

(別記様式)

記 録

文書番号	SCJ第23期
委員会等名	日本学術会議 総合工学委員会 原子力事故対応分科会
標題	東京電力福島第一原子力発電所において 発生した事故事象の検討（続報）
作成日	平成28年（2016年）6月3日

※ 本資料は、日本学術会議会則第二条に定める意思の表出ではない。
掲載されたデータ等には、確認を要するものが含まれる可能性がある。

この記録は、日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会福島第一原発事故調査に関する小委員会での審議内容を、総合工学委員会原子力事故対応分科会において取りまとめ公表するものである。

日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会

委員長	矢川 元基	(連携会員)	公益財団法人原子力安全研究協会会長
副委員長	山地 憲治	(第三部会員)	公益財団法人地球環境産業技術研究機構(RITE) 理事・所長
幹事	松岡 猛	(第三部会員)	宇都宮大学非常勤講師
幹事	柴田 徳思	(連携会員)	公益社団法人日本アイソトープ協会専務理事
	岩田 修一	(連携会員)	事業構想大学院大学教授
	関村 直人	(連携会員)	東京大学大学院工学系研究科教授
	竹田 敏一	(連携会員)	福井大学附属国際原子力工学研究所・特任教授
	柘植 綾夫	(連携会員)	公益財団法人科学技術交際交流センター会長、前日本工学会会長
	二ノ方 壽	(連携会員)	東京工業大学名誉教授
	山本 一良	(連携会員)	名古屋学芸大学教養教育機構長、名古屋大学参与・名誉教授
	成合 英樹	(特任連携会員)	筑波大学名誉教授

記録の作成にあたり、第22期に分科会委員として以下の方々にご協力をいただきました。

	笹尾真実子	(連携会員)	東北大学大学院名誉教授、同志社大学研究開発推進機構 嘱託研究員
	澤田 隆	(特任連携会員)	公益社団法人日本工学会事務局長
	白鳥 正樹	(連携会員)	横浜国立大学名誉教授

福島第一原発事故調査に関する小委員会

委員長	松岡 猛	(第三部会員)	宇都宮大学非常勤講師
幹事	澤田 隆		公益社団法人日本工学会事務局長
	矢川 元基	(連携会員)	公益財団法人原子力安全研究協会会長
	関村 直人	(連携会員)	東京大学大学院工学系研究科教授
	柘植 綾夫	(連携会員)	公益財団法人科学技術交際交流センター会長、前日本工学会会長
	成合 英樹	(特任連携会員)	筑波大学名誉教授

白鳥 正樹
宮野 廣
吉田 至孝

横浜国立大学名誉教授
法政大学大学院客員教授
(株)原子力安全システム研究所技術システム研究所主
席研究員、福井大学附属国際原子力工学研究所原子力
防災・危機管理部門 客員教授

ヒアリング対応者

福田 俊彦
宮田浩一

東京電力 原子力・立地本部部長（ヒアリング時）
東京電力 原子力品質・安全部
原子力安全 G(ヒアリング時)

本件の作成に当たっては、以下の職員が事務及び調査を担当した。

事務	盛田 謙二	参事官（審議第二担当）（平成 27 年 8 月まで）
	石井 康彦	参事官（審議第二担当）（平成 27 年 8 月まで）
	齋田 豊	参事官（審議第二担当）付参事官補佐（平成 26 年 8 月まで）
	松宮 志麻	参事官（審議第二担当）付参事官補佐（平成 26 年 8 月から）
	冲山 清観	参事官（審議第二担当）付専門職（平成 26 年 6 月まで）
	菊地 隆一	参事官（審議第二担当）付専門職（平成 26 年 7 月まで）
	熊谷 鷹佑	参事官（審議第二担当）付専門職付（平成 26 年 10 月まで）
	柳原 情子	参事官（審議第二担当）付専門職付（平成 26 年 10 月から）
調査	衛藤 基邦	上席学術調査員（平成 27 年 4 月まで）
	辻 明子	上席学術調査員（平成 27 年 12 月まで）

要 旨

1 作成の背景

平成23年3月11日の東日本大震災により東京電力福島第一原子力発電所では炉心溶融・水素爆発・放射性物質大量放出という大事故が発生した。事故原因については、政府事故調査委員会、国会事故調査委員会、民間事故調査委員会、東京電力事故調査委員会ほか各種事故調査委員会が設置され調査報告書が公表されている。また、平成26年10月には原子力規制委員会が福島事故の分析の中間報告を公表したが、未だ不明の点も多くある。

2 現状及び問題点

上記の事故調査委員会の他にも幾つかの学会、組織による調査報告書が発出されている。また、専門家の視点から事故に関して原因を解明し安全性の向上を提案する論文も学会誌等に掲載されている。その後、事故現場への立ち入りも徐々に可能となっており、東京電力等から順次判明した事実も公表されてきている。

しかしながら、各種事故調査報告書の間、また、専門家の間でも判断が異なる事項があるのが現状である。日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会は、学術的観点から福島第一原子力発電所で発生した事故事象を検討する必要があると判断し、福島第一原発事故調査に関する小委員会を設置し、主として4件の事故調査報告書を比較検討するとともに新たに公表された事実及び関係者からのヒアリング等を通じて検討を進めてきた。第22期においては1号機における非常用復水器(IC)の作動の妥当性をはじめとする3項目についての検討結果を記録として残しているが、今回、3号機における高圧注入系(High Pressure Core Injection、HPCI)の状況、2号機における事故の推移、ベントに関する課題に関する3項目についての検討内容を記録として残しておく。

3 記録の内容

検討の結果以下の見解を得た。

(1) 3号機における高圧注入系(HPCI)の状況

HPCI 運転・停止においての問題点として、①現場から本店対策本部にいたる間の情報共有が十分できておらず、大局的な方針を見誤った、②発電所複数号機を一人の所長が判断する体制が、今回の緊急時には無理があったのではないか、③HPCI 停止時期の早い時点での検討がなされていなかった、がある。

(2) 2号機における事故の推移

RCIC (Reactor Core Isolation Cooling、原子炉隔離時冷却系) 作動期間中に格納容器ベント及び原子炉の減圧と消防車による代替注水が出来ていれば、原子炉内の燃料溶融は避けられた可能性がある。

RCIC の作動停止後、格納容器の温度と圧力がさらに高くなり、損傷を受けた格納容器から、大量の放射性物質が大気に放出されたものと考えられる。

1号機建屋の水素爆発の折に2号機のブローアウト・パネルが脱落して、この経路を通過して2号機に大量に発生した水素が外気に放出されたため、水素爆発が起こらなかつ

たと推測される。

(3) ベントに関する課題

わが国のベントは、多くの設備上の課題を抱え、アクシデントマネジメント(Accident Management;AM)の準備不足もあって、ベント操作が困難を極めたものと判断する。事業者(東京電力)がこれらの課題に真摯に対応していれば、早期のウェットベントに成功して放射性物質の放出を抑制でき、汚染も軽度で済んだ可能性がある。

目 次

1	はじめに	1
2	3号機における高圧注入系（HPCI）の状況	2
(1)	HPCI の運転条件及び事故時の状況	2
(2)	HPCI 停止操作の妥当性	3
(3)	HPCI の機能維持レベル、冷却水注入量について	4
(4)	HPCI 停止の判断	5
(5)	HPCI の動作状況に関する情報伝達	6
(6)	3号機炉心冷却の対応について	7
(7)	まとめ	7
3	2号機における事故の推移	9
(1)	事故の大まかな経緯	9
(2)	原子炉隔離時冷却系（RCIC）の働き	9
(3)	格納容器ベントの遅れ	10
(4)	代替注水の遅れ	12
(5)	炉心溶融	12
(6)	放射性物質の漏洩	13
(7)	15日6時14分ごろの爆発音	13
(8)	2号機において水素爆発が起きなかった理由	15
(9)	多数号機事故の影響	15
(10)	まとめ	16
4	ベントに関する課題	17
(1)	ベントとは	17
(2)	各号機のベントの時系列	17
①	1号機ベントの時系列	18
②	2号機ベントの時系列	19
③	3号機ベントの時系列	20
(3)	問題点	21
①	ベントの位置付け	22
②	設備上の課題	22
③	AMの準備不足	23
④	問題点の指摘	23
(4)	まとめ	23
5	まとめ	24
	<用語の説明>	25

<略語集>.....	26
<参考文献>.....	27
<参考資料1>	
福島第一原発事故調査に関する小委員会審議経過.....	29
<参考資料2>	
3号機における高圧注入系（HPCI）の状況に関する参考資料.....	32
<参考資料3>	
2号機における事故の推移に関する参考資料.....	33
<参考資料4>	
東京電力への質問とその回答.....	41

1 はじめに

日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会（以下本分科会と言う）は、東日本大震災の際、東京電力福島第一原子力発電所で発生した事故事象について検討を進めているが、第22期の記録に引き続きここにその後の検討内容を記録として残しておく。

福島第一原子力発電所の事故については、既に政府事故調査委員会[1]、国会事故調査委員会[2]、民間事故調査委員会[3]、東京電力事故調査委員会[4]から報告書が公表されている。そのほかに、各種学会、組織による調査報告書が発出されている。また、福島原発事故に関して原因を解明し専門家の視点から安全性の向上を提案する論文も学会誌等に掲載されている。その後も東京電力等から順次判明した事実が公表されており、また、平成26年10月には原子力規制委員会が福島事故の分析の中間報告[5]を公表した。

これらの事故調査の結果及び検討においても未だ不明の点も多くあり、事故調査報告書間でも判断が異なる事項もある。本分科会は福島第一原発事故調査に関する小委員会を設置し検討を進め、主として上記4事故調査報告書を比較検討するとともに新たに公表された事実及び関係者からのヒアリング等を通じて、学術的観点から福島第一原子力発電所で発生した事故事象を検討してきた。

福島第一原子力発電所事故の原因については、各事故調査委員会報告書において、種々の検討がなされているが、本分科会では、事故前の地震対策・津波対策の妥当性、津波襲来後の事故対応の適否、シビアアクシデント対策の準備の妥当性等背後的要因も含めて検討する目的で以下の具体的項目を取り上げて検討を進めた。

- ・ 1号機における非常用復水器（Isolation Condenser、IC）の作動の妥当性、地震発生後の配管破損事故に伴う冷却材喪失事故（Loss of Coolant Accident、LOCA）の有無と事故進展への影響、非常用発電機の停止原因。
- ・ 3号機における高圧注入系（High Pressure Core Injection、HPCI）の運転状況。
- ・ 2号機における事故の推移。
- ・ ベント操作の妥当性、代替注水の準備手順の妥当性、全電源喪失後の電源確保の対応。
- ・ 最大津波波高及び発生頻度評価の妥当性。

第22期での記録[6]においては1号機に関する3項目について記載されているが、今回、3号機における高圧注入系の状況、2号機における事故の推移、ベントに関する課題の検討内容がまとまったので記録として残しておく。

本記録の検討結果には、東京電力のヒアリング、新規公表資料等を通じて得た情報をもとに、各種学会、組織による調査報告書に記述されていない新しい知見が盛り込まれている。

2 3号機における高圧注入系 (HPCI) の状況

福島原子力発電所3号機においては、津波来襲後3月11日16:03にRCIC (Reactor Core Isolation Cooling、原子炉隔離時冷却系) の手動起動に成功し冷却が行われていた。その後、3月12日11:36にRCICが停止したが(運転継続時間19時間33分)、運良く12:35分(約1時間後)にHPCIを起動することに成功し、冷却を継続していたが約14時間運転継続後手動で停止し、その後長期にわたり冷却機能を失い、炉心損傷に至ってしまった。

本小委員会はこの間の事情を国会事故調[2]、政府事故調[1]、民間事故調[3]、東電事故調[4]及び政府事故調技術解説[7]における関連記述を調べ検討した。各報告書ともHPCI停止の状況の記述に終わっており、手動でHPCIを停止したことの可否、あるいはその間の事情に関しては掘り下げた記述はなかった。ただ、政府事故調は代替注水の準備が不十分であったことについては詳細に論じている([1]II-5-(8)福島第一原発及び福島第二原発における事故対処の状況と比較)。今回、調査を進めていく過程で出てきた疑問点について、東京電力に直接ヒアリング[8]を行ない、検討を進めた。

(1) HPCI の運転条件及び事故時の状況

HPCI については、その流量が大きいと、流量を調節しなければ、原子炉水位が急上昇してすぐに停止してしまう。そして、再起動には多くの電気を必要とすることから、バッテリーの消耗が大きくなる。そのため、当直は、あらかじめ、HPCI のテストラインの電動弁を開操作して、原子炉に注入するラインと水源である復水貯蔵タンク (CST) に戻るラインを作り、HPCI の流量を調節して作動できるようにしていた(参考資料2 図参 2-1)。その後、3号機原子炉は、HPCI の作動によって減圧が顕著となり、12日17時30分頃には2MPa[gage]、19時以降0.8MPa[gage]から1.0MPa[gage]までの数値を示すようになった(参考資料2 図参 2-2)。

HPCI は、本来、原子炉圧力が1.03MPa[gage]から7.75MPa[gage]程度の高圧状態にある場合に短時間に大量(682 t/h)に原子炉注水をするために用いることが予定された注水システムであった。この流量では約3.7時間でタンク水を使い切る。しかし、3号機のHPCIについては、原子炉圧力が0.8MPa[gage]から0.9MPa[gage]を推移している中で、流量調整をしながら、手順で定められた運転範囲を下回る回転数で長時間作動させ続けていた。流量を絞っていたので、復水貯蔵タンクの水量(2500トン)を使い切るまでかなりの時間があつたと考えられる。

3月12日19時42分頃に0.820MPa[gage]を示し、それ以降、HPCIが停止するまで1MPa[gage]未満の値を推移し、HPCI停止直後の同月13日2時44分頃には0.580MPa[gage]を示した(東電事故調[4]報告書添付資料8-16(4/4))。

東京電力の見解(参考資料4、3号機HPCIの操作に関して)：

「13日2:00頃から、それまで0.8~0.9MPaで推移していた原子炉圧力が低下傾向となり、それに伴いHPCIタービン回転速度が更に低下しました。このため、HPCIは、タービン振動の増大から損傷に至ることがこれまで以上に懸念されました。その上、タービン回転速度低下に伴い、ポンプ吐出圧力も低下して原子炉圧力と同程度となったこ

とから、HPCI によって原子炉へ注水されていないと判断されました」

すなわち、HPCI はタービンが回転していれば注水できているとの誤認識があったものと推察される。1, 2号機では原子炉水位は3月11日夜から測定が開始されていたが、3号機の原子炉水位確認はHPCI停止後の3月13日5時から開始され、この時点では炉心上端水位を下回った値が観測されている。1, 2号機と同じタイミングから水位の確認が実施されていればHPCIの機能喪失が早期に判明したものと考えられる。

3月13日2時42分頃、当直は、3/4号中央制御室において、制御盤上のHPCIの停止ボタンを押し、さらに、タービン蒸気入口弁の全閉操作をして、HPCIを手動で停止した。

この時の操作により動いた機器は以下の機器である。運転員が中央制御室のHPCI制御盤にて、HPCIの停止ボタンを押すとともにHPCIタービン蒸気入口弁(図参2-1タービン上流側3つ目のM0弁)を操作スイッチで全閉としHPCIを停止した。「HPCIの停止ボタンを押す」とHPCIの蒸気止め弁(タービン蒸気入口弁の次のH0弁)が閉まった。蒸気止め弁は油圧制御されていて、「停止ボタン」により直流電源で制御されている電磁弁が励磁される。その結果、油がダンプされ油圧が開放され、(運転中は油圧で開となっている)止め弁が閉まる設計となっている(この時点では電磁弁が動作した)。

さらに、タービン蒸気入り口弁を閉めるのは蒸気止め弁の閉操作のフォローアップで、当該弁は直流駆動の電動弁(Motor Operated Valve: M0弁)である。このタイミングではこの電動弁も動作した。

そして、13日2時45分頃及び13日2時55分頃、当直は、3/4号中央制御室において、制御盤上の遠隔手動操作によりSR弁(Safty Relief Valve;逃し安全弁)の開操作を実施した。しかし、いずれの場合も、制御盤上のSR弁の状態表示ランプは、「全閉」を示す緑色ランプから「全開」を示す赤色ランプに変わらなかった。直前には、蒸気止め弁、タービン蒸気入り口弁が動作したにもかかわらずこちらの電磁弁は動作しなかった。

東京電力は電磁弁不動作に関して以下の見解を持っている。「3号HPCI停止操作時点で、直流が相当へたってきていて、止め弁や蒸気入り口弁が閉止した後で、SR弁の電磁弁が駆動できなかったという事実はありますが、なぜそうだったのかという分析は出来ておりません。」

以上がHPCI運転中及び停止直後SR弁開操作を試みた時点までの状況である。

(2) HPCI 停止操作の妥当性

HPCIを手動停止させた後、原子炉SR弁を開にして原子炉圧力を減圧し炉心注水による冷却を実施しようとしたが、SR弁開に失敗してしまった。炉心注水が可能な状態であることを確かめずにHPCIを手動停止してしまった操作に問題はなかったか検討した。

「HPCIを手動停止させる前に、いつでも原子炉注水が可能となる状態にした上でSR弁による減圧操作を試みることは可能であったか。」との質問に対し東京電力は以下の

様に回答している（平成 26 年 3 月 15 日）。

東京電力の見解（参考資料 4、3 号機 HPCI の操作に関して）：

「HPCI は自動起動後、原子炉圧力の低下に伴ってタービン回転数が低下し、操作手順書に記載のある運転範囲を下回る低速度で運転を続けていました。これは、いつ停止するかわからない状況であり、そのような中、原子炉圧力が更に低下傾向を示すという HPCI にとって厳しい運転状態に陥り、本来なら停止（隔離）する圧力まで原子炉圧力が低下したにもかかわらず、HPCI は停止しない状況となりました。このような状況において、SR 弁を開操作するということは、更なる原子炉圧力の低下を招き、その結果として、タービン振動の増大、ひいてはタービン付近の損傷に至ることが懸念されました。HPCI タービン付近が損傷すると、原子炉内の蒸気が HPCI 室内に放出され、その後の事故収束に大きな制約を与える可能性があります。」

さらに低圧運転状態に関し次の質問をした。「HPCI は、本来、原子炉圧力が 1.03MPa [gage] から 7.75MPa [gage] 程度の高圧状態にある場合に短時間に大量に原子炉注水をするために用いることが予定された注水システムであったが、定格を下回っていた 0.8～0.9MPa [gage] は 1.03MPa [gage] に対して緊急に止めなくてはならない危険な圧力だったのか。あるいは振動等の兆候があったのか」。これに対する回答は以下の通りである。東京電力の見解（参考資料 4、3 号機 HPCI の操作に関して）：

「13 日 2:00 頃から、それまで 0.8～0.9MPa で推移していた原子炉圧力が低下傾向となり、それに伴い HPCI タービン回転速度が更に低下しました。このため、HPCI は、タービン振動の増大から損傷に至ることがこれまで以上に懸念されました。その上、タービン回転速度低下に伴い、ポンプ吐出圧力も低下して原子炉圧力と同程度となったことから、HPCI によって原子炉へ注水されていないと判断されました。更に、本来ならば HPCI が自動停止する圧力 (0.69MPa) 以下まで原子炉圧力が低下したにも係らず、HPCI は自動停止しませんでした。これらのことから、早急に HPCI から DDFP^{*1}による代替原子炉注水に切り替える必要があると判断したものです。なお、当日のヒアリングにおいては『作業員がタービン振動の増大を確認に行った』との証言もあった。」

