

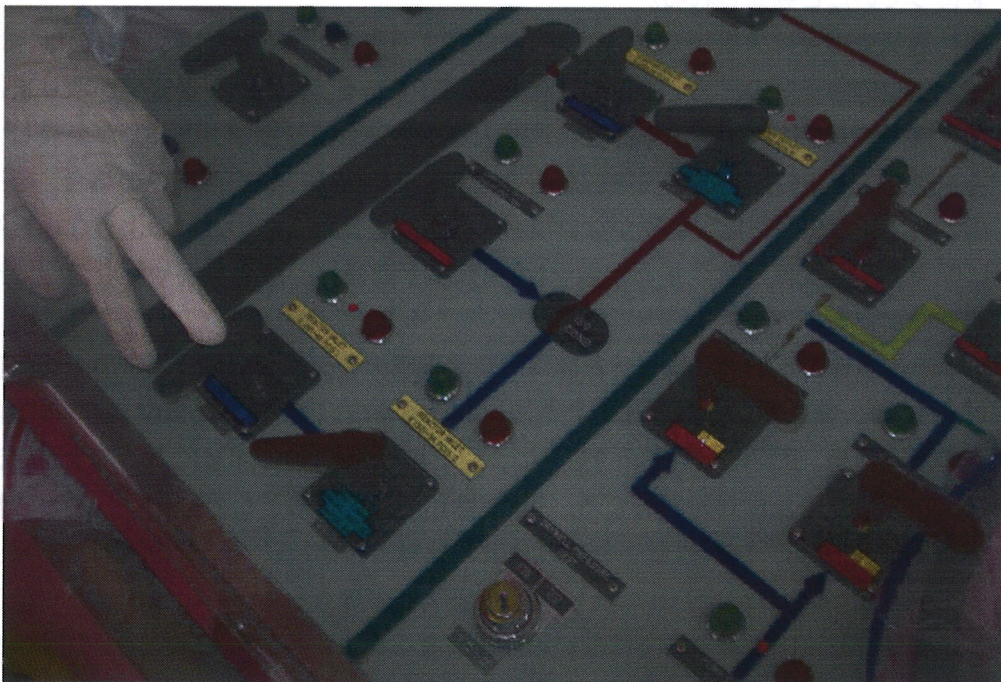
2.2 いくつかの未解明問題の分析または検討

本事故は、地震及び地震に誘発された津波という自然現象に起因するが、事故が実際にどのように進展していったかに関しては、重要な点において解明されていないことが多い。その大きな理由の一つは、本事故の推移と直接関係する重要な機器・配管類のほとんどが、この先何年も実際に立ち入ってつぶさに調査、検証することのできない原子炉格納容器内部にあるからである。しかし東電は、事故の主因を津波とし、「確認できた範囲においては」というただし書きはあるものの、安全上重要な機器で地震により損傷を受けたものはほとんど認められない、と中間報告書に明記し、政府もIAEA（国際原子力機関）に提出した事故報告書に、同趣旨のことを記している。当委員会は、可能な原因的要素を意図的に取捨することなく、安易な対策でよしとする結論を導くことがないように慎重に調査、ヒアリングを行った。事故原因との関連では、特に以下について、今後規制当局や東電による実証的な調査、検証が必要であると認識した。

- 1) スクラム（原子炉緊急停止）の約30秒後に激しい揺れが襲い、50秒以上揺れが続いた。したがって「止める」機能が働いたからといって原子力発電所が地震動で無事だったとはいえない。基準地震動に対するバックチェックと耐震補強がほとんど未了であった事実を考え合わせると、本地震の地震動は安全上重要な設備を損傷させるだけの力を持っていたと判断される。
- 2) 本地震発生直後に大規模な「冷却材喪失事故」（LOCA）が起きていないことは、津波襲来までの原子炉の圧力、水位の変化から明白である。しかし、保安院が取りまとめた「技術的知見について」で独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）が公表しているように、配管の微小な貫通亀裂から冷却材が噴出する小規模のLOCAの場合、原子炉の水位、圧力の変化は、亀裂がない場合とほとんど変わらない。このような小規模のLOCAでも10時間ほど放置すると数十tの冷却材が喪失し、炉心損傷や炉心溶融に至る可能性がある。
- 3) 事故の進展を決定的に悪化させた非常用交流電源の喪失について、東電の中間報告書はもちろん、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（政府事故調）の中間報告書、保安院の「技術的知見について」など全てが「津波による浸水が原因」とし、津波第1波は15時27分ごろ、第2波は15時35分ごろとしている。しかしこれらの時刻は、沖合1.5kmに設置された波高計の記録上の第1波、第2波の時刻であり、原子力発電所への到着時刻ではない。そうすると、少なくとも1号機A系の非常用交流電源喪失は、津波によるものではない可能性があることが判明した。全交流電源喪失は津波による浸水と断定する前に、このような基本的な疑問に対する筋の通った説明が必要である。
- 4) 地震発生当時、1号機原子炉建屋4階で作業していた東電の協力企業社員数人が、地

震直後に同階で起きた出水を目撃していた。この4階には非常用復水器（IC）の大型タンク2基が設置され、IC配管等が取り回されている。当委員会は、出水が5階の使用済み燃料貯蔵プールの地震時のスロッシングによる溢水でないことをほぼ断定しているが、現場調査ができないため、出水元は不明である。

- 5) 1号機のIC（A、B2系統）は、14時52分に自動起動したが、自動起動からわずか11分後、1号機の運転員はICを2系統とも手動で停止した。この手動停止に関して、東電は一貫して、「操作手順書で定める原子炉冷却材温度変化率55°C/hを順守できないと判断」したからと説明してきた。また政府事故調の報告書にも政府のIAEAへの報告書にもそのように記された。しかしICの手動停止に関わった複数の運転員から、原子炉圧力の降下が多いのでIC系配管や他の配管から冷却材が漏れていないかどうかを確認するためICを止めた、との説明を得た。運転員の説明は合理的で判断は適切であるのに対して、東電の説明は合理性を欠いていると考えられる。
- 6) 1号機の逃がし安全弁（SR弁）に関しては、事故時、必要なときにそれが実際に作動したことを裏づける弁開閉記録が存在しない（2、3号機には存在する）。さらに、2号機の場合は、中央制御室や現場でSR弁の作動音が頻繁に聞こえたが、1号機の運転員の中に1号機のSR弁の作動音を耳にした者は一人もいないことも分かった。以上から、実は1号機のSR弁は作動しなかったのではないかという疑いが生まれる。もしそうであれば、1号機では地震動による小規模のLOCAが起きていた可能性がある。



※平成24（2012）年3月6日 福島第一原子力発電所現地調査時に撮影
1号機のIC弁操作盤

2.2.1 東北地方太平洋沖地震による福島第一原発の地震動

本地震による福島第一原発の地震動（揺れ）は、敷地の1～4号機側の基盤において、最大加速度も振動継続時間も、耐震設計の基準とする地震動を上回った。運転中だった1～3号機の原子炉は自動的にスクラム（原子炉緊急停止）したが、その約30秒後に激しい揺れが襲い、想定を大きく超える長時間（50秒以上）続いた。したがって、「止める」機能が働いたからといって、原発が地震動で無事（「冷やす」機能と「閉じ込める」機能も保持された状態を指す）であったとはいえない。保安院は地震動によっても安全機能を保持できる状態にあったと推定しているが、根拠が非論理的で説得力はない。基準地震動に対するバックチェックと耐震補強がほとんど未了だった事実を考え合わせると、本地震の地震動は、むしろ、安全上重要な機器、配管系を損傷する力を持っていたと判断される。

1) 地震の概要

3月11日14時46分ごろ、東北地方の東方沖でマグニチュード（M）9.0の地震が発生した（気象庁が「平成23年東北地方太平洋沖地震」と命名。以下「本地震」と呼ぶ）。

震源（地下の断層運動の出発点）は宮城県牡鹿半島の東南東約130kmの深さ24km付近であるが、断層運動は北方及び南方に拡大し、震源断層面は南北の長さ約450km、東西の幅約200kmに達した。断層運動の完了までに要した時間は約180秒に及び、その間中、地震波を放出した。

その結果、広い範囲で激しい揺れ（地震動）が長時間続き、各地の震度（揺れの強さ）は、最大が宮城県栗原市の7で、北海道東部から中部地方までが震度4以上となった。

また、海底の激しい隆起によって大津波が発生し、岩手・宮城・福島県で特に波高が高かった。本地震による災害が「東日本大震災」であるが、約2万人の死者・行方不明者の大部分が津波によるものであった。

本地震により福島第一原発も震度6強（最寄りの双葉町新山の計測震度が6.1）の激しい地震動に見舞われるとともに、揺れから約40分して津波が襲来し、さらに約10分後に大津波に襲われた。また、東電のGPS測量等によると敷地全体が約60cm沈降した¹¹⁰。津波については後で述べるので、ここでは地震動に論点を限定することとする。東電並びに政府事故調の中間報告は地震動について簡単に触れているだけであるが、重要な機器、配管系が地震動で損傷したか否かを検討する上で、その性状を正しく把握することが極めて重要である。

2) 原子炉建屋基礎版上の揺れ

東電の報告¹¹¹により、1～6号機の原子炉建屋の基礎版¹¹²上で観測された最大加速度値と、基

¹¹⁰ 保安院「平成23年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価について～中間取りまとめ～」（平成24（2012）年2月16日）<http://www.meti.go.jp/press/2011/02/20120216003/20120216003-2.pdf>（平成24（2012）年5月3日最終閲覧）

¹¹¹ 東電「福島第一原子力発電所における平成23年東北地方太平洋沖地震時に取得された地震観測記録の分析に係わる報告」（平成23（2011）年5月16日）http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110516ab.pdf（平成24（2012）年5月3日最終閲覧）

¹¹² 1～5号機は地下1階、6号機は地下2階の、いずれも建屋基礎床。

準地震動Ss¹¹³に対する原子炉建屋基礎版の揺れの最大値（最大応答加速度値）¹¹⁴を、「表2.2.1-1」に示す。観測された加速度応答スペクトルと、基準地震動に対して計算された加速度応答スペクトルの比較（1～3号機）は別に掲げる（【参考資料2.2.1-2】参照）。なお、本地震当時の福島第一原発の地震観測点の配置に関しては【参考資料2.2.1-1】を参照されたい。

号機 (観測点名)	観測された最大加速度値			基準地震動Ssに対する最大応答加速度値		
	南北(NS)方向	東西(EW)方向	上下(UD)方向	南北(NS)方向	東西(EW)方向	上下(UD)方向
1号機(1-R2)	460	447	258	487	489	412
2号機(2-R2)	348	550	302	441	438	420
3号機(3-R2)	322	507	231	449	441	429
4号機(4-R2)	281	319	200	447	445	422
5号機(5-R2)	311	548	256	452	452	427
6号機(6-R2)	298	444	171	445	448	415

(単位: Gal)

表2.2.1-1 東北地方太平洋沖地震による福島第一原発各号機の原子炉建屋基礎版上の最大加速度値と、基準地震動Ssに対する最大応答加速度値の比較¹¹⁵

「表2.2.1-1」によれば、2、3、5号機の東西方向の最大加速度値が、最大応答加速度値をそれぞれ25%、15%、21%上回っている。東電の中間報告書は、観測値が「最大応答加速度を一部超えたものの、ほとんどが下回った」、また応答スペクトルについては「一部周期帯において基準地震動Ssによる応答スペクトルを上回ったが、概ね同程度であることを確認した」として、「今回の地震動は設備の耐震評価の想定と概ね同程度のものであったと言える」と述べ、問題がないかのように記している。しかし、基準地震動に対する応答加速度を下回るのが当然で、一部でも上回ることは耐震設計上あってはならないことである。

さらに大きな問題がある。それは、「表2.2.1-1」に観測値を掲げた地震計が、全18成分とも、観測システムの不具合によって記録開始から130～150秒程度で記録が中断していることである¹¹⁶（「図2.2.1-1(d)」が一例）。これについて東電の報告は、6号機原子炉建屋基礎版上では近接した別の地震計で完全な記録が得られており、両者の加速度時刻歴波形並びに応答スペクトルを比較すると、最大加速度値及び応答スペクトルの両方がおおむね同程度となっていることから、記録中断は大きな問題にはならないと述べている¹¹⁷。

¹¹³ 「1.1.5」を参照。

¹¹⁴ Ss-1～Ss-3に対して計算された応答値のうちの最大の値。

¹¹⁵ 東電「福島第一原子力発電所における平成23年東北地方太平洋沖地震時に取得された地震観測記録の分析に係わる報告」（平成23（2011）年5月16日）

http://www.tepco.co.jp/press/betull_j/images/110516ab.pdf（平成24（2012）年5月3日最終閲覧）

¹¹⁶ 東電「福島第一原子力発電所における平成23年東北地方太平洋沖地震時に取得された地震観測記録の分析に係わる報告」（平成23（2011）年5月16日）

http://www.tepco.co.jp/press/betull_j/images/110516ab.pdf（平成24（2012）年5月3日最終閲覧）

¹¹⁷ 保安院「平成23年東北地方太平洋沖地震による福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価について～中間取りまとめ～」（平成24（2012）年2月16日）

しかしそれは、時刻歴波形（東電の報告参照）から明らかなように、記録中断後の揺れが比較的小さいからである。5、6号機側と1～4号機側では、「3）b.」で述べるように地下構造や地盤増幅特性が少し違って揺れ方が異なる可能性があり、仮に6号機で記録中断の影響が小さかったとしても、1～4号機でも問題がないとはいえない。後ほど「4）」で検討するように、1号機ではむしろ大きな問題ではないかと考えられる。

3) 敷地基盤の地震動

a. 1～4号機側では基準地震動を超えた

「図2.2.1-1」の（a）は、敷地南部（1～4号機側）の「自由地盤系南地点」の0.P.（小名浜港工事基準面）-200mにおけるEW（東西）方向の観測波形¹¹⁸である（同地点の鉛直断面は【参考資料2.2.1-3】参照）。この深さは、基準地震動を策定した解放基盤表面¹¹⁹（0.P.-196m）とほぼ同じだが、この観測波形を基準地震動の波形と比べるためには「はぎとり解析」という作業を経る必要がある¹²⁰。

「図2.2.1-1」の（b）に「はぎとり波」のEW方向を示す¹²¹。図の（c）には、比較のために基準地震動Ss-2H（Ss-2の水平成分）¹²²を示す。「はぎとり波」の最大加速度は675Galであり、基準地震動の600Galを上回っている。（b）と（c）を比較してもう一つ重要な点は、振動継続時間が基準地震動Ss-2Hは全体でも60秒ほど、強い揺れ（300Gal程度以上）は20数秒ほどにすぎない¹²³のに対して、「はぎとり波」では、かなりの揺れが120秒程度、強い揺れに限っても50秒以上続いていることである。これは、原発施設全体に「繰り返し荷重」として厳しく作用し、疲労破壊を起きやすくしたであろう。また「床応答スペクトル」¹²⁴を大きくして原子炉建屋各階の機器・配管系への影響を増大させる傾向を持つ。

敷地北部（5、6号機側）の「自由地盤系北地点」の観測波形についても「図2.2.1-1」

<http://www.meti.go.jp/press/2011/02/20120216003/20120216003-5.pdf>（平成24（2012）年5月25日最終閲覧）も同様のことを記している。

¹¹⁸ 保安院「福島第一・福島第二原子力発電所における平成23年（2011）東北地方太平洋沖地震の地震観測記録の分析について」（平成23（2011）年12月9日）；地震・津波に関する意見聴取会（第6回）配布資料 <http://www.nisa.meti.go.jp/shingikai/800/26/006/6-3.pdf>（平成24（2012）年5月4日最終閲覧）による。

¹¹⁹ 「1.1.4」参照。

¹²⁰ 解放基盤表面は、その上に表層も構造物もないと仮定したのに対して、-200mの観測波は、その上に表層があつて基準地震動とは振動の条件が違うからである。「はぎとり解析」は、観測波形に基づき、上部の地層の影響を取り除いて、-200mの仮想的な地表面がどう揺れるかを求める。この解析には一般にいくつかの問題があるが、本報告書では触れない。解析の結果得られる地震波は「はぎとり波」と呼ばれる。

¹²¹ 保安院「福島第一・福島第二原子力発電所における平成23年（2011）東北地方太平洋沖地震の地震観測記録の分析について」（平成23（2011）年12月9日）；地震・津波に関する意見聴取会（第6回）配布資料 <http://www.nisa.meti.go.jp/shingikai/800/26/006/6-3.pdf>（平成24（2012）年5月4日最終閲覧）による。

