炉スクラム」及び「地震トリップ」の各信号が発信されていることから、主蒸気流量の低下は、制御棒が挿入される過程で出力が低下していったことに起因するものと考えられる。

さらに、1号機の過渡現象記録装置データに記録された制御棒の位置関係を監視する平均出力領域モニタ（APRM）上のAPRM出力と主蒸気流量の各挙動を対比すると、APRM出力の低下開始時期と主蒸気流量の低下開始時期との関係や、それぞれの低下傾向が、いずれも整合的なものとなっている。このことから、1号機について、制御棒がすべて挿入されてスクラム停止する過程で出力が低下してゼロとなり、その影響で、主蒸気流量も低下して0t/hとなったものと考えられる。

なお、1号機のアラームタイプによれば、主蒸気流量が低下した後になって、「主蒸気管流量高」や「主蒸気管漏えい高」の警報信号が発信されているが、これらは、その発信時期から、外部電源喪失に伴い各信号用論理回路を流れる電源が喪失したことにより動作したのものと考えられる。

仮に実挙動として主蒸気管からの漏えいが生じたのであれば、主蒸気流量が低下していく中での主蒸気管漏えいということになるため、過渡現象記録装置データの主蒸気流量に関する記録上も、流量低下傾向に何らかの変化を来すはずであるのに、そのような傾向は認められない。したがって、これらの警報信号は実挙動を示すものではないと考えられる。

- (2) 平成23年3月11日20時7分頃までの間に、圧力容器又はその周辺部には、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完全に否定することまではできないが、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

1号機のプラント関連パラメータ<sup>\*33</sup>によれば、平成23年3月11日20時7

---

\*32 資料Ⅱ-1-1-11 参照。

\*33 各号機のプラント関連パラメータについては、前掲東京電力HPにより閲覧可能である。  
なお、1号機の主要な計装機器が被災後平成23年3月12日18時まで示した指示値の推移について、資料Ⅱ-1-1-55に掲載している。

分頃、原子炉圧力は 6.900MPa gage を示していた<sup>\*34</sup>。

この原子炉圧力は、1号機 R/B2 階にある計器ラックに備え付けられた非電気系計測指示器を直接読み取った値であり、その仕組み上、電気系統のトラブルによる誤計測、誤表示はあり得ない。かかる計測指示器は、基準面器の水位低下によって数十 kPa gage 程度、実際より小さく原子炉圧力を表示する可能性があるものの、この時点では、いまだ 1号機の圧力容器が低圧状態、又は D/W が高温状態にあったとまでは考え難く、それほどの誤差が生じていた可能性は低い。したがって、この時点では、原子炉圧力は、原子炉圧力計が指示していた 6.900MPa gage 又はこれを数十 kPa gage 程度上回る圧力であったと認められる。

もとより、一定の原子炉圧力が保たれているからといって、それだけで、直ちに圧力容器が健全であったとまで認めることはできない。

しかし、後記 b で述べる現場対処との関係等を考えると、同日 20 時 7 分頃までの間に、1号機の圧力容器又はその周辺部に、圧力が維持できなくなるほどの大規模な損傷が生じていた可能性は否定される。

#### b 現場対処との関係

① 平成 23 年 3 月 11 日 18 時 30 分頃以降、同日 20 時頃までの間、1号機の当直は、防護服を着用しないまま、原子炉注水ラインを構成するため、1号機 R/B 内に立ち入って注入弁の開操作をするなどの現場対処を実施した。その際、当直は、1号機 R/B 地下のトールラス室内に S/C スプレイ用の弁を閉操作するために立ち入っていることから、同室内の放射線量は、人の立入りが全く不可能となる程度まで上昇していたとは認められない。

特に、S/C の外壁は約 15mm の鋼鉄製<sup>\*35</sup>であるが、D/W 側のように外側がコンクリートで遮へいされていないため、ガンマ線の透過性が比較的高いのに、この時点ではトールラス室内へ人の立入りが可能であった。

そうすると、この時点ではまだ、圧力容器から S/C 側に大量の放射性物質含有の蒸気が流れ込んで S/C 気相部が放射性物質で満たされ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 1号機について、圧力容器側から格納容器側へ蒸気が流れ込む場合として、まず、原子炉圧力上昇に伴い SR 弁が開状態となった可能性が考えられる。

そして、当直による手動開操作によらず SR 弁が開状態になる場合としては、D/W 吹き出し機能、安全弁機能、逃し弁機能又は ADS 機能が動作する

\*34 この時の 1号機原子炉圧力は、計器ラックに備えられた非電気系計測指示器を直接読み取ったもので、6.9MPa gage を示していたものと考えられるが、プラント関連パラメータ上、6.900MPa gage と記録されており、プラント関連パラメータに記録された数値をそのまま採用することとした。また、以下でも同様に、各パラメータの有効桁数につき、プラント関連パラメータに記録された数値に従うこととした。

\*35 設置許可申請書によれば、材料は、ASTMA-201GradeB 又は A-212GradeB とされる。

ことが考えられる<sup>\*36</sup>。

このうち、1号機のSR弁の逃し弁機能は、津波の影響で電源が喪失したことによって、設定圧力に到達しても信号が発信されないため、駆動用の窒素圧力を送るために開操作が必要な電磁弁を励磁できず、津波到達以降に動作したとは考え難い。

また、1号機のSR弁のADS機能は、「格納容器圧力高 (13.7kPa gage)」かつ「原子炉水位低低 (-148cm (L-L))」を作動条件として作動するように設定されており、ADS機能が作動すれば、圧力容器内の圧力がS/C側に抜け、S/C側と等圧になるまで減圧されることになる。しかし、津波到達後、これらのADS機能が動作する引き金となる信号の論理回路に必要な直流125Vの電源盤はコントロール建屋(以下「C/B」という。)地下1階に設置されており、津波で被水して動作不能となったため、ADS機能も動作しなかったと考えられる。

他方、一定の原子炉圧力に達した場合にバネ力でSR弁が開状態となるD/W吹き出し機能や安全弁機能が動作した可能性が考えられる。D/W吹き出し機能が動作するのは、原子炉圧力が8.51~8.62MPa gage以上の場合であり、安全弁機能が動作するのは、原子炉圧力が7.64~7.71MPa gage以上の場合である。仮に、原子炉圧力がそれ以上に高まってSR弁が開状態になったとすれば、安全弁機能が動作して開となったSR弁にもよるが、原子炉圧力が約6.88~6.94MPa gageまでのいずれかの圧力<sup>\*37</sup>まで低下した時点でSR弁が閉じ、少なくとも原子炉圧力は約6.88MPa gage以上で維持されることになる(図表5参照)。

| 機能      | 弁番号               | 駆動源 | 作動圧 (MPa) 又は作動条件   | 復帰値 (MPa)                         |
|---------|-------------------|-----|--|-----------------------------------|
| D/W吹き出し | 203-4A~<br>203-4C | バネ力 | 8.51~8.62  | 7.66以上~7.76以上<br>(※1)             |
| 安全弁     | 203-3A~<br>203-3D |     | 7.64~7.71  | 6.88以上~6.94以上<br>(※2)             |
| 逃し弁     |                   | 窒素圧 | 7.27~7.41  | 6.97以上~7.11以上<br>(※3)             |
| 遠隔操作    |                   |     | 操作に従う  |                                   |
| ADS     |                   |     | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器圧力 (高) 13.7kPa</li> <li>・ 原子炉水位 低 - 低 -148cm<br/>(狹帯域・広帯域)</li> </ul> | 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5 SR弁(1号機)の作動圧、復帰値等

※1、※2: 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。

※3: 計器の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

\*36 1号機については、逃し弁機能、ADS機能及び安全弁機能を有するSR弁が4つ、D/W吹き出し機能を有するSR弁が3つある。逃し弁機能及びADS機能は、駆動用窒素ガス供給用配管の電磁弁を励磁して開操作し、アキュムレータから窒素圧力を与えることでSR弁を開状態とするのに対し、安全弁機能及びD/W吹き出し機能は、バネ圧のみでSR弁を開状態とするものである。また、D/W吹き出し機能以外は、いずれも圧力容器からS/C側に蒸気が流出する。

\*37 1号機のSR弁の安全弁機能は、7.64~7.71MPa gageで動作し、弁の設計仕様上、原子炉圧力が最大10%低下するまでに復帰することとされているため、原子炉圧力が約6.88~6.94MPa gageまでのいずれかの圧力に低下した時点で、SR弁が閉じることになる。



したがって、同日 20 時 7 分頃の時点で原子炉圧力が 6.900MPa gage を示していたことから、SR 弁の安全弁機能が動作していた可能性がある<sup>\*38</sup>。

- ③ もっとも、平成 23 年 3 月 11 日 20 時頃までの間に、当直が、1 号機への D/DFP による代替注水ラインを構成する一環として、1 号機 R/B 地下のトールラス室内に S/C スプレイを実施するために必要な注入弁を閉操作する目的で立ち入ることができたことからすると、依然として圧力容器内で燃料損傷によって大量の放射性物質が S/C 側に放出されるような事態には至っていない可能性が高い。

いずれにしても、1 号機については、平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7 分頃までの時点では、ある程度燃料損傷が進んでいた可能性は否定できないものの、いまだ大量の放射性物質が放出されるほどの燃料損傷には至っていないと考えるのが自然であり、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ていた可能性も低いと考えられる。

#### c 小規模破断が生じた可能性

圧力容器を貫通する配管等にごく小規模な破断が生じた場合でも、原子炉圧力及び原子炉水位にさしたる影響を与えない一方で、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。

もっとも、この場合であっても、D/W 圧力や温度には影響を及ぼし得ることから、D/W 圧力や温度の挙動を見れば、かかる小規模破断が生じた可能性の有無についてより詳しく検証が可能になると考えられる。しかし、1 号機については、津波到達後、平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃までの間、D/W 圧力や D/W 温度について計測がなされておらず、その推移を把握できない。したがって、D/W 圧力や温度から、圧力容器を貫通する配管等に小規模破断が生じた可能性の程度について検討することはできない。

この程度の微少な破断によって格納容器内又は建屋内に放射性物質が漏えいしたとしても、建屋内の線量上昇はいまだ限定的であった可能性も否定できず、この時点で、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破損が生じた可能性を完全に否定することまではできない。

なお、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破損が生じたか否かという点と、実際に放射性物質が当該破損箇所から漏えいした

---

\*38 これに対し、D/W 吹き出し機能は、8.51~8.62MPa gage で動作し、弁の設計仕様上、原子炉圧力が最大 10%低下するまでに復帰することとされているため、原子炉圧力が約 7.66~7.76MPa gage までのいずれかの圧力まで低下した時点で、SR 弁が閉じることになる。したがって、D/W 吹き出し機能が動作したことによって原子炉圧力が 6.900MPa gage まで低下したとは考え難い。

か否かとは別次元の問題であり<sup>\*39</sup>、ここでは物理的な損傷可能性のみを論じている。

(3) 平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃までには、炉心損傷が相当程度進んでいたと考えられ、圧力容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性があること

a 注水状況との関係

1 号機については、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 37 分から同日 15 時 50 分にかけての頃、全交流電源及び直流電源が失われ、その頃 IC も機能をほぼ喪失し、その後は、何らの注水も実施されないまま、時間のみが経過する状態となったことから、原子炉水位の低下が進み、6 時間以上が経過した同日 22 時頃の時点では、既に炉心が露出し、炉心損傷・溶融が相当程度進行して<sup>\*40</sup>、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性を否定できない。

b 放射線量との関係

- ① 平成 23 年 3 月 11 日 21 時 51 分頃、1 号機 R/B 内の放射線量が上昇して入域禁止措置が講じられた。
- ② 平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃、1 号機 R/B 二重扉外側付近で、10 秒間で約 0.8mSv を計測しており、これを毎時換算すれば、R/B 内の線量は 300mSv/h 程度であったと考えられる。
- ③ この頃放射線量が上昇する原因としては、1 号機につき、炉心損傷が相当程度進行し、圧力容器から格納容器側へ漏えいした放射性物質が、1 号機 R/B 内まで漏えいしていたことによると考えるのが自然である。

この時点で放射線量が上昇した原因については、原子炉圧力の上昇に伴い、SR 弁の安全弁機能が動作し、高濃度の放射性物質を含有する蒸気が圧力容器から S/C に流出した可能性も考えられる。

しかし、1 号機 R/B は鉄筋コンクリート造りであるのに、単に 1 号機 R/B 地下にあるトラス室の放射線量のみが上昇するのではなく、1 号機 R/B 全体への入域が禁止される程度まで放射線量が上昇し、1 号機 R/B 二重扉外側付近でも 10 秒間で約 0.8mSv もの高い放射線量が計測されていたことからすると、このような放射線量の上昇は、1 号機につき、炉心損傷が相当程度進行し、圧力容器から格納容器側へ漏えいした放射性物質が、1 号機 R/B 内

---

\*39 例えば、格納容器に破損が生じていたとしても、圧力容器の閉じ込め機能が損なわれていなければ、実際には放射性物質が当該破損箇所から漏えいしない。

\*40 「1 号機事故時運転操作手順書（徴候ベース）」によれば、1 号機が定格出力から原子炉停止した後約 7 時間で炉心が露出した場合、炉心露出後十数分で被覆管の温度が 1,200 °C に上昇するとされ、炉心損傷に至る可能性がある。炉心露出から被覆管温度が 1,200 °C に達するまでに要する時間を最長許容炉心露出時間という。

まで漏えいしていたことによる可能性がある。

- ④ そうすると、平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃までには、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性がある。

c 原子炉水位との関係

- ① 1 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*41</sup>によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 30 分頃に有効燃料頂部（以下「TAF」という。）+450mm、同日 22 時頃に TAF+550mm を示しており、一定の原子炉水位を確保しているかのようである（図表 6 参照）。

| H23. 3. 11<br>時刻 | 原子炉水位<br>燃料域 (A) (mm) |
|------------------|-----------------------|
| 21:30            | 450                   |
| 22:00            | 550                   |
| 22:10            | 550                   |
| 22:20            | 590                   |
| 22:35            | 590                   |
| 22:47            | 590                   |
| 23:05            | 590                   |
| 23:24            | 590                   |

- ② しかし、原子炉水位計は、基準面器を用いており、基準面器に水が張られていること及び圧力容器下部の炉側計装配管（以下「炉側配管」という。）

図表6 1号機 原子炉水位  
(燃料域(A))

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

入口を上回る原子炉水位が確保されていることを前提として、差圧伝送器において、炉側配管を通じて送られる水の圧力（以下「炉側配管圧力」という。）から、基準面器から基準面器側配管を通じて差圧伝送器に送られる水の圧力（以下「基準面器側配管圧力」という。）を差し引いた値を測定して原子炉水位を計測しているものである。通常、炉側配管圧力は、基準面器側配管圧力よりも小さいため、差圧伝送器において計測される差圧は負の値となる。すなわち、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の差圧が小さくなれば、差圧伝送器で計測される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、絶対値の小さな負の値になる。

まず、炉心損傷が開始し、圧力容器から格納容器側へ蒸気が抜けるなど<sup>\*42</sup>して圧力容器が低圧状態又は格納容器が高温状態となれば、基準面器内の水が蒸発して基準面器及び基準面器側配管内の水位が低下する可能性がある。この場合には基準面器側配管圧力が小さくなり、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の差圧が小さくなる。そして、差圧伝送器は、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた負の値を差圧として計測するため、計測された負の値は本来より絶対値の小さなものとなる。そして、原子炉水位計は、基準面器側配管圧力が一定であることを前提として、差圧伝送器によって計測された差圧を原子炉水位として表示するため、実際よりも原子炉水

\*41 前掲東京電力 HP 参照。

\*42 SR 弁が開となった可能性も否定できない。

位を高めに表示することになる<sup>\*43</sup>。

また、原子炉水位が低下して有効燃料下端（以下「BAF」という。）のやや下方に位置する炉側配管入口を下回り、炉側配管にも水が十分満たされない事態になれば、単に、炉側配管内の水位と基準面器側配管内の水位との間の水頭圧差を原子炉水位に換算して表示することになる。

さらに、各配管内にある水の蒸発が収まった場合には、注水を全く行っていないにもかかわらず、見かけ上、原子炉水位が変化を示さなくなることになる。

いずれにしても、これらの場合には実際の原子炉水位を指し示すものとはならない。

- ③ そして、1号機の原子炉水位計（広帯域）は、平成23年3月11日16時42分頃に-90cmを示していたが、同日16時56分頃には-150cmと急激な低下を示した。その頃、福島第一原発緊急時災害対策本部（以下「発電所対策本部」という。）技術班は、かかる原子炉水位の挙動から、同日18時15分頃にはTAF到達と予測した。

かかる状況において、1号機については、津波到達後、ICがほぼ機能喪失して代替注水もなされないまま、6時間以上経過して同日22時頃に至っていることを考えると、1号機プラント関連パラメータに記録されているように、原子炉水位がなおもTAFプラス領域にあることや、同日21時30分頃から同日22時頃にかけて原子炉水位が上昇することは、物理的に考えてあり得ない事態である。

- ④ したがって、1号機のプラント関連パラメータに記録された原子炉水位について、その数値をそのまま信用することはできず、平成23年3月11日21時30分頃には、代替注水がなされないまま約6時間が経過していることを勘案すると、圧力容器の閉じ込め機能の喪失等により、既に1号機の圧力容器内が低圧状態下にあり、又はD/W温度が上昇していたとしても不自然ではないため、基準面器内の水位が低下して、実際の原子炉水位よりも原子炉水位計の指示値が高めに表示されていただけでなく、既に原子炉水位が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の水頭圧差を原子炉水位として誤表示していた可能性が高い。

このことは、その後に原子炉水位計が示した指示値の推移とも整合する。すなわち、1号機のプラント関連パラメータによれば、同日22時20分頃から同日23時24分頃までの間、合計5回にわたり、原子炉水位計（燃料域A系）を計測しても、TAF+590mmと同じ値を指示している（前掲図表6参

\*43 例えば、本来、基準面器側配管圧力が90kPa absあるのに、基準面器内水位が低下して基準面器側配管圧力が80kPa absとなったのに対し、炉側配管圧力が60kPa absであったと仮定する。この場合、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は、基準面まで水位が確保されていれば30kPaであるのに、基準面器内水位が低下したために20kPaとなる。その結果、原子炉水位計は、基準面まで水位が確保されていれば差圧30kPaとして原子炉水位に換算するはずであるのに、それよりも小さい差圧20kPaとして原子炉水位に換算することになり、原子炉水位を高めに表示することになる。

照)。これは、既に 1 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も下回り、炉側配管内にも水が十分満たされないような事態に陥っていた可能性が高いことを示すものと考えられる。

- ⑤ そうすると、平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃には、1 号機の原子炉水位は BAF を下回り、既に炉心損傷が相当程度進んでいた可能性を否定できず、その頃までに、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ていた可能性がある<sup>\*44</sup>。

(4) 平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃までに、圧力容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性が十分認められること

a 注水状況との関係

平成 23 年 3 月 11 日 15 時 37 分頃から同日 15 時 50 分頃にかけて、1 号機の全交流電源及び直流電源が失われ、その頃 IC も機能をほぼ喪失し、その後

---

\*44 このように理解すれば、更にその後の原子炉水位の挙動についても説明可能である。

すなわち、1 号機のプラント関連パラメータ（後掲図表 7 参照）によれば、平成 23 年 3 月 12 日零時 30 分頃に原子炉水位計（燃料域 A 系）が TAF+1,300mm を示しているため、同月 11 日 23 時 24 分頃に TAF+590mm を示した後、その指示値に変化が認められるようになったことになる。これは、既に実際の原子炉水位が炉側配管入口を下回っていたとしても、その後に基準面器側配管内の水位が低下することで、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の数値（負の値）の絶対値が小さくなり、見かけ上、原子炉水位が上昇するような変化を示したと考えても矛盾はない。そればかりか、そのように考えることによって、全く注水がなされていない中で指示値が上昇したことを合理的に説明できる。反対に、IC の作動状況のいかんにかかわらず、IC の作動状況のみによって、このような原子炉水位の上昇を説明するのは困難である。

まず、この原子炉水位計（LT-263-121A/B）は、差圧伝送器において、-78.53kPa（TAF-3,000mm）～-1.06kPa（TAF+5,000mm）を計測し、炉側配管入口と炉側配管の格納容器貫通部の高低差は 3,332mm、基準面器側配管及び炉側配管の格納容器貫通部の高低差は 6,900mm である。圧力容器内雰囲気や格納容器外に位置する各配管内の水の温度によって必ずしも一定ではないが、格納容器外に位置する配管内の水温を 27℃（密度  $997 \times 10^6 \text{kg/cm}^3$ ）、格納容器内に位置する配管内の水温を 50℃（密度  $988 \times 10^6 \text{kg/cm}^3$ ）、圧力容器内飽和蒸気温度を 100℃（ $0.59773 \times 10^6 \text{kg/cm}^3$ ）と仮定すると、炉側配管につき炉側配管入口付近まで水位があり、かつ、基準面器側配管につき格納容器貫通部付近まで水位がある場合には、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差圧が約 -35.16kPa となり、これを原子炉水位に換算すると約 TAF+1,478mm となる。また、炉側配管及び基準面器側配管の各水位が格納容器貫通部付近にある場合には、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差圧が約 -67.42kPa となり、これを原子炉水位に換算すると約 -1,853mm となる。

次に、1 号機のプラント関連パラメータ（後掲図表 7 参照）によれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）は、同日零時 30 分頃から同日 6 時 30 分頃まで TAF+1,300mm を示したまま変化がなかったが、その後、低下傾向を示し、同日 12 時 35 分頃以降、TAF-1,700mm を示してから変化を示さなくなっており、多少の前後はあるものの、上記原子炉水位計の炉側配管及び基準面器側配管の位置関係からすると、まず、同日零時 30 分頃、基準面器側配管内の水位が格納容器外側付近まで低下して変化を示さなくなり、その状態がしばらく続き、その後、炉側配管入口周囲が高温環境に置かれるようになり、同日 6 時 30 分頃以降、炉側配管内の水位が低下していったため、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の値が小さくなっていき、さらに、基準面器側配管内の水位が格納容器外側付近まで低下して、同日 12 時 35 分頃に変化を示さなくなったと考えれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）の指示値の推移を矛盾なく説明できる。

は何らの注水も実施されないまま時間のみ経過し、同日 23 時 50 分頃には既に約 8 時間経過していた。そうすると、この頃、1 号機については、既に炉心が露出し、損傷も相当程度進んでいたと考えられ、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を喪失するような破損が生じた可能性も十分認められる。

#### b D/W 圧力の挙動との関係

平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃、1 号機の D/W 圧力計は 0.600MPa abs を示している<sup>\*45</sup>。この D/W 圧力計は、格納容器内側の検知地点から直接計装配管を通じて圧力伝送器に送られる D/W 雰囲気圧力を電気変換して計測するものであり、原子炉水位計などの基準面器を用いた計装機器と比較して誤計測又は誤表示する可能性は低い。

そして、D/W 圧力は、通常 0.1MPa abs 程度にすぎないのに、0.600MPa abs まで上昇した原因として、一つには、原子炉圧力の上昇によって SR 弁の安全弁機能が動作して、圧力容器内の蒸気が S/C 側に流れ込んだことに伴い、S/C 圧力が上昇し、その結果、D/W 圧力を上回ったことで真空破壊装置が動作して、D/W 圧力も上昇したという可能性も考えられる。

しかし、通常、圧力容器から S/C 側に流れ込んだ蒸気の多くは、S/C 内のプール水で凝縮される上、1 号機 SR 弁の安全弁機能は、少なくとも原子炉圧力が 6.88MPa gage を下回れば作動停止となるのであって、SR 弁の安全弁機能が動作したことの反射的効果のみで、D/W 圧力が設計圧力をはるかに超える 0.600MPa abs まで上昇したとは考え難い。

そうすると、このような D/W 圧力の異常上昇は、まず、この頃までに炉心損傷の過程で発生した非凝縮性ガスである水素や希ガスが影響している可能性があるが、他方で、既に圧力容器から D/W 側へ直接圧力が抜ける箇所が生じていた可能性もあり、また、これらの 2 つの可能性は二者択一の関係ではなく両立し得るから、これらの双方が原因となって D/W 圧力が異常上昇した可能性があり、同日 23 時 50 分頃までに、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じた可能性もある。

#### c 放射線量との関係

平成 23 年 3 月 11 日 23 時頃、1 号機タービン建屋（以下「T/B」という。）1 階北側二重扉前で 1.2mSv/h、南側二重扉前で 0.5mSv/h をそれぞれ示しており、この頃同所付近で放射線量が飛躍的に上昇した要因としては、1 号機の炉心由来の放射性物質以外に考え難い。

また、1 号機の炉心由来の放射性物質は、圧力容器にとどまっているのであれば、圧力容器、コンクリート遮へい体、格納容器、格納容器外縁のコンクリート構造物、鉄筋コンクリート造りの R/B によって遮へいされており、1 号機

\*45 この D/W 圧力の指示値については、1 号機プラント関連パラメータには記載されていない。

T/B1 階北側二重扉前や南側二重扉前で高い放射線量が計測されるとは考え難い。

そうすると、この頃に 1 号機 T/B 周辺で放射線量が飛躍的に上昇した原因は、圧力容器内にとどまっている放射性物質から発散される放射線が計測されたことによるものではなく、1 号機の炉心由来の放射性物質が、圧力容器から格納容器、格納容器から R/B へ漏えいし、これが隣接する T/B 内又はその周辺にまで漏えいするに至ったことによるものと考えられ、既に圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性が十分認められる。

- (5) 平成 23 年 3 月 12 日 2 時 45 分頃までには、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ていたと考えるのが自然であり、その後も、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こと

a 注水状況との関係

1 号機については、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 37 分から同日 15 時 50 分にかけての頃、全交流電源及び直流電源が失われ、その頃、IC も機能をほぼ喪失し、その後は何らの注水も実施されないまま、同月 12 日 2 時 45 分頃には約 11 時間が経過しており、この頃までには、既に炉心が露出し、損傷も相当程度進んでいたと考えられ、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を大きく喪失するような破損が生じていた可能性が高い。

さらに、同日 4 時頃以降、1 号機への代替注水が断続的になされるようになった。しかし、1 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*46</sup>によれば、同日 4 時頃から同日 20 時 8 分頃まで原子炉圧力の計測がなされていないものの、同日 6 時頃から同日 13 時 58 分頃までの間、D/W 圧力及び S/C 圧力が 0.750MPa abs 前後を推移しており、原子炉圧力もこれと同等かそれ以上であったと考えられ<sup>\*47</sup>、代替注水に用いた消防ポンプの吐出圧力が 0.85MPa gage であり、圧力容器までの注水ラインで更に圧力損失が生じることなど<sup>\*48</sup>からすると、十分な注水量を確保できなかったと考えられる。

b 原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動との関係

- ① 1 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*49</sup>によれば、原子炉圧力は、3 月 11 日 20 時 7 分頃に 6.900MPa gage であったが、その後 SR 弁による減圧操作がな

\*46 前掲東京電力 HP 参照。

\*47 原子炉圧力を更に低下させるためには、格納容器ベントを実施して D/W 圧力及び S/C 圧力を下げる必要があったと考えられる。

\*48 その他、注水ラインとなっている消火系配管等に損傷が生じていた可能性も否定できない。

\*49 前掲東京電力 HP 参照。

されていないのに<sup>\*50</sup>、同月 12 日 2 時 45 分頃には 0.800MPa gage を示していた。

この原子炉圧力計は、1 号機 R/B2 階の計装ラックに備え付けられており、圧力容器外（格納容器内）に備え付けられた基準面器から計装配管を通じて圧力伝送器に送られる水の圧力から、基準面器内の基準面水位から計装ラック内の圧力伝送器までの水頭圧（90kPa）を差し引いて原子炉圧力の値を指し示すもので、計装ラックにおいて直接読み取り可能である。

したがって、この原子炉圧力計は、圧力伝送器内で電気抵抗に変換・増幅して計測するものではないため、誤差が生じ得る要因としては基準面器内水位の低下以外に考え難く、その誤差も、基準面器内の水位低下によって、本来の基準面と実際に低下した水面の水頭圧差分だけ、実際の原子炉圧力より小さく表示されるおそれがあるものの、最大でも 90kPa 程度であり、原子炉水位計と比較してその誤差は僅かといえ、その指示値はおおむね正しい数値といえる。

② 次に、1 号機の原子炉圧力が、SR 弁による減圧操作がなされていないのに、0.800MPa gage を示すに至った原因について検討する。

まず、SR 弁の D/W 吹き出し機能や安全弁機能は、電源を必要とせず圧力容器内が一定の圧力に達した時にバネの力で開閉するものであるが、D/W 吹き出し機能の場合は、原子炉圧力が約 7.66~7.76MPa gage に低下するまでに閉となり、安全弁機能の場合は、原子炉圧力が約 6.88~6.94MPa gage に低下するまでに閉となる仕組みであり、原子炉圧力が 0.800MPa gage に減圧されるまで開状態が維持されることはない。そのため、SR 弁の D/W 吹き出し機能や安全弁機能が動作したことによる減圧では説明がつかない（前掲図表 5 参照）。

また、前記(2)b②記載のとおり、1 号機の SR 弁については、津波の影響で、駆動用窒素ガス供給用配管の電磁弁を励磁するのに必要な電源を喪失しているため、逃し弁機能及び ADS 機能が動作したとも考え難い。

そうすると、平成 23 年 3 月 12 日 2 時 45 分頃までに、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく喪失する損傷が生じ<sup>\*51</sup>、同損傷箇所

\*50 1 号機については、平成 23 年 3 月 11 日 20 時頃までに、当直が、D/DFP による代替注水ラインを構成していた。ただし、D/DFP による代替注水を実施するには、それが低圧注水系である以上、SR 弁による減圧操作が必要となるものの、当時、1/2 号中央制御室では SR 弁開操作の電源が枯渇しており、電源復旧が必須であった。しかし、当直から発電所対策本部に対し、SR 弁開操作の電源復旧が要請された形跡は認められず、発電所対策本部は IC が作動していると誤認識していたため、SR 弁の開操作どころか、電源復旧作業も開始されないまま、同月 12 日 2 時 45 分頃に原子炉圧力を計測した時点では、既に 0.800MPa gage まで大きく減圧していた。

\*51 原子炉圧力が低下した原因として、SR 弁の D/W 吹き出し機能や安全弁機能が動作して弁が開いた後閉に用いるバネの伸縮性が損なわれて弁が閉じなくなった可能性も考えられないではない。仮にそうであったとしても、本来閉じられるべきものが閉じられなくなったのであるから、貫通配管やフランジガスケット部等の圧力容器周辺部に損傷が生じて、圧力容器の閉じ込め機能が喪失した場合と何ら異なるところはない。



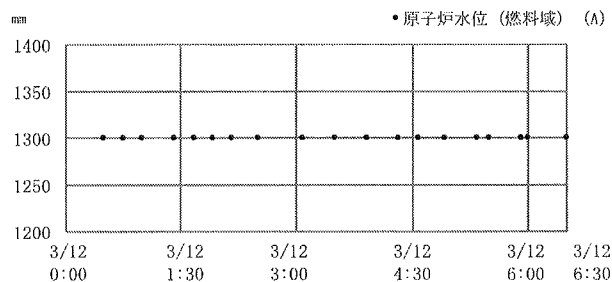
から、格納容器側に直接圧力が抜けたことにより原子炉圧力が低下し、同時刻頃、0.800MPa gage と計測された可能性が極めて高い。

- ③ 原子炉圧力計及び D/W 圧力計は、その仕組み上、圧力容器が低圧状態又は格納容器が高温状態にあっても、原子炉水位計に比べれば誤計測、誤表示の程度は小さいと考えられるところ、平成 23 年 3 月 12 日 2 時 45 分頃の時点で、1 号機の原子炉圧力は、原子炉圧力計によれば 0.800MPa gage (= 約 0.901MPa abs) であるのに対し、D/W 圧力は、D/W 圧力計によれば 0.840MPa abs を示している。

そうすると、この頃までに、1 号機の原子炉圧力は、SR 弁による減圧操作を経ないまま、D/W 圧力とほぼ等圧状態に至ったと認められ、その原因は、同日 2 時 45 分頃までに、圧力容器又はその周辺部から格納容器側に直接圧力が抜ける損傷箇所が生じていたことによる可能性が極めて高い。

### c 原子炉水位との関係

1 号機については、津波到達後、IC の機能がほぼ喪失し、平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃まで全く代替注水がなされず、同時刻頃以降も断続的かつ不十分な代替注水しかなされていなかったのに、1 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*52</sup>によれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）は、同日零時 30 分頃から同日 6 時 30 分頃まで TAF+1,300mm を示したまま変化がない（図表 7 参照）。



図表7 1号機原子炉水位の挙動 (3/12 0:00~3/12 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

これは、遅くとも同日零時 30 分頃までには、実際の原子炉水位が炉側配管入口を下回った上、基準面器側配管内の水位が格納容器外側付近まで低下して変化を示さなくなったことによる可能性が高いと考えられる。このような原子炉水位計の指示値が全く変化を示さないことについて、仮に IC が作動していたとしても IC の作動のみから説明することは困難であるし、同日 4 時頃まで全く代替注水がなされず、それ以降も不十分な代替注水しかなされなかったという状況を踏まえればなおのこと、実際の原子炉水位の挙動として説明するのは困難である。

そうすると、遅くとも同日零時 30 分頃までには、原子炉水位は、BAF を相

\*52 前掲東京電力 HP 参照。

当下回っていた可能性が高く、同日 2 時 45 分頃までに、燃料の溶融が進み、燃料支持板から压力容器底部に落下し、更には、压力容器底部が破損したと考えても不自然ではない。

#### d 放射線量との関係

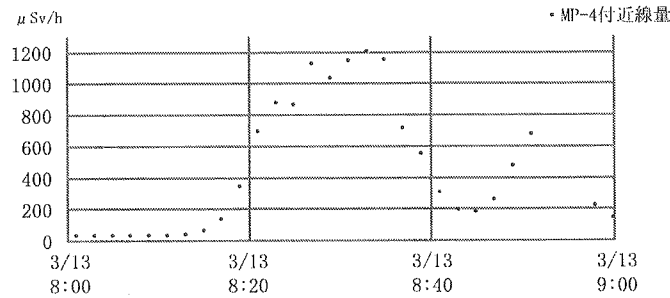
##### (a) 平成 23 年 3 月 12 日未明に放射線量が上昇したこととの関係

- ① 平成 23 年 3 月 12 日未明、発電所対策本部は、放射線量の異常上昇に対応し、飛散する放射性物質の吸引・汚染リスクを緩和するため、免震重要棟から外に出る際には、「全面マスク及び C 装備」を着用せざるを得ない状態になっていた。これは、1 号機炉心由来の放射性物質が、压力容器又はその周辺部から格納容器、更には、格納容器から R/B、R/B から R/B 外へ漏えいし、免震重要棟近辺の大気中にまで浮遊、付着していたためと考えられる。
- ② 平成 23 年 3 月 12 日 3 時 45 分頃、1 号機 R/B 内に白いもやが立ち込め、放射線管理員が R/B 内へ立ち入れなくなった。その後、同日 4 時頃以降、1/2 号中央制御室内の 1 号機側の放射線量が異常上昇したため、当直は、その場に止まらず、同室内の 2 号機側に退避し、なおも同室内上方の放射線量が高かったため、同室内床上に着座して被ばくを回避せざるを得なくなった。
- ③ 平成 23 年 3 月 12 日 4 時 50 分頃、1 号機 R/B から免震重要棟に戻った作業員に放射性物質による汚染が認められた。
- ④ このような状況からすると、压力容器内で燃料損傷が相当程度進んで放射性物質が大量に放出され、これが压力容器又はその周辺部から格納容器内に漏えいし、さらに、格納容器又は格納容器フランジ部、電気配線貫通部、機器搬入用ハッチ、人の出入り用のエアロック、計装配管その他の周辺部（以下「格納容器又はその周辺部」という。）から 1 号機 R/B 内に漏えいし、更にはその周辺にまで拡散し浮遊していた可能性が極めて高い。

##### (b) 平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃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  $186.2 \mu \text{ Sv/h}$

μ Sv/h を示し、再び上昇傾向に転じている（図表 8 参照）



図表8 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

② 平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 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、その影響で上昇していた放射線量が下降した後の挙動であるから、これらの事象が直接の原因とは考え難い。

2 号機については、同日 11 時頃になってようやく、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おり<sup>\*53</sup>、同日 8 時頃にはいまだ格納容器ベントラインが完成していないから、同日 8 時 1 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られない。

3 号機については、同日 8 時 41 分頃になってようやく、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<sup>\*54</sup>、3 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*55</sup>によれば、D/W 圧力が低下し始めるのは同日 9 時 10 分頃以降であるから、少なくともそれ以前の同日 8 時 1 分頃以降の放射線量の上昇は、3 号機の格納容器ベントの影響とは考えられない。

これに対し、原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）は、平成 24 年 3 月に公表した「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」の中で、「13 日 8 時頃からベント操作を実施し、敷地内の線量率が上昇するとともに格納容器圧力も上昇した」として、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃以降の放射線量の上昇について、3 号機のベント操作による影響を指摘する<sup>\*56</sup>。

しかし、格納容器ベントに必要な操作を開始したとしても、格納容器ベントラインが完成しなければ、格納容器ベントが放射線量上昇の原因となり得ないから、保安院の上記指摘は、放射線量が上昇する同日 8 時 1 分頃に先立つ同日 8 時頃に 3 号機の格納容器ベントラインが完成していた

\*53 中間報告 208~209 頁参照。

\*54 中間報告 202~203 頁参照。

\*55 前掲東京電力 HP 参照。

\*56 保安院が、平成 23 年 3 月に公表した「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」31 頁及び参考資料図 V-1-4 参照。

と認定できなければ成立し得ない。しかしながら、そのように認定する根拠は全くなく、かえって、3号機の当直引継日誌には「8:35 PCV ベント弁 MO-271 15%手動開」、「8:41 S/C ベント ライン構成終了 AO-205 開確認はトールスルームでこわくていけない」と記載されている上、テレビ会議内容、発電所対策本部情報班その他の関係者のメモ書き及び当直らの各供述もこれに沿う内容であると考えられる。そうすると、保安院の上記指摘は、これら関係各証拠を全く考慮していないものであって、実際の事実経過とは異なり、誤った事実認定によるものというほかない。

これらの証拠からすると、当委員会が認定したとおり、3号機については、同日8時41分頃になってようやく、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たことは疑いの余地がないのであって、保安院が、この頃放射線量が上昇した原因として、「ベント操作による影響」の可能性を挙げていることは、甚だ理解に苦しむところである。

③ 次に、1~3号機のプラント状態について考察する。

まず、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、溶融が進行して、大量の放射性物質が放出されたと考えられる。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が<sup>\*57</sup>、1号機のプラント関連パラメータ<sup>\*58</sup>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を示してからほとんど変化を示さなくなっており、原子炉水位が炉側配管入口を上回るようなことはなかったと考えられる。そうすると、代替注水開始後も、1号機については、原子炉水位がBAFを上回ることがないまま、炉心損傷、溶融が進行し、その過程で、大量の放射性物質が放出された可能性も十分あると考えられ、同月13日8時1分頃までに、1号機の炉心損傷の過程で放出された放射性物質がR/B外に漏えいし、同日8時1分頃以降の放射線量の上昇に寄与した可能性も十分認められる。

これに対し、2号機については、同日8時1分頃、いまだRCIC作動中であり、原子炉水位も確保されていたため、炉心損傷が進行するような状況にはなかったと考えられ、同日8時1分頃以降の放射線量の上昇に寄与したとは考え難い。

もっとも、3号機については、同日2時42分頃にHPCIを停止してから全く注水しておらず、同日3時51分頃にはTAFに到達していた可能性があり、それ以降、原子炉水位が低下していくとともに、炉心が露出して、炉心損傷が開始し、大量の放射性物質が放出され、これが、压力容器

\*57 平成23年3月14日22時45分頃に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、1号機については、例えば、同月12日21時45分頃から同日23時50分頃までの間、消防ポンプが燃料切れのため代替注水が停止していることが明らかである。

\*58 前掲東京電力HP参照。

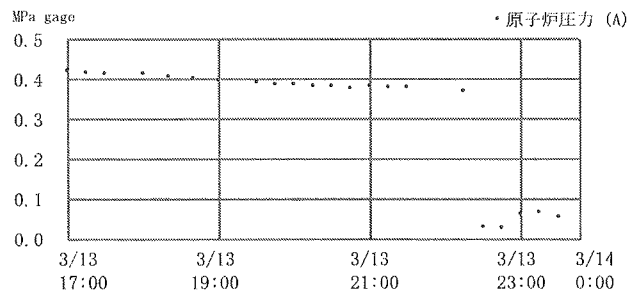
から格納容器に流れ込み、格納容器又はその周辺部にも過温その他の原因によって損傷箇所が生じていたために格納容器外に漏えいし、さらに、建屋外に漏えいした可能性も否定できない。

- ④ したがって、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃以降にモニタリングポスト 4 番付近で放射線量が上昇した要因は、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、1 号機の炉心損傷、溶融が更に進行して大量の放射性物質が放出され、これが、圧力容器から格納容器、格納容器から R/B へと漏えいし、爆発によって破損した R/B5 階部分から大気中に放出された可能性は十分に認められる。さらに、その前提として、その頃までに、1 号機の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ていた可能性もある。

e その後の現場対処と原子炉圧力の挙動との関係

1 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*59</sup>によれば、原子炉圧力計（A 系）は、平成 23 年 3 月 13 日 17 時頃に 0.423MPa gage を示していたが、同日 22 時 15 分頃に 0.370MPa gage、同日 22 時 30 分頃には 0.030MPa gage まで急激に下降し、同日 22 時 45 分頃に 0.028MPa gage、同日 23 時 30 分頃に至っても 0.056MPa gage を示していた<sup>\*60</sup>（図表 9 参照）。



図表9 1号機原子炉圧力の挙動（3/13 17:00～3/14 0:00）

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

同日 17 時から同日 22 時 45 分にかけての頃、1 号機については、3 号機 T/B 前の逆洗弁ピットを水源として、消防車による代替注水を実施しており、実際に圧力容器内に注水がなされていたか否かについて断定まではできないが、圧力容器内に多少なりとも注水がなされれば、水が蒸気となり、圧力容器が健全である限り、原子炉圧力が上昇傾向を示すと考えられるのに、実際には、原子炉圧力計（A 系）の指示値は下降傾向を示していたことになる。

\*59 前掲東京電力 HP 参照。

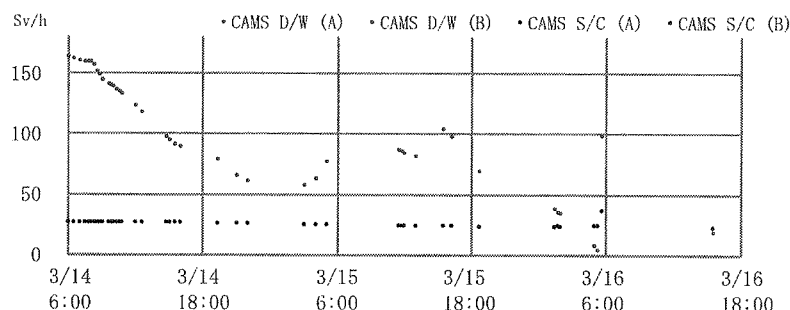
\*60 1 号機のプラントパラメータによれば、原子炉圧力（B 系）は、平成 23 年 3 月 13 日 22 時 30 分頃に 0.368MPa gage を示し、A 系よりも高い指示値を示しているが、やはり低下傾向にあり、同月 16 日 1 時 24 分頃には 0.096MPa gage を示している。

さらに、1号機の原子炉圧力計（A系）の指示値は、同日22時15分頃に0.370MPa gageを示していたが、その頃、1号機について、SR弁の開操作を実施していないのに<sup>\*61</sup>、同日22時30分頃には0.030MPa gageまで急激に下降し、大気圧とほぼ等圧となった。

このような現場対処と原子炉圧力の挙動との関係から見ると、この頃、圧力容器又はその周辺部から格納容器に圧力が抜けるような損傷箇所が生じていたと考えるのが自然であり、原子炉圧力が急激に低下した同日22時30分頃に、更に損傷が拡大した可能性もある。

f 格納容器内雰囲気モニタ系γ線線量検出器（以下「CAMS」という。）による測定結果との関係

- ① 1号機のプラント関連パラメータ<sup>\*62</sup>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6時頃に164Sv/h、26.6Sv/h、同日6時30分頃に162Sv/h、26.6Sv/h、同日7時頃に161Sv/h、26.5Sv/hを示し、その後、ガンマ線量率は、D/W側が減少傾向、S/C側が横ばいの数値を示している（図表10参照）。



図表10 1号機CAMS D/W等の挙動（3/14 6:00～3/16 18:00）

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

- ② まず、CAMSは、D/W側に2か所、S/C側に2か所設置されている。

このうち、D/W側のCAMSはいずれも、格納容器の壁を貫通し、外側から内側に向かう金属製筒状のへこみに備え付けられており、格納容器雰囲気内のガンマ線を計測する。その際、筒状の金属は、ガンマ線の透過性が高く、CAMSで計測されるガンマ線量率は、格納容器内のガンマ線量率とほぼ等値を示すものと考えられている。