このような状況になった時点では、炉心露出に伴う高温流体の HPCI タービンへの流入によって損傷が起これ、格納容器をバイパスする放射性物質の放出経路となる恐れが一般的に言って高いと判断し、SR 弁による減圧操作をせず HPCI を停止した現場の行為はこの時点ではやむを得なかったと考える。ただし、直流電源の残り容量のチェックを HPCI 手動停止、DDFP 使用開始を検討し始めた時に実施しておけば DDFP への切り替えがよりスムーズに実施できたのではないかと。

(3) HPCI の機能維持レベル、冷却水注入量について

HPCI を手動で停止する直前での炉心への注入流量はおおよそどのくらいであったか（テストラインを使用した戻りの流量を引いた値）。タービン損傷の可能性を除外して、

*1 DDFP: Diesel-Driven Fire Pump: ディーゼルエンジン駆動の消火用ポンプ

非常用復水タンク（2500 トン）を使い切るまでの時間は推定できるか。原子炉圧力が HPCI 停止直前まで低く抑えられていたという事実から、HPCI による冷却は有効に行われていたと解釈できるのか。このような事項を検討対象として取り上げた。これらに対する東京電力からの回答は以下の様になっている。

東京電力の見解（参考資料 4、3号機 HPCI の操作に関して）：

「現在、当社は HPCI を手動で停止する以前の時点で原子炉への十分な注水ができていない状態になっていたものと推定しております。（現時点で推定しているおおよその注水量はほぼ 0）なお、原子炉の圧力が低く抑えられていたのは、HPCI タービンへの蒸気供給により、発生した蒸気が消費されていたことが原因ですが、水位は TAF *2以上にあったと考えられますので、冷却はできている状況であったと考えられます。」

原子力学会事故調査報告書[7、p.106]には HPCI の動作についての記述がある。これに関連して「HPCI 注水流量は 1 MPa 近傍での動作による性能劣化に伴って抽気蒸気流量より少なくなり、結果として HPCI 動作中に炉内水位は低下し始める。」の記載がある。HPCI 起動当初テストラインを用い炉心への注入水量を少なくしていたのだが、停止直前のテストライン調整はどのような状態だったか。注入量が低下した時点でテストラインを閉にすると炉心への注入流量は増える可能性はあったのか。

東京電力の見解（参考資料 4、3号機 HPCI の操作に関して）：

「HPCI は、RCIC よりも流量が大きく原子炉水位の上昇が速いことから、水位調整範囲を広く取ったうえで原子炉水位高による HPCI の自動停止に至らないように、原子炉への注水ライン及びテストラインの両ラインに通水するようにし、テストラインの弁の開度調整や FIC*3にて流量を設定し、運転していました。その後、12 日 20 時 36 分に原子炉水位計の電源が喪失し、13 日 3 時 51 分に復旧するまでの間、原子炉水位は確認できない状況となりました。水位が確認できなくなった後も、テストラインの弁を閉じたことは確認されていないことから、テストラインにも通水されていたと考えられますが、運転員は水位が監視できなくなったことを受けて、原子炉へ確実に注水されるよう、HPCI の流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力や HPCI 吐出圧力などにより運転状態を監視していました。このような注入流量確保のための操作にも関わらず、HPCI の性能劣化により水位が低下していったことから推定すると、テストラインを閉にしても注入流量を継続的に十分確保できるという状態にはならなかったものと考えられます。」

原子炉圧力が 1 MPa[gage]以下となってしまった状況では炉心への注水はほぼ 0 であったと推測される。また、戻りラインの流量を調整しても炉心注入量を増やすことは不可能であったと考えられる。

(4) HPCI 停止の判断

*2 TAF: Top of Active Fuel:原子炉内燃料最上部

*3 FIC: Flow Indicator Control : 流量制御計

HPCI を手動停止させる判断はどのような体制になっていたのかの疑問が出てくる。これについての東京電力の見解は以下の様になっている。

東京電力の見解（参考資料4、3号機 HPCI の操作に関して）：

「原子炉圧力が更に低下したことで、前述のような状況となったことから、早急に HPCI から DDFP による代替原子炉注水に切り替える必要があると、当直長が判断したものです。なお、HPCI から DDFP への切替にあたり、HPCI を停止させるなどの具体的な操作については当直長の権限で行うものであり、また、HPCI 停止前から、HPCI の後は DDFP 使用して原子炉に注水することが中央制御室及び発電所対策本部全体の共通認識となっていました。」

原子炉圧力が低下し、HPCI の動作が不安定になったこと HPCI の水源に限りがあることから、いずれかの時点で停止しなければならないことは明白である。それゆえ、今回の状況では停止の判断を当直長にまかせるのではなく、津波到達直後には建屋内の照明は消え、通信は困難な状態となったとはいえ、発電所対策本部も関与する体制にしておくのが望ましかったと考える。

担当所長の体制が緊急時には無理な体制であったのではないかの疑問も出てくる。1～4号機までを一人の発電所長が担当し、5～6号機を他の一人が担当している。これらを統括するかたちで吉田所長が存在している。通常運転時には問題ない体制であったであろうが、今回の緊急時の様に複数の号機に事故が発生している状況では、適切な対応は難しいのではないか。今後、緊急時の体制について再検討する必要がある。HPCI 停止時期の検討を行っていたかの疑問も生ずる。そもそも HPCI は緊急時の注入系であり長期間の冷却を目的とはしていない。それゆえ HPCI を停止し、DDFP に切り替えることが共通認識となっていたにもかかわらず、いつの時点で HPCI を停止すべきかの検討がなされた形跡がない。結果的に状況が悪化し停止せざるを得ない時点で停止し、DDFP の開始（SR 弁開操作）に失敗している。冷却能力が低下する以前のより早い段階での HPCI 停止を念頭に、DDFP の開始（SR 弁開操作）のための直流電源の手当て等を行いながら停止を実施すべきであった。

政府事故調も HPCI に引き続く冷却系の事前の準備が欠如していたことを指摘している。（〔1〕P174；II-5-(8)福島第一原発及び福島第二原発における事故対処の状況と比較、P178 (c) 問題点の指摘）

(5) HPCI の動作状況に関する情報伝達

政府事故調報告書には次の記述があり情報伝達が遅れたと指摘されている。「手動停止後当直長は、SR 弁の減圧操作失敗等の状況を報告して、今後の対応を発電班と相談していた。しかし、かかる情報は、発電班のごく一部の人間の間で共有されただけで、発電班長には随時の報告がなされず、発電所対策本部及び本店対策本部が情報共有できたのは、原子炉圧力が 4MPa[gage]を超えた後の同日 3 時 55 分頃であった。明らかに報告が遅れた。」（〔1〕政府事故調中間報告 p 184③）。

この遅れは何らかの止むを得ない事情があったのか。

東京電力の見解（参考資料4、3号機HPCIの操作に関して）：

「HPCI停止前から、HPCIの後はDDFPを使用して原子炉に注水することが中央制御室及び発電所対策本部全体の共通認識でしたが、HPCI手動停止後の一連の対応状況が発電所対策本部全体で共有されるまで時間がかかったことは事実です。HPCI停止からDDFPによる代替原子炉注水へ移行できない状況となった後は、注水再開のために様々な試み（SRV^{*4}開操作、RCIC・HPCI再起動等）を行っており、情報伝達の遅れがその後の対応に影響を与えたとは考えておりませんが、当時は、注水再開のために様々な試みを行っている非常に混乱した状況に加えて、情報伝達手段も限られていたような状況であったことから、発電所対策本部全体で情報が共有されるまで時間がかかったものと考えております。」

このような事情を考慮しても、情報伝達が明らかに不十分であり、停止直後の当直員の操作に影響を与えるものではないが、大局的な方針変更が遅れが生じたと考える。

(6) 3号機炉心冷却の対応について

12日11時36分のRCIC停止後、RCICの再起動を試みているが、これは長期冷却にはHPCIよりRCICが適切であることを現場は認識していたからである。HPCIの起動はやむを得ない次善の策であった。HPCIは緊急時の注入系であり長期間の冷却を目的とはしていない。幸いHPCIの動作により原子炉圧力が下がっていたが、HPCI動作期間中はDDFPの吐出圧を原子炉圧力が超えており注水が可能な状態ではなかった。それゆえ、HPCI起動後できるだけ早い時期に原子炉を減圧してDDFPの注水に切り替えることを最優先目標として対応をとっていれば、炉心冷却が継続して行われ炉心溶融に至らなかった可能性もある。

政府事故調中間報告（参考資料2）による事故推移の記述からは、DDFPの吐出圧は3月12日から13日にかけて0.42～0.61MPa[gage]が記録されている（p174）。原子炉圧力はHPCI停止直前（2時44分）に0.58MPa[gage]に低下した。さらに3月13日にSR弁開放後、9時10分には0.46MPa[gage]、9時25分には0.35MPa[gage]に低下した（p181）。このことからポンプ吐出圧の見地からは原子炉を減圧すればDDFPによる注入は十分可能であったと考える。

政府事故調報告（〔1〕、VI総括と提言）も「6時間以上にわたって原子炉注水が中断した問題点」、「福島第一原発における対応は適切さを欠いたものであった」と記述している。日本原子力学会事故調報告（〔9〕、6事故の分析評価と課題）においては、「HPCI停止後直ちにSRV開放によって減圧し、時間差なく消防車注水を開始することにより、燃料被覆管のバースト破損は免れることができる。」と指摘している。

中央制御室及び発電所対策本部全体ではHPCIの後はDDFPを使用して原子炉に注水することが共通認識ではあったが、緊急時の対応に追われていた現場に大局的な判断を期待することは難しかったと考える。現場がHPCIの損傷（すなわち格納容器をバイパスして放射性物質が放出される恐れ）を懸念して、HPCIを手動停止した対応はやむを得

*4 SRV:SR弁（前述）

なかった。

本店対策本部が現場との情報共有を確立し、技術的検討をしっかりと行い大局的な方針を現場に伝えることが事故拡大防止にとり重要であった。大局的方针には、原子炉減圧操作、格納容器ベント、早い時期での DDFP による注水開始が含まれる。

(7) まとめ

以上の検討結果から HPCI による冷却は原子炉圧力が低下した 12 日 17 時 30 分頃以降は有効には働いていなかったと考える。そのため最終段階で HPCI を手動停止した現場の行為はやむを得なかったと考えるが、引き続いての炉心注水冷却ができなかったことが致命的と言える。HPCI 運転・停止においての問題点と考える事項は以下の 3 点である。

- ・現場から本店対策本部にいたる間の情報共有が十分できておらず、大局的な方針を見誤った。
- ・発電所複数号機を一人の所長が判断する体制が、今回の緊急時には無理があったのではないか。
- ・HPCI 停止時期の早い時点での検討がなされていなかった。

3 2号機における事故の推移

1, 3, 4号機原子炉建屋が次々に水素爆発を起こす中で、2号機原子炉建屋の水素爆発は回避された。それにもかかわらず、2号機では原子炉隔離時冷却系(RCIC)が働かなくなった後、格納容器が長時間高温高压に晒されて損傷し、大量の放射性物質が環境に放出された。これらの理由を検証するために、本小委員会は国会事故調[2]、政府事故調[1]、民間事故調[3]及び東電事故調[4]における2号機における事故の推移に関する記述を精査し、比較検討した。また政府事故調技術解説[7]も参考にした。さらに調査を進めていく過程で出てきたいくつかの疑問点については、東京電力に直接ヒアリング[6]を行なった。2号機の事故調査に関しては上記4つの事故調間で大きな見解の相違は見られなかったが、東京電力のヒアリング資料には、これらの事故調の報告に記述されていない新しい知見が盛り込まれている。

なお、2号機の概要(①発電プラント、②原子炉隔離時冷却系(RCIC)、③格納容器ベント、④代替注水系)については、<参考資料3(1)>に示した。

(1) 事故の大まかな経緯

事故の大まかな経緯を時系列的に整理して<参考資料3(2)>に示す。また、原子炉压力容器/格納容器の時系列的な圧力変化と正門付近の線量率の変化を<参考資料3(2)>に示す。

(2) 原子炉隔離時冷却系(RCIC)の働き

2号機においては津波襲来後の全交流電源喪失(SBO:Station Black out)状態の下で原子炉隔離時冷却系(RCIC)が原子炉への注水系となって、これが1号機の非常用復水器(IC:Isolation Condenser)と異なり、フェイルアズイーズ設計となっていたために、津波襲来以前の状態、すなわち弁開の状態が維持されて約70時間働き続けた。しかし、発電所対策本部及び中央制御室では当初RCICが働いているという確認が取れず、かなりの危機感を持って(すなわち、1号機をはじめとする他号機の対策に優先して)2号機対策に取り組んでいた。

RCICは、原子炉の高圧蒸気によりRCICタービンポンプを駆動し、復水貯蔵タンクの冷却水を原子炉に供給するシステムである。通常は、RCICタービンの回転数を制御し、原子炉への注入流量が一定となるように運転される。

しかし2号機のRCICは、制御に必要なDC(Direct Current:直流)電源がない状態で無制御の運転状態となっていた。RCICタービンの回転数を制御するタービンの入口にある蒸気加減弁は、DC電源の喪失で全開となり、RCICタービンポンプは高い回転数で運転される状態となっていた。このため、原子炉水位は上昇し、主蒸気配管の位置に達すると、RCICタービンへは、原子炉蒸気の他に原子炉水も供給されることになり、RCICタービンとしては効率が悪い状態になったと考えられている。原子炉で発生する崩壊熱は、RCICタービンの運転に必要なエネルギーとして多く消費されるとともに、残ったエネルギーはサプレッションプール(S/P:Suppression Pool)に排気され、S/Pの水温が上

昇していった。なお、2号機の RCIC ポンプの水源は、運転員により復水貯蔵タンクから S/P に切り替えられていた。無制御の状態ではあったが、このような運転でエネルギーがバランスし、原子炉は約 6MPa [gage] で長時間維持されていたものと考えられる（＜参考資料 3 ②＞参照）。

SBO 状態の下では格納容器の冷却系（残留熱除去系）も作動することが出来ず、長時間運転になるほど S/C (Suppression chamber: 圧力抑制室) 内の温度と圧力は上昇する。したがって、時間の経過とともに RCIC の冷却機能は低下し、14 日 13 時 25 分ごろに機能喪失と判断された。

(3) 格納容器ベントの遅れ

格納容器の圧力が上昇した場合、S/C がベント実施の設定圧力（ラブチャーディスク作動圧力）を超えた段階でベントにより蒸気を格納容器の外に逃がして圧力を下げる必要があった。発電所対策本部及び中央制御室ではこのことを予期して早くから S/C ベントの準備をしていた。2号機では崩壊熱が S/C に蓄えられた場合より緩やかな格納容器圧力上昇が観測されていた。この原因はトールラス室（S/C の外側）に海水が流れ込んで S/C を冷却していたものと推定されている[11]。このため、格納容器圧力がベントラインのラブチャーディスク作動圧力までなかなか上昇せず、14 日 11 時 01 分に起きた 3号機の水素爆発の影響でベントラインがダメージを受け、予め開けてあったベント弁が閉じてしまった。その後再度ベント弁開操作を試みたが、これがうまくいかず難渋した。

その後 14 日 23 時 35 分ごろ、発電所対策本部は方針を変えて格納容器本体のドライウェル (D/W: Dry Well) からのベント^{*5}を試みたが、結果としてこれもうまくいかなかったようである。

ベントが行なわれる前に 15 日 6 時 14 分頃、大きな衝撃音と振動が発生、ほぼ同時に S/C の圧力指示値がダウンスケールするとともに、D/W 圧力は 15 日 7 時 20 分の 0.720MPa [abs] から 11 時 25 分の 0.155MPa [abs] へと大幅にダウンした。

この緊迫する状況に対して、東電事故調[4, p164]は以下のように記述している。

「14 日 20 時頃～15 日 6 時頃格納容器（ドライウェル(D/W)、圧力抑制室(S/C) 圧力に低下が見られない中、格納容器ベントラインの復旧を進め、圧力抑制室側ラインの構成を 14 日 21 時頃に完了した。しかし、その時点においてはベント実施の設定圧力^{*6}には至っていなかった。格納容器圧力を監視していたところ、通常はほぼ同じ値であるは

*5 S/C ベント及び D/W ベントはそれぞれウェットベント及びドライベントと呼ばれることもある。後者は D/W 内の蒸気が直接外部に放出されるのに対して、前者は S/C 内の水中を通った蒸気が外部に放出されるために、放射性物質が水に吸収されて外部に放出される放射性物質の量が大幅に緩和される。（＜参考資料 3 ④＞参照）

*6 この「設定圧力」は、ラブチャーディスクの作動圧力（破れる圧力）を指しており、2号機の場合、0.427MPa [gage]（約 0.528 MPa [abs]）となる。ベントライン構成が完了した 14 日 21 時ごろの D/W 圧力は約 0.42MPa [abs] であり、ラブチャーディスクの作動圧を下回っていた。（東電ヒアリング資料[6]より）

ずが、ドライウエル圧力が上昇する一方、圧力抑制室の圧力はほぼ一定値を示した。ドライウエル側のベントラインの構成を試みたが、構成できず緊迫した状況が続く中、15日6時14分頃、大きな衝撃音と振動が発生、ほぼ同時に圧力抑制室の圧力指示値がダウンスケールを示し、発電所対策本部に0kPa[abs]と伝えられた。

圧力抑制室が破損した可能性が考えられたため、最小限の要員を除き、一時退避した。」

一方、民間事故調[3, p32]に以下の記述がある。

「2号機では、減圧操作と同時に、ベントのための努力も継続されていた。ドライウエルの圧力は上昇し、14日22時50分には0.540MPa[abs]となって、ラプチャーディスク作動圧を超えた。この頃には、圧力抑制室から出る2本のベントラインの一つが、わずかに使用可能な状態になったと思われた。」

しかしながら、ラプチャーディスク作動圧を超えた後も、ドライウエル圧力は上昇傾向を続け、23時35分には0.740MPa[abs]に達した。一方で圧力抑制室の圧力は、ドライウエル圧力が上昇するにつれて、逆に下降傾向を示した。そこで、圧力抑制室の代わりに、ドライウエルからラプチャーディスクに至るラインを構成し、ベントを実施することが決断され、ラインの構成が行われた。しかしながら、2号機のベントが結局実施されたか否かについては、今のところ明らかになっていない。」

以上の記述に対して以下の疑問が生じる。

「S/Cからのウェットベントの準備が整い、かつ設定圧力を上回ったにもかかわらず、ラプチャーディスクが働かなかった（すなわちディスクのラプチャー（破断）が起らなかった）理由は何か」

この疑問に対して、東京電力から以下の回答[8]を得ている。

「14日21時ごろにS/Cベント弁（小弁）を微開とすることで、ベントラインの構成が完了したが、その後もD/W圧力は上昇を続け、22時50分頃にラプチャーディスク作動圧を超えて、23時30分頃には約0.7MPa[abs]に達した。これは、一旦微開となったS/Cベント弁（小弁）が閉まっていたことが原因と考えている。なお、ラプチャーディスクが作動していたかどうかについては、現在も確認されておらず今後の検討課題となっている。」

ラプチャーディスクは“放射性物質の放出を避けるため、出来るだけベントを遅らせる”との方針のもとに、ベント弁開閉の誤動作により放射性物質が放出されることを防ぐための、多重防護の観点から設置されたわが国独自の装置である。このたびの2号機の事故では、格納容器からの熱除去手段を喪失した段階での炉心冷却の維持、ならびに炉心溶融による格納容器圧力の異常上昇に対しては、これを外に逃がすベントを成功させることが必須であったが、ラプチャーディスクがベントの阻害要因になっていなかったかについて、ベント弁の開閉状態の検証とともに、今後さらなる検証が求められる。

なお、格納容器のD/WとS/Cにおける圧力表示のミスマッチに関して、政府事故調[1, p65]は以下のように述べている。

「(b) S/C圧力計が示す実測値との関係

2号機 S/C圧力計については、14日22時10分頃以降、D/W圧力計の上昇傾向に比

して、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、電気系統で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。」