¹²² 保安院「耐震設計審査指針の改訂に伴う東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機 耐震安全性に係る評価について（主要な施設の耐震安全性評価）」（平成22（2010）年7月26日） <http://www.nisa.meti.go.jp/genshiryoku/doukou/files/220726-1.pdf>（平成24（2012）年5月26日最終閲覧）による。

¹²³ 「1.1.5」で述べたように、基準地震動にはほかにも、振動継続時間がやや長いSs-1H（最大加速度450Gal）もあるが、状況はSs-2Hとたいして変わらない。Ss-3H（最大加速度450Gal）は振動継続時間がもっと短い。

¹²⁴ 地震動に対する建物の各階の床の振動の応答スペクトル。

と同様の図を作れるが、それについては【参考資料2.2.1-4】を参照されたい。

自由地盤系南地点と北地点の「はぎとり波」と基準地震動の応答スペクトルの比較についても別に掲げる（【参考資料2.2.1-5】参照）。それによると、南地点においては、特にEW方向の「はぎとり波」の応答スペクトルが、3種類の基準地震動を少し超えているのが分かる。

北地点では、時刻歴波形でも応答スペクトルでも、「はぎとり波」はほとんど基準地震動以下に収まっている。

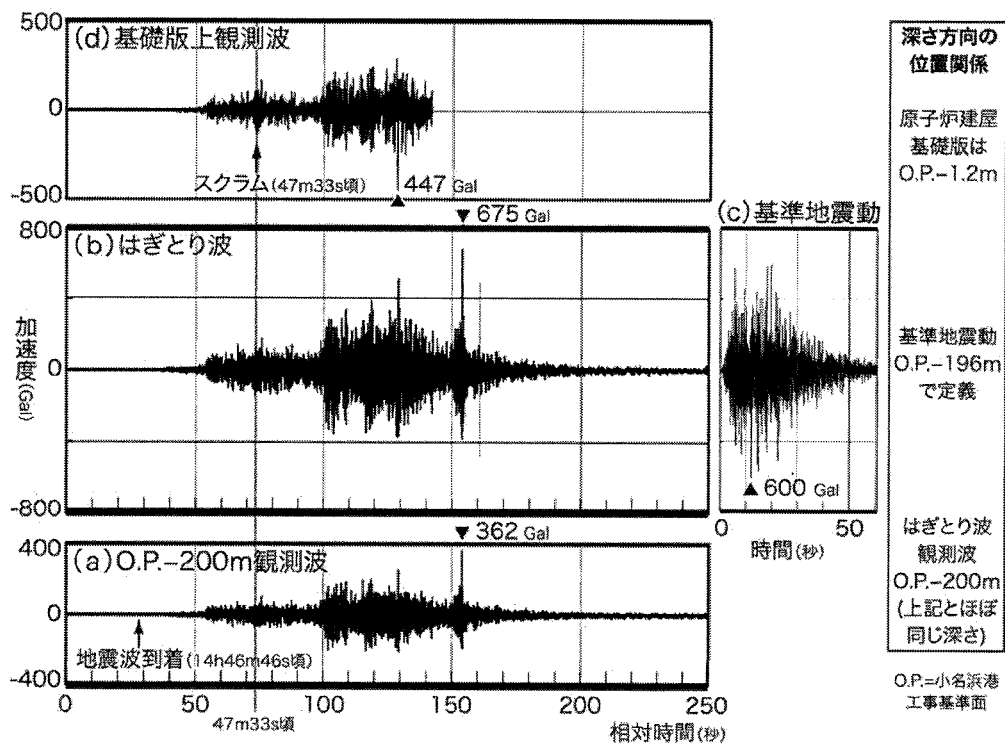


図2.2.1-1 東北地方太平洋沖地震による福島第一原発の揺れと基準地震動の加速度時刻歴波形（一例）※(a)自由地盤系南地点のO.P.-200mの観測波（EW方向）、(b)左記の「はぎとり波」（EW方向）、(c)基準地震動Ss-2H（Ss-2の水平成分）、(d)1号機原子炉建屋基礎版上の観測波（EW方向）。それぞれの出典は本文参照。横軸はある時刻からの経過時間、縦軸は加速度で、ともにスケールをそろえてある。赤い縦線は1号機がスクラムした時刻（(a)、(b)、(d)で共通）。▼又は▲と数字は、それぞれの波形の最大加速度の位置と絶対値。石橋克彦著『原発震災—警鐘の軌跡』（七つ森書館、平成24（2012）年）の図11に加筆・修正。

b. 福島第一原発の地下構造と地盤増幅特性の南北による相違の可能性

【参考資料2.2.1-5】が示す上述の事実は、同じ福島第一原発の敷地内でも、1~4号

機が存在する南部と、5、6号機が存在する北部とでは、1～1.5kmしか離れていないのに、地下構造や地盤増幅特性がやや異なっている可能性を示唆する。このことは、自由地盤系南地点と北地点の各5深度（0.P.-300mから地表付近まで）の地震波形の比較からも分かり、特にEW方向の0.P.-100m以深では南の地震動の方が強い。南北での地震動の差異は保安院¹²⁵も認めている。

北側でも、浅い部分や原子炉建屋基礎版上の最大加速度値は小さくはないので、地下の性状が複雑なほかに、北地点深部の地震計に問題がある恐れも排除はできない。しかしながら、このように考えていくと5、6号機の地震記録や地震応答解析¹²⁶結果をそのまま1～4号機にあてはめることは、厳に慎むべきであろう。

4) スクラム時刻とその後の長時間の激しい地震動

「図2.2.1-1 (d)」にあるように、1号機のスクラムの絶対時刻は3月11日14時47分33秒ごろと推定されている¹²⁷。このスクラム時刻は、「新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会」のもとの「地震、地質・地盤に関する小委員会」における審議¹²⁸からも妥当であると思われる。この(d)において極めて明瞭で重要なことは、激しい揺れが原子炉建屋を襲ったのはそれから30秒ほどたってからだということである。

「図2.2.1-1」の(a)(b)(d)の横軸は、ある時点からの経過時間であるが、時刻をそろえてある(縦軸の加速度のスケールも)。非常に重要なことは、1号機原子炉建屋基礎版上の波形が上記の「2)」で述べたように記録開始から140秒程度で中断しているが、「はぎとり波」の時刻歴から見て、記録中断以降にも強大な加速度が出現している可能性が高いことである。最大加速度が記録開始から150秒以降に生じた疑いもあるが、これに関しては保安院が、「なお、原子炉建屋基礎版上に設置した地震観測装置については、中断以降の時間の範囲においても最大加速度値のみは記録されており、分析の結果、中断記録しか得られていない号機における最大加速度値は、時刻歴データが得られている時間で発生していることを確認した」と記している¹²⁹。ただし、ヒアリング¹³⁰によれば、保安院は東電の説明を書いただけであ

¹²⁵ 保安院「平成23年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価について～中間取りまとめ～」(平成24(2012)年2月16日)

<http://www.meti.go.jp/press/2011/02/20120216003/20120216003-2.pdf> (平成24(2012)年5月3日最終閲覧)

¹²⁶ 「1.1.2 1)」参照。

¹²⁷ 石橋克彦『原発震災―警鐘の軌跡』(七つ森書館、平成24(2012)年)の図1。東電が公表した過渡現象記録装置データの原子炉出力の変化を読み取ったもの。

¹²⁸ 福島第一原発のスクラム時刻等が審議され、委員の質問への回答として東電が8月30日の第27回会合で説明した。そのときの議事録及び配布資料によれば、1号機では47分31秒前後から、2号機では同32秒前後から、3号機では同29秒前後から、それぞれ3.5～5秒以内(仕様値)にスクラムしたであろうという。

<http://www.pref.niigata.lg.jp/genshiryoku/27jisingiji.html> (平成24(2012)年5月4日最終閲覧)を参照

¹²⁹ 保安院「平成23年東北地方太平洋沖地震による福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価について～中間取りまとめ～」(平成24(2012)年2月16日)

<http://www.meti.go.jp/press/2011/02/20120216003/20120216003-5.pdf> (平成24(2012)年5月25日最終閲覧) 28ページ

¹³⁰ 保安院担当者ヒアリング

り、地震観測装置のどのような仕組みによって最大加速度値の正確な取得が実現しているかは確認していないという。

要するに、1号機では、スクラムしてからいったん揺れが少し弱くなったが、30秒ほどたつてから激しい揺れが原子炉建屋を襲い、それが50秒以上の長時間続いたことになる。あるいは、記録中断時に揺れが弱くなったように見えるものが、10秒余の後に再び衝撃的な揺れが襲ってきたともいえる。この状況は、隣接する2～4号機でもほぼ同様であつただろう。この長い激しい揺れの間は何が起きたのかは、あらゆる角度から詳しく調査、検討すべき課題であり、単純に「無事に緊急停止したから原子炉は激しい揺れに耐えた」とはいえないのである。

5) 観測記録による地震応答解析の問題点

保安院¹³¹は、東電から報告された以下のような地震応答解析結果と、5号機の現地調査を根拠として、安全機能保持に関わる重要な機器・配管系の地震動による損傷は、福島第一原発の全号機で生じなかったと推定している。しかしこれは、論理性を欠く杜撰な判断である。

地震応答解析は、全号機において、原子炉建屋、タービン建屋、「止める、冷やす、閉じ込める」機能に係る耐震Sクラスの主要な7施設¹³²、及び追加の6設備¹³³を対象に、各号機の基礎版の観測記録を入力して行われた。その結果、計算値は評価基準値を下回っており、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあつたであろうという。

次に、現地調査が可能で津波及び水素爆発の影響を受けていない5号機を代表号機として、主要7施設以外の耐震Sクラスの全ての機器・配管について一次スクリーニングを行った後、基準地震動Ssに対する地震応答解析を実施した。その結果、一部の配管本体及び配管サポートを除き、計算値は評価基準値を満たしていた。計算値が評価基準値を上回った配管本体及びサポートの部位に関しては、現地で目視調査をしたところ有意な損傷がないことを確認し、安全機能を保持できる状態にあつたと類推したという。しかし、非破壊検査などの詳細調査をしたわけではないから、極めて不確実である（「1.1.5 5）」参照）。

保安院は、記録が中断した観測データを入力地震動として解析に用いることは妥当であるとして上述の判断をしているが、一応地震記録に関する検証を行った6号機だけならともかく、敷地南部の1～4号機については、前に述べたように、これは不適切である。また、特に、5号機より5～7年古くて¹³⁴設計も異なる1号機では、5号機で損傷が認められなかったから1号機でも損傷はなかったであろうなどという類推は全く成り立たない。

¹³¹ 保安院「平成23年東北地方太平洋沖地震による福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価について～中間取りまとめ～」(平成24(2012)年2月16日)

<http://www.meti.go.jp/press/2011/02/20120216003/20120216003-5.pdf> (平成24(2012)年5月25日最終閲覧)

保安院「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ついて」(平成24(2012)年3月28日)

¹³² 耐震バックチェック中間報告と同じで、原子炉圧力容器、主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、残留熱除去系ポンプ、炉心支持構造物、制御棒(挿入性を評価)。

¹³³ 1号機の非常用復水器系配管、同原子炉再循環系配管、同ベント管・ダウンカム・リングヘッド、2号機のベント管・ダウンカム・サブプレッションチェンバ、同炉心スプレイ系配管、3号機の高圧注水系配管。

¹³⁴ 「表1.1.1-1」参照のこと。原子炉設置許可申請日と運転開始日の両方で比較している。

なお保安院は、福島第一原発では耐震バックチェック最終報告書が未提出であり、国の評価もなされておらず、結果として基準地震動Ssに対応した耐震補強工事がほとんど実施されていなかったために、一部の配管本体及び配管サポートの評価（これについては基準地震動Ssの応答スペクトルが用いられた）において計算値が評価基準値を上回った事例があると明記している。「1.1.5」で述べたように、耐震補強工事が実施されていなかったことは1号機ではもったいなく、強度が低かった可能性が高い。したがって、上述の一連の解析や現地調査による判断は、ほとんど意味をなさないといえるであろう。

保安院は、1～4号機の設備・機器等については、プラント・パラメータの分析やプラント挙動解析等によって、基本的な安全機能を損なうような損傷等が生じたことを示す情報は得られていないと述べているが、これは地震動の議論とは別なので、ここでは触れない。「2.2.2」以降で検討される。

6) 余震

本震¹³⁵直後から余震が頻々と発生し、本報告基準日でもまだ活発に続いている。その発生範囲は、岩手県沖から茨城県沖にかけて、本震の震源域にほぼ対応する長さ約500km、幅約200kmであるが、その周辺でも多数の誘発地震¹³⁶が起こっている。余震の詳しい表は【参考資料2.2.1-6】を参照されたい。

ヒアリング¹³⁷によれば、福島第一原発1、2号機の中央制御室においても、本震後、余震で作業がしばしば中断される状況であったという。双葉町新山で震度4を記録した14時51分、54分、58分、15時05分、12分、15分（本報告基準日での最大余震）、25分などの余震であろう。しかし、これらの余震による福島第一原発敷地内の最大加速度はたかだか43Gal以下であり（【参考資料2.2.1-6】参照）、余震の揺れによって機器・配管系の損傷（及び損傷の拡大）が生じた可能性はあまり高くないと推定される。ただし、建屋の上階へいくほど揺れは強くなるから、本震による破損の拡大や新たな損傷の発生に影響を与えた可能性を完全に否定するわけにはいかない。また、本震の地震動、津波、爆発などで破損したり不安定になったりした物体の転倒、落下などへの余震の影響もなかったとはいえないであろう。

2.2.2 地震動に起因する重要機器の破損の可能性

東北地方太平洋沖地震によって福島第一原発は「長く激しい（強い）揺れ」に見舞われた。「2.2.1」で詳しく述べたように、その強さは新指針に基づく基準地震動Ssとほぼ同程度であったとみなせるが、強い揺れの継続時間は例外的に長かった。福島第一原発は、基準地震動Ssに対するバックチェックがなされていないから基準地震動Ssに対する「耐力」を有していたかどうかさえ不明であるが、今回のように揺れの継続時間が長くなると、重要な配管に作用す

¹³⁵ 一般に、時間空間的に集中した顕著な地震活動のなかの最大の地震を「本震（主震）」という。

¹³⁶ 本震の震源断層面（プレート境界面）沿いで発生する直接的余震（狭義の余震）に対して、日本海溝の東側の太平洋プレート内、沈み込んだ太平洋プレート内部、陸のプレート内の浅い部分などで誘発された地震。

¹³⁷ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

る「地震力」の繰り返し回数が多くなり、配管が「金属疲労破壊」を起こさなかったかどうかとも問題になってくる。しかし格納容器の中に入って何が起きたかを調べることはできない。こういう場合、「故障の木解析」(FTA)によって、何は起き得たか、何は起き得なかったか、などをある程度推断することが可能である。独立行政法人原子力安全基盤機構(JNES)が1号機について行ったFTAは、小破口冷却材喪失事故(SB-LOCA)が起きた可能性を、少なくとも理論的には否定できないことを示している。小破口冷却材喪失といえども、長時間放置されると、炉心損傷や炉心溶融へとつながりかねない。以下でそうしたことについて述べる。

1) 小破口冷却材喪失事故(SB-LOCA)について

いうまでもなく、本事故の物理的な原因の調査をきわめて困難なものにしているのは、肝心の事故現場を直接子細に調べられないためである。原因調査の上で知る必要のあることのほとんどが、人が直接立ち入ることのできない格納容器の内部にある。すでに行われているように、格納容器内にカメラや小型ロボットを入れて内部の状況を調べることはできる。しかしあくまで“様子”がわかる程度で、格納容器内を縦横に走る大小さまざまな配管のうちのいずれかが、地震の揺れ(地震動)により、「小破口冷却材喪失事故(SB-LOCA)」(後述)を起こしていたかどうかまでは、とてもわからない。SB-LOCAは、配管に生じた微小な貫通亀裂によって起こり得るが、そのような亀裂は、配管を覆っている断熱材や鋼製カバーをすべて除去した上で、配管の表面を極めて注意深く検査してはじめて見つかるものだが、そのような検査はこの先何年も不可能である。