また、S/C側のCAMSは、トーラス室内のS/C外壁上方に2か所備え付

\*61 発電所対策本部復旧班計測制御グループが作成した「計測制御作業日報」によれば、1号機については、平成23年3月21日になってようやく、いつでもSR弁の開操作を実施できるようにバッテリーを設置し、同月22日、SR弁（B弁）の開操作を実施した旨記録されている。

\*62 前掲東京電力HP参照。

けられており、S/Cの外壁は約15mmの鋼鉄製<sup>\*63</sup>で、やはりガンマ線の透過性が高く、CAMSで計測されるガンマ線量率は、S/C内気相部のガンマ線量率とほぼ等値を示すものと考えられている。

そして、CAMSの検出部は、電離箱と呼ばれる放射線検出器を用いている。これは、二つの電極となる金属板によって挟まれ、アルゴンや窒素等の不活性ガスによって満たされた容器からできており、二つの電極の間を放射線が通過して陽イオンと陰イオンに電離することで、この容器と接続された電気回路を流れる電流の大きさが変わり、その変化を読み取ることでガンマ線量率が計測されるものである。

- ③ ところで、福島第一原発の「アクシデントマネジメントの手引き（以下「AMG」という。）」によれば、これらのCAMSによって計測されたガンマ線量率から炉心損傷割合を算定することとしている。これは、単純に、燃料被覆管及びその内にある燃料ペレット内に存在する希ガスが放出するガンマ線の総量に対し、CAMSによって計測されたガンマ線量率の割合を炉心損傷割合としたものである。

ただし、かかるCAMS計測結果に基づく炉心損傷割合については、AMGの適用範囲を画する基準として用いられており、そもそも時々刻々と変化していく炉心の状態を読み取るものとして用いられることを予定していない。特に、スクラム後時間が経過していくにつれ、注水量や燃料の有する熱量等その他の諸条件が炉心の状態に影響を与える上、格納容器ベントや格納容器からの漏えいによって放射性物質が格納容器外に放出されることがあり得るため、CAMSによって計測されたガンマ線量率の挙動と実際の炉心損傷割合との間には相当の誤差が生じ得ることも実務的に認識されている<sup>\*64</sup>。

- ④ 1号機については、まず、平成23年3月14日6時頃にCAMSによるガンマ線量率測定を開始して以降、ガンマ線量率の飛躍的な上昇が認められず、同日21時頃の時点でも、D/W側のガンマ線量率は65.6Sv/hであり、これに基づき炉心損傷割合を算定すると10%前後となる。また、S/C側のガンマ線量率は25.7Sv/hであり、これに基づき炉心損傷割合を算定すると5%前後となるにすぎない。さらに、この頃のCAMSによって計測されたガンマ線量率は、既に炉心損傷が進行していたと考えられる同月12日未明から相当程度時間が進行しているため、希ガスのみならず、他の核種のものも含まれていると考えるのが自然である。

1号機については、同月11日15時37分頃から同月12日4時頃まで12時間を超える間、全く代替注水がなされておらず、SR弁の開操作も実施し

---

\*63 2号機及び3号機については、S/C外壁の厚さは約17mmである。

\*64 現に、1号機のCAMSによって計測されたガンマ線量率に基づきAMG上の炉心損傷割合を算定すると、時間が経過するにつれて炉心損傷割合が小さくなっているが、一度損傷した炉心が回復することは考え難く、これは、放射性物質が格納容器外へ漏えいしたことの影響と考えられる。

ていないのに、1号機のプラント関連パラメータ<sup>\*66</sup>によれば、同日2時45分頃には原子炉圧力が0.800MPa gageまで低下してD/W圧力と等圧に近い状態に至っている。そうすると、この頃までに燃料ペレットの溶融が進行して圧力容器の損傷に至った可能性が高いにもかかわらず、いかにもCAMSによって計測されたガンマ線量率が低いと言わざるを得ない。

そして、1号機については、同月12日14時頃からS/Cベントを実施し、1号機のプラント関連パラメータ<sup>\*66</sup>によれば、同日13時58分頃、D/W圧力が0.755MPa abs、S/C圧力が0.744MPa absであったのに対し、同日15時12分頃、D/W圧力が0.520MPa abs、S/C圧力が0.515MPa absを示し、D/W圧力及びS/C圧力が同程度減圧されており、S/C内の放射性物質、更には、ベント管を通じてD/W内の放射性物質の多くが大気中に放出されたものと考えられる。

また、同月11日21時51分頃以降、1号機R/B、次いで、その周辺の放射線量が異常上昇しており、放射性物質が格納容器から漏えいしていた可能性が極めて高い。

そうすると、同月14日6時頃以降にCAMSによって計測されたガンマ線量率は、少なくともS/Cベント及び格納容器からの漏えいによって、格納容器外へ多くの放射性物質が放出された後の値を示していると考えられるため、1号機の炉心損傷割合を正しく反映するものとは考え難い。

- ⑤ このように、平成23年3月14日6時頃以降に計測したガンマ線量率が炉心損傷割合を正しく反映するものとは認められないとしても、その推移から、まず、以下のことが言える。

すなわち、まず、1号機については、少なくとも3号機逆洗弁ピットの水が取水不能となった同日1時10分頃以降、同日20時30分頃までの間、1号機への注水を中断している。仮に、1号機について、同日6時頃までに炉心損傷や圧力容器の損傷に至っていなかったのであれば、その後14時間30分もの間注水を実施していない以上、炉心が露出して損傷を開始するはずである。そうすると、その間、継続的に計測していたCAMSの数値上、S/C側に吹き出した蒸気に含有する放射性物質のガンマ線量率が大きく上昇するなどの挙動を示したはずであるが、そのような挙動は一切認められない。

したがって、かかるガンマ線量率の推移からすると、CAMS計測を開始した同日6時頃には、既に炉心損傷が相当程度進んでいたと考えるのが自然である。

- ⑥ さらに、CAMSによるガンマ線量率の測定結果について、D/W側とS/C側のガンマ線量率を比較する観点から、以下のことがいえる。

まず、AMG上、炉心損傷が発生していることの確認は、燃料から放出さ

---

\*65 前掲東京電力HP参照。

\*66 前掲東京電力HP参照。



れ格納容器内に存在する希ガスのガンマ線量率を CAMS によって測定することにより、概略を知ることができる」とされている。

そして、AMG によれば、その前提条件として、「炉心の損傷開始から圧力容器破損までは、燃料から放出された FP<sup>\*67</sup> は逃し安全弁を通過して W/W<sup>\*68</sup> へ移行する (LOCA を除く)。希ガスは W/W 気相部へ移行するが、他の核種の大半は圧力容器内又は S/P 水<sup>\*69</sup> 内にたい積する。しかしながら、長期的には RPV<sup>\*70</sup> 破損に至るため、D/W 側への移行も生じるため、この点を考慮して、D/W 及び W/W の両方についてそれぞれ希ガスが放出されたものとして、希ガスを対象として炉心の損傷割合と格納容器の放射線レベルの関係を算出する。」とある。つまり、炉心損傷の進行度にかかわらず、圧力容器又はその周辺部に損傷が生じるまでは、D/W 側には希ガスがほとんど存在せず、この段階では CAMS によって D/W 側で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。

ここで、1 号機のプラント関連パラメータによれば、CAMS によるガンマ線量率の測定結果は、平成 23 年 3 月 14 日 6 時頃に測定を開始して以来、同月 16 日 15 時 30 分頃までの間、一貫して S/C 側よりも D/W 側の方がガンマ線量率が大きい値を示していることに着目すべきである。

かかるガンマ線量率を示した原因として、まず、原子炉圧力が 8.51~8.62MPa gage 程度まで上昇し、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、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以前に、原子炉圧力が 7.64~7.71MPa gage 程度まで上昇した時点で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している間も S/C 側へ同様に蒸気が流出するのであるから<sup>\*71</sup>、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、D/W 側の方が S/C 側よりも数倍のガンマ線量率を示していることの説明がつかない。

別の原因として、同月 12 日 14 時頃から実施した S/C ベントの影響も問題となる。しかし、この時点では、S/C ベントによって S/C 圧力が低下すれば、D/W 側の雰囲気圧力がベント管を通じて S/C 側に流れ込むはずであり、やはり、D/W 側の方が S/C 側よりも数倍のガンマ線量率を示していることの説明がつかない。具体的には、1 号機のプラント関連パラメータによれば、同日 13 時 58 分頃、D/W 圧力が 0.755MPa abs、S/C 圧力が 0.744MPa abs であったところ、同日 15 時 12 分頃には、D/W 圧力が 0.520MPa abs、S/C

---

\*67 核分裂生成物のことを指す。

\*68 S/C のことを指す。

\*69 S/C 内に貯留する水を指し、S/C 内に流れ込む蒸気を凝縮して圧力を抑制する機能を有する。

\*70 圧力容器を指す。

\*71 さらに、D/W 吹き出し機能が動作して D/W 圧力が上昇すれば、ベント管を通じて、D/W 側から S/C 側に蒸気が流出する。

圧力が 0.515MPa abs を示し、D/W 圧力及び S/C 圧力が同程度減圧されていることから、S/C 内にあった放射性物質のみならず、D/W 内にあった放射性物質もほぼ同様に大気中に放出されたものと考えるのが自然である。

そうすると、同月 14 日 6 時頃の CAMS による計測の結果、D/W 側のガンマ線量率が 164Sv/h、S/C 側のガンマ線量率が 26.6Sv/h であって、D/W 側の方が S/C 側よりも 6 倍以上大きい値を示し、かつ、その後も D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれを大きく上回っていたことにつき、S/C ベントの影響とみるのは無理がある。

AMG によれば、圧力容器破損に至るまでは、炉心損傷によって発生した希ガスのおよそ大半は、圧力容器及び S/C 側に滞留する。そして、S/C 圧力が D/W 圧力を上回り真空破壊装置が動作した可能性や S/C ベントの実施を加味したとしても、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側と同程度であれば格別、一貫して D/W 側が S/C 側の数倍程度のガンマ線量率であることの説明がつかない。そうすると、このような現象は、同月 14 日 6 時頃までには、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、D/W 側に希ガスや他の核種<sup>\*72</sup>が直接漏えいしたと考えるのが自然である。

さらに、既に述べたとおり、同日 6 時頃には、炉心損傷が相当進み、既に CAMS によって計測されるガンマ線は、希ガスよりもむしろ他の核種が多いと考えられるが、他の核種についても、D/W 側の方が S/C 側よりもガンマ線量率をはるかに上回る要因について、同様のことが言えるのであって、やはり、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、D/W 側に放射性物質が直接漏えいしたと考えられる。

- ⑦ 以上を前提に考えれば、平成 23 年 3 月 12 日 2 時 45 分頃までに炉心損傷が進んで燃料ペレットも熔融し、圧力容器が損傷して D/W 側に希ガスや他の核種が漏えいし、同月 14 日 6 時頃に CAMS 測定を開始した時点では、S/C ベントを実施したことや格納容器から漏えいしたことによって、D/W 及び S/C 内にあった核種が格納容器外へ相当程度放出されたと考えるのが最も自然である。さらに、同日 6 時頃までに、圧力容器底部が破損して、熔融燃料が格納容器下部プレナムに落下していた可能性もある。

---

\*72 例えば、ヨウ化セシウム (CsI) や水酸化セシウム (CsOH) 等が挙げられる。

## g 汚染水等との関係

- ① 平成 23 年 3 月 26 日、東京電力が、1 号機 T/B 地下階において採取した滞留水から、ヨウ素（以下「I」という。）-131、セシウム（以下「Cs」という。）-134、Cs-137 が検出された（図表 11 参照）。

| 採取日時        | 採取物                          | 核種（半減期）      | 放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> ) |
|-------------|------------------------------|--------------|-----------------------------|
| H23. 3. 26  | 1号機T/B地下階滞留水                 | I-131（約8日）   | 150,000                     |
|             |                              | Cs-134（約2年）  | 120,000                     |
|             |                              | Cs-137（約30年） | 130,000                     |
| H23. 6. 22  | 1号機使用済燃料プール（SFP）のスキマーサージタンク水 | I-131（約8日）   | 68                          |
|             |                              | Cs-134（約2年）  | 12,000                      |
|             |                              | Cs-137（約30年） | 14,000                      |
| H23. 11. 25 | 1号機R/B地下階滞留水                 | Cs-134（約2年）  | 140,000                     |
|             |                              | Cs-137（約30年） | 190,000                     |

図表11 1号機汚染水等測定結果

東京電力「原子炉建屋地下階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、1 号機 R/B 地下階滞留水の放射能濃度等を測定したところ、1 号機 R/B 地下階滞留水から、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 11 参照）。
- ③ 平成 23 年 6 月 22 日、東京電力が、1 号機 SFP のスキマーサージタンク水の核種分析を実施したところ、I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 11 参照）。圧力容器から取り出して SFP に貯蔵されていた燃料のうち最も冷却期間が短い燃料でも 1 年程度冷却されているため、約 8 日と半減期が短い核種である I-131 が、その燃料由来とは考え難い。そうすると、1 号機の炉心由来の核種が、1 号機 R/B 内における蒸気の凝縮水、ダスト、瓦礫への付着等を介して SFP 水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。
- ④ 以上から、1 号機の R/B 地下階滞留水、T/B 地下階滞留水及び SFP 水から検出された核種の全部又は一部は、その検出場所との関係からしても、1 号機の炉心由来のものとするのが自然であり、圧力容器又はその周辺部から、I や Cs が溶けた冷却水が、格納容器を経由して、建屋へ漏えいしたものと考えられる。

## h 原子炉水位計が示す数値との関係

- ① 平成 23 年 3 月 12 日 2 時 45 分頃までに 1 号機の圧力容器が破損した可能性が高いにもかかわらず、1 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*73</sup>によれば、同日 3 時 5 分頃においてもなお、原子炉水位計（燃料域 A）が TAF+1,300mm、原子炉水位計（燃料域 B）が TAF+500mm を示している。これは、一見すると、依然として炉心の露出が開始していないかのようであるので、かかる原子炉水位計が示す数値について考察する。
- ② 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 BAF のやや下方にある炉側配管入口を上回る原子炉水位が確保されていることを前提として、差圧伝送器において、炉側配管圧力から基準面器側配管

\*73 前掲東京電力 HP 参照。

圧力を差し引いた負の値を測定して、これを原子炉水位に換算して指示するものである。

そうすると、まず、基準面器内の水位が低下したり、基準面器側配管内まで水位が落ち込んだりした場合には、基準面器側配管圧力が小さくなるが故に炉側配管圧力と基準面器側配管圧力の差圧は小さくなり、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負の値の絶対値も小さくなる。そして、原子炉水位計は、基準面まで水位が確保されていることを前提として、差圧伝送器における計測値から原子炉水位を換算・表示するので、実際よりも原子炉水位を高めに表示することになる。

また、BAF よりやや下方に位置する炉側配管入口よりも原子炉水位が下回った場合、原子炉水位に変化が生じて、差圧伝送器において計測される炉側配管圧力に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計測し、原子炉水位計は、その水頭圧差を原子炉水位として換算・表示する結果、実際の原子炉水位とは大きくかい離することになる。

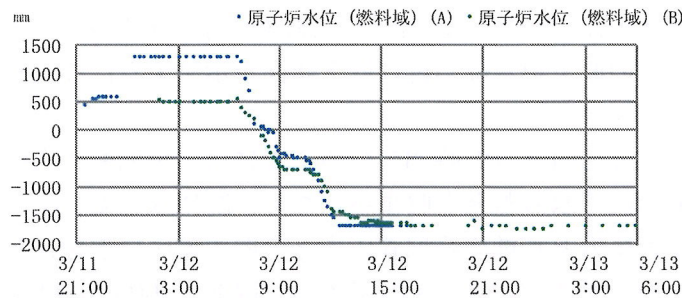
さらに、炉側配管及び基準面器側配管内の各水位が低下していくと、次第に圧力容器雰囲気の影響を受けなくなり、また、配管周囲の格納容器雰囲気温度も低下していくことになるので、蒸発がやみ、その時点で水位変化をほとんど示さなくなる。そのため、差圧伝送器において測定する炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の差圧にも変化が生じなくなるため、原子炉水位計が示す見かけ上の原子炉水位も変化を示さなくなる。

- ③ 1号機のプラント関連パラメータ<sup>\*74</sup>によれば、原子炉水位（燃料域 A）は、平成23年3月11日21時30分頃に TAF+450mm を示した後、同日22時35分頃に TAF+590mm まで上昇して同日23時24分頃まで同一の値を示している。さらに、同月12日零時30分頃に TAF+1,300mm まで上昇し、同日6時30分頃まで同一の値を示し、その後下降傾向に至っている。また、原子炉水位（燃料域 B）は、同日1時55分頃に TAF+530mm、同日2時10分頃に TAF+500mm を示した後、同日6時頃まで変化を示していない（図

---

\*74 前掲東京電力 HP 参照。

表 12 参照)。



図表12 1号機原子炉水位の挙動 (3/11 21:00～3/13 6:00)

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、1号機については、ICがほとんど機能していなかった上、同日4時頃までは少なくとも代替注水が全くなされず、その後も間欠的に代替注水がなされたにすぎないことが明らかであるから、原子炉水位が上昇し、又は同じレベルを維持することは物理的に考え難い。

むしろ、1号機の原子炉水位計が、同月11日21時30分頃にTAF+450mmを示し、同日22時35分頃にTAF+590mmを示したのは、基準面器内の水位が低下して基準面器側配管圧力が小さくなった結果、原子炉水位計が、基準面まで水位が確保されている場合に比べて、原子炉水位を高めに表示した可能性が高い。

その後、原子炉水位計(燃料域A)が、同日23時24分頃までTAF+590mmを示し、次いで、同月12日零時30分頃から同日6時30分頃までの間、TAF+1,300mmを示し、いずれもその間同一の値を示したことや、原子炉水位計(燃料域B)が、同日1時55分頃にTAF+530mm、同日2時10分頃にTAF+500mmを示した後、同日6時頃まで同一の値を示し、その後低下傾向を示したことについては、実際の原子炉水位が、BAFのやや下方に位置する炉側配管入口を下回ったことで、実際の原子炉水位の変化に応じた炉側配管圧力の変化が生じなくなる一方で、基準面器側配管内の水位の低下によって、原子炉水位が上昇しているように見え、その後、基準面器側配管内の蒸発がやんで水位低下が止まり、原子炉水位計の指示値が変化しなくなったためと考えられる。

もっとも、1号機のプラント関連パラメータ<sup>\*75</sup>によれば、同月12日6時30分頃以降、原子炉水位に変化が生じ、燃料域A及びBともに、原子炉水位が減少する値を示し、同日12時35分頃には、いずれもTAF-1,700mm程度まで落ち込んでいる。

これは、溶融燃料が压力容器底部、更には格納容器下部ペDESTAL部への落下が進むなどして压力容器内又は格納容器内の下部に熱移動が起こること

\*75 前掲東京電力HP参照。

で、下部にある炉側配管内の水の蒸発が活発となって水位が低下して炉側配管圧力が小さくなり、これと基準面器側配管圧力の差圧が再び大きくなり始めたために、原子炉水位計が、これを原子炉水位として換算・表示した結果、見かけの原子炉水位が再び低下傾向を示すようになったと考えることができる<sup>\*76</sup>。

そして、同日 12 時 35 分頃までには、炉側配管内の水位低下が進んで、同配管内の水の蒸発も収まったため、既に水位変化を示さなくなっていた炉側配管圧力と基準面器配管圧力との間の差圧に変化が生じなくなり、その結果、原子炉水位計が指示する値が TAF-1,700mm 程度でほぼ変化を示さなくなった可能性がある<sup>\*77\*78</sup>。

- ④ 以上からすれば、1 号機については、プラント関連パラメータに記録された原子炉水位計が示す数値自体、信用性に欠けるといえる。

むしろ、ある時間帯において全く注水を実施していないにもかかわらず、原子炉水位計がほぼ不変の数値を示していたということは、原子炉水位が BAF を下回っていた可能性を示唆するものとして重要である。このように考えれば、少なくとも平成 23 年 3 月 11 日 22 時 20 分頃以降、原子炉水位が TAF+590mm を示して約 1 時間変化を示さず、その後同月 12 日零時 30 分頃に TAF+1,300mm を示して約 6 時間変化を示さなかったことも、その頃の 1 号機 R/B 内の放射線量が異常上昇したことや、同月 11 日 23 時 50 分頃に D/W 圧力が異常上昇していたこと、同月 12 日 2 時 45 分頃までに圧力容器が破損していた可能性が高いことと整合的に理解できる。

---

\*76 1 号機については、平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃以降、代替注水を開始しているが、間欠的に 1～2 m<sup>3</sup>程度ずつなされたにすぎず、すべての水が圧力容器内に注水されていない可能性も十分認められる状況にあり、原子炉水位計の指示値に変化が生じ始めた同日 6 時 30 分頃の時点で炉側配管入口を上回る原子炉水位を確保できたとは考えられない。このことは、仮に、代替注水によって実際の原子炉水位が炉側配管入口を上回ったとすれば、その時点で原子炉水位計の指示値が急激な変化を示すはずであるし、実際の原子炉水位が上昇していることになるから指示値も上昇傾向を示すと考えられるのに、実測の指示値は、同日 6 時 30 分頃に変化を示してから一貫して低下傾向にあったことから裏付けられる。

\*77 仮に、基準面器に基準面まで水位が確保され、かつ、炉側配管入口を上回る原子炉水位が確保されていれば、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が 40～50kPa 程度となる場合に TAF-1,700mm 程度を示すことになる。そして、炉側配管及び基準面器側配管の設置位置の関係からすれば、かかる差圧は、基準面器側配管内の水位が低下し、かつ、原子炉水位が炉側配管入口を下回って同配管内の水位が低下した場合の両配管の水頭差としても再現可能である（脚注 43 参照）。

\*78 現に、平成 24 年 5 月 11 日、1 号機の原子炉水位計の計装配管及び基準面器への水張りを実施し、計器の指示値を確認した結果、それまで TAF-1,700mm 程度を示していた計器がダウンスケールし、仮設差圧計によって計測される差圧が 100kPa を超えてオーバースケールとなった。この差圧を水頭値に換算すると、TAF-5,000mm を下回ることになるため、水張り前の原子炉水位計は、実際の水位よりもはるかに高い水位を示していたことが判明した。

(6) 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<sup>\*79</sup>によれば、1 号機の IC が津波到達後に機能を喪失したことを前提として解析を実施し

|          |              |
|----------|--------------|
| 炉心露出開始時間 | 地震発生後約 3 時間  |
| 炉心損傷開始時間 | 地震発生後約 4 時間  |
| 圧力容器破損時間 | 地震発生後約 15 時間 |

との結果が得られた。

- ② この MAAP 解析結果について、炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間は、当委員会の検証結果と近似するものの、圧力容器破損時間は明らかに遅いと言わざるを得ない。

現に、東京電力も指摘するように、上記解析によっては、平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃に D/W 圧力が 0.600MPa abs と測定され、同月 12 日 2 時 45 分頃に原子炉圧力が 0.800MPa gage、D/W 圧力が 0.840MPa abs と測定されたこと<sup>\*80</sup>を再現できていない。これは、MAAP 解析の解析コード上、単純化された圧力容器破損モデルが、実際の圧力容器破損の過程を再現できないことによると考えられる。

- ③ 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、例えば、SR 弁のガスケット部や貫通配管と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ず、その意味では、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

- ④ したがって、東京電力が行った MAAP 解析のうち、圧力容器破損時間が地震発生後約 15 時間とした点については、実測値ともかい離しており、そのかい離の原因を説明できていないので直ちに信用できず、また、圧力容器破損の概念も限定的なものを指すにすぎないから、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。

\*79 東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析（「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」）については、[http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11\\_j/images/110524a.pdf](http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110524a.pdf) により閲覧可能である。なお、東京電力が用いた MAAP 解析コードは、バージョン 4.0.4、開発元 FAI (Fauske & associates, LLC) である。

\*80 これらの計装機器は、それぞれ異なる場所で異なる方法により計測され、電源を用いず直接圧力を読み取って指示計で表示するものであるため、これらが同時に故障して誤計測したとは考えにくい。

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<sup>\*81</sup>によれば、新たに判明した事実を仮定条件として設定し、実測値と整合するように圧力容器や格納容器からの漏えいを仮定するなどして解析を実施し

|          |              |
|----------|--------------|
| 炉心露出開始時間 | 地震発生後約 3 時間  |
| 炉心損傷開始時間 | 地震発生後約 4 時間  |
| 圧力容器破損時間 | 地震発生後約 11 時間 |

との結果が得られた。

- ② この MAAP 解析によれば、平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃に D/W 圧力が 0.600MPa abs と測定され、同月 12 日 2 時 45 分頃に原子炉圧力が 0.800MPa gage、D/W 圧力が 0.840MPa abs と測定されたことを再現できることになる。

もともと、この MAAP 解析の中で東京電力が指摘するとおり、1 号機については、重要な事象進展の過程で、ほとんどのパラメータが見えておらず、仮定条件として設定した圧力容器からの気相漏えいの時期等については不確実性が大きく、かつ、圧力容器破損時間は、かかる仮定条件に大きく依存している。

また、この MAAP 解析では、そのモデル上、燃料支持板が破損するまでは熔融燃料が炉心部にとどまり、燃料支持板を構成するステンレス鋼が熔融温度である 1,700K (=約 1426.85℃) に達した段階で燃料支持板が破損し、熔融燃料が一気に下部プレナムに落下し、急激な圧力上昇があったとして再現されている。しかし、このような急激な現象は単純化されたモデルによるものであり、東京電力自らがこの MAAP 解析の中で指摘するとおり、実現象を反映していない可能性がある。

- ③ さらに、東京電力は、平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析よりも、1 号機の圧力容器破損時間が 4 時間程度早まったことについて、「原子炉圧力の急激な上昇、圧力容器からの気相漏えいの条件、圧力容器底部における熔融燃料のふるまいに関するモデル等に大きく依存しており、評価結果の不確かさが大きい」と指摘している。この指摘自体は当を得たものであるが、このことは、MAAP 解析が大きく依存しているという条件やモデル等次第では、圧力容器破損時間が更に早まることもあり得ることを意味しており、結局、解析実施者が入力する条件や解析コード上の圧力容器破損モデル等をいかに精緻なものとするかによって、解析結果が左右されることになる。

- ④ また、この MAAP 解析における「圧力容器破損」は、炉心熔融によって

---

\*81 東京電力は、平成 23 年 5 月以降に判明した事実等を踏まえ、平成 24 年 3 月に、MAAP 解析（「MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定」）を公表したが、この解析については、[http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts\\_120312\\_02-j.pdf](http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120312_02-j.pdf) により閲覧可能である。なお、東京電力が用いた MAAP 解析コード（バージョン 4.0.4）は、開発元 FAI（Fauske & associates, LLC）である。



圧力容器底部が破損することを念頭に置いており、当委員会における「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。

- ⑤ 以上から、この MAAP 解析結果は、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。

c JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析

- ① 次に、JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析<sup>\*82</sup>によれば、1 号機の IC が津波到達後作動していないことを前提として解析を実施し

|          |             |
|----------|-------------|
| 炉心露出開始時間 | 地震発生後約 2 時間 |
| 炉心損傷開始時間 | 地震発生後約 3 時間 |
| 圧力容器破損時間 | 地震発生後約 5 時間 |

との結果が得られた。

- ② 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は、当委員会の検証結果よりもやや早くなっているが、JNES 担当者も、「圧力容器の下部プレナムにある水による冷却を考慮しない最速の圧力容器破損シナリオを解析したもので、実際には、この解析結果である地震発生から約 5 時間後（平成 23 年 3 月 11 日 20 時頃）から原子炉圧力の異常低下が確認された同月 12 日 2 時 45 分頃までの間に圧力容器が破損した可能性が高い。」旨説明した。予め解析コードに組み込まれている圧力容器破損モデルによって、解析結果が大きく左右される顕著な例といえる。

したがって、この解析結果をもって、同月 11 日 20 時以降、同月 12 日 2 時 45 分頃までに、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じた可能性が否定されるものではない。

- ③ また、かかる MELCOR 解析という圧力容器破損は、炉心溶融による圧力容器下部の破損に限定するのに対し、当委員会の「圧力容器又はその周辺部の破損」は、圧力容器そのものの破損に限定するものではなく、圧力容器の閉じ込め機能に着目し、貫通配管や SR 弁のフランジガスケット部等からの漏えい可能な損傷をも含む概念である。

- ④ 以上から、この MELCOR 解析結果は、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。

(7) 小括

1 号機の圧力容器又はその周辺部には、地震発生直後から津波到達までの間、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が、津波到達

---

\*82 JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析（「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る 1 号機、2 号機及び 3 号機の炉心の状態に関する評価」）については、<http://www.jnes.go.jp/content/000119740.pdf> により閲覧可能である。なお、JNES が用いた MELCOR 解析コード（バージョン 1.8.5）は、開発元 Sandia National Laboratories である。

以後、IC による冷却や代替注水がなされず、圧力容器内が高温、高圧状態下に置かれ、平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7 分頃以降、同月 12 日 2 時 45 分頃までの間に閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたと考えるのが自然である。その後も、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もある。

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熔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大きく損なうような損傷が生じていたとは認められないこと

#### a 建屋内の放射線量との関係

1 号機のアルームタイプ<sup>\*83</sup>によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 47 分頃、SGTS 起動信号が発信された記録が残っており、SGTS が作動したと認められる。しかし、1 号機の記録計チャート<sup>\*84</sup>によれば、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、1 号機 R/B 内の放射線量についても異常上昇した形跡は見当たらない。このことは、格納容器の閉じ込め機能に支障がなかったことの根拠となり得る。

もともと、格納容器又はその周辺部に、放射性物質を漏えいさせ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。

したがって、1 号機 R/B 内の放射線量が異常上昇した形跡がなかったからといって、上記損傷が存在しなかったと断定することはできないものの、少なくとも閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていなかったと考えても矛盾はない。

#### b D/W 圧力、D/W 温度、S/C 圧力及び S/C 水温との関係

1 号機の記録計チャート<sup>\*85</sup>によれば、地震発生後、津波到達までの間、1 号機の D/W 圧力、D/W 温度、S/C 圧力及び S/C 水温のいずれを見ても、通常の温度や圧力をやや上回る程度にとどまっており、格納容器の閉じ込め機能を大

---

\*83 資料Ⅱ-1-1-8 参照。

\*84 資料Ⅱ-1-1-8 参照。

\*85 資料Ⅱ-1-1-12 参照。

大きく損なうような損傷が生じたことを窺わせる急激な圧力、温度の低下は認められない。

(2) 津波到達後、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 51 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があること

a 現場対処との関係

平成 23 年 3 月 11 日 18 時 30 分頃以降、同日 20 時頃までの間、当直員が、原子炉注水ラインを構成するため、1 号機 R/B 内の地下階や 1 階、2 階に立ち入って注入弁の開操作等の現場対応を行っているが、格納容器の破損を窺わせるような蒸気の漏えいや放射線量の異常な上昇といった形跡は見当たらず、その頃までに格納容器に閉じ込め機能を大きく損なうような重大な損傷が生じていたとまでは認め難い。

もっとも、この時点で、小さな破断・漏えい箇所が格納容器又はその周辺部に生じた場合でも D/W 圧力や S/C 圧力にさしたる影響を及ぼさない一方で、同損傷箇所から放射性物質が漏えいすることは可能である。そして、この程度の微少な損傷によって建屋内に放射性物質が漏えいしたとしても、建屋内の線量上昇はいまだ限定的であった可能性も否定できないから、この時点で、格納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まで否定することはできない。

b 放射線量との関係

① 平成 23 年 3 月 11 日 21 時 51 分頃、1 号機 R/B 内の放射線量が上昇したことに伴い、1 号機 R/B への入域が禁止されており、この時点で、格納容器又はその周辺部から 1 号機 R/B 内へ放射性物質が漏えいしていた可能性がある。

② 平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃、1 号機 R/B 二重扉外側付近で、10 秒間で約 0.8mSv の放射線量が計測された。これを毎時換算すると、1 号機 R/B 内においては 300mSv/h 程度であったと考えられ、既に、同月 21 時 51 分頃までに格納容器又はその周辺部から 1 号機 R/B 内へ放射性物質が漏えいしていた可能性がある。

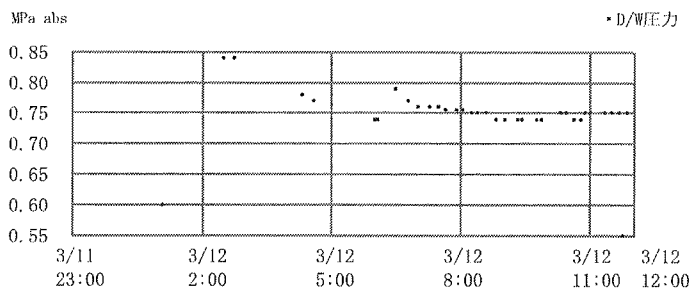
c その後の D/W 圧力との関係

平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃、1 号機の D/W 圧力計が 0.600MPa abs を示していることが確認され、さらに、1 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*86</sup>によれば、D/W 圧力は、同月 12 日 2 時 45 分頃の時点では更に上昇して 0.840MPa abs を示し、その後も 0.7MPa abs 台を推移している（図表 13 参

---

\*86 前掲東京電力 HP 参照。

照)。



図表13 1号機D/W圧力の挙動 (3/11 23:00～3/12 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

仮に、同月 11 日 21 時 51 分頃までに、格納容器又はその周辺部に圧力が大きく抜ける損傷が生じていたとすれば、その後に D/W 圧力が異常上昇し、その後も 0.7MPa abs 台で推移するようなことは考えにくいので、このような D/W 圧力の推移からすると、少なくとも同日 21 時 51 分頃までは、格納容器又はその周辺部に、このような大規模な損傷が生じていた可能性は低いと考えられるものの、そこまでの規模に至らない程度であれば、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。

- (3) 平成 23 年 3 月 12 日未明までに、格納容器又はその周辺部には、格納容器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、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こと

a D/W 圧力との関係

1 号機のプラント関連パラメータによれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃の時点で 0.600MPa abs を示し、同月 12 日 2 時 45 分頃の時点では更に上昇して 0.840MPa abs を示したが、その後、1 号機については、格納容器ベントを実施していないにもかかわらず、同日 4 時 19 分頃には 0.780MPa abs を示し、さらに、同日 6 時頃には 0.740MPa abs まで低下する値を示していた(前掲図表 13 参照)。

1 号機については、同日 4 時頃以降、間欠的かつ不十分ながら代替注水が実施されていることからすると、①圧力容器内で発生した蒸気が、圧力容器又はその周辺部の損傷箇所から格納容器側へ流出して D/W 圧力が上昇すること、②既に圧力容器底部が破損して格納容器ペデスタル部に落下した熔融燃料に向け、圧力容器損傷箇所から水が流れ込んで格納容器内で蒸気が発生して D/W 圧力が上昇することが考えられる。

しかし、1 号機について、この頃、D/W スプレーや S/C スプレーによる格納容器の除熱がなされた事実はなく、また、格納容器ベントもいまだ実施されていないことから、D/W 圧力が低下する原因は、格納容器からの漏えい以外に考え難い。

したがって、同日 2 時 45 分頃以降、格納容器の閉じ込め機能を損なうよう

な損傷が生じたが故に、D/W 圧力が低下傾向を示した可能性が高い。

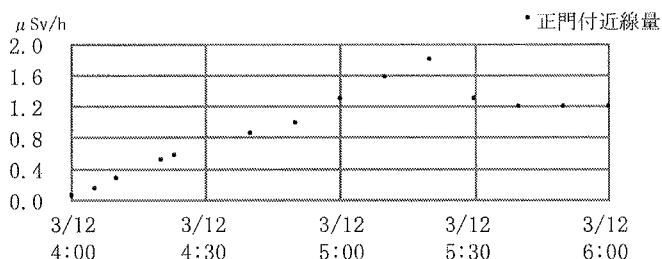
## b 放射線量との関係

### (a) 平成 23 年 3 月 12 日未明に放射線量が上昇したこととの関係

- ① 平成 23 年 3 月 12 日未明、発電所対策本部は、放射線量の異常上昇に対応し、飛散する放射性物質の吸引・汚染リスクを緩和するため、作業員が免震重要棟から外に出る際には、「全面マスク及び C 装備」を着用せざるを得ない状態になっていた。

これは、1 号機炉心由来の放射性物質が、圧力容器又はその周辺部から格納容器、更には、格納容器から R/B、R/B から R/B 外へ漏えいし、免震重要棟近辺の大気中にまで浮遊し、又は周辺構造物等に付着していたためと考えられる。

- ② 平成 23 年 3 月 12 日 3 時 45 分頃、1 号機 R/B 内に白いもやが立ち込め、放射線管理員が R/B 内へ立ち入れなくなっており、この頃、1 号機格納容器又はその周辺部から R/B 内へ、放射性物質含有の蒸気が漏えいしていた可能性が高い。
- ③ 正門モニタリングポスト付近における放射線量測定の結果、その測定値が、平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃に  $0.069 \mu\text{Sv/h}$  であったのに対し、同日 4 時 20 分頃に  $0.525 \mu\text{Sv/h}$ 、同日 4 時 40 分頃に  $0.866 \mu\text{Sv/h}$  と上昇傾向を示し、同日 4 時 50 分頃には  $1.002 \mu\text{Sv/h}$ 、同日 5 時頃に  $1.307 \mu\text{Sv/h}$ 、同日 5 時 10 分頃に  $1.590 \mu\text{Sv/h}$  と更に上昇した（図表 14 参照）。



図表 14 正門付近の放射線量の挙動 (3/12 4:00~3/12 6:00)

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

この頃、2 号機及び 3 号機については、RCIC が作動し、原子炉水位が確保されていたと考えられるため、正門付近において放射線量が上昇した原因は、1 号機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可能性が極めて高い。

そして、1 号機については、この頃、いまだ格納容器ベントを実施しておらず、そうすると、1 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たと考えられる。

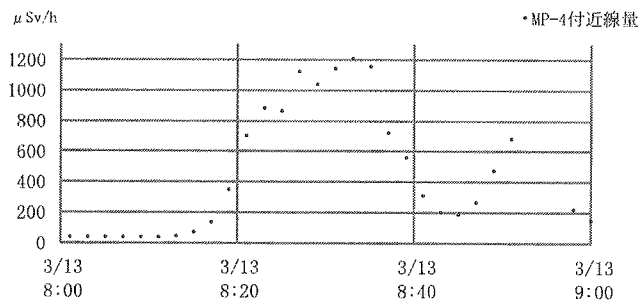
- ④ 平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃以降、1/2 号中央制御室内の 1 号機側の放射

線量が異常上昇したため、当直は、その場にとどまらず、同室内の 2 号機側に退避し、なおも同室内上方の放射線量が高かったため、同室内床上に着座して被ばくを回避せざるを得なくなった。

- ⑤ 平成 23 年 3 月 12 日 4 時 50 分頃、1 号機 R/B から免震重要棟に戻った作業員に放射性物質による汚染が認められた。
- ⑥ これらの状況からすると、1 号機については、既に压力容器内から格納容器内に漏えいした放射性物質を格納容器に閉じ込めておくことができなくなり、格納容器又はその周辺部から漏えいした放射性物質が 1 号機 R/B 内、更には、その周辺に浮遊していたと考えられ、平成 23 年 3 月 12 日未明には、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考えられる。

(b) 平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃以降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  $1,204.2 \mu\text{Sv/h}$  を示した。その後、同所における放射線量は下降線をたどったものの、同日 8 時 45 分頃にいったん  $186.2 \mu\text{Sv/h}$  を示してから、再び上昇傾向に転じている（図表 15 参照）。



図表 15 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 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、压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、1 号機の炉心損傷、熔融が更に進行して大量の放射性物質が放出され、これが、压力容器から格納容器、格納容器から R/B へと漏えいし、爆発によって破損した R/B5 階部分から大気中に放出された可能性は十分に認められる。その前提として、その頃ま

で、1号機については、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もある。

(c) 平成23年3月14日21時25分頃以降の放射線量上昇との関係

- ① 正門付近における放射線量測定の結果、平成23年3月14日21時25分頃に6.8  $\mu$  Sv/hであったのに対し、同日21時35分頃に760.0  $\mu$  Sv/h、同日21時37分頃に3,130.0  $\mu$  Sv/hに急上昇した(図表16参照)。

| H23.3.14<br>時刻 | 放射線量<br>( $\mu$ 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               |

- ② まず、これらの放射線量上昇は、1号機及び3号機の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

図表16 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

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以外に要因があると考えるのが自然である。

- ③ 3号機について、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、それ以降、同日21時25分頃までの間には格納容器ベントに必要な操作を実施していない。

そして、3号機については、同月13日9時前後に格納容器ベントを実施した際、既にラプチャーディスクが作動済みと考えられるので、同月14日6時10分頃までにS/Cベント弁(AO弁)小弁が開状態となったのであれば、すぐにD/W圧力やS/C圧力が低下傾向を示すはずであるのに、3号機のプラント関連パラメータ<sup>\*87</sup>によれば、格納容器ベントラインが完成したとされる同日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る上、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。したがって、そもそも、S/Cベント弁(AO弁)小弁について、同日6時10分頃までの開操作にもかかわらず、その開状態を維持できなかった可能性が高い。

また、この頃多少なりともS/Cベント弁(AO弁)小弁が開となったとしても、3号機のプラント関連パラメータ<sup>\*88</sup>によれば、同日7時15分頃以降、S/C圧力が低下傾向を示すも、同日8時45分頃以降、S/C圧力が上昇に転じ、その後も昇降を繰り返し、同日20時頃から更に上昇傾向を示していることからすると、このS/Cベント弁(AO弁)小弁については、少なくとも同日8時45分頃以降、次に開操作をする同月15日16時頃まで

\*87 前掲東京電力HP参照。

\*88 前掲東京電力HP参照。

の間、その開状態を維持できていなかったと認められる。

したがって、同日 21 時 25 分頃以降の正門付近における放射線量の上昇は、3号機の格納容器ベントの影響によるものとは考え難い。

- ④ さらに、2号機についても、平成 23 年 3 月 14 日 16 時 30 分から同月 15 日零時 2 分にかけての頃、格納容器ベント実施に向け、S/C ベント弁(AO 弁)大弁及び小弁の開操作を試みたり、更には D/W ベント弁 (AO 弁) 小弁の開操作を試みたりしたが、電磁弁の励磁や可搬式コンプレッサーによる空気圧が十分確保できず、これらの格納容器ベントに必要な弁の開状態を維持することができなかった。これらの事実は、2号機プラント関連パラメータ上の D/W 圧力の挙動に加え、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、1/2 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかったことやテレビ会議内容、福島第一原発関係者の供述その他の関係各証拠から優に認められる。

なお、保安院は、平成 24 年 3 月に公表した前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」の中で、「実際にはベントが成功した可能性がある。」とか「圧力低下がない程度のベント」がなされた可能性があるといった指摘をするが<sup>\*89</sup>、上記関係各証拠と整合せず、指摘の根拠が薄弱である。

以上から、同月 14 日 21 時 25 分頃以降、正門付近において放射線量が急上昇は、2号機の格納容器ベントによる影響とは考え難い。

- ⑤ 次に、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 30 分前後頃の各号機の状況について検討する。

1号機については、既に炉心損傷が進行し、多くの放射性物質が大気中に放出された後であると考えられるものの、1号機の CAMS 測定結果<sup>\*90</sup>によれば、同日 19 時 15 分頃に D/W(A)側が 78.8Sv/h、S/C(A)側が 25.9Sv/h、同日 21 時頃に D/W(A)側が 65.6Sv/h、S/C(A)側が 25.7Sv/h を示すなど、依然として高い値を示している(図表 17 参照)。

| H23. 3. 14<br>時刻 | CAMS D/W (A)<br>(Sv/h) | CAMS S/C (A)<br>(Sv/h) |
|------------------|------------------------|------------------------|
| 16:00            | 89.7                   | 26.2                   |
| 19:15            | 78.8                   | 25.9                   |
| 21:00            | 65.6                   | 25.7                   |
| 22:00            | 61.0                   | 25.6                   |

図表17 1号機 CAMS測定結果

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、1号機については、既に、格納容器又はその周辺部に漏えい箇所が生じていると考えられるにもかかわらず、格納容器内において高いガンマ線量率が計測されていることからすれば、依然として炉心損傷が進行しており、放射性物質が放出されていた可能性は否定できない。また、同

\*89 前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」参考資料図 V-1-3 参照。

\*90 前掲東京電力 HP 参照。



日 16 時から同日 22 時にかけての頃、1 号機の D/W 側のガンマ線量率が低下傾向にあるのも、D/W のいずれかに漏えい箇所が生じており、同箇所から放射性物質が漏えいしていたと考えて矛盾はない。