以上の記述から、2号機においては十分な時間の余裕があったにもかかわらず、3号機建屋の水素爆発の影響を受けてベントラインが閉となり、S/C ベントから D/W ベントへの切り替え等様々な試みを行なったにもかかわらず、結局ベントに失敗して、格納容器が設計基準を大きく超える高温、高圧に長時間晒されて損傷し、大量の放射性物質が外部に放出される結果となったことが伺える。

(4) 代替注水の遅れ

SBO 状態で RCIC が働かなくなった場合、それに代わる冷却の方法は消防車による原子炉圧力容器への直接注水である。しかし、圧力容器内の圧力は約 7MPa と極めて高圧であるため、消防ポンプの吐出圧力をはるかに超え、消防車による注水を有効にするためには、まず原子炉内の圧力を下げる必要がある。このためには逃し安全弁 (SR 弁) を開にして、原子炉内の高圧の蒸気を S/C に導くことが必要となる。この操作は減圧と呼ばれる。しかし、この操作により大量の熱 (高温蒸気) が S/C に移動するため、S/C の冷却が出来ない状況の下では S/C 内の急激な温度及び圧力の上昇を招くことになり、S/C からのベントの体制を整えてから減圧を行なうことが求められる。14 日 12 時ごろから 14 時 30 分頃にかけてベントが先か減圧が先か議論を行なっている。はじめはベントが先と方針を定めてベントに取り組んだが、3号機水素爆発の影響を受けてベントラインの弁を開に出来ず、16 時 30 分過ぎに方針を変えて減圧のため SR 弁の開操作を行なったがこれもうまくいかなかった。

その後、19 時 03 分になってようやく SR 弁開に漕ぎつけ注水を開始するも、19 時 20 分には消防車の燃料切れにより注水は中断し、ようやく 19 時 57 分から連続注水が開始された。しかし、原子炉内の不安定な圧力変動の影響を受けて、注水作業も不安定な状態が続いた。

(5) 炉心溶融

国会事故調[2, p149]に以下の記述がある。

「14 日 13 時 25 分には、ここまで延々と原子炉を冷やし続けた 2 号機の RCIC が停止した。原子炉水位は依然 TAF+2400mm を維持していたが、16 時 30 分までには炉心の露出が始まる可能性がある。それを知りつつも、作業は強い余震に阻まれて中断した。作業が再開された 16 時には、原子炉水位は TAF+300mm までに低下していた。状況はそのまま回復に向かうことなく、炉心の露出が始まった。」

18 時 22 分、炉心が完全に露出した。原子炉圧力を下げるため SR 弁を開いたが、格納容器の圧力には予想した上昇が見られない。このことから、放射性物質の格納容器から原子炉建屋への漏洩が生じていたものと推測される。ようやく原子炉圧力を 0.63MPa まで低下させたが、消防車の燃料切れで注水ができず、原子炉の空だき状態が続いている。20 時 30 分頃から 21 時 20 分ごろまでの間、注水すると原子炉圧力が上昇して注水が停

止し、再び原子炉圧力を下げてから注水すると再び原子力圧力が上昇するという現象が反復される。2台のSR弁を開くことで原子炉の減圧を加速し、これが功を奏して原子炉圧力容器への注水が進むようになり、22時にはTAF-1600mmまで回復した。」

これによれば、14日16時30分ごろまでに炉心の露出が始まり、18時22分には完全に露出している。したがってこの時間帯から炉心の溶融が始まっていたことがうかがえる。

本事象に関するシビアアクシデント解析[10]では、原子炉の減圧に伴い炉心が露出して溶融し、大量の水素が発生して格納容器圧力を上昇させたものと考えられ、不十分な注水によりジルコニウム-水反応が継続すると共に炉心溶融が進展して、原子炉圧力容器下部に溜まった水に溶融物が落下するたびに大量の水蒸気が発生して原子炉圧力が上昇している。

<参考資料3(3)>の図1を見ると、19時03分SR弁開により原子炉圧力が急激に低下し、その後20時30分頃から21時20分ごろまでの間3回ほど急上昇している。東京電力では未解明問題の検討[11]が継続されており、「2号機強制減圧後の原子炉圧力の上昇について」課題リストに上げられており、最新の考察[12]において、3回の圧力上昇の生じたメカニズムについて分析している。

現段階においては、炉心溶融のプロセスにおいて未解明な点が多く、今後廃炉に向けた作業工程の中での検証が必要であろう。

(6) 放射性物質の漏洩

東電事故調報告は「15日7時20分頃からD/Wからの大量の放射性物質の漏洩があったのではないかと推定を行っている（<参考資料3(3)>参照）。14日夕刻から深夜にかけて炉心溶融が始まり、圧力容器内に発生した高温・高圧の蒸気と水素が大量に格納容器に放出された。それにもかかわらず、格納容器のベントがうまくいかず、ついに15日朝格納容器に損傷が発生して、そこから大量の放射性物質が大気に放出されたものと考えられる。

これ以前の放射性物質の漏洩は1号機及び3号機のS/Cベントならびに水素爆発に由来する地上から高い場所での放出と考えられ、したがって放射線の距離の減衰により正門の地上付近で観測された線量率は比較的低いと見られるが、2号機は格納容器本体の比較的低い位置から放出されたと考えられるため、観測された線量率は高く、かつ地上に多くの放射性物質が沈着して敷地内のバックグラウンド線量率が高くなった。このため、その後に放出された放射性物質による線量率の上昇がバックグラウンドに隠されてしまい、放射性物質の放出をモニタリングカーで検知することが困難となった。（<参考資料3(3)図2>参照）。

なお、放射性物質の環境への放出の問題に関しては、環境モニタリングデータの逆算等により明らかにされつつあり[13]、3月15日以降の放出が多いことや、2号機タービン建屋滞留水に含まれる高濃度放射性物質の再浮遊の可能性[14]の指摘など、未解明な点が残されており、引き続き調査を継続していくことが必要である。

(7) 15日6時14分ごろの爆発音

RCIC が停止して格納容器の圧力が設計圧力 0.48MPa[abs]を大きく超えて上昇し、格納容器の崩壊が懸念されて緊迫した状況の中、15日6時14分ごろに大きな衝撃音と振動が発生、それとほぼ同時刻にS/Cの圧力がゼロになった。

本件について、国会事故調[2, p150]は以下のように述べている。

「RCICによる注水が停止した2号機の原子炉は、そのまま空焚き状態から脱することができず、さらにドライウェル圧力も上昇し、15日0時02分時点で、0.75MPa[abs]に達した。6時にはドライウェル圧力が0.73MPa[abs]となり、原子炉水位はTAF-2800mmを示した。」

このとき4号機の原子炉建屋で爆発が発生した。同じころ、2号機のトーラス室(S/C)においても轟音が聞こえたとのことであり、その直後における放射線レベルが0.6mSv/h近くまで上昇している。」

現場環境が悪化し、さらなる危険が予知できない状況となったため、大多数の作業員を福島第二原発まで避難させることを決定した。7時20分から11時25分にかけて、2号機の監視が中断していた間、格納容器の圧力が0.155MPa[abs]まで低下していることが確認された。これが格納容器ベントによるものでないことは明らかで、格納容器の破損を示唆するものと推測されている。」

一方、東電事故調[4, p164]は以下のように述べている。

「<衝撃音の発生と、一部要員の退避>

・ 15日6時14分頃、大きな衝撃音と振動が発生した。ほぼ同時期に圧力抑制室の圧力がダウンスケールを示し、発電所対策本部に0（ゼロ）kPa[abs]と伝えられた。」

・ 圧力抑制室が損傷した可能性を考え、プラントの監視、応急復旧作業に必要な要員を除き、一時的に福島第二原子力発電所へ移動することとした。退避直後は約70名が発電所対策本部に残留、その日の昼頃には中央制御室でデータ監視を行う運転員や、現場の放射線量測定や免震重要棟の出入管理を行う保安班、発電所への出入管理を行う警備誘導班などの要員が、同日夕方頃には爆発の瓦礫撤去への対応を行う復旧班（土木部門）の要員が、徐々に福島第一原子力発電所へ戻って復旧作業を再開・継続した。」

・ 一方、ドライウェル圧力は15日7時20分時点で730kPa [abs] を維持していた。」

・ 次の測定である15日11時25分時点でのドライウェル圧力は155kPa [abs] に低下した。この間に、正門付近のモニタリングカーでの測定値が大幅に上昇した。」

「14日夜から15日未明にかけて、2号機のドライウェル圧力が上昇し、15日6時14分頃に衝撃音と振動が発生し、その後2号機圧力抑制室の圧力指示値が発電所対策本部へ「0」と報告されたことから、圧力抑制室が損傷した可能性があると考え（後日、衝撃音は「11. プラント爆発評価」に記載する通り2号機ではなく4号機であることを確認）、プラントの監視と復旧作業に必要な要員約70名を残し、約650名がバスや自家用車で福島第二原子力発電所へ一時退避した。」

「さらに、平成24年4月18日にロボットを用いてトーラス室内の状況確認を実施した。」

その結果、配管保温材の一部が落下していたものの、VTR^{*7}により確認された範囲で圧力抑制室（トーラス）、マンホール（2箇所）を含め、トーラス室内に大きな変形、損傷、漏えいは認められなかった。」

さらに、政府事故調[1, p64]は、地震観測記録データ分析結果に基づき、「15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^{*8}爆発によるものであったと考えられ、2号機 R/B 内で何らかの爆発的事象が生じた事によるものとは考え難い。」としている。

これらの議論に対して、本小委員会から東京電力に対する質問を行ったところ、下記回答[8]を得た。

質問：

(ア) 「D/W 及び S/C の設計圧力はいくらか」

(イ) 「格納容器は設計圧力を大幅に超えて、最大 0.75MPa[abs]程度まで上昇している。

この時点で容器の破断が心配されたが、実際には大規模な破断は回避され、シール部などからの漏洩によって減圧されたとの理解でよいか。その場合、格納容器の破断が起きる終局強度（耐圧）は何 MPa 程度と考えておられるか、言い換えれば、設計圧力に対する安全裕度をどの程度に見積もっておられたのか。」

回答：

(ア) 「2号機の D/W 及び S/C の設計圧力は 0.38MPa[gage] となっている。なお最高使用圧力は 0.427MPa[gage] である。」

(イ) 「当社としては少なくとも温度 200℃、最高使用圧力の 2 倍程度の圧力であれば格納容器の耐性として確保できる範囲と考えている。福島第一原子力発電所の事故では、格納容器からの漏洩は、圧力よりも格納容器温度が主要因としてシール性能を喪失した可能性が高いと考えている。」

上記の東京電力の回答は、炉心が溶融して格納容器内雰囲気温度が上昇していると判断されるため、最も可能性の高いシナリオを示したものであると考えられるが、最高使用圧力を大きく上回った状況が長時間継続していることから格納容器圧力が起因した可能性や、溶融した燃料デブリが床コンクリート上を広がり格納容器底辺付近の一部が破損した可能性等も考えられ、今後さらに検証していく必要がある。

(8) 2号機において水素爆発が起きなかった理由

2号機においても14日16時30分ごろまでに炉心の露出が始まり、18時22分には完全に露出しており、この時間帯から炉心の溶融が始まっていたことがうかがえる。したがって、この頃からジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、これが炉容器→格納容器→原子炉建屋へと漏洩していったことが推測される。しかし、それにもかかわらず、2号機では1号機、3号機及び4号機で起こった建屋の水素爆発は起こらなかった。

*7 Video Tape Recorder：ビデオ

*8 Reactor Building:原子炉建屋

た。これについては、1号機水素爆発の影響を受けて2号機のブローアウト・パネルが脱落し、この経路を通して水素が建屋の外部に放出されたためであると推測されている。本件に関しては事故調間で大きな見解の差はない。政府事故調技術解説[7, p112]ではこれを「ケガの功名」と評している。

(9) 多数号機事故の影響

2号機では以下に示すように、様々な形で他号機の事故の影響を受けている。

- ・ 1号機原子炉建屋の水素爆発→2号機ブローアウト・パネルの脱落→2号機原子炉建屋の水素爆発の回避
- ・ 3号機原子炉建屋の水素爆発→2号機S/Cベントラインの損傷
- ・ 4号機原子炉建屋の水素爆発→2号機格納容器の損傷と誤解され、作業員の一時避難を行なう

福島第一原発では、1～6号機が近接して設置されており、地震と津波の襲来により各号機においてさまざまな事故が同時並行的に進展していった。発電所対策本部は各号機における状況を十分に把握できないままに、緊急度の優先順位を判断するというむずかしい対応を迫られた。2号機におけるベント及び代替注水の遅れは、このような状況の下に生じたものである。

(10) まとめ

地震発生直後、2号機はスクラムすると共に非常用D/Gが起動し冷却が開始された。また、手動で弁開の操作を行なってRCICを作動させた。津波襲来後は全電源喪失の状態となったが、幸いRCICはその後約70時間にわたって作動し続けた。この間に格納容器ベント及び原子炉の減圧と消防車による代替注水が出来ていれば、原子炉内の燃料溶融は避けられた可能性がある。しかし実際には3号機水素爆発の影響を受けるなどしてベント及び代替注水に手間取り、炉心溶融を避けることは出来なかった。RCICが作動しなくなった後原子炉圧力が急上昇し、SR弁開により原子炉圧力容器から格納容器に高温・高圧の蒸気が放出されるとともに、さらに炉心溶融時のジルコニウム-水反応によって発生した高温・高圧の水素も格納容器に放出された。これによって格納容器の温度と圧力がさらに高くなり、損傷を受けた格納容器から、大量の放射性物質が大気に放出されたものと考えられる。

15日6時14分頃の爆発音は、当初2号機格納容器の爆発と考えられて作業員の避難も行ったが、後の地震波の解析によりこれは4号機建屋の水素爆発によるものであり、2号機格納容器の爆発によるものではないことが判明した。しかし、これは2号機から多くの放射性物質が環境に放出されたという事実を変えるものではない。

2号機原子炉建屋で水素爆発が起らなかった理由は、1号機建屋の水素爆発の折に2号機のブローアウト・パネルが脱落して、この経路を通して2号機に発生した大量の水素が外気に放出したためであると推測されている。

4 ベントに関する課題

(1) ベントとは

ベント (vent) とは、排気口・通気口を指す言葉であり、動詞では (通気口を) あける、(煙、ガス、液体を) 放出するという意味である。原子炉施設の事故時のベントとは、格納容器の圧力上昇を抑制するために格納容器内のガスを大気に放出する操作を指すことが多い。しかし、原子炉圧力容器の圧力を抑制するために、原子炉圧力容器内の水素や水蒸気を格納容器内に放出する場合にもベントという用語が用いられることもあるので注意が必要である。

沸騰水型原子炉 (BWR : Boiling Water Reactor) Mark I 及び II 型格納容器のベントは、炉心損傷前のベントと炉心損傷後のベントがある。炉心損傷前のベントは、原子炉への注水を行う RCIC 等の水源である圧力抑制プールの水を冷却する手段である残留熱除去系の機能が喪失した場合に、減圧沸騰によるプール水の冷却を目的としたものである。しかしここでは、炉心が大きく損傷し大量の放射性物質の放出を伴う、炉心損傷後の格納容器内のガスを大気に放出して格納容器の圧力上昇を抑制するベントについて論ずる。

BWR の格納容器ベントには、ウェットベント (wet bent) とドライベント (dry vent) とがある。

ウェットベントは圧力抑制室 (S/C) 内の水を通して格納容器内のガスを大気に放出する方法である。ウェットベントでは、格納容器内の温度上昇は抑制され、かつサプレッションプールのサブクール度が十分に確保されている場合は格納容器内の放射性物質が圧力抑制室 (S/C) 内の水で洗い落され (scrub)、大気に放出されるガス中の放射性物質濃度は、格納容器内のガスの放射性物質濃度の数十分の一から数百分の一になるとされている。しかし、格納容器内の温度上昇が抑制されていなければ、過温損傷により格納容器からの漏洩が発生するとともに、サプレッションプールが飽和温度付近の場合は洗い落とされる効果は極めて小さくなる特性がある。

一方、ドライベントは格納容器内のガスをそのまま大気に放出するので、ガス中の放射性物質濃度の低下は期待できず、大量の放射性物質により大規模な環境汚染を引き起こす可能性が高くなる。

したがって、格納容器の圧力を抑制するためにベントを行う際には、ウェットベントを試みることが通常であり、ウェットベントが上手くいかず放っておくと格納容器が破裂破壊して大量の放射性物質が一時に放出される恐れがあるなど、特別の場合にのみドライベントが実施されることになる。

(2) 各号機のベントの時系列

各号機のベントに関する主な経緯 (時系列) は東電の「福島原子力事故調査報告書 (概要版)」[4]に表の形で要領よくまとめられているが、ここではその要点と問題点を検討する上で参考になる事項を他の報告書等 [9]から追記する。

今回の事故のような全電源喪失時におけるベント操作に関してはマニュアル等が整備されていなかった。したがって、運転員がベントしようとして実施した操作、例えば仮設の空気圧縮機を用意して接続する等は全て運転員による「臨機応変」な対応であった。

① 1号機ベントの時系列

- 3月11日 17:50 頃 最初の放射線量異常に気付く（燃料の一部が冷却材液面より上に露出していた可能性）
22:30 頃 放射線量の大幅な上昇（ICが機能していなかった証左）
夜 ベントに向けた事前準備を開始
- 3月12日 01:30 頃 ベントの実施を国に申し入れ・了解
02:45 原子炉圧力容器の圧力が大幅に低下（圧力容器損傷の証左）
09:04 ベント操作を行うため運転員が現場に向け出発
09:15 第1班がPCV(Primary Containment Vessel: 格納容器)ベント弁（電動弁）開、第2班が現場に向かうが線量が高くS/Cベント弁（AO弁:Air Operated Valvew: 空気駆動弁）小弁開できず
10:17 S/Cベント弁（AO弁）小弁の遠隔操作実施（3回：開となったか不明）。並行して仮設空気圧縮機の接続箇所検討
10:40 正門 MP (Monitoring Post:放射能モニター装置) の線量上昇
14:00 頃 仮設空気圧縮機を原子炉建屋大物搬入口外に設置・起動
14:30 D/W圧力低下 ベントによる放射性物質の放出と判断

[1号機ベントの時系列の補足説明][9]

3月12日0時頃には、中央制御室においてドライウエル（D/W）の圧力が、最高使用圧力（0.531MPa[abs]）を超える0.6MPa[abs]であることが計測された。事故当時は、たとえば原子炉冷却材喪失事故（LOCA）では最大でも0.401MPa[abs]であると評価されることから、原子炉が異常な状態にあることが推定された。

2時30分にはD/W圧力の計測値が0.84MPa[abs]にまで上昇し、一方原子炉圧力はほぼそれと同じ0.8MPa[gage（ゲージ圧）]に低下した。このような1号機の原子炉および格納容器の圧力挙動や運転員が（原子炉容器の）減圧操作をしていないことから、この時点ではすでに原子炉冷却材圧力バウンダリが破損したと考えられる。

交流電源および圧縮空気が失われていたことから、現場にて二つの弁を手動で開放する必要があった。

原子炉建屋2階にある電動弁（PCVベント弁）は手動で操作することによって開操作できたが、空気作動弁の開操作のためには、地下のトラス室にアクセスする必要があった。9時過ぎに運転員がトラス室に入り、空気作動弁に向けてキャットウォークを歩いていったが、炉心損傷によりS/Cに移行してきた大量の放射性物質によっ