原子炉圧力容器に直接つながっている大小さまざまな種類の重要な配管——主蒸気管、給水管、再循環系出口配管、再循環系入り口配管、ECCS系配管、IC系配管など——を、本項ではひとまとめに「原子炉系配管」と呼ぶことにする。その原子炉系配管が破損すると、冷却材(軽水)が原子炉外部に噴出する「冷却材喪失事故」(Loss Of Coolant Accident: LOCA)に発展する可能性がある。LOCAの程度は、当然、配管の種類や破損の規模による。大口径の配管が完全破断(ギロチン破断)すれば、大破口LOCA(LB-LOCA)¹³⁸になるし、同じ大口径の配管でも破損が微小貫通亀裂なら小破口LOCA(SB-LOCA)になる。また中間的な中破口LOCA(MB-LOCA)もある。

東北地方太平洋沖地震による地震動によって、1～3号機でLB-LOCAやMB-LOCAが起きなかったことだけはほぼ確かである。そのようなLOCAが起きていたら、原子炉水位や原子炉圧力(炉圧)が短時間で急速に降下しつづけるはずであるが、東電が公表している地震発生後から全交流電源喪失(SBO)までのプラントデータを見るかぎり、そのような降下は見られない。しかし小破口LOCAの場合、原子炉水位も炉圧も急速に降下しない場合があるから、公表されているプラントデータだけから、SB-LOCAが起きたか起きなかったかを断定的に言うことはできない。

¹³⁸ LB-LOCAはLarge Break LOCAの略。またSB-LOCAはSmall Break LOCA、MB-LOCAはMedium Break LOCAの略である。

2) 事故原因分析に有効な「故障の木解析」

格納容器内部に直接入って原子炉系配管の状況を仔細に確認することができないという大きな制約の中、「地震直後のSB-LOCAの可能性」を検討する方法として、特定の原子炉系配管にいくつかの大きさの微小亀裂を想定しながら事故進展解析を行い、その結果を、実際に記録されている原子炉水位や炉圧などと比較照合して、その可能性を検討する「故障の木解析」(FTA: Fault Tree Analysis)がある。

このFTAは、福島第一原発事故の原因的要素を抽出する上で極めて有効であると思われるが、東電は事故発生以来今日まで、FTAに関して(少なくとも公には)一度も言及していない。

一方、保安院は昨年の夏ごろからJNESに依頼してFTAをいくつか試みており、それらの結果は保安院が平成23(2011)年10月に設置した「技術的知見に関する意見聴取会」で議論され、最終的に平成24(2012)年3月にまとめて公表されている¹³⁹。「表2.2.2-1」はJNESが作成したFTA一覧で¹⁴⁰、これは、1号機のICが14時52分に自動起動してわずか11分間でなぜ原子炉圧力が約6.8MPaから約4.5MPaまで急激に降下したのか、その「原子炉急減圧事象」の検討と評価結果の概要である。

一般に、FTAでは、実際に発生した事象(この場合は「原子炉急減圧事象」)を「頂上事象」と呼び、その頂上事象をもたらした可能性のある原因的事象を細かくリストアップし、それらが本当に頂上事象の原因になり得るかを、一つ一つ解析して調べていく。全ての原因的事象を調べるにはかなりの時間と労力が必要なので、可能性の高そうなものから行うのが普通である。

なお、「表2.2.2-1」において、黄色の部分が「頂上事象」、青色の部分が実際に解析された部分を示している。

¹³⁹ 保安院「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」(平成24(2012)年3月28日)

¹⁴⁰ 保安院「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」(平成24(2012)年3月28日) 参考資料219ページ

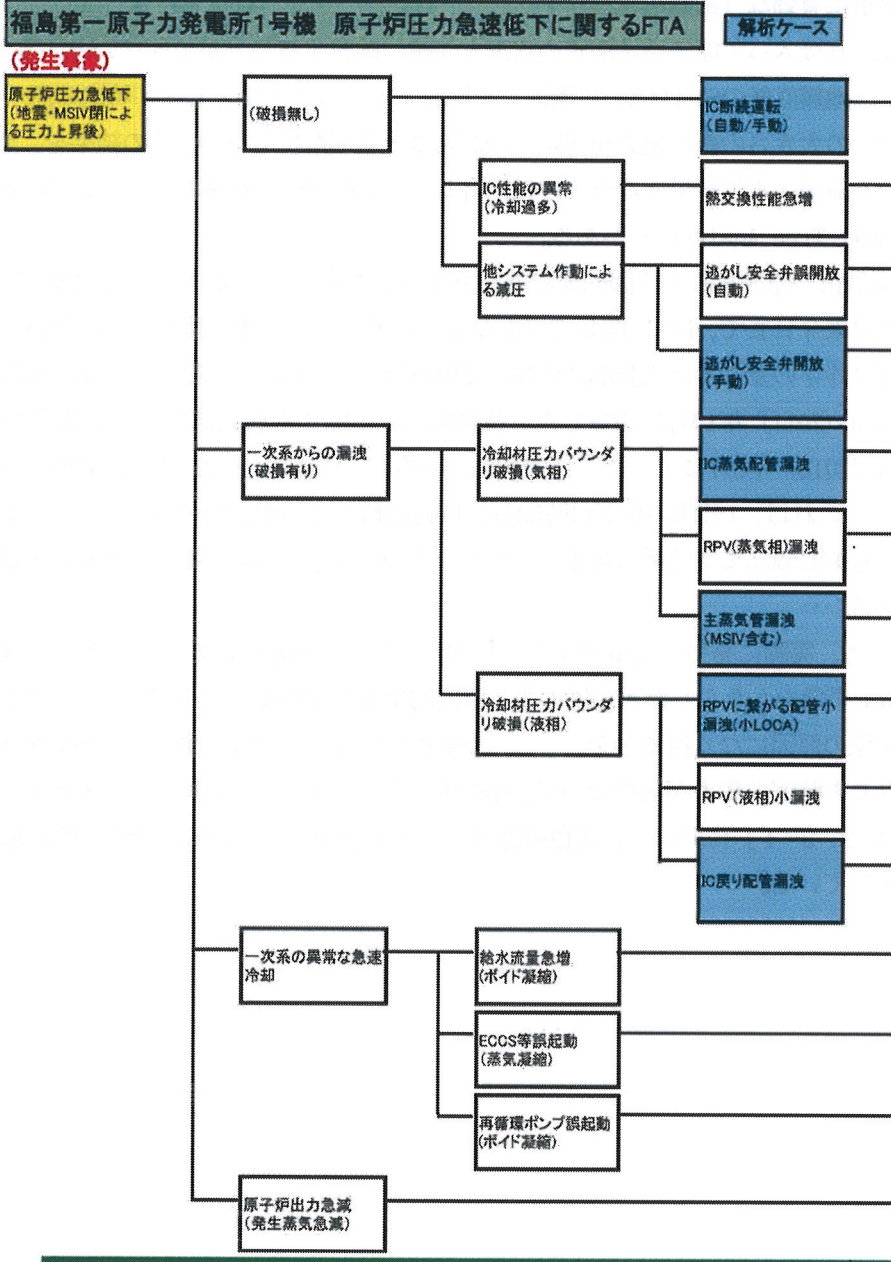


表 2. 2. 2-1 1号機原子炉急減圧に対するFTA

※出典：保安院「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ついて」（平成24（2012）年3月28日）参考資料219ページ

独立行政法人 原子力安全基盤機構

***** 評価結果 *****

(原子炉圧力挙動)	(原子炉水位挙動)
原子炉一次系、及びICの設計情報に基づく各種機器の特性を用いて、原子炉圧力急減が模擬できる	原子炉一次系及びICの設計情報に基づく各種機器の特性を用いて、原子炉水位挙動が模擬できる
(地震による性能向上は考えにくい)	(地震によるIC性能向上は考えにくい)
原子炉圧力は逃し弁の開設定圧に達しておらず、開放しない。(但し過渡現象記録装置の記録無し)	原子炉圧力は逃し弁の開設定圧に達しておらず、開放しない。仮に逃し弁が開放すれば、これに伴い原子炉水位は鋸歯状の応答を示すはずであるが、実機データでは見られていない。
逃し弁開操作を想定して解析した結果、1弁あたり除熱容量がIC1基の容量よりも大きいため、圧力変化はIC作動の場合よりも大きい。また、圧力を一定範囲に保つため頻りに閉閉する必要がある。しかしながら、このような圧力挙動は実機データでは見られていない。	逃し弁開手動操作を想定した解析では、逃し弁開放に伴い原子炉水位は徐々に低下する。しかしながら、実機データではこの傾向は見られない。
気相部(IC蒸気配管)からの小漏洩を想定した解析では、ICでの熱交換量が減少するが、蒸気漏洩による除熱のため原子炉圧力の低下量は大きい。また、MSIV閉鎖後の圧力上昇は緩やかとなる。	気相部(IC蒸気配管)からの小漏洩を想定した解析では、RPVのインベントリ量は徐々に流出することになるので、原子炉水位は除所に低下する。(下記の主蒸気管漏洩とほぼ同じ影響)
RPV圧力への影響としては、漏洩蒸気と崩壊熱による発生蒸気のバランスで決まるので、下記の主蒸気管からの蒸気漏洩を想定した場合と同様の影響となる。	RPVインベントリへの影響としては、給水量(電源喪失以降は無し)と漏洩蒸気量で決まるので、下記の主蒸気管からの蒸気漏洩を想定した場合と同様の影響となる。
気相部(主蒸気管)からの漏洩を想定した解析では、原子炉圧力は漏洩開始後、漏洩が大きい場合はMSIV閉鎖時の圧力上昇は緩やかとなる。	気相部(主蒸気管)からの漏洩を想定した解析では、原子炉水位は漏洩開始後、継続的に低下していく。一方、実機挙動では、SRV開放まで水位低下は見られていない。
小漏洩(3cm ²)を想定した解析では、崩壊熱による蒸気発生が十分なため、初期には原子炉圧力は殆ど低下しない。このためIC(またはSRV)の作動が必要となる。したがって、圧力挙動のみから小漏洩の有無は推定できない。	小漏洩(3cm ²)を想定した解析では、原子炉水位は徐々に低下していく。また、0.3cm ² 漏洩の場合も、原子炉水位低下が見られる。しかしながら、実機データでは、SRV作動前は原子炉水位の低下は見られない。
RPV液相部からの小漏洩では、漏洩量と崩壊熱による蒸気発生によりRPV圧力へ影響するので、上記の配管小漏洩(小LOCA)と同じ。	RPV液相部からの小漏洩では、RPV冷却材インベントリへの影響としては上記と同じである。したがって、水位低下も同様となるものと考えられる。
IC戻り配管からの小漏洩は、IC流量が増加するため一時的に熱交換量が大きくなり除熱が促進されること、及び、RPVからの蒸気も放出することになるので、原子炉圧力は大きく低下する。(気相部漏洩に近い応答となる)	IC戻り配管からの小漏洩は、RPVからの蒸気を放出することになるので、インベントリの減少により原子炉水位は徐々に低下する。
外電喪失時点で給水ポンプは停止しており給水流量はゼロ。給水の急増は無い。給水増加によりボイド量が急激に減少したとは考えられない。	外電喪失時点で給水ポンプは停止しており給水流量はゼロ。給水の急増は無い。給水増加により、ボイド変化、RPVインベントリが急激に変化したとは考えられない。
ECCS等の炉内への注水はない。したがって、ECCS注水により圧力が変動したとは考えられない。	ECCS等の炉内への注水はない。(注水があれば原子炉水位の上昇として現れるはず)
再循環ポンプは停止しており、外電喪失時点で再循環ポンプ電源は無く、ポンプ起動は無い。	再循環ポンプは停止しており、外電喪失時点で再循環ポンプ電源は無く、ポンプ起動は無い。
原子炉出力(APRM)は既にゼロ(崩壊熱のみ)であり更なる出力低下は無い。(更に蒸気発生量が急減して圧力が低下したとはいえない)	原子炉出力(APRM)は既にゼロ(崩壊熱のみ)であり更なる出力低下は無い。(更に出力低下して、炉内ボイド量に変化(水位が変化)したとはいえない)

3) 1号機小破口冷却材喪失事故 (SB-LOCA) のFTA

保安院とJNESによるこのFTAによって、いくつか重要な結果が得られている。

「図2.2.2-1」は、そのFTA（「表2.2.2-1」参照）において想定されたリーク箇所（蒸気相または液相としての冷却材漏えい箇所）を示している。ICのドレン管 (D-1)、蒸気管 (D-2)、ICのドレン管接続側のB系再循環系配管 (B)、非接続側のA系再循環系配管 (A)、並びに主蒸気管 (C) の計8カ所である¹⁴¹。

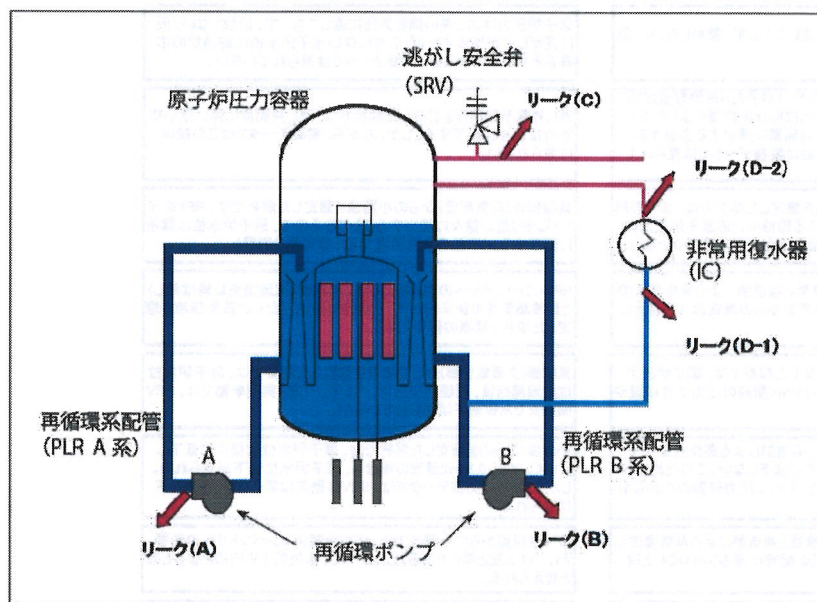


図2.2.2-1 1号機FTA 配管リーク箇所

※出典：保安院「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ついて」（平成24（2012）年3月28日）参考資料222ページ掲載の図に当委員会で説明を加えた。

この一連のFTAリーク解析では、「図2.2.2-1」に記されている合計8つの想定漏えい箇所のそれぞれに対して、「表2.2.2-2」のように、2種類または3種類の漏えい面積（微小亀裂の開口面積）が仮定されている。

なお、これらのリーク解析はプラント動特性解析コード「RELAP5 MOD3.3」¹⁴²を使って行われている。

¹⁴¹ IC（非常用復水器）についての詳しい説明は「3.2.4 2）」項を参照のこと。

¹⁴² 平成17（2005）年にNRCがリリースしたRELAP5 MOD3の最新バージョンをJNESが導入した。

漏えい箇所	漏えい面積 (cm ²)	ケース名
再循環系配管 IC非接続側 (A)	0.1	A-1
	0.3	A-2
	3	A-3
再循環系配管 IC接続側 (B)	0.3	B-1
	3	B-2
主蒸気管 (蒸気相)	0.1	C-1
	0.3	C-2
	3	C-3
ICドレン管 (液相)	3	D-1
IC蒸気管 (蒸気相)	3	D-2

表2.2.2-2 FTAで想定した漏えい面積

※出典：「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ついて」（平成24（2012）年3月28日）参考資料222ページをもとに作成。

4) 漏えい面積が0.3cm²以下のSB-LOCAは、測定された水位や炉圧の変化からは分からない

「図2.2.2-2～4」は、「表2.2.2-2」のケースD-1、A-3、C-3の結果と、実際に測定された値とを、原子炉の圧力と水位に関して比較したものである。

これらのケースでは漏えい面積が3cm²と、かなり大きな配管破損が仮定されているので、解析による原子炉水位は急速に降下していて、測定された実際の水位から大きく乖離している。このことから、地震直後に、IC配管（ドレン管）、再循環系配管（IC非接続側）、あるいは主蒸気管に、そのような大きな破損は生じなかったと言える（本報告書では取り上げないが、他のケースについても同様のことがいえる）。