そうすると、1 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、水素ガス爆発で損傷した R/B から大気中に放出されて、同日 21 時 25 分頃以降の正門付近における放射線量上昇に寄与した可能性がある。

次に、2 号機については、少なくとも同日 21 時 20 分頃まで十分な代替注水がなされず、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く、それまでに炉心損傷が進行し、その過程で放出された放射性物質が大気中まで放出された可能性も十分認められる。現に、2 号機の CAMS 測定結果<sup>\*91</sup>によれば、同日 15 時 15 分頃に D/W(A)側が 0.00108Sv/h、S/C(A)側が 0.0103Sv/h を示していたのに対し、しばらく計測を中断後に再開した同日 21 時 55 分頃には D/W(A)側が 5.36Sv/h、S/C(A)側が 0.383Sv/h まで上昇し、その後もおおむね上昇傾向にあった。

また、3 号機については、3 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*92</sup>によれば、その頃、原子炉水位がほとんど変化を示していない状況にあり、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ある上、同日 20 時 37 分頃以降、2 号機への代替注水を優先させるため、3 号機への代替注水を中断して 1 時間以上経過している。そうすると、この頃、3 号機の炉心損傷が更に進行して、放射性物質が大気中に放出された可能性も否定できない。

- ⑥ 以上からすると、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃以降の正門付近における放射線量上昇は、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可能性があり、1~3 号機のいずれに由来すると特定することはできない。

そうすると、この頃までに、1 号機の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、放射性物質が格納容器外に漏えいし、水素ガス爆発によって損傷した R/B から大気中に放出され、同日 21 時 25 分頃以降、正門付近でも放射線量が上昇したと考えるても矛盾はない<sup>\*93</sup>。

---

\*91 前掲東京電力 HP 参照。

\*92 前掲東京電力 HP 参照。

\*93 この頃、地上レベルでの正門付近の風向、風速は、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 35 分に南東の風、1.6m/s、同日 21 時 37 分に南の風、1.7m/s であるが、あくまで地上レベルのものであり、地形や造形物の影響を受けやすく、現に、同日 22 時 15 分には北の風、1.2m/s に変わるなど、風向はめまぐるしく変転している。

c 汚染水等との関係

① 平成 23 年 3 月 26 日、東京電力が 1 号機 T/B 地下階において採取した滞留水から、I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された(図表 18 参照)。

| 採取日時        | 採取物                            | 核種 (半減期)      | 放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> ) |
|-------------|--------------------------------|---------------|-----------------------------|
| H23. 3. 26  | 1号機T/B地下階滞留水                   | I-131 (約8日)   | 150,000                     |
|             |                                | Cs-134 (約2年)  | 120,000                     |
|             |                                | Cs-137 (約30年) | 130,000                     |
| H23. 6. 22  | 1号機使用済燃料プール (SFP) のスキマーサージタンク水 | I-131 (約8日)   | 68                          |
|             |                                | Cs-134 (約2年)  | 12,000                      |
|             |                                | Cs-137 (約30年) | 14,000                      |
| H23. 11. 25 | 1号機R/B地下階滞留水                   | Cs-134 (約2年)  | 140,000                     |
|             |                                | Cs-137 (約30年) | 190,000                     |

図表18 1号機汚染水等測定結果

東京電力「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 1 号機 R/B 地下滞留水の放射能濃度等を測定した結果、1 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 18 参照)。

③ 平成 23 年 6 月 22 日、東京電力が、1 号機 SFP のスキマーサージタンク水の核種分析を実施した結果、I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された(前掲図表 18 参照)。I-131 は短半減期(約 8 日)の核種であり、圧力容器から取り出した燃料のうち最も冷却期間が短い燃料でも 1 年程度冷却されているため、これが SFP 由来とは考え難く、炉心由来の核種が、建屋内における蒸気の凝縮水、ダスト、瓦礫への付着等を介して SFP 水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。

④ 以上から、1 号機の 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、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。

(4) 小括

以上から、1 号機の格納容器又はその周辺部には、地震発生直後から津波到達までの間、閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていたとは認められないが、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 51 分頃までに、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り、さらに、格納容器内が高温、高圧の状態に置かれたことから、同月 12 日未明までにはかかる損傷が生じていたと考えられ、その後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、機器搬入用のハッチ部等の気密性を確保する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 非常用復水器 (IC)

(1) 地震発生直後から平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7 分頃までの間、IC の機能を喪失するような配管破断の可能性は認められないこと

#### a はじめに

地震発生直後、IC の機能を喪失するような配管破断の可能性が認められないことについては、既に中間報告Ⅳ 1(3)でも言及しており、その結論に変更はない。むしろ、その後の調査結果を踏まえ、中間報告で述べた結論を補強する根拠として、以下の事実を指摘する。

#### b D/W 圧力との関係

① 1号機の記録計チャート<sup>\*94</sup>によれば、地震発生直後、津波到達までの間、D/W 圧力は、2kPa 程度しか上昇していない。

かかる圧力の上昇は、外部電源喪失によって格納容器空調系が停止したことによる影響と考えるのが自然であり、格納容器内の IC 配管の破断等を窺わせるような極端な D/W 圧力の上昇は認められない。

② 前記 1(1)b ③記載のとおり、JNES の解析結果によれば、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 cm<sup>2</sup>、0.1 cm<sup>2</sup>と仮定すると、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。また、漏えい率 0.23 m<sup>3</sup>/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 圧力の変化は実測値よりも大きくなった。さらに、ドライウェルクーラー停止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 m<sup>3</sup>/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 圧力の変化は実測値よりも大きくなった。

そうすると、格納容器内の IC 配管に、地震発生後、津波到達までの間、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生じていた可能性まで否定するものではないが、少なくとも、IC の機能を喪失するような配管破断は生じていなかったと考えられる。

#### c PLR ポンプ入口温度との関係

① 1号機の記録計チャート<sup>\*95</sup>によれば、地震発生直後、PLR ポンプ(A)入口温度と PLR ポンプ(B)入口温度が類似の挙動を示していたが、平成 23 年 3 月 11 日 15 時過ぎ頃から対称的な挙動を示しており、このとき、PLR ポンプ(B)入口温度はより鋭い谷型を示し、PLR ポンプ(A)入口温度は若干の時間遅れをもって緩やかに山型に変化している。

② これは、まず、当初の類似の挙動は、IC の A 系及び B 系をいずれも作動させていたことにより、IC 戻り水の量が大きかったため、IC の戻り水が直

\*94 資料Ⅱ-1-1-5 参照。

\*95 資料Ⅱ-1-1-13 参照。

接流れ込む<sup>\*96</sup>PLR ポンプ(B)入口温度検出器付近が顕著に温度が低下し、さらに、ダウンカマ部を介して反対側にある PLR ポンプ(A)入口温度検出器付近にもすぐに IC 戻り水が回り込んで、PLR ポンプ(B)入口温度ほどではないが、類似の温度低下傾向を示したものと考えられる。

③ これに対し、IC (A 系) のみを作動させたとされる同日 15 時 3 分頃以降は、IC の戻り水が、それまでの半分程度に落ち込むため、IC の戻り水が直接流れ込むポンプ(B)入口温度が、IC の挙動にすぐに反応して鋭い谷型を示すのに対し、圧力容器ダウンカマ部に流入した IC 戻り水に相当する水量だけ、ダウンカマ部内の比較的高温の水が PLR の A 系配管に押し出された結果、ポンプ(A)入口温度が若干時間遅れをもって緩やかな変化を示しているものと考えられる。

④ これらの挙動は、地震発生当初、IC の A 系及び B 系を作動させ、同日 15 時 3 分頃に手動停止後、津波到達までの間、IC の A 系のみを合計 3 回作動させたこととよく整合しており、仮に IC が配管破断等によって正常に作動していなければ、このような挙動を示すことは通常考え難い。

また、仮に、PLR 配管に IC の機能に影響を及ぼすような破断が生じていれば<sup>\*97</sup>PLR ポンプ入口温度は急激な降下を示すと考えられるのに、そのような挙動は認められず、IC の作動状況に応じた昇降を繰り返していることから、PLR 配管部分にも、IC の機能に影響を及ぼす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。

⑤ なお、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 3 分頃に当直が IC の A 系及び B 系のいずれも停止した後、IC (A 系) の一系統のみを作動させたことについて、原子炉冷却が急務である緊急時の対応として極めて不自然である旨指摘する見解がある。

しかし、ある特定の操作が不自然か否かについては、事後の結果から遡るのではなく、その時点における客観的な状況や当直らの認識に基づいて判断しなければならない。すなわち、当時の過渡現象記録装置データその他の記録並びに発電所対策本部及び当直らの各供述その他の証拠によれば、津波到達までの間、RHR その他の冷温停止に向けて重要な設備・機器に重大な支障が生じるような被害は確認されておらず、当直らも、そのような被害が発生したとの認識を有していなかった。したがって、津波到達まで

---

\*96 IC については、基本設計段階では A 系及び B 系の戻り配管がそれぞれ PLR の A 系及び B 系配管に接続されて圧力容器に復水する構造とされていたが、詳細設計段階で変更があり、A 系及び B 系の戻り配管が合流した上で PLR の B 系配管に接続され、圧力容器に復水する構造とされた。原子炉設置許可申請書添付書類上、上記変更部分の修正漏れがあったため、基本設計段階の配管構造とされているが、その後の工事認可書類や写真等を確認した結果、実際には、IC の A 系及び B 系の戻り配管が合流した上で PLR の B 系配管に接続され、圧力容器に復水する構造であることが明らかとなっている。

\*97 PLR の B 系配管に破断が生じれば、IC の A 系及び B 系ともにその機能を喪失することになる。

の間、当直らが、最終的な冷温停止に向け、まずは、保安規定第 37 条第 1 項、表 37-1 に従い、原子炉冷却材温度変化率 55 °C/h 以下という運転上の制限を順守しながら徐々に原子炉圧力を低下させていこうと考えたとしても不自然ではない<sup>\*98</sup>。

そればかりか、福島第一原発の「1 号機事故時運転操作手順書（事象ベース）」によれば、MSIV 開操作が不可能な場合において、IC 等による原子炉減圧実施の際に操作員が行うべき手順・方法として、「原子炉冷却材温度変化率 55 °C/h 以下」と枠囲みをして明記され、また、同手順書によれば、全交流電源喪失時であっても、IC による原子炉減圧操作実施時、IC の台数調整、IC 出口弁開度調整、間欠的操作によって、原子炉冷却材温度変化率 55 °C/h 以下となるように確認、調整することを求めている。さらに、福島第一原発の「1 号機事故時運転操作手順書（徴候ベース）」でも同様に、「原子炉の冷却速度 55 °C/h は、保有水量を維持するためと RPV に過度な熱荷重を与えないため及び急激な減圧による放射能の追加放出を抑制するために要求するものである」として、IC 等による原子炉減圧実施の際に原子炉冷却材温度変化率 55 °C/h 以下となることを要求し、例外的に、SR 弁による急速減圧を実施しなければならないような不測の事態に陥った場合に「炉水温度変化率 55 °C/h にとらわれる必要はない。」としている。これらの手順書の記載からすれば、いまだ SR 弁による急速減圧を実施しなければならない事態に陥ったとは認められない同日 15 時 3 分頃以降、津波到達までの間、当直が、これらの手順・方法に従い、原子炉圧力の急激な低下を抑えるために、IC (A 系) の一系統のみを作動させたとしても、決して不自然とは言えない。

- ⑥ また、1 号機の記録計チャート<sup>\*99</sup>によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 3 分頃以降、原子炉圧力は、合計 3 回にわたり、6~7MPa gage の間で昇降を繰り返した後、上昇局面で記録が途絶えているが、このような原子炉圧力の挙動につき、IC の作動によるものではなく、手動で SR 弁の開閉を繰り返したことによるものとする見解がある。

しかし、かかる原子炉圧力の挙動につき SR 弁の開閉操作によるものと仮定した場合、PLR ポンプ入口温度(A)及び(B)が前記①~③記載のとおり  
の挙動を示したことを合理的に説明できない<sup>\*100</sup>。

---

\*98 かかる保安規定上の運転上の制限については、当時、福島第二原発の各号機においても、その順守に努めようとしており、福島第一原発 1 号機を担当する当直のみが特異な判断をしたとは認められない。

\*99 資料Ⅱ-1-1-2 参照。

\*100 2 号機及び 3 号機については、地震発生後、津波到達までの間、SR 弁の開閉が繰り返されていた。しかし、これらの PLR ポンプ入口温度の挙動は、1 号機のそれと全く異なっており、SR 弁の開閉に応じた温度の昇降が認められないことは明らかである上（後掲資料Ⅱ-1-1-25 及び 42 参照）、PLR ポンプ入口温度(A)及び(B)が非対称の挙動を示していることも、SR 弁の開閉のみでは説明がつかない。

また、SR 弁の開操作を繰り返すと原子炉水位が昇降を繰り返しながら全体として下降傾向を示すはずであるのに、1 号機の記録計チャート<sup>\*101</sup>によれば、原子炉水位は、そのような傾向を示しておらず、TAF+4,000mm 前後で昇降を繰り返していることから、SR 弁の開閉を繰り返していたとは考えにくい。むしろ、このような原子炉水位の挙動は、IC が作動し、非常用復水器タンクで蒸気が冷却されて凝縮した水が原子炉に戻っていくことと親和的である。

さらに、1/2 号中央制御室のホワイトボードには、同日 15 時 16 分に「6.8MP Rx 水位 圧力は IC にて制御中」と記載されている一方で、SR 弁の開閉操作については全く記載がない。かかるホワイトボードの記載は、事故当時、当直が現場対処に必要な情報をその都度機械的に記録していったものであって、その信用性が高い。このようなホワイトボードの記載からすれば、明らかに、1 号機については、原子炉水位及び原子炉圧力を IC によって制御していたことが認められ、これに反して、SR 弁の開閉を繰り返したとする合理的根拠は何も見当たらない。

したがって、同日 15 時 3 分頃以降の原子炉圧力の挙動は、SR 弁の開閉を繰り返したことによるものではなく、IC の作動によるものであったことが優に認められる。

#### d 非常用復水器タンク入口圧力との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*102</sup>によれば、地震発生直後、供給配管隔離弁 (MO-2A、2B) から非常用復水器タンクに貫通する入口圧力は、A 系及び B 系のいずれもが、1 号機の原子炉圧力と同様の推移を示しており、急激な下降は認められない<sup>\*103</sup>。

そうすると、少なくとも、地震発生直後には、圧力容器から復水器タンク入口までの間の供給配管部分に、大量の蒸気が流出するような大きな破損が生じていたとは認め難い。

#### e 警報信号との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*104</sup>によれば、地震発生後、津波到達までの間、「原子炉水位低低」又は「格納容器圧力高」によって発信されるはずの

---

\*101 前掲東京電力 HP 参照。

\*102 資料Ⅱ-1-1-14 参照。

\*103 1 号機の過渡現象記録装置データによれば、非常用復水器タンク入口圧力は、A 系及び B 系のいずれにおいても、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 48 分頃、ごく一時的に、約 2.5MPa gage まで低下している。これは、真空状態を更に下回る値であり、構造上不自然な値である上、その後すぐに、A 系及び B 系のいずれも約 6.8MPa gage まで復帰していることから、この一時的な圧力低下の記録は、外部電源喪失に伴うノイズであり、実挙動を示すものではないと考えられる。

\*104 資料Ⅱ-1-1-10 参照。

HPCI 起動用 LOCA 信号、非常用 D/G 起動用の LOCA\_D/G\_1A 起動信号、LOCA\_D/G\_1B 起動信号、炉心スプレイ系起動用の A 系\_LOCA 信号及び B 系\_LOCA 信号は、いずれも発信されなかったと認められる。

前記 1(1)d 記載のとおり、これらの起動用 LOCA 信号が発信されなかったのは、かかる起動の前提条件となる「原子炉水位低低」や「格納容器圧力高」の警報信号が発信されるような状況、すなわち、LOCA に起因して原子炉水位が急激に低下したり、D/W 圧力が異常上昇したりするような状況にはなかったためと考えるのが自然である。

そうすると、地震発生後、津波到達までの間、IC 配管から大量の蒸気が格納容器外へ漏えいするような損傷は生じていなかったと考えられる。

#### f 圧力容器又はその周辺部の破損可能性との関係

前記 1(1)及び(2)記載のとおり、地震発生後、平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7 分頃までの間、1 号機の圧力容器又はその周辺部には、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程度の小規模な損傷が生じた可能性を完全に否定することまではできないものの、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。仮に、IC 配管に、このような小規模な損傷が生じていたとしても、それのみで IC の機能が喪失するとは考え難いため、同日 20 時 7 分頃までの間、IC の機能を喪失するような配管破断の可能性は認められないと考えられる。

### (2) 地震発生直後、現在に至るまで、非常用復水器タンクの破損可能性は否定されること

#### a 非常用復水器タンク水位との関係

① 1 号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*105</sup>によれば、地震発生直後、A 系、B 系の非常用復水器タンクはいずれも、水位が 79.8%程度を示しており、水位計を見る限り水位は維持されている上、外形上も破損を疑わせるような損傷箇所は認められなかった<sup>\*106</sup>。

② 平成 23 年 10 月 18 日に東京電力が 1 号機 R/B へ立入調査を実施した結果、非常用復水器タンクの水位計は、A 系が約 65%、B 系が約 85%を示し

\*105 資料Ⅱ-1-1-15 参照。

\*106 1 号機の過渡現象記録装置データによれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 48 分頃、非常用復水器タンクは、A 系及び B 系ともに、急激な水位低下後、即上昇して水位が回復している。冷却水補給や破損箇所の補修も実施していないのに水位が回復すること自体考え難いこと、急激な低下時の水位の底が A 系及び B 系ともに 25%を示しており、物理的に考え難い数値であること、この頃外部電源を喪失して非常用 D/G に交流電源が切り替わっており、その影響と考えるのが自然であること、かかる急激な水位昇降と相前後して生じている小刻みな波形は地震動による水位の揺れと考えられ、その間全体として水位が下降する傾向を示していないことからすれば、この頃に非常用復水器タンクに破損が生じたとは考え難く、上記データに記録された非常用復水器タンク水位の急激な上下動は、外部電源喪失時に生じたノイズであったと考えられる。

ていたことが判明している。

1号機の非常用復水器タンクについては、地震発生後水補給はなされておらず、その水位計の指示値による限り、A系及びB系のいずれも、非常用復水器タンク内の水量が一定程度確保されていたと推認できる上、1号機R/B爆発の影響と考えられる保冷材の脱落は認められるものの、非常用復水器タンクそのものには、視認可能な破断箇所が認められなかった<sup>\*107</sup>。

#### b 非常用復水器タンク水温との関係

1号機の記録計チャート<sup>\*108</sup>によれば、地震発生直後の非常用復水器タンクの温度は、IC配管内を流れる蒸気との熱交換に伴うものと考えられる上昇傾向を示しており、破損に伴う急激な変化を示していない。

### (3) 津波到達直後、ICの冷却機能はほぼ喪失したこと

#### a 電源喪失との関係

津波が到達した時点で、IC(B系)の戻り配管隔離弁(3B)は全閉であり、IC(A系)の戻り配管隔離弁(3A)も全閉であったと推測されるが、それ以外はその時点で全開であった隔離弁は、津波の影響ですべての交流電源及び直流電源が喪失したことによりフェイルセーフ機能が動作し、全閉又はこれに近い状態となり、その後も、各隔離弁のうち、格納容器内側の隔離弁は、全閉に近い状態のまま操作不能の状況であったと考えられ、津波到達直後にはICの冷却機能はほぼ喪失したと認められる。

なお、発電所対策本部発電班の中には、平成23年3月11日16時44分頃に1号機R/B西側壁面に設置されたICベント管から蒸気が出ているのを確認したと供述する者もいる。しかし、この者も、実際には、ICベント管の排出口から勢いよく水平に蒸気が排出される状況を確認したわけではない。そして、1号機の記録計チャート<sup>\*109</sup>によれば、非常用復水器タンク(A系)水温は、IC(A系)が作動していたため、既に津波到達までの間に100℃に達していたと認められる。そうすると、仮に、1号機R/BのICベント管から蒸気が出ていたとしても、その蒸気の吹き出し状況によっては、津波到達後にICが作動していなかったことと矛盾するものではない上、津波到達後のICのA系及びB系の各隔離弁の開閉状態からすれば、ICが作動していたとは考え難い。

---

\*107 IC(B系)の非常用復水器タンク水位は、水位計によると約85%を示していたものの、通常、非常用復水器タンクの水位が80%程度に確保され、1号機の過渡現象記録装置データでもB系の非常用復水器タンク水位が79.8%と記録されていることからすれば、この時の水位計が示した約85%という指示値は、何らかの原因で誤差が生じていたものと考えられる。

\*108 資料Ⅱ-1-1-16参照。

\*109 資料Ⅱ-1-1-16参照。



## b 原子炉水位との関係

- ① 平成 23 年 3 月 11 日 16 時 42 分頃、一時的に計測可能となった広帯域水位計によれば、原子炉水位（広帯域）は-90cm を示し、同日 16 時 56 分頃に-150cm を示したのを最後にダウンスケールした。かかる原子炉水位が低下した原因は、津波到達後に IC の冷却機能がほぼ喪失していたことによると考えて矛盾はない。
- ② 1 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*110</sup>によれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）は、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 30 分頃に有効燃料頂部 TAF+450mm、同日 22 時頃に TAF+550mm を示し、同日 23 時 24 分頃に TAF+590mm、同月 12 日零時 30 分頃には TAF+1,300mm を示すなど、一定の原子炉水位を確保しているかのようなのである（前掲図表 6 及び 7 参照）。

しかし、まず、IC は、その機能からして、圧力容器内の蒸気を非常用復水器タンク内で冷却して凝縮させ、その凝縮水を再び圧力容器内に戻すものであって、別の水源から圧力容器内に注水することとは異なるのであるから、IC が作動したからといって、特に、同月 11 日 23 時 24 分頃から同月 12 日零時 30 分頃にかけて、800mm 以上も原子炉水位が上昇するなど、原子炉水位が上昇傾向を示すことは考え難い。

そして、前記 1(3)c 記載のとおり、同月 11 日 21 時 51 分頃には 1 号機 R/B の放射線量が上昇して入域禁止措置を取られていることや、同日 22 時 20 分頃から同日 23 時 24 分頃までの間、合計 5 回にわたり、原子炉水位計（燃料域 A 系）を計測しても、TAF+590mm と同じ値を指示していること等からすれば、同日 21 時 30 分頃には、圧力容器の閉じ込め機能の喪失等により、既に 1 号機の圧力容器内が低圧状態下であり、又は D/W 温度が上昇していたとしても不自然ではないため、基準面器内の水位が低下して、実際の原子炉水位よりも原子炉水位計の指示値が高めに表示されていただけでなく、既に原子炉水位が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の水頭圧差を原子炉水位として誤表示していた可能性が高い。

そうすると、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 30 分頃以降の原子炉水位計（燃料域 A 系）の指示値が TAF を上回っていることをもって、IC の冷却機能が保たれていたとは認められず、かえって、原子炉水位計の仕組みからすれば、原子炉水位が BAF のやや下方に位置する炉側配管入口をも下回っていた可能性が高く、津波到達後、IC の冷却機能がほぼ喪失していたと考えて何ら矛盾はない。

## c IC の作動確認状況との関係

- ① 当直は、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 52 分頃以降 IC を作動させた際、1/2 号中央制御室内で IC の作動音と考えられる音が聞こえていたのに、津波到

---

\*110 前掲東京電力 HP 参照。

達以降、IC を動作させたとされる同日 18 時 18 分頃から同日 18 時 25 分頃までの間を含め、1/2 号中央制御室内では、同様の IC の作動音が聞こえなかったと述べており、同日 18 時 18 分頃、操作可能な隔離弁を開いても、IC が正常に作動しなかったと考えるのが自然である。

- ② IC が正常に作動していた場合には、非常用復水器タンク内で熱交換に伴い発生する蒸気が、排気用配管を通じて R/B 西側壁面に設置された IC ベント管から勢いよく排出される場所、当直は、平成 23 年 3 月 11 日 18 時 18 分以降の短時間、同排気口付近に少量の蒸気を確認するにとどまった。

#### d 非常用復水器タンク水位との関係

地震発生から 7 か月以上経過した平成 23 年 10 月 18 日においてもなお、非常用復水器タンクの水位計は、A 系が 65%、B 系が 85%を示しており、A 系及び B 系のいずれも水補給をしていないにもかかわらず、非常用復水器タンク内の水量が確保されていたと認められ、津波到達後、IC の機能がほぼ果たされていなかったと考えるのが自然である。

#### (4) 小括

IC について、地震発生から津波到達までの間、その配管及び非常用復水器タンクに、その冷却機能を喪失させるような損傷が生じていたとは認められない。しかし、津波が到達した時点で、IC (B 系) の戻り配管隔離弁 (3B) は全閉であり、IC (A 系) の戻り配管隔離弁 (3A) も全閉であったと推測される場所、それ以外のその時点で全閉であった隔離弁は、津波の影響ですべての交流電源及び直流電源が喪失したことによりフェイルセーフ機能が動作して全閉又はこれに近い状態となり、それ以降、IC は、その冷却機能をほぼ喪失したと認められる。

### 4 高圧注水系 (HPCI)

- (1) 地震発生直後、津波到達までの間、HPCI について、その機能を喪失するような損傷が生じていた可能性は低いこと

#### a 原子炉水位及び原子炉圧力との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*111</sup>及び記録計チャート<sup>\*112</sup>によれば、地震発生直後、電源喪失までの間、1 号機の原子炉水位及び原子炉圧力は、IC の動作に伴う昇降を繰り返していたものの、HPCI 配管のうち、圧力容器と隔離されていない部分の破断を窺わせるような急激な原子炉水位及び原子炉圧力の低下は認められない上、これに起因する D/W 圧力及び D/W 温度の急激な上昇も認められない。

---

\*111 資料Ⅱ-1-1-1 参照。

\*112 資料Ⅱ-1-1-2 参照。

**b D/W 圧力及び D/W 温度との関係**

1号機の記録計チャート<sup>\*113</sup>によれば、地震発生直後、津波到達までの間、D/W 圧力は、2kPa 程度の上昇しか示していない上、D/W 温度も 5~20℃程度の上昇にとどまっている。これは、外部電源喪失によって格納容器空調器が停止したことに伴う格納容器内の温度上昇と認められ、格納容器内側においては、配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められない。

**c 警報信号との関係**

1号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*114</sup>によれば、地震発生後、津波到達までの間、「原子炉水位低低」又は「格納容器圧力高」によって発信されるはずの HPCI 起動用 LOCA 信号、非常用 D/G 起動用の LOCA\_D/G\_1A 起動信号、LOCA\_D/G\_1B 起動信号、炉心スプレイ系起動用の A 系\_LOCA 信号及び B 系\_LOCA 信号は、いずれも発信されなかったと認められる。

前記 1(1)d 記載のとおり、これらの起動用 LOCA 信号が発信されなかったのは、かかる起動の前提条件となる「原子炉水位低低」や「格納容器圧力高」の警報信号が発信されるような状況、すなわち、LOCA に起因して原子炉水位が急激に低下したり、D/W 圧力が異常上昇したりするような状況にはなかったためと考えるのが自然である。

そうすると、地震発生後、津波到達までの間、HPCI 配管から大量の蒸気が格納容器外へ漏えいするような損傷は生じていなかったと考えられる。

**d HPCI タービン入口圧力との関係**

1号機過渡現象記録装置データ<sup>\*115</sup>によれば、地震発生直後、HPCI タービン入口圧力の挙動は、1号機原子炉圧力の挙動とほぼ同様の推移を示している。

仮に、圧力容器から HPCI タービンに蒸気を送り込む蒸気配管ラインに破断箇所があれば、同箇所から圧力が抜けて、HPCI タービン入口圧力は、原子炉圧力に比べて小さくなるはずであるのに、実際には、HPCI タービン入口圧力と原子炉圧力とがほぼ同様の推移を示していることから、この蒸気配管ラインには、圧力が保持できなくなるような破断箇所はなかったと推認できる。

**e 現場対処との関係**

- ① 地震発生直後、1/2号中央制御室において、当直が HPCI を含む非常用炉心冷却系 (ECCS) の警報及び状態表示灯を確認した際、異常を示すものはなく、HPCI が運転可能なものと認識していた。
- ② 地震発生直後、当直は、本震の揺れが収まってからスクラム後の必要な確認を実施し、原子炉圧力や原子炉水位等の確認を開始したが、その過程

---

\*113 資料Ⅱ-1-1-5 及び 6 参照。

\*114 資料Ⅱ-1-1-10 参照。

\*115 資料Ⅱ-1-1-17 参照。

で、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 52 分頃、IC が自動起動した。

その後、原子炉圧力が急速に低下したため、当直は、保安規定に従い、同日 15 時 3 分頃、いったん IC を A 系、B 系ともに停止したが、間もなくして、2 号機において RCIC による注水を実施していることを聞き、1 号機には HPCI しか高压注水系が存在しないため、テストラインで HPCI を作動させ、必要となれば HPCI によって炉注水を実施することを考えた。

そして、当直は、手順に従い、同日 15 時 8 分頃、流量制御計 (FIC) の出力を 100% から 40% 程度に落とした上、テストラインの弁の開操作を実施した。その過程で、当直は、今後、仮に「原子炉水位低 (L-2)」となる事態が生じれば HPCI が自動起動することになる上、しばらくの間 IC の冷却機能により原子炉圧力及び原子炉水位を確保できると考え、同日 15 時 10 分頃、HPCI のテストラインや流量制御計を元の状態に戻し、以降、IC による冷却を優先した。このような HPCI の操作の過程で、当直は、HPCI 設備に特段の異常を認めなかった。

以上の事実は、1 号機の過渡現象記録装置データ、当直引継日誌及び当直の供述によって認められる。

- ③ 当直は、平成 23 年 3 月 11 日 18 時 30 分には 1 号機 R/B 地下 1 階や地上 1 階及び 2 階に立ち入って原子炉注水ラインの構成作業に従事していたが、その当時、1 号機 R/B 内が白いもやで満たされていたと供述する者はいない。

そうすると、それよりも以前である地震発生後、津波到達までの間も、1 号機 R/B 内に人の出入りが不可能となるような放射線量の異常な上昇はなく、1 号機 R/B 内が白いもやで満たされるような状況にもなかつたと考えるのが自然である。

#### f HPCI 起動実績との関係

地震発生直後、津波到達までの間、HPCI を起動していないので、HPCI 駆動用の油ポンプやタービン、配管等の HPCI 設備が地震発生後に機能を喪失していなかったと断言まではできない。したがって、これらの設備に機能を喪失するような損傷が生じていた可能性を否定することまではできないが、前記 a~e 記載の各事実を併せ考慮すれば、その可能性は低いと考えられる。

- (2) 津波到達後、1 号機について、すべての直流電源が喪失し、HPCI が起動不能となったこと

#### a 電源喪失との関係

- ① 1 号機 HPCI の格納容器の外側隔離弁、蒸気入口弁、ポンプ吸込弁、ポンプ吐出弁、最小流量バイパス弁、注入弁及びテストバイパス弁といった HPCI の駆動・制御に必要な弁駆動用電源は、1 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V 充電器 (1B) から、同所にある直流 125V 主母線盤 (1B) 及び直流 125V

弁分電盤（1B）を経て供給されていた<sup>\*116</sup>。

1号機 HPCI の格納容器内側隔離弁の駆動・制御に必要な弁駆動用電源は、1号機 R/B1 階にある交流 480V R/B MCC (1F) から供給されていた<sup>\*117</sup>。

1号機 HPCI の計装回路及び論理回路に必要な電源は、1号機 C/B 地下1階にある直流 125V 充電器（1A）及び同充電器（1B）から、同所にある直流 125V 主母線盤（1A）及び同主母線盤（1B）並びに 1号機 C/B1 階にある直流 125V C/B 分電盤、1号機 C/B 地下1階にある直流 125V C/B 分電盤（A）、同分電盤（B）、1号機 R/B1 階にある直流 125V R/B 分電盤等を経て供給されていた<sup>\*118</sup>。

1号機 HPCI 補助油ポンプの駆動・制御に必要な電源は、1号機 C/B 地下1階にある直流 125V 充電器（1B）から同所にある直流 125V 主母線盤（1B）を経て供給されていた<sup>\*119</sup>。

これらのうち、1号機 C/B1 階にある直流 125V C/B 分電盤は被水せず、1号機 R/B1 階にある直流 125V R/B 分電盤も被水しなかった可能性があるものの、1号機 C/B 地下1階にある直流 125V 充電器（1A）及び同充電器（1B）、直流 125V 蓄電池（1A）及び同蓄電池（1B）、直流 125V 主母線盤（1A）及び同主母線盤（1B）並びに直流 125V C/B 分電盤（A）及び同分電盤（B）は、いずれも津波の影響によって被水した。

いずれにしても、補助油ポンプの駆動用電源たる直流電源が喪失し、タービン止め弁及び加減弁の開動作ができなくなったので、HPCI が使用不能になったと考えられる。

- ② この頃、制御盤上、HPCI のポンプ、隔離弁等の HPCI 設備に関する状態表示灯が消灯しており、これらの遠隔操手動操作も不能となった。

#### b HPCI 起動実績との関係

現に、1号機については、津波到達後も含め、一連の事故対処の中で HPCI の起動実績がなかった。

### (3) 小括

1号機の HPCI については、地震発生から津波到達までの間に、その機能を喪失するような損傷が生じていた可能性は低いですが、遅くとも津波到達後には、すべての電源が喪失したことにより起動不能に陥ったと認められる。

---

\*116 資料Ⅱ-1-1-18 参照。

\*117 資料Ⅱ-1-1-18 参照。

\*118 資料Ⅱ-1-1-18 参照。なお、HPCI の計装回路の一部には、静止型無停電電源装置及びバイタル交流分電盤を経て電源の供給を受けていたものもあった。

\*119 資料Ⅱ-1-1-18 参照。

### 第3 2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てい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 2号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*120</sup>及び記録計チャート<sup>\*121</sup>によれば、地震発生後、平成23年3月11日15時30分過ぎに津波が到達するまでの間、主として、原子炉スクラム直後のボイド効果の影響、原子炉圧力の上昇に伴うSR弁の開動作、RCICの作動状況に応じて、原子炉水位の昇降が繰り返されながらも、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大規模な損傷が生じたことを窺わせるような原子炉水位の急激な低下は認められない。

② 2号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*122</sup>及び記録計チャート<sup>\*123</sup>によれば、原子炉圧力は、平成23年3月11日15時30分過ぎに津波が到達するまでの間、主として、自動スクラム、主蒸気隔離弁(MSIV)閉、RCICの作動、SR弁の開閉に応じて昇降を繰り返しているものの、SR弁が閉となった場合には7MPa gage程度まで上昇するなど、一定の圧力が保たれていることが明らかであり、圧力容器又はその周辺部に大規模な損傷が生じたことを窺わせるような原子炉圧力の急激な低下は認められない。

③ 2号機の記録計チャート<sup>\*124</sup>によれば、地震発生後、圧力容器内の温度のうち、CRDハウジング上部温度<sup>\*125</sup>は170℃程度まで上昇している。これは、原子炉スクラム後、CRD側からCRD上部への冷たい水の流れが途絶え、CRDハウジング上部にあった水と、圧力容器側の高温の水とが混和したことによって水温が上昇したものと考えて矛盾はない。

なお、圧力容器ボトム温度<sup>\*126</sup>及びボトム・ドレン温度<sup>\*127</sup>は、PLRポンプの停止やスクラム時のCRDハウジング側からの冷水流入による影響等から温度低下が予想されるところ、2号機の記録計チャートによれば、圧力容器ボトムやボトム・ドレン温度に顕著な温度低下が認められず、1号機と対照的である。これは、2号機の温度検知器が圧力容器底部から約3m上方に位置するのに対し、1号機については、温度検知器がほぼ圧力容器底部に位置する上、ICの作動状況による影響を受けるといった状況の相違があるためと考えると矛盾はない。

---

\*120 資料Ⅱ-1-1-19 参照。

\*121 資料Ⅱ-1-1-19 参照。

\*122 資料Ⅱ-1-1-19 参照。

\*123 資料Ⅱ-1-1-19 参照。

\*124 資料Ⅱ-1-1-20 参照。

\*125 2号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-20)のNo.5の温度を指す。

\*126 2号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-20)のNo.7の温度を指す。

\*127 2号機記録計チャート(資料Ⅱ-1-1-20)のNo.9の温度を指す。

b D/W 圧力及び D/W 温度との関係

- ① 格納容器室素圧力は、D/W 圧力とほぼ等しい値を示すところ、2号機の記録計チャート<sup>\*128</sup>によれば、格納容器室素圧力は、地震発生後、津波到達までの間、6kPa弱上昇している。

この僅かな圧力上昇は、格納容器空調系が外部電源喪失によって機能停止となり、温度が上昇したためと考えられ（後記②参照）、仮に、圧力容器又はその周辺部から蒸気が漏えいしていた場合には、D/W 圧力が急激に上昇するはずであり、このような僅かな圧力上昇にとどまるとは考え難い。

- ② 2号機の記録計チャート<sup>\*129</sup>によれば、地震発生後、平成23年3月11日15時30分過ぎに津波が到達するまでの間、緩やかに格納容器内各部温度の上昇が認められるものの、これは外部電源喪失に伴う格納容器空調装置の機能停止に起因するものと考えられる。これらのD/W内各部温度のうち、特に供給空気ドライウェルクーラHVH温度<sup>\*130</sup>の上昇傾向が顕著である。

2号機のHVHは合計五つあり、そのうち、通常、原子炉補機冷却系(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る。

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供給空気ドライウェルクーラ温度は20℃前後に保たれていたが、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、HVHが作動しても、供給空気ドライウェルクーラ温度は、いずれも上昇傾向にあった。また、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供給空気ドライウェルクーラ温度は、D/W内の高温の雰囲気気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内の雰囲気気と等温となるまで上昇傾向を示すに至った。

結局、2号機の記録計チャート<sup>\*131</sup>に記録されたD/W温度を見る限り、温度上昇に関しては合理的な説明が可能であり、そのほか、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、2号機の圧力

---

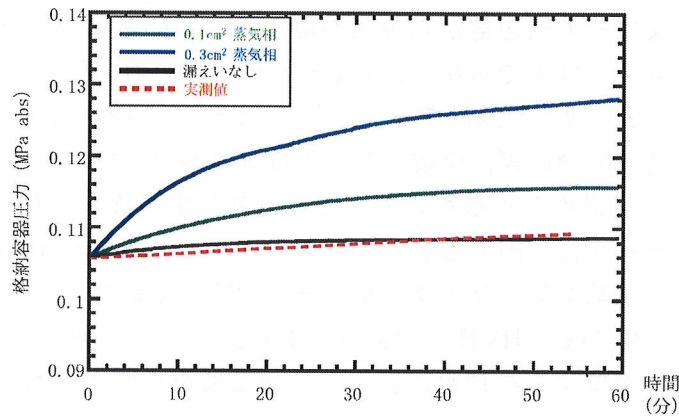
\*128 資料Ⅱ-1-1-21参照。

\*129 資料Ⅱ-1-1-22参照。

\*130 2号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-22）のNo.6~10の温度を指す。

\*131 資料Ⅱ-1-1-22参照。

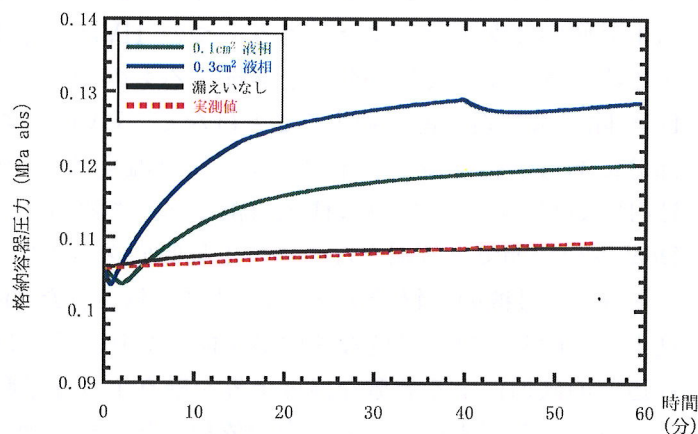
容器から格納容器内へ微小漏えいが生じた可能性について、1号機と同様の方法<sup>\*132</sup>で、MELCOR解析により評価を実施した。これによると、压力容器から格納容器への漏えい面積を0.3 cm<sup>2</sup>、0.1 cm<sup>2</sup>と仮定したD/W圧力の解析を実施した結果、実測のD/W圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合にはそれぞれ約6.1倍、約2.8倍の圧力上昇を示した。これに対し、压力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合のD/W圧力の解析値は、実測のD/W圧力の変化と比較的よく近似していた(図表19参照)。



図表19 漏えい面積0.3cm<sup>2</sup>、0.1cm<sup>2</sup>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

また、上記評価において、液相漏えいの場合について、压力容器から格納容器への漏えい面積を0.3 cm<sup>2</sup>、0.1 cm<sup>2</sup>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6.3倍、約3.9倍の圧力上昇を示した。これに対し、压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20参照)。



図表20 漏えい面積0.3cm<sup>2</sup>、0.1cm<sup>2</sup>の格納容器圧力の変化(液相漏えいの場合)

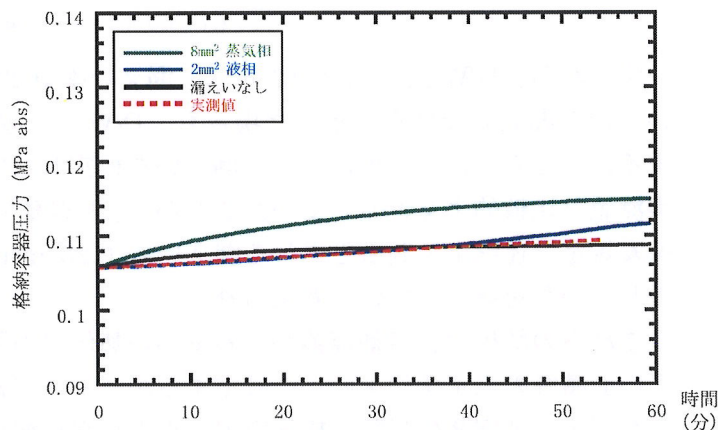
独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

\*132 前記第2,1(1)b③参照。



すなわち、圧力容器から格納容器への漏えい面積を  $0.3 \text{ cm}^2$ 、 $0.1 \text{ cm}^2$ 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、上記評価において、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<sup>\*133</sup>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 2.5 倍、液相漏えいの場合には約 1.5 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 21 参照）。



図表21 0.23m<sup>3</sup>/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

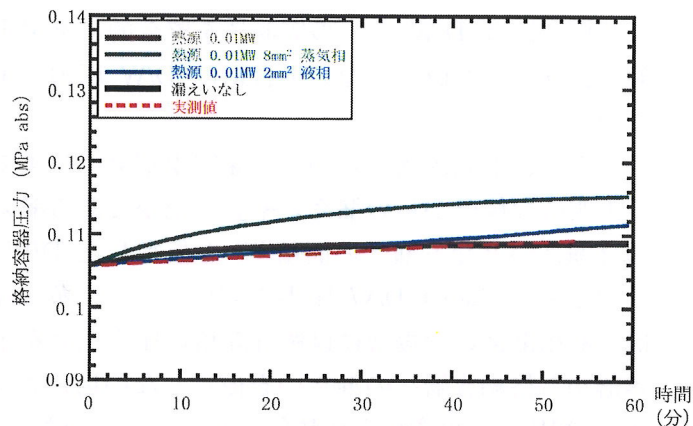
独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

すなわち、漏えい率  $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$  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  $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$  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  $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$  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 2.6 倍、液相漏えいの場合には約 1.5 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

\*133 蒸気相漏えいの場合で漏えい面積  $8 \text{ mm}^2$ 、液相漏えいの場合で漏えい面積  $2 \text{ mm}^2$ としている。

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 22 参照）。



図表22 ドライウェルクーラ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  $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$  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  $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$  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仮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  $0.3 \text{ cm}^2$ 、 $0.1 \text{ cm}^2$  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  $0.1 \text{ cm}^2$  以上生じ、あるいは、保安規定により運転上許容された  $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$  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

2号機の記録計チャート<sup>\*134</sup>によれば、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、外部電

\*134 資料 II-1-1-23 参照。

源の喪失による影響と考えられるノイズで微弱な反応が示されたことを除き、一貫して最下限値を示している。

そして、2号機の原子炉水位も十分確保されていることからすれば、この時点ではまだ、炉心損傷によって希ガスや他の核種が放出されるような状況にはなかったと考えられる。また、通常運転時に压力容器内にある窒素同位体が、压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、結局、压力容器の健全性が保たれていたと考えて矛盾はない。

