

政府事故調の調査・検証の概要について

～事故の進展状況を中心にして～

平成24年9月4日

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会
事務局長 小川 新二

1

はじめに(最終・本文P1～5)

- ・昨年5月24日の閣議決定により委員会設置
- ・委員会メンバー 3つの調査・検証チーム
- ・現地視察、自治体からの意見聴取、関係者ヒアリング(772名)等の調査活動
- ・昨年12月26日に中間報告、本年7月23日に最終報告
- ・最終報告では、主として中間報告後の調査・検証結果を記述

2

中間報告・最終報告の構成(最終・本文P4～5)

中間報告	最終報告
Ⅱ 災害と被害の概要	Ⅱ 福島第一等での被害状況と事故対処(中間Ⅱ・Ⅳ)
Ⅲ 発生後の組織的対応	Ⅲ 発生後の組織的対応(中間Ⅲ)
Ⅳ 福島第一原発での事故対処	Ⅳ 発電所外での事故対処(中間Ⅴ)
Ⅴ 発電所外での事故対処	Ⅴ 事故防止・被害拡大防止関係(中間Ⅵ)
Ⅵ 事故防止・被害拡大防止関係	Ⅵ 総括と提言(中間Ⅶ)
Ⅶ 問題点の考察と提言	※ 委員長所感

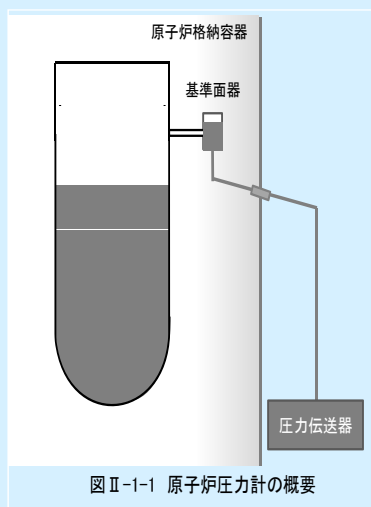
今回の事故について(本文P361)

- ・直接には地震・津波という自然現象に起因
- ・極めて深刻かつ大規模な事故となった背景には、事前の事故防止策・防災対策、事故発生後の発電所における現場対処、発電所外における被害拡大防止策について、様々な問題点が複合的に存在した
- ・政府の危機管理態勢の問題点も浮上
- ・原発事故の再発防止、被害拡大防止・軽減のためには、抜本的な対策強化が必要

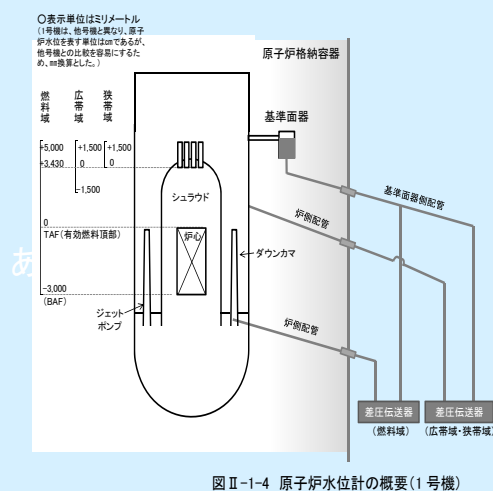
Ⅱ 福島第一原発等における被害状況と事故対処 (最終・本文P7～)

- 1 1F1～3号機の主要施設・設備の被害状況
 - (2) 主要計装機器の仕組み等 (P7～)
 - (3) 過酷事故に伴う諸現象に関する解析 (P23～)
 - (4)～(6) 1～3号機についての検討 (P27～ +資料編)
- 2 水素ガス爆発に関する検討 (P40～)
- 3 1F5・6号機における事故対処 (P85～)
- 4 1Fの外部電源復旧状況 (P111～)
- 5 2Fにおける事故対処 (P127～)

1 (2) 主要計装機器の仕組み等(1)



最終・本文P9



最終・本文P11

1(2) 主要計装機器の仕組み等(2)

- ・原子炉圧力計について、**基準面器内の水位低下等**により水頭圧が過小になると、本来の水頭圧との差に相当する分が過剰に差し引かれ、実際より小さな炉圧が測定される。
- ・原子炉圧力計の最大誤差は90kPa～97kPa
- ・原子炉水位計も、同様の理由で、**水位を高め**に誤計測する。
- ・ただし、原子炉水位計は約80kPaの差圧を8,000～8,700mmの範囲で換算するので、**差圧の誤差が10kPa**でも、**水位の誤差は1,000mm**又はそれ以上となる。
(最終・本文P17～18、最終・資料P289～)

7

1(2) 主要計装機器の仕組み等(3)

- ・**水位が炉側配管入口部分を下回ると**、その下の部分で水位が上下しても、水位計には反映されない。水位計は、実際の水位を反映しない差圧を換算して水位表示する。
 - ・**基準面器側配管と炉側配管内の水位がいずれも低下し、格納容器外壁付近で蒸発が収まる**ことが考えられるが、そのような状態では、長時間にわたり水位が変化しない。
 - ・この場合の見かけ上の水位を試算すると、**1号機でTAF-1,853mm、2号機でTAF-1,744mm、3号機でTAF-2,233mm**。
 - ・原子炉圧力が減圧されて水の飽和温度が下がる場合、計装用配管周囲の格納容器温度が上昇する場合に、これらの現象が生じやすいと考えられる。
 - ・例えば、1号機で12日12:35～、3号機で13日17:30～14日2:10、14日2:30～4:40、14日11:20～17:50など
 - ・この事実は、その当時の炉内の状態の推測にも有用。
- (最終・本文P19～23、最終・資料P291～)