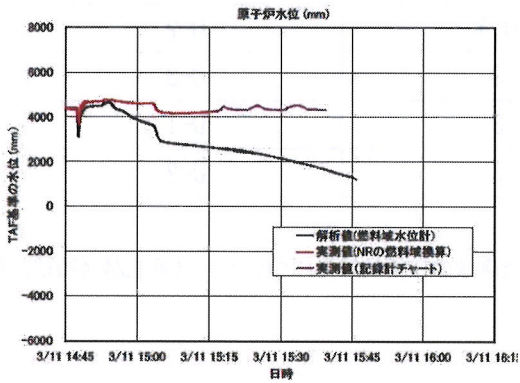
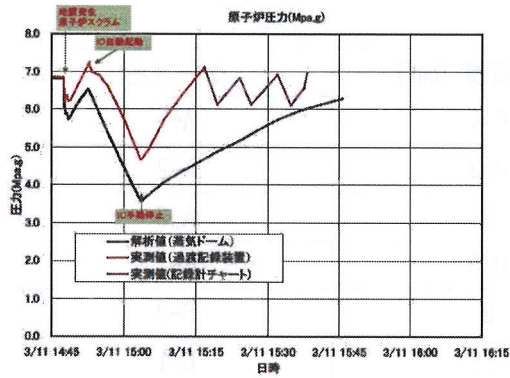


図 2. 2. 2-2 ICドレン管に3cm²の漏えいがある場合 (ケースD-1)

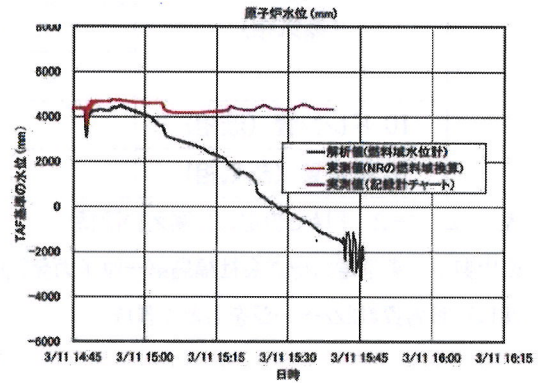
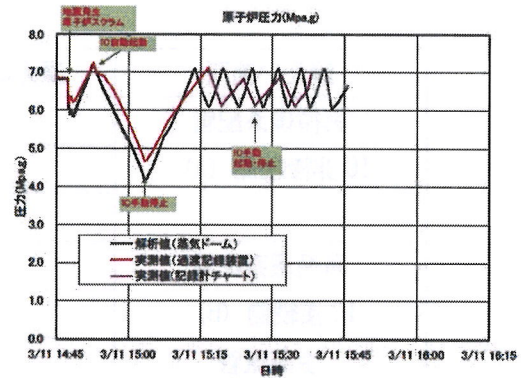


図 2. 2. 2-3 再循環系配管に3cm²の漏えいがある場合 (ケースA-3)

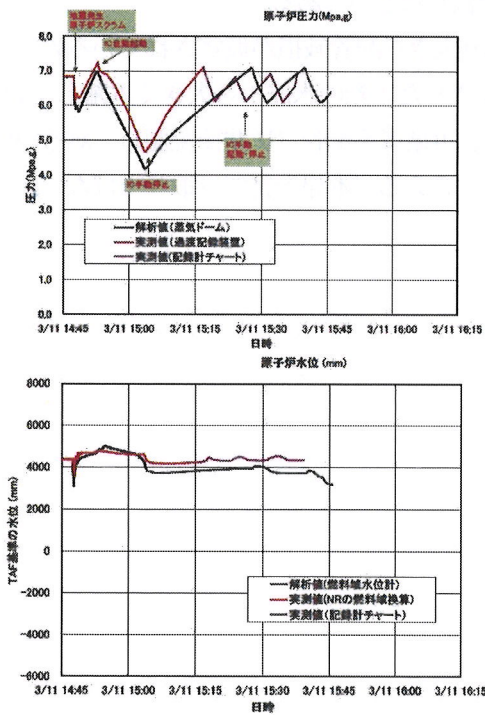


図 2. 2. 2-4 主蒸気管に3cm²の漏えいがある場合 (ケースC-3)

図 2. 2. 2-2 ~ 2. 2. 2-4

※出典：保安院「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ついて」(平成24 (2012) 年3月28日) 参考資料223~226ページ

一方、「図2.2.2-5」、「図2.2.2-6」は漏えい面積を10分の1の 0.3cm^2 にした場合である（ケースA-2、ケースC-2）。これらの図からわかるように、漏えい面積がこの程度に小さい場合、原子炉圧力に関しても水位に関しても、解析結果と運転時に測定された値との間に大きな差は見られない。言葉を換えれば、地震発生時に配管が破損して、漏えい面積が 0.3cm^2 以下のSB-LOCAが起きていたとしても、測定された原子炉の圧力や水位の変化からそれを推測することも否定することも事実上不可能であることを意味している。

一方、漏えい面積が 0.3cm^2 と非常に小さいにもかかわらず、ケースA-2の場合、1秒間当たりの冷却材喪失量は約 2000cc になることが解析で分かっている。1時間で 7.2t 、10時間では 72t にもなる。10時間以内に燃料損傷が起きていても不思議ではない大量冷却材喪失である¹⁴³。

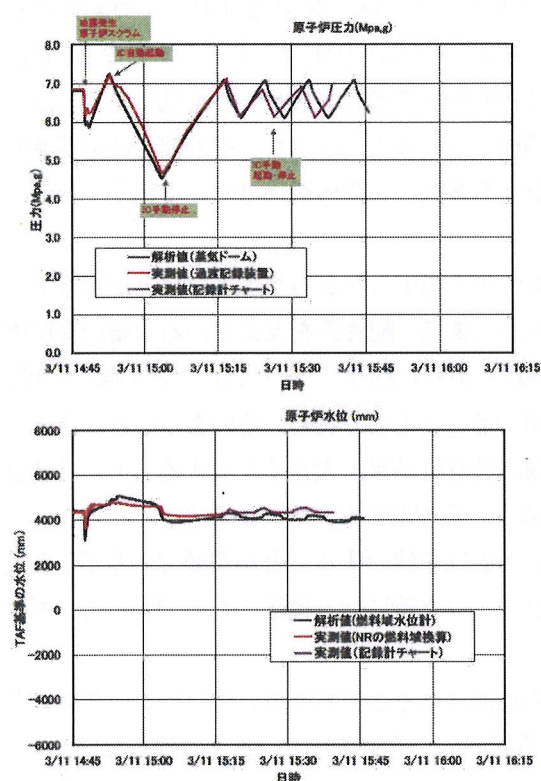


図2.2.2-5 再循環系配管に 0.3cm^2 の漏えいがある場合（ケースA-2）

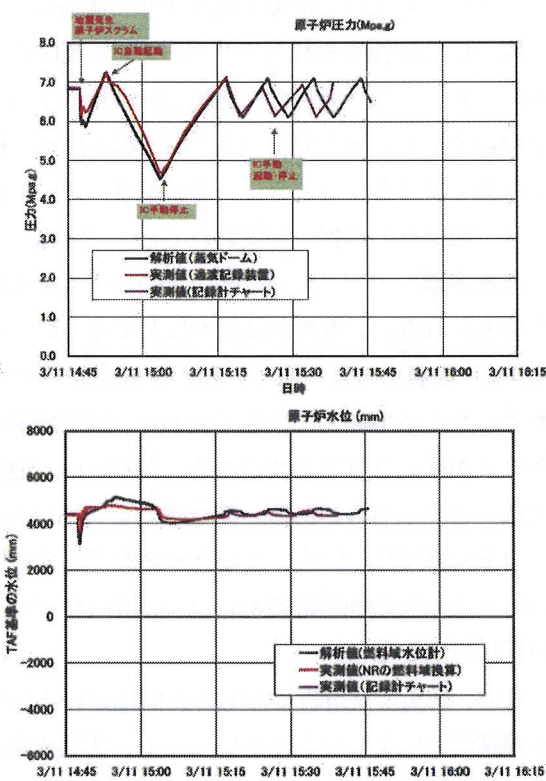


図2.2.2-6 主蒸気管に 0.3cm^2 の漏えいがある場合（ケースC-2）

※出典：保安院「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ついて」（平成24（2012）年3月28日）参考資料223、225ページ

¹⁴³ 時間とともに原子炉圧力が下がれば漏えい量も減少するのでこのような単純計算は成立しないが、1号機の場合、公表されているプラントデータを見ると、地震発生から少なくとも約6時間以上、原子炉圧力は 7MPa 前後に保たれていたと推定される。

5) 通常の地震応答解析は、事故原因分析には使えない

「1.1.5」に詳しく書いたように、福島第一原発1～6号機は、いわゆる「新指針」（耐震設計審査指針2006年版）に対する完全なバックチェックがなされていなかった。一方、「表2.2.1-1」に示したように、東北地方太平洋沖地震による原子炉建屋基礎版上の最大加速度は、新指針に基づく基準地震動 S_s に対する最大応答加速度と、おおむね同程度とみることができる。

「2.2.1 5）」に記したように、東電は、津波や水素爆発の影響を受けていない5号機を代表機として選び、基準地震動 S_s に基づく地震応答解析を行ったところ、一部の配管（給水管）や配管サポートが評価基準値を超えていたが、目視検査の結果、損傷がないことを確認したとしている。しかし、代表機の5号機に問題がなかったからといって、5号機よりも5～7年も古い1～3号機も問題はなかったとするわけにはいかない。

内部に立ち入って損傷状況を子細に調査することのできない1～3号機に関して、地震の揺れで原子炉系配管やそれらのサポートに問題がなかったかどうかを検討しようとするなら、東電が行ったような「通常の」地震応答解析によってそれをするのは、極めて不適切である。理由は単純である。ある配管（系）が地震の揺れで損傷しなかったかどうか、その健全性を理論的に推測しようとするときに、その配管（系）を支える多数の支持構造物はすべて健全であるという「無条件の前提」が使われるからである。

格納容器の中では何が起きているか分からない。全く想定しなかったようなことが起きているかもしれない。事故とは往々にしてそういうものである。配管系を支えている重要な支持構造物が、地震時の長く激しい揺れで破損したり外れたかもしれない。そうしたことが起これば、配管にかかる地震力は大きく変わり、配管が破損することもあり得る。そのようなさまざまなケースが検討される必要がある。あるいは、地震応答解析結果を大きく左右するものに「減衰定数」というものがある。減衰定数をいろいろ変えた感度解析も必要であろう。

事故解析では、いろいろなケースを考えてその可能性を検討することが重要であるが、東電が行った前述の地震応答解析は、設計時やバックチェック時に行う種類のものであって、事故解析には向かない。

なお、地震応答解析そのものの問題がいろいろ指摘されることもある。コンピュータソフトが飛躍的に向上してきたといっても、実物の応答が正しく予測されているとは限らない。

6) 1号機でSB-LOCAが起きた可能性は否定できない

運転員の聞き取り調査から判断すると、もしあの3.11の日に、地震動によって原子炉系配管が破損してSB-LOCAが起きていたとすれば、その可能性が一番高いのはやはり1号機ではないかと考えられる。

当委員会が東電から入手した資料¹⁴⁴によれば、1号機のある運転員は、“その音”を「尋常ではない音」と表現している。そして当委員会による聞き取り調査において、その運転員は、その音を耳にしたのはスクラム直後であったと述べたが、一方で、そのときはすでにICが自動

¹⁴⁴ 東電資料

起動していたとも述べた。スクラムは14時47分、ICの自動起動は14時52分であり、5分間のずれがある。その音が聞こえたのは恐らく15時少し前であろう。そのころ別の運転員が「聞こえているこのゴースという音、これ何だろう。」と聞いたので、「ICの状況音（つまり、ICの排気管から出る蒸気の声）ではないか」とその運転員は答えたという。そして別の運転員に中央制御室後部の扉を開けさせて、音がICの2つの排気口（通称、ブタの鼻）の方から聞こえてくるのを確認したという。

どうということもない話のようであるが、必ずしもそうではない。ICは15時03分に手動停止されているので、実質11分しか作動していない。停止時のICのタンクの水の温度はせいぜい70℃。これではブタの鼻から蒸気どころか湯気も出てこない温度である。したがって、ICの状況音である可能性はきわめて低い。では何の音か。

中央制御室の1号機用ホワイトボードには、「廊下側からシューシュー音有」と書かれている。時刻不詳。何の音かも不明。当委員会のヒアリングで、運転員（複数）は、誰がそれをホワイトボードに書いたのかも知らない、と答えている。

逆に、聞こえたはずと思われる1号機のSR弁の作動音を、1号機の運転員は誰一人聞いていないという不思議もある。これについては「2.2.4 2）」に詳しく記す。

2.2.3 津波襲来と全交流電源喪失の関係について

1) 従前の報告書の判断

本事故において事故の進展を決定的に悪化させた非常用交流電源の喪失について、これまで公表された本事故に関する調査報告は全て、津波による浸水が原因であるとしている。

代表的な例として政府事故調の中間報告書を引用すれば、「3月11日15時27分頃及び同日15時35分頃の2度にわたり、福島第一原発に津波が到達し、遡上して、4m盤に設置された非常用海水系ポンプ設備が被水し、さらに、10m盤、13m盤の上まで遡上して、原子炉建屋、タービン建屋及びその周辺施設の多くが被水した。津波到達の時点で、1～6号機はいずれも非常用ディーゼル発電機から交流電源の供給を受けていたが、津波の影響で、水冷式の非常用ディーゼル発電機用の冷却用海水ポンプや多数の非常用ディーゼル発電機本体が被水し（2号機用の2B、4号機用の4B、6号機用の6Bを除く）、ほとんどの電源盤も被水するといった事態が発生した。このため、同日15時37分から同日15時42分にかけてのころ、1～6号機は、6号機の空冷式ディーゼル発電機（6B）を除き、全ての交流電源を失った」とされている¹⁴⁵。保安院が取りまとめた技術的知見も、日本政府がIAEAに提出した報告書も、東電の中間報告書も具体的な表現は別として記載されていることはほぼ同じである¹⁴⁶。

¹⁴⁵ 政府事故調「中間報告」（平成23（2011）年12月26日）第4章90～91ページ

¹⁴⁶ ①保安院「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ついて」（平成24（2012）年3月）4～5、14～15ページ、②原災本部「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書 東京電力福島原子力発電所の事故について」（平成23（2011）年6月）III-28～29、IV-31、IV-37、IV-50、IV-63、IV-76、IV-82、IV-84ページ、③東電「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23（2011）年12月2日）44、50、56、62、64、66ページ

2) 従前の報告書の津波到達時刻の基本的誤りと実測データ

全ての報告書が記載している第1波が15時27分ごろ、第2波が15時35分ごろという津波到達時刻は、東電の報告に従ったものであるが、東電の報告の根拠は沖合1.5km地点に設置された波高計の記録上の第1波、第2波の時刻である¹⁴⁷。これは沖合1.5km地点の到達時刻であり福島第一原発への到達時刻ではあり得ない¹⁴⁸。

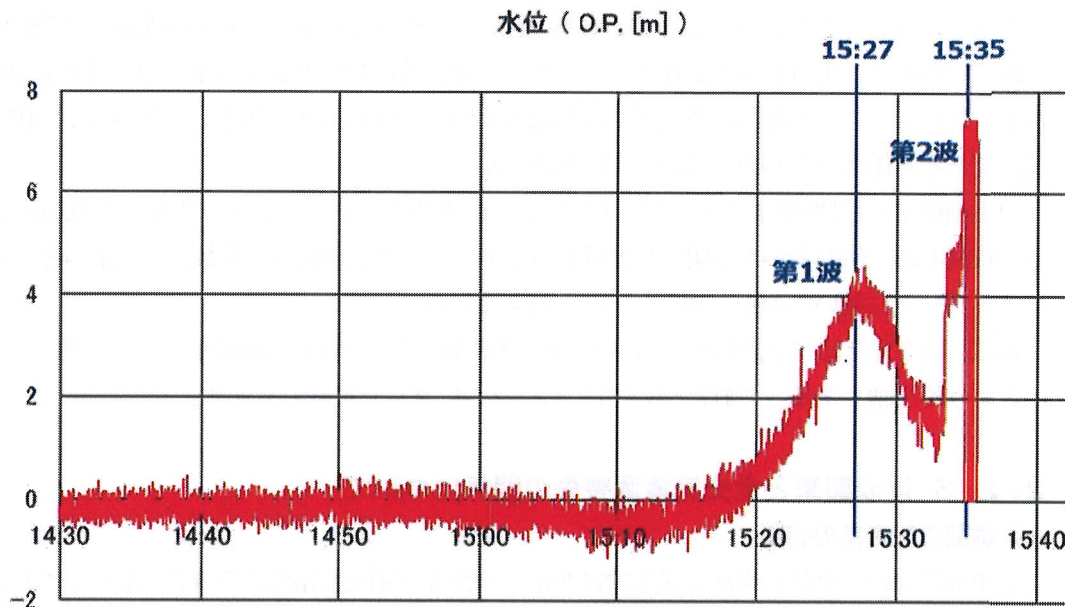


図2.2.3-1 福島第一原発沖合1.5kmの波高計による津波実測波形¹⁴⁹

福島第一原発を襲った津波の唯一の実測値である波高計のデータを見ると、第1波は波高4m程度であり、その後大幅に波高の高い第2波が襲来したことが分かる。波高計の測定限界は±7.5mとされており、第2波の波高は不明である。