#### d SR 弁の開閉との関係

2号機のプロセス計算機履歴データ<sup>\*135</sup>及びアラームタイプ<sup>\*136</sup>によれば、地震発生後、津波到達までの間、原子炉圧力は、7.2MPa gage 前後で昇降を繰り返す、SR 弁 (F 弁) も開閉を繰り返している。これは、原子炉圧力の上昇に応じ、SR 弁 (F 弁) の逃し弁機能が正常に動作を繰り返していたと考えられ、その間に原子炉圧力の上昇の影響によって压力容器が破損したとは考えにくい。

#### e PLR ポンプ入口温度との関係

2号機プロセス計算機履歴データ<sup>\*137</sup>及び記録計チャート<sup>\*138</sup>によれば、PLR ポンプ入口は、2号機のスクラム直後、若干温度低下を示し、その後は緩やかに温度上昇傾向を示している。最初の温度低下は、原子炉圧力が下がったためであり、引き続き温度上昇は、MSIV がいずれも全閉となったためであると考えられる。

その後、津波到達までの間、PLR ポンプ入口温度は、ほぼ 270 °C 前後を推移しており、PLR 配管の破断に伴う急激な温度低下も認められない<sup>\*139</sup>。

#### f 主蒸気流量変化との関係

2号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*140</sup>によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 47 分 35 秒頃に主蒸気流量が低下し始め、同日 14 時 47 分 50 秒頃に主蒸気流量が 0t/h となっている。

---

\*135 資料Ⅱ-1-1-24 参照。

\*136 資料Ⅱ-1-1-24 参照。

\*137 資料Ⅱ-1-1-25 参照。

\*138 資料Ⅱ-1-1-25 参照。

\*139 2号機のプロセス計算機履歴データによれば、PLR ポンプ入口温度につき、4つの温度測定点でいずれも平成 23 年 3 月 11 日 15 時 37 分頃、瞬間的に大きな温度上昇及び低下を示している。これは、その頃、M/C (C 系) が機能喪失していることから、その影響で電圧・電流に大きな変化を来したことによるノイズと考えられる。また、その後、同日 15 時 41 分頃に M/C (D 系) が機能喪失したことにより、記録計チャートによる PLR ポンプ入口温度の計測ができなくなったものと考えられる。

\*140 資料Ⅱ-1-1-26 参照。

これに対し、2号機のアラームタイプ<sup>\*141</sup>によれば、地震発生後、同日14時47分33秒及び34秒に原子炉自動スクラム信号B及びAがそれぞれ発信された後、同日14時48分23秒頃にA系及びC系で「主蒸気管流量大」、「主蒸気管圧力低」、同日14時48分28秒頃にB系及びD系で「主蒸気管流量大」、「主蒸気管圧力低」の各信号が発信されるまで配管破断を窺わせる警報信号が発信されていない。また、同日14時48分24秒頃及び同日14時48分29秒頃にMSIV隔離信号が発信され、同日14時48分29秒から同日14時48分32秒にかけての頃、いずれのMSIV隔離弁も全閉となっている。

このように、主蒸気流量の低下は、原子炉自動スクラム信号B及びAがそれぞれ発信された後、「主蒸気管流量大」や「主蒸気管圧力低」といった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。そうすると、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よって、主蒸気流量が低下したものと考えられる。このことは、2号機の過渡現象記録装置データに記録されたAPRM出力の低下傾向と主蒸気流量の低下傾向の各挙動が整合的であることから裏付けられる<sup>\*142</sup>。

また、主蒸気流量が0t/hになった後になって、「主蒸気管流量大」や「主蒸気管圧力低」の警報信号が発信され、MSIVが全閉となっているが、これらは、外部電源喪失に伴い、主蒸気配管破断検出回路の電源が喪失し、破断検出を検知した場合と同様に動作した結果であって、実際の挙動を示すものではないと考えられる。

g D/W床ドレン水位との関係

- ① 2号機のアラームタイプによれば、D/W床ドレン水位が、平成23年3月11日14時48分27秒頃に-0.65625cmを示していたのに、同日15時37分39秒頃に49.59375cmと、僅か49分程度で約50cm上昇した値を示している(図表23参照)。そこで、配管破断等によって原子炉冷却水が漏えいしてD/W床ドレン水位が急激に上昇したのではないかという点について検討する。

| H23. 3. 11<br>時刻 | アラームタイプの記載    |
|------------------|---------------|
| 14:48:12         | 35.84375cm 不良 |
| 14:48:27         | -0.65625cm 正常 |
| 15:37:39         | 49.59375cm 不良 |
| 15:37:45         | 2.03125cm 正常  |
| 15:40:37         | 49.65625cm 不良 |

図表23 2号機 D/W床ドレン水位

東京電力「アラームタイプ」  
(平成23年5月)を基に作成

- ② まず、図表23のD/W床ドレン水位の数値の右横に「正常」「不良」の判定が記載されているが、D/W床ドレン水位の出力範囲は、下限が0cm、上限が100cmであり、上下限值に1%を超える値が入力された場合、すなわち、D/W床ドレン水位が-1cmを下回り、あるいは101cmを上回った場合

\*141 資料Ⅱ-1-1-26 参照。

\*142 資料Ⅱ-1-1-26 参照。

に「不良」と判定される。もっとも、計算機の仕組み上、「不良」と認識されると、直前の正常値が記録され、「正常」と認識されると、その「正常」と認識された時点での値が記録されることになる。すなわち、同日 14 時 48 分 12 秒頃に「35.84375cm 不良」とあるのは、同日 14 時 48 分 12 秒頃に D/W 床ドレン水位の記録が出力範囲を上限逸脱又は下限逸脱し、その直前の正常時の値が 35.84375cm であったことを意味することになる。同様に、同日 15 時 37 分 39 秒頃に「49.59375cm 不良」、同日 15 時 40 分 37 秒頃に「49.65625cm 不良」と記録されているのも、同日 15 時 37 分 39 秒頃及び同日 15 時 40 分 37 秒頃に D/W 床ドレン水位の記録が出力範囲を上限逸脱又は下限逸脱し、その直前の正常時の値が、それぞれ 49.59375cm 及び 49.65625cm であったことになる。

そうすると、2 号機アラームタイプによる記録上、D/W 床ドレン水位は同日 14 時 48 分 12 秒頃の直前に 35.84375cm であったのに、同日 14 時 48 分 12 秒頃に上限又は下限を逸脱し、同日 14 時 48 分 27 秒頃に -0.65625cm、同日 15 時 37 分 39 秒頃の直前に 49.59375cm、同日 15 時 37 分 39 秒頃に再度上限又は下限を逸脱し、同日 15 時 40 分 37 秒頃の直前に 49.65625cm、同日 15 時 40 分 37 秒頃に再度上限又は下限を逸脱したことになり、実際の D/W 床ドレン水位の動きとは考え難いほどの激しい上下動を繰り返していることになる。

- ③ 2 号機の記録計チャート及び過渡現象記録装置データ<sup>\*143</sup>によれば、2 号機の原子炉水位や原子炉圧力は、RCIC や SR 弁の動作に応じて昇降を繰り返しながらも一定の値を維持して推移しており、急激な水位、圧力の低下は認められず、D/W 圧力や D/W 温度の急激な上昇も認められない。
- ④ そして、2 号機アラームタイプ上の記録において、不良判定された時間に着目すると、同日 14 時 48 分 12 秒頃というのは外部電源喪失と相前後する時間帯であり、同日 15 時 37 分 39 秒頃及び同日 15 時 40 分 37 秒頃というのは非常用 D/G が津波の影響で作動停止となり 6.9kV 母線 2C 及び 2D から電源供給がなされなくなった時間帯と相前後するため、電源喪失（信号喪失）による下限逸脱で不良判定されたものと考えられる。現実的に考えても D/W 床ドレン水位の実際の挙動として数十 cm の幅で昇降を繰り返すような事態は考え難く、電源喪失に伴う信号喪失が影響したものと考えるのが自然である。

また、東京電力から提供を受けた当時の 2 号機 D/W 内床ドレンサンプ液位チャート<sup>\*144</sup>によれば、同日 14 時 48 分前後頃、D/W 床ドレン水位は、それまでほぼ 50cm で推移していたのに瞬間的に大きく落ち込み、その後再び 50cm 程度まで復帰し、若干の揺らぎはありながらも、ほぼ 50cm 付近を推

---

\*143 資料Ⅱ-1-1-19 参照。

\*144 資料Ⅱ-1-1-27 参照。

移し、同日 15 時 37 分前後頃に記録が途絶えている。このような推移を見ても、2 号機アラームタイパ上の記録は、電源喪失に伴う信号喪失が影響したものと考えるのが自然である。

- (2) 平成 23 年 3 月 14 日 21 時 18 分頃までには、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と考えられ、それ以降も、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高いこと

a 注水状況との関係

- ① 2 号機プラント関連パラメータ<sup>\*145</sup>によれば、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃から原子炉水位は低下傾向にあり、原子炉圧力は上昇傾向に転じ、同日 12 時 30 分頃には原子炉水位の低下が顕著である。

そうすると、同日 9 時頃以降、RCIC の冷却注水機能が徐々に喪失していき、同日 12 時 30 分頃までには注水機能がほぼ喪失したと考えられる。

さらに、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*146</sup>によれば、注水が全くなされていないにもかかわらず、同日 18 時 22 分頃以降、同日 18 時 47 分頃までの間、TAF-3,700mm を示し、その後ダウンスケールしている。

そうすると、2 号機の原子炉水位は、同日 18 時 22 分頃までに BAF に達し、その後間もなく炉側配管入口を下回ったと考えて矛盾はない。

- ② 2 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 16 時 30 分頃までの時点で、いまだ格納容器ベントラインが完成していないものの、SR 弁の開操作によって原子炉減圧作業を行うこととなり、それに向け、同日 16 時 34 分頃からバッテリーを直列に接続して SR 弁の開操作を試みたが、すぐには SR 弁が開とならず、開操作の対象となる弁を変更し、ケーブルの接続状態をチェックし、回路を再構成するなどして、5 つめの SR 弁の開操作時である同日 18 時頃以降、ようやく原子炉圧力が低下し始め、同日 19 時 3 分頃になって原子炉圧力計が 0.630MPa gage を示すまで減圧された。

しかし、同日 19 時 20 分頃には代替注水に用いる消防車 2 台のポンプが作動停止していることが発覚し、その燃料補給にも時間を要したため、結局、同日 19 時 57 分頃になってようやく代替注水を開始した。

- ③ 2 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 19 時 57 分頃以降、代替注水を実施するも、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 3 号機と同時並行的に注水し、注水ラインに用いた消火系配管が建屋内で多く分岐しており、その圧力損失をも考慮に入れると、2 号機への代替注水用に必要かつ十分な吐出圧力を確保できず、SR 弁の開状態も十分に維持できなかつたものと考えられる。

その結果、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*147</sup>によれば、同日 20 時 37

---

\*145 前掲東京電力 HP 参照。

\*146 前掲東京電力 HP 参照。

\*147 前掲東京電力 HP 参照。

分頃には原子炉圧力が再び 0.8MPa gage を超え、上昇傾向を示し、少なくとも同日 21 時 20 分頃までの約 43 分間<sup>\*148</sup>、注水不能に陥ったと考えられるなど、SR 弁による減圧操作と断続的な注水を繰り返したにすぎなかった。

そうすると、遅くとも同日 13 時頃から同日 19 時 57 分頃までの約 7 時間にもわたって全く注水を実施せず、その後も、少なくとも断続的かつ不十分にしか注水できなかったことになり、同日夕方以降、BAF を上回る原子炉水位を確保できなかった可能性が高い。

現に、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*149</sup>によれば、同日 18 時 50 分頃以降、同日 21 時 18 分頃までの間、原子炉水位が計測不能となっている。これは、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が測定可能範囲を超えていたためと考えることができ、その原因は、原子炉水位が BAF を下回り、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位の水頭圧差が測定可能範囲を超えてダウンスケールしたことによる可能性が考えられる。

- ④ したがって、2 号機については、少なくとも平成 23 年 3 月 14 日 18 時 22 分頃以降、同日 21 時 18 分頃までの間、燃料が全部露出して相当程度損傷が進行し<sup>\*150</sup>、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あると考えても不自然ではない。

#### b 原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動との関係

- ① 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*151</sup>によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 19 時 55 分頃に 0.395MPa abs を示していたのに対し、同日 19 時 59 分頃に 0.455MPa abs に上昇する値を示したが、同日 20 時 3 分頃に 0.410MPa abs まで急激に低下し、それ以降、0.41~0.42MPa abs 台を推移

---

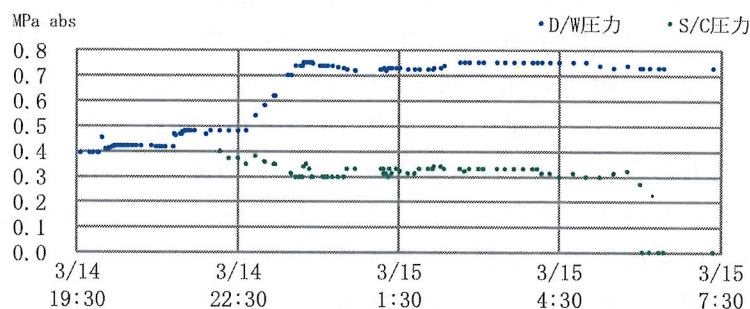
\*148 消防ポンプの吐出圧力は 0.85MPa gage であるが、原子炉注水に至る配管における圧力損失を考慮に入れると、実際には、平成 23 年 3 月 14 日 20 時 28 分頃に原子炉圧力が 0.608MPa gage を示した頃から、原子炉注水がなされていない可能性がある。現に、当時の福島第一原発では、原子炉圧力が 0.6MPa gage を下回らなければ原子炉注水をなし得ないとの認識の下、原子炉減圧作業を行っていた。

\*149 前掲東京電力 HP 参照。

\*150 「2 号機事故時運転操作手順書（徴候ベース）」によれば、2 号機が定格出力から原子炉停止した後約 85 時間で炉心が露出した場合、炉心露出後 30 分前後で被覆管の温度が 1,200℃に上昇するとされ、炉心損傷に至る可能性がある。

\*151 前掲東京電力 HP 参照。

し、同日 21 時 18 分頃には 0.418MPa abs を示していた（図表 24 参照）。

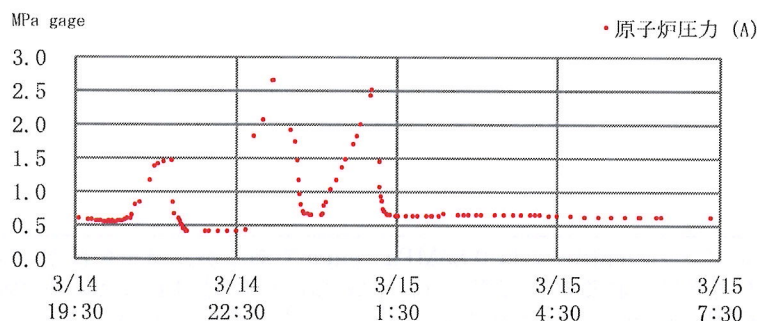


図表24 2号機D/W圧力等の挙動（3/14 19:30～3/15 7:30）

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

2号機については、当時、D/Wの除熱のために格納容器冷却系が動作した実績はなく、格納容器ベントもなされた形跡がないことからすれば、同日20時3分頃のD/W圧力の低下は、D/Wからの漏えいによる可能性がある。もっとも、既に圧力容器からD/W側に圧力が抜けるような損傷が生じていた場合には、蒸気や非凝縮性ガスがD/W側に抜けて一時的にD/W圧力が上昇し、その後これらの蒸気やガスがD/W側からS/C側にベント管を通じて抜けることでD/W圧力が低下し、その後、D/W圧力が少し上昇するところで安定化したという可能性も考えられることから、同日19時59分頃に圧力容器又はその周辺部に新たな損傷が生じたのではなく、それまでの間に既に圧力が抜ける損傷が生じていた可能性もある。

- ② さらに、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*152</sup>によれば、原子炉圧力は、平成23年3月14日21時18分頃に1.463MPa gageを示してから下降傾向に転じ、同日22時30分頃には0.405MPa gageを示しているのに対し、D/W圧力は、同日21時18分頃に0.418MPa absを示してから上昇傾向に転じ、同日23時35分頃には0.740MPa absまで上昇し、その後、同月15日7時20分頃まで0.7MPa abs台を推移した（前掲図表24及び図表25参照）。



図表25 2号機原子炉圧力の挙動（3/14 19:30～3/15 7:30）

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

\*152 前掲東京電力 HP 参照。



2号機については、後記(3)b④記載のとおり、同月14日13時24分頃以降、同日19時54分頃までの間、D/W圧力が低下傾向にある上（後掲図表38参照）、前記①記載のとおり、同日20時3分頃にD/W圧力が急激に低下しており、これらのD/W圧力の傾向を再現できる程度の漏えいが生じたとした場合、その後、実測値のとおり、D/W圧力が0.740MPa absまで上昇し、同程度の圧力で推移するには、圧力容器又はその周辺部に大きな損傷が生じていなければ説明が困難である。圧力容器又はその周辺部の損傷には、例えば、原子炉圧力容器が破損して熔融燃料が格納容器下部ペDESTAL部に落下することも含まれる。

そして、同日21時18分頃であればSR弁の開操作を実施している可能性があるが、実際にSR弁が開となったか否かについては、結局のところ、当時、原子炉圧力が低下したこと以外に確認の方法がなく、原子炉圧力の低下がSR弁が開いたことによるものなのか、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るものなのか、そのいずれとも断定できないはずである。

また、SR弁の開操作だけでは、後記cで述べるように、同日21時55分頃にD/W側のガンマ線量率がS/C側のその10倍を超えていることの説明がつかない。

さらに、原子炉圧力容器又はその周辺部に大きな損傷が生じたと考えたとしても、その後の原子炉圧力の上昇について矛盾なく説明できる。すなわち、まず、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*153</sup>によれば、原子炉圧力は、同日22時30分頃に0.405MPa gageを示してから、同日22時40分頃に0.428MPa gage、同日22時50分頃に1.823MPa gage、同日23時10分頃に2.655MPa gage、同日23時20分頃に3.150MPa gageと上昇傾向を示している（前掲図表25参照。）。圧力容器又はその周辺部に破損が生じていたとしても、例えば、熔融燃料が圧力容器下部プレナムに落下し、圧力容器底部に残っていた冷却水と接触して蒸気が大量に発生し原子炉圧力が一時的に急上昇することも考えられる。そうすると、その後原子炉圧力が急上昇した局面があったからといって、同日21時18分頃までに圧力容器又はその周辺部に破損が生じていたことと矛盾するものではない。

また、この頃のD/W圧力の挙動についても、熔融燃料が格納容器下部ペDESTAL部に落下し、破損した圧力容器を介して冷却水が格納容器下部に落下した熔融燃料に接触して大量の蒸気が発生し、D/W側に漏えいするといったD/W圧力の上昇原因がある一方で、同日23時35分頃、D/Wからの漏えい箇所が拡大していったため、同時刻頃以降、D/W圧力の上昇原因と下降原因がほぼ均衡を保ち、それ以降、0.7MPa abs台を推移するようになったと考えることができる。実際、このような挙動は、1号機においても見る

---

\*153 前掲東京電力HP参照。

ことができる。すなわち、1号機については、同月12日4時19分頃から同日14時20分頃までの間、压力容器や格納容器の一部が既に破損していた可能性が高いのに、D/W圧力が0.7MPa abs台を推移していることが、1号機プラント関連パラメータから明らかなのである。

したがって、2号機については、同月14日21時18分頃以降、压力容器又はその周辺部に破損が生じたため、原子炉圧力が低下傾向に転じるとともに、D/W圧力が上昇し、同日23時25分頃以降、D/W圧力が0.7MPa abs台を推移するようになった可能性がある。その際にSR弁の開操作が原子炉圧力の低下及びD/W圧力の上昇に影響を与えた可能性を否定するものではないが、少なくとも、これらの原子炉圧力やD/W圧力の挙動が、SR弁の開操作のみによるものとは考えにくいことは、同日21時55分頃以降のCAMS測定結果からも明らかである。

- ③ 2号機には、「格納容器圧力高(13.7kPa gage)」、「原子炉水位低(-3,720mm(L-1))」、低圧系(炉心スプレイ系(CS)又は残留熱除去系(RHR))運転が可能であることの3つの条件がいずれも満たされている場合にADS機能が作動するように設定されている。SR弁の開操作を実施していなくとも、ADS機能が作動した場合には、原子炉圧力及びD/W圧力の挙動に影響を及ぼし得るため、平成23年3月14日午後ADS機能が作動した可能性の有無について検討する。

仮に、SR弁のADS機能が作動すれば、SR弁の安全弁機能が作動しなくとも、压力容器内の圧力がS/C側に抜けることになるが、今回の事故において、SR弁のADS機能は作動しなかったと考えられる。すなわち、2号機については、記録計チャートから明らかなおり、地震発生後、津波到達までの間、「格納容器圧力高(13.7kPa gage)」や「原子炉水位低(-3,720mm(L-1))」に至るようなD/W圧力や原子炉水位にはなく、ADS機能が作動するような状況にはなかったと考えられる。また、津波到達後は、CSやRHR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ており、やはり、ADS機能が作動するような状況にはなかった。

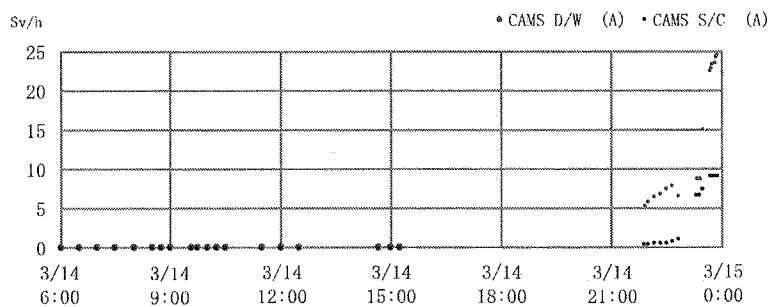
したがって、2号機においては、いずれの場合にもADS機能が作動する条件が満たされることがなかったため、ADS機能が作動することもなかったと考えられる。

#### c CAMSによる測定結果との関係

- ① 2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*154</sup>によれば、CAMS測定結果は、平成23年3月14日15時15分頃にD/W(A)側が0.00108Sv/h、S/C(A)側が0.0103Sv/hを示していたが、その後測定を中断し、測定を再開した同日21時55分頃には、D/W(A)側が5.36Sv/h、S/C(A)側が0.383Sv/h、同日23

\*154 前掲東京電力HP参照。

時 30 分頃には、D/W(A)側が 15.0Sv/h、S/C (A) 側が 7.40Sv/h、同日 23 時 54 分頃に D/W(A)側が 24.5Sv/h、S/C (A) 側が 9.10Sv/h と、急激な上昇傾向を示している。測定中断前は、D/W (A) 側のガンマ線量率は、S/C (A) 側のそれの約 9.5 分の 1 しかなかったのに、その 6 時間 40 分後に測定を再開すると、D/W(A)側のガンマ線量率は、測定中断前の約 4,963 倍、S/C (A) 側のガンマ線量率は、測定中断前の約 37.2 倍を示し、D/W (A) 側のガンマ線量率が極めて急激に上昇したため、D/W (A) 側のガンマ線量率は、S/C (A) 側のそれの約 14.0 倍を示すに至った。その後も、D/W 側のガンマ線量率が、S/C (A) 側のそれを大きく上回っている (図表 26 参照)。



図表26 2号機CAMS D/W等の挙動 (3/14 6:00~3/15 0:00)

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

- ② ところで、2号機のCAMS測定結果<sup>\*155</sup>によれば、D/W側のガンマ線量率が、平成23年3月14日21時55分頃に5.36Sv/h、同日23時30分頃に15.0Sv/h、同日23時54分頃に24.5Sv/hを示しており、AMG上、かかるガンマ線量率に基づく炉心損傷割合に換算すれば、D/W側及びS/C側ともに5%未満にすぎず、压力容器が燃料ペレットの溶融によって損傷したと考えるには、いかにも値が小さいのではないかとの疑問も生じる。

しかし、スクラム後時間が経過していくにつれ、注水量や燃料の有する熱量その他の諸条件が炉心の状態に影響を与える上、格納容器ベントや格納容器からの漏えいによって放射性物質が格納容器外に放出されることがあり得るため、CAMSによって計測されたガンマ線量率の挙動と実際の炉心損傷割合との間には相当の誤差が生じる可能性がある。

2号機については、平成23年3月14日9時頃から原子炉圧力の上昇に伴い、RCICの注水機能が徐々に低下していき、遅くとも同日12時30分頃までには注水不能になったと考えられる。その後、約7時間30分経過した同日19時57分頃になるまで、原子炉内への注水がなされず、炉心の露出・損傷が進行したと考えられる。

さらに、同日19時57分頃以降、消防車による代替注水が開始されたが、同一の水源、消防車を用いて3号機と同時に注水を行っていた上、原子炉

\*155 前掲東京電力HP参照。

注水用に用いられた消火系配管は建屋内に張り巡らされているので圧力損失も考慮に入れると、十分な注水量を確保できなかったと考えられる。そして、SR 弁の開状態も十分に維持できず、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*156</sup>によれば、少なくとも同日 20 時 37 分頃から同日 21 時 20 分頃までの間、原子炉圧力が上昇したため、全く注水がなされないか、ほとんど注水がなされていない状況にあったと考えられ、SR 弁による急速減圧を繰り返すに至っている。そうすると、2 号機については、代替注水開始後も、原子炉水位が十分に確保できるような状況にはなかったと認められる。

そして、2 号機については、後記(3)b ④記載のとおり、同日 13 時 24 分頃以降、同日 19 時 54 分頃までの間、D/W 圧力が低下傾向にある上（後掲図表 38 参照）、前記①記載のとおり、同月 14 日 20 時 3 分頃に D/W 圧力が急激に低下しており、CAMS による測定を再開する同日 21 時 55 分頃までの間に、格納容器又はその周辺部から漏えいが生じていたと考えられる。

以上によれば、CAMS による測定を再開する同日 21 時 55 分頃までの間に、既に炉心損傷によって希ガスや他の核種が大量に放出し、燃料ペレットの溶融によって圧力容器が損傷し、D/W 側に希ガスや他の核種が漏えいした上、格納容器又はその周辺部の破損によって、D/W 側に流れ込んだ希ガスや他の核種が、格納容器外に漏えいしていたために、同日 23 時 30 分頃に至ってもなお、AMG 上の炉心損傷割合が 5%未満を示したにすぎず、正確な炉心の状態を表していない可能性がある。

- ③ さらに、2 号機の CAMS 測定結果について、単にガンマ線量率から炉心損傷割合を推測するのみならず、CAMS の測定方法や前提条件に着目し、D/W 側及び S/C 側で検出されたガンマ線量率を比較することが、圧力容器の健全性を検証する上で有用と考えられる。

すなわち、2 号機の CAMS による測定結果によれば、D/W 側及び S/C 側がそれぞれ、平成 23 年 3 月 14 日 15 時 15 分頃に 0.00108Sv/h、0.0103Sv/h を示し、S/C 側が D/W 側の約 9.5 倍のガンマ線量率を計測していたのに対し、約 6 時間 40 分後に至って測定を再開した同日 21 時 55 分頃には、D/W 側と S/C 側から計測されたガンマ線量率の大小が逆転し、D/W 側が 5.36Sv/h、S/C 側が 0.383Sv/h と、D/W 側が S/C 側の約 14.0 倍ものガンマ線量率を計測し、その後も、D/W 側及び S/C 側がそれぞれ、同日 23 時 30 分頃に 15.0Sv/h、7.40Sv/h、同日 23 時 54 分頃に 24.5Sv/h、9.10Sv/h と、D/W 側の方が S/C 側よりも大きいガンマ線量率を示している（前掲図表 26 参照）。

AMG によれば、圧力容器破損に至るまでは、炉心損傷によって発生した希ガスの大半は、圧力容器及び S/C 側に滞留するのであって、圧力容器が健全であるのに、D/W 側のガンマ線量率が、S/C 側のその 10 倍を超える

---

\*156 前掲東京電力 HP 参照。

数値になることはおよそ考え難い<sup>\*157</sup>。すなわち、2号機について、SR弁を開操作し、急速減圧をしたからといって、圧力容器からS/C側に放射性物質が流れ込み、S/C圧力の上昇に伴って真空破壊装置が作動してD/W側にも放射性物質が一部移行することはあっても、それのみによって、D/W側のガンマ線量率がS/C側のその10倍を超えるようなことは考え難いのである。

- ④ 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、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<sup>\*158</sup>が動作した可能性が考えられる。

しかし、この場合、2号機のSR弁の仕組みとして、まず、原子炉圧力が7.64~7.78MPa gage程度まで上昇した時点で安全弁機能<sup>\*159</sup>が動作し、圧力容器からS/C側に蒸気が吹き出し、それでも原子炉圧力が低下せずに8.55MPa gage程度まで上昇していった場合に、D/W吹き出し機能が動作することになる。すなわち、SR弁は、D/W吹き出しがなされる以前に、まず安全弁機能が動作してS/C側へ蒸気が流出し、D/W吹き出しがなされている間も、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。いずれにしても、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10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。

また、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*160</sup>によれば、平成23年3月14日17時33分頃に原子炉圧力が7.880MPa gageを示すなど、SR弁の安全弁機能が動作してS/C側に蒸気が流出している可能性を窺わせる原子炉圧力の挙動がうかがえる。しかし、その頃、2号機のD/W圧力が急激に上昇したような形跡は見当たらず、D/W吹き出し機能が動作したことを窺わせる原子炉圧力及びD/W圧力の挙動は認められない。

したがって、2号機については、SR弁のD/W吹き出し機能が動作しなかった可能性が極めて高いといえるが、仮に同機能が動作していたとしても、そのことが、D/W側の方がS/C側よりもガンマ線量率をはるかに大きくなっていることの主たる原因とはなり得ない。

---

\*157 炉心損傷開始から相当程度時間が経過し、希ガスを構成する核種の多くが半減期を迎えた場合、CAMSによって計測されるガンマ線量率は、希ガス由来のものよりもむしろCsやIのものが多くなると考えられるが、その場合であっても、圧力容器が健全である限りは、圧力容器内にとどまっているか、格納容器側に流れ込むとしても、まずもってSR弁を通じてS/C側に流れ込むのが通常と考えられ、やはり圧力容器が健全であるのに、D/W側のガンマ線量率が、S/C側のその10倍を超える数値になることはおよそ考え難い。

\*158 2号機のSR弁のD/W吹き出し機能は、8.55MPa gageで動作し、動作設定値の90%に当たる約7.70MPa gageに低下するまでのいずれかの段階でSR弁が閉となる(後掲図表69参照)。

\*159 2号機のSR弁の安全弁機能は、7.64~7.78MPa gageで動作し、動作設定値の93%に当たる約7.11~7.24MPa gageに低下するまでのいずれかの段階でSR弁が閉となる(後掲図表69参照)。

\*160 前掲東京電力HP参照。

⑤ さらに、2号機については、S/C ベント用の弁の開状態を維持できず、結局 S/C ベントが実施されなかったと考えられる上、仮に実施されていたとしても、S/C 内にあった放射性物質のみならず、D/W 内にあった放射性物質の多くが、ベント管から S/C 側に流れ込み、同様に大気中に放出されるものと考えられる。したがって、少なくとも、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれよりも 10 倍を超える値を示し、かつ、その後も D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれを大きく上回っていたことにつき、S/C ベントが主たる原因とは考え難い。

⑥ また、炉内冷却水が喪失して放射性物質が放出されたものの、圧力容器の健全性が保たれているため圧力容器内に放射性物質が閉じ込められている場合に、D/W 内の放射線量が上昇する可能性について検討する。

この場合、D/W 側のガンマ線量率が全く上昇しないとまでは断言できないが、圧力容器の周囲には、コンクリート構造物が遮へい体として設置されており、放射性物質が圧力容器内にとどまる限り、ガンマ線の多くが同遮へい体によって遮へいされているのであるから、D/W 側及び S/C 側の双方に追加放出量を超えるガンマ線量率が測定されただけでなく、D/W 側の方が S/C 側よりも 10 倍を超えるガンマ線量率を示していたことの説明がつかない。

⑦ さらに、SR 弁によって減圧された後の圧力容器底部の破損では、既に希ガスや他の核種が S/C 側に流出されており、D/W 側に流出することはないのではないかと考えられるので、この点につき検討する。

まず、圧力容器底部が破損する前に S/R 弁によって減圧がなされた場合には、原子炉水位が低下して炉心が露出し、その損傷が進行する可能性があるとは言えるものの、被覆管や燃料ペレット内に存在する希ガスや他の核種がすべて S/C 側に流出されるとまでは言えない。

むしろ、圧力容器内で蒸気が発生する間は蒸気冷却によって燃料がある程度冷却され、燃料の損傷・溶融の進行が緩和されるが、その後、SR 弁の開操作によって原子炉水位が急激に低下して蒸気冷却がなされなくなってからは、炉心損傷が進行して放射性物質が大量に放出されるということも十分に考えられる。

そうすると、SR 弁が動作して圧力容器内の希ガスや他の核種が S/C 側に流れ込んだとしても、すべての希ガスや他の核種が S/C 側に流れ込むとは限らず、SR 弁によって減圧された後も引き続き炉心の損傷が進行して放出された希ガスや他の核種が、圧力容器又はその周辺部の破損によって D/W 側に直接流れ込むことも十分に考えられる<sup>\*161</sup>。

⑧ したがって、2号機の CAMS 測定結果によれば、平成 23 年 3 月 14 日 15

---

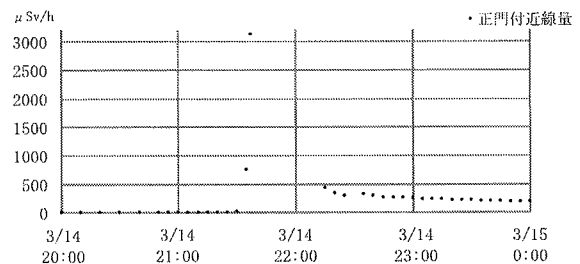
\*161 これに対し、SR 弁によって減圧されるよりも前に、燃料の損傷・溶融が進行して圧力容器又はその周辺部が破損していれば、圧力容器内の希ガスや他の核種が大量に D/W 側に直接流れ込む可能性があるのは当然である。

時 15 分頃に S/C 側が D/W 側の約 10 倍のガンマ線量率が計測されていたのに対し、約 6 時間 40 分後に至って測定を再開した同日 21 時 55 分頃には D/W 側が 5.36Sv/h、S/C 側が 0.383Sv/h と、D/W 側が S/C 側の約 14 倍ものガンマ線量率が計測され、その後も D/W 側の方が S/C 側よりも大きいガンマ線量率を示していることは、同日 15 時 15 分頃から同日 21 時 55 分頃までの間のいずれかの時点において、圧力容器又はその周辺部の破損が生じ、直接 D/W 側に放射性物質が漏えいしたこと以外には考え難い<sup>\*162</sup>。

さらに、かかる CAMS 測定結果からすれば、同日 21 時 18 分頃以降の原子炉圧力の低下及び D/W 圧力の上昇の原因は、SR 弁の開操作のみによるものとは考え難く、やはり圧力容器又はその周辺部に破損が生じていたと考えるのが自然である。

#### d 放射線量との関係

- ① 正門付近における放射線量測定の結果、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃に 6.8  $\mu$  Sv/h であったのに対し、同日 21 時 35 分頃に 760.0  $\mu$  Sv/h、同日 21 時 37 分頃に 3,130.0  $\mu$  Sv/h に急上昇した(図表 27 参照)。



図表27 正門付近の放射線量の挙動(3/14 20:00~3/15 0:00)

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 前記第 2,2(3)b(c)記載のと

おり、かかる放射線量上昇は、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発や各号機の格納容器ベントによる影響とは考え難く、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。

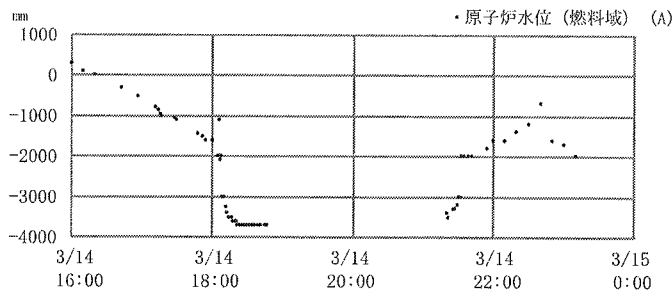
この時点で測定された放射性物質が 1~3 号機のいずれに由来するのか特定することはできないものの、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 18 分頃までに、2 号機の圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じ、希ガスその他の放射性物質が圧力容器外に漏えいし、さらに、この放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして、例えば 1 号機 R/B 爆発の影響によって開放されたと考えられるブローアウトパネルの開放

\*162 なお、AMG によれば、希ガスのうち半減期の短いものには、Kr (クリプトン) -83m (1.83 時間); Kr-85m (4.48 時間)、Kr-87 (76.3 分)、Kr-88 (2.80 時間)、キセノン (Xe) -135m (15.65 分)、Xe-138 (14.17 分) があり、Kr-88 及び Xe-138 については、ガンマ線エネルギー、炉内内臓量が大きく、これらの核種の半減期が経過したり、初期に放出された希ガスがベントや漏えいによって格納容器外に放出されたりしたことによって、その後 CAMS によって検出されるガンマ線は、希ガスよりもむしろ他の Cs や I から発散されるものが大半となる可能性もあるが、このことによって、上記で述べた結論が左右されるものではない。

部等から 2 号機 R/B 外へと拡散していき、同日 21 時 25 分頃以降、正門付近でも放射線量が上昇したと考えても矛盾はない。

e 原子炉水位計の指示値との関係

- ① 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*163</sup>によれば、原子炉水位は、平成 23 年 3 月 14 日 18 時 50 分頃以降、同日 21 時 18 分頃までの間、計測不能であったが、同日 21 時 20 分頃に計測可能となり TAF-3,400mm を示し、同日 22 時 40 分頃には TAF-700mm を示している（図表 28 参照）。



図表 28 2号機原子炉水位の挙動（3/14 16:00～3/15 0:00）

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

そうすると、このように原子炉水位計が示す数値が上昇していることと、圧力容器又はその周辺部の破損可能性との関係が問題となる。

- ② まず、原子炉水位計は、基準面器内の水位が低下していった場合に、その見かけ上の指示値が実際よりも高く表示されることは既に述べたとおりである。

この基準面器内の水位が低下する原因は、圧力容器内が低圧状態下に置かれたり、基準面器側配管の周囲の雰囲気が高圧状態下に置かれたりすることによって、基準面器及び基準面器側配管内の水の蒸発が進むことが挙げられる。そうすると、原子炉水位が低下して炉心損傷が相当程度進んでいた場合や、SR 弁による急速減圧操作が実施された場合には、原子炉圧力が低下して D/W 温度が上昇することになり、その影響で、基準面器内の水位が低下する可能性が高くなる。

- ③ 2 号機の原子炉水位は、平成 23 年 3 月 14 日 18 時 22 分頃までには BAF を切るような状況に陥り、炉心損傷が相当進行していたと考えられる。また、少なくとも同日 18 時頃から同日 19 時 3 分頃までの間と、同日 21 時頃から同日 21 時 30 分頃までの間、SR 弁による急速減圧操作を繰り返していたと考えられる。さらに、CAMS によるガンマ線量率測定を中断する直前の同日 15 時 15 分頃のガンマ線量率と、測定を再開した同日 21 時 55 分頃のガンマ線量率を比較すると、同日 21 時 55 分頃のガンマ線量率は、D/W 側及び S/C 側のいずれも急激に上昇し、とりわけ、D/W 側が極めて大きな上昇

\*163 前掲東京電力 HP 参照。



傾向を示し、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれの約 14.0 倍という高い数値を示すようになっており、同日 15 時 15 分頃から同日 21 時 55 分頃までの間のいずれかの時点で、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蒸気が漏えいし、圧力容器がより低圧の状態に置かれ、D/W がより高温の状態に置かれたと考えられる。以上からすると、基準面器側配管内の水位が低下する環境は整っていたと考えられる。

そして、2 号機については、地震発生以降、その頃まで一度も基準面器への水補給もなされていなかったものであり、原子炉水位計は、同日 21 時 20 分頃に計測可能となつてはいるが、実際の原子炉水位とは関係なく、その時点で原子炉水位計の基準面器及び基準面器側配管内の水位が低下し、原子炉水位計の指示値が実際の原子炉水位よりも高い数値を示していた可能性が高い。

- ④ 次に、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*164</sup>によれば、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 20 分頃に計測可能となつた原子炉水位計の指示値は、例えば、同日 21 時 32 分頃に TAF-3,000mm を示していたのに、同日 21 時 33 分頃には TAF-2,000mm と、僅か 1 分間で 1,000mm も上昇し、その後、同日 21 時 42 分頃まで合計 5 回にわたって計測するも、変わらず TAF-2,000mm を示すなど（前掲図表 28 参照）、継続的に消防車による注水を実施している状況下における実際の原子炉水位の挙動を反映しているとは考え難い。さらに、同日 23 時 11 分頃に TAF-2,000mm を計測したのを最後に、同日 23 時 20 分頃から同日 15 日 6 時 10 分頃まで再び計測不能に陥っている。

かかる原子炉水位計の指示値の推移からすれば、同月 14 日 21 時 20 分頃以降、まず、基準面器及び基準面器側配管内の水位の低下が進み、原子炉水位計が表示する水位が、実際の原子炉水位より高めに表示されるだけでなく、実際の原子炉水位が炉側配管入口を下回っていたため、原子炉水位計が、炉側配管及び基準面器側配管内の各水位の水頭圧差を原子炉水位として換算・表示するようになっていた上、その水頭圧差が、差圧伝送器による測定可能範囲外の差圧となったため、同日 23 時 20 分頃に計測不能となった可能性がある。

現に、少なくとも、原子炉圧力が低下する同日 21 時 30 分頃までの 50 分程度の間や、同日 23 時 20 分頃に計測不能となる前の 30 分程度の間、原子炉圧力が上昇して SR 弁の開操作をしていたと考えられ、単に原子炉水位が低下するのみならず、圧力容器内が低圧状態下に置かれたり、格納容器内が高温状態下に置かれたりして、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位が低下するだけの環境が整っていたと考えられる。

そうすると、いずれにしても原子炉水位計は、同日 21 時 20 分頃から同日 23 時 11 分頃までの間、実際の原子炉水位よりも高い値を指示し、又は

---

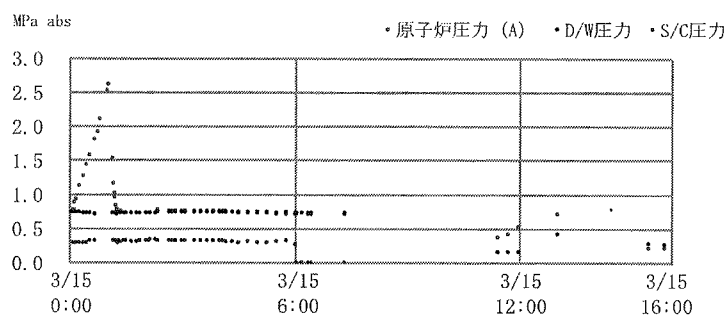
\*164 前掲東京電力 HP 参照。

原子炉水位の変化を指示していなかった可能性が高く、この頃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そのまま信用することはできない。

- ⑤ したがって、2号機のプラント関連パラメータ上、原子炉水位の指示値が、一定期間 BAF を上回る値を示しているからといって、圧力容器又はその周辺部の破損可能性が否定されるわけではない<sup>\*165</sup>。

f 平成23年3月15日零時5分頃以降の原子炉圧力及びD/W圧力の推移との関係

- ① 2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*166</sup>によれば、原子炉圧力計(A系)は、平成23年3月15日零時5分頃に0.653MPa gageを示してから上昇傾向にあり、同日1時2分頃に2.520MPa gageを示したのを最後に下降傾向に転じ、同日1時20分頃には0.653MPa gageを示し、D/W圧力計が示す0.730MPa absとほぼ近似するに至り、その後も、原子炉圧力及びD/W圧力は、その数値及び傾向ともにいずれも近似している(図表29参照)。



図表29 2号機原子炉圧力等の挙動 (3/15 0:00~3/15 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

同日零時5分頃以降、原子炉圧力が上昇傾向に転じていることからすると、それまでに開操作をしていたSR弁の開状態を十分維持できなくなっていた可能性が高い。これを踏まえ、発電所対策本部は、新たなSR弁開操作を実施したが開けることができず、同日1時2分頃にも、引き続き、新た

\*165 さらに、例えば圧力容器底部ではなく、SR弁のフランジガスケット部、貫通配管やその接合部等の損傷によって蒸気や放射性物質が漏えいするような事態が生じていたことも考えられ、この場合には、損傷によって原子炉水位が直ちに確保できなくなるわけではないから、原子炉水位が一定程度確保されていたとしても矛盾するものではない。