て線量が高く、作業を断念せざるをえなかった。結果として運転員のうち1名は100mSvを超える被ばくをしている。空気作動弁を遠隔で操作するためには、駆動用の圧縮空気と電磁弁作動用の電源が必要である。しかし、圧縮空気の準備ができていなかったため、残圧があることを期待して、仮設照明用小型発電機により小弁の開操作を10時過ぎに実施した。この操作後に正門付近のモニタリングカーの線量率が一時的に上昇したが、格納容器の圧力が低下していないことから、十分なベントができおらず、このときベントラインにあるラプチャーディスクが開いたかどうかは不明である。

さらに仮設コンプレッサを利用して、原子炉建屋大物搬入口の外から圧縮空気を供給し得ることがわかり、14時過ぎに仮設コンプレッサを起動したところ、格納容器の圧力が低下し、排気塔から蒸気の放出が確認されている。格納容器ベントができたと判断し得るが、この時点では、モニタリングカーによる放射線指示値は上昇していない。

長時間にわたる全電源喪失という困難な状況の下で、ベントライン構成に向けて鋭意努力したことは評価するが、ベント開始の判断については、官邸の指示を待つことなく現場の発電所長の判断で、もう少し迅速な対応ができた可能性がある。ただし、ベントにより大量の希ガス放出の可能性がある場合は住民防護を考慮する必要があり難しい対応となる。

② 2号機ベントの時系列

3月11日		ベント準備
12日	17:30	ベントラインを準備するよう所長指示
13日	11:00	ラプチャーディスクを除くベントライン構成完成
14日	11:01	3号機水素爆発。この影響で弁が閉となったことを確認 その後、ベントライン構成復旧に種々トライ
	13:25	RCICの機能喪失を確認
	18:22	燃料棒の全露出を認識
15日	00:16～	格納容器圧力上昇（危機的状況）
	06:00	大きな衝撃音
	11:25	D/Wの圧力低下を確認

2号機は炉心損傷前からベントが試みられていた。すなわち、RCICの原子炉への注水機能維持を目的としたベント操作が準備されていた。しかし結果的には、ベント操作に失敗してしまった。

[2号機ベントの時系列の補足説明] [9]

格納容器の計測圧力はベントラインのラプチャーディスクの開放設定値である最高使用圧力(0.531MPA[abs])より低かったが、ベントの準備が進められていた。ベ

ントライン上の二つの弁が 13 日 11 時までには開状態とされ、それ以降、空気作動弁の開状態が維持されていたものの、14 日の 3 号機の爆発の影響で、空気作動弁の電磁弁励磁用回路が外れて空気作動弁が閉止した。

14 日昼ごろからベントの復旧の取り組みがなされた。当初、S/C ベント弁大弁の復旧活動がなされたが、時間がかかる見込みとなり、SRV による（原子炉容器の）減圧と消防車の注水が優先された。

S/C ベント弁大弁は電磁弁の不具合（地絡）により開不能と推定されたことから、同小弁が 14 日 21 時頃に微開とされた。この段階では計測された D/W 圧力が最高使用圧力より低く、ベントされない状態であったが、21 時 20 分に原子炉減圧のため追加で SRV が開状態とされた後に、正門付近の線量率が一時的に上昇したことから、何らかの FP^{*9}放出があったことは間違いない。しかしながら、2 号機のベントラインのラプチャーディスクが開放したがどうかは不明である。

15 日 0 時過ぎに、D/W ベント小弁の開操作がなされているが、数分後に閉状態であることが確認されており、D/W 圧力も変化がなく、また、このタイミングではモニタリングカーの線量率に変動が見られていないことから、D/W ベントによる蒸気の放出はなされていないものと考えられる。

D/W 圧力は 15 日 7 時 20 分の段階で 730kPa[abs]と計測され、次に指示が得られた 11 時 25 分には 155kPa[abs]に低下していた。

結果的にベントができなかった。ベントライン構成が完成してベント開始を待機している間に 3 号機の水素爆発の影響を受けて、一部のベント弁が閉じてしまった。最終的にラプチャーディスクが破損していないことは確認されているが、その原因が特定されておらず、ベントラインの設計に問題があった可能性がある。ベントの信頼性に係る問題であり、操作に失敗した原因の徹底した究明が期待される。

③ 3 号機ベントの時系列

3 月 1 1 日		ベント準備
1 2 日	11:36	RCIC 自動停止
	12:35	HPCI 自動起動
	17:30	ベントラインを準備するよう早目の所長指示
1 3 日	02:42	HPCI 手動停止
	03 頃	DDFP による注水が不可
	08:41	ラプチャーディスクを除くベントライン構成完成
	09:08 頃	SR 弁が開いて原子炉の急速減圧開始。D/W 圧力上昇後、減圧を開始
	09:20 頃	ベントが実施されたと判断

*9 fission product : 核分裂生成物

3号機も2号機と同様にHPCIの原子炉への注水機能維持（HPCIは注水能力が著しく低下していたので成功しても結果は変わらないが）を目的とした炉心損傷前のベント操作が試みられていた。しかし、結果的には炉心が大きく損傷してから格納容器の減圧を目的としたベントが実施された。

[3号機ベントの時系列の補足説明] [9]

D/W圧力計測値はラプチャーディスク設定値よりも低かったが、格納容器ベントの準備を進め、13日8時41分にベントラインを構成し、ラプチャーディスクが開放すればベントが開始される状態とされていた。9時20分頃D/W圧力が低下しており、格納容器ベントが機能したと考えられる。この最初のベント直後に、正門付近の線量率が300 μ Sv/h程度まで一時的に上昇しているが、その後のベントでは、このような線量率の増加が見られていない。

(3) 問題点

①ベントの位置付け

ア. 米国では一般的に早期ベントを妨げるラプチャーディスクは備えておらず、運転手順では格納容器の設計圧力に達する前にベントを開始することが要求されている[14]。一方、放射能アレルギーが強い日本国民の理解を得ようとした国、自治体、事業者では放射性物質の放出を避けるため、出来るだけベントを遅らせるよう考えられている。ベントラインには、格納容器圧力が最高運転圧力に達するまで破裂しないよう設計されているラプチャーディスクが備えられている（弁を開くだけではベントしない）。

イ. 米国では、燃料損傷が起こった場合には格納容器内での水素爆発の可能性を減らすため、格納容器内の水素濃度に基づき早期ベントが要求されている[14]。一方、わが国では米サンディア国立研究所で実施された格納容器の健全性試験の結果から、ベント実施前に格納容器圧力が設計圧の2倍に達することを許容する手順ガイドランスが決められた。この際、格納容器圧力が高い状況下での水素漏えい量の増加の可能性については十分に対処されなかった[15]。

ウ. 米国では、「放射性物質の大量放出を防ぐためには、少量放出は已む無し」との考えが徹底していた。

一方、わが国の推進行政ならびに事業者は、「放射性物質の大量放出に至るような事故は有り得ない」と信じ込み（慢心と想像力欠如[16]）、したがって「例え少量であっても放射性物質の放出は防ぐ（出来るだけ遅らせる）べき」との考え方があったのではないか？

エ. 米国では、サイトの緊急時対策本部と相談して助言を貰った上で、当直長によってベント開始が決定される[15]。

一方、日本では、ベントには発電所長の許可が必要である[15]。

実態としては3月12日1時30分ころ「本店対策本部は1, 2号機のベント実施に

ついて清水正孝東京電力社長の許可を得た。また、官邸及び原子力安全保安院にも申し入れを行い、まもなく菅総理以下の了解も取り付けた。」[7]12日6時50分ころ「海江田経産大臣は、法律に基づくベント命令を発令した」[7]オ。また、下記の通り退避状況を確認してからベント操作に取り掛かっている[7]。

日本でも発電所長権限で速やかなベント開始が可能であると考えられるが、今回の対応は、大量の希ガス放出に備えての住民防護が必要であることを認識したためと思われる。今後緊急時におけるベント操作の手順についての検討が必要と考える。

3月12日 06:33 「地域の退避状況確認」

08:03 「ベント操作を9:00目標で行うよう発電所長指示」

08:27 「発電所南側近傍の一部の地区が避難できていないとの情報」

09:02 「発電所南側近傍の地区が避難できていることを確認」

09:04 「ベント操作を行うため運転員が現場へ出発」

② 設備上の課題

ア. ウェットベントは圧力抑制プール水のサブクール度が十分確保されている段階で有効な手段であり、長期間電源が喪失して圧力抑制プール水が飽和温度に近い状態では放射性物質の除去効果は殆ど期待できない。すなわち圧力抑制プールのサブクール度を確保する手段が必要であった。

イ. 格納容器の減圧を行うベントだけでは格納容器の破損を防止することはできず、注水等の冷却手段を組み合わせることで格納容器温度の上昇を抑制して過温破損を防止する必要がある。特に、BWRでは炉心損傷により原子炉容器上部に放射性物質が付着し、その崩壊熱により原子炉容器が高温となり、近接する格納容器上部が高温に曝されて漏洩が発生することが考えられる。

ウ. 全電源喪失までは考えていなかった。

エ. 多くの弁の操作が必要な設計となっていたにもかかわらず、炉心損傷に伴う現場の放射線環境が考慮されていなかった（アクセス容易な少数の弁操作でベントが実施できるようにはなっていない）。

オ. ベントが成功したか否か、ラプチャーディスクが開放されたか否かを直接的に検知できるようになっていなかった（間接的に、格納容器圧力の低下とモニタリング・ポストの計測値上昇とでベント成功と判断）。

③ AMの準備不足

ア. 炉心損傷前における炉心への注水機能維持としてのベント操作は、2号機では失敗し、3号機では間に合わなかった。

イ. 炉心損傷後のベントは1号機と3号機ではベント操作に成功したようであるが、格納容器内の温度が制御できていなかったため、過温損傷により漏洩が発生していたものと考えられ、その効果は限定的であった。

ウ. バッテリー、ポンプ、空気圧縮機等が予め準備されていなかった。

エ. 接続が容易なようになっていなかった（AMの計画、訓練で、実際に接続してみることまではやっていた）。

④ 問題点の指摘

①～③で指摘した問題点については、本記録をまとめるにあたって検討した4事故調査報告書（[1]～[4]）では、深く検討されていなかった。米国原子力学会（ANS）[17]では、本記録の結論と同様の言及がなされている。

(4) まとめ

わが国のベント設備と操作手順は、放射性物質の放出は防ぐべきとの思想のもとで、事業者（東京電力）および規制当局をはじめとした原子力関係者全員の慢心と想像力の欠如により米国の考え方と大きく乖離していた。このため、多くの設備上の課題を抱え、AMについても十分なものではなかった。したがって、ベント操作が困難を極めたものであり、事故進展において十分な対応ができなかったものである。米国の状況を含め海外の最新動向を把握し、事業者（東京電力）がこれらの課題に真摯に対応していれば、早期のウェットベントに成功して放射性物質の放出を抑制でき、したがって汚染も軽度で済んだ可能性がある。

5 まとめ

3号機における高圧注入系（HPCI）の状況、2号機における事故の推移、ベントに関する課題3項目を検討した結果、本小委員会としては以下の見解を得た。

HPCIによる注水は原子炉圧力が低下した後は有効には働いていなかったと考える。炉心が露出した段階でのHPCIを手動停止した現場の行為はやむを得なかったと考えるが、引き続きの炉心注水冷却ができなかったことが致命的と言える。HPCI 運転・停止においての問題点は以下の3点である。

- ・現場から本店対策本部にいたる間の情報共有が十分できておらず、大局的な方針を見誤った。
- ・発電所複数号機を一人の所長が判断する体制が、今回の緊急時には無理があったのではないか。
- ・HPCI 停止時期の早い時点での検討がなされていなかった。

2号機は、RCIC 作動期間中に格納容器ベント及び原子炉の減圧と消防車による代替注水が出来ていれば、原子炉内の燃料溶融は避けられた可能性がある。しかし実際には3号機水素爆発の影響を受けるなどしてベント及び代替注水に手間取り、炉心溶融を避けることは出来なかった。

RCIC の作動停止後、格納容器の温度と圧力がさらに高くなり、損傷を受けた格納容器から、大量の放射性物質が大気に放出されたものと考えられる。15日6時14分頃の爆発音は、当初2号機格納容器の爆発と考えられていたが、後の地震波の解析により4号機建屋の水素爆発によるものであることが判明した。しかし、これは2号機から多くの放射性物質が環境に放出されたという事実を変えるものではない。

2号機原子炉建屋は、1号機建屋の水素爆発の折に2号機のブローアウト・パネルが脱落したため、水素が外気に放出され水素爆発が起こらなかったと推測される。

わが国のベントは、放射性物質の放出は防ぐべきとの思想のもとで、原子力関係者全員の慢心と想像力の欠如により米国の考え方と大きく乖離していた。このため、多くの設計上の課題を抱え、AMの準備不足もあって、ベント操作が困難を極めたものと判断する。米国の状況をを含め海外の最新動向を把握し、これらの課題に真摯に対応していれば、早期のウェットベントに成功して放射性物質の放出を抑制でき、汚染も軽度で済んだ可能性がある。

<用語の説明>

アクシデントマネジメント (Accident Management : AM)

原子炉で事故が発生した場合に、過酷事故（「シビアアクシデント」とも言う）への拡大を防止すると共に、過酷事故に至った時の影響緩和対策を講ずること。原子炉施設は、過酷事故の発生リスクを極めて低く抑えるように、設計、建設、運転の各段階において、(a) 異常の発生防止、(b) 異常の拡大防止と事故への発展防止、(c) 放射性物質の異常な放出の防止等の深層防護の思想に基づいた安全対策が施されている。しかしながら、こうした安全対策をもってしてもリスクをゼロにすることはできないため、アクシデントマネジメントを通じて、過酷事故の発生リスクをより一層小さくし、また、万一発生した場合にもその影響を緩和する対策が講じられている。

水素爆発

容積比で水素 2 と酸素 1 の混合気体を爆鳴気といい、火源の存在によって爆発的な燃焼を起こす現象を水素爆発という。チェルノブイリ事故や福島原子力事故など、核分裂反応を利用する原子力発電所の事故（冷却機能の喪失）により起きる爆発は、燃料被覆管のジルコニウム合金が高温の水蒸気と反応して水素が発生し、次いで水素が酸素と反応して爆発する。

沸騰水型軽水炉 (Boiling Water Reactor : BWR)（「沸騰水型原子炉」とも言う）

米国ジェネラルエレクトリック (GE) 社が開発した軽水減速、沸騰軽水冷却型の原子炉。加圧水型軽水炉 (PWR) と合わせて軽水炉と総称される。また、熱中性子炉（主に熱中性子による核分裂反応を利用する）の一種である。低濃縮ウランを燃料とするが、ウラン-プルトニウム混合酸化物 (MOX) 燃料も利用できる。炉心で発生した熱を除去する冷却水が原子炉容器内で沸騰した状態で炉外へ取り出され、その蒸気で直接タービンを回して発電する。この構造は火力発電と同様であり、2次冷却系を持つ PWR に比べてシステムは比較的単純であるが、原子炉冷却水は放射化されていてタービン系機器の保守管理に被ばくが伴うので放射線遮へいが必要とされる。

ベント (vent)

原子炉で、原子炉圧力容器や格納容器内の圧力が異常に上昇した場合に、内部の気体を排出し、圧力を低下させること。ウェットベント：格納容器内の圧力を低下させるために圧力抑制プールを通して排気を行うこと。放射性物質が水に吸着されるため、外気への漏出を抑えることができる。ドライベント：格納容器内の圧力が急上昇し緊急を要する場合に、格納容器内の空気を、圧力抑制プールを通さずに外部へ直接排出すること。格納容器内の放射性物質がプールの水で除染されず放出されることになるが、格納容器の破壊を回避するためやむを得ず行われる。

<略語集>

AM : Accident Management、アクシデントマネジメント
AOV : Air Operated Valve、AO弁、空気駆動弁
BWR : Boiling Water Reactor、沸騰水型軽水炉
DDFP : Diesel Driven Fire Pump、ディーゼル駆動消火ポンプ
DG : Diesel Generator、ディーゼル発電機
D/W : Drywell、ドライウエル
ECCS : Emergency Core Cooling System、緊急炉心冷却装置
FIC : Flow Indicator Control、流量制御計
FP : Fission Product、核分裂生成物
HPCI : High Pressure Core Injection、高圧注水系
IC : Isolation Condenser、非常用復水器
LOCA : Loss of Coolant Accident、冷却材喪失事故
MOV : Motor Operated Valve、MO弁、電動弁
PCV : Primary Containment Vessel、格納容器
R/B : Reactor Building、原子炉建屋
RCIC : Reactor Core Isolation Cooling、原子炉隔離時冷却系
SBO : Station Blackout、全交流電源喪失
S/C : Suppression Chamber、圧力抑制室
SP : Suppression Pool、圧力抑制プール
SRV : SR弁、Safety Relief Valve、逃し安全弁
TAF : Top of Active Fuel、原子炉内燃料最上部
VTR : Video Tape Recoder、ビデオ

<参考文献>

- [1] 政府事故調報告（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、中間報告：2011年12月26日、最終報告：2012年7月23日）
- [2] 国会事故調報告書（東京電力福島原子力発電所事故調査委員会、2012年7月5日）
- [3] 民間事故調報告（福島原発事故独立検証委員会、2012年3月11日）
- [4] 東電事故調報告（福島事故調査報告書、東京電力、2012年6月20日）
- [5] 原子力規制委員会「東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書」平成26年10月8日
- [6] 総合工学委員会 原子力事故対応分科会 記録「東京電力福島第一原子力発電所1号機において発生した事故事象の検討」平成26年9月24日
- [7] 政府事故調技術解説（淵上正朗、笠原直人、畑村洋太郎共著、政府事故調技術解説「福島原発で何が起こったか」日刊工業新聞社、2012年12月25日）
- [8] *東京電力ヒアリング資料「東京電力への質問とその回答（2012年2月22日）」
*本資料の詳細は<参考資料5>に示す。
- [9] 日本原子力学会事故調報告（福島第一原子力発電所事故「その全貌と明日に向けた提言—学会事故調最終報告書—」丸善、2014年3月）
- [10] A. Takahashi, M. Pellegrini, H. Mizouchi, H. Suzuki, M. Naitoh, “Accident Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 2 by the SAMPSON Code,” 14042, International Workshop on Nuclear Safety and Severe Accident 2014 (NUSSA-2014), Kashiwa, Chiba, Japan, September 3-5 (2014)
- [11] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第2回進捗報告”, 平成26年8月6日
- [12] 溝上伸也、山田大智、山内大典、山中康慎, “東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価 (49)福島第一原子力発電所2号機の減圧後の原子炉圧力上昇に関する考察(その2)”, 原子力学会2015春の年会, H39, (2015)
- [13] G. Katata, M. Chino, T. Kobayashi, et. al., “Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model”, Atmos. Chem. Phys., Vol. 15, pp. 1029-1070, (2015)
- [14] Akihide Hidaka, Jun Ishikawa, “Quantities of I-131 and Cs-137 in accumulated water in the basements of reactor buildings in process of core cooling at Fukushima Daiichi nuclear power plants accident and its influence on late phase source terms”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 51, No. 4, pp. 413-424, (2014)
- [15] INP011-005Addendum, “Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station” August 2012

[16] Takashi Sawada, “Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident” International Risk Governance Council 2011”, Rolex Learning Center, Switzerland, 3 November, 2011

[17] The American Nuclear Society Special Committee on Fukushima, “Fukushima Daiichi:ANS Committee Report”, March 2012, Revised June 2012