3) 非常用交流電源喪失の原因が津波であり得る条件

非常用電源を構成する非常用ディーゼル発電機等は敷地高さ10m (1号機～4号機) から13m (5、6号機) の建屋内にあり、波高が10mより大幅に低い津波では浸水しない。他方、ディーゼル発電機を冷却する海水ポンプは、敷地高さ4mの海側エリア (4m盤) にあり、盤上1.6mまで浸水すると被水停止する恐れがある。海水ポンプが停止すると海水で冷却されているディーゼル発電

¹⁴⁷ 東電書面回答 (平成24 (2012) 年5月15日)

¹⁴⁸ 一般的な知見では水深10m前後の海を津波が1.5km進むには2分程度を要し、上記東電回答によれば東電の再現計算でも波高計設置位置から1.5kmの津波伝播所要時間は約2分半であった。

¹⁴⁹ 保安院「地震・津波に関する意見聴取会」配付資料2-1-1 (平成23 (2011) 年10月5日) の図に当委員会が津波の第1波と第2波の波高計記録時刻を加筆して作成した。

機は停止する¹⁵⁰。ただし、空冷式ディーゼル発電機（2号機・4号機・6号機の各B系）はもちろん、水冷式でも1号機A系は海水ポンプ停止による停止信号の設定がない¹⁵¹ので海水ポンプが被水しても停止しない。

以上の条件から、1号機A系、2号機B系、4号機B系については電源喪失時刻前に第2波が到達していなければ、非常用交流電源喪失の原因は津波ではあり得ず、その他の非常用電源についても、電源喪失時刻前に第2波が到達したか、第1波で海水ポンプが被水停止したのでない限り、非常用交流電源喪失の原因は津波ではあり得ない。このことを具体的に検証した報告書は、今のところ、存在しない。

4) 全交流電源喪失原因のさらなる検証を

津波第2波を連続的に撮影した写真¹⁵²を見ると、第2波は東側から押し寄せるが、南側から来た波が先に4号機海側エリアに着岸している。4号機海側エリアに着岸した際の写真と防波堤突端に達した際の写真の撮影時刻差が56秒であること、波高計設置位置から防波堤突端までの約800mを津波が進むのにかかる時間が水深約10mの場合70～80秒程度と考えられることから、沖合1.5km地点を15時35分に通過した第2波が4号機海側エリアに到達した時刻は15時37分ごろと考えられる。津波が10m盤に遡上浸水し非常用電源機器に達するのはさらに少し後になる¹⁵³。

第1波襲来のころに連続的に撮影されたと思われる写真¹⁵⁴で4号機4m盤上の建物の外壁下端が見えていると判断できること、そのころ港内を航行中の船舶の乗員及び3号機東側を1号機方向に避難中の者の証言から東側から防波堤を大きく越える波はなかったと考えられることから、1～4号機では第1波による海水ポンプ被水停止はなかったと考えられる。

以上から、当委員会のヒアリングで15時35分か36分停止と認められる¹⁵⁵1号機A系の電源喪失の原因は津波ではないと考えられる¹⁵⁶。15時37分停止の1号機B系及び2号機A系、15時38分停止の3号機A系及びB系も、電源喪失が津波によるかとは疑問がある。非常用電源機器の詳細検査未了の段階で、津波がなければSB0に至らなかったとの見解に基づいて行動することは慎むべきである。

¹⁵⁰ 海水ポンプの電動機の被水停止後、ポンプの吐出圧が一定値以下の状態が60秒（3号機のみ10秒）経過するとディーゼル発電機停止信号が出る；当委員会の照会に対する東電書面回答（平成24（2012）年2月27日）

¹⁵¹ 東電書面回答

¹⁵² 東電が5月19日に公表した4号機南側の廃棄物集中処理建屋から撮影した11枚組みの写真を含む44枚組みの写真の一部。写真の画像の重要なものは参考資料に掲載する。

¹⁵³ 当委員会のヒアリングで、1号機北側の汐見坂下の駐車場においてPHSで時刻を確認したのが15時39分で、その後第2波が10m盤に遡上してきたので汐見坂を上って避難したと述べる者がいる。第2波が南側（4号機側）からサイトに襲来したことを考慮すると、第2波の10m盤遡上は、1～3号機付近、特に1号機付近では、15時37分より相当程度遅い可能性がある。

¹⁵⁴ 東電が5月19日に公表した4号機南側の廃棄物集中処理建屋から撮影した11枚組みの写真を含む44枚組みの写真の一部

¹⁵⁵ 東電は、当委員会のヒアリング後にヒアリングでの証言者に再度確認してこれを覆す証言を得た旨回答している（平成24（2012）年5月30日回答）。これについても【参考資料2.2.3】で検討、説明する。

¹⁵⁶ 1号機A系はB系より先に停止したことと両系統の位置関係からも津波が原因とは考えがたい。これについても【参考資料2.2.3】で説明する。

2.2.4 検証すべきさまざまな課題

1) 1号機原子炉建屋内での出水について

3月11日14時46分の本震発生直後に福島第一原発1号機の原子炉建屋内で出水があったことが、当時、出水現場付近で作業をしていた東電の協力企業の社員（複数）からの聞き取り調査から明らかになった。

a. 「畳のような形でジャツときた」

協力企業の社員への聞き取りによれば、出水は1号機原子炉建屋4階の南側の壁に近いところで起きた。同階にはIC用大型タンク2基が設置され、IC用配管が複雑に取り回されている。

出水が起きたとき、複数の協力企業の社員、合計4人が、同階の配電盤の点検用足場の設置作業を行っていた。当委員会はそのうちの一人のA氏から、さらに日を改めてもう一人のB氏から話を聞いた（A氏とB氏は別の協力企業社員）。両氏の話は、細かい点では異なるところもあるが、大筋では一致している。

B氏によれば、地震の揺れが激しくなったので、B氏は全員にその場にとどまるよう大声で指示した。そのあと、原子炉建屋の南側の壁の近くで出水が起きた。そのときB氏はその壁から少し離れたところに、壁に背を向けて立っていた。左横には大物搬入口（大物の機器や機材を1階から原子炉建屋各階に搬入するために、各階の床に設けられている一辺5mほどの正方形の開口部）が、またすぐそばにはジブクレーン（旋回式の小型固定クレーン）があった。水はB氏の右横の上方から「畳のような形でジャツと」きた。B氏は「それをかぶったら終わりだ」と思い、皆に「逃げろ！」と叫び、自身も2基のICタンクの間を走り抜け、その先にある北側の階段から他の社員とともに地上まで駆け下りた。急いで逃げたので、水の量や、水が冷たかったか熱かったか、蒸気を伴っていたかいなかったか、などは分からないという。

一方、A氏は、B氏の「止まれ！」の指示を耳にしたものの、ICタンクと格納容器の間に逃げ込み、近くにあった配管の取っ手にしがみついて揺れに耐えていたが、「逃げろ」の声がしたので、その声の方（B氏の方）を見たら、斜め45度くらいの角度で、水が上のほうから「バーッと」出てきたのが見えたので、慌ててタンクの脇を走り抜け、やはり北側の階段を駆け下りた。

b. 出水元はつかめず

上階（5階）には、使用済み燃料貯蔵プールの最上部が顔を出している。したがって、目撃された水はプール最上部からの溢水である可能性がある。つまり、地震動によってプール水が激しく揺れて（スロッシング現象）一部が床に溢れ出し、下の4階に流れ落ちてきたことが推測される¹⁵⁷。5階から4階に流れ落ちていく経路としては、まず5階の大物搬入口が考

¹⁵⁷ 東電柏崎刈羽原発は平成19（2007）年7月の新潟県中越沖地震で大きな被害を被ったが、その際、1号機から7号機までスロッシングにより燃料プールの水が溢水し、特に6号機の場合、放射性物質を含む水が燃料取替機のケーブ

えられるが、出水時、B氏は5階の大物搬入口を見上げる位置にいたので、出水の方向が一致しない（出水はB氏の右横方向で起きている）。

使用済み燃料貯蔵プールの壁の最上部には多数の「換気口」が設けられているため、地震発生時にその換気口に流入したプール水が排気ダクト経由で4階に流れ落ちてきたことも考えられる。

次項「2.2.4 2）」に記すように、1号機に関しては、IC系配管が地震動で破損しなかったかどうかたびたび問題になってきたが、前述のように、出水が目撃された原子炉建屋4階にはIC系配管が複雑に取り回され、一部の配管は目撃された出水現場近くまで伸びている。

こうした事情から、当委員会は、ある程度被ばくしてでも4階を実地調査したい旨、東電に申し入れた（調査の目的はあえて伝えなかった）。しかし、原子炉建屋内には照明がなく昼間も真っ暗であること、水素爆発によっていたるところにがれきが散乱しているうえ大物搬入口のような開口部もあって非常に危険であること、東電としては従業員に余計な被ばくをさせたくないのだから当委員会の調査には同行できないこと、などを伝えてきた。熟考の末、当委員会は原子炉建屋内調査を断念した。

結局、現時点で当委員会が断定的に言えることは、1号機原子炉建屋4階の南側の壁付近で地震発生直後に出水があったということだけである。東電並びに保安院によって、出水元が徹底的に調査される必要がある。

なお、東電は、地震発生当時、原子炉建屋4階で協力企業の社員数名が作業をしていたことを当然認識していたはずであるから、東電事故調査チームは直ちに彼らから聞き取り調査を行っていきかすべきであったが¹⁵⁸、当委員会がA、B両氏から聞き取り調査を行った時点¹⁵⁹でもなお、それはなされていなかった。

2) 非常用復水器 (IC) 問題

1号機の運転員らは原子炉圧力の急速な降下を見て、「配管漏えい」がないかどうかを確認するために、また降下しすぎた圧力を手中に収めるべく、ICを手動停止した。東電が主張している冷却材温度変化率「55°C/h以下」の順守が手動停止の直接の動機ではない。手動停止は3人の運転員の妥当な判断と連携のもとに行われている。一方、地震動によってIC系配管に小規模冷却材喪失事故につながるような微小破損が生じなかったかどうかに関しては、現場での仔細な検査ができない現状では、断定的に何も言うことはできない。以下に詳しく記す。

ル貫通部から非管理区域の排水設備へ漏えいし、最終的に発電所外に放出された。これを教訓に、柏崎刈羽原発と福島第一、第二原発の全号機の使用済み燃料貯蔵プールの周囲に高さ約1mの柵が設置された。

¹⁵⁸ A氏は、目撃した出水が何か、被ばくした可能性はないか、などを事故直後から東電に何度か問い合わせている。しかし、なかなか相手にされず、東電がA氏の求めに応じて内部被ばく検査を実施したのは6月末のことである。

¹⁵⁹ 平成24（2012）年1月18日並びに同2月13日

a. 運転員¹⁶⁰はなぜ非常用復水器（IC）を手動停止したか

①ICの役割と動作原理

原発は、原子炉圧力容器の中で核燃料を使って水を沸騰させ、発生した大量の蒸気（圧力約6.8MPa、温度約285℃）を主蒸気管でタービン・発電機に送り、電気を生み出している。しかし、14時47分に主蒸気隔離弁（MSIV）が突然閉止したため、原子炉圧力容器の中で発生する大量の蒸気が行き場を失い、原子炉圧力（炉圧）が上昇し始めた。特に原子炉スクラム直後は核分裂生成物による崩壊熱が大きく、炉圧の上昇は速い。14時52分、炉圧の高まりを感知した非常用復水器（IC、図2.2.4-1）が自動起動した。

ただし、東電によれば、ICの自動起動はもとより、このようにICが作動したこと自体、昭和46年（1971年）の1号機営業運転開始以降、今回が初めてとされる。

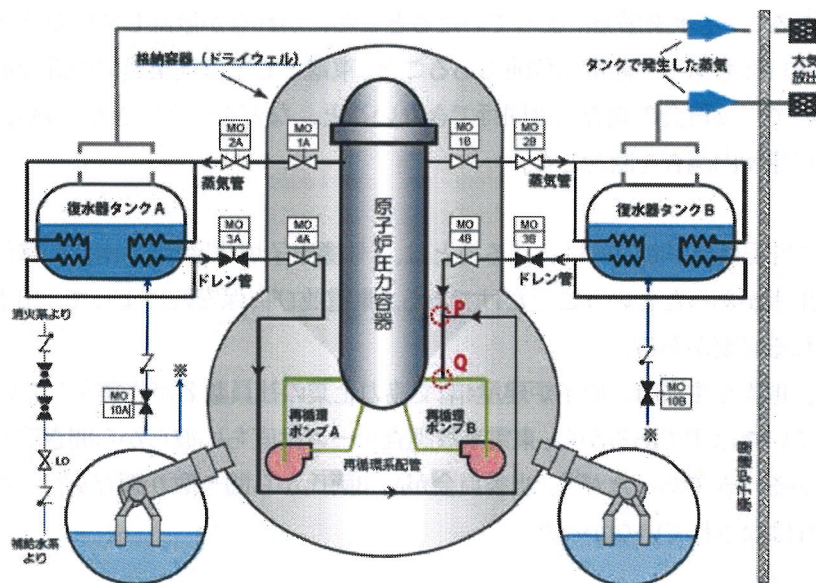


図2.2.4-1 1号機 ICの系統の概略

※本図は東電「福島原子力事故調査報告書（中間報告）」（平成23（2011）年12月2日）の添付10-2の図によっている。ただし、本報告書の説明の便宜のため一部加筆した。

1号機のICは沸騰水型原発（BWR）草創期の設備であり、福島原発では1号機だけがICを有している¹⁶¹。ICの設備全体は図2.2.4-1のごとくA、B二系統で構成され、それぞれの系は、冷却水を蓄えた「復水器タンク」、原子炉圧力容器上部から取り出した蒸気を復水器タ

¹⁶⁰ 福島第一原発の運転操作に当たっているのは、1・2号機、3・4号機、5・6号機、それぞれに対して、当直長1人、当直副長1人、当直主任2人、当直副主任1人、主機操作員2人、補機操作員4人、の合計11人からなる。なお、特に区別する必要がある場合を除き、本報告ではすべて「運転員」で統一する。

¹⁶¹ 日本の原発ではほかに、日本最古のBWR型原発、日本原電・敦賀1号機（昭和45（1970）年営業運転開始）に設置されている。

ンクへ導く「蒸気管」、復水器タンクの中で蒸気が冷却されてできた水を原子炉圧力容器下部の再循環系配管へと導く「ドレン管」、そして4個のMO弁（電動弁）で構成されている。

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

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

ICの最大の特徴は、上記のようなプロセスが、ポンプなどの特別な動力を必要としない「自然循環」によって行われることである。その自然循環のために、タンクA、Bは原子炉圧力容器の最上部とほぼ同じレベルに設置されている。ICにはもう一つ大きな特徴がある。それは、原子炉冷却材が閉じたループ（原子炉→蒸気管→復水器→ドレン管→原子炉）を循環するだけなので、原子炉水位は大きく変化しないことである。