\*166 前掲東京電力HP参照。

な SR 弁の開操作を実施していたと考えられるが<sup>\*167</sup>、その操作内容は、複数のバッテリーをケーブルで接続し、これらのバッテリーと、SR 弁を開くために必要な電磁弁を励磁するための端子をケーブルで接続するのみであり、それまで開操作をして十分減圧を維持できなかった場合と大きく変わるものではない。それにもかかわらず、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*168</sup>によれば、原子炉圧力計（A 系）は、同日 1 時 20 分頃に 0.653MPa gage を示した後、同日 6 時 25 分頃までの間、0.6MPa gage 台を推移し、その間原子炉圧力が昇降を繰り返した形跡は記録されていない。当時、SR 弁が開いたかどうかは、結局のところ、原子炉圧力計の指示値が低下したかどうかによって判断する以外に方法がなかったが、上昇傾向にあった原子炉圧力が急に下降し、その後ほとんど昇降することなく、ほぼ一定の値を示している状況からすると、SR 弁の開状態を維持できたことによると考えるのは不自然とも思われる。

そうすると、同日 1 時 2 分頃以降、SR 弁の開操作によって原子炉圧力の減圧ができた可能性を否定するものではないが、この時点で、圧力容器又はその周辺部に、新たに、圧力が抜ける損傷箇所が生じたことにより、圧力容器内の圧力を維持できなくなった可能性も否定できない。また、これらの可能性は二者択一的なものではなく、SR 弁の開状態が維持されるとともに、圧力容器又はその周辺部から漏えいしたため、原子炉圧力が、D/W 圧力とほぼ等圧の 0.6MPa gage 台で推移したと考えることもできる。

② さらに、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*169</sup>によれば、原子炉圧力計（A 系）は、平成 23 年 3 月 15 日 6 時頃に 0.614MPa gage、同日 7 時 20 分頃に 0.612MPa gage を示していたが、同日 11 時 25 分頃に 0.270MPa gage まで低下している（前掲図表 29 参照）。

2 号機については、原子炉圧力が 1.823MPa gage を示した同月 14 日 22 時 50 分頃から同月 15 日 6 時近くまで、原子炉圧力が 0.6MPa gage を下回ることはなかった。そこで、発電所対策本部復旧班は、その間に開操作をした SR 弁の開状態を維持するのみでは十分な原子炉注水が可能となるまで減圧できないと考え<sup>\*170</sup>、新たな SR 弁の開操作を試みていたがうまくいかな

---

\*167 この頃、発電所対策本部復旧班は、2 号機の逃し弁用アキュムレータを用いた SR 弁開操作については、それまで開操作を行っていないすべての SR 弁について試したが、原子炉圧力の低下が認められなかったため、ADS 用アキュムレータを用いた SR 弁開操作に切り替え、1 つの SR 弁の開操作を実施した際に原子炉圧力の低下が認められたことから、開状態を維持できたと判断した。しかし、原子炉圧力が 0.6MPa gage を下回らなかったため、同復旧班は、原子炉注水に十分な原子炉圧力の低下までには至っていないと考え、その後も、他の ADS 用アキュムレータを用いた SR 弁の開操作を試みたが、いずれも成功しなかった。

\*168 前掲東京電力 HP 参照。

\*169 前掲東京電力 HP 参照。

\*170 SR 弁の開操作に当たった作業員は、消防ポンプの吐出圧力が 0.85MPa gage であるとしても、原子炉注水ラインの圧力損失を考慮に入れ、原子炉圧力が 0.6MPa gage を下回らなければ原子炉への注水をなし得ないとの認識の下、SR 弁の開操作を実施していた。

かった。そして、同日 6 時近くになって、SR 弁の開操作に従事していた作業員が交代したが、その直後に異音聞こえるなどの異変が生じたため、結局、新たな SR 弁の開操作を実施することもないまま、1/2 号中央制御室から退避し、その後、同日 11 時 25 分頃までの間、バッテリー交換や別の SR 弁の端子への接続等による新たな SR 弁の開操作を実施した事実はなかった<sup>\*171</sup>。それにもかかわらず、原子炉圧力計 (A 系) は、同日 7 時 20 分頃の 0.612MPa gage から大きく低下して、同日 11 時 25 分頃には 0.270MPa gage を示していた。

これについては、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*172</sup>によれば、D/W 圧力が同日 7 時 20 分頃に 0.730MPa abs を示していたのに、同日 11 時 25 分頃には 0.155MPa abs まで低下したこと<sup>\*173</sup>により、圧力容器から D/W 側に圧力が抜けたことによる影響と考えられる。また、その間、SR 弁の開状態が維持されていた可能性もあるが、他方で、同日 7 時 20 分頃から同日 11 時 25 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更に大きく損なうような損傷が生じた可能性もある<sup>\*174</sup>。

- ③ さらに、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*175</sup>によれば、原子炉圧力は、平成 23 年 3 月 15 日 11 時 58 分頃に 0.428MPa gage、同日 13 時頃に 0.608MPa gage まで上昇したが、同日 15 時 25 分頃には 0.119MPa gage まで低下している (前掲図表 29 参照)。

まず、同日 11 時 58 分から同日 13 時にかけての頃、2 号機の原子炉圧力が顕著な上昇傾向にある以上、同日 6 時頃までに開操作を実施していた SR 弁が開状態を維持できていなかったと考えるのが自然である<sup>\*176</sup>。

---

\*171 平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分から同日 11 時 25 分までの間、SR 弁の開操作の事実がないことは、当時の発電所対策本部復旧班の供述のほか、客観的な計装機器の監視状況から優に認められる。すなわち、2 号機プラント関連パラメータ及びその元になった発電班のメモ書きには、この頃の原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力に関するデータは一切記録されておらず、その間プラント監視がなされていなかった。しかし、発電所対策本部においては、この頃、2 号機 S/C 付近で異音聞こえたなどとして、S/C の破損を疑っている状況にあり、そのような状況の中で圧力容器から S/C へ蒸気を逃がすために SR 弁の開操作をするのに、全くプラント監視をしないということは到底考えられないため、この頃、SR 弁の開操作がなされていなかったと推認できる。

\*172 前掲東京電力 HP 参照。

\*173 D/W 圧力が大きく低下した原因は、その頃に 2 号機の格納容器ベントを実施していない以上、格納容器又はその周辺部に、大きな漏えい箇所が生じたと考えるのが自然である (本文後記 2(3)b(d) 参照)。

\*174 柏崎刈羽原発情報班のメモ書きによれば、平成 23 年 3 月 15 日 6 時 48 分に「2 号 SRV1 弁開いている。」との記載があるが、これは、原子炉圧力の挙動からのみ判断したものであって、SR 弁が閉となっても、圧力容器又はその周辺部に、同等の損傷箇所が生じていれば、SR 弁が開いている場合と同様の原子炉圧力の挙動を示すことになるため、SR 弁が開いていたと断定できない。

\*175 前掲東京電力 HP 参照。

\*176 柏崎刈羽原発情報班のメモ書きにも、平成 23 年 3 月 15 日 12 時 23 分に「2 号 炉圧が上がっている。SRV 閉まったと考えられる。」との記載があり、発電所対策本部においても、原子炉圧力の上昇から SR 弁が閉となったと考えていたと認められる。

また、圧力容器又はその周辺部に破損箇所が生じていたとしても、これによる圧力の低下を上回る圧力上昇要因があれば原子炉圧力が上昇したとしても不自然ではなく、例えば、圧力容器下部プレナムに熔融燃料が落下し、圧力容器底部に残っていた水と接触して大量の蒸気が発生して原子炉圧力が上昇することが考えられる。

ここで問題は、このようにして原子炉圧力計（A系）の指示値が上昇傾向を示していたにもかかわらず、その後である同日13時から同日15時25分にかけての頃、その指示値が大きく低下していることである。

まず、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れば、少なくとも同日中は、新たなSR弁の開操作を実施しておらず、同日夜、2号機の原子炉の状態を懸念していたというのであるから、同日13時から同日15時25分にかけての頃の原子炉圧力の低下は、新たなSR弁の開操作を実施したことによるものではないと認められる。

また、当時、発電所対策本部においては、2号機のS/Cが破損していることを懸念していたのであるから、仮に、1/2号中央制御室において、バッテリー交換や別のSR弁の端子への接続等によって新たなSR弁の開操作を実施したということであれば、その間、全くプラント挙動を監視しないというのは不自然である。そして、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*177</sup>及びその元になった発電班メモによれば、同日13時頃に原子炉圧力やD/W圧力等を計測した後、次にこれらを計測したのは同日15時25分頃であり、その間、プラント挙動の監視がなされていないことが明らかであり、このことは、新たなSR弁の開操作を実施していない旨の発電所対策本部復旧班の上記供述と整合的である。

そうすると、同日13時から同日15時25分にかけての頃、既に開操作していたSR弁の開状態を維持できず、また、新たなSR弁の開操作を実施していなかったにもかかわらず<sup>\*178</sup>、原子炉圧力計（A系）の指示値が、同日13時頃の0.608MPa gageから、同日15時25分頃に0.119MPa gageまで大きく低下していたことになるから、その間、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ために、原子炉圧力

---

\*177 前掲東京電力HP参照。

\*178 柏崎刈羽原発情報班のメモ書きによれば、平成23年3月15日14時50分に2号の至急案件の1つとして「SRVの開放のため、仮設コンプレッサのラインナップ（別ラインからの注入も検討）」の記載があるほか、同日15時37分に「SRV、ADSアキュムレータ5台にエアを供給予定。既に計装・原子炉で現場に向かっている。ラインナップ1時間以内に。その後中操での対応あり、実現時期は未定」の記載があり、発電所対策本部としては、SR弁の開操作がうまくいかず、その開状態も維持できない原因として、駆動用窒素圧力が足りなかったことを考え、この頃、これを確保するための作業を進めようとしていたと認められる。しかし、結局、高い放射線量のため、R/B内において開操作が必要な駆動用窒素圧力供給ラインの隔離弁を開とすることができなかったことなどから、その後もSR弁のアキュムレータに駆動用窒素圧力を補給できなかった。

いずれにせよ、同日13時から同日15時25分にかけての頃、既に開操作していたSR弁の開状態を維持できず、新たなSR弁の開操作を実施していなかったことは明らかである。

が低下した可能性がある。

g 汚染水等との関係

- ① 平成 23 年 3 月 27 日、東京電力が、2 号機 T/B 地下 1 階において採取した滞留水から、高濃度の I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された（図表 30 参照）。

- ② 平成 23 年 4 月 16 日の東京電力による 2 号機スキマーサー

| 採取日時        | 採取物                | 核種（半減期）       | 放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> ) |
|-------------|--------------------|---------------|-----------------------------|
| H23. 3. 27  | 2号機T/B地下1階滞留水      | I-131 (約8日)   | 13,000,000                  |
|             |                    | Cs-134 (約2年)  | 3,100,000                   |
|             |                    | Cs-137 (約30年) | 3,000,000                   |
| H23. 4. 16  | 2号機スキマーサー<br>ジタンク水 | I-131 (約8日)   | 4,100                       |
|             |                    | Cs-134 (約2年)  | 160,000                     |
|             |                    | Cs-137 (約30年) | 150,000                     |
| H23. 4. 19  | 2号機T/B1階のダスト       | I-131 (約8日)   | 不明                          |
| H23. 5. 21  |                    | Cs-134 (約2年)  |                             |
| H23. 6. 10  |                    | Cs-136 (約13日) |                             |
| H23. 6. 20  |                    | Cs-137 (約30年) |                             |
|             |                    | La-140 (約2日)  |                             |
|             | Pr-144 (約17分)      |               |                             |
| H23. 11. 25 | 2号機R/B地下滞留水        | Cs-134 (約2年)  | 210,000                     |
|             |                    | Cs-137 (約30年) | 250,000                     |

図表30 2号機汚染水等測定結果

東京電力「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

ジタンク水の分析結果によれば、I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 30 参照）。2 号機の SFP 内に取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも 7 か月程度冷却されているところ、I-131 は短半減期の核種であり、これが SFP 由来とは考え難く、圧力容器から漏えいした核種が建屋内における蒸気の凝縮水、ダスト等を介して SFP 水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。特に、2 号機 R/B は爆発等による建屋の損傷がないため、1 号機や 3 号機の原子炉から飛来した核種の影響ではなく、2 号機の炉心由来の核種である可能性が高い。

- ③ 平成 23 年 4 月 19 日、同年 5 月 21 日、同年 6 月 10 日及び同月 20 日の東京電力による 2 号機 T/B1 階のダスト測定結果によれば、I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137、La-140、Pr-144 の各核種が検出された（前掲図表 30 参照）。
- ④ 平成 23 年 11 月 25 日の東京電力による R/B 地下滞留水の放射能濃度等の測定結果によれば、2 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 30 参照）。この高濃度汚染水の発生源は、圧力容器又は格納容器内に溜まった放射性物質含有の冷却水と考えるのが自然である。
- ⑤ 以上から、2 号機の R/B 地下滞留水、T/B 地下滞留水及び SFP 水等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、2 号機 T/B 地下滞留水から炉心由来と考えられる核種が検出された同年 3 月 27 日までに、2 号機の圧力容器、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。

h 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 55 分以降の原子炉圧力及び D/W 圧力の推移との関係

① 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*179</sup>によれば、平成 23 年 3 月 13 日 9 時

25 分頃、原子炉圧力が 6.080MPa gage、D/W 圧力が 0.365MPa abs を

示していたのに、同日 9 時 55 分頃、

原子炉圧力が 1.283MPa gage、D/W

圧力が 0.160MPa abs を示し、いずれ

の指示値も急激に低下している（図表

31 参照）。

| H23. 3. 13<br>時刻 | 原子炉圧力 (A)<br>(MPa gage) | D/W圧力<br>(MPa abs) |
|------------------|-------------------------|--------------------|
| 9:25             | 6.080                   | 0.365              |
| 9:55             | 1.283                   | 0.160              |
| 10:30            | 記録なし                    | 0.100              |
| 10:35            | 記録なし                    | 0.010              |

図表31 2号機 原子炉圧力等

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

そこで、この頃、2 号機について、炉心溶融が進行して圧力容器底部に大規模な破損が生じ、また、格納容器にも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あるので、以下検討する。

② まず、この頃の RCIC の冷却注水機能について検討する。

RCIC については、平成 23 年 3 月 11 日夜、その作動状態が把握できなかったが、発電所対策本部情報班が録取したメモ書きによれば、同月 12 日 2 時 55 分に「2 号 RCIC 運転中確認 吐出圧 6.0MPa 炉圧 5.6MPa」、同日 18 時 30 分に「2 号 TAF +3650 D/W 圧力 150kPa(G) RCIC 運転中」、同日 21 時 30 分に「2 号 RCIC 5.3MPa」、同月 13 日 14 時 25 分「2 号 RCIC 回っている模様。」との記載が認められる。したがって、当直は、同月 12 日 2 時 55 分頃以降も、断続的ではあるものの、2 号機 R/B に立ち入り、RCIC ポンプ吐出圧力と原子炉圧力を監視して、RCIC が作動していることを確認していたと認められる。

また、上記メモ書きによれば、同月 12 日 3 時 55 分に「2 号 CST タンクのレベルが減ってきた、S/C へ切り替える。」と記載されており、その頃、当直は、RCIC の水源を、「CST タンク」、すなわち、復水貯蔵タンク（以下「CST」という。）から S/C に切り替えて運転したことが明らかである。したがって、2 号機については、津波到達以降、RHR が機能喪失状態に陥っていることから、このまま S/C を水源として RCIC を運転し続ければ、S/C 圧力及び水温が上昇すると考えられる。

そして、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*180</sup>及び発電所対策本部発電班のメモ書きによれば、2 号機 S/C 水温は、同月 14 日 7 時頃に 146℃、同日 12

\*179 前掲東京電力 HP 参照。

\*180 前掲東京電力 HP 参照。

時 30 分頃に 149.3 °C と、2 号機 S/C 圧力は、同日 4 時 30 分頃に 0.467MPa abs、同日 7 時頃に 0.473MPa abs、同日 12 時 30 分頃に 0.486MPa abs と、いずれも上昇傾向を示している（図表 32 参照）<sup>\*181</sup>。

さらに、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*182</sup>によれば、原子炉圧力は、同月 11 日 20 時 7 分頃に 7.000MPa gage を示して以降、同月 12 日 12 時頃までの間、おおむね 5.300~6.300MPa gage を推移しており、SR

弁の安全弁機能が動作するような状態にはなかった可能性が高い。また、SR 弁の逃し弁機能については、そもそも津波の影響で信号回路の電源が喪失し、駆動用窒素圧力を SR 弁に送るために開状態を維持しなくてはならない電磁弁を励磁できないため、津波到達以降、動作したとは考え難い。

したがって、かかる S/C 圧力及び S/C 温度の上昇原因は、SR 弁が開状態となったことの影響とは考えられず、RHR による二次冷却機能が果たされないまま、S/C プール水を水源として RCIC が作動していたこと以外になく、このことから、RCIC は冷却機能を減じながらも作動していたと考えられる。そうすると、この時点で原子炉水位が急激に下降することは考え難く、この段階では、炉心の露出、損傷には至っていなかった可能性が高い。

現に、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*183</sup>によれば、同月 12 日 18 時 30

| H23. 3. 14<br>時刻 | S/C水温<br>(°C) | S/C圧力<br>(MPa abs) |
|------------------|---------------|--------------------|
| 7:00             | 146           | 0.473              |
| 7:30             | 146           | 0.473              |
| 8:00             | 146.5         | 0.474              |
| 9:00             | 146.5         | 0.478              |
| 9:35             | 146.6         | 0.476              |
| 9:45             | 146.6         | 記録なし               |
| 10:00            | 146.6         | 0.480              |
| 10:30            | 146.9         | 0.481              |
| 12:00            | 147           | 0.485              |
| 12:30            | 149.3         | 0.486              |

図表32 2号機 S/C水温・S/C圧力

東京電力「プラント関連パラメータ」  
(平成23年5月)等を基に作成

\*181 復旧した 2 号機 S/C 水温計は TRS-16-720A であり、その測定範囲は 0~150 °C である。この S/C 水温計は、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃に 149.3 °C を計測してから低下傾向を示すようになり、同日 13 時 45 分頃に 145 °C、同日 14 時 10 分頃に 134 °C、同日 15 時頃に 130 °C まで低下し、同日 15 時 30 分頃には 131.7 °C を示した後、同日 15 時 40 分頃以降、測定不能に陥っている。

まず、この頃、2 号機については、S/C クーリングその他の格納容器冷却系を作動させたり、格納容器ベントを実施したりした実績は認められない中で SR 弁の開閉動作が繰り返されていたと認められ、格納容器が健全である限り、S/C 水温が上昇することはあっても下降するとは考えにくい。

また、同日 15 時頃の時点で S/C 圧力は計測されていないが、D/W 圧力が 0.440MPa abs を示しており、これから算出した飽和蒸気温度は約 147.1 °C となるため、このことから、S/C 水温計が示していた 130 °C という値はいかにも低いと言わざるを得ない。

さらに、同日 15 時 30 分頃に S/C 水温計による計測がなされた後、同月 26 日までの間、S/C 水温の計測がなされていない。この点、東京電力からは、担当者らの記憶がないとして、その理由について明確な回答が得られなかったが、その頃、発電所対策本部としては、2 号機につき、格納容器ベントに先立って SR 弁による減圧、注水を実施すれば、S/C の健全性が確保できなくなることを懸念していたものの、結局、SR 弁による減圧、注水を優先的に実施することになった。かかる懸念を有していた発電所対策本部が、SR 弁による減圧操作の際、S/C 水温計による監視が可能であるにもかかわらず、これをあえて実施しないことは考えにくく、この時点で、S/C 水温計による監視が不可能であった可能性がある。

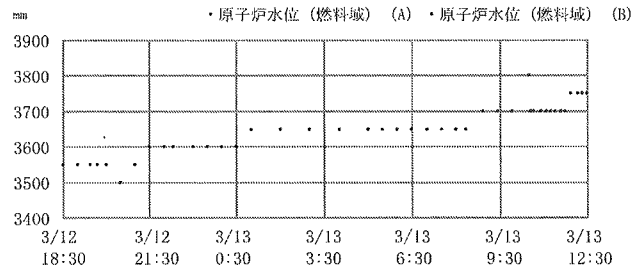
以上からすると、同日 12 時 30 分頃以降、S/C 水温計が低下傾向を示し、測定不能となったのは、計装機器の電源枯渇又は電気系統に何らかの不具合が生じた可能性がある。

\*182 前掲東京電力 HP 参照。

\*183 前掲東京電力 HP 参照。



分から同月 13 日 12 時にかけての頃、原子炉水位は、TAF+3,500~3,800mm の間を推移する挙動を示していた（図表 33 参照）。

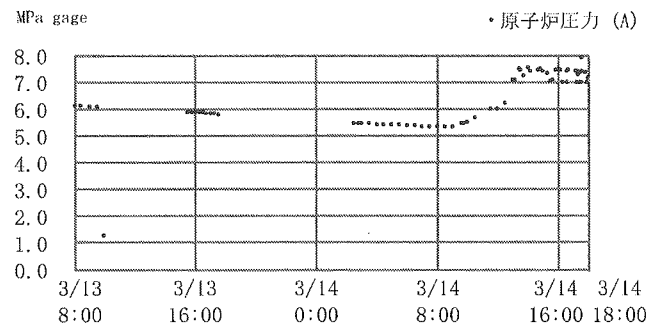


図表 33 2号機原子炉水位の挙動（3/12 18:30~3/13 12:30）

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

③ 次に、2 号機プラント関連パラメータに記録された原子炉圧力の推移から検討する。

2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*184</sup>によれば、原子炉圧力（A 系）は、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 55 分頃、1.283MPa gage まで急激に落ち込んだ後、ダウンスケールし、その後、同日 15 時 30 分頃に 5.850MPa gage を示すまでの間、全く計測不能となっている。さらに、同プラント関連パラメータによれば、その後、原子炉圧力は徐々に上昇傾向にあり、同月 14 日 13 時頃以降、7MPa gage を超え、例えば、同日 17 時 14 分頃に 7.403MPa gage を示した後、同日 17 時 16 分頃に 6.975MPa gage を示し、同日 17 時 28 分頃に 7.358MPa gage を示した後、同日 17 時 30 分頃に 6.970MPa gage を示し、同日 17 時 33 分頃に 7.880MPa gage を示した後、同日 17 時 35 分頃に 6.975MPa gage を示している（図表 34 参照）。



図表 34 2号機原子炉圧力の挙動（3/13 8:00~3/14 18:00）

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

このような原子炉圧力の挙動からすると、SR 弁の安全弁機能<sup>\*185</sup>が動作

\*184 前掲東京電力 HP 参照。

\*185 2 号機の SR 弁の安全弁機能は、7.64~7.78MPa gage で動作し、動作設定値の 93%に当たると約 7.11~7.24MPa gage に低下するまでのいずれかの段階で SR 弁が閉となる（後掲図表 69 参照）。

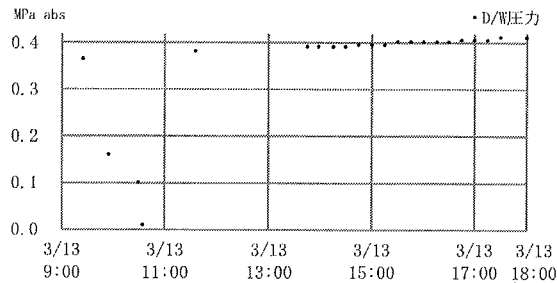
していた可能性が高い。

そして、SR 弁の開閉が繰り返されていたということは、まさに圧力容器の破損を防ぐために安全弁機能が動作していたと考えられるのであるから、少なくとも圧力容器内の圧力がなお保持されていたと考えるのが自然である。

また、同月 13 日 9 時 55 分頃以降に原子炉圧力計（A 系）がダウンスケールし、電源復旧して計測可能となった同日 15 時 30 分頃には 5.850MPa gage を示していることから、同日 9 時 55 分頃に原子炉圧力（A 系）が 1.283MPa gage を示したことは、電源喪失や接触不良その他の電気系統のトラブルが生じた過程で計測された異常値である可能性が高い。

④ 次に、2 号機プラント関連パラメータ上の D/W 圧力の推移から検討する。

2 号機プラント関連パラメータ<sup>\*186</sup>によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 55 分頃に 0.160MPa abs まで急激に低下した後、同日 10 時 30 分頃に 0.100MPa abs に低下して大気圧とほぼ等圧となり、さらに、同日 10 時 35 分頃には、大気圧を大きく下回る 0.010MPa abs を示してから、その後ダウンスケールしている（図表 35 参照）。



図表35 2号機D/W圧力の挙動 (3/13 9:00~3/13 18:00)

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

同日 10 時 35 分頃の 0.010MPa abs という指示値は、大気圧をはるかに下回り、ほぼ真空ともいふべき状態になったことを意味するが、格納容器の破損によって大気圧をはるかに下回る状態になる事態は考え難い。

さらに、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*187</sup>によれば、D/W 圧力は、その後引き続きダウンスケールしている上、電源復旧によって計測可能となった同日 11 時 35 分頃に 0.380MPa abs を示し、次に計測した同日 13 時 45 分頃以降も 0.4MPa abs 前後と大気圧の数倍の値を示しており（前掲図表 35 参照）、格納容器内の圧力が保持されていると考えられる値を示している。

そうすると、同日 9 時 55 分頃から同日 10 時 35 分頃までの D/W 圧力計が示した異常に低い数値も、電源喪失や接触不良その他の電気系統のトラブルが生じた過程で計測された異常値である可能性が高い。

\*186 前掲東京電力 HP 参照。

\*187 前掲東京電力 HP 参照。

- ⑤ したがって、2号機のプラント関連パラメータによれば、平成23年3月13日9時55分頃、原子炉圧力が1.283MPa gage、D/W圧力が0.160MPa absを示し、急激に指示値が低下しているが、これらは、いずれも電源喪失の過程で、圧力伝送器側への不安定な電力供給により、計装配管から送られた圧力を正確に電気抵抗に変換・増幅することができずに計測された異常値である可能性が高く、炉心溶融に伴う圧力容器及び格納容器の破損によるものではないと考えられる。

### (3) 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、消防ポンプの吐出側の流量ではなく、実測値に見合った原子炉水位維持が可能な量として少なめに仮定して、解析を実施し

|          |             |
|----------|-------------|
| 炉心露出開始時間 | 地震発生後約75時間  |
| 炉心損傷開始時間 | 地震発生後約77時間  |
| 圧力容器破損時間 | 圧力容器破損に至らない |

との結論が得られた。

さらに、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、消防ポンプの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、解析を実施し

|          |             |
|----------|-------------|
| 炉心露出開始時間 | 地震発生後約75時間  |
| 炉心損傷開始時間 | 地震発生後約77時間  |
| 圧力容器破損時間 | 地震発生後約109時間 |

との結論が得られた。

- 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、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*188</sup>によれば、例えば、平成23年3月14日18時22分頃から同日18時47分頃までの間、注水が全くなされていなくてもかかわらず、TAF-3,700mmのまま変化を示さず、更には、同日21時32分頃にTAF-3,000mmを示していたのに、同日21時33分頃にはTAF-2,000mmと、僅か1分間で1,000mmも上昇し、その後、同日21時42分頃まで合計5回にわたって計測するも、変わらずTAF-2,000mmを示すなど、実際の原子炉水位を示していないと思われる箇所が認められる（前掲図表28参照）。

この頃、2号機の圧力容器については、SR弁の開操作を実施していたため、SR弁が開状態となった場合には、圧力容器が低圧状態となり、格納容

---

\*188 前掲東京電力HP参照。

器が高温状態となったと考えられ、基準面器内の水が蒸発して基準面器側配管内まで水位が落ち込むことによって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は、基準面まで水位が確保されているときよりも、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大きくなって、原子炉水位計が実際よりも高めの原子炉水位を表示していた可能性がある。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、見かけ上の水位が実際より高く表示される誤表示が是正されない。現に、平成 23 年 6 月の時点で 2 号機の基準面器への水補給を実施した際、基準面器の水位が低下していたことが確認されている。

さらに、同年 3 月 14 日 18 時 22 分以降、同日 18 時 47 分までの間、数分間隔で細かく原子炉水位を計測しているが、この頃、SR 弁による減圧操作を実施してもなお注水可能な程度まで減圧されておらず、全く注水がなされておらず、いまだ減圧の過程にあったのに、原子炉水位を示す指示値に変化がない。そうすると、この頃、既に原子炉水位が BAF の下方にある炉側配管入口を下回り、原子炉水位計は、炉側配管内及び基準面器側配管内まで低下した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し、もはや実際の原子炉水位を表示していなかった可能性もある。さらに、原子炉水位計の表示に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の水頭圧差に変化がなくなったことによる可能性もある。

いずれにしても、解析ケース（その 1）で前提としている原子炉水位は、現実の原子炉水位とは大きくかけ離れ、前提条件に誤りがある可能性が高く、これにより原子炉水位が一定程度確保されているとして圧力容器の破損がないとした結論は是認できない。

また、2 号機については、CAMS 測定結果から、同日 21 時 55 分頃には、D/W 側が 5.36Sv/h、S/C 側が 0.383Sv/h と、D/W 側が S/C 側の 14 倍程度の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、炉心由来の放射性物質が S/C 側には 30~40%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、CAMS の測定結果と整合しない。この点、東京電力は、解析で示された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。東京電力のかかる指摘は誤りではないが、放射性物質の存在割合に関する解析結果が CAMS 測定結果と整合しないのは、そもそも、その解析結果の基礎となった炉心状態に関する解析結果やその前提となる仮定条件に実態との大きな離れが存在しているからであると考えられ、CAMS 測定結果を考慮すれば、同日 21 時 55 分頃までには、既に圧力容器又はその周辺部から D/W 側へ直接放射性物質の漏えいが始まっていたという以外に合理的な説明はつかない。

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いるにすぎず、例えば、SR 弁のフランジガスケット部、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ないものであり、その意味では、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と言える。

したがって、この MAAP 解析結果は、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。

- 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、この点においては、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。

例えば、当委員会が中間報告において指摘し<sup>\*189</sup>、東京電力も平成23年12月22日に保安院に対し報告したとおり、同年3月14日9時頃から原子炉圧力が上昇しているが、これは RCIC の機能低下により RCIC からの注水量が減少したことが原因と考えられる。そして、東京電力による上記報告では、RCIC の流量を定格 95 m<sup>3</sup>/h の約 1/3 である 30 m<sup>3</sup>/h と仮定した場合に、実測の原子炉圧力の挙動をおおよそ再現できるとした。

また、東京電力が同年12月22日の上記報告においても指摘しているとおり、原子炉水位計の構造上、原子炉水位が基準面水位を超えると、差圧伝送器において計測する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変化しなくなるため、見かけ上の原子炉水位は、基準面水位を超えても、基準面水位の高さにあるのと同様の指示値を示すことになり、このような場合には実際の原子炉水位は原子炉水位計の指示値より高くなり得ることを考慮する必要がある。2号機については、RCIC が流量制御不能のまま作動し続け、かつ、電源喪失によって「原子炉水位高」による RCIC 停止のインターロック信号が出なくなった影響で、原子炉水位が L-8 に達してもなお RCIC が停止せず<sup>\*190</sup>、原子炉水位が上昇の一途をたどり、かかる現象が生じた可能性がある。

実際、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*191</sup>によれば、同年3月13日18時20分頃以降、原子炉水位は、燃料域 A 系及び B 系のいずれも TAF+3,800~3,900mm 付近でほぼ変化なく推移しており、原子炉水位が、

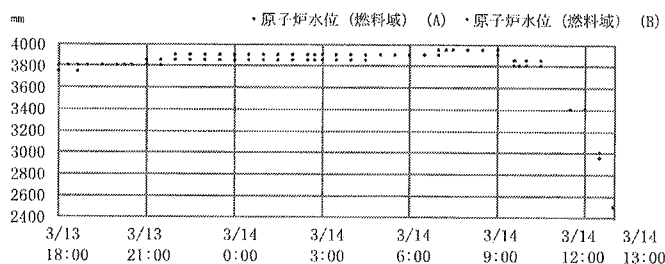
---

\*189 中間報告 224～225 頁参照。

\*190 通常、原子炉水位が L-8 (TAF+5,653mm) に達すれば、「原子炉水位高」信号が発信され、RCIC が停止する仕組みとなっている。

\*191 前掲東京電力 HP 参照。

圧力容器及び基準面器を接続する配管入口を超えていた可能性がある<sup>\*192</sup> (図表 36 参照)。



図表36 2号機原子炉水位の挙動 (3/13 18:00～3/14 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

しかし、このような点を勘案したとしても、この MAAP 解析には、その前提条件に実態と乖離している点があり、そのため、炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間については当委員会の検証結果とさほど異なるものの、圧力容器破損時間が当委員会の検証結果よりも明らかに遅くなっていると思われる。

まず、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*193</sup>によれば、原子炉水位は、燃料域 A 系、B 系の順に、同月 14 日 9 時頃に TAF+3,900mm、TAF+3,950mm を示していたのに、同日 10 時 30 分頃に TAF+3,800mm、TAF+3,850mm、同日 11 時 30 分頃にはいずれも TAF+3,400mm、同日 12 時 30 分頃に TAF+2,950mm、TAF+3,000mm、同日 13 時頃にいずれも TAF+2,500mm を示し、同日 9 時頃以降、明らかに原子炉水位が低下する傾向を示している(前掲図表 36 参照)。

このような原子炉水位の変化は、同日 9 時頃以降、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との差圧が大きくなり始めることによるものであり、実際の原子炉水位が、圧力容器及び基準面器を接続する配管入口を下回って、更に下降していったことが考えられる。すなわち、その頃から RCIC の注水機能が次第に失われていき、同日 12 時 30 分頃には RCIC の注水機能がほぼ喪失したため、実際の原子炉水位が、密度補正を考慮に入れても TAF+4,000~5,000mm の間を下降していったと考えられる。

しかしながら、東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析によれ

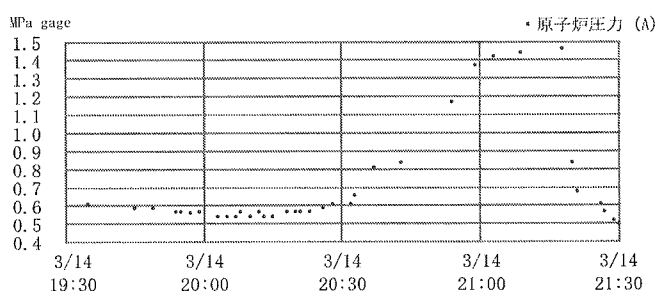
\*192 2号機について、圧力容器と基準面器を接続する配管の圧力容器側入り口は、TAF+5,936mm であるところ、原子炉水位がこれを超えると、原子炉水位計は、同配管入口と炉側配管入口との間の水頭圧差を原子炉水位として換算・表示することになり、その指示値が変化を示さなくなると考えられる。

そして、原子炉水位計は、原子炉圧力及び D/W 内温度によって誤差が生じ、その誤差は、広帯域、狭帯域及び燃料域等を測定する水位計によって異なる。そして、2号機のプラント関連パラメータによれば、当時の原子炉圧力は 5MPa gage 台を推移し、D/W 内温度が測定されていなかったため正確な把握までは困難であるものの、燃料域 A 系及び B 系の各原子炉水位計が示していた TAF+3,800~3,900mm を密度補正すると、原子炉水位が、圧力容器と基準面器を接続する配管の圧力容器側入り口を超えていた可能性がある。

\*193 前掲東京電力 HP 参照。

ば、同年3月14日13時25分にRCICが停止したと仮定し、この時点で原子炉水位（ダウンコマ水位）がTAF+約6m確保されていることを前提に、それ以降、原子炉水位が低下することとしている。このため、実際よりも数時間、原子炉水位の低下開始時間が遅れ、同解析によってRCIC停止とされた同日13時25分の時点でも、実際の原子炉水位よりも数m程度高めに設定されている。そうすると、このMAAP解析結果である炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間は、実際よりも数時間程度遅れている可能性が高い。

さらに、実際には、RCIC停止後の代替注水は、同日19時57分頃以降になつてようやくなされたと認められるところ、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*194</sup>によれば、原子炉圧力が同日20時37分頃には0.810MPa gageを示し、その後も上昇傾向にある（図表37参照）。



図表37 2号機原子炉圧力の挙動（3/14 19:30～3/14 21:30）

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

原子炉圧力計の指示値は、基準面器内の水位低下に伴う誤差が考えられるものの、その誤差は、実際の原子炉圧力よりも見かけの数値が小さくなる仕組みであるから、少なくとも同日20時37分頃に原子炉圧力が0.810MPa gageを示してから、原子炉圧力が同日21時18分頃に1.463MPa gageを示した後に低下するまでの間、再び代替注水がほとんどなされなくなったと考えられる<sup>\*195</sup>。

そうすると、2号機への代替注水が開始されたとする同日19時57分頃から同日21時18分頃までの間と言えば、長くとも40分程度<sup>\*196</sup>しか、消防車による代替注水がなされず、その間も原子炉圧力が0.540MPa gageを下回ることがなかったことから、その間の代替注水によってはBAFを上回る原子炉水位を確保できなかった可能性が高い。そして、同日15時15分頃

\*194 前掲東京電力HP参照。

\*195 消防ポンプの吐出圧力は0.85MPa gageであるが、消火系配管を介して原子炉内に注水されるまでの間の圧力損失を考慮に入れる必要があり、特に、消火系配管の場合、建屋内に配管が張り巡らされているため、原子炉注水に至るまでに相当程度圧力損失が生じることが考えられる。現に、SR弁の開操作に当たった作業員は、原子炉圧力が0.6MPa gageを下回らなければ原子炉への注水をなし得ないとの認識の下、SR弁の開操作を実施しており、これを前提とすると、2号機のプラント関連パラメータによれば、平成23年3月14日20時28分頃には原子炉圧力が0.608MPa gageを示しており、既にこの頃から原子炉に注水されていなかった可能性がある。

\*196 平成23年3月14日19時57分頃から同日20時37分頃までの間を指す。

まで、CAMS で計測したガンマ線量率は D/W 側より S/C 側の方が大きかったのに、計測を再開した同日 21 時 55 分頃には、D/W 側と S/C 側のガンマ線量率の大小が逆転して、D/W 側の方が S/C 側の約 14.0 倍の指示値を示すに至っていることを考慮すると、同日 21 時 18 分頃までに圧力容器又はその周辺部が破損していたとしても不自然ではない。

また、東京電力も、この MAAP 解析において、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解析結果となったことは、この解析結果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、炉心状態に関する解析結果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。

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。

#### 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、不明部分について、RCIC の運転条件や平成 23 年 3 月 12 日零時頃から同月 14 日 12 時頃までの D/W 圧力、注水量、圧力容器からの気相漏えい等について仮定条件を設定して解析を実施し

|          |              |
|----------|--------------|
| 炉心露出開始時間 | 地震発生後約 74 時間 |
| 炉心損傷開始時間 | 地震発生後約 77 時間 |
| 圧力容器破損時間 | 圧力容器破損に至らない  |

との結論が得られた。

- ② まず、平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析では、密度補正後の原子炉水位の実測値と整合させるため、RCIC からの注水量を定格 95 m<sup>3</sup>/h の約 1/3 である 30 m<sup>3</sup>/h と、RCIC の機能低下のタイミングを平成 23 年 3 月 14 日 9 時と、それぞれ仮定しており、その限りでは、同年 5 月に公表した MAAP 解析よりも実態に近いと思われる。

しかし、まず、この MAAP 解析では、RCIC 運転時の原子炉水位について、原子炉圧力が高く D/W が高温時に燃料域水位計で計測したものであったために密度補正を行っているが、密度補正を行うに当たって必要な原子炉圧力の一部、D/W 温度の全部の実測値が存在しなかったことから、これらを推測値によって補完した。そのため、この MAAP 解析における実測値と



しての原子炉水位には、計測の誤差以外に、原子炉圧力及び D/W 温度の推測に伴う誤差も含んでおり、かかる誤差次第では、RCIC 停止後の炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間に影響を及ぼすことになる。

さらに、この MAAP 解析における仮定条件として、消防車による代替注水の注水量に大きな不確実性が認められる上、原子炉圧力が 1MPa gage に達するまで圧力容器内に注水がなされていることを仮定している点についても、現実の事象進展と比較すると大いに疑問がある。代替注水に用いた消防車の消防ポンプが吐出圧 0.85MPa gage の規格のものであったことに加え、注水ラインに用いた消火系ラインが建屋内に広く分岐して張り巡らされて圧力損失が大きいことなど<sup>\*197</sup> からすれば、少なくとも原子炉圧力が 0.8MPa gage を上回った場合には注水できなかった可能性が高いというべきである<sup>\*198</sup>。

圧力容器破損時間は、予め解析コードに入力された圧力容器破損モデルに大きく左右される上、不確かさが大きい炉心損傷後の注水開始時期や注水量の影響を大きく受けるため、条件設定次第で、「圧力容器破損に至らない」とした解析結果もまた大きく変わり得る。

東京電力も、この MAAP 解析の中で、実測値を再現できていない部分を指摘し、「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、「2 号機で実施された燃料域水位計への水張り作業の結果、及び、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」として、解析条件と異なる事実に基づき、実際の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する。さらに、東京電力は、「このような観測事実とのかい離は、MAAP の持つ解析の不確かさが原因であり、今後、MAAP コードの改良を実施するなど、解析技術の高度化を図り、解析精度を高める努力を継続することが必要である」と考えている。

これらの指摘自体は当を得たものであり、国、事業者及び学会を挙げて、早急に解析技術の向上が望まれるが、それとは別に、解析条件が本当に実態に即していたのか、かい離している部分はなかったのかの検討は必要であり、それなしには正確な解析など期待できないし言うべきではない。

- ③ 2 号機の CAMS 測定結果<sup>\*199</sup>によれば、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 55 分頃には、D/W 側が 5.36Sv/h、S/C 側が 0.383Sv/h と、D/W 側が S/C 側の 14

---

\*197 その他、消火系配管に損傷が生じていた可能性も否定できない。

\*198 現に、SR 弁の開操作に当たった作業員は、原子炉圧力が 0.6MPa gage を下回らなければ原子炉注水をなし得ないとの認識の下、SR 弁の開操作を実施している。

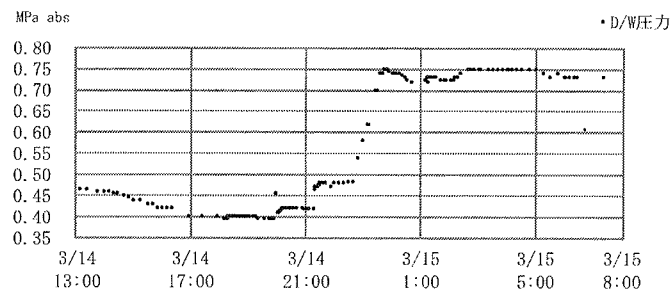
\*199 前掲東京電力 HP 参照。

倍程度のガンマ線量率を示していた。

それにもかかわらず、この MAAP 解析によれば、この頃、放射性物質放出割合がほぼゼロに近く、S/C 側に 10~20%の放射性物質が存在し、D/W 側にはほぼ放射性物質が存在しないという結論に至っており、明らかに客観的な CAMS 測定結果と矛盾する<sup>\*200</sup>。

もともと、東京電力も、解析による放射性物質の放出量について、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している。しかし、放射性物質の存在割合に関し、客観的な CAMS 測定結果と反する解析結果となったことに思いを致し、そもそも、放射性物質の放出量に関する解析の基礎となった炉心状態に関する解析結果及びその前提となる仮定条件が、実態と大きくかい離していたことを考慮すべきである。

- ④ さらに、2号機の D/W 圧力の変化について、この MAAP 解析では、D/W 気相部からの漏えいを仮定すると、2号機のプラント関連パラメータに基づく D/W 圧力が平成 23 年 3 月 14 日 22 時 40 分頃に 0.482MPa abs から同日 23 時 35 分頃に 0.740MPa abs まで上昇したことを再現できずとし、D/W 気相部からの漏えいを同月 15 日 7 時 20 分まで仮定していない。その結果、実測値によれば、2号機の D/W 圧力が、同月 14 日 13 時 24 分頃に 0.465MPa abs から同日 18 時 9 分頃に 0.395MPa abs まで低下しているにもかかわらず、この MAAP 解析では、その D/W 圧力の挙動が全く再現できておらず<sup>\*201</sup>、プラントメーカーや東京電力の解析担当者に対するヒアリングにおいても、その原因について合理的な説明がなされなかった（図表 38 参照）。



図表38 2号機D/W圧力の挙動 (3/14 13:00~3/15 8:00)

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

そもそも、この MAAP 解析において、D/W 気相部からの漏えいを仮定すると、同日 22 時 40 分頃から同日 23 時 35 分頃までの D/W 圧力の飛躍的な上昇（前掲図表 38 参照）を再現できずとしたのは、圧力容器の健全性が

\*200 解析を担当したプラントメーカー及び東京電力は、CAMS の測定結果の信用性を認めながらも、仮定条件の設定に際し、かかる測定結果を考慮に入れていない。

\*201 東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析では、この期間、D/W 圧力が顕著な上昇傾向を示しており、実測値と明らかに矛盾する。