＜参考資料 1＞総合工学委員会原子力事故対応分科会及び福島第一原発事故調査に関する小委員会審議経過

第 22 期

平成 25 年

- 2月22日 日本学術会議幹事会（第169回）
福島第一原発事故調査に関する小委員会設置
- 3月11日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第1回）
委員長・幹事決定、今後の進め方について
- 4月9日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第2回）
福島第一原発事故の主要論点について討議
東京電力品質・安全部よりヒアリング
- 4月23日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第3回）
検討項目の論点整理
- 5月8日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第4回）
原子力規制委員会の検討項目について討議
各検討項目の主担当者選定
- 5月28日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第5回）
ICの動作状況、小LOCAの有無、D/Gの停止原因について資料検討
- 6月10日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第6回）
ICの動作状況、小LOCAの有無、D/Gの停止原因について検討
- 6月24日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第7回）
報告書作成方法について審議
第2報のための検討項目を選定
- 7月22日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第8回）
報告書原案について審議
- 7月29日 原子力事故対応分科会（第11回）
報告書原案を報告
- 8月21日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第9回）
報告書原案について審議
- 9月11日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第10回）
東京電力品質・安全部より再ヒアリング、報告書原案について最終審議
- 10月15日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第11回）
報告書原案について読みあわせ及び審議
- 10月23日 原子力事故対応分科会（第13回）
報告書案について審議
- 11月5日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第12回）
報告書案について最終審議

- 11月29日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第13回）
第2報の検討事項について審議
- 12月27日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第14回）
原子力学会事故調報告書について検討、第2報の内容について審議

平成26年

- 2月7日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第15回）
第2報の内容について審議
- 3月13日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第16回）
報告書第1報最終案について審議・確認
東京電力品質・安全部より再度ヒアリング
- 4月21日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第17回）
公開シンポジウムの方法について打ち合わせ
第2報の技術的内容について審議
- 5月14日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第18回）
公開シンポジウム打ち合わせ
第2報以降の進め方について審議
- 5月14日 公開シンポジウム「福島第一原子力発電所事故プロセスの学術的検討」
開催
- 6月3日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第19回）
第2報内容について審議
- 6月30日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第20回）
次回公開シンポジウム打ち合わせ
第1報に対するコメント対応
- 7月16日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第21回）
第1報内容修正に関する審議、コメント対応
第2報参考資料としてINPO報告書内容検討
- 7月31日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第22回）
第1報内容最終確認
第2報参考資料として米国科学アカデミー「米国原子力プラントの安全性向上のための福島原子力事故からの教訓」報告書内容検討
- 8月29日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第23回）
シンポジウム内容について打ち合わせ
今後の報告書作成の方針について審議
- 9月17日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第23回）
シンポジウム内容について打ち合わせ
今後の報告書作成の方針について審議
- 9月17日 公開シンポジウム「福島第一原子力発電所事故プロセスの学術的検討（そ

の2)」開催

- 9月25日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第24回）
第1報報告を記録とすることを了承
今後の小委員会承認まで準備会として活動することとした。

第23期

平成26年

- 12月26日 日本学術会議幹事会（第206回）

福島第一原発事故調査に関する小委員会設置

平成27年 3月31日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第1回）

委員長・幹事決定、今後の進め方について審議

第2報内容についての検討、HPCI動作、ベント操作、放射性物質放出について

原子力総合シンポジウム開催について打ち合わせ

- 5月8日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第2回）

第2報技術的内容についての検討

報告書、記録の英訳を進めることとした。

原子力総合シンポジウム開催について打ち合わせ

- 6月17日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第3回）

第2報3項目内容について審議

報告書、記録の英訳のスケジュール確認

原子力総合シンポジウム内容について打ち合わせ

- 7月1日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第4回）

第2報内容について審議

報告書、記録の英訳のスケジュール確認

原子力総合シンポジウム、司会者、講演者最終確認

- 8月31日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第5回）

第2報内容について最終確認

報告書、記録の英訳について検討

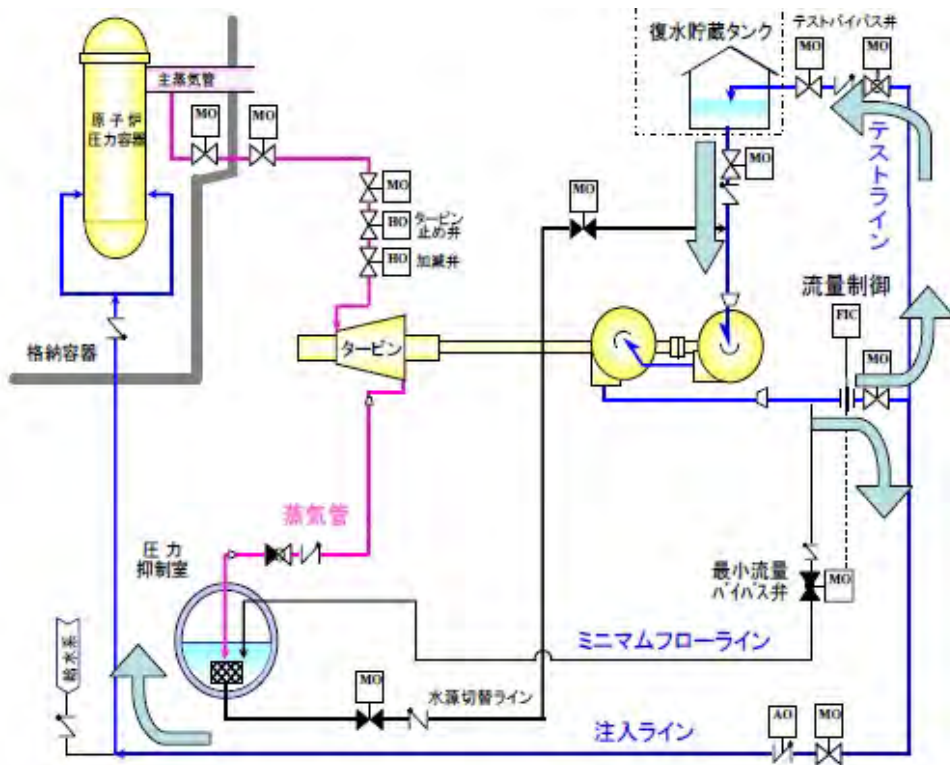
津波リスク評価について今後の検討方法について審議

- 9月14日 記録第2報が原子力事故対応分科会にて承認される

平成28年

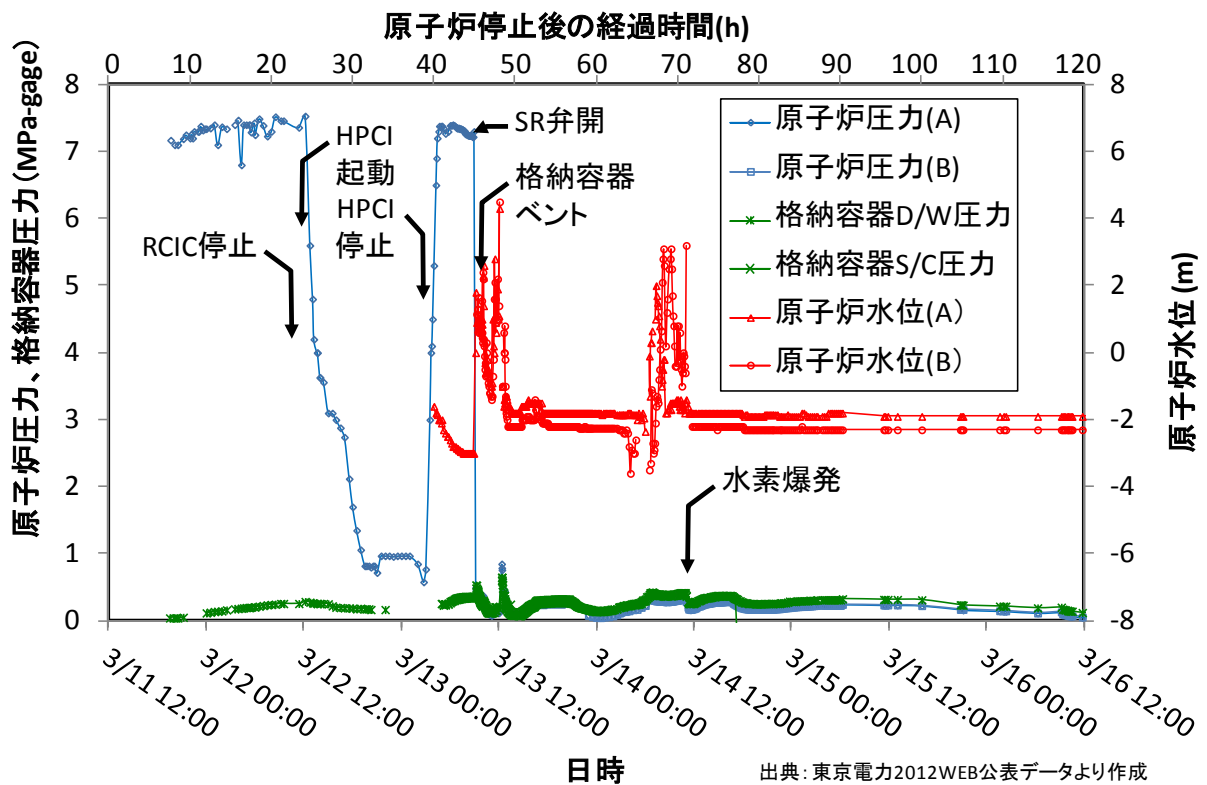
- 6月3日 日本学術会議第三部にて承認される

<参考資料2> 3号機における高圧注入系 (HPCI) の状況に関する参考資料



出典：福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第1回進捗報告
(平成25年12月13日) 東京電力株式会社

図参2-1 HPCI注水ライン及びテストライン



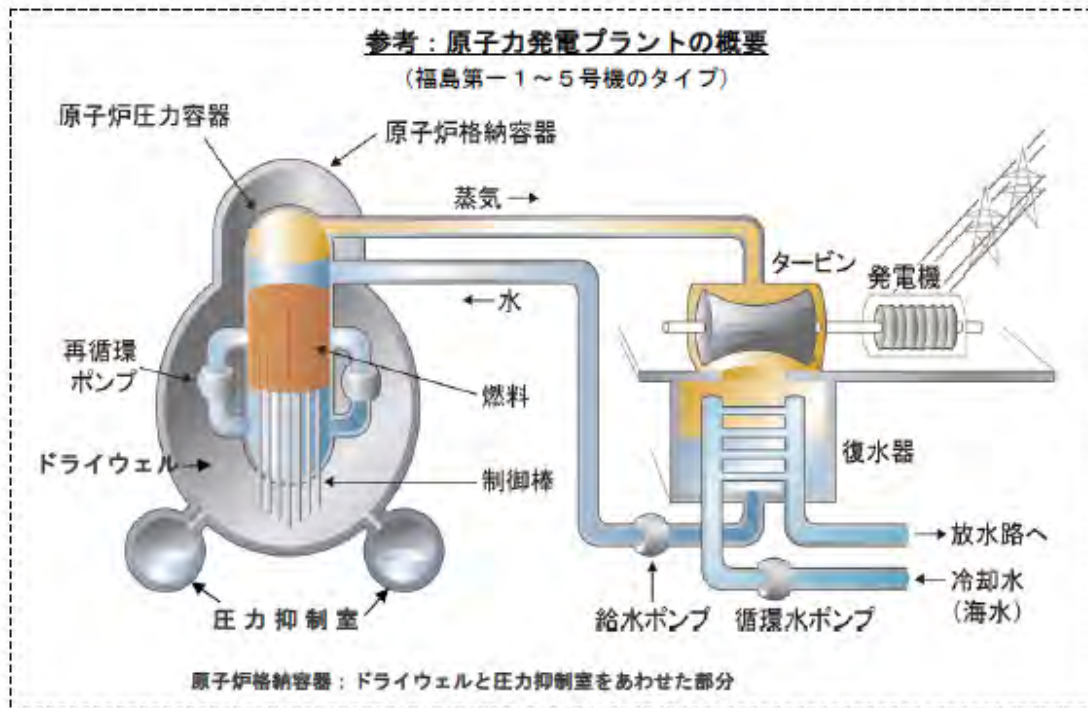
出典：東京電力2012WEB公表データより作成

図参2-2 3号機原子炉圧力変化

<参考資料3> 2号機の事故進展に関する参考資料

(1) 2号機の概要

① 発電プラントの概要[4]。

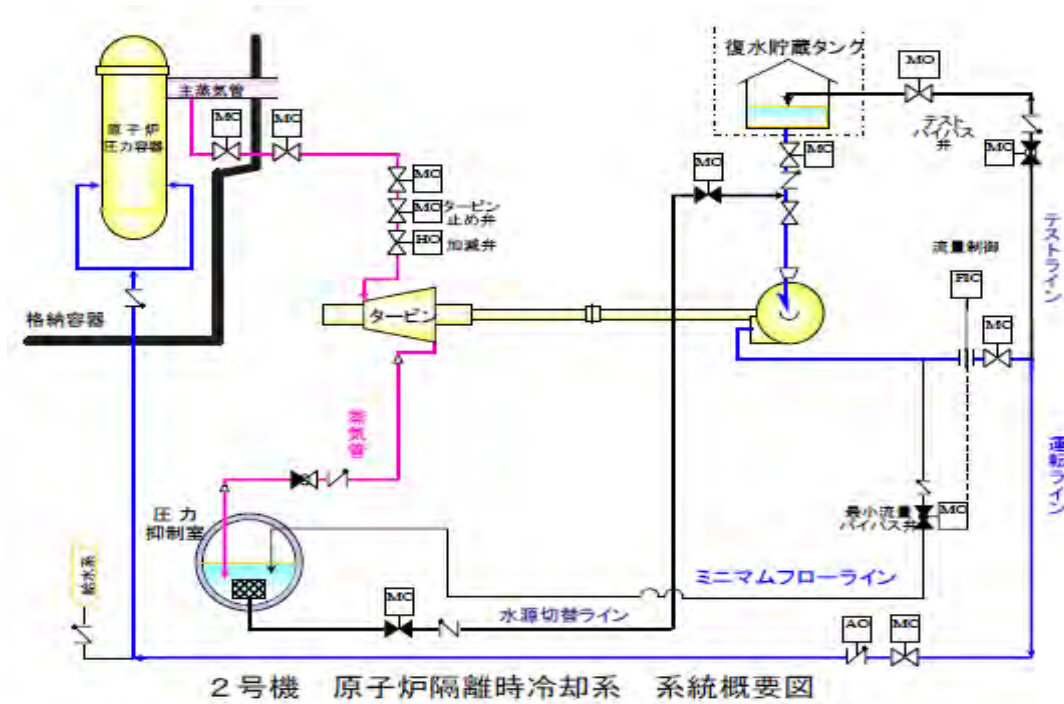


図参3-1 原子力発電プラントの概要

圧力容器及び格納容器の主要仕様は以下のとおりである[5, pp176,177]。

	圧力容器	格納容器 (Mark I型)
設計圧力：	8.72MPa[abs]	0.48MPa[abs]
設計温度：	302℃	138℃
内径：	約 5.6m	約 20m (球部)、約 10.9m (円筒部)
全高：	約 22m	34.1m

② 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) [4, p170]

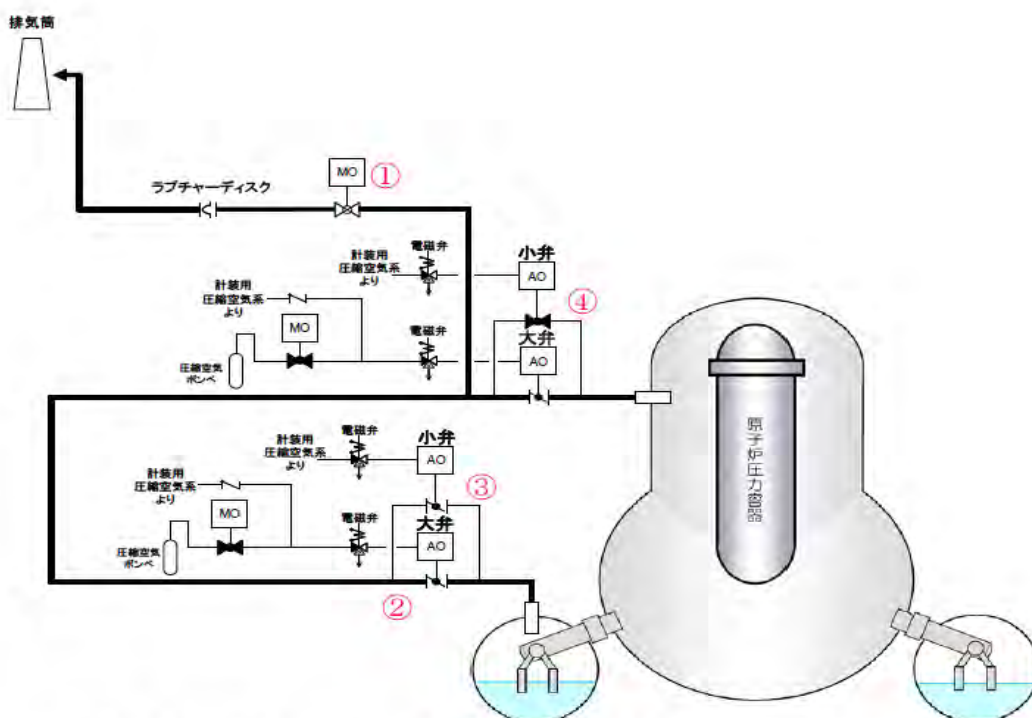


図参 3-2 原子炉隔離時冷却系 (RCIC)

「原子炉隔離時冷却系 (RCIC) は、図に示すように压力容器と圧力抑制室 (S/C) プールの圧力差を利用して蒸気を流し、タービンポンプを駆動して、電源喪失時にも高圧条件下で原子炉容器内の炉心シュラウド外側に注水する。水源は復水貯蔵タンクまたは S/C プールの水を利用する。ただし、この系の中には最終的な熱の捨て場がないことから、次第にタービンの駆動に必要な原子炉内と S/C プールの圧力差が小さくなり、また、水源である S/C プールの温度が上昇し、冷却できなくなる。そもそも設計思想上、原子炉隔離時冷却系は、主蒸気系が隔離弁により閉鎖された場合の代替え冷却設備であり、緊急炉心冷却システム (ECCS、Emergency Core Cooling System) の位置づけではないため、今回のような事故ではこうしたこと*が起こるのである。」 [5, p186]

* 「時間の経過とともに S/C の温度が上昇して冷却できなくなることを指す。

③ 格納容器ベントライン模式図[4, p166]



福島第一 2号機 格納容器ベントのライン構成のために操作を行った弁

図参 3-3 格納容器ベントライン模式図

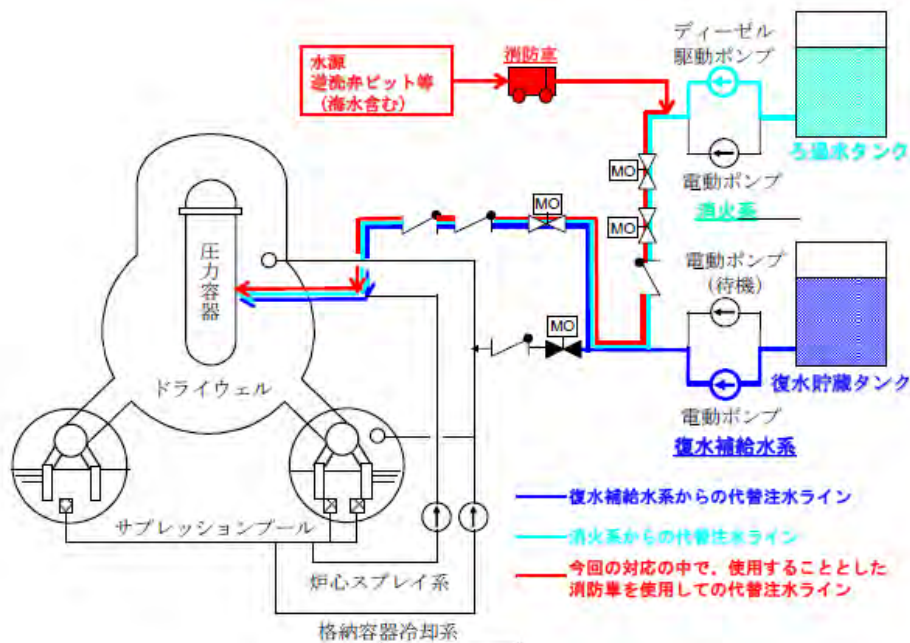
「(2) ベント設備[5, pp190,191]