②15時03分、「問題の」IC手動停止

「図2.2.4-2」は、地震によりスクラムする少し前から、およそ50分後の全交流電源喪失（SBO）までの原子炉圧力のペンレコーダ記録である。この記録を概観すると……地震発生直前の1号機の運転中の原子炉圧力は約6.8MPaだったが、地震により原子炉が自動的にスクラムし（①）、それにより原子炉内の冷却材の気泡（ボイド）が潰れ、炉圧が低下しているが、MSIVが閉止したため炉圧が上昇しはじめた（②）。そして炉圧が規定値7.13MPaに達したため、14時52分¹⁶²、ICが自動起動し（③）、そのため炉圧が降下しはじめた。しかしその約11分後の15時03分、降下していた炉圧が突然V字回復している（④）。東電はその理由を、運転員がICの3A弁と3B弁を中央操作室（中央制御室）から手動操作で閉じてICを停止させたためであるとしている。前述したように、特にスクラム直後は大きな崩壊熱により蒸気が大量に発生しているので、ICが停止すれば原子炉圧力は当然急上昇に転じる。したがって、④はICを手動停止したため、とする東電の説明それ自体に特に問題はない。問題は、自動起動したICがなぜ11分後に手動停止されたかである。

14時52分から15時03分までのわずか11分間のIC作動で、炉圧は約6.8MPaから一気に約4.5MPaまで落ちている。果たしてこれは正常な圧力降下なのか。IC系配管または他の配管が、

¹⁶² ここに記した時間は平成23（2011）年5月16日に東電が公表した「各種操作実績取り纏め」による。

長く激しい地震動によって破損し、その破損箇所から冷却材が漏れ出すようなトラブルが起きていないか。——これは、1号機の事故の推移を論じるとき、無視することのできない重要な疑問であり、疑念である。事実、政府事故調は、中間報告書¹⁶³でかなりのページをこの問題の検証に割いている。

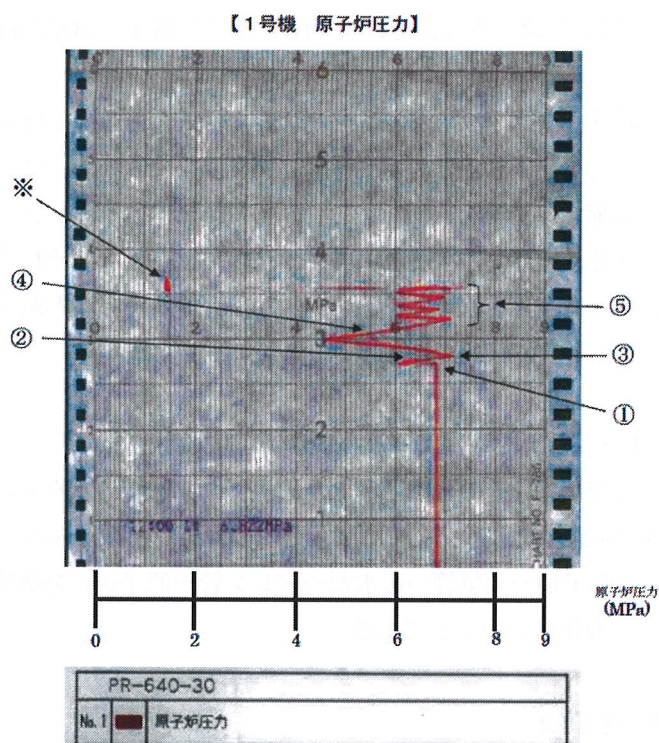


図 2. 2. 4-2 1号機の炉圧の変化

※記録紙の中央に記されている数字1、2、3…は、3月11日の午後の1時、2時、3時…を意味している。

出典：東電「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」（平成23（2011）年5月24日公表）

③冷却材温度変化率「55°C/h以下」を順守した、は不合理

このIC手動停止操作に関して、東電は今日まで、自社のホームページをはじめ、記者会見、各種報告書など、あらゆる場、あらゆる機会を通じ、ICが手動停止されたのは、原子炉冷却材の1時間当たりの温度変化率は55°C/h以下¹⁶⁴でなければならないという東電の運転規則を

¹⁶³ 政府事故調「中間報告（本文編）」（平成23（2011）年12月26日）

¹⁶⁴ 冷却材の1時間当たりの温度変化率を55°C/h以下に抑えること目的は、大きく2つある。1つは、機器、配管などに過度の熱疲労損傷を付加しないため。もう1つは、急激な温度変化による原子炉圧力容器炉心部の脆性破壊防止である。この温度変化率の制限は、欧米の火力発電や化学プラントの運転で昔から使われてきた経験則、「華氏100度/h以下」に由来しており、特に理論的な規則というわけではない。簡単に言えば、機器や配管に大きな温

運転員が順守したためであると、強く主張してきた。実際、東電が12月2日に公表した事故調査報告書¹⁶⁵には以下のように書かれている。

非常用復水器の操作については、手順書で原子炉圧力容器への影響緩和の観点から原子炉冷却材温度変化率が 55°C/h を超えないよう調整することとしている。実際、非常用復水器の作動時に急激に温度が低下した後、停止操作を行っており、その操作は手順書に則って行われている¹⁶⁶。

政府事故調も、東電の主張を以下のようにそのまま受け入れている。

「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定」¹⁶⁷第 37 条第 1 項、表 37-1 によれば、原子炉冷却材温度変化率は 55°C/h 以下と定められ、これを運転上の制限としているところ、3月11日15時3分頃、当直は、1号機の原子炉圧力の低下が速く、このまま IC の二つの系統を使って冷却すれば、同保安規定で定める原子炉冷却材温度変化率を超えて原子炉冷却材温度が降下し、同保安規定を遵守できないと考えた。そこで、当直は、通常の手順に従い、作動中だった IC の 2 系統 (A 系、B 系) の戻り配管隔離弁 (MO-3A、3B) のみを閉操作して、いずれの IC も手動で停止した¹⁶⁸。

要するに、東電も政府事故調も、運転員は運転手順書や東電保安規定に記されている「冷却材温度変化率は55°C/h以下」という規則を守れないと判断してICを手動停止した、と説明しているが、以下の事実から、こうした説明が不合理であることは明白である。いまなお不合理な説明に不自然なまでに執着している東電の姿勢は、ICに何かトラブルが起きたのではないか、IC系配管は破損したのではないか、といった疑念を生み出すものになっていると言っても過言ではない。

そもそもICがなぜ自動起動したのかといえば、MSIVが突然閉止して炉圧が上昇したので、その圧力を抑制するためであった。そしてもちろん、ICが自動起動するようにセットしていたのはほかならぬ東電自身である。したがって東電はICがA系、B系2系統同時に自動起動すれば、原子炉圧力や冷却材温度がどのように変化するかを——言い換えればICの運転性能を——十分知った上で、ICの自動起動をセットしていたはずである。

にもかかわらず、冷却材の温度変化率を55°C/h以下に抑えられないのでICを手動停止した

度差がつかないようにソフトに運転しようというものだ。

¹⁶⁵ 東電「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23（2011）年12月2日）

¹⁶⁶ 実際には、当該手順書（MSIV閉に対する手順書）の該当部分に55°C/hに関する記述はないので、「手順書に則って行われている」というのは、ほとんど虚偽と言ってよい。

¹⁶⁷ 「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定」とは、電気事業法の求めにしたがって東電が作成したもの。その中に、55°C/h以下という制限値が記されている。

¹⁶⁸ 政府事故調「中間報告（本文編）」81ページ

とするなら、1号機のICは冷却能力が高すぎて実際にはうまく使うことができない欠陥装置であったか、IC系配管が破損したために55°C/h以下の制限が守れなくなったかの、いずれかである。55°C/h以下の制限を順守するために止めた、という東電の主張は、明らかに自家撞着に陥っている。ICがなぜ手動停止されたのかに関して、もっと合理的で説得力のある理由が見出されねばならない。

付言すれば、時々刻々の冷却材温度変化率が中央制御室の操作盤に文字またはグラフで直接表示されるようになっていないわけではない。運転員が、ある時間内の冷却材温度変化率を知りたいければ、その時間内の原子炉圧力の変化から計算でそれを求めなければならないが、ICが自動起動したあと、運転員がそのような計算をしていないことは一連の聞き取り調査¹⁶⁹で明らかになっている。

④運転員は配管漏えいが起きていないかを確認するために手動停止した

当委員会は、1号機の運転操作に実際に関わった複数の運転員の聞き取り調査を何回かに分けて行った。以下はICの操作に関する、ある運転員の発言の要約である。

経験したことがないほどの激しい地震の揺れに、1号機の中央制御室にいた運転員は身の安全を確保するため床に伏した。揺れている時間が非常に長かったので、運転員は床に伏したまま下から操作盤を見上げるようにしながら、点灯・点滅するさまざまなランプを互いに指をさしながら確認した。そういう中でICのA、B、2系統が自動起動したことも確認した。その後もいろいろ運転対応に追われる中、原子炉圧力が約7MPaから約4.5MPaまで大きく降下したという報告を他の運転員から受けた。炉圧を手中に収めなかったためICを止めた。炉圧が回復した後は、MSIV閉に対する手順書¹⁷⁰にあるように、手動でICを操作（起動・停止）しながら、原子炉圧力を6～7MPaぐらいの間にキープした。B系を止めたまま、A系だけを操作した。そのときは、あとは手順書どおり冷温停止までもっていける自信があった。運転操作は手順書に従ったが、運転員はいちいち手順書を目の前に広げながら運転するわけではない。手順はBWRの運転訓練センターでシミュレーション訓練を受けているので体得している。ただし、1号機のシミュレーターはないので、ICのシミュレーション訓練は受けていない。55°C/h制限のことはすべての運転員が熟知している。圧力を変化させれば当然温度も変化するので、運転員はいつでもできるだけ温度的にソフトな運転をしようとは思っている。しかし、温度変化率のためにICを止めたということではない。圧力を手中に収めるためであった。

また以下は、別の日に行った聞き取り調査における1号機運転員の、IC手動停止に関わる決定的に重要な発言を、ほぼそのまま記したものである。ただし、かっこ内は当委員会によ

¹⁶⁹ 当委員会は福島第一原発運転員への聞き取り調査を平成24（2012）年3月6日～4月27日に数回行った。

¹⁷⁰ 東電「原子炉スクラム事故／原子炉スクラム／(B)主蒸気隔離弁閉の場合」『1号機事故時運転操作手順書（事象ベース）』（平成23（2011）年2月5日）

る注である。

イソコン（ICのこと）が動作しているという情報を（他の運転員から）受けたが、私は、「炉圧が下がっているので漏えいがないかを確認したい。炉圧の下がり速く、このままだと压力容器の健全性が保てない。一度止めて他に漏えいがないかも確認したいので、そういう操作を行ってもよいか」と当直長に確認した。炉圧が下がっているのに、このままでは温度変化率もまずいし、本当にイソコンだけで炉圧が下がっているかどうか分からない。イソコンを止めて炉圧が回復すればイソコン以外にも漏えいがないことになる。それを確認したい、だからイソコンを止めたいが、止めていいかを当直長に尋ねたら、許可が出たので、「〇〇さん、じゃ1回、イソコンの弁を閉めて」と頼んだ。

以上のように、15時3分のICの手動停止は、当直長を含む3人の運転員の妥当な判断と連携のもとに行われていた。ICを手動停止した直接の理由は冷却材の温度変化率ではなく、配管からの漏えいの有無の確認、そして、原子炉圧力を手中に収め運転操作手順書にしたがって最終的には冷温停止に持ち込むことであった。

IC手動停止に対するキーワードは「55°C/h以下」ではなく、漏えいの有無の確認だった。東電は、地震動による配管破損というやっかいな問題を惹起しかねない「漏えいの有無の確認」という言葉の使用を避けるため、代わりに、冷却材の温度変化率は55°C/h以下を前面に出して、ICの手動停止を説明しようとしてきたと思われる。

b. IC系配管は地震動で破損しなかったか

政府事故調は12月26日に公表した「中間報告（本文編）」で、ICに関して極めて多くのページを割いてさまざまな検証結果を報告している。その1つに、「地震発生直後のIC配管の破断の可能性」¹⁷¹があり、同事故調は最終的に以下の3つの理由を挙げて、その可能性を完全否定している。

第一に、IC配管には「破断検出回路」が付いており、IC配管が破断すればフェールセーフ機能が働いて弁が閉じるので、地震後ICは作動しなかったはずである。第二に、もし破断すれば原子炉圧力と原子炉水位が急激に低下するはずである。第三に、原子炉格納容器外のIC配管に破断が生じた場合、破断箇所から大量の放射性物質を含む蒸気が漏えいし、「当直員の生死にも関わる事態が生じて」¹⁷²いたはずである。

まず、破断検出回路はIC配管が完全に破断した場合に作動するもので、配管の小破口LOCAに対しては作動しない。また原子炉圧力や水位が急激に変化するのは大破口あるいは中破口LOCAの場合であって、小破口LOCAの場合は必ずしもそうならないことは既に書いた（「2.2.2」参照）。さらに、第三の理由はその理由自体が誤りである。たとえば、IC系配管が破

¹⁷¹ 政府事故調「中間報告（本文編）」（平成23（2011）年12月26日）84～90ページ

¹⁷² 政府事故調「中間報告（本文編）」（平成23（2011）年12月26日）89ページ

断したとしても、それにより人の生死に関わるほどの大量の放射性物質がその場にまき散らされるわけではない。原子炉冷却材の中に、常時、それほど大量の放射性物質が含まれているわけではないからである。もし冷却材中に大量の放射性物質が含まれているとすれば、それは、配管が破断する前に、核燃料棒が、例えば地震動でひどく破損し、大量の核分裂生成物が冷却材中に放出されていた場合など、極めて特殊な場合に限られる。

一方、東電は12月2日に提出した事故調査報告書（中間報告書）で、IC系配管の目視確認を行った結果、「非常用復水器本体の損傷、配管の破断、フランジ部からの漏洩、弁の脱落などは認められなかった」とし、添付6-8（3）に目視確認時の写真を公開している。しかし、それらの写真からも分かるように、基本的に配管類は保温材と鋼製カバーで覆われており、配管本体を直接目視確認できているわけではない。小破口LOCAの原因になるような細長いひび割れは、大ざっぱな目視確認ではなかなか発見されない。また、IC系配管は格納容器内にも存在しているが、この目視確認は格納容器外の配管類に対してのみ行われたものである。

結論として、地震動によってIC配管に、破断検出回路が作動するほどの破損は生じなかったとしても、格納容器の中に入って詳細に検査することができない現段階では、地震動によりIC配管に細長いひび割れが生じ、そこから冷却材が噴出するような小破口LOCAは起きなかった、と断言する客観的根拠は何もない。

c. SBO以降ICは機能したか

① IC隔離弁はフェイルセーフ機能で「閉」になったのか

非常用復水器（IC）の運転操作に関する政府事故調の調査は非常に克明で、その中間報告における論述には教えられることも多いものの、フェイルセーフの議論には同意することが難しい。

政府事故調（並びに東電、保安院）は、直流電源で作動する「配管破断検出回路」がSBOによって直流電流が流れなくなって機能喪失したため、安全側に動作する信号が発信され、ICのすべての弁（1A～4A、1B～4B）が「閉」になったとしている。しかし、単に、そのように安全側に動作する信号が発せられることをもって「フェイルセーフ」と呼ぶことには同意できないし、本事故においてそのようなフェイルセーフが実際に作動したとする見解にも同意できない。以下にその理由を記す。

ある機器が「フェイルセーフで設計されている」ということは、その動作の引き金となる信号の性質だけでなく、最終的にその機器が動作するまでの全体的な構成について考慮する必要がある。例えば、その機器の動作に必要な動力とか、制御信号を喪失した際にパッシブなメカニズムによって安全側へ動作するかどうか、といった点も重要である。パッシブな動作をする代表的機器としては、空気作動弁や電磁弁があり、それらは駆動力（空気作動弁においては空気圧、電磁弁においては磁力）を失った瞬間に、それまでそれと拮抗していた力（スプリング反力）が元の駆動力に勝り、その結果として安全側に動作させることができる。具体的には、

スクラム弁やMSIVを例示することができる。

政府事故調の考え方は「フェイル」についても「セーフ」についても主観的である。「フェイル」には、直流電源の喪失という形態も確かにあるが、検出回路自体が働かなくなる場合——つまり、実際に配管破断が発生しても配管破断と捉えない故障モード——も考えられる。一方、隔離動作は、配管破断に対しては「セーフ」であるが、実際にIC系が動作すべき時に隔離されてしまうのはむしろ不安全である。このような問題を解決する方法として原子力の設計において採用されている概念は、政府事故調が中間報告書に記したような単純な「フェイルセーフ」ではない。誤動作と誤不動作の両方を考慮したものである。これは、複数の検出器からの信号を使った論理回路、例えば、2-out-of-3や2-out-of-4によって行われる。原子炉スクラムを起こさせる原子炉保護系（RPS）にはこの考え方が採用されている。