保たれていることを前提とした仮説にすぎない。仮に、当委員会がその可能性を指摘するとおり、圧力容器又はその周辺部に破損が生じていたとすれば、それまでに D/W 気相部からの漏えいが始まっていたとしても、かかる D/W 圧力の飛躍的な上昇を再現することは可能なはずであるから、このような仮説を前提とする必然性は全くないと言える。

さらに、同日 23 時 35 分頃以降、同月 15 日 7 時 20 分頃までの間、D/W 圧力が 0.7MPa abs 台を推移しているが（前掲図表 38 参照）、これも、圧力容器破損に伴う D/W 圧力の上昇要因と D/W 気相部からの漏えいに伴う D/W 圧力の下降要因との間でほぼ均衡を保ったことによる挙動と考えれば、あながち不合理ともいえない。

現に、この MAAP 解析において、1 号機では、D/W 圧力の実測値である同月 12 日 4 時 19 分頃から同日 14 時 20 分頃までの 0.7MPa abs 台を推移していた挙動<sup>\*202</sup>について、それよりも前に圧力容器破損及び格納容器漏えいを仮定しながら再現できているのである。

そうすると、2 号機については、同月 14 日 13 時 24 分頃、D/W に漏えい箇所が生じて D/W 圧力が低下したが、その後、例えば、圧力容器底部が破損したことによって燃料デブリが格納容器下部ペデスタル部に落下したため、同日 22 時 40 分頃から D/W 圧力が急激に上昇して同日 23 時 35 分頃に 0.740MPa abs を示し、さらに、その頃、D/W に更に漏えい箇所が生じたために D/W 圧力の上昇がやみ、圧力容器破損に伴う D/W 圧力の上昇要因と D/W 気相部からの漏えいに伴う D/W 圧力の下降要因との間でほぼ均衡を保ち、D/W 圧力が 0.7MPa abs 台を推移することになり、同月 15 日 7 時 20 分頃以降、D/W に更に大きな漏えい箇所が生じたため、D/W 圧力が低下するに至った可能性がある。

- ⑤ また、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、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。

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」168 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 として、東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析ケース（その 1）の評価をする中で解析を実施し

---

\*202 前掲東京電力 HP 参照。

|          |              |
|----------|--------------|
| 炉心露出開始時間 | 地震発生後約 75 時間 |
| 炉心損傷開始時間 | 地震発生後約 77 時間 |
| 圧力容器破損時間 | 圧力容器破損に至らない  |

との結論が得られた。

さらに、事業者解析 2 として、東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析ケース（その 2）の評価をする中で解析を実施し

|          |              |
|----------|--------------|
| 炉心露出開始時間 | 地震発生後約 75 時間 |
| 炉心損傷開始時間 | 地震発生後約 77 時間 |
| 圧力容器破損時間 | 地震発生後約 80 時間 |

との結論が得られた。

事業者解析 1 と事業者解析 2 の相違点は、後者は、格納容器に初期の段階で破損口が生じ、かつ、消防車を用いた低圧注水時に原子炉圧力が 0.6MPa gage を超える場合には注水されないと仮定している。

- ② まず、炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間は、燃料の崩壊熱のほか、注水停止時における原子炉水位に大きく左右され、圧力容器破損は、炉心損傷開始時間以降、新たな注水開始までの時間及びその注水量に大きく左右される。

この点、MELCOR 解析では、東京電力が用いた時系列に基づいているため、RCIC が機能停止した時間が、実際よりも、少なくとも数時間程度遅い平成 23 年 3 月 14 日 13 時 25 分とされる。しかし、この時点では、既に RCIC は機能喪失しており、原子炉水位が低下の一途をたどっているまっただ中であつたことは 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*203</sup>からも明らかであり、その頃の原子炉水位計が示していた TAF+2,400mm を密度補正しても TAF+4,000mm 程度である。そうすると、同日 13 時 25 分頃時点での実際の原子炉水位は、MELCOR 解析の前提とされた原子炉水位よりも 2m 程度低いことになり、実際の炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間が、MELCOR 解析よりも数時間早くなる可能性が高い。

さらに、MELCOR 解析のうち、事業者解析 1 では、同日 16 時 34 分に SR 弁による減圧操作をし、引き続き、消防車による注水が始まることを前提としているが、実際には、同日 19 時 57 分頃まで注水を開始した事実はない。すなわち、事業者解析 1 では、実際よりも炉心露出開始時間及び炉心損傷開始が 1 時間又はそれ以上遅れ、かつ、現実に注水を開始した時間よりも 3 時間 23 分程度早く注水がなされたと仮定しており、その結果、圧力容器破損に至らないとの結論が得られたとしても、前提事実に誤りがあるが故に到底是認できない。

- ③ また、MELCOR 解析のうち、事業者解析 2 では、同日 16 時 34 分に SR 弁による減圧操作し、引き続き、消防車による注水が始まるものの、原

---

\*203 前掲東京電力 HP 参照。

子炉圧力が 0.6MPa を超える場合には注水がなされないことと仮定した。

かかる仮定条件と実際の注水状況との比較をすると、同日 18 時 40 分から同日 18 時 50 分にかけての頃と、同日 19 時 45 分から同日 19 時 57 分にかけての頃については、現実には注水がなされていないのに、解析上では注水がなされたと仮定したことになる。また、それ以外の時間帯も、解析上で仮定したように順調に注水がなされたかについては極めて疑問がある。

そうすると、2 号機の圧力容器破損時間に関する解析結果は、実際よりも相当程度遅くなっていると考えられ、やはり前提事実に誤りがあるが故に是認できない。

- ④ さらに、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、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。そうすると、この MELCOR 解析では、SR 弁のフランジガスケット部、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解析結果として再現するものではない。
- ⑤ したがって、かかる MELCOR 解析は、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。

#### (4) 小括

2 号機の圧力容器又はその周辺部には、地震発生直後から津波到達までの間、その閉じ込め機能が損なわれるような損傷が生じた可能性は否定される。

その後、2 号機は、RCIC が作動して注水を実施していたため原子炉水位が高めで確保されていたが、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃以降、徐々に RCIC の注水機能が低下していき、同日 12 時 30 分頃までには RCIC の機能が停止した。さらに、その後も代替注水が実施されないまま、同日 18 時 22 分頃までには原子炉水位が BAF を下回ったが、同日 19 時 57 分頃以降も断続的かつ不十分な代替注水しかできなかったため、BAF を上回る原子炉水位を確保できず、同日 21 時 18 分頃までには、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たと考えられる<sup>\*204</sup>。それ以降も、原子炉水位を十分確保できず、炉心の損傷、溶融が進行し、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、

---

\*204 2 号機の場合、RCIC が制御不能のまま運転を続け、その後機能を喪失したものであり、蒸気止め弁等の閉操作を行っていない以上、RCIC 蒸気配管やタービン設備の損傷によって、閉じ込め機能が損なわれた可能性もある。

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) 地震発生直後、津波到達までの間、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とまでは認められないこと

### a 建屋内の放射線量との関係

2号機のアラームタイプ<sup>\*205</sup>及びプロセス計算機履歴データ<sup>\*206</sup>によれば、平成23年3月11日14時47分頃、SGTS(A系)が起動するも、ほどなくして外部電源喪失によってSGTS(A系)がいったん停止し、非常用D/G起動後に再度SGTS(A系)が起動したと認められる。

そして、2号機の記録計チャート<sup>\*207</sup>によれば、非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ上、津波到達までの間、モニタ値の上昇が認められず、少なくとも格納容器から建屋内に放射性物質が大きく漏えいするような事態が生じていたとは考え難い。

もともと、原子炉水位が確保され、圧力容器内で放射性物質が放出される状況には至っていない場合、破損が生じていたとしても、現に放射性物質が漏えいするわけではないから、SGTSが作動して非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ上で有意な線量の上昇が認められなかったとしても、矛盾はないことになる。

### b D/W 圧力及び D/W 温度との関係

2号機の記録計チャート<sup>\*208</sup>によれば、地震発生直後、津波の影響で電源が喪失するまでの間、D/W 圧力及び D/W 温度は、格納容器の破損を疑うような急激な低下が認められない。

### c S/C 水位との関係

2号機の記録計チャート<sup>\*209</sup>及びプロセス計算機履歴データ<sup>\*210</sup>によれば、S/C 水位は、地震発生当初、激しい上下動を繰り返し、その後漸増傾向を示している。これは、まず、地震動によってS/Cのプール水位が上下に揺れ、その後、CSTを水源としてRCICが作動したことや、S/Cスプレイを実施したこと、更には、SR弁の逃し弁機能が動作して圧力容器からS/C側へ蒸気が流入し、これが凝縮したことに起因して、S/Cプール水位が上昇したものと考えられ、他方で、S/C

---

\*205 資料Ⅱ-1-1-28 参照。

\*206 資料Ⅱ-1-1-28 参照。

\*207 資料Ⅱ-1-1-28 参照。

\*208 資料Ⅱ-1-1-21 及び 22 参照。

\*209 資料Ⅱ-1-1-29 参照。

\*210 資料Ⅱ-1-1-29 参照。

破損を窺わせるようなプール水位の急激な低下は認められない。

- (2) 平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃までの間、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は否定できないが、これ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 現場対処との関係

平成 23 年 3 月 13 日 8 時 10 分頃、当直は、セルフエアセットなど必要な装備を着用して 2 号機 R/B 内に立ち入り、格納容器ベント弁 (MO 弁) を手動で 25%開操作をした。

そうすると、この時点では、2 号機 R/B 内は、通常よりも放射線量が上昇していたとはいえ、いまだ人の立入りが不可能となるほどの放射線量の上昇までは認められなかったと考えられる。

b RCIC 作動状況との関係

2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*211</sup>を見る限り、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃までの間、原子炉水位は、燃料域 A 系が TAF+3,900mm、燃料域 B 系が TAF+3,950mm を示しているところ、当時、唯一の注水手段であった RCIC の水源は S/C であり、その水源が確保されているが故に原子炉水位も保たれていたと考えられる。

したがって、少なくとも、地震発生後、同日 9 時頃まで、2 号機の S/C には、その水位が確保できなくなるような損傷が生じていたとまでは考え難い。

c D/W 圧力、S/C 圧力及び S/C 水温との関係

① 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*212</sup>を見る限り、地震発生後、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃までの間、D/W 圧力は上昇傾向にあるものの、同日 12 時 30 分頃においてもなお 0.465MPa abs を示しており、D/W が圧力を維持できなくなるほどの損傷が生じていたと考える特別の事情は見当たらない。

もともと、D/W 圧力が 0.465MPa abs を示していたとしても、D/W 全体の温度が均一であるわけではない。例えば、D/W はフラスコ型となっており、その上部空間が狭まっている上、同空間の圧力容器周囲にはコンクリート遮へい構造物が存在せず、熱対流性も悪い。そのため、その頃、D/W 上部の温度が局所的に上昇し、格納容器フランジ部のシール材が劣化、損傷して、漏えい箇所が生じるなどした結果、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た可能性を否定することまではできない。

---

\*211 前掲東京電力 HP 参照。

\*212 前掲東京電力 HP 参照。

② 2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*213</sup>及び発電所対策本部発電班のメモ書きによれば、2号機 S/C 水温は、同年3月14日7時頃に146℃、同日12時30分頃に149.3℃と、2号機 S/C 圧力は、同日4時30分頃に0.467MPa abs、同日7時頃に0.473MPa abs、同日12時30分頃に0.486MPa absと、いずれも上昇傾向を示している（図表39参照）。かかる S/C 圧力及び S/C 水温の上昇は、RHR による冷却がなされない中で S/C を水源として RCIC を作動し続けたことによるものと考えられるが、この程度の圧力、温度で S/C が破損する可能性は低いと考えられる<sup>\*214</sup>。

| H23. 3. 14<br>時刻 | S/C水温<br>(℃) | S/C圧力<br>(MPa abs) |
|------------------|--------------|--------------------|
| 7:00             | 146          | 0.473              |
| 7:30             | 146          | 0.473              |
| 8:00             | 146.5        | 0.474              |
| 9:00             | 146.5        | 0.478              |
| 9:35             | 146.6        | 0.476              |
| 9:45             | 146.6        | 記録なし               |
| 10:00            | 146.6        | 0.480              |
| 10:30            | 146.9        | 0.481              |
| 12:00            | 147          | 0.485              |
| 12:30            | 149.3        | 0.486              |

図表39 2号機 S/C水温・S/C圧力  
東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）等を基に作成

(3) 平成23年3月14日13時45分頃以降、同日18時10分頃までの間、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が十分認められ、それ以降も、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極めて高いこと

a 現場対処との関係

2号機については、平成23年3月14日9時頃以降、RCICの冷却注水機能が徐々に低下していき、同日12時30分頃までには同機能がほぼ喪失したと考えられるところ、その後、原子炉への注水がなされないまま、同日18時22分頃までには燃料が全部露出した可能性が高く、同日19時57分頃になってようやく注水可能となったものの、その後もなお原子炉圧力が高くなって継続的かつ十分な注水が実施できなかった。

そうすると、同日9時頃以降、D/W温度が上昇していき<sup>\*215</sup>、同日13時45分頃から同日18時10分頃までの間でも、高温下において、格納容器フランジ部、電気配線貫通部、機械搬入用ハッチ、エアロックのシール材が劣化、損傷するなどして、放射性物質が漏えいする損傷箇所が生じた可能性も否定できず、それ以降も、更に大きな損傷箇所が生じていった可能性がある。

また、同日18時22分頃以降、炉心溶融が進行し、溶融燃料が燃料支持板に落下し、燃料支持板も損壊して、溶融燃料が、压力容器内下部プレナムに

\*213 前掲東京電力HP参照。

\*214 2号機 S/C 水温計は、測定範囲が0~150℃であり、その後、平成23年3月14日15時頃に130℃を示した後、同日15時40分頃以降、「点検中」として測定不能に陥っている。

\*215 2号機のプラント関連パラメータによれば、平成23年3月14日12時30分頃、D/W圧力は、0.465MPa absを示しており、その飽和蒸気温度は約149.1℃に過ぎない。しかし、格納容器はプラスチック型であり、その上部の熱対流性が良くない上、内部には様々な設備が設けられて複雑な構造であるなど、格納容器内部の温度は一定ではない。したがって、局所的に高温となる箇所が生じ、格納容器フランジ部等のシール材が劣化、損傷して漏えいが生じる可能性も考えられる。



溶け落ち、更には、圧力容器底部を損壊して格納容器下部ペデスタル部に達した可能性がある。

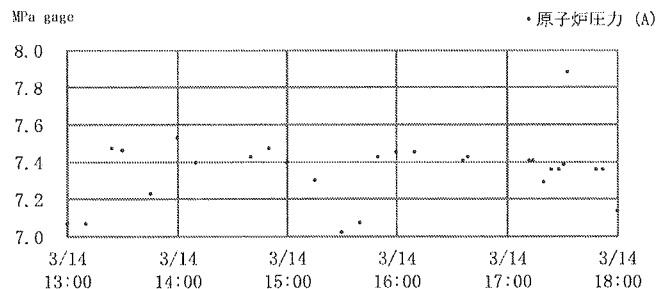
b D/W 圧力及び S/C 圧力との関係

(a) 平成 23 年 3 月 14 日 13 時 45 時頃から同日 18 時 10 分頃までの D/W 圧力との関係

① 2 号機で計測用に用いた D/W 圧力を計測する D/W 圧力計は、格納容器内側の検知地点から直接計装配管を通じて圧力伝送器に送られる格納容器内雰囲気圧力を測定し、圧力伝送器内において、これを電気抵抗に変換・増幅し、最小 4mA、最大 20mA 直流の電流に変換して出力し、圧力伝送器から中央制御室制御盤裏にある信号変換処理部で信号変換処理して表示器に表示するものである。

この時計測に用いられていた D/W 圧力計は、原子炉水位計と異なり、基準面器を用いた計測方法ではないため、これに起因する誤計測、誤表示の可能性はなく、D/W 圧力計及び S/C 圧力計に短期的に誤計測、誤表示が生じる場合としては電気系統のトラブル<sup>\*216</sup>以外には余り考え難い。

② まず、遅くとも平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃には RCIC の冷却注水機能がほぼ喪失し、それ以降、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*217</sup>によれば、原子炉圧力は、同日 13 時 24 分頃には 7.470MPa gage まで上昇し、その後、同日 18 時頃までの間、おおむね 7.0~7.5MPa gage 前後で昇降が繰り返されている（図表 40 参照）。



図表 40 2号機原子炉圧力の挙動 (3/14 13:00~3/14 18:00)

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

このような原子炉圧力の挙動からすると、SR 弁の逃し弁機能<sup>\*218</sup>又は

\*216 例えば、接触不良等によって、隔液ダイヤフラムで測定した圧力を電圧変換時に正しく変換されないといったことが考えられる。

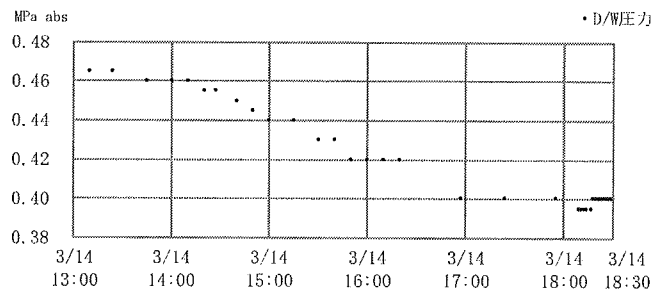
\*217 前掲東京電力 HP 参照。

\*218 この頃までに電源復旧によって、アキュームレータ内に残圧がある限りは、SR 弁の逃し弁機能が動作し得る状況となっていた。そして、2 号機の 8 つある SR 弁の逃し弁機能は、各弁により作動圧が異なるものの、7.44~7.58MPa gage で作動して開となり、7.15~7.28MPa gage で閉となる設定であった（後掲図表 69 参照）。

安全弁機能<sup>\*219</sup>が動作してSR弁の開閉が繰り返され、圧力容器からS/C側へ蒸気が流出して原子炉圧力が低下し、SR弁が閉じた後、再度、原子炉圧力が上昇するということが繰り返された可能性がある。そうすると、この間、何らの代替注水も実施されていない以上、圧力容器内の水は蒸気として失われる一方であるから、原子炉水位は下降の一途をたどることになる。

- ③ 他方で、格納容器が健全である限り、圧力容器から蒸気がS/C側に流れ込むと、S/C側の圧力が上昇し、やがてD/W圧力を上回れば、真空破壊装置が動作してS/C圧力が降下し、D/W圧力が上昇するのが通常と考えられる。

しかし、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*220</sup>によれば、継続的に計測されていたD/W圧力<sup>\*221</sup>は、平成23年3月14日12時30分頃には0.465MPa absを示していたのに、同日13時45分頃に0.460MPa abs、同日17時55分頃に0.400MPa abs、同日18時10分頃に0.395MPa absと、明らかに低下傾向を示していた（図表41参照）。



図表41 2号機D/W圧力の挙動 (3/14 13:00～3/14 18:30)

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13時45分頃以降、2号機について、格納容器冷却系を起動させた事実はなく、格納容器ベントも実施していないのに、このようにD/W圧

\*219 2号機の8つあるSR弁の安全弁機能は、各弁により作動圧が異なるものの、7.64~7.78MPa gageで、バネ圧により作動して開となり、約7.11~7.24MPa gage以上で閉となる設定であった（後掲図表69参照）。そして、2号機のプラント関連パラメータによれば、平成23年3月14日17時33分頃に原子炉圧力が7.880MPa gageを示しており、SR弁の安全弁機能作動圧を超えているほか、その他にも、同日13時24分から同日18時にかけての頃、安全弁機能が作動して減圧の過程にあったと考えても矛盾のない指示値、すなわち、約7.11~7.24MPa gage以上の指示値を示している箇所が複数認められる。

\*220 前掲東京電力HP参照。

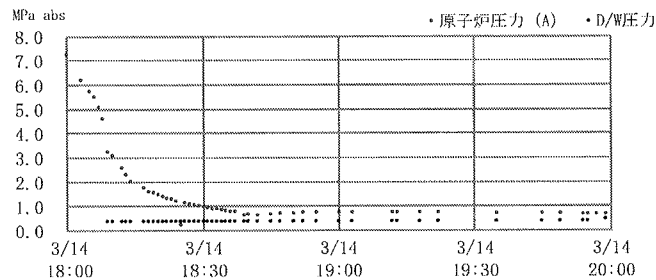
\*221 D/W圧力計に誤計測、誤表示が生ずる可能性としては、計装用配管の破断や電気系統のトラブル以外には容易に考え難い。また、その後の2号機のプラント関連パラメータに示されたD/W圧力の挙動を見る限り、少なくとも平成23年3月15日7時20分頃までは、D/W圧力がむしろ上昇して0.7MPa abs台を推移しており、急激な昇降、揺らぎを示すようなこともないなど、D/W圧力計装用の配管破断や電気系統のトラブルが疑われるような形跡は見当たらず、その挙動を合理的に説明できる。したがって、D/W圧力計によって計測されたD/W圧力は、ほぼ実態を正しく反映したものと考えられる。

力が低下傾向を示すようになった<sup>\*222</sup>原因としては、格納容器又はその周辺部からの漏えい以外に考え難い<sup>\*223</sup>。

- ④ そうすると、D/W 圧力が低下傾向を示すようになった平成 23 年 3 月 14 日 13 時 45 分頃以降、同日 18 時 10 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損なうような損傷が生じた可能性は十分に認められる。

(b) 平成 23 年 3 月 14 日 18 時 10 分頃からの D/W 圧力との関係

- ① 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*224</sup>によれば、平成 23 年 3 月 14 日 18 時頃以降、同日 19 時 54 分頃までの間、原子炉圧力が 7.133MPa gage から 0.563MPa gage まで急激に低下している。その一方で、D/W 圧力は、0.395~0.400MPa abs までの値を推移して、ほぼ一定の値を示し、顕著な上昇が認められない（図表 42 参照）。



図表42 2号機原子炉圧力等の挙動（3/14 18:00～3/14 20:00）

※原子炉圧力は、D/W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 しかし、2 号機については、この頃、格納容器冷却系を作動させたことはなく、格納容器ベントを実施したわけでもない以上、原子炉圧力が急激に低下した原因が SR 弁による減圧操作であれば S/C 圧力が上昇し、真空破壊装置が動作してベント管を通じて D/W 圧力も同様に上昇するはずであるし、その原因が圧力容器又はその周辺部の破損であれば直接 D/W に蒸気が流れ込んで、やはり D/W 圧力が上昇するはずである。

\*222 さらに、2 号機のプラント関連パラメータによれば、S/C 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃に 0.486MPa abs を示した後、計測を中断し、計測を再開した同日 22 時 10 分頃には、0.400MPa abs と低下傾向を示していた。もっとも、同日 12 時 30 分頃まで用いていた S/C 圧力計は通常時にコンピュータ記録用に用いられるもので、その圧力伝送器は PT-16-111 であるのに対し、同日 22 時 10 分頃に用いていた S/C 圧力計は、アクシデントマネジメント用のもので、その圧力伝送器は PT-16-175 であった。

\*223 東京電力の MAAP 解析では、格納容器からの漏えいを仮定せず、他に D/W 圧力低下の要因も見出し難いため、結局、平成 23 年 3 月 14 日 13 時 45 分頃以降、同日 18 時 10 分頃までの間の D/W 圧力の推移を全く再現できなかった。この点については、前記 1 (3) b ④ 参照。

\*224 前掲東京電力 HP 参照。

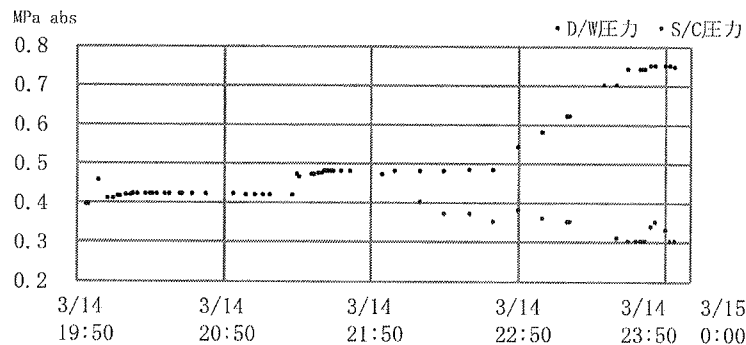
特に、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃の時点で、既に S/C の水温が 149.3℃であったことからすれば（前掲図表 39 参照）、その後 S/C の除熱が何らなされていない以上、同日 18 時頃以降、同日 19 時 54 分頃までの間には、更に S/C の水温が上昇していた可能性が高い<sup>\*225</sup>。

そうすると、S/C プール水による凝縮機能も大幅に低減していたと考えられ、格納容器又はその周辺部が健全である限り、凝縮されない蒸気によって D/W 圧力及び S/C 圧力が上昇するはずであるのに、そのような挙動を示していないのである。

- ③ 結局、原子炉圧力が急激に低下した原因がいずれの場合であったとしても、格納容器又はその周辺部が健全である限り、D/W 圧力の値がほぼ変化しないことは容易に考え難く、平成 23 年 3 月 14 日 18 時 10 分頃以降にも、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た可能性が十分認められる。

(c) 平成 23 年 3 月 14 日 19 時 59 分頃以降の D/W 圧力との関係

- ① 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*226</sup>によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 19 時 59 分頃に 0.455MPa abs を示した後、同日 20 時 3 分頃に 0.410MPa abs まで低下した（図表 43 参照）。



図表 43 2号機D/W圧力等の挙動（3/14 19:50～3/15 0:00）

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

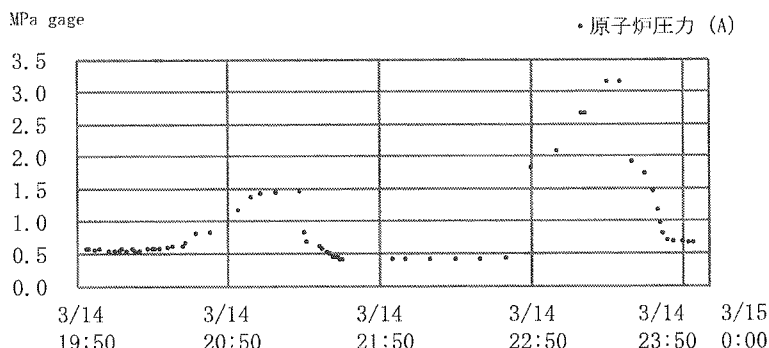
さらに、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*227</sup>によれば、同日 21 時 18 分頃以降、同日 21 時 34 分頃までの間、原子炉圧力が低下傾向を示しているのに対し、D/W 圧力が上昇傾向を示すようになった後、同日 21 時 34 分頃、原子炉圧力が 0.405MPa gage、D/W 圧力が 0.480MPa abs を示し

\*225 2 号機 S/C 水温計は、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃に 149.3℃を計測してから低下傾向を示すようになり、同日 13 時 45 分頃に 145℃、同日 14 時 10 分頃に 134℃、同日 15 時頃に 130℃まで低下し、同日 15 時 30 分頃には 131.7℃を示した後、同日 15 時 40 分頃以降、測定不能に陥っているところ、これらについては、計装機器の電源枯渇又は電気系統に何らかの不具合が生じた可能性が考えられることにつき、脚注 181 参照。

\*226 前掲東京電力 HP 参照。

\*227 前掲東京電力 HP 参照。

てほぼ等圧となった。その後、同日 22 時 50 分頃、原子炉圧力は、D/W 圧力と比較して飛躍的な上昇傾向を示し、同日 23 時 20 分頃から同日 23 時 25 分頃までの間に 3.150MPa gage を示した後急激に低下し、同日 23 時 54 分頃には 0.653MPa gage を示した（前掲図表 43 及び図表 44 参照）。



図表44 2号機原子炉圧力の挙動（3/14 19:50～3/15 0:00）

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

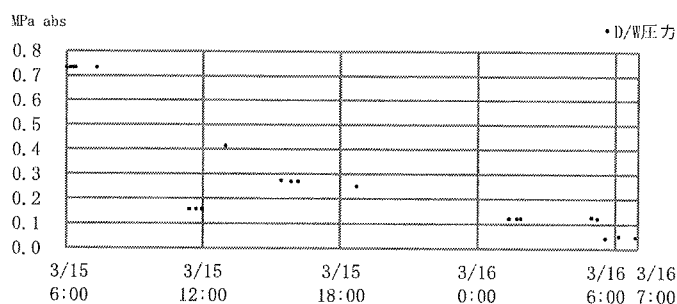
- ② まず、平成 23 年 3 月 14 日 19 時 59 分頃、2 号機については、格納容器冷却系を作動させたことはなく、格納容器ベントを実施したわけでもない以上、格納容器又はその周辺部からの漏えい以外に、D/W 圧力が急激に低下することは考え難い。
- ③ 次に、平成 23 年 3 月 14 日 23 時 25 分頃以降、原子炉圧力が急激に低下した原因が SR 弁による減圧操作であれば S/C 圧力が上昇し、真空破壊装置が動作してベント管を通じて D/W 圧力も同様に上昇するはずであるし、その原因が圧力容器又はその周辺部の破損であれば<sup>\*228</sup>、直接 D/W に蒸気が流れ込んで、やはり D/W 圧力が上昇するはずである。特に、この頃、S/C 水温の上昇によって S/C の圧力抑制機能が低下し、蒸気がプール水で凝縮しにくくなっていたと考えられるから尚更である。
- そうすると、原子炉圧力が急激に低下した原因がいずれの場合であったとしても、格納容器又はその周辺部が健全である限り、D/W 圧力の値がほぼ変化しないことは容易に考え難い<sup>\*229</sup>。
- ④ したがって、2 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 19 時 59 分頃や同日 23 時 25 分頃以降も、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た可能性が十分認められる。

\*228 SR 弁の開操作による影響を否定するものではないが、これのみでは、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 55 分頃の CAMS 測定結果を矛盾なく説明できない（前記 1(2)c 参照）。

\*229 2 号機については、格納容器ベントがうまくいっていないため、格納容器ベントによって D/W 圧力の上昇を抑制した可能性は否定される。

(d) 平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分頃以降の D/W 圧力との関係

- ① 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*230</sup>によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分頃に 0.730MPa abs を示していたのに対し、同日 11 時 25 分頃に 0.155MPa abs まで急激に低下している（図表 45 参照）。



図表 45 2号機D/W圧力の挙動 (3/15 6:00～3/16 7:00)

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

- ② 平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分頃から同日 11 時 25 分頃の間、福島第一原子力発電所では、運転制御に必要な人員のみを残して福島第二原子力発電所に退避しており、2 号機について、新たに格納容器ベントのため必要な操作を行っていないことから、格納容器ベントの影響による減圧とは考えにくいし、格納容器冷却系を作動させたわけでもない。

そうすると、この頃、格納容器又はその周辺部には、それまでよりも更に大きな圧力が抜ける損傷箇所が生じ、これによって D/W 圧力が大きく低下した可能性が高い。

(e) 平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃以降の D/W 圧力との関係

- ① その後、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*231</sup>によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃に 0.415MPa abs まで上昇しており（前掲図表 45 参照）、代替注水による蒸気の発生等によって原子炉圧力が上昇した影響で、压力容器又はその周辺部の損傷箇所から D/W 側に圧力が抜けた可能性がある。
- ② さらに、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*232</sup>によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 15 日 15 時 25 分頃に 0.275MPa abs、同日 18 時 43 分頃に 0.250MPa abs と低下傾向を示し、その後 6 時間 30 分以上もの間計測されず、計測を再開した同月 16 日 1 時 24 分頃に 0.120MPa abs を示し、それ以降、大気圧とほぼ等しい 0.1MPa abs 前後で推移している（前掲図表 45 参照）。
- ③ このように、2 号機については、格納容器ベントラインが十分確保され

\*230 前掲東京電力 HP 参照。

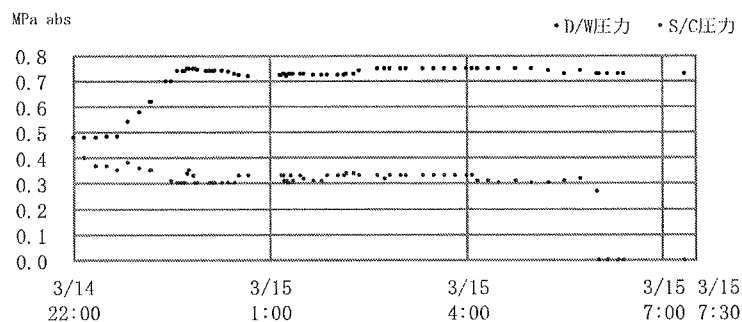
\*231 前掲東京電力 HP 参照。

\*232 前掲東京電力 HP 参照。

ていないにもかかわらず、D/W 圧力が顕著な低下傾向を示し、大気圧とほぼ等圧となっていることからすれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃以降にも、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高い。

(f) 平成 23 年 3 月 14 日 22 時 10 分頃以降の S/C 圧力との関係

- ① 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*233</sup>によれば、平成 23 年 3 月 14 日 22 時 10 分頃、D/W 圧力が 0.480MPa abs を示してから上昇傾向を示す一方で、S/C 圧力が 0.400MPa abs を示してから下降傾向を示すようになった。その結果、同日 23 時 35 分頃には D/W 圧力が 0.740MPa abs、S/C 圧力が 0.300MPa abs を示し、それ以降、同月 15 日 5 時 45 分頃まで、D/W 圧力が 0.740MPa abs 前後、S/C 圧力が 0.3MPa abs 台を推移するようになった。そして、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*234</sup>によれば、S/C 圧力は、同日 6 時頃に 0.270MPa abs、同日 6 時 2 分頃に 0.000MPa abs を示し、その後も同日 7 時 20 分頃まで、合計 4 回にわたり、いずれも 0.000MPa abs を示したとして記録されている（図表 46 参照）。



図表 46 2号機D/W圧力等の挙動 (3/14 22:00~3/15 7:30)

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

- ② まず、通常、D/W 圧力が上昇すれば、ベント管を通じて S/C 側に圧力が抜けて等圧になろうとするのであるから、このように何時間にもわたって、D/W 圧力と S/C 圧力が大きく異なるといった事態は、実挙動としては考え難い。そのため、かかる D/W 圧力及び S/C 圧力のかい離や S/C 圧力の異常値は、圧力計の誤計測、誤表示による可能性が高い。

そして、平成 23 年 3 月 14 日 22 時 10 分頃以降の現場対処との関係をみると、当時、2 号機では、代替注水を実施するため、SR 弁の開操作を繰り返しており、SR 弁が開状態になるにしろ、圧力容器又はその周辺部が破損するにしろ、原子炉圧力が減圧することによって、圧力容器内の圧

\*233 前掲東京電力 HP 参照。

\*234 前掲東京電力 HP 参照。

力が D/W や S/C に抜けるのであるから、D/W 圧力や S/C 圧力の上昇要因となるはずである。それでも、D/W や S/C に大きな漏えい箇所が生じていた場合には、S/C 圧力が減少することも考えられないではないが、同時期に D/W 圧力が大きく上昇することも考え難い。むしろ、2 号機のプラント関連パラメータによれば、同月 15 日 1 時 14 分頃以降、原子炉圧力と D/W 圧力がほぼ等圧となっており、SR 弁の開状態維持にせよ、圧力容器又はその周辺部からの漏えいにせよ、その双方が原因であるにせよ、D/W 圧力の挙動としては合理的と考えられる。そうすると、S/C 圧力計が誤った指示値を示していた可能性が高い。

なお、D/W 圧力計と S/C 圧力計は、その計測場所、圧力伝送器、電気系統、計測方法が異なるため、例えば、S/C 圧力計が電気系統の不具合によって誤計測、誤表示が生ずるような事態に陥ったからといって、D/W 圧力計まで直接の影響を受けることはない

- ③ 2 号機のプラント関連パラメータによれば、S/C 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃に 0.486MPa abs を示した後、計測不能となり、同日 22 時 10 分頃に 0.400MPa abs を示し、以後、同月 15 日 7 時 20 分頃まで計測されている。

まず、同月 14 日 4 時 30 分頃から同日 12 時 30 分頃までの間に用いられていた S/C 圧力計<sup>\*235</sup>は、通常時にコンピュータ記録用に用いられるもので（以下「通常用 S/C 圧力計」という。）、圧力伝送器において、S/C 気相部の雰囲気圧力を計測し、半導体圧力センサを介して電気抵抗に変換・増幅され、これが中央制御室に電流として送られ、その電流の大小を読み取って S/C 圧力値が計測されるが、表示器による表示がなされない。そのため、当直は、中央制御室において、テスターによって電圧変化をチェックし、これを S/C 圧力値に換算していた。

これに対し、同日 22 時 10 分頃以降に用いていた S/C 圧力計<sup>\*236</sup>は、アクシデントマネジメント用のもので（以下「AM 用 S/C 圧力計」という。）、圧力伝送器において、基準面器を用いて計装用配管内の水圧を計測し、半導体圧力センサを介して電気抵抗に変換・増幅され、これが中央制御室に電流として送られ、その電流の大小を読み取って S/C 圧力値が計測される。この AM 用 S/C 圧力計は、1/2 号中央制御室の AM 用制御盤上に設けられた表示器によって表示がなされるもので、同じく AM 用の D/W 圧力

---

\*235 2 号機 R/B 内に設置されている圧力伝送器の計器番号は PT-16-111、その測定範囲は 0~700kPa abs であり、この圧力伝送器において計測した圧力を電気抵抗に変換・増幅して信号変換処理部に送り、1/2 号中央制御室の 9-25 盤に備えられた S/C 圧力計 (PR-16-103) によって記録されることになる。

\*236 2 号機 R/B 内に設置されている圧力伝送器の計器番号は PT-16-175、その測定範囲は 0~1MPa abs であり、この圧力伝送器において計測した圧力を電気抵抗に変換・増幅して信号変換処理部に送り、1/2 号中央制御室の 9-99 盤に備えられた S/C 圧力計 (PI-16-176) によって表示されることになる。



計と並べて設置され、その電源も共通のものであった。したがって、AM用 D/W 圧力計の電源が復旧した同月 13 日 3 時頃には、AM 用 S/C 圧力計も読み取り可能となるはずであったが、指示値が 0MPa abs を下回り、測定範囲外を示していた。そのため、当直は、この AM 用 S/C 圧力計による計測ができないと判断し、その後、同月 14 日 4 時 30 分頃に復旧した通常用 S/C 圧力計を用い、テスターによる電圧変化をチェックすることで S/C 圧力を監視していたが、同日 12 時 30 分頃、通常用 S/C 圧力計による計測もできなくなった<sup>\*237</sup>。

その後、通常用 S/C 圧力計が復旧されなかったものの、同日 22 時 10 分頃、AM 用 S/C 圧力計が、その正確性はともかく、測定範囲内の値を示すようになっていたため、それ以降、当直は、この AM 用 S/C 圧力計を用いて S/C 圧力計を監視することにした<sup>\*238</sup>。

- ④ 2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*239</sup>によれば、平成 23 年 3 月 14 日 22 時 10 分頃以降、AM 用 S/C 圧力計の示す指示値は、AM 用 D/W 圧力計の示す指示値とは逆に下降傾向を示し、同日 23 時 35 分頃以降、同日 6 時頃までの間、AM 用 S/C 圧力計によって計測された S/C 圧力が 0.3~0.4MPa abs 前後を推移し、D/W 圧力よりも 0.4MPa abs 前後小さい値を 6 時間以上にもわたって示しており（前掲図表 46 参照）、確かに不自然な挙動と考えられる。また、この AM 用 S/C 圧力計は、同月 13 日 3 時頃、AM 用計装機器の電源復旧がなされた際に、他の計装機器と異なり、測定範囲外を示してダウンスケールしたまま正常な指示値を示さず、その後復旧班による復旧がなされなかったのに、同月 14 日 22 時 10 分頃までのいずれかの時点で測定範囲内の指示値を示すようになっていた。そこで、かかる AM 用 S/C 圧力計がかかる不自然な指示値を示していた原因が問題となる。

圧力伝送器に用いられる圧力計測用の隔液ダイアフラムは、ステンレス製のものであり、1MPa abs 程度まで圧力が上昇したり、被水したりしても、それのみで破損するとは考えにくい。

そうすると、S/C 圧力が実際の圧力よりも 0.4MPa abs 前後低めに表示した原因について、例えば、消去法の観点から、実際に圧力伝送器で測定した基準面器からの水圧を電気抵抗に変換・増幅するものの、接触不良等の電気系統のトラブルによって、高めの電流を、電気回路を通じて中央制御室制御盤上の信号変換処理部に送ることができなくなったことによる可

---

\*237 通常用 S/C 圧力計が計測不能に陥った原因の特定には至っていないものの、バッテリー電源の枯渇が考えられる。

\*238 AM 用 S/C 圧力計の指示値がダウンスケールしていた原因及び測定範囲内の値を示すようになった時期については、いずれも不明であるが、発電所対策本部復旧班による復旧はなされていない。

\*239 前掲東京電力 HP 参照。

能性や、S/C から圧力伝送器側に接続する計装用配管にリーク箇所が生じた可能性等を想定して種々の調査を重ねてきたが、その詳細はなお不明である。

- ⑤ 次に、2号機のプラント関連パラメータによれば、平成23年3月15日6時2分から同日7時20分にかけての頃、合計5回にわたり、AM用S/C圧力計が0.000MPa absを示したとの記録が残っている。この0.000MPa absという指示値は真空状態を意味することになるが、そのような現象が現実には生ずることは物理的に考え難い。

当時1/2号中央制御室で計測に当たっていた当直の供述によれば、この時のAM用S/C圧力計の指示値は、0.000MPa absを示していたのではなく、測定可能範囲下限を下回る位置を指示針が示しているダウンスケールの状態にあった可能性が高い。そして、1/2号中央制御室にいた当直長は、この計測を実施した当直からの報告を受け、発電所対策本部発電班に電話連絡したが、その過程で、AM用S/C圧力計がダウンスケールしたことが0.000MPa absを示したものと誤って伝わり、発電所対策本部において、2号機のS/C圧力が0.000MPa absを示したとの情報が共有され、その旨の記録がなされた。すなわち、2号機のプラント関連パラメータ上、同日6時2分から同日7時20分までの間、合計5回にわたって記録されている0.000MPa absは実測値ではなく、実際には、ダウンスケールにより計測不能になっていたものと考えられる。

そうすると、これら2号機のプラント関連パラメータ及び当直の供述によれば、AM用S/C圧力計は、同日5時45分頃に0.320MPa abs、同日6時頃に0.270MPa absを示した後、同日6時2分頃にダウンスケールしたのに対し、共通の電源を用いているAM用D/W圧力計は、同日5時45分頃に0.740MPa abs、同日6時頃に0.730MPa absを示した後、同日6時2分頃以降も同日7時20分頃まで0.730MPa absを示したままであったことが認められる。

このように、AM用S/C圧力計と電源を共通にするAM用D/W圧力計が計測可能であったのであるから、AM用S/C圧力計がダウンスケールした原因は、電源の枯渇とは考え難く、例えば、S/C圧力計の電気回路のいずれかで接触不良等の電気系統のトラブルが生じた可能性が考えられ、当委員会において種々の調査を重ねてきたが、その詳細はなお不明である。

- ⑥ いずれにせよ、2号機のAM用S/C圧力計については、復旧当初ダウンスケールした状態にあっただけでなく、平成23年3月14日22時10分頃以降も、D/W圧力が上昇傾向にあったのに対し、全く数値が上がる傾向を示しておらず、計装用配管や圧力伝送器、電気系統に何らかの異常を来したことで誤計測、誤表示が始まっていたと考えられる。

計装機器は、プラントの運転、制御にとって必要不可欠なものであって、その性能向上を図る上でも、これらの原因を検証する意義は極めて大きく、

事業者、国及び関係団体において、これらの計装機器の故障原因について更に徹底した検証がなされることを期待する。

c 格納容器に貫通する RCIC 配管との関係

2号機については、津波到達後、すべての交流電源及び直流電源が喪失したことにより、RCICの隔離弁が開状態のまま閉操作できなくなった。なお、RCICの隔離弁は、電源喪失時の状態のまま維持される設定<sup>\*240</sup>がなされていた。そのため、平成23年3月14日12時30分頃以降、2号機のプラント状態のいかんを問わず、RCICの冷却注水機能が喪失した後も、隔離弁が開いたまま、RCICの配管、タービンその他の設備は、圧力容器やS/C内の雰囲気さらされることになったと認められる。

d 放射線量との関係

(a) 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 μSv/hであったのに、同日21時35分頃に760.0 μSv/h、同日21時37分頃に3,130.0 μSv/hに急上昇した(図表47参照)。

| H23.3.14<br>時刻 | 放射線量<br>(μSv/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47 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

これは、前記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るが、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。