過酷事故時におけるベント設備の主な機能は、格納容器の加圧破壊防止のための安全弁機能である。またこのほかに、大気への熱の放出によって最終的な熱の捨て場を確保する機能、およびSR弁の背圧を下げて圧力容器の減圧を促進する機能がある。

図に示すように、S/C中の水を通して排気するウェットウェルベント(S/Cベント)と、D/Wから直接排気するドライウェルベント(D/Wベント)の2つのベントラインがあり、それぞれのラインにA/O弁(大弁と小弁が組み合わされている)がある。2つのラインの合流後にM/O弁とラプチャーディスク(作動圧約0.54MPa[abs])があり、その先は排気等につながっている。

過酷事故時に格納容器圧力が上昇を続ける場合には、放射性物質をプール水によって除染するためにS/Cベントを使用するが、S/Cベントを実施できない場合には、格納容器内の蒸気を圧力抑制プールを通さずに外部へ直接排出するD/Wベントが使用される。この方法では格納容器内の放射性物質がプールの水で除染されずに放出されることになるが、格納容器の破壊を回避するためやむを得ず行われるものである。」

④ 代替注水ライン[4, p127]



代替注水ライン (消防車による注水ライン含む)

図参 3-4 代替注水ライン

「高圧注水系 (HPCI) [5, p186]

高圧注水系 (HPCI) は、原子炉隔離時冷却系と同様に圧力容器内の蒸気によりタービンポンプを駆動して、電源喪失時にも高圧条件下で圧力容器内に注水する。水源は、復水貯蔵タンクまたは S/C プールの水を利用する。原子炉隔離時冷却系との違いは、ポンプの容量が約 10 倍と大きいことである。高圧注水系は ECCS の位置づけである。」

「消化系設備 (FP) [5, p187]

本来は別用途である消火用の設備であるが、緊急時の応急対応用に利用可能な設備である。交流モーターまたはディーゼルエンジン駆動の消化ポンプから吐出される消火用の水を、原子炉の冷却用に切り替えることができる (福島原発では 2003 年までに AM 対策として整備されていたことが功を奏した)。建屋外からの消防車からも、注水口を通じて同様に原子炉に注水することができる (これは事故時には AM 対策として準備されてはいなかったが、臨機の対応として実施された)。」

(2) 事故の大まかな経緯[5, pp93-107]

3月11日

14:46 以前: 定格出力運転中

14:46: 地震発生: スクラム、外部交流電源喪失、非常用 D/G 自動起動

炉心冷却開始 (原子炉隔離時冷却系 (RCIC) が作動: 手動により弁を開く)

15:37 ごろ: 津波襲来

15:42 ごろ: 全電源喪失: 実際には RCIC が作動し冷却が継続した (約 70 時間) が、現場ではこれが確認できず、かなりの危機感をもっていた。

3月12日

1時~2時55分: RCIC の作動を確認

4:30 ごろ: RCIC の水源を切り替え (復水貯蔵タンク→圧力抑制室 (S/C))

15:36: 1号機原子炉建屋水素爆発→2号機復旧作業に影響

17:30: ベント準備指示

3月13日

10:15: ベント準備

18時過ぎ: コンプレッサの手配

夕方: 2号機も注水ライン完成

3月14日

11:01: 3号機水素爆発、ベントライン、注水ラインがダメージ

12:00~14:30: ベントが先か圧力容器減圧が先か議論

13:25: RCIC の機能喪失と判断

14:43: 海水注水の遅れ

15時ごろ: ドライウェル (D/W) 圧力が低下

16:00 ごろ: ベント弁開かず

16:34 分ごろ: 主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) 開かず

18:22: 燃料棒の全露出を認識

19:03: ようやく SR 弁による原子炉の減圧に成功

19:20 ごろ: 消防車燃料切れ

19:57: 2号機への連続注水開始、しかし不安定

23:35 ごろ: D/W ベント実施を決定

3月15日

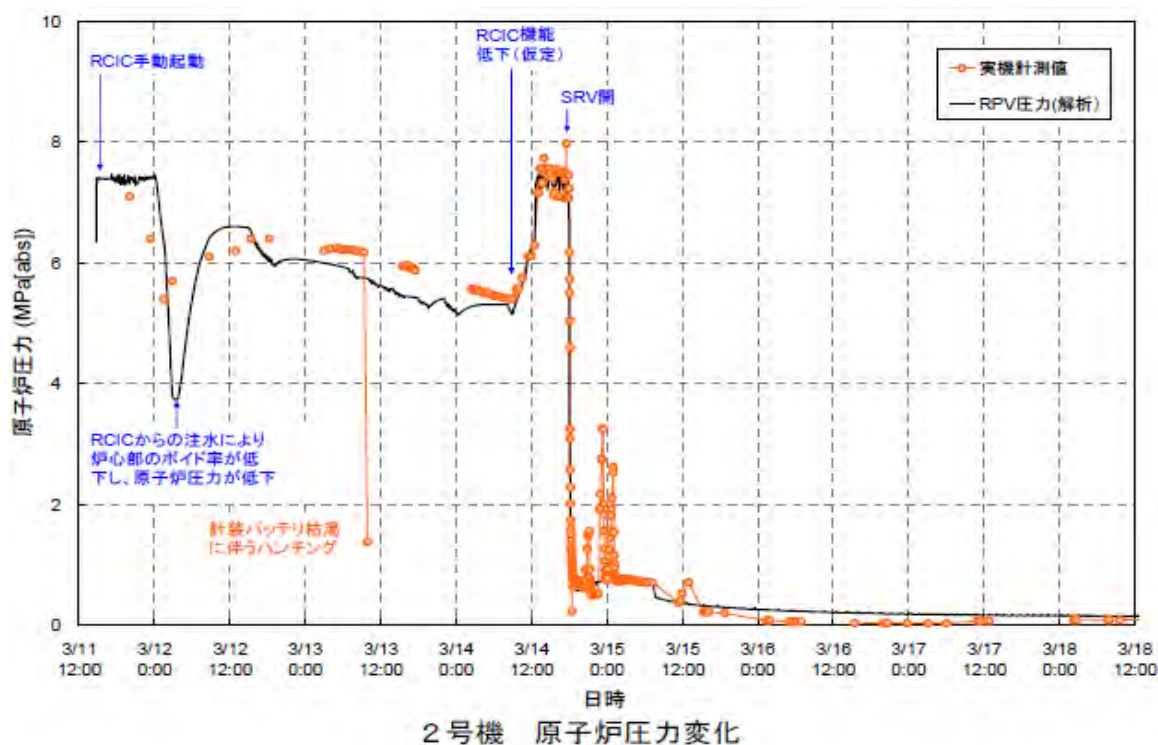
0:16~1:11 ごろ: 格納容器圧力上昇による危機的状況

6:00~6.10: 大きな衝撃音

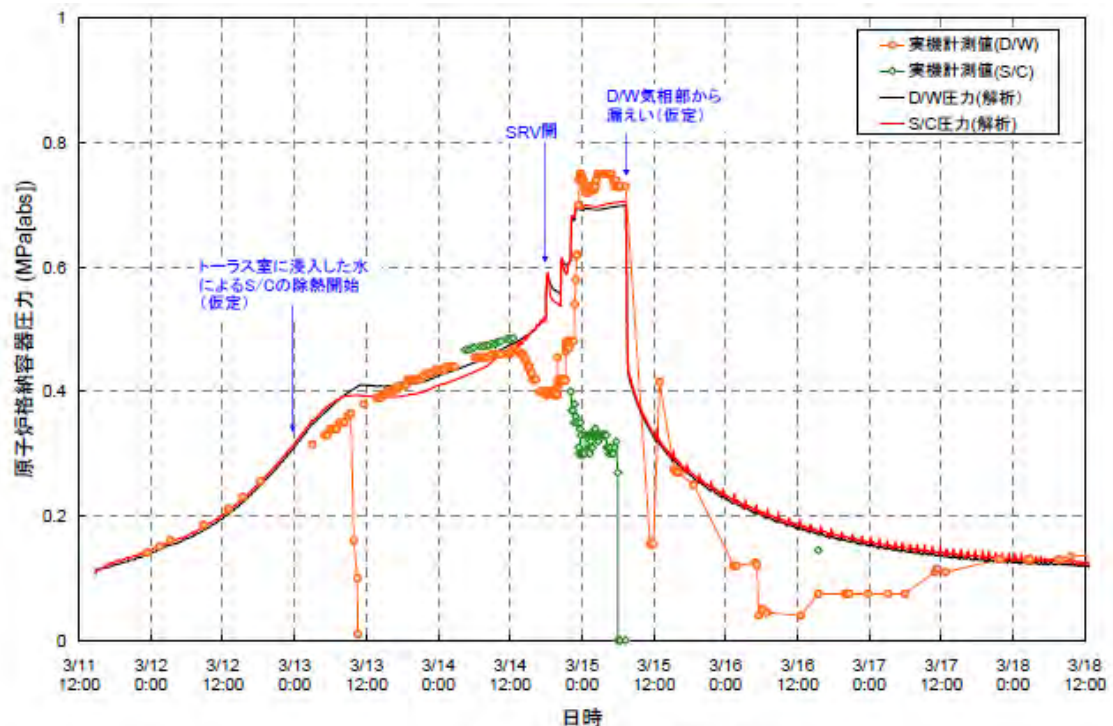
(3) 原子炉圧力容器/格納容器圧力の推移と放射性物質の漏洩

図1 (a) (b) はそれぞれ2号機における原子炉压力容器及び格納容器の圧力の変化を示す[4, pp168, 171]。津波襲来後約70時間RCICが働いている間、压力容器は約6MPa[abs]に保持されているが、その間格納容器の圧力は徐々に上昇している。14日15時ごろ、格納容器D/W及びS/Cの圧力が同時に低下し始めている。

さらに19時03分SR弁開に成功すると直ちに压力容器圧力は急激に低下するとともに格納容器D/Wの圧力が急上昇している。このとき、S/Cの計測値が追従して急上昇を示していないのは、政府事故調が述べているように、S/Cの計測系に何らかのトラブルがあったためと考えられる。その後、「14日22時50分には0.540MPa[abs]となって、ラプチャーディスク作動圧を超えた。(中略)しかしながら、ラプチャーディスク作動圧を超えた後も、ドライウェル圧力は上昇傾向を続け、23時35分には0.740MPa[abs]に達した。」[3, p32]、さらに「D/W圧力計は15日5時45分ごろ0.740MPa[abs]、6時ごろから0.730MPa[abs]を示し、7時20分ごろまでこれが保持された」[2, p65]ことが示されている。図によれば、この時点で格納容器D/Wの圧力は急激に低下をはじめ、同日11時25分の計測値は0.155MPa[abs]を示している。したがって、東電は15日7時20分頃からD/Wからの大量の放射性物質の漏洩があったのではないかと推定を行っている。



図参3-5 (a) 原子炉圧力の変化



2号機 格納容器圧力変化

図参 3-5 (b) 格納容器圧力変化

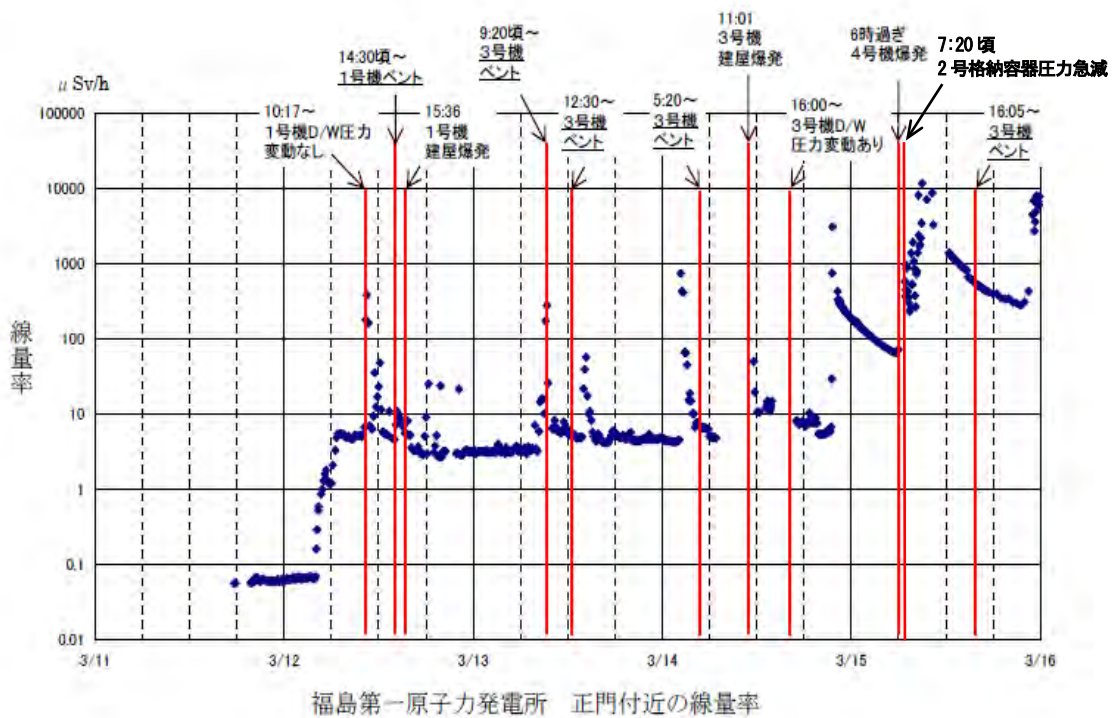
この点に関して政府事故調は以下のように記述している[2, p34]。

「福島第一原発正門付近の放射線量測定の結果、15日7時38分頃以降、同日9時ごろに測定された $11,930\mu\text{Sv/h}$ をピークに16日4時ごろまでの間、数百～数千 $\mu\text{Sv/h}$ を示しており、これには2号機からのほか、1号機や3号機由来の放射性物質が寄与している可能性もあるが、この頃、2号機の格納容器またはその周辺部に、その閉じ込め機能をさら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。また、いずれかの時期に、S/Cまたはベント管のいずれかの箇所破損が生じていた可能性も高い。

かかる損傷が生じた箇所は、S/Cまたはベント管のほか、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、機器搬入用のハッチ等の気密性確保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、現時点で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。」

正門付近の放射線線量率の変化を図2に示す[4, p269]。これによれば、上記政府事故調の報告でも述べられているように、15日9時ごろに測定された $11,930\mu\text{Sv/h}$ をピークに16日4時ごろまでの間、数百～数千 $\mu\text{Sv/h}$ を示しており、これは主として2号機由来のものと考えられている。



図参 3 - 6 正門付近の線量率

<参考資料4> 東京電力への質問とその回答

平成26年2月22日

日本学術会議原子炉事故対応分科会

福島第一原発事故調査に関する小委員会

松岡 猛

平成26年3月13日開催の小委員会審議に関連して、以下の事項についてあらかじめ質問させていただきます。よろしくお願い申し上げます。

2 号機について

1. ベントについて

(1) 東電事故調報告書 (p164) に以下の記述があります。

「14日20時頃～15日6時頃

格納容器（ドライウエル(D/W)、圧力抑制室(S/C)）圧力に低下が見られない中、格納容器ベントラインの復旧を進め、圧力抑制室側ラインの構成を14日21時頃に完了した。しかし、その時点においてはベント実施の設定圧力(何MPa?)には至っていなかった。」

この設定圧力は何MPa になっていたのでしょうか？

<回答>

この「設定圧力」は、ラプチャーディスクの作動圧力（破れる圧力）を指しており、2号機の場合、0.427MPa[gage] (=約0.528MPa[abs]) となります。

ベントライン構成が完了した14日21時頃のD/W 圧力は約0.42MPa[abs]であり、ラプチャーディスクの作動圧を下回っていました。

(2) 一方、民間事故調 (p32) に以下の記述があります。

「2号機では、減圧操作と同時に、ベントのための努力も継続されていた。ドライウエルの圧力は上昇し、14日22時50分には0.540MPa[abs]となって、ラプチャーディスク作動圧を超えた。この頃には、圧力抑制室から出る2本のベントラインの一つが、わずかに使用可能な状態になったと思われた。しかしながら、ラプチャーディスク作動圧を超えた後も、ドライウエル圧力は上昇傾向を続け、23時35分に0.740MPa[abs]に達した。一方で圧力抑制室の圧力は、ドライウエル圧力が上昇するにつれて、逆に下降傾向を示した。そこで、圧力抑制室の代わりに、ドライウエルからラプチャーディスクに至るラインを構成し、ベントを実施することが決断され、ラインの構成が行われた。しかしながら、2号機のベントが結局実施されたか否かについては、今のところ明らかになっていない。」

・ラプチャーディスク作動圧を超えてもラプチャーが起こらず、ドライウエル圧力が

上昇し続けた理由は？⇒回答①

・S/C からのウェットベントの準備が整い、かつ設計圧力を上回ったにもかかわらず、ラプチャーディスクが働かなかった、すなわちディスクのラプチャー（破断）が起こらなかった理由、ラプチャーディスクの破断圧力をどのように設定し、そのばらつきはどこまで許容していたのか？あるいはこれはラプチャーディスクの問題ではなく、ベント弁が開いていなかったということでしょうか？⇒回答①

・D/W 及び S/C の設計圧力及びそれぞれのベント圧力は？⇒回答②

<回答>

① 14 日21 時頃にS/C ベント弁（小弁）を微開とすることで、ベントラインの構成が完了しましたが、その後もD/W 圧力は上昇を続け、22 時50 分頃にラプチャーディスク作動圧（0.427MPa[gage] =約0.528MPa[abs]）を超えて、23 時30 分頃には約0.7MPa[abs]に達しました。これは、一旦微開となったS/C ベント弁（小弁）が閉まっていたことが原因と考えております。