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

事実、米国のオイスタークリーク原子力発電所のFSAR（最終安全解析報告書）にもあるように（【参考資料2.2.4-1】参照）、IC系の隔離弁の場合、隔離動作が常に安全側の動作であるとは理解されていない。むしろ、場合によってバイパスされるべき有害な動作とみなしている状況さえある。したがって、政府事故調のいう「フェイルセーフ」は、そもそも必ずしもそのような設計意図ではなかったものを、恣意的にそのように呼んでいるようにも見受けられる。

仮に政府事故調が考えるように、隔離動作の信号である直流電源が喪失した場合に閉動作するのが「フェイルセーフ」の動作であるとするなら、交流電動弁（MO-1、MO-4）に関しては、直流電源を失っても交流電源が生きていなければならないことになる。これはSBOで起きることと逆のことである（SBOでは全交流電源を喪失しても直流電源は活着ている）。直流電源には、バッテリーからの供給の他に、交流電源からのバッテリー・チャージャー（充電器）からの供給もある。したがって、交流電源が活着ている限り、先に直流電源が喪失してしまうことはない。逆に直流電源の喪失は、少なくともその前に交流電源が喪失していることを意味し、政府事故調が考えるフェイルセーフの動作は、原理的に不可能である。IC系の交流電動弁（MO-1、MO-4）を駆動するための交流電源のソースは、所外電源か所内非常用ディーゼル発電機以外に存在しない。そのうち所外電源が地震の直後に喪失していることには疑念の余地がなく、所内非常用ディーゼル発電機についても、津波（第二波）来襲の時刻と同じ頃、強いて言えば、むしろそれよりも前に発生していることを示唆する記録さえあり（「2.2.3」参照）、交流電源が直流電源よりも先に喪失していたことを示唆する情報はあっても、その逆を裏付けるものはない。

なお、津波の後、1号機の中央制御室において電源が失われていく様子については、3月11日15時37分から同50分までの間、照明と計器の表示灯、制御系を徐々に喪失していったこと、

HPCIとICの運転状態を示す表示灯も消失したとの旨が報告されている。この場合の照明がしばらく持ちこたえたのは非常用ディーゼル発電機からの給電が続いていたからではない。非常用バッテリーからインバーターを経由した交流120Vの無停電電源（バイタル電源）が働いていたからであり、この電源では、三相480Vの交流電源が必要なIC系の交流電動弁（MO-1、MO-4）を駆動することはできない。

したがって、「直流電源を喪失後も何らかの理由によって交流電源が働き続けていた」とする政府事故調の推測には、それを可とするシナリオが存在しない。

② IC系を不能にした真の理由

政府事故調は、直流電源の喪失が交流電源の喪失よりも先行したという、現実のシナリオとしては有り得ないと思われる不自然な仮定に基づき、IC系配管の損傷（破断）信号が発信され、そのフェイルセーフの設計が災いし、ドライウェル内側の隔離弁（MO-1A、MO-4A）をほとんど全閉に近い位置で閉止させてしまい、いったんそのようになってから電源を失ったことで以後操作不能な状態になったと判断している。すなわち、それ以降は、ドライウェル外側の隔離弁（MO-2A、MO-3A）だけを開いても手遅れであったという論調である。そして、その先は、一刻も早く原子炉圧力を下げ、D/D-FPで低圧注水を行うことに専心すべきであったとの趣旨を述べている。この考え方に対しては、次のように考える。

もし、上述の不自然な仮定が現実には起こった場合には、政府事故調の考え方に同意する。しかし、その現実性に対しては深い疑いを抱かざるを得ない。

平成23（2011）年3月11日18時18分以降の当直運転員によるIC系（A）の操作に同系が正常に応答しなかった理由は、MO-1A、MO-4Aがフェイルセーフでほとんど全閉位置に閉じてしまったからではなく、その時点までの「空焚き」状態ですでに十分に進行した炉心損傷によるジルコニウム-水反応の結果発生した水素（非凝縮性ガス）が、主蒸気配管を伝ってICの細管束に滞留し、自然循環の機能を喪失させてしまったからであると考えてもまったく矛盾がなく、むしろこれが真の理由であったと推測する。

③ 当委員会からの質問状に対するプラントメーカーからの回答

当委員会は、3月11日18時18分過ぎ、当直運転員が行ったMO-02A、MO-3Aの操作にIC系が期待通り応答しなくなった直接の原因として、既に炉心損傷が進行しており、ジルコニウム-水反応によって発生した大量の水素ガスがICの細管束に滞留し、自然循環の駆動力として必要な凝結水の落差が得られなくなってしまったからであるとの可能性を、当初から議論していた。

これは、IC系の原理が脳裏にあれば容易に思い当たる現象で、事実、通常のプラント運転においても、原子炉水の放射線分解によって生じる非凝縮性ガス（水素、酸素）の滞留を防ぐべく、IC系蒸気配管の高所にはベントラインが設けられ、ここから絶えずMSIVの下流に蒸気が流れるようにしていることから明らかである。

そこで当委員会は、念のためこの可能性について国内のBWRプラントメーカー2社に質問状を

発出して見解を求めた。

プラントメーカーからの回答内容は、2社とも大筋同じで、当委員会が予想したとおり、そのような滞留が一旦生じてしまった後IC系は機能しなくなるという趣旨であった。

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

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

3) 1号機のSR弁は作動したか

断定できないが、東電が公表しているプラントデータ並びに当委員会による運転員への聞き取り調査から判断すると、福島第一原発1号機の主蒸気逃がし安全弁（SR弁）は、事故進展のさなか、結局一度も（あるいは、ほとんど）作動しなかった疑いがある。そしてその場合は、地震発生直後になにがしかの原子炉系配管（原子炉圧力容器と直接つながっている配管）が地震動によって破損し、小破口冷却材喪失事故が起き、そこに全交流電源喪失（SBO）という悪条件も加わって、最終的に事故が燃料損傷、燃料溶融へと拡大していった可能性がある。

a. 1号機冷却材喪失、2つのシナリオ

1号機が早々に炉心溶融事故を起こしたのは、原子炉圧力容器から冷却材（軽水）が急速に失われていったからにはほかならないが、その急激な冷却材喪失に対する可能な事故シナリオは、基本的に2つある¹⁷³。

「図2.2.4-3」は、地震発生直後の14時47分に主蒸気隔離弁（MSIV）が閉じた瞬間の1号機の水、蒸気系統の概略を示している。

¹⁷³ 2つのシナリオが同時並行的に進行することもあり得るが、ここでは除外する。

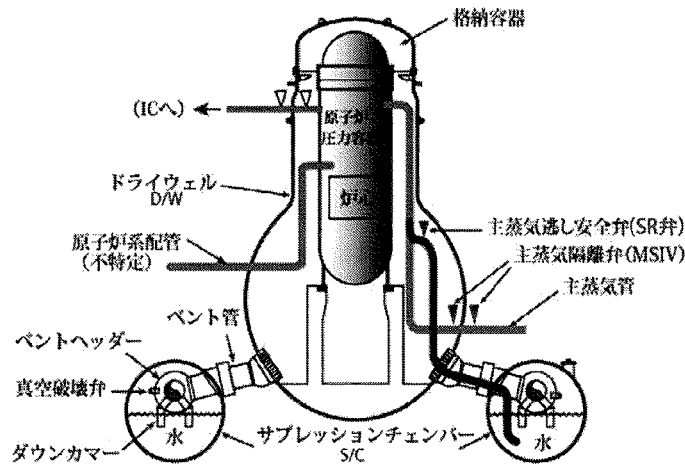


図2. 2. 4-3 主蒸気隔離弁 (MSIV) が閉じた瞬間の1号機の状態。この直後から核分裂生成物の崩壊熱で原子炉圧力が上昇し始める。図中、黒い三角形は弁が閉じていることを、白抜き三角形は弁が開いていることを意味する。

〈事故シナリオ1〉 冷却材喪失は、もっぱらSR弁の開閉動作を通して起きた、とするもの（「図2. 2. 4-4」参照）。東電並びに保安院は基本的にこの事故シナリオを想定している。MSIVが閉止したため核分裂生成物の崩壊熱によって原子炉圧力が高まった。しかし少なくともSBOに陥るまでの約50分間は、非常用復水器（IC）によって原子炉圧力は約7.13MPa以下に抑制されていた。SBO以降の数時間に関しては、原子炉圧力や原子炉水位などのデータがほとんど存在しないので、原子炉圧力が何によってコントロールされていたかを確定的に言うことはできないが、SBO以降の恐らくかなり早い時点から、原子炉圧力は主としてSR弁によって自動的にコントロールされ、しかしまさにそのために、以下のようにして急速な冷却材喪失が起きた。

まず、原子炉圧力が約7.7MPaまで上昇し、それによりSR弁が自動的に開き¹⁷⁴、原子炉圧力容器から大量の蒸気が一気に圧力抑制室（S/C）の水の中に入り、そこで水に凝縮した（「図2. 2. 4-4」参照）。その際大きな体積凝縮が起き、原子炉圧力が低下した。原子炉圧力が低下すればSR弁は自動的に閉じるが、SR弁が閉じると崩壊熱により原子炉圧力が再び7.7MPaまで上昇し、そのためSR弁が開き、原子炉圧力容器内の蒸気が大量にS/Cに向かい……と、同じことが繰り返される。そしてSR弁が開くたびに大量の冷却材が原子炉圧力容器からS/Cへ移行し、そのため原子炉水位は急速に低下し、最終的に燃料が損傷、溶融した。

¹⁷⁴ 1号機の逃がし安全弁（SR弁）は、約7.3MPaで弁が開く「逃がし弁」と、約7.7MPaで弁が開く「パネ式安全弁」の2つの機能を有しているが、逃がし弁として作動するには、機構上電源を必要とするので、全電源喪失以降はもっぱらパネ式安全弁として作動したものと推定される。

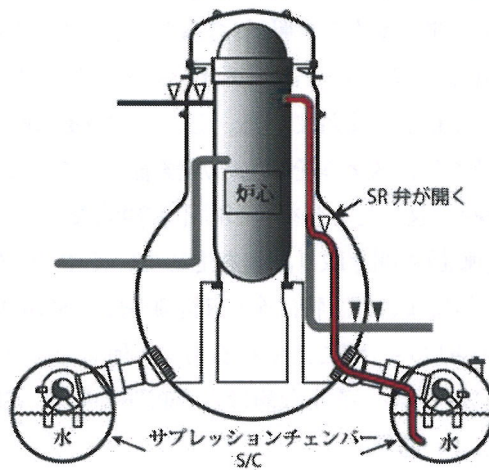


図2.2.4-4 SR弁が開くときに大量の冷却材が圧力抑制室に移行し、原子炉水位が急速に下降し、最終的に炉心損傷、炉心溶融に至った（事故シナリオ1）

〈事故シナリオ2〉 東北地方太平洋沖地震による長く激しい地震動によって、地震直後（MSIVが閉じる直前または直後）に、なにがしかの原子炉系配管が破損した。そして破損した部位から冷却材がドライウェル（D/W）内に噴出し、ベント管、ベントヘッダー、ダウンカマーなどを経由してS/C内の水中に移行した（「図2.2.4-5」参照）。破損箇所からの冷却材喪失が止まらず、そのため最終的に燃料が損傷、溶融した。この事故シナリオにおいては、配管破損によって圧力の高まりが抑制されるので、SR弁が自動的に作動する可能性は低い。東電、保安院はこの事故シナリオ2を事実上ほぼ完全に否定している。

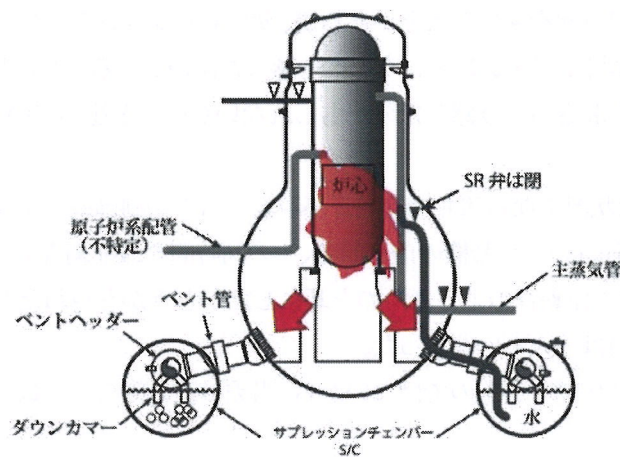


図2.2.4-5 原子炉系配管の破損による冷却材喪失（事故シナリオ2）。破損箇所から噴出した冷却材は、猛烈な勢いでベント管、ベントヘッダー、ダウンカマーを経て、S/Cに入る。

b. 1号機のSR弁の作動を裏付けるものが存在しない

2号機と3号機には、SR弁の開閉動作を自動的に記録するシステムが存在する。実際、東電が平成23（2011）年5月16日に公表した一連のプラントデータには、2、3号機のSR弁がいつ開き、いつ閉じたかを示す記録が含まれている。しかし1号機に関してはその記録がない。SR弁の開閉を自動的に記録するシステムそのものが整備されていなかったからである。つまり、1号機のSR弁が開閉を繰り返したことを裏づける客観的なデータは存在しない。

一方、福島第一原発の運転員の聞き取り調査を進めていく中で、意外な、しかし極めて重要な事実が浮上した。運転員によれば、特に全交流電源喪失（SBO）以降は、中央制御室も、原子炉建屋内も、運転員の声以外、聞こえてくるものが何もないほど静かであったという。そして2号機の運転員（複数）¹⁷⁵は、そんな静けさと暗闇の中で「SR弁の作動音」を耳にしていたと、次のように話している¹⁷⁶。

- ① 2号機はかなり頻繁にSR弁が作動していて、その都度ドドーンという音がした。
- ② 地震か地鳴りのような音。ドドーンというよりはズズーンという感じである。
- ③ 中央制御室で聞こえるその音はもっぱら2号機側から聞こえてきた。1号機側からの音は聞いていない。
- ④ ズズーンという音の時間間隔はそれほど短くはなく、ある程度時間が経ってからである。
- ⑤ 交代で2号機の現場（原子炉建屋）に行ったが、現場でその音を聞いた回数は数回どころではない。

さらに、別の聞き取り調査の折、SR弁は作動時に音がするものかという当委員会からの質問に対して、5号機のある運転員は、「若いころに現場では聞いたことがあるが、中央制御室では聞いたことはない」と答えた。一方、同席していた別の運転員は、「かなり昔、4号機かなんかで試験的に手でSR弁を開けたことがあるが、サプレッションチェンバーに蒸気がいくので、その瞬間中央制御室でズシンという振動を感じた記憶がある。ただし、静かな状況で注目しているから、なおさらそう感じたのかもかもしれないが…」と述べている。

これらの話から、静寂な状況でならSR弁の作動音が現場でも中央制御室でも聞こえると言えそうだが、一方、その後に行った1号機の運転員4人への同時聞き取り調査で、事故が進展している最中1号機のSR弁の作動音のようなものを耳にしたかどうかを尋ねたところ、そのような音を耳にした運転員は一人もいなかった。

原発のSR弁はそう頻繁に作動するものではないから、当委員会の限られた数の聞き取り調

¹⁷⁵ 1号機の運転員と2号機の運転員は仕切りのない広い中央制御室で各号機の運転に当たっている。

¹⁷⁶ 当委員会が東電から入手した事故調査内部資料によれば、3号機の運転員もほぼ同じことを話している。その運転員によれば「中操（中央制御室）でもゴォー、ゴォーって音が当初からしていた」という。

査だけで、SR弁の作動音について何かを断定的に言うことは難しいとしても、1号機のSR弁の作動音を耳にした者が誰もいないという事実は極めて重要である。

SR弁が繰り返し作動することは東電や保安院が想定している「事故シナリオ1」の大前提であるから、当委員会としては、1号機のSR弁の作動を裏付けるものがデータのにも、音的にも、結局何一つ存在しないという「事実」を本報告に明記しておきたい。

もしSR弁が作動していなければ、1号機の冷却材喪失は、事故シナリオ1によるものではなく、事故シナリオ2による——すなわち、地震動による原子炉系配管の破損による——ものである可能性が高くなる。