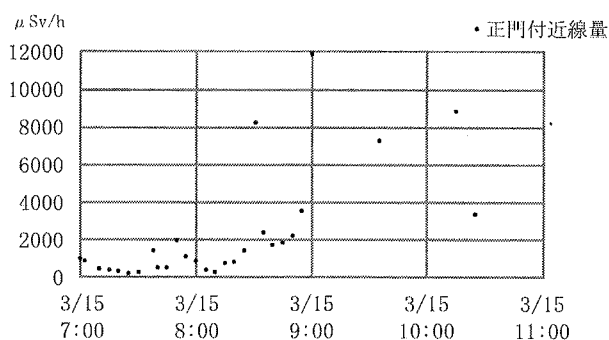
そうすると、1~3号機のいずれに由来するか特定はできないものの、2号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性も十分に考えられ、放射線量が急上昇した同日21時35分頃までに、2号機の格納容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

(b) 平成23年3月15日7時30分頃以降の放射線量との関係

- ① 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 μSv/hを示していたが、同日7時38分頃に1,390.0 μSv/h、同日7時50分頃に1,941.0 μSv/hを示し、その後、数百μSv/hまで低下するものの、同日8時25分頃に1,413.0 μSv/h、同日8時31分頃に8,217.0 μSv/h、同日9時頃には11,930.0 μSv/hまで急上昇し、同日10時25分頃まで、正門付近においては、数千μSv/hの高い放射線量を示

\*240 いわゆる、フェイル・アズ・イズの設定である。

していた（図表 48 参照）。



図表48 正門付近の放射線量の挙動（3/15 7:00～3/15 11:00）

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 まず、4号機 R/B の爆発によって、4号機 R/B 内に存在していた放射性物質含有のガスが大気中に放出された影響が考えられる。

しかし、4号機は定期点検中であり、燃料がすべて SFP 内に取り出され、かつ SFP 内の燃料が損傷した形跡は見当たらなかったため、1～3号機との比較では、R/B 内の放射線量はそれほど高くなかった可能性が高い。これは、後に東京電力が現場確認をした結果、4号機 R/B 内の放射線量が他号機 R/B 内のそれと比較してはるかに低かったことから裏付けられる。

そうすると、この頃の正門付近における放射線量の急上昇に4号機 R/B 爆発が与えた影響は限定的であったと考えるのが自然である。

- ③ 平成23年3月15日7時38分頃以降の放射線量の上昇は、1号機及び3号機の 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<sup>\*241</sup>、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以外に要因があると考えられる。

また、2号機についても、同月14日16時30分から同月15日零時2分にかけての頃、格納容器ベント実施に向け、S/C ベント弁(AO 弁)大弁及び小弁の開操作を試み、更には D/W ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を実施したが、電磁弁の励磁や可搬式コンプレッサーによる空気圧が十分確保できなかった。これらは、2号機プラント関連パラメータ上の D/W

\*241 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、それ以降、同月15日16時頃までの間、新たに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、同月14日6時10分頃に S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を終えた後も同日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、その後も昇降を繰り返し、同日20時頃から更に上昇傾向を示している以上、少なくとも同日8時45分頃以降、同日16時頃までの間、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開状態を維持できていなかったと認められる。

圧力の挙動に加え、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、1/2号排気筒から白煙様の排気を確認できなかったこと、テレビ会議内容、福島第一原発関係者の供述その他の関係各証拠から優に認められる。

この点、保安院は、平成24年3月に公表した前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」の中で、この頃、2号機について、ラプチャーディスクが作動してD/Wベントが成功したことによって放射線量が上昇した可能性を指摘する<sup>\*242</sup>。

しかし、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*243</sup>によれば、D/W圧力は、平成23年3月14日23時30分頃には0.700MPa absに至り、その後、同日15日7時20分頃までの間、約7時間50分にもわたって、0.700~0.750MPa absの間を推移している。また、D/Wベントを実施したとする同日零時2分頃以降、放射線量の有意な上昇は認められなかった。

さらに、2号機のD/W圧力は、同日7時20分頃に0.730MPa absを示していたのに、同日11時25分頃には0.155MPa absを示しており（前掲図表29参照）、このように急激なD/W圧力の低下にもかかわらず、ふくいちライブカメラ写真によれば、その頃、1/2号排気筒からベントによる白煙様の排気を確認できなかった。

結局、2号機については、同日7時20分頃までD/W圧力が顕著に低下傾向を示すことなく、また、有意な放射線量の上昇や1/2号排気筒からの排気も認められなかった。これは、D/Wベント弁（AO弁）小弁の開操作をするも、その開状態を維持できず、ラプチャーディスク作動圧を超えてもなお、ラプチャーディスクが作動しなかったこと以外に考え難い。

そして、同日7時20分前後やそれ以降、同日11時25分頃までの間、福島第一原発において、D/Wベント弁（AO弁）小弁の開操作を新たに実施した事実も認められないのに、突如としてD/Wベントラインが完成することはあり得ないのであって、同日7時20分頃から同日11時25分頃にかけてのD/W圧力の低下は、格納容器又はその周辺部から漏えいがあったと考える以外に合理的な説明がつかない。

したがって、「ラプチャーディスクの作動によるD/Wベントの成功」の可能性に関する上記指摘は、客観証拠と齟齬するものであって、その内容自体不合理と言わざるを得ず、到底是認できない。

以上から、この頃の正門付近における放射線量の急上昇は、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の影響とは考え難い。

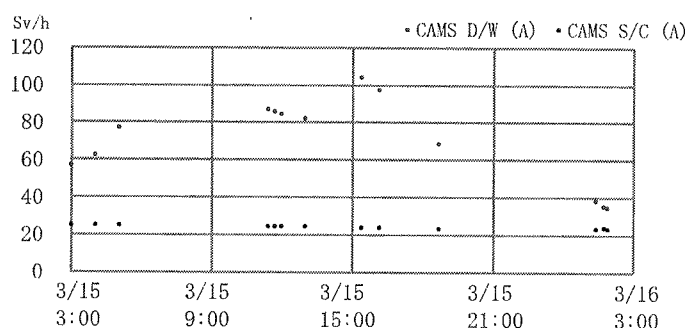
④ 次に、1号機のプラント状況について考察する。

1号機は、既に炉心損傷が進行し、多くの放射性物質が大気中に放出された後であると考えられる。

\*242 前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」32頁及び参考資料図V-1-3参照。

\*243 前掲東京電力HP参照。

もともと、1号機の CAMS 測定結果<sup>\*244</sup>によれば、平成23年3月15日5時頃に D/W(A)側が 77.4Sv/h、S/C(A)側が 24.7Sv/h、同日11時25分頃に D/W(A)側が 87.0Sv/h、S/C(A)側が 24.2Sv/h と上昇傾向を示し、この頃までには既に、格納容器又はその周辺部に漏えい箇所が生じていたと考えられるにもかかわらず、依然として格納容器内では高いガンマ線量率が認められた（図表49参照）。



図表49 1号機CAMSの挙動 (3/15 3:00~3/16 3:00)

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

したがって、1号機については、同日午前中もなお、炉心損傷が進行して放射性物質が新たに放出されていた可能性も否定できず、同日7時30分頃以降の放射線量上昇に寄与した可能性もある。

⑤ 次に、2号機のプラント状況について考察する。

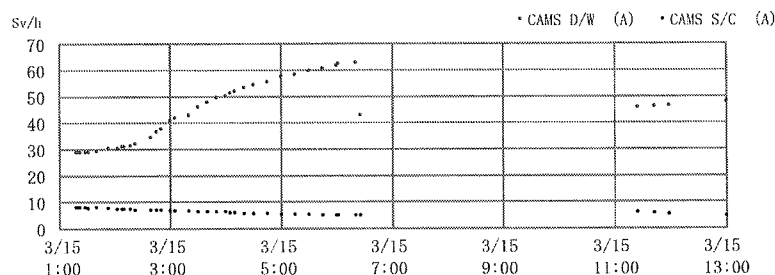
2号機については、平成23年3月14日12時30分頃、RCICが機能喪失し、同日19時57分頃まで全く代替注水がなされず、その後も、原子炉圧力の上昇に伴って代替注水の中断を繰り返しており、結局、BAFを上回る原子炉水位を十分確保できなかった可能性が高い。そうすると、2号機についても、炉心損傷が進行し、その過程で放出された放射性物質が大気中まで放出された可能性がある。

また、2号機の CAMS 測定結果<sup>\*245</sup>によれば、同月15日1時18分頃に D/W(A)側が 28.8Sv/h、S/C(A)側が 8.08Sv/h を示し、その後 D/W(A)側についてはほぼ一貫して上昇傾向にあり、同日6時20分頃に D/W(A)側が 62.7Sv/h、S/C(A)側が 4.80Sv/h を示し、同日6時25分頃に D/W(A)側が 43.0Sv/h、S/C(A)側が 4.70Sv/h と大きく低下したが、その後再び上

\*244 前掲東京電力 HP 参照。

\*245 前掲東京電力 HP 参照。

昇傾向を示している（図表 50 参照）。



図表 50 2号機CAMSの挙動 (3/15 1:00~3/15 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

同日 6 時 25 分頃に D/W のガンマ線量率が大きく低下したのは、その頃、2 号機の炉心由来の放射性物質が、D/W 内から大量に D/W 外に放出された可能性がある。そして、その後、引き続き炉心損傷が進行し、その過程で放出される放射性物質が、D/W 外への漏えい量を上回ったため、D/W (A) 側のガンマ線量率が再び上昇したと考えられる。

さらに、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*246</sup>によれば、D/W 圧力は、同日 7 時 20 分頃に 0.730MPa abs を示していたのに、同日 11 時 25 分頃には 0.155MPa abs まで大きく低下している。この間、2 号機について、格納容器ベントが実施されてはいない。かかる D/W 圧力の挙動からすると、同日 7 時 20 分頃以降、2 号機の格納容器又はその周辺部に、大きな漏えい箇所が生じた可能性がある。

現に、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）」によれば、同日 8 時 25 分頃、福島第一原発の作業員が、2 号機 R/B5 階付近壁より白い煙を確認し、同日 9 時 40 分頃には、2 号機 R/B で白い煙の量が多くなっていることを確認したことが明らかであり、格納容器又はその周辺部から漏えいした蒸気が、2 号機 R/B5 階東側のブローアウトパネル開放部から大気中に放出されていた可能性が高い。

したがって、2 号機については、同日 7 時 30 分頃までに、炉心損傷が進行して放射性物質が大量に放出され、これが格納容器外に漏えいしていた可能性が高く、その頃以降の放射線量上昇に寄与した可能性も高い。

⑥ 次に、3 号機のプラント状況について考察する。

3 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*247</sup>によれば、その頃、3 号機の原子炉水位は、ほとんど変化を示しておらず、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ある上、同日 20 時 37 分頃から同月 15 日 2 時 30 分頃までの間、2 号機への代替注水を優先させるため、3 号機への注水を中断していた。そうすると、この頃、3 号機の炉心損傷が更に進行

\*246 前掲東京電力 HP 参照。

\*247 前掲東京電力 HP 参照。

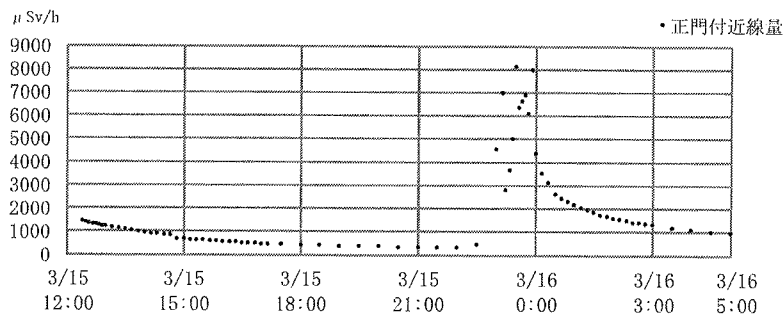
して、放射性物質が大気中に放出された可能性も否定できない。

- ⑦ 以上からすると、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃以降の正門付近における放射線量上昇は、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。この時点での放射線量の上昇に 1~3 号機がどの程度寄与したかは不明であるが、2 号機における D/W 内のガンマ線量率の変化や D/W 圧力の低下という現象が生じていることからすると、2 号機の炉心損傷の進行により放出された放射性物質が相当程度寄与した可能性は高いと考えられる。

そうすると、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃までにも、2 号機の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、放射性物質が圧力容器外に漏えいし、こ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、ブローアウトパネル開放部等から 2 号機 R/B 外へと拡散していき、同日 7 時 38 分頃以降、正門付近でも放射線量が上昇したと考えて矛盾はない。

(c) 平成 23 年 3 月 15 日 23 時頃以降の放射線量との関係

- ① 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 時から同日 15 時 25 分にかけての頃、1,000  $\mu$  Sv/h 超から 500  $\mu$  Sv/h 前後に減少し、その後数百  $\mu$  Sv/h を推移し、同日 23 時頃に 4,548.0  $\mu$  Sv/h、同日 23 時 10 分頃に 6,960.0  $\mu$  Sv/h、同日 23 時 30 分頃に 8,080.0  $\mu$  Sv/h と急上昇し、同月 16 日 4 時頃まで 1,000  $\mu$  Sv/h を超える高い放射線量を示していた（図表 51 参照）。



図表 51 正門付近の放射線量の挙動 (3/15 12:00~3/16 5:00)

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

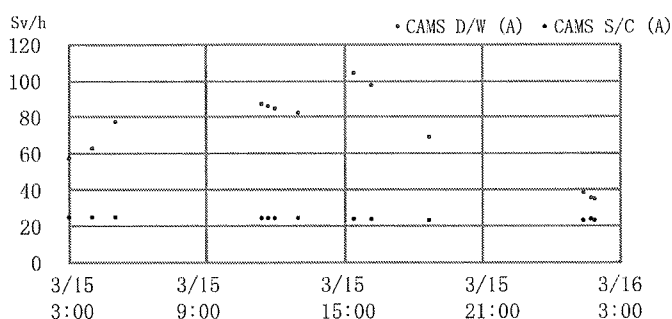
- ② まず、4 号機 R/B 爆発以後、正門付近の放射線量が上昇したが、平成 23 年 3 月 15 日 16 時 30 分頃までには 500  $\mu$  Sv/h を切るまで放射線量が減少していた。加えて、4 号機は定期点検中であり、燃料がすべて SFP 内に取り出され、かつ SFP 内の燃料が損傷した形跡が見当たらないため、1~3 号機との比較では、R/B 内の放射線量はそれほど高くなかったと考えられる。



そうすると、同日 23 時頃以降に正門付近で放射線量が異常上昇した主たる要因として、4 号機 R/B 爆発の影響は考え難く、また、爆発後新たに 4 号機 R/B から大量の放射性物質が放出されたとも考え難い。

- ③ 次に、1 号機については、平成 23 年 3 月 12 日 15 時 36 分頃に R/B が爆発後、発電所構内の放射線量が上昇したが、時間の経過とともに、その影響は希釈化されたと考えられる。

そして、1 号機については、同月 15 日頃までには、炉心損傷が相当程度進行し、既に多くの放射性物質が大気中に放出されたと考えられるものの、1 号機のプラント関連パラメータ上の CAMS 測定結果<sup>\*248</sup>によれば、同日 13 時頃に D/W(A)が 81.9Sv/h、S/C(A)が 24.1Sv/h、同日 15 時 25 分頃に D/W(A)が 104Sv/h、S/C(A)が 23.7Sv/h を示し、特に D/W 側のガンマ線量率の上昇が顕著である。その後、同日 18 時 43 分頃に D/W(A)が 68.9Sv/h、S/C(A)が 23.3Sv/h、同月 16 日 1 時 24 分頃に D/W(A)が 38.4Sv/h、S/C(A)が 23.1Sv/h を示し、D/W 側も減少傾向にある（図表 52 参照）。



図表52 1号機CAMSの挙動 (3/15 3:00~3/16 3:00)

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

1 号機については、格納容器又はその周辺部からの漏えいを考慮しても、同月 15 日 23 時頃、1 号機の炉心に由来する放射性物質放出量が飛躍的に増加したとまでは考えにくい。

しかし、1 号機の D/W 及び S/C を合算したガンマ線量率は、同日 15 時 25 分頃まで上昇傾向にあり、その後、同月 16 日 1 時 24 分頃にかけて、高い値を保ちながらも減少傾向にある。

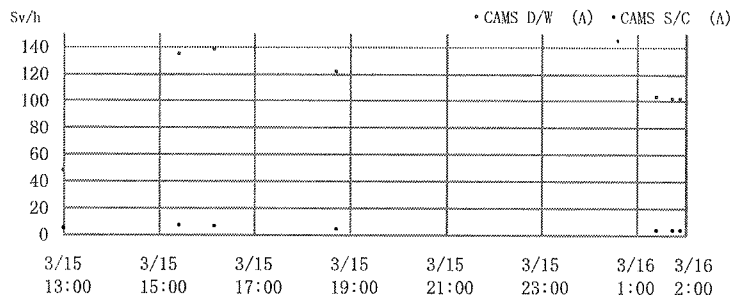
そうすると、同月 15 日 15 時 25 分頃以降、格納容器の漏えい箇所が拡大し、1 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器外へ更に漏えいしたことによって、同日 23 時頃以降の正門付近における放射線量の上昇に寄与した可能性もある。

- ④ 次に、2 号機については、スクラム以降の注水状況等にかんがみ、1 号機及び 3 号機と比較して、最も炉心損傷開始時間が遅かったと考えられ、

\*248 前掲東京電力 HP 参照。

平成 23 年 3 月 15 日から同月 16 日にかけての夜においてもなお炉心損傷が進行し、多くの放射性物質が大気中に放出されていたと考えるも不自然ではない。

現に、2 号機のプラント関連パラメータ上の CAMS 測定結果<sup>\*249</sup>によれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃に D/W(A)が 47.7Sv/h、S/C (A)が 4.62Sv/h を示していたが、同日 15 時 25 分頃に D/W(A)が 135Sv/h、S/C (A)が 6.92Sv/h と急激に上昇し、その後も、同日 16 時 10 分頃に D/W (A)が 138Sv/h、S/C (A)が 6.49Sv/h とガンマ線量率が上昇する値を示している。さらに、同日 18 時 43 分頃に D/W(A)が 122Sv/h、S/C (A)が 4.40Sv/h を示した後、6 時間 30 分以上計測されなかったが、計測を再開した同月 16 日 1 時 24 分頃に D/W(A)が 103Sv/h、S/C (A)が 3.68Sv/h、同日 1 時 44 分頃に D/W(A)が 102Sv/h、S/C (A)が 3.66Sv/h、同日 1 時 54 分頃に D/W(A)が 102Sv/h、S/C (A)が 3.65Sv/h と、ほぼ横ばい傾向にあるものの、D/W 側及び S/C 側を合計すると、1 号機との比較において、より高いガンマ線量率を示していた (図表 53 参照)。



図表53 2号機CAMSの挙動 (3/15 13:00~3/16 2:00)

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 D/W 側のガンマ線量率の推移からすると、2 号機については、同月 15 日 13 時頃以降においても、依然として、炉心損傷が相当進行して大量の放射性物質が放出された可能性が高い。

さらに、同日 18 時 43 分頃以降の D/W 側のガンマ線量率が低下傾向を示したのは、2 号機の炉心由来の放射性物質が放出され、格納容器内に流れ込むものの、それを上回る量の放射性物質が、格納容器から漏えいしたためと考えられる。

そして、2 号機については、格納容器ベントがなされた形跡は一切見当たらないので、D/W 側のガンマ線量率の低下が、格納容器ベント実施による影響とは認められない。

したがって、2 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器から漏えいし、同日 23 時頃以降の正門付近における放射線量の上昇に寄与した可能性は

\*249 前掲東京電力 HP 参照。

高い。

- ⑤ さらに、3号機については、平成23年3月14日20時36分頃以降、その時点でBAFを上回る原子炉水位が確保されていなかったと考えられるところ、6時間近くにわたって全く注水がなされておらず、その間、炉心損傷が更に進行し、放射性物質が放出された可能性があり、同月15日13時以降においてもなお、炉心損傷の進行過程にあり放射性物質が放出されていた可能性もある<sup>\*250</sup>。

なお、3号機については、同日16時頃にS/Cベントライン上のS/Cベント弁(AO弁)大弁及び小弁が閉となっていることが確認されたため、同日16時5分頃、電磁弁励磁用の小型発電機を交換し、S/Cベント弁(AO弁)大弁の開操作を実施した事実が認められる。

しかし、発電班がプラント関連パラメータ等を書き取ったメモ書きによれば、同日16時の欄に、「発電機をS/B入口へ(新品)S/Pベント大205開ただし、IAないかも」との記載がある上、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ことからすると、電磁弁励磁用の小型発電機を備え付けたものの、駆動用空気圧が不足してS/Cベント弁(AO弁)大弁の開状態維持が困難であった可能性がある。実際、これらのベント弁については開状態を維持することが難しく、その後も小型発電機が起動していないことが確認されるなどして、開操作を繰り返していた<sup>\*251</sup>。

また、S/Cベントの場合、放射性物質であるヨウ化セシウム(CsI)は、水溶性であり、S/C内のプール水に大部分が溶けると考えられるため、D/W側から直接漏えいする場合と比較して、その大気への放出量は限定的であると考えられる。

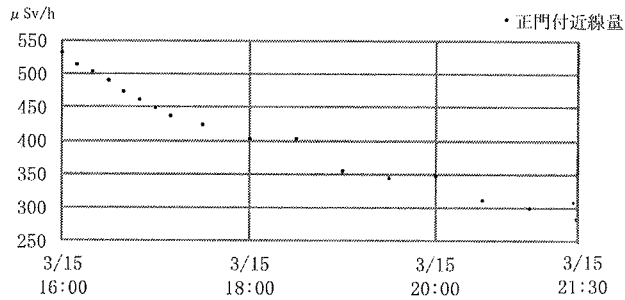
そして、正門付近の放射線量測定結果を見ると、3号機のS/Cベント弁(AO弁)大弁の開操作を実施した前後の時期である同日16時から同日21時30分頃にかけての頃、500 $\mu$ Sv/h台から200 $\mu$ Sv/h台まで減少しており、この間、格納容器ベントの実施に伴う放射線量上昇の効果は認めら

---

\*250 この頃、3号機については、CAMSによるガンマ線量率の測定を行っていない。

\*251 平成23年4月に入り、発電所対策本部復旧班が、この可搬式コンプレッサーの空気圧を計測したところ、S/Cベント弁(AO弁)大弁を開とするだけの空気圧に至っていないことが確認されている。そうすると、同年3月15日の時点で、小型発電機を起動して電磁弁を励磁し、かつ、可搬式コンプレッサーを起動させたとしても、空気圧不足のため、S/Cベント弁(AO弁)大弁が開状態に至らなかった可能性を否定できない。

れない（図表 54 参照）。



図表54 正門付近の放射線量の挙動 (3/15 16:00~3/15 21:30)

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

そうすると、同日 16 時 5 分頃の 3 号機の S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の開操作によっても、5 時間以上にわたり正門付近の放射線量が上昇するに至らなかったのであるから、かかる S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の開操作が、その後の同日 23 時頃以降の正門付近の放射線量上昇に与えた影響は極めて限定的であったと考えるのが自然である。

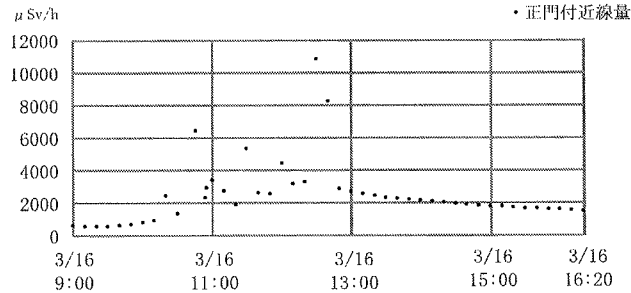
- ⑥ 以上からすると、平成 23 年 3 月 15 日 23 時頃、正門付近の放射線量が異常上昇した要因についても、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が建屋外まで漏えいしたことによるものと考えられ、それ以上の特定は困難であるが、2 号機 D/W のガンマ線量率の推移からすると、2 号機由来の放射性物質が相当程度寄与した可能性は高いと考えられる。

そして、同日 23 時頃、2 号機の格納容器ベントラインが新たに構成されているわけでもない以上、2 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既に生じており、又は新たに損傷が生じたため、2 号機の炉心由来の放射性物質が、同損傷箇所から漏えいし、2 号機 R/B で開放されたブローアウトパネルを通じるなどして大気中に放出された可能性は十分に認められる。

(d) 平成 23 年 3 月 16 日 9 時 30 分頃以降の放射線量との関係

- ① 正門付近において放射線量を測定した結果、平成 23 年 3 月 16 日 9 時 30 分頃に 582.3 μSv/h を示していたのに、同日 10 時 20 分頃に 2,399.0 μSv/h、同日 10 時 45 分頃に 6,400.0 μSv/h、同日 12 時 30 分頃には 10,850.0 μSv/h、同日 12 時 40 分頃に 8234.0 μSv/h などと、同日 16 時 20 分頃まで 1,000 μSv/h をはるかに超える高い数値を示している（図

表 55 参照)。



図表55 正門付近の放射線量の挙動 (3/16 9:00~3/16 16:20)

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 まず、これらの放射線量の上昇は、1号機、3号機及び4号機 R/B 爆発後、放射線量が上昇していったん低下した後の挙動であり、これらの爆発の影響とは考え難い。

また、1号機格納容器ベント実施から相当期間が経過している上、2号機については、格納容器ベントが功を奏したと認められる根拠は全くない。

さらに、3号機については、平成23年3月16日1時55分頃、S/Cベント弁(AO弁)小弁の開操作を実施しているが、その頃の正門付近における放射線量の推移は、格納容器ベント実施前である同月15日23時55分頃に7,966.0 μSv/h、同月16日1時頃に2,159.0 μSv/h、格納容器ベント実施後である同日2時頃に1,552.0 μSv/h、同日3時頃に1,267.0 μSv/h、同日4時頃に1,047.0 μSv/h、同日6時頃に884.0 μSv/h、同日9時頃に587.6 μSv/hと一貫して減少傾向を示している。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、この時の格納容器ベント実施の成否はともかく、少なくとも、同日9時30分頃以降の正門付近の放射線量上昇に対し、同日1時55分頃以降のS/Cベント弁(AO弁)小弁の開操作が与えた影響は限定的に考えるべきである。

したがって、同日9時30分頃以降に正門付近で放射線量が異常上昇した主たる要因は、1号機、3号機及び4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とは考え難い。

③ 次に、1号機については、平成23年3月16日9時30分頃には、炉心損傷が相当程度進行し、既に多くの放射性物質が大気中に放出されたと考えられるものの、1号機のプラント関連パラメータ上のCAMS測定結果<sup>\*252</sup>によれば、同日1時24分頃にD/W(A)が38.4Sv/h、S/C(A)が23.1Sv/h、同日1時54分頃にD/W(A)が34.4Sv/h、S/C(A)が23.3Sv/hを示していたが、同日5時頃にD/W(A)が7.92Sv/h、S/C(A)が24.2Sv/h、

\*252 前掲東京電力HP参照。

同日 5 時 15 分頃に D/W(A)が 4.15Sv/h、S/C(A)が 24.2Sv/h を示し、特に、同日 5 時頃、D/W 側のガンマ線量率が急激に低下している。

しかし、その後も、1 号機については、同日 5 時 35 分頃には、D/W(A)が 98.1Sv/h、S/C(A)が 36.4Sv/h を示すなど、依然として炉心損傷が進行して放射性物質が放出されていたことが窺える。

以上からすると、同日 1 時 54 分から同日 5 時にかけての頃、D/W 側のガンマ線量率が急激に低下したのは、この頃、1 号機の格納容器から、放射性物質が大量に漏えいしたことによる可能性があり、同日 9 時 30 分頃以降の正門付近における放射線量の上昇に寄与した可能性も否定できない。

- ④ 次に、2 号機については、スクラム以降の注水状況等にかんがみ、1 号機及び 3 号機と比較して、最も炉心損傷開始時間が遅かったと考えられ、平成 23 年 3 月 16 日頃においてもなお炉心損傷が進行し、多くの放射性物質が大気中に放出されていたと考えても不自然ではない。

現に、2 号機のプラント関連パラメータ上の CAMS 測定結果<sup>\*253</sup>によれば、平成 23 年 3 月 16 日 5 時 15 分頃に D/W(A)が 98.3Sv/h、S/C(A)が 2.43Sv/h を示し、同日 5 時 35 分頃に D/W(A)が 60.5Sv/h、S/C(A)が 2.86Sv/h と、ガンマ線量率合計で大きく低下したものの、その後、再度上昇傾向に転じ、同日 6 時 10 分頃に D/W(A)が 97.7Sv/h、S/C(A)が 3.63Sv/h、同日 6 時 55 分頃に D/W(A)が 97.2Sv/h、S/C(A)が 3.57Sv/h と高いガンマ線量率を示していた。

そうすると、この頃、2 号機については、いまだ炉心損傷が進行して放射性物質が放出されていたと考えられ、その間の同日 5 時 35 分頃、特に D/W 側のガンマ線量率が大きく低下したのは、この頃、2 号機の格納容器から、放射性物質が大量に漏えいしたためである可能性があり、同日 9 時 30 分頃以降の正門付近における放射線量の上昇に寄与した可能性もある。

- ⑤ さらに、3 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 20 時 36 分頃以降、その時点で BAF を上回る原子炉水位が確保されていなかったと考えられるところ、6 時間近くにわたって全く注水がなされておらず、その間、炉心損傷が更に進行し、放射性物質が放出された可能性があり、同月 16 日 9 時 30 分頃においてもなお、炉心損傷の進行過程にあり放射性物質が放出されていた可能性がある<sup>\*254</sup>。そして、3 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*255</sup>によれば、D/W 圧力は、同月 15 日 13 時頃に 0.415MPa abs を示していたところ、同日 20 時 45 分頃に 0.3400MPa abs、同月 16 日 1 時 35 分頃に 0.3200MPa abs、同日 6 時 15 分頃に 0.295MPa abs、同日 9 時 30 分

---

\*253 前掲東京電力 HP 参照。

\*254 この頃、3 号機については、CAMS によるガンマ線量率の測定を行っていない。

\*255 前掲東京電力 HP 参照。

頃に 0.2700MPa abs と低下傾向を示しており、この頃、格納容器冷却系を作動させた実績はなく、格納容器ベントも実施されていなかったと考えられるから、3号機の格納容器から放射性物質漏えいしていた可能性が高い。

また、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）」によれば、同日8時30分頃、福島第一原発作業員が3号機から「水蒸気のようなもやもや」が出ているのを確認し、同日10時43分頃には屋外作業従事者が免震重要棟に退避したこと<sup>\*256</sup>が明らかであり、このことから、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含有の蒸気がR/B側に漏えいし、爆発によって損傷したR/B上部から大気中に放出されていた可能性が高いと考えられる。

- ⑥ 以上からすると、平成23年3月16日9時30分頃以降、正門付近の放射線量が異常上昇した主たる要因は、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建屋外まで漏えいしたことによるものと考えられる。

そして、同月16日9時30分頃、2号機の格納容器ベントラインが新たに構成されているわけでもない以上、2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既に生じており、又は新たに損傷が生じたため、2号機の炉心由来の放射性物質が、同損傷箇所から漏えいし、2号機R/Bで開放されたブローアウトパネルを通じるなどして大気中に放出された可能性は十分に認められる。

#### e 汚染水等との関係

- ① 平成23年3月27

日、東京電力が、2号機T/B地下階において採取した滞留水から、高濃度のI-131、Cs-134、Cs-137が検出された（図表56参照）。

同年4月16日、東京電力が、2号機SFPのスキマーサージタンク水の核種分

析を実施した結果によれば、I-131、Cs-134、Cs-137が検出された（前掲図

| 採取日時        | 採取物            | 核種（半減期）      | 放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> ) |
|-------------|----------------|--------------|-----------------------------|
| H23. 3. 27  | 2号機T/B地下1階滞留水  | I-131（約8日）   | 13,000,000                  |
|             |                | Cs-134（約2年）  | 3,100,000                   |
|             |                | Cs-137（約30年） | 3,000,000                   |
| H23. 4. 16  | 2号機スキマーサージタンク水 | I-131（約8日）   | 4,100                       |
|             |                | Cs-134（約2年）  | 160,000                     |
|             |                | Cs-137（約30年） | 150,000                     |
| H23. 4. 19  | 2号機T/B1階のダスト   | I-131（約8日）   | 不明                          |
| H23. 5. 21  |                | Cs-134（約2年）  |                             |
| H23. 6. 10  |                | Cs-136（約13日） |                             |
| H23. 6. 20  |                | Cs-137（約30年） |                             |
|             |                | Ia-140（約2日）  |                             |
|             | Pr-144（約17分）   |              |                             |
| H23. 11. 25 | 2号機R/B地下滞留水    | Cs-134（約2年）  | 210,000                     |
|             |                | Cs-137（約30年） | 250,000                     |

図表56 2号機汚染水等測定結果

東京電力「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

\*256 同じく「異常事態連絡様式（第2報以降）」によれば、その後大きな変化が認められないため、平成23年3月16日11時30分には屋外作業を再開した。

表 56 参照)。2 号機の SFP 内に取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも 7 か月程度冷却されているところ、I-131 は短半減期の核種であるから、SFP 由来とは考え難く、圧力容器から漏えいした核種が建屋内における蒸気の凝縮水、ダスト等を介して SFP 水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。

同年 4 月 19 日、5 月 21 日、6 月 10 日及び同月 20 日、東京電力が 2 号機 T/B1 階のダスト測定を実施した結果によれば、I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137、La-140、Pr-144 の各核種が検出された（前掲図表 56 参照）。

さらに、同年 11 月 25 日、東京電力が、2 号機 R/B 地下滞留水の放射能濃度等を測定した結果によれば、2 号機 R/B 内の地下滞留水から、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 56 参照）。

これらの検出された核種については、2 号機 R/B には、爆発等による損傷がなく、比較的健全性が認められるため<sup>\*257</sup>、1 号機や 3 号機の原子炉から飛来したものというよりは、2 号機の炉心由来のものである可能性が高い。

- ② 平成 23 年 6 月頃以降、2 号機の原子炉注水時に S/C 水温が低下する傾向が認められた。

この頃までには圧力容器が破損し、原子炉注水の継続により格納容器下部に水が漏えいし、これがベント管を通じて S/C 側にも流れ込んでいた可能性が高い。そうすると、2 号機の原子炉注水を実施しても、S/C 内が満水であれば、格納容器側に漏えいした水が D/W 側に蓄積されていくだけで、S/C 水温にはほとんど変化が認められないはずであるのに、実際には S/C 水温が低下する傾向を示した。

したがって、この頃、継続的な原子炉注水及び格納容器への漏えいによっても 2 号機の S/C 内が満水にならずに、新規冷却水が S/C 側に流れ込んでいたと考えられ、それまでのいずれかの時期に、S/C のいずれかの箇所に損傷が生じていたと考えるのが自然である<sup>\*258</sup>。

- ③ さらに、平成 24 年 3 月 26 日、東京電力が 2 号機の格納容器内の水位を工業用内視鏡で確認した結果、その水位は D/W 底部から約 60cm であった。

この頃、約 1 年にわたって、流量を調整しながらも原子炉注水を継続しており、圧力容器の破損箇所から冷却水が D/W に漏えいし、ベント管を通じて S/C も満水となって、D/W 底部に漏えいした冷却水が蓄積されるはずであるのに、その水位が D/W 底部から約 60cm しかなかったのであるから、S/C 又はベント管のいずれかの箇所に破損が生じた可能性が高い。

- ④ 以上から、2 号機については、いずれかの時期に、S/C 又はベント管のいずれかの箇所に破損が生じた可能性が高く、同破損箇所から漏えいした水が、R/B 地下滞留水や T/B 地下滞留水となったものと考えられる。

---

\*257 1 号機の爆発の影響によって、2 号機 R/B5 階東側のブローアウトパネルが脱落した。

\*258 資料 II-1-1-30 参照。



また、2号機 T/B1 階のダスト及び SFP 水から検出された核種の全部又は一部も、2号機の炉心由来と考えるのが自然であり、やはり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) S/C 水温及び S/C 圧力の挙動と格納容器からの漏えいとの関係

- ① 2号機については、遅くとも平成 23 年 3 月 12 日 5 時頃までに、RHR が冷却機能を喪失していたにもかかわらず、RCIC の水源を S/C に切り替えて、RCIC を作動させ続けた。しかし、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*259</sup>によれば、S/C 水温及び S/C 圧力の上昇は、比較的緩やかな傾向を示した。

この点について、東京電力は、平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析や同年 6 月に公表した「福島原子力事故調査報告書」において、津波の影響でトールラス室に浸水した結果、S/C の半分程度が水没し、S/C が冷却された可能性を指摘している<sup>\*260</sup>。これは、当直員の「3/12 1:00 頃、RCIC の運転状況確認のために現場に向かったところ、RCIC 室は長靴にギリギリ水が入らないくらいの高さまで水が溜まっている状況であった。」「3/12 2:00 頃、再度運転確認を実施すると、水たまりの量が増えており、RCIC 室では運転状況を判断できず、現場にある RCIC ラックで原子炉圧力と RCIC ポンプ吐出圧力を確認し、RCIC ポンプ吐出圧力が高かったことから、RCIC は運転していると判断した。」旨の各供述を前提とし、さらに、4号機でトールラス室の半分程度が水没していたことがあったため、2号機においても S/C の半分程度が水没したことを仮定して、S/C が冷却された可能性を指摘するものである。

- ② 東京電力が指摘した上記仮説の背景には、平成 23 年 5 月公表の MAAP 解析において、2号機の格納容器圧力の挙動を再現する上で、D/W 温度が設計温度である 138℃を超えた時点から漏えいを仮定したものの、過去に行われた研究結果<sup>\*261</sup>からすると、このようなことが現実的に起こるとは考えにくいのではないかという問題意識、さらに、東京電力による MAAP 解析及び JNES による MELCOR 解析においては、初期の段階の D/W 圧力及び D/W 温度の上昇を緩和するために一定の漏えいを仮定すると、同年 3 月 14 日 22 時 10 分頃以降の D/W 圧力の急上昇（前掲図表 46 参照）を再現できなかったという事情から、同日 22 時 10 分頃以前には格納容器からの漏えいはなかったと考えられるとの見解があるようなので、まずこれらの背景について考察する。
- ③ まず、東京電力が指摘した上記仮説の根拠となる上記研究結果は、一定の温度、圧力下におけるシリコンゴム製フランジガスケットの劣化状況に基づき、フランジガスケットからの漏えいを実験した結果をまとめたものである。

---

\*259 前掲東京電力 HP 参照。

\*260 かかる可能性については、前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」61,72 及び 73 頁でも指摘している。

\*261 K.Hirano,T.Zama,M.Goto et al.,"High-temperature leak characteristics of PCV hatch flange gasket," Nucl.Eng.Des.,145,375-386(1993) 参照。

上記研究結果によると、窒素ガスよりも蒸気によって圧力を加えた方が、フランジガスケットからの漏えいが起こりやすい。また、放射線照射がなされたフランジガスケットとそうでないものとは、後者の方が漏えいが起こりやすい。そして、セミ・ラウンド型フランジガスケットの場合、最も蒸気にさらされる環境であれば、250℃、20kgf/cm<sup>2</sup>\*262の加温、加圧によって漏えいが認められ、より蒸気にさらされにくい環境であっても、275℃又は300℃で、6~20kgf/cm<sup>2</sup>の圧力を加えると、放射線照射をしていない場合には漏えいが認められた。他方、窒素ガス雰囲気の中で、フランジガスケットに放射線照射がなされていない場合、300℃で、十数kgf/cm<sup>2</sup>の圧力を加えると漏えいが認められた。

東京電力は、この研究結果を根拠として、D/W 温度が138℃を超えた程度で漏えいが起こるとは考えられないと主張するものようである。

しかし、かかる研究結果は、フランジガスケットが直接さらされる雰囲気の温度が250~350℃の場合に、ある一定の圧力その他の条件を仮定すると、フランジガスケットからの漏えいが始まるということを述べているにすぎない。そして、かかる温度、圧力は、フランジガスケット周囲の雰囲気のことを指し、格納容器全体の平均温度、圧力を指すものではない。

これに対し、MAAP 解析等で D/W 温度を計算する場合、単純な空間であることを前提とした平均温度が算定される。しかし、実際には、格納容器は、フラスコ型の形状をし、その上方は、熱対流性が悪く、圧力容器の影響を受けやすい上、その内部には多くの設備・機器が設けられ、複雑な構造となっているから、格納容器内の至る所で温度差が生じ得る。そうすると、フランジガスケット周辺温度が D/W の平均温度と等温である蓋然性は小さいのであって、MAAP 解析にいう D/W 温度とフランジガスケット周辺の温度を同列に論じる合理的理由はない。上記研究でも、格納容器内における温度差に着目し、シビアアクシデント時における格納容器内部の熱移動モデルの重要性を指摘している。

そうすると、MAAP 解析において D/W 温度が設計温度（138℃）を超えた時点から漏えいを仮定したとしても、ここにいう D/W 温度は、単純化された格納容器空間の平均温度として仮定されたにすぎず、局所的にはより高温となっている部分が存在することと矛盾するものではない。すなわち、D/W 全体の平均温度が百数十度であったとしても、格納容器フランジ部や電気配線貫通部等のフランジガスケット付近が、それをはるかに超える高温環境にさらされている可能性は何ら否定していないのであり、「漏えいの可能性が現実的には考えにくい」と言い切れるのかは甚だ疑問である。JNES や東京電力が指摘している上記研究結果も、その可能性を否定するものではないと考えられる。

また、東京電力の上記 MAAP 解析や「福島原子力事故調査報告書」では、

---

\*262 1kgf/cm<sup>2</sup>は、約0.098MPaである。

上記研究結果を根拠に、「過去の研究で得られた知見によれば、過温による格納容器からの漏えいはガスケット等から発生する可能性が高く、その際の温度は 300℃程度との知見が得られて」いるとして、D/W 温度が設計温度（138℃）を超えた時点からの漏えいを否定しておきながら、同一の解析の中で、いまだ D/W 温度が 160℃台にすぎないのに、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分頃に D/W 気相部からの漏えいを仮定しており、同一の解析における漏えい基準の取扱いに論理矛盾を来しているというほかない。

さらに、格納容器を貫通する低電圧モジュールのシール材として用いられているエポキシ樹脂は、フランジガスケットよりも耐熱性に劣るため、フランジガスケットに関する上記研究結果の適用範囲外である。

したがって、上記研究結果を根拠に、格納容器内の平均温度にすぎない 138℃を超える時点で格納容器からの漏えいが現実には起こりにくいとするのは、論理の飛躍があると言うほかない。

- ④ 次に、東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析によれば、「3 月 14 日 22 時 40 分頃から急激に上昇し、上昇した D/W 圧力が維持されている挙動については、格納容器の漏えいを仮定しなかったことで、実測値の D/W 圧力の挙動をおおむね再現できる結果が得られた」とし、保安院が公表した前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」も、これを是認している<sup>\*263</sup>。

しかし、連続的に起こる事象進展について、ある仮説によって局所的な説明をなし得たとしても、その仮説によって統一的に説明が困難な場合には、その仮説は、実態とかけ離れたものとするほかなく、事象進展として考えられる可能性の一つにも挙げることはできないはずである。

そして、東京電力が「おおむね再現できる結果が得られた」とし、保安院もこれを是認する D/W 圧力の挙動に関して言えば、その直前の平成 23 年 3 月 14 日 19 時 59 分頃から同日 20 時 03 分頃までの間や更にその前の同日 13 時 24 分頃から同日 18 時頃までの間における D/W 圧力は、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*264</sup>によれば、明らかに低下傾向を示しているにもかかわらず（前掲図表 41、42 及び 43 参照）、この MAAP 解析では、真逆の上昇傾向を示し、全く再現できていない。この点に関し、当委員会がプラントメーカーや東京電力の解析担当者から詳細なヒアリングを実施したものの、何らの合理的な説明もなされなかった。

この頃、D/W クーラーその他の冷却手段を講じた事実はない以上、かかる D/W 圧力の低下については、格納容器からの漏えいがあったと考える以外に、合理的な説明がつかない。

これに対し、東京電力やプラントメーカーは、かかる漏えいを仮定すると、

---

\*263 前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」72 頁参照。

\*264 前掲東京電力 HP 参照。

同日 22 時 10 分頃以降に D/W 圧力が急激に上昇し、上昇した D/W 圧力が維持されている挙動を再現できないというのが、決してそうではない。再現できないのは、単純化された圧力容器破損モデルと不確定な仮定条件に基づく解析結果によって、その頃に圧力容器又はその周辺部に大規模な破損があったことを否定するからである。現に、東京電力の MAAP 解析自体が、1 号機について、格納容器からの漏えい及び圧力容器破損を仮定した上で、3 号機と同様に 0.7MPa abs 台で D/W 圧力が推移する挙動を再現している。

ところが、2 号機については、東京電力及び JNES による各解析によれば、圧力容器破損時間が相当遅いか、圧力容器破損に至らなかったとの解析結果に至っているため、その頃、圧力容器底部の健全性が保たれていたことを前提とせざるを得ない。しかし、そもそも、これらの解析結果である圧力容器破損時間は、解析モデルに大きく影響される上、注水の時期や注水量等の重要な事実につき誤認があると考えられる仮定条件を前提としており、到底是認できるものではない。かかる D/W 圧力の急激な上昇は、圧力容器又はその周辺部に大規模な破損があり、燃料が格納容器下部ペデスタル部に落下したとすれば再現可能と考えられる。