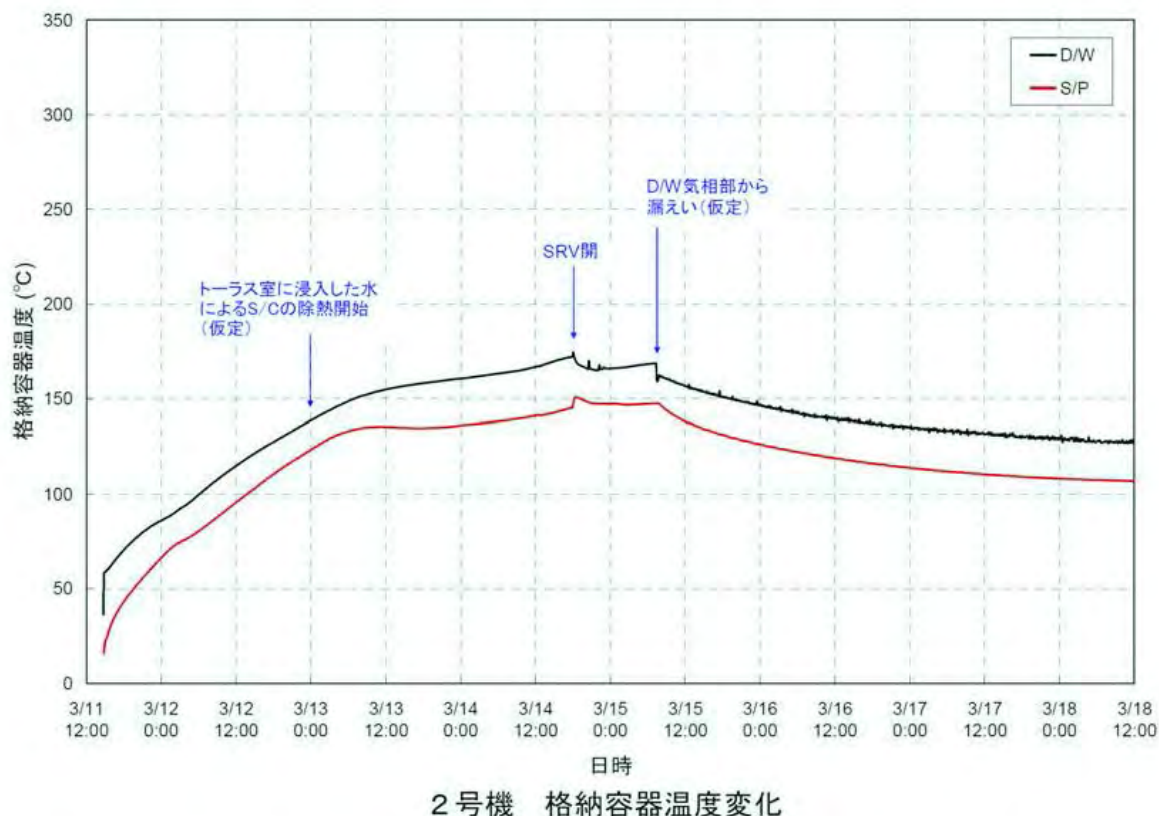
なお、ラプチャーディスクが作動していたかどうかについては、現在も確認されておらず、今後の検討課題となっております。

また、ラプチャーディスクの規格として、「JIS B 8226-3:2011 破裂板式安全装置」があり、その第3部の表2に一般的な破裂圧力の許容差が示されています。全ての設計を確認したものではありませんが、ベントラインのラプチャーディスクとしては反転ドーム型を標準的に採用しています。JIS の表によれば、その許容差は±5%となっており、実際の施工においては、破裂圧力の上下限が10%以内となるように設定しています。

② 2 号機のD/W及びS/C の設計圧力は0.38MPa[gage]となっております（最高使用圧力は0.427MPa[gage]）。また、2 号機のラプチャーディスク作動圧はD/W の最高使用圧力と同じに設定しております。

2. 原子炉圧力容器及び格納容器の温度の推移について

格納容器の温度の推移については、以下の図が東電事故調報告書（p171）に示されておりますが、これはトーラス室に津波が浸水してそれによりトーラス室が冷却されたことを仮定してシミュレーションにより求めたデータであると理解しております。圧力容器及び格納容器の温度の推移に関する生の計測値があればお示しください



図参 4-1 2号機格納容器温度変化

<回答>

圧力容器及び格納容器の温度の測定値はありませんが、当該期間中にS/Cの水温計を2つ、一時的に機能回復させてデータを取得したチャートの情報があります。チャートの記録計の再起動時間は必ずしも正確な情報はありませんが、14日7時頃です。14日12時頃の水温が145～150℃程度となっており、このときのD/W圧力に対する飽和温度が147.8℃であることから、この温度測定値は、信頼できる数字であると考えております。水温の計算結果がこの数値と比較して近い値となっているのは、圧力挙動がおおむね再現されているため、その飽和温度の値も近いというものです。

なお、このあと13時を過ぎたころから、水温が低下し、水温は飽和温度以下になっています。この温度挙動に関する検討結果が当社ウェブサイトに掲載されております。（福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第1回進捗報告の添付資料2号機-6）¹

¹「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第1回進捗報告」http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu13_j/images/131213j0102.pdf

3. 放射性物質の漏洩について

- (1) 原子炉圧力容器から格納容器への漏洩
- (2) 格納容器から外部への漏洩

について、それぞれの圧力と温度の推移状況の下で、顕著な漏洩が始まる時点とその経路をどのように分析されているのかについてお示してください。

(3) 漏洩は主として継手のシール部に使用しているシール材の劣化によると推定しておりますが、主たる漏洩経路に使用されているシール材とその耐熱温度（劣化が始まる温度）についてデータがありましたらお示してください。

<回答>

(1) (2) を号機毎に順番に回答致します。

1 号機

(1) 1 号機は、津波による直流電源の喪失により、IC の弁の駆動電源を喪失したため、原子炉の冷却機能を早い段階で喪失しています。そのため、3 月11 日の深夜、3 月12 日の未明には、燃料が溶融するような温度にまで達していたものと推定しております。溶融燃料による原子炉底部の破損により、溶融燃料は格納容器に落下したものと考えられますが、3 月11 日20 時頃の原子炉圧力の測定値（約7MPaa）、同11 時50 分頃の格納容器圧力の測定値（約0.6MPaa）、3 月12 日3 時頃の原子炉圧力の測定値（約0.9MPaa）及び格納容器圧力の測定値(0.84MPaa)の推移から、溶融燃料が原子炉冷却材圧力バウンダリを破損させる前に原子炉圧力容器からの漏えいが始まっていたと考えられます。当社が実施した解析では、核計装系の配管（原子炉冷却系圧力バウンダリが炉心部に形成されているもの）及び主蒸気逃し安全弁のガスケット部を漏えい経路と仮定して評価を実施しております。また、米国のサンディア国立研究所のレポートでは、主蒸気管がクリープ破損する可能性が指摘されています。

しかしながら、どの漏えい経路が何時発生したかについては現時点では不明です。

(2) 1 号機は最終的な熱の逃がし場を喪失している状態であったことから、崩壊熱が格納容器バウンダリの中に蓄積されることで、圧力が単調に上昇していったことに加え、原子炉圧力容器からの非凝縮性ガスを含む気体の漏えいにより、格納容器圧力は大きく上昇しました。

解析においては、測定されている格納容器圧力を再現するため、3 月12 日3 時頃から漏えいが発生したとして評価を実施しています。

しかしながら、(3) に示す通り、格納容器からの漏えい経路の候補は考えられるものの、どの漏えい経路が何時発生したかについては現時点では不明です。

2 号機

(1) 2 号機は、交流電源、直流電源の双方を津波により喪失したものの、原子炉隔離時冷却系が運転を継続することができたため、約3 日間、原子炉への注水を継続することができました。また、原子炉水位がある程度確保できているうちに減圧をすることができたため、PLR メカシールからの漏えいなど通常運転中から発生している程度の漏えいを除き、高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが発生することはなかったと推定しております。その後の事故進展により、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが発生したものと考えていますが、原子炉圧力容器を減圧できているため、測定圧力からは漏えいの発生時期を推定することはできておりません。

また、どこから漏えいが発生したかについては現時点では不明です。

(2) 2号機は、最終的な熱の逃がし場を喪失している状態でありましたが、格納容器圧力は崩壊熱の蓄積量から想定される圧力よりも低い状態で推移しました。これについては、S/Cの設置されているトラス室への津波水の侵入による外部冷却によって、崩壊熱の一部が徐熱されていたものと推定しています。

格納容器圧力は14日の13時頃から低下が始まっていますが、この圧力低下の原因については、福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第1回進捗報告の添付資料2号機-6にて評価しており、この時点では格納容器バウンダリは健全であると評価しております。

その後、事故が深刻化するに従って、格納容器圧力は上昇しますが、15日の午前中になって格納容器圧力は低下に転じています。この時点でブローアウトパネルから蒸気が放出されていることが観測されていること、その後の調査により、格納容器の5階オペフロのシールドプラグ付近（この真下にPCVトップヘッドフランジあり）から蒸気が出ていることが確認されたことから、PCVトップヘッドフランジが主要な漏えい経路であると推定していますが、それ以外の漏えいの可能性を否定するものではありません。

3号機

(1) 3号機は津波により交流電源を喪失したものの、直流電源は喪失しなかったため、まず原子炉隔離時冷却系、その後高圧注水系を起動・制御することにより原子炉への注水を継続しました。しかしながら、高圧注水系はその手動停止以前に十分な注水ができない状態になったため、13日の9時頃の原子炉の減圧前に炉心損傷に至っていると現在は推定しています。（福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第1回進捗報告の添付資料3号機-3参照）

そのため、1号機と同様に高圧状態での漏えいが発生する可能性のある状態になっていましたが、図2に示すストリップチャートの原子炉圧力の測定値からは、大きな漏えいが発生していないと評価しています。また、政府事故調では、減圧そのものが原子炉冷却材圧力バウンダリの破損であると推定していますが、当社は前述の評価（添付資料3号機-3）にて、自動減圧系の作動による減圧である可能性が高いと推定しており、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損に伴う減圧ではないと考えております。

その後の事故進展により、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが発生したものと考えていますが、原子炉圧力容器を減圧できているため、測定圧力からは漏えいの発生時期を推定することはできていません。

(2) 3号機は、最終的な熱の逃がし場を喪失している状態でありましたが、2号機とは逆に格納容器圧力は崩壊熱の蓄積量から想定される圧力よりも高い状態で推移しました。これは、S/C内の水が成層化したことによりS/Cの表層の水温が高くなったことが原因であると推定しています。しかしながら、S/Cのスプレイ冷却を実施した後は、崩壊熱から想定される程度の圧力になっていますので、原子炉の減圧前までは格納容器は健全であったものと評価しています。また、原子炉の減圧時の格納容器圧力上昇に伴い格納容器ベントラインのラプチャディスクが開きベントが成功したと判断していますので、格納容器圧

力の推移から格納容器の漏えいを評価することはできておりません。一方、3月15日など、3号機の原子炉建屋上部（格納容器のトップヘッドフランジ付近）から大量の蒸気が噴出していることが確認されていることから、ある時点から、トップヘッドフランジからの漏えいが発生した可能性が高いと考えております。

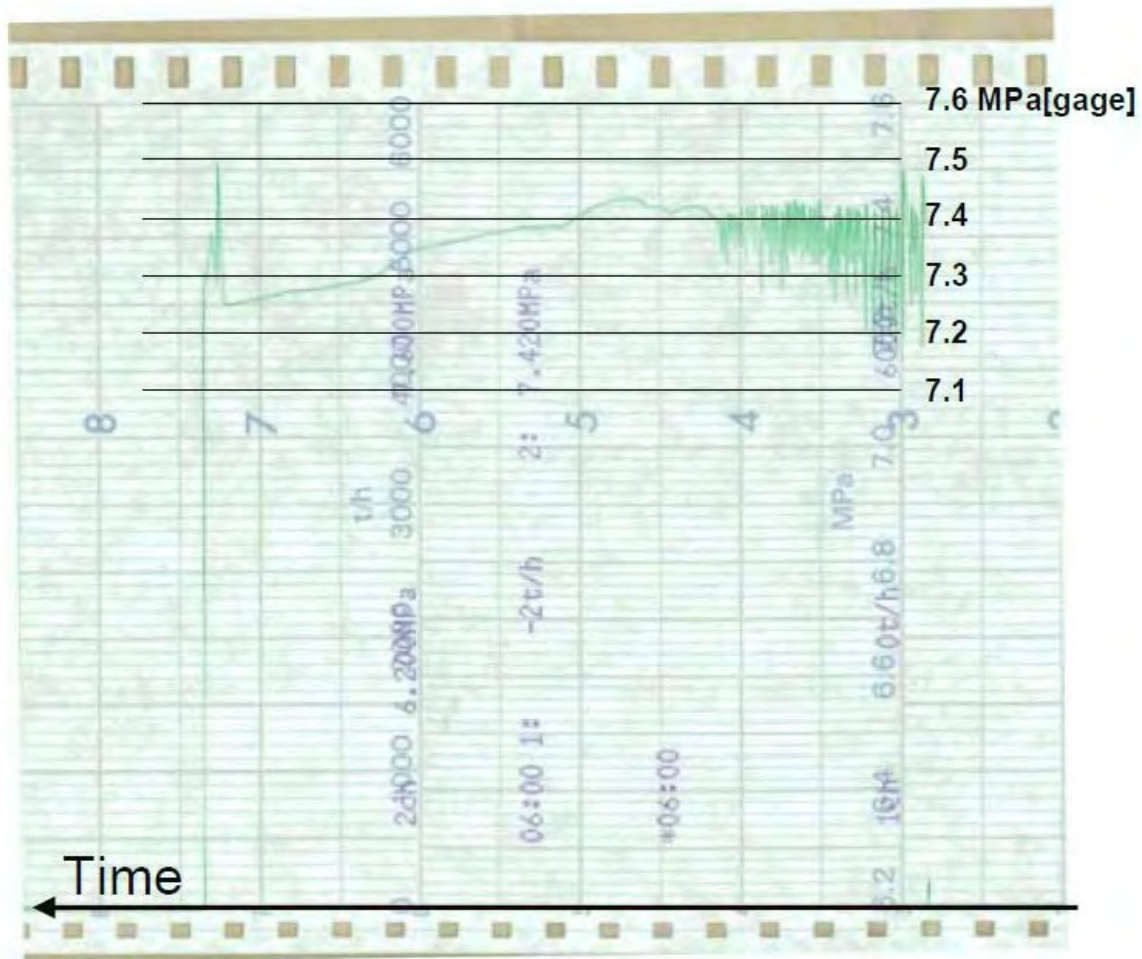


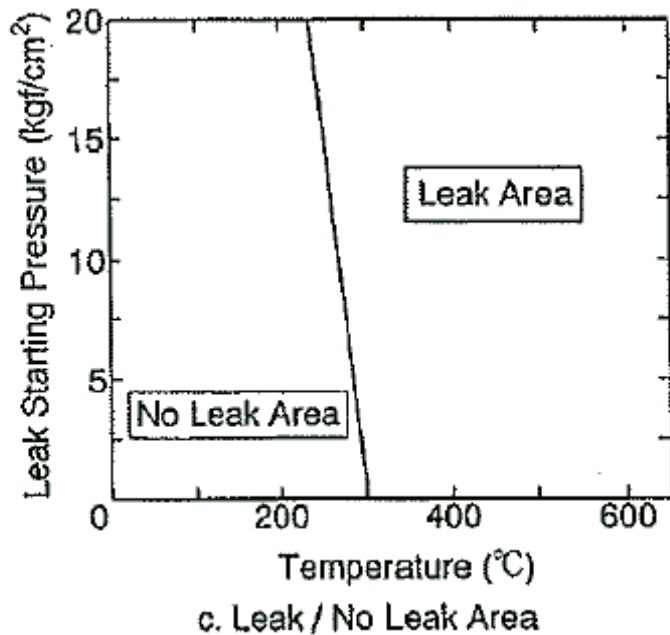
図2 原子炉圧力チャート（狭帯域）

図参4-2 原子炉圧力チャート（狭帯域）

（3）漏えいの可能性がある漏洩経路に使用されているシール材とその耐熱温度（劣化が始まる温度）について、以下の①フランジ部、②電気配線貫通部の2か所のデータを示します

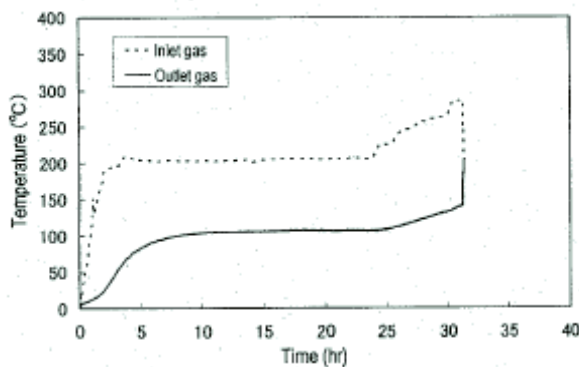
①フランジ部（トップヘッド、ハッチ、エアロック）

継手のシール部は、具体的にはトップヘッドフランジ，機器ハッチ，エアロックが考えられるが、いずれもシリコン製Oリングが使用されています。そのシリコンゴムの耐熱温度を示すデータは図3の通りであり、過去の研究で、格納容器フランジ部を模擬した小型モデル装置を用いて圧力と耐熱温度の関係を示しています。シール部が加圧されるほど耐熱温度が低下する傾向であり、圧力が20kgf/cm²以下の範囲においては耐熱温度は225℃～300℃程度であることを示しています。



図参4-3 シリコンゴムの耐熱温度と圧力の関係²

² K Hirao et al., High-temperature leak-characteristics of PCV hatch flange gasket, Nuclear Engineering and Design 145 (1993), 375-386.



図参4-4 電気配線貫通部の評価結果 (NUPEC 評価結果) ³

³重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する総括報告書 平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構

4. 格納容器の終局強度について

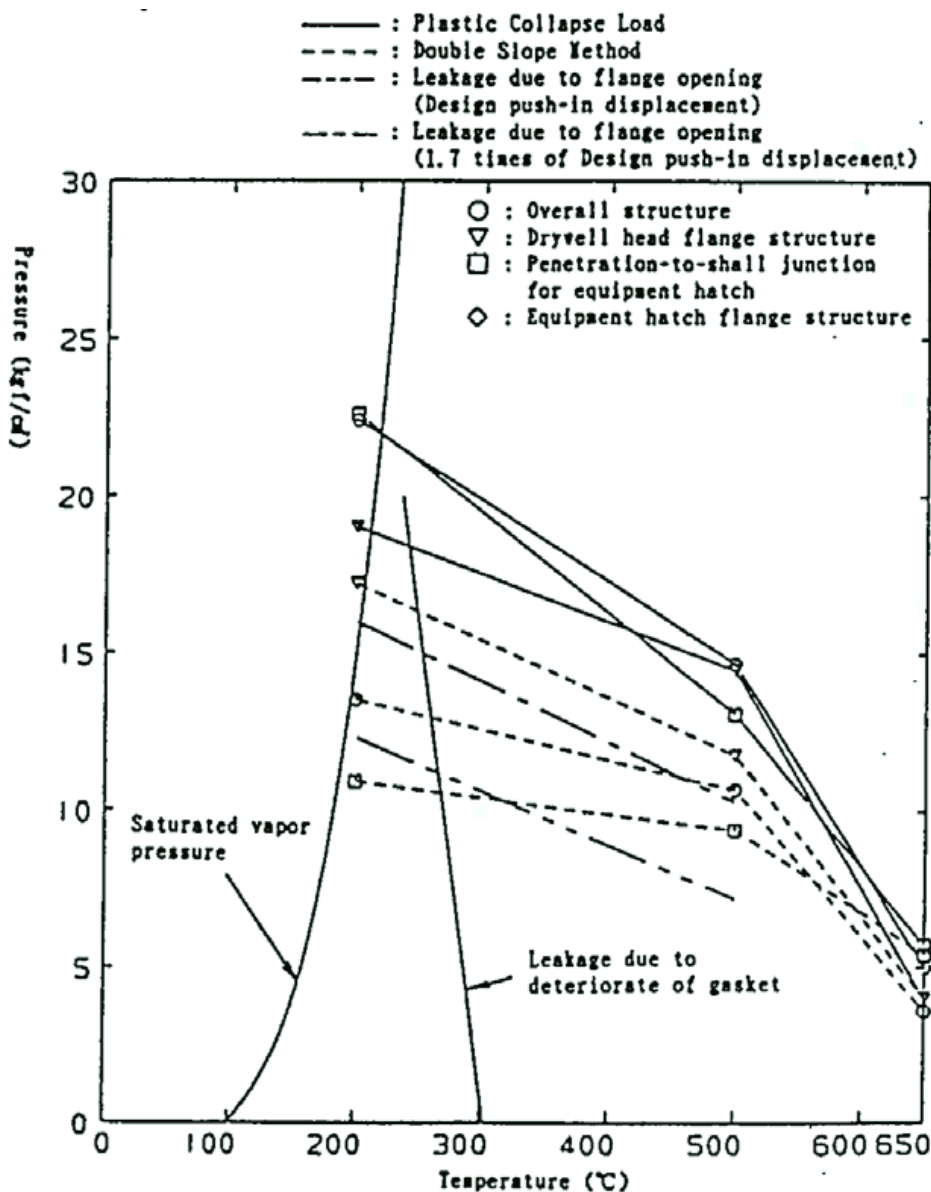
格納容器はその設計圧力を大幅に超えて、最大0.75MPa 程度まで上昇しています。この時点で容器の破断が心配されましたが、実際には大規模な破断は回避され、シール部などからの漏洩によって減圧されたとの理解でよいのでしょうか。その場合、格納容器の破断が起きる終局強度 (耐圧) は何MPa 程度とお考えのでしょうか。言い換えれば、設計圧力に対する安全裕度をどの程度に見積もっていたのでしょうか？