4) 再臨界問題並びに4号機の水素爆発について

事故後の原子炉及び使用済み燃料プールにおける新たな核分裂反応（再臨界）及び水素生成について検討した。

a. 外部モニタリング値の確認

再臨界により生成する短寿命核種について、外部モニターデータを参照した。

群馬県高崎市のCTBTモニタリングポスト¹⁷⁷では3月15日付近で短寿命核種を含め多くの核種のサンプル値が上昇している。しかしそれらは通常運転中に生成したもの、あるいは、その核種の転換核種である可能性が否定できない。

日本分析センターの測定値¹⁷⁸では、テルル129、テルル132、ヨウ素132、キセノン133の値が急増しているが、これらは通常運転時に起源を持つ可能性がある。

以上のモニター値からは、再臨界を明らかに示すデータは確認できないが、3月15～16日ごろと21日ごろに1号機から放射性物質の大規模な放出が生じたことは明らかである。15日から17日にかけての放出は2号機のS/C及びD/Wの破損による放出¹⁷⁹、3号機のベントと水素爆発が主因である可能性が高い。また、21日、22日の上昇は3号機のデブリの再熔融を疑う必要がある¹⁸⁰。

b. 3号機の水素爆発と使用済み燃料プール内の熱源

水素爆発の影響として、爆発の直後や翌日、翌々日に白煙が立ち上っている（写真2.2.4-1参照）。

¹⁷⁷ 公益財団法人日本国際問題研究所 軍縮・不拡散促進センター「高崎に設置されたCTBT放射性核種探知観測所における放射性核種探知状況(3月19日時点)」
http://www.cpdnp.jp/pdf/120420Takasaki_report_Apr15.pdf

¹⁷⁸ 財団法人日本分析センター「日本分析センターにおける空間放射線量率と希ガス濃度調査結果④」平成24(2012)年2月29日 <http://www.jcac.or.jp/> (平成24(2012)年6月10日最終閲覧)

¹⁷⁹ F. Tanabe, "A scenario of large amount of radioactive materials discharge to the air from the Unit 2 reactor in the Fukushima Daiichi NPP accident" *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 49, No. 4 (2012) pp. 360-365

¹⁸⁰ F. Tanabe, "Analyses of core melt and re-melt in the Fukushima Daiichi nuclear reactors" *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 49, No. 1 (2012) pp. 18-36

また爆発後の使用済み燃料プール内の観察によれば¹⁸¹、大規模な燃料損傷が生じた可能性
がある。しかし、プール内の放射性物質は、爆発後の大量注水により建屋及びその周辺にと
どまり、遠方への拡散は抑制された可能性がある。ただし雨水などによって海に流れ込んで
いる可能性も考える必要がある。

プールの使用済み燃料の崩壊熱は、プール壁への放熱を無視した計算によると、水温を
75℃程度に維持し、かつ、蒸発により約0.17m/日という水位低下速度を実現したことになる
ので、東電の約0.1m/日という評価とほぼ整合する。

では、プールから白煙として水蒸気が（断続的に）立ち上るだけの多量の熱量はどこから
来たのであろうか。白煙は水素爆発の直後のみならず、翌日や翌々日に大きく発生している。
したがって、プール内で破損した燃料による一時的な大きな発熱が生じた原因を検討する必
要がある。



写真 2. 2. 4-1¹⁸² （水素爆発後、白煙を上げる 3号機）

3号機の使用済み燃料プールにおける集合体配置を見ると¹⁸³、①未使用燃料52体はほぼ一
カ所に固まっており、しかもその周辺のラックは空である。②使用済み燃料はほぼ半分が一
カ所に固まっている。したがって、プール水が水素爆発の衝撃波を受ければ、使用済み燃料
集合体や未使用の燃料集合体が折り重なるように圧迫されて相互の距離が縮まる可能性が

¹⁸¹ 保安院「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ついて」（平成24（2012）年3月28日）参考
資料136ページ；東電「3号機ガレキ撤去のための使用済燃料プール水中事前調査結果について」（平成24（2012）
年4月23日）http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/120423/120423_02ff.pdf（平成24（2012）年6月15
日最終閲覧）

¹⁸² 東京電力ホームページ <http://photo.tepco.co.jp/date/2011/201103-j/110317-01j.html>（平成24（2012）年6月
15日最終閲覧）

¹⁸³ 東電資料

あり、プール内臨界条件にそれだけ近いといえる。

c. 4号機の水素爆発

①未解明の点がある

4号機は3月15日6時十数分に原子炉建屋で爆発を起こした。この原因として東電は、3号機からの水素が非常用ガス処理系排気管（SGTS配管）を通して4号機の4階に流れ込み、4階のどこかが着火源となって水素爆発を起こしたと推定している¹⁸⁴。この水素量は不明である。また、その時刻には既にカメラに写るほどの周囲の明るさになっていたにもかかわらず、その記録画像は存在しない。正確な爆発時刻も客観的な記録が残っていない。その理由は不明である。

② 4号機使用済燃料プール水の放射線分解による水素発生

3月11日の事故当時、4号機は定検中で、原子炉压力容器（RPV）のシュラウド取り替え作業の工程にあった。4号機の使用済み燃料プールには、極めて多量の燃料集合体が蓄積されており、崩壊熱を出し続けていた状態であった。

水の放射線分解では、水温が室温程度の場合、発生水素量は無視できるほどである。しかしJAEA、東大などの研究によれば、水温が上昇し、水蒸気気泡ができるようになると水素ガス発生量は桁違いに大きくなる¹⁸⁵。4号機建屋の容積に照らせば、爆鳴気を形成するには13.7m³の水素があれば十分であるとされ¹⁸⁶、これは1日間の沸騰下水素発生で十分であり、1日当たり18.1m³の水素が発生する可能性がある指摘されている。

したがって、爆発した水素は3号機からのものと使用済み燃料プールで発生したものと両方が寄与していると思われるが、定量的な評価は現段階ではできない。

2.2.5 MARK I型格納容器が抱える問題について

1) なぜ格納容器の圧力が設計圧力を超えたか

1～3号機まで個々の詳細な事故シナリオは異なると思われるが、格納容器の圧力が設計圧力を大幅に超え、1号機では2倍近くまで上昇した。格納容器の基本的役割は配管破断などの事故時に放射性物質を閉じ込めることであり、MARK I型格納容器の場合は（図2.2.5-1参照）ドライウエル（D/W）からベント管を通して圧力抑制プールへ蒸気を導き、水に凝縮することで圧力を抑制している。

¹⁸⁴ 保安院 第5回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（平成23（2011）年12月27日）配布資料4「閉込機能に関する検討」

¹⁸⁵ 勝村庸介「福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎—沸騰水のラジオリシスと水素濃縮—」『放射線化学』第92号（平成23（2011）年）9～13ページ；山下真一、平出哲也ほか「福島第一4号機の燃料保管プールにおける沸騰水放射線照射時の水素発生と水蒸気による水素濃縮の可能性」日本原子力学会「2011年秋の大会」（平成23（2011）年9月、北九州国際会議場ほか）；勝村庸介、松浦千尋ほか「沸騰水の放射線分解」日本原子力学会「2012年春の年会」（平成24（2012）年3月、福井大学）

¹⁸⁶ 勝村庸介「福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎—沸騰水のラジオリシスと水素濃縮—」『放射線化学』第92号（平成23（2011）年）9～13ページ

MARK I型格納容器の設計圧力は、原子炉系配管のうちの最大口径の再循環系出口配管が瞬間的にギロチン破断した場合の過渡的な圧力のうちの最大値をもとに約4気圧に設定されているが、配管破断と同時にECCS（緊急炉心冷却装置）が作動することを前提としているので、設計圧力を超える事態は想定されていない。

本事故で格納容器圧力がその設計圧力を大幅に超えた原因は必ずしも明確ではないが、東電や保安院は次のようなシナリオを考えている（「図2.2.4-4」参照）。SBO以降、原子炉圧力はもっぱらSR弁の開閉を通して抑制され、それに伴って冷却材が圧力抑制室（S/C）へ移行したが、SBOにより圧力抑制室の水が冷却されない状態であったため、原子炉から流入する蒸気は思うように凝縮されず、格納容器の圧力が高まりはじめた。その後、炉心損傷、炉心溶融が起きる中、発生した水素等の非凝縮性ガスや水蒸気が大量にS/Cに流れ込み、格納容器の圧力を押し上げた。さらにその後、原子炉圧力容器が損傷し、水素等の非凝縮性ガスや水蒸気が直接ドライウエル（D/W）に一気に噴出し、格納容器の圧力が急激に高まり、設計圧力を大きく超えることになった。

なお、福島原発のMARK I型格納容器は、その後の改良型MARK I型格納容器に比べて小型で容積が小さいため、圧力の上昇が速かった。

一方、「2.2.4 3) a.」の「シナリオ2」で述べたように地震直後に配管が破損し、小破口LOCAが起きた場合、水蒸気や水素等の非凝縮性ガスはすべて配管の破損箇所、並びに原子炉の破損箇所からD/Wに直接噴出し、格納容器の圧力を急激に上昇させたことになる。

2) 水力学的動荷重

運転中の格納容器の中は、ほぼ1気圧の窒素で満たされている。もし大破口LOCAが起きると、D/WからS/Cに大量の窒素と蒸気が高速で流れ込み、S/C内のプール水面の動揺や蒸気の凝縮振動など複雑な動的荷重が発生する。これを「水力学的動荷重」といい、技術指針¹⁸⁷をもとにS/Cなどの強度が評価されている。この荷重はBWR型格納容器に共通であるが、特にMARK I型格納容器においては「図2.2.5-2」のように厳しい荷重が生じる。ただしこの技術指針で考慮されている気体はあくまで蒸気と窒素である。

一方、福島原発事故では最終的に原子炉圧力容器が破損し、D/Wには水蒸気だけでなく、極めて高い温度の水素等の非凝縮性ガスが大量に放出されたと推定される。それらの高温の水蒸気やガスがD/Wに衝撃荷重として加わり、また、S/C内に流入して高温下での激しい水力学的動荷重をもたらした可能性がある。もし1～3号機の格納容器が破損しているとすれば、その原因はこうした高温下での衝撃荷重や水力学的動荷重によっていることも十分考えられる。

3) スロッシング

圧力抑制プールの水面は、地震動で周期的な波が発生する可能性がある（「図2.2.5-3」

¹⁸⁷ 安全委員会決定「BWR・MARK I型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」（昭和62（1987）年11月5日）

参照)。この水面動揺をスロッシングという。

平成19（2007）年の柏崎刈羽原発を襲った新潟県中越沖地震で、すべての号機で使用済み燃料貯蔵プールの水面が大きく揺れ、プールの冷却水が大量に溢れ出した¹⁸⁸。福島第一原発においても、使用済み燃料貯蔵プールと圧力抑制プールが、地震動で水面動揺したと推測される。平成15（2003）年に起きた十勝沖地震では、震源から150km以上離れた石油タンクが、スロッシングで損傷し火災が発生した。機械構造物、特に配管などは固有周期が約0.1秒程度であるが、大型タンクのスロッシングは5秒から10秒に達する。MARK I型格納容器のスロッシングは約4～5秒程度と推測される¹⁸⁹。特に、長周期成分の多い地震動がくると、圧力抑制室の水面が動揺し、ダウンカマーの先端が水面から外に出てしまう可能性がある。出た瞬間に水蒸気は圧力抑制室の気相部に吐き出され、圧力抑制機能が働かず、設計条件内でも格納容器が過圧してしまう可能性がある¹⁹⁰。圧力抑制プールのスロッシングは、MARK II型並びにABWRのRCCVでも起こり得るが、ダウンカマーの露出する可能性は、MARK I型が最も高い。特に、長周期の動揺が長時間続く場合には十分な検討を要する。

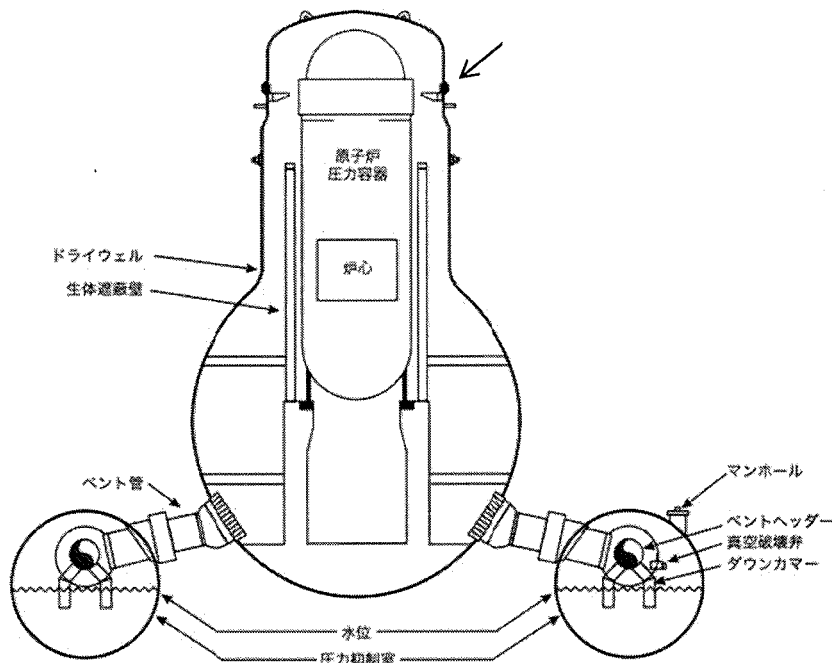


図2.2.5-1 MARK I型格納容器

¹⁸⁸ 東電資料

¹⁸⁹ 後藤政志「格納容器の機能喪失の意味」『科学』Vol. 81, No. 12（平成23（2011）年12月）

¹⁹⁰ 後藤政志「格納容器の機能喪失の意味」『科学』Vol. 81, No. 12（平成23（2011）年12月）

(1)-① LOCA 発生	(1)-② ベントクリア	(1)-③ 気泡形成	(1)-④ プール水面上昇
(1)-⑤ 気相部圧縮	(1)-⑥ ブレークスルー	(1)-⑦ フォールバック	(1)-⑧ 蒸気凝縮振動 チャギング

(注) ◀荷重の方向を示す

図 2. 2. 5-2 「BWR・MARK I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」 昭和62 (1987) 年
11月5日 原子力安全委員会決定

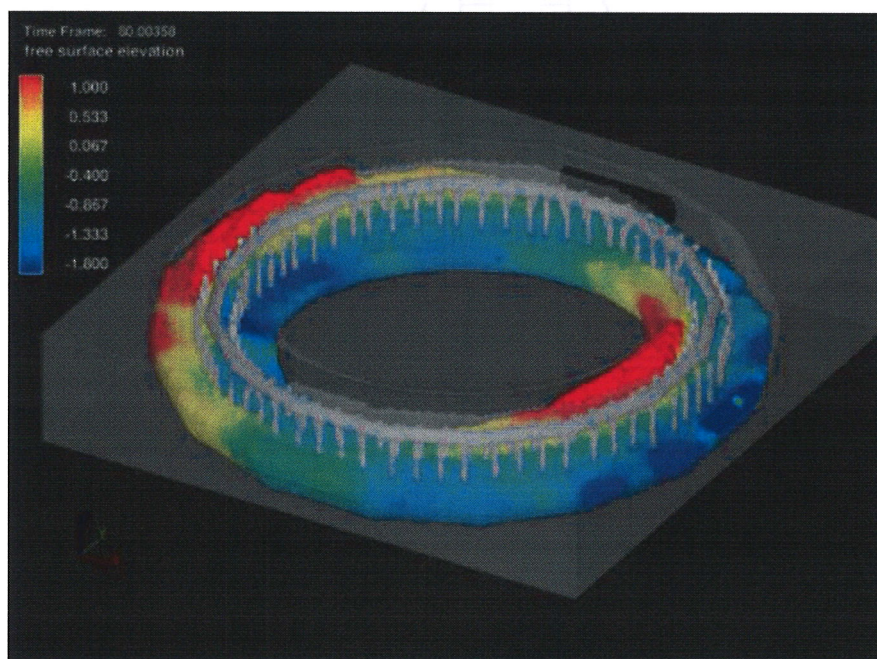


図 2. 2. 5-3 MARK I 型格納容器の圧力抑制室の水のスロッシング

地震動発生時の圧力抑制室プール水のスロッシング・シミュレーション。図の赤いところで大きなスロッシングが起きている。青い部分は、大きなスロッシングのためにダウンカマー出口が水面から外に出ている部分。なお、ダウンカマー出口が水面から外に出ると、水蒸気が圧力抑制室の気相部に吐き出され、格納容器の圧力が上昇する。