そうすると、格納容器又はその周辺部からの漏えいは、相当早い段階から始まり、その漏えい面積が次第に大きくなり、同日 13 時 24 分頃以降、D/W 圧力が下降する局面に至ったが、同日 21 時 20 分頃以降、圧力容器底部が破損して蒸気が D/W 側に流れ込むだけではなく、格納容器下部ペデスタル部に溶融燃料が落下することによって、その後、D/W 圧力が急上昇した可能性がある。その後、D/W 圧力が 0.7MPa abs 台を推移していることも、圧力容器破損や溶融燃料が格納容器下部ペデスタル部に落下したことによる D/W 圧力の上昇要因と、格納容器からの漏えいによる圧力下降要因とがほぼ均衡を保っていたとすれば説明可能であるし、同月 15 日 7 時 20 分頃以降、D/W 圧力が急低下したのも、その頃に格納容器の漏えい面積が拡大したとすれば説明可能である<sup>\*265</sup>。

- ⑤ さらに、東京電力が指摘した上記仮説の内容自体も疑問が残る。すなわち、4 号機のトラス室の半分程度が水没していたのは、津波到達時に 4 号機 T/B 大物搬入口を全開にしていたことと無関係ではないと考えられ<sup>\*266</sup>、これと、

\*265 保安院は、「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」61 頁で、「格納容器からの一定の漏えいが地震後間もなく発生したと仮定すると、3 月 15 日に格納容器圧力が上昇し約 8 時間にわたって 0.7MPa 以上で推移したと矛盾する。」旨指摘するが、これは、JNES が行う単純化された解析コード、不確かな仮定条件及び誤った前提事実に基づく MELCOR 解析では再現ができなかったというにすぎず、かかる解析の検証もなさないまま、何故「矛盾する」とまで言い切れるのか、極めて疑問である。平成 23 年 3 月 14 日 21 時 20 分頃以降、圧力容器底部破損及び溶融燃料の格納容器下部ペデスタル部への落下が起これば、不十分な代替注水によって格納容器内で大量の蒸気が発生し続ける一方で、過温によって格納容器から漏えいが生じていた可能性を否定することはできず、実現象として起こり得ないとは言えないはずである。

\*266 4 号機 T/B から 4 号機 R/B 地下 1 階へ流れ込んだ水が相当程度あると考えられる。

津波到達時に T/B 大物搬入口が閉められていた 2 号機の場合とは、前提が異なり同列には論じられないと思われる。さらに、4 号機と隣接する 3 号機については、平成 23 年 3 月 13 日 3 時頃以降も当直が R/B 地下 1 階にある RCIC 室に立ち入ることができ、水没していなかったと認められるのであって、4 号機 R/B 地下 1 階のトラス室が水没しているからといって、3 号機よりも更に離れた場所に位置する 2 号機 R/B 地下 1 階のトラス室が水没しているとの推認が及ぶわけではないことは明らかと言わなければならない。

また、2 号機 R/B 地下階トラス室にある S/C が半分程度水没していたとなると、トラス室床から 5m 程度浸水していたことになり、そうすると、RCIC 室も同程度の浸水があったと考えられる<sup>\*267</sup>。しかし、RCIC 室床から 5m 程度浸水があったとすれば、RCIC ポンプが水没し、正常に動作しなくなるのではないかといった疑問が生じる。

さらに、平成 23 年 4 月 17 日の時点で、2 号機 T/B 地下の汚染水は水深 1.2m しかなく、2 号機 R/B 地下の汚染水の水位も同程度であったと考えられるところ、ある時期まで 2 号機のトラス室が床から 5m 程度浸水していたことになると、それらの汚染水がどこからトラス室に入り、同日までにどこに消えて水深 1.2m 程度まで下がったのかといった疑問も生じる。

- ⑥ 2 号機 R/B 地下 1 階について、津波到達後に RCIC や HPCI の電気系統が機能喪失したことや当直の供述から、実際に浸水があった事実を否定するものではないが、これのみによって 2 号機 S/C が除熱されたとして、D/W 圧力、S/C 圧力及び S/C 温度の挙動を説明しようとするから無理が生じるのであり、格納容器からの漏れいも併せて考えれば、ある程度合理的な説明が可能なのではないかとも思われる。

いずれにせよ、国、東京電力及び JNES においては、これらの疑問を踏まえ、2 号機 D/W 圧力及び S/C 圧力の挙動について、圧力容器や格納容器の破損可能性を捨象することなく、更なる検証を進めることを期待する。

(5) 平成 23 年 3 月 15 日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃に確認された異音、衝撃との関係

- ① 発電所対策本部には、平成 23 年 3 月 15 日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃、2 号機 S/C 付近で異音が聞こえたとの情報が入り、加えて、S/C 圧力が 0.000MPa abs を示したとして、当初、2 号機 S/C において爆発的事象が生じた可能性が指摘されていた。
- ② しかし、まず、中間報告Ⅳ 5(3)①記載のとおり、平成 23 年 3 月 15 日 6 時頃、3/4 号中央制御室における当直業務引継のため、新たに引き継ぐ当直が 3/4

---

\*267 2 号機のトラス室への浸水に関し、RCIC 室の水かさが増していることを根拠の 1 つに挙げている以上、トラス室と RCIC 室が隔絶されていないことを前提とする仮説であり、そうであれば、RCIC 室も、トラス室と同程度の浸水があったと考えなければ説明がつかない。

号サービス建屋に入ったところで衝撃音が聞こえ、その後免震重要棟に引き返す際、それまで整理されていた道路には、瓦礫等の障害物が散乱し、4号機 R/B 上部階が損傷していることが確認された。

また、2号機 S/C 付近での異音という情報についても、1/2号中央制御室から見て2号機側から異音が聞こえ、衝撃があったというだけであり、それが2号機 S/C 付近なのか、3号機あるいは4号機なのか定かではなかった。

そして、当時、発電所対策本部、1/2号中央制御室及び3/4号中央制御室にいた者の各供述によれば、同日6時から同日6時12分にかけての頃、異音や衝撃を感じた機会は一度だけであり、例えば、同日6時頃に1度異音や衝撃を感じ、同日6時12分頃になって再度異音や衝撃を感じたという者はいない。

- ③ さらに、東京電力が、福島第一原発敷地内に設置された5つの地点の地震観測記録計データを分析した結果、平成23年3月15日6時12分15秒頃に、P波（縦波）とS波（横波）の到達時間の差が1秒以内と短い振動、すなわち、地震動ではなく爆発によるものと思われる振動がいずれにも計測されていた<sup>\*268</sup>。そして、かかるデータ計測結果に基づき、上記5つの地震観測地点における爆発振動到達時刻を特定すると、2号機で爆発があったと仮定した場合、各地震観測地点と2号機との間の距離に応じた爆発振動到達時刻とはならず、不規則となる。他方、4号機で爆発があったと仮定した場合、各地震観測地点と4号機との間の距離に応じた爆発振動到達時刻となり、同心円状に振動が伝達された様がよく表現される<sup>\*269</sup>。

- ④ そうすると、まず、1/2号中央制御室及び3/4号中央制御室の当直の供述によれば、平成23年3月15日6時から同日6時12分にかけての頃に確認された異音や衝撃は一度の機会であったと認められる以上、その異音や衝撃が感じられた時刻は、地震観測記録計データが示すとおり、同日6時12分頃であったと認められる。そして、このことは、当直が同日6時12分頃に異音を聞いた後に発電所対策本部発電班に電話報告をしたと考えれば、発電所対策本部発電班のメモ書きに、「6°14' 爆発音あり」と手書きで記載されていることとも整合的である。

さらに、2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*270</sup>によれば、異音や衝撃が感じられた時刻よりも前である同日6時2分頃と同日6時10分頃の2度にわたり、既にS/C圧力計が0.000MPa absを示していたとして記録されている。実際に計測を担当した当直の供述によれば、このとき、このS/C圧力計は測定範囲下限を下回ってダウンスケールしていたと考えられるが、いずれにせよ、この異音や衝撃が感じられたことと、S/C圧力計がダウンスケールしていたこ

---

\*268 資料Ⅱ-2-7 参照。

\*269 地震観測記録データに記録された振動の振幅・周期から直ちに爆発規模を推し量れるものではないが、それでも、爆発の影響による振動の時期について特定することは可能である。

\*270 前掲東京電力 HP 参照。

ととの因果関係は薄いと考えるのが自然である<sup>\*271</sup>。

以上から、同日 6 時 12 分頃に確認された異音や衝撃の原因は、4 号機 R/B 爆発によるものと考えられ、この頃、2 号機 S/C で何らかの爆発的事象が生じたことの根拠とはなり得ない。

- ⑤ もっとも、このことは、平成 23 年 3 月 15 日 6 時 12 分頃に 2 号機 S/C で爆発的事象が生じたことまでは言えないことを意味するのみであって、その前後で 2 号機 S/C の健全性を肯定する趣旨ではない。

むしろ、2 号機の格納容器又はその周辺部には、同月 14 日 13 時 45 分頃から同日 18 時 10 分頃までの間、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が十分認められ、それ以降も、更に大きな損傷が生じていった可能性が極めて高いことは既に述べたとおりであり、このことは、2 号機の S/C の損傷可能性をも含む趣旨である。

## (6) 小括

以上から、2 号機の格納容器又はその周辺部には、地震発生直後から津波到達までの間、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とは認められず、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃に至ってもなお、かかる損傷が生じていた可能性は低いと考えられるが、その後、同日 13 時 45 分頃以降、同日 18 時 10 分頃までの間、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が十分認められ、それ以降も、更に大きな損傷が生じていった可能性が極めて高い。また、福島第一原発正門付近の放射線量測定の結果、同月 15 日 7 時 38 分頃以降、同月 16 日 4 時頃までの間、同月 15 日 9 時頃に測定された 11,930.0  $\mu$  Sv/h をピークに、数百~数千  $\mu$  Sv/h を示しており、この間にも、2 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、環境に大量の放射性物質を放出した可能性が高い。さらに、いずれかの時期に、S/C 又はベント管のいずれかの箇所破損が生じていた可能性が高い。

そして、かかる損傷が生じた箇所は、S/C 又はベント管のほか、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、

---

\*271 平成 23 年 3 月 15 日 6 時頃、発電所対策本部では、テレビ会議システムを通じて、東京電力本店に訪れていた菅直人総理大臣（当時）らの動向を見ていたため、同日 6 時 2 分頃及び同日 6 時 10 分頃に計測された S/C 圧力の情報が、その時点では発電所対策本部全体で随時共有されていなかった。その後、同日 6 時 12 分頃、発電所対策本部のある免震重要棟でも強い衝撃があり、次いで、発電班からメインテーブルに、「S/C 圧力がゼロになった。」旨の情報がもたらされたため、発電所対策本部内では、「衝撃とほぼ同時に S/C 圧力がゼロになった。」旨の認識となったものと考えられる。

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 原子炉隔離時冷却系 (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 プロセス計算機履歴データ等の記録との関係

① 2号機の記録計チャート<sup>\*272</sup>、アラームタイプ<sup>\*273</sup>、プロセス計算機アラームプリンタ<sup>\*274</sup>、過渡現象記録装置データ<sup>\*275</sup>及び当直引継日誌によれば、2号機のRCICについて、以下の運転実績が認められる。

まず、平成23年3月11日14時50分頃、RCICタービンが起動し、RCIC起動信号が発信されてRCICが作動したが、同日14時51分頃に「原子炉水位高」信号が発信されてRCICが停止した。その後、同日15時2分頃、再度、RCICタービンが起動後すぐに、RCIC起動信号が発信されてRCICが正常に起動し、25~30ℓ/s前後のポンプ吐出流量、8MPa gage弱のポンプ吐出圧力、タービン回転数毎秒2000~4000回転以上で運転が継続された。そして、同日15時25分から26分にかけての頃、当直は、流量を調節するため、RCIC注入弁を閉めてバイパスラインからCSTに水を戻すラインに変更したが、同日15時28分頃、SR弁の逃し弁機能が動作した際に水位がL-8ラインを超えて「原子炉水位高」信号が発信され、再びRCICが停止した。

同日15時39分頃、当直は、再度、手動起動(クイックスタート)によって、RCICポンプを起動し、注入弁を再度開いてRCICを作動させた。

② 2号機のプロセス計算機履歴データ<sup>\*276</sup>によれば、平成23年3月11日15時40分頃以降、ポンプ吐出流量が激しく昇降を繰り返し、同日15時43分頃以降、タービン回転数がマイナス領域に陥っている。これらは、津波の影響で電源喪失していく過程で電流・電圧が変動を来し、正確な計測が不能となった可能性がある。

③ 2号機プロセス計算機履歴データ<sup>\*277</sup>及びアラームタイプ<sup>\*278</sup>によれば、平成23年3月11日15時43分頃、RCIC起動信号及びRCICタービン起動信号がオフとなっている。これは、その時期からして、津波の影響により電源喪失したことに起因するものと考えられ、2号機のアラームタイプ<sup>\*279</sup>によれば、その後も、RCIC系統流量及びRCICポンプ吐出流量が30ℓ/s前

---

\*272 資料Ⅱ-1-1-19 参照。

\*273 資料Ⅱ-1-1-31 参照。

\*274 資料Ⅱ-1-1-31 参照。

\*275 資料Ⅱ-1-1-31 参照。

\*276 資料Ⅱ-1-1-32 参照。

\*277 資料Ⅱ-1-1-32 参照。

\*278 資料Ⅱ-1-1-32 参照。

\*279 資料Ⅱ-1-1-32 参照。



後を示しているので、流量制御をなし得ないまま RCIC が作動し続けたものと推認できる。

b 当直引継日誌及び当直供述との関係

当直員引継日誌によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 2 分頃、RCIC を起動させ、同日 15 時 7 分頃、注入を開始し、同日 15 時 28 分頃、「原子炉水位高 (L-8)」信号が発信されたことによって RCIC が停止したことが明らかであり、当直も、RCIC の運転操作について、同旨の供述をしている。

c CST 水位との関係

① 2 号機のアラームタイプによれば、CST 水位が、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 48 分 20 秒頃「65.625% 不良」を示し、僅か 3 秒後の同日 14 時 48 分 23 秒頃に「51.71875% 正常」を示し、同日 15 時 40 分 37 秒頃「23.78125% 不良」を示している (図表 57 参照)。

| H23. 3. 11<br>時刻 | CST水位に関する<br>アラーム内容 |
|------------------|---------------------|
| 14:48:20         | 65.625% 不良          |
| 14:48:23         | 51.71875% 正常        |
| 15:40:37         | 23.78125% 不良        |

図表57 2号機 アラームタイプ上のCST水位  
東京電力「アラームタイプ」  
(平成23年5月)を基に作成

② まず、図表 57 の CST 水位の数値の右横に「正常」「不良」の判定が記載されているが、CST 水位の出力範囲は、下限が 0%、上限が 100%であり、上下限值に 1%を超える値が入力された場合、すなわち、CST 水位が-1%を下回り、あるいは 101%を上回った場合に「不良」と判定される。もっとも、計算機の仕組み上、「不良」と認識されると、直前の正常値が記録され、「正常」と認識されると、その「正常」と認識された時点での値が記録されることになる。すなわち、同日 14 時 48 分 20 秒頃に「65.625% 不良」とあるのは、同日 14 時 48 分 20 秒頃に CST 水位の記録が出力範囲を上限逸脱又は下限逸脱し、その直前の正常時の値が 65.625%であったことを意味することになる。同様に、同日 15 時 40 分 37 秒頃に「23.78125% 不良」とあるのは、同日 15 時 40 分 37 秒頃に CST 水位の記録が出力範囲を上限逸脱又は下限逸脱し、その直前の正常時の値が、23.78125%であったこととなる。そうすると、この頃、2 号機の CST 水位は、その記録上、実際の挙動としては考え難いような上下動を繰り返していることになる。

そこで、不良判定された時間帯に着目すると、同日 14 時 48 分 20 秒頃は外部電源喪失と相前後する時間帯であり、同日 15 時 40 分 37 秒頃は非常用 D/G が津波の影響で作動停止となり 6.9kV 母線 2D から電源供給がなされなくなった時間帯と相前後するため、これらは、電源喪失に起因して信号喪失したことによる下限逸脱で不良判定されたものと考えられる。

現に、2 号機のプロセス計算機内に残された CST 水位の記録によれば、地震発生当時、約 68%を示していたが、同日 14 時 48 分頃に 51%程度まで落ち込んですぐに 68%前後の数値まで復帰している。このように水位が一

瞬にして復帰していること自体、実際の CST 水位の挙動とは考えられない。さらに、上記記録によれば、その後、同日 15 時 40 分頃までの間、CST 水位は緩やかに揺れながら下降傾向を示し、同日 15 時 40 分頃に約 66%から約 23%まで急激に落ち込んでいる。このような急激な水位の落ち込みは、およそ実際の CST 水位の挙動とは解し難く、このような挙動を示した時間帯からしても、電源喪失による信号喪失が原因と考えるのが自然である。

- ③ さらに、当時、CST は RCIC の水源となっており、2 号機プロセス計算機履歴データによれば、RCIC の吐出圧力や吐出流量に問題はなく、原子炉水位も安定的に推移している以上、その水源は確保されていたと考えられる。したがって、このことから、CST からの大きな漏えいは考えにくい。
- ④ また、当直のメモ書きによれば、平成 23 年 3 月 12 日 2 時 56 分の欄に、「2 号 CST かたむいているが漏出していない 4,277mm」の記載が認められ、この頃、当直が実際に確認した結果、CST 内には、一定の水位が確保され、漏出が認められなかったことが明らかである。

(2) 平成 23 年 3 月 12 日 2 時頃もなお RCIC は作動しているものの、津波到達後、津波の影響によって制御不能になっていたこと

a プロセス計算機履歴データとの関係

- ① 2 号機プロセス計算機履歴データ<sup>\*280</sup>によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 39 分頃、RCIC ポンプ吐出圧力が 8.0MPa gage 程度を示し、その後、同データ表示期間終期である同日 15 時 50 分までの間、継続的に同程度の RCIC ポンプ吐出圧力を示している。
- ② 2 号機プロセス計算機履歴データ<sup>\*281</sup>によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 39 分頃、RCIC ポンプ吐出流量が毎秒 0~30.0 ℓを上下しながらも、同日 15 時 43 分頃以降、同データ表示期間終期である同日 15 時 50 分までの間、継続的に 31~32 ℓ/s 程度の RCIC ポンプ吐出流量を示している。

b 原子炉圧力との関係

平成 23 年 3 月 12 日 2 時頃から同日 2 時 55 分頃までの間、当直が、2 号機 R/B 内に立ち入り、原子炉圧力計及び RCIC ポンプ吐出圧力計を計測することができており、この頃、原子炉水位が一定程度保たれていたと考えるのが自然である。そして、上記計測の結果、RCIC ポンプ吐出圧力が 6.0MPa gage、原子炉圧力が 5.6MPa gage をそれぞれ示しており、RCIC ポンプ吐出圧力が原子炉圧力を上回る数値を示していたのであるから、RCIC の注水機能は喪失していなかったと考えられる。

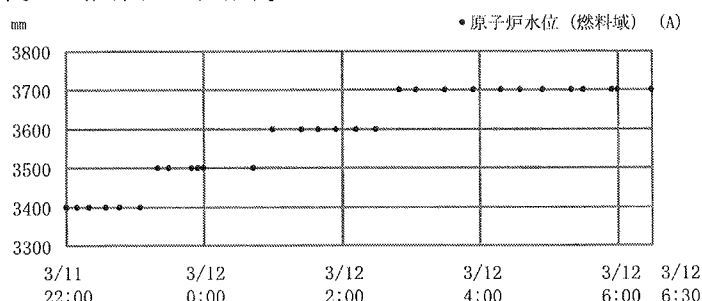
---

\*280 資料Ⅱ-1-1-32 参照。

\*281 資料Ⅱ-1-1-32 参照。

c 原子炉水位との関係

2号機のプラント関連パラメータ<sup>\*282</sup>によれば、平成23年3月11日22時頃に監視可能となった原子炉水位計（燃料域A系）は、それ以降、同月12日6時30分頃までの間、原子炉水位はTAF+3,400~3,700mmを推移しており、密度補正をも考慮に入れば、この頃、原子炉水位はTAF+3,700mmを超えていた可能性が高い（図表58参照）。



図表58 2号機原子炉水位の挙動 (3/11 22:00~3/12 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

d 電源喪失との関係

- ① 津波到達後、1/2号中央制御室におけるRCIC制御用のパネルの電源は失われ、状態表示灯も消えて見えなくなっていた上<sup>\*283</sup>、2号機R/B地下1階に浸水し、RCIC室や直流電源盤の位置関係をも考慮すれば、RCIC制御用の機器・電源が冠水・被水して、制御不能になっていたと推認できる。
- ② 2号機については、津波によってHPCI設備や直流電源盤が被水して制御盤上のHPCI運転・制御用の状態表示灯が消えており、HPCIが起動・制御不能となったと考えられる。

そうすると、2号機R/B地下1階において、RCIC室とHPCI室が隣り合わせの位置関係にあることからすれば、RCIC室内のRCIC制御用の機器・電源が冠水・被水して、制御不能になっていたと考えられる。もっとも、RCICは、注入弁を開として起動直後に電源喪失し、HPCIは、隔離弁を閉として停止状態で電源喪失したことにより、その後のRCIC及びHPCIの作動状態に差異が生じたと考えられる。

(3) 平成23年3月14日9時頃まで、RCICは、制御不能な状態のまま作動していた可能性が高いこと

a RCICの注水機能並びにS/C圧力及びS/C水温との関係

- ① 津波到達後、平成23年3月12日4時にかけての頃、電源喪失に伴い「原子炉水位高」に相当する原子炉水位（L-8）に至ってもRCICが自動停止す

\*282 前掲東京電力HP参照。

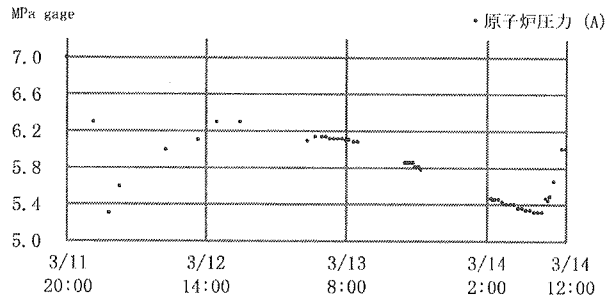
\*283 状態表示灯の電源と駆動用電源は共通のバッテリーを使用している。

ることもない中で、当直は、CST を水源として RCIC を定格流量<sup>\*284</sup> で運転し続けた。そのため、CST 水位が地震発生当初の約 68%から約 30%まで低下していた。そして、同日 4 時から 5 時にかけての頃、当直は、RCIC の水源を CST から S/C に切り替え、その後も RCIC の運転を継続した。その結果、2 号機については、S/C 水温が上昇し、その水温計によれば、同月 14 日 7 時頃に 146℃、同日 12 時 30 分頃に 149.3℃を示した<sup>\*285</sup>（図表 59 参照）。

| H23. 3. 14<br>時刻 | S/C水温<br>(℃) | S/C圧力<br>(MPa abs) |
|------------------|--------------|--------------------|
| 7:00             | 146          | 0.473              |
| 7:30             | 146          | 0.473              |
| 8:00             | 146.5        | 0.474              |
| 9:00             | 146.5        | 0.478              |
| 9:35             | 146.6        | 0.476              |
| 9:45             | 146.6        | 記録なし               |
| 10:00            | 146.6        | 0.480              |
| 10:30            | 146.9        | 0.481              |
| 12:00            | 147          | 0.485              |
| 12:30            | 149.3        | 0.486              |

図表59 2号機 S/C水温・S/C圧力  
東京電力「プラント関連パラメータ」  
(平成23年5月)等を基に作成

他方、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*286</sup>によれば、2 号機の原子炉圧力は、同月 11 日 20 時 7 分頃に 7.000MPa gage を示して以降、同月 14 日 12 時頃までの間、おおむね 5.300~6.300MPa gage を推移しており、かかる原子炉圧力では、SR 弁の逃し弁機能や安全弁機能が動作するような状態にはなかったと考えられる（図表 60 参照）。



図表60 2号機原子炉圧力の挙動 (3/11 20:00~3/14 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

そうすると、2 号機の S/C 内の水温の上昇原因は、RHR による二次冷却機能が果たされないまま、RCIC が作動して S/C 内の水が RCIC のラインを経由して原子炉と S/C の間を循環していたことによるもの以外に考え難く、そうであれば、RCIC が作動し続けていたものと推認できる。

- ② もっとも、平成 23 年 3 月 14 日 7 時頃の時点で、既に S/C 水温が設計温度を超える 146℃を示しており、その頃まで 2 号機の S/C 水温の監視がなされていなかったため、2 号機の S/C 水温が 100℃以上となった時点はなお不明である。

\*284 2 号機 RCIC の定格流量は 95 m<sup>3</sup>/h である。

\*285 2 号機 S/C 水温計は、測定範囲が 0~150℃であり、その後、平成 23 年 3 月 14 日 15 時頃に 130℃を示した後、同日 15 時 40 分頃以降、「点検中」として測定不能に陥っている。

\*286 前掲東京電力 HP 参照。

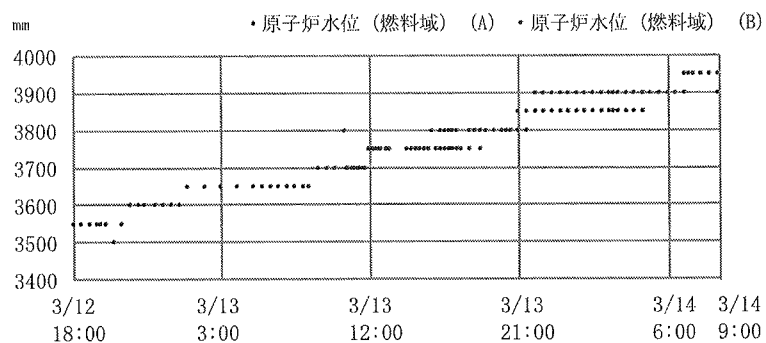
そもそも、S/C 水温が 100℃を超えれば、圧力抑制機能喪失によって、原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第 15 条に基づく報告の対象となる。

実際、福島第二原子力発電所でも、1 号機、2 号機及び 4 号機につき、S/C を水源として RCIC の運転を継続したため、相次いで S/C 水温が 100℃を超えて、同月 12 日 5 時頃、同報告を実施していた。それにもかかわらず、福島第一原発においては、同月 14 日 7 時頃になるまで、2 号機の S/C 水温の監視がなされなかった。

結局、2 号機については、RCIC が S/C を水源として制御不能なまま作動し続けた結果、S/C の圧力抑制機能を次第に喪失していったものと考えられる。

#### b 原子炉水位との関係

2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*287</sup>によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、平成 23 年 3 月 12 日 18 時 30 分頃に TAF+3,500mm を示した後、同日 21 時 30 分頃に TAF+3,600mm、同月 13 日 1 時頃に TAF+3,650mm、同日 8 時 55 分頃に TAF+3,700mm、同日 11 時 55 分頃に TAF+3,750mm、同日 18 時 20 分頃に TAF+3,800mm、同日 22 時頃に TAF+3,850mm、同月 14 日 5 時頃に TAF+3,900mm、同日 7 時 15 分頃に TAF+3,950mm をそれぞれ示し、また、同月 13 日 9 時 25 分頃から計測を開始した燃料域 B 系においても、燃料域 A 系が示す数値に近似する原子炉水位を示していた。（図表 61 参照）。



図表61 2号機原子炉水位の挙動 (3/12 18:00~3/14 9:00)

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

そうすると、2 号機については、同月 14 日 9 時頃に TAF+3,900mm を示すまでの間、代替注水を実施していないにもかかわらず、原子炉水位が上昇傾向を示し、又は変化を示していないことから、RCIC が作動していたと考えるのが自然である。

もっとも、2 号機のプラント関連パラメータによれば、燃料域水位計が示し

\*287 前掲東京電力 HP 参照。

た指示値について、密度補正を行えば、同日 7 時 15 分頃には TAF+5,000mm を超え、RCIC の蒸気配管入口付近まで達していた可能性があるものの、RCIC が作動し続けながらも原子炉水位の上昇が抑制されている。この点については、2 号機の RCIC は電源喪失によって流量制御ができない状況になっていたが、RCIC による注水量が増加して原子炉水位が上昇しすぎると、压力容器から蒸気配管を通じて RCIC のタービンに水が混じった蒸気が供給されてタービン回転数が低下し<sup>\*288</sup>、RCIC による注水量が減少して、原子炉水位の上昇が抑制されることが繰り返されていたものと考えられる。

c 原子炉圧力と RCIC ポンプ吐出圧力との関係

発電所対策本部情報班が録取したメモ書きによれば、平成 23 年 3 月 12 日 2 時 55 分に「2 号 RCIC 運転中確認 吐出圧 6.0MPa 炉圧 5.6MPa」、同日 3 時 55 分に「2 号 CST タンクのレベルが減ってきた、S/C へ切り替える。」、同日 18 時 30 分に「2 号 TAF +3650 D/W 圧力 150kPa(G) RCIC 運転中」、同日 21 時 30 分に「2 号 RCIC 5.3MPa」、同月 13 日 14 時 25 分に「2 号 RCIC 回っている模様。」との記載が認められる。

これらの記載及び当直の供述からすると、当直は、同月 12 日 2 時 55 分頃以降も、不定期に 2 号機 R/B に立ち入り、計装ラックから直接指示計によって読み取り可能な原子炉圧力と RCIC ポンプ吐出圧力とを監視して、RCIC が作動しているのを確認していたと認められる。

(4) 平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃以降、RCIC は、注水機能を減じながら作動していた可能性があるが、遅くとも同日 12 時 30 分頃には、RCIC の注水機能を喪失したと推認できること

a S/C 水温及び S/C 圧力との関係

2 号機の S/C 水温計によれば、S/C 水温は、平成 23 年 3 月 14 日 7 時頃に 146 °C を示し、同日 12 時 30 分頃には 149.3 °C まで上昇し、2 号機の S/C 圧力計によれば、S/C 圧力は、同日 9 時頃に 0.478MPa abs を示し、同日 12 時 30 分頃に 0.486MPa abs まで上昇している（図表 62 参照）。

| H23. 3. 14<br>時刻 | S/C水温<br>(°C) | S/C圧力<br>(MPa abs) |
|------------------|---------------|--------------------|
| 7:00             | 146           | 0.473              |
| 7:30             | 146           | 0.473              |
| 8:00             | 146.5         | 0.474              |
| 9:00             | 146.5         | 0.478              |
| 9:35             | 146.6         | 0.476              |
| 9:45             | 146.6         | 記録なし               |
| 10:00            | 146.6         | 0.480              |
| 10:30            | 146.9         | 0.481              |
| 12:00            | 147           | 0.485              |
| 12:30            | 149.3         | 0.486              |

図表62 2号機 S/C水温・S/C圧力  
東京電力「プラント関連パラメータ」(平成23年5月)等を基に作成

これは、RCIC の作動により、压力容器から流出した高温、高圧の蒸気や RCIC からの排気が S/C 内に流れ込むものの、電源喪失により RHR による S/C 冷却がなされなかったため、S/C 水温及び圧力が上昇し

\*288 通常、原子炉水位が L-8 (TAF+5,653mm) に達すれば、「原子炉水位高」信号が発信され、RCIC が停止する仕組みとなっており、原子炉水位が RCIC の蒸気配管入口を超えることはないが、電源喪失によって、かかる仕組みは動作しなかったものと考えられる。

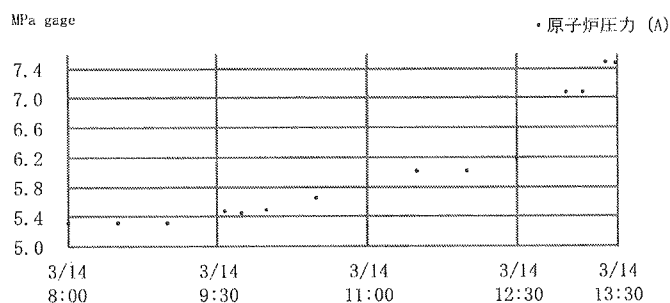
たものと考えられる。

#### b 原子炉圧力と RCIC ポンプ吐出圧力との関係

- ① 平成 23 年 3 月 12 日 2 時頃から同日 2 時 55 分頃までの間、当直が、2 号機 R/B 内に立ち入り、RCIC ポンプ吐出圧力が 6.0MPa gage を示しているのを確認し、その後も 5~6MPa gage 程度の RCIC ポンプ吐出圧力であったことを確認しているが、更にその後になって RCIC ポンプ吐出圧力が飛躍的に上昇するような特段の事情は見当たらない。

そうすると、2 号機の原子炉圧力が 6MPa gage を超えると、原子炉圧力が RCIC ポンプ吐出圧を上回るか、きつ抗するようになって、十分な注水がなされなくなる可能性が高い。

- ② 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*289</sup>によれば、原子炉圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃に 5.310MPa gage を示して以降、上昇傾向に転じ、これに伴って、原子炉圧力と RCIC ポンプ吐出圧力がきつ抗するようになって RCIC による注水量が減少していったと考えられる。さらに、原子炉圧力は、同日 12 時 30 分頃に 6.188MPa gage、同日 13 時頃に 7.065MPa gage を示している（図表 63 参照）。



図表 63 2号機原子炉圧力の挙動 (3/14 8:00~3/14 13:30)

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

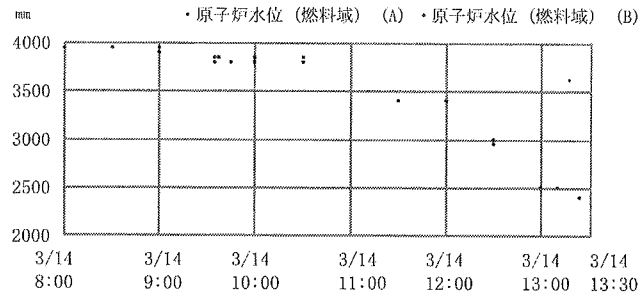
2 号機については、原子炉圧力が上昇傾向に転じる一方で、これに応じて RCIC ポンプ吐出圧力が十分上がらず、RCIC ポンプ吐出圧力と原子炉圧力との間の差圧も小さくなって注水量自体が減少していき、次第に注水機能を喪失させていったものと考えられる。

RCIC ポンプ吐出圧力が十分上がらなかった要因としては、例えば、RCIC の蒸気配管を通じて、圧力容器側から RCIC のタービンに水を含む蒸気が流れ込んでタービン回転数が低下したことや、S/C 水温の上昇によって蒸気の凝縮機能が低下し、RCIC タービンから S/C に蒸気が抜けにくくなり、これに伴って、圧力容器から蒸気配管を通じて RCIC タービンに流れ込む蒸気流量が低下してタービン駆動源がなくなっていったことが挙げられる。

\*289 前掲東京電力 HP 参照。

そして、遅くとも同日 12 時 30 分頃には、原子炉圧力が RCIC ポンプ吐出圧力を上回り、原子炉への注水がなされなくなったと考えられる。

現に、2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*290</sup>によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、同日 9 時頃に TAF+3,900mm を示して以降、同日 12 時 30 分頃には TAF+2,950mm、同日 13 時頃には TAF+2,500mm と、明らかな低下傾向を示している（図表 64 参照）。



図表 64 2号機原子炉水位の挙動 (3/14 8:00~3/14 13:30)

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

もともと、同日 9 時 57 分から同日 13 時にかけての頃、CAMS によって複数回計測されたガンマ線量率からすれば、2 号機の炉心損傷割合はいずれも 0~5%未満の範囲を超えておらず<sup>\*291</sup>、この時点ではまだ、原子炉水位が下降傾向にあるものの炉心露出・損傷にまでは至っていないと考えられる。

### c 原子炉水位との関係

2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*292</sup>によれば、原子炉水位は、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃に燃料域 A 系が+3,900mm、燃料域 B 系が+3,950mm を示して以降、低下傾向に転じている。

これは、原子炉水位計に用いられる基準面器と圧力容器を接続する配管入口<sup>\*293</sup>を上回る水位を確保していたものの、RCIC の注水機能の低下に伴って原子炉水位が低下していき、基準面器の圧力容器側入口を下回ったため、原子炉水位計の指示値に変化が生じ始めたものと考えられる。

そして、同じく 2 号機のプラント関連パラメータ<sup>\*294</sup>によれば、原子炉水位は、それぞれ燃料域 A 系、B 系の順に、同日 11 時 30 分頃に TAF+3,400mm、+3,400mm、同日 12 時 30 分頃に TAF+2,950mm、+3,000mm、同日 13 時頃に TAF+2,500mm、+2,500mm と低下傾向が顕著となっており（前掲図表 64

\*290 前掲東京電力 HP 参照。

\*291 さらに、CAMS 測定結果によれば、この頃、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれよりも圧倒的に小さい。

\*292 前掲東京電力 HP 参照。

\*293 TAF+5,936mm 付近に位置する。

\*294 前掲東京電力 HP 参照。



参照)、遅くとも同日 12 時 30 分頃には RCIC の注水機能も喪失していたと推認できる。

#### (5) 小括

したがって、2 号機の RCIC は、地震発生直後から作動している以上、その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。そして、津波到達により、隔離弁の駆動用電源や「原子炉水位高」による起動停止信号等の運転、制御に必要な直流電源を喪失したが、隔離弁自体は、電源喪失時の開閉状態のまま維持される仕組みであったので、RCIC は、制御不能のまま作動し続けた。

その後、平成 23 年 3 月 12 日 4 時から 5 時にかけての頃、当直が、RCIC の水源を CST から S/C に切り替えたものの、RHR による冷却がなされなかったが故に、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇した。そのため、S/C の圧力抑制機能が低下して蒸気が十分凝縮しなくなって、RCIC タービンから S/C に蒸気が抜けにくくなり、それに応じて、原子炉から蒸気配管を通じて RCIC タービンに流れ込む蒸気流量も低下していった可能性がある。また、RCIC の蒸気配管を通じて、圧力容器側から RCIC のタービンに水を含む蒸気が流れ込んでタービン回転数が低下した可能性もある。そして、同月 14 日 9 時頃以降、RCIC のタービン回転数が低下していく中で、原子炉圧力が上昇し、次第に RCIC による注水量が低下していき、遅くとも同日 12 時 30 分頃までには注水機能が喪失したと認められる。

## 4 HPCI

(1) 地震発生直後、津波到達までの間、HPCI 設備、配管には、その機能を喪失するような重大な損傷が生じた可能性は低いこと

a 原子炉圧力、原子炉水位、D/W 圧力及び D/W 温度との関係

① 2 号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*295</sup>及び記録計チャート<sup>\*296</sup>によれば、地震発生直後、電源喪失までの間、2 号機の原子炉水位及び原子炉圧力は、RCIC が起動や停止、SR 弁の開閉が繰り返されるのに応じて、昇降を重ねつつ、一定程度に保たれており、HPCI 設備や配管の破断による圧力容器からの蒸気の大量流出は認められない。

② 2 号機の記録計チャート<sup>\*297</sup>によれば、地震発生直後の D/W 圧力は、6kPa 弱の上昇しか示しておらず、これは外部電源喪失による格納容器空調停止に伴う格納容器内の温度上昇に伴うものと認められ、格納容器内での HPCI 配管破断を疑わせるような急激な圧力及び温度の上昇は認められない。

---

\*295 資料Ⅱ-1-1-19 参照。

\*296 資料Ⅱ-1-1-19 参照。

\*297 資料Ⅱ-1-1-21 参照。

b 現場対処との関係

- ① 地震発生直後、1/2号中央制御室において、当直がHPCIを含むECCSの警報及び状態表示灯を確認した際、異常を示すものではなく、HPCIが運転可能なものと認識していた。
- ② 地震発生直後、当直は、原子炉水位や原子炉圧力といったプラント関連パラメータや破断警報が出ていないことなどから、2号機においてLOCAが起きているわけではないと判断し、RCICで十分水位が確保できていたので、HPCIを起動させることはなかった。
- ③ 当直は、平成23年3月11日20時頃以降、2号機R/Bに立ち入り、原子炉注水ラインの構成作業に従事している上、その際に建屋内が白いもやで満たされていた状況にあったと供述する者は見当たらない。そうすると、遡って、地震発生直後に建屋内が同様の状況にあったとも考え難い。

c HPCI 起動実績との関係

地震発生直後、HPCI配管のうち隔離された配管部分についての破断や、それ以外の配管・設備であっても圧力容器の圧力、水位の低下を来すには至らない程度の小破断・破損に関しては、HPCIを起動していない以上、これがなかったと断ずることまではできない。

さらに、地震発生直後、津波到達までの間、HPCIを起動していない以上、HPCI駆動用の油ポンプやタービン等に、その注水機能を喪失するような損傷が生じた可能性も完全に否定することまではできない。

(2) 津波到達後、2号機について、すべての直流電源が喪失し、HPCIが起動不能に陥ったこと

a 電源喪失との関係

- ① 2号機HPCIの隔離弁（格納容器の外側）、蒸気入口弁、ポンプ吸込弁、ポンプ吐出弁、最小流量バイパス弁、注入弁及びテストバイパス弁といったHPCIの駆動・制御に必要な弁駆動用電源は、2号機C/B地下1階にある直流250V充電器（2A）から同所にある直流250V主母線盤（2B）及び2号機R/B1階にあるR/B直流250V MCC（2B）分電盤を経て供給されていた<sup>\*298</sup>。

2号機HPCIの隔離弁（格納容器の内側）の駆動・制御に必要な弁駆動電源は、2号機R/B1階にある交流480V R/B MCC（2D）から供給されていた<sup>\*299</sup>。

2号機HPCIの計装回路に必要な電源は、2号機C/B地下1階にある直流125V充電器（2A）及び同充電器（2B）から同所にある直流125V主母線盤

---

\*298 資料Ⅱ-1-1-33 参照。

\*299 資料Ⅱ-1-1-33 参照。

(2A) 及び同主母線盤 (2B) 並びに 2 号機 C/B1 階にある直流 125V 分電盤 (2A-1)、同分電盤 (2B-1)、2 号機 T/B 地下 1 階にある直流 125V 分電盤 (2A-3) 及び同分電盤 (2B-3) を経て供給されていた<sup>\*300</sup>。

2 号機 HPCI の論理回路に必要な電源は、2 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V 充電器 (2B) から、同所にある直流 125V 主母線盤 (2B) 及び 2 号機 C/B1 階にある直流 125V 分電盤 (2B-1) を経て供給されていた<sup>\*301</sup>。

2 号機 HPCI 補助油ポンプの駆動・制御に必要な電源は、2 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V 充電器 (2B) から、同所にある直流 125V 主母線盤 (2B) 及び 2 号機 R/B1 階にある R/B 直流 125V MCC (2B) 分電盤を経た供給されていた<sup>\*302</sup>。

これらのうち、2 号機 C/B1 階にある直流 125V 分電盤 (2A-1) 及び同分電盤 (2B-1) は被水せず、2 号機 R/B1 階にある R/B 直流 250V MCC (2B) 分電盤及び R/B 直流 125V MCC (2B) 分電盤も被水しなかった可能性がある。しかしながら、2 号機 C/B 地下 1 階にある直流 250V 充電器 (2A)、直流 125V 充電器 (2A) 及び同充電器 (2B)、直流 250V 蓄電池、直流 125V 蓄電池 (2A) 及び同蓄電池 (2B)、直流 250V 主母線盤 (2B)、直流 125V 主母線盤 (2A) 及び同主母線盤 (2B) 並びに 2 号機 T/B 地下 1 階にある直流 125V 分電盤 (2A-3) 及び同分電盤 (2B-3) は、いずれも津波の影響によって被水した。

いずれにしても、補助油ポンプの駆動電源たる直流電源が喪失し、タービン止め弁及び加減弁の開動作ができなくなったため、HPCI が使用不能になったと考えられる。

- ② この頃、制御盤上、HPCI のポンプ、隔離弁等の HPCI 設備に関する状態表示灯が消灯しており、これらの遠隔手動操作が不能となった。

#### b HPCI 起動実績との関係

現に、一連の事故対処の中で、2 号機の HPCI の起動実績がない。

### (3) 小括

したがって、2 号機の HPCI は、地震発生から津波到達までの間に、その機能を喪失するような損傷が生じていた可能性は低いですが、遅くとも津波到達後には、すべての電源が喪失したことにより起動不能に陥ったと認められる。

---

\*300 資料 II-1-1-33 参照。

\*301 資料 II-1-1-33 参照。

\*302 資料 II-1-1-33 参照。

#### 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<sup>\*303</sup>及び過渡現象記録装置データ<sup>\*304</sup>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<sup>\*305</sup>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<sup>\*306</sup>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<sup>\*307</sup>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<sup>\*308</sup>とRPV下部ヘッド温度<sup>\*309</sup>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。