<回答>

格納容器の破断が起きる終局強度については、既往研究の格納容器耐性評価の結果をも

とに説明します。MARK-I 改型の重大事故時における格納容器耐性を表す線図を図5, 図6に示します。図5 は, 格納容器過温・過圧状態で格納容器耐性に影響が出てくると考えられるトップヘッドフランジ, ハッチ部の強度・開口・シール材等について試験・解析評価を行い限界を示した線図を載せたものです。図6 は, 図5 をもとに格納容器の耐性を判りやすく示した図になります。図6 で示す②の範囲の格納容器温度, 圧力であれば格納容器に漏洩・破損が発生している可能性が少ないと考えられる範囲です。②の領域から, 当社としては少なくとも温度200℃, 最高使用圧力の2倍程度の温度・圧力であれば格納容器の耐性として確保できる範囲と考えております。

福島第一原子力発電所の事故では, 格納容器からの漏えいは, 圧力よりも格納容器温度が主要因としてシール性能を喪失した可能性が高いと考えております。



図参 4 - 5⁴

3 号機HPCI の操作に関して

◎「開動作用電磁弁と状態表示灯の電源が同一であり、状態表示灯が点いていたので主蒸気逃がし安全弁（電磁弁）の開操作が可能であると考えた。」との記述が貴社事故調査報告書にはありますが、

⇒・動作確認の操作をすべきであったと考えます。このような動作確認は可能であったか、制御室内の環境が悪い等で、余裕がなかったのか。

・HPCI を手動停止させる前に、いつでも原子炉注水が可能となる状態にした上でSRVによる減圧操作を試みることは可能だったか。

<回答>

HPCI は自動起動後、原子炉圧力の低下に伴ってタービン回転数が低下し、操作手順書に記載のある運転範囲を下回る低速度で運転を続けていました。これは、いつ停止するかわからない状況であり、そのような中、原子炉圧力が更に低下傾向を示すというHPCI にとって厳しい運転状態に陥り、本来なら停止（隔離）する圧力まで原子炉圧力が低下したにもかかわらず、HPCI は停止しない状況となりました。

このような状況において、SRV を開操作するという事は、更なる原子炉圧力の低下を招き、その結果として、タービン振動の増大、ひいてはタービン付近の損傷に至ることが懸念されました。HPCI タービン付近が損傷すると、原子炉内の蒸気がHPCI 室内に放出され、その後の事故収束に大きな制約を与える可能性がありました。

◎「高圧注水系のタービン回転数が低下し、いつ停止するかわからない状態が続いていた。停止しない場合タービンの振動が大きくなり設備が損傷する可能性がある。タービン付近が損傷すると駆動蒸気である原子炉内の蒸気がHPCI 室内に放出され、放射線量が上がり、その後の事故収束に大きな制約を与えることになる。」との記述が貴社事故調査報告書にはありますが、

⇒・「3 月12 日19 時42 分頃に0.820MPa[gage]を示し、それ以降、HPCI が停止するまで1MPa[gage]未満の値を推移し、HPCI 停止直後の同月13 日2 時44 分頃には0.580MPa[gage]を示した。」とのことで、「HPCI は、本来、原子炉圧力が1.03MPa[gage]から7.75MPa[gage]程度の高圧状態にある場合に短時間に大量に原子炉注水をするために用いることが予定された注水システムであった。」ため、確かに定格を下回っていました。0.8～0.9MPa[gage]は1.03MPa[gage]に対して緊急に止めなくてはならない危険な圧力でしたのでしょうか。あるいは振動等の兆候があったのでしょうか。

<回答>

3 号機は、13 日2:00 頃から、それまで0.8～0.9MPa で推移していた原子炉圧力が低下傾向となり、それに伴いHPCI タービン回転速度が更に低下しました。このため、HPCI は、タービン振動の増大から損傷に至ることがこれまで以上に懸念されました。その上、タービン回転速度低下に伴い、ポンプ吐出圧力も低下して原子炉圧力と同程度となったことから、HPCI によって原子炉へ注水されていないと判断されました更に、本来ならばHPCI が自動停止する圧力（0.69MPa）以下まで原子炉圧力が低下したにも係らず、HPCI は自動停

止しませんでした。これらのことから、早急にHPCI からDDFP による代替原子炉注水に切り替える必要があると判断したものです。

◎HPCI 停止の判断は誰がいつの時点で下したのか。

<回答>

原子炉圧力が更に低下したことで、前述のような状況となったことから、早急にHPCI からDDFP による代替原子炉注水に切り替える必要があると、当直長が判断したものです。

なお、HPCI からDDFP への切替にあたり、HPCI を停止させるなどの具体的な操作については当直長の権限で行うものであり、また、HPCI 停止前から、HPCI の後はDDFP 使用して原子炉に注水することが中央制御室及び発電所対策本部全体の共通認識となっていました。

◎情報伝達について

「手動停止後当直長は、SR 弁の減圧操作失敗等の状況を報告して、今後の対応を発電班と相談していた。しかし、かかる情報は、発電班のごく一部の人間の間で共有されただけで、発電班長には随時の報告がなされず、発電所対策本部及び本店対策本部が情報共有できたのは、原子炉圧力が4MPa[gage]を超えた後の同日3 時55 分頃であった。明らかに報告が遅れた。」の記述が政府事故調等にありますが、情報伝達が遅れたのは事実でしょうか。また、この遅れは何らかの止むを得ない事情があったのでしょうか。さらに、HPCI の停止、SR 弁開失敗等各々の情報がそれぞれの段階まで伝達された時刻は判明しているのでしょうか。

<回答>

HPCI 停止前から、HPCI の後はDDFP を使用して原子炉に注水することが中央制御室及び発電所対策本部全体の共通認識でしたが、HPCI 手動停止後の一連の対応状況が発電所対策本部全体で共有されるまで時間がかかったことは事実です。

HPCI 停止からDDFP による代替原子炉注水へ移行できない状況となった後は、注水再開のために様々な試み（SRV 開操作、RCIC・HPCI 再起動 等）を行っており、情報伝達の遅れがその後の対応に影響を与えたとは考えておりませんが、当時は、注水再開のために様々な試みを行っている非常に混乱した状況に加えて、情報伝達手段も限られていたような状況であったことから、発電所対策本部全体で情報が共有されるまで時間がかかったものと考えております。

しかしながら、そのような状況下においても、速やかに情報の共有化がなされるような緊急時組織の構築、ツールの整備、習熟訓練等に現在取り組んでいるところです。

◎HPCI の機能は確保されていたのでしょうか。

HPCI を手動で停止する直前までの炉心への注入流量はおおよそどのくらいでしたのか

（テストラインを使用した戻りの流量を引いた値）。タービン損傷の可能性を除外して、非常用復水タンク（2500 トン）を使い切るまでの時間は算出できるでしょうか。また、原子炉圧力が低く抑えられていたので冷却は有効に行われていたと解釈してよろしいのでしょうか。さらに、HPCI を停止しなかった場合、どの程度の期間冷却が可能かについては、分析を行っていますか。

<回答>

現在、当社はHPCI を手動で停止する以前の時点で原子炉への十分な注水ができていない状態になっていたものと推定しております。（現時点で推定しているおおよその注水量はほぼ0）

なお、原子炉の圧力が低く抑えられていたのは、HPCI タービンへの蒸気供給により、発生した蒸気が消費されていたことが原因ですが、水位はTAF 以上にあったと考えられますので、冷却はできている状況であったと考えられます。

◎HPCI による冷却水注入量について（追加質問）

原子力学会事故調査報告書p106 付近にHPCI の動作についての記述があります。これに関連して質問させていただきます。

「HPCI 注水流量は1 MPa 近傍での動作による性能劣化に伴って抽気蒸気流量より少なくなり、結果としてHPCI 動作中に炉内水位は低下し始める。」の記載があります。HPCI 起動当初テストラインを用い炉心への注入水量を少なくしていたのですが、停止直前にはテストラインはどうなっていたのでしょうか。途中で弁を閉じたのでしょうか。もし開いた状態のままであったら、この時点でテストラインを閉にすると炉心への注入流量は増えたのでしょうか。

<回答>

HPCI は、RCIC よりも流量が大きく原子炉水位の上昇が速いことから、水位調整範囲を広く取ったうえで原子炉水位高によるHPCI の自動停止に至らないように、原子炉への注水ライン及びテストラインの両ラインに通水するようにし、テストラインの弁の開度調整やFICにて流量を設定し、運転していました。

その後、12 日20 時36 分に原子炉水位計の電源が喪失し、13 日3 時51 分に復旧するまでの間、原子炉水位は確認できない状況となりました。

水位が確認できなくなった後も、テストラインの弁を閉じたことは確認されていないことから、テストラインにも通水されていたと考えられますが、運転員は水位が監視できなくなったことを受けて、原子炉へ確実に注水されるよう、HPCI の流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力やHPCI 吐出圧力などにより運転状態を監視していました。

このような注入流量確保のための操作にも関わらず、HPCI の性能劣化により水位が低下していったことから推定すると、テストラインを閉にしても注入流量を継続的に十分確保できるという状態にはならなかったものと考えられます。

福島原子力発電所事故関連一般について

◎ベント回路の設計思想

○ ベント回路のラプチャーディスクは、当初のGE 設計から設けられていたのか？ それとも日本導入時に設けることとしたのか？

<回答>

過圧破損防止のためのベントは、1990 年前後に議論されていたもので、当初設計にはありません。そのため、当初のGE 設計にはベントライン自体が存在しておりませんし、ラプチ

ャーディスクもありませんでした。

○（いずれの場合も）ラプチャーディスクを設けるという設計思想（の根拠）を説明して戴きたい。

<回答>

シビアアクシデント時に格納容器を守るためにベント配管をつけることになったわけですが、機器は誤操作や誤作動により意図せざる挙動をする可能性があります。ベント配管は格納容器バウンダリですので、これが誤操作や誤作動により破られることがないように、ラプチャーディスクを設けました。

○ ベント回路では、電動弁と空気作動弁が直列になっているが、この設計は当初のGE設計から設けられていたのか？ それとも日本導入時に設けることとしたのか？

<回答>

GE 設計にはもともとベント配管はありません。ただし、ベントラインの設置にあたっては、元々あったラインを活用するなどして、設計されています。例えば、空気作動弁は当初設計からあった第一隔離弁を活用したもので、電動弁はベントラインの導入時に新しく設置したものです。

○（いずれの場合も）電気系統と圧縮空気系統の両方が健全でなければベントできないという設計思想（の拠）を説明して戴きたい。

<回答>

基本的には、整備されたAM 対策は中央操作室から操作することを前提に作られておりました。また、長期間の交流電源喪失のみならず、直流電源も喪失することは想定されておりました。現在の視点からすれば、AM 対策のカバーできる範囲が十分でなかったと考えております。

○ 1号機のA/0 弁の小弁には手動操作用ハンドルが付いているが、2、3号機ではハンドルは付いていない（政府事故調技術解説 p.74～75）。1号機から2、3号機で変更したのは、何か理由があったのか？ 設計思想が変わったのであれば、その設計思想（の拠）を説明して戴きたい。

<回答>

当該の小弁は、GE 設計のオリジナルからついていたもので、AM 策の整備の際にAM 用にも使用されることになったものです。（ハンドルの有無の理由については調査しても判明しませんでした。）ただし、小弁はベント時に気体を逃がすことを目的としてつかわれるわけではなく、大弁操作時に、上流下流側を均圧化させることが目的でした。

◎ベント実施の前提条件（S/C ベントとD/W ベントのそれぞれについて）

○ ベントを実施するか否かの判断は最終的に誰の責任で決定することになっていたか？

⇒回答①

○ どういう条件（例えば、炉心溶融と判断）になったらベントを実施するという判断基準はあったか？⇒回答②

○ どういう条件が整わないと（例えば、住民退避完了）ベントを実施してはいけないという判断基準はあったか？⇒回答②

○ 上記はマニュアル等に明記されていたか？ 内容は周知されていたか？⇒回答②

<回答>

① ベント実施は発電所長の判断となっております。判断するに当たっては、放射性物質を放出する重要事項であることから、社長の確認・了解を得るとともに、国へも申し入れを行っております。

② 炉心損傷が考えられる場合には、格納容器圧力が853kPa[gage]（設計圧力の2倍）に到達すると予測され、かつ格納容器冷却系の復旧見通しが無い場合にベントを実施することとしていますが、放射性物質を放出する重大事項であるため、周辺住民の避難状況等の必要な情報を入手するとともに、所外（地元自治体等）への連絡・調整を行うことをマニュアルに定めています。

◎「耐震強度Cクラス管理のエア配管が、Sクラス管理のベント設備の操作に不可欠になっていることは問題」（政府事故調技術解説 p.50）

○ この問題指摘に対する見解は？

<回答>

事実誤認であると考えます。基本的な重要度に関する考え方は、低クラス設計の機器の損傷により、高クラス設計の機器の機能が阻害されないように設計するというものであります。Sクラス管理の系統の動作に必要な、ある系統が耐震強度Cクラス管理であっても、Sクラス管理の系統の機能に悪影響がないことを確認することが求められています。（Sクラス相当を確認）従って、Cクラスとされていたことが問題とする指摘は当たらないものと考えます。

ただし、2号機からのFP放出により、広範囲の放射性物質の汚染が発生したことは事実であり、必要なときにベントができるような対策の強化を進めているところです。

（参考）発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる新安全設計基準に関する検討チーム第2回会合 参考資料2-2 P2 より抜粋

また、「3. 耐震設計方針」では、耐震設計上のクラス別に、耐震設計に関する基本的な方針が記載されているが、「④ 上記各号において、上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的破損が生じないこと。」としている。

すなわち、例えばCクラス設備が地震によって損傷した場合、その損傷がSクラス設備の機能に影響を与える可能性がある場合は、当該施設はSクラス相当の設計を行うことを要求している。

[URL:http://www.nsr.go.jp/committee/youshikisya/shin_taishinkijyun/data/0002_05.pdf](http://www.nsr.go.jp/committee/youshikisya/shin_taishinkijyun/data/0002_05.pdf)

なお、以下のグラフに示すとおり、記録の残っていた2号機では、地震後の外部電源喪失に伴い一時的にコンプレッサが停止した影響が確認できます。その後D/Gの起動に伴い自動起動し、全電源喪失までの間、機能維持していることがわかります。

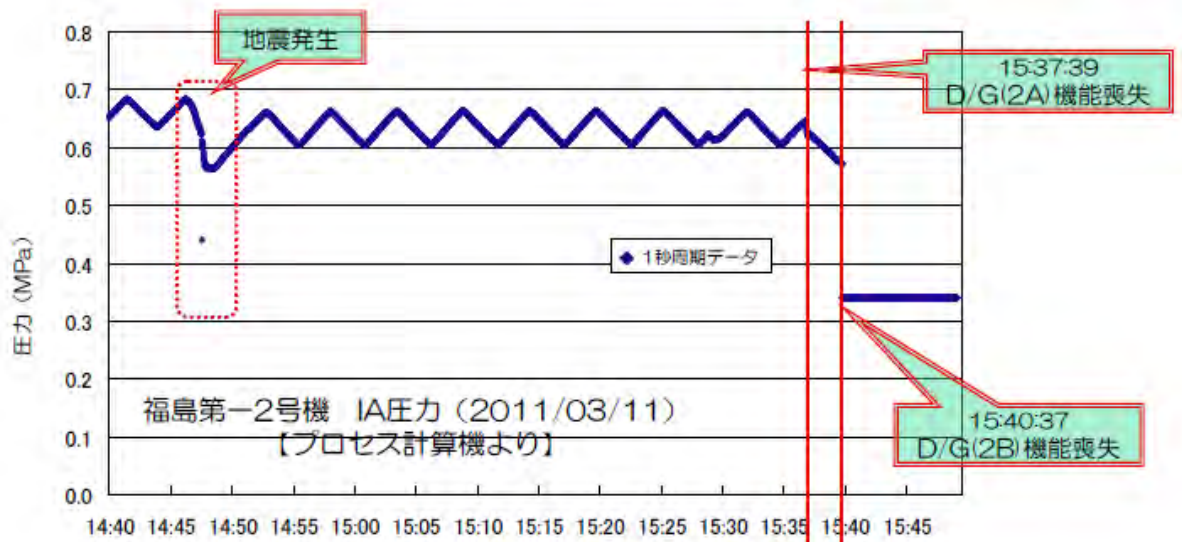


図7 IA系統の圧力変化

図参4-7 IA系統の圧力変化

◎早期にSR弁を開け、S/C ベントを行うために必要なバッテリーや可搬式コンプレッサの入手努力に着手していれば、事故の結果を軽減できたのではないかと指摘（政府事故調技術解説 p. 135～140）がある。

○この指摘に対する見解は？

<回答>

ご指摘は、「2, 3号機については、事故後早い時期に個人所有車両からバッテリーを収集するとともに、可搬式コンプレッサを確保していれば、事故の結果を軽減できた可能性がある」ということと認識しています。

3号機については、もともと既設の直流電源でSR弁を操作することを考えていましたが、実際にはそれまで操作可能と考えていたSR弁を開けることができませんでした。そのような不測の事態に迫られた結果として、可搬のバッテリーを使用してSR弁を作動させることとし、個人所有車両からバッテリーを収集したものです。

2号機については、3号機と同じタイミングで個人所有車両からバッテリーを収集しましたが、この時期はRCICによって原子炉注水を行っている状況であり、SR弁を開とする必要性はありませんでした。

可搬式コンプレッサについては、ベント弁（A0弁）を開とするために使用していますが、2, 3号機の場合、当初、空気ポンプを使用してS/Cベント弁（A0弁）大弁を開とすることを考えておりました。

しかし、3号機のS/Cベント弁（A0弁）大弁は、空気ポンプによる開維持が難しかったことから※、可搬式コンプレッサを接続することとし、構内企業や2Fから入手しました。

2号機については、空気ポンプだけでベント弁を開としていましたが、3号機と同じタイミングで2Fから入手した可搬式コンプレッサを、空気ポンプのバックアップとして接続し

ました。

以上のように、2,3号機については、必要と判断されたタイミングで、バッテリーや可搬式コンプレッサを確保していました。

※3号機では、空気ポンベの圧力が低下したことで、ベント弁が一旦閉となったため、他のポンベと交換して、再度ベント弁を開としました。

<参考>

1号機については、2,3号機と異なり、事故後早い段階で全ての原子炉冷却設備が使用できない状況となったことから、事象の進展が早く、3/12 2:45 に中操の原子炉圧力計の電源を復旧（バッテリー接続）したときには、既に原子炉圧力は0.8MPa まで低下しておりました。

ベントについては、現場にてS/C ベント弁（A0 弁）小弁を既設の手動ハンドルで開とするつもりでしたが、3/12 9:30 頃、当該弁の設置場所（トール室）の放射線量が高かったことから断念しています。最終的には、S/C ベント弁（A0 弁）大弁を構内企業から入手した可搬式コンプレッサを用いて開としております。

以上