8

1(3) 過酷事故に伴う諸現象に関する解析

- ・これまでに公表された事故解析
 - 東京電力のMAAP解析①(H23.5) ②(H24.3)
 - JNESのMELCOR解析(H23.9)
 - ・検証したところ、解析結果と整合しない点多数
 - ・理由
 - 解析コードに用いられている計算モデルの限界
 - 注水量・注水時間等の条件設定の妥当性
 - 事故対処状況(ヒアリング結果)やCAMS等の総合的な検討
 - 解析結果が事故の実測データと整合しない場合の解明の不十分さ
- (最終・本文P23～)

1(4)～(6) 1～3号機の主要施設・設備の損傷状況 地震到来時の状況・被害状況(1)

- 平成23年3月11日14時46分 東北地方太平洋沖地震発生
 - 震源 三陸沖 北緯38° 06.2'、東経142° 51.6' M9.0
 - 宮城県栗原市で震度7 宮城・福島・茨城・栃木の各県で震度6強
- 福島第一原発で観測された地震動 (中間報告P18～)
 - 大熊町及び双葉町で震度6強を観測
 - 1Fでの観測記録と基準地震動(Ss)に対する最大応答加速度値との比較

観測点 (原子炉建屋基礎版上)		観測記録			基準地震動Ssに対する 最大応答加速度値 (ガル)		
		最大加速度値 (ガル)			南北方向	東西方向	上下方向
		南北方向	東西方向	上下方向			
福島第一	1号機	460	447	258	487	489	412
	2号機	348	550	302	441	438	420
	3号機	322	507	231	449	441	429
	4号機	281	319	200	447	445	422
	5号機	311	548	256	452	452	427
	6号機	298	444	244	445	448	415

1(4)～(6)1～3号機の主要施設・設備の損傷状況 地震到来時の状況・被害状況(2)

- 地震発生直後の1Fや東電本店内での対応は、中間報告P77～参照
- 地震により**外部電源設備**が損傷し**1Fへの給電停止**（中間・本文P31～資料P79～）
 - 大熊線1L:1/2号開閉所内の遮断機の部品落下⇒同開閉所内の遮断機の作動停止
 - 大熊線2L:1/2号開閉所内の遮断機等の部品落下⇒新福島変電所内の遮断機の作動停止
 - 東電原子力線:1号機M/Cへの接続ケーブルに不具合
 - 大熊線3L:鉄塔(No.7)と電線の接触or接近⇒新福島変電所内の遮断機の作動停止
 - 大熊線4L:鉄塔(No.11)と電線の接触or接近⇒同上
 - ※ 大熊線3Lについて架空地線の断線、3L・4Lについて引込鉄構の傾斜
 - 夜の森線1L: ?⇒新福島変電所内の遮断機の作動停止
 - 夜の森線2L:同上
 - ※ 夜の森線1L・2Lの鉄塔(No.27)の倒壊
- **外部電源喪失により、14:47～14:49に、1～6号機に設置された13台の非常用DG(定期検査中の4Aを除く)が起動**（中間・本文P28）
- 事務本館、構内道路の損傷(中間・本文P37)、1号機T/Bの屋上コンクリート壁(パラペット)の損傷(最終・本文P27)
- 各号機の主要施設・設備については後述、その他の地震による損傷は不明な点多し

11

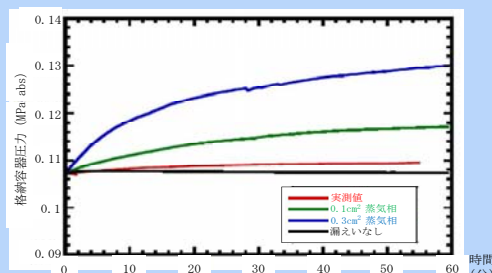
1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 地震発生後津波到達までの間(1)

- **圧力容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定される。**
 - 一定の原子炉水位、圧力の保持
 - 圧力容器内等の温度変化も矛盾なく説明可能
 - DW内の圧力上昇・温度変化もわずかで、HVH(格納容器空調系)の機能停止のためと考えられる。
 - JNES解析結果
 - 放射線量の上昇なし
 - HPCI、非常用DG、炉心スプレイ系の起動用LOCA信号は発信されず。
- **格納容器又はその周辺部、IC配管等についても同様**
- **閉じ込め機能の喪失に至らない軽微な亀裂等の可能性は否定されない。**
(最終・資料P4、42、51、58～)

12

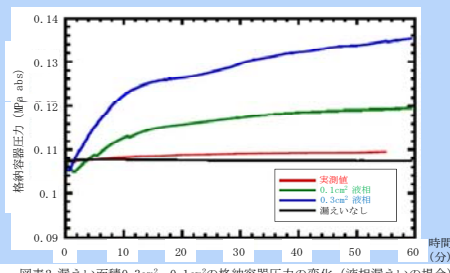
1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 地震発生後津波到達までの間(2)

● DW圧力変化に関するJNES解析について(最終・資料P6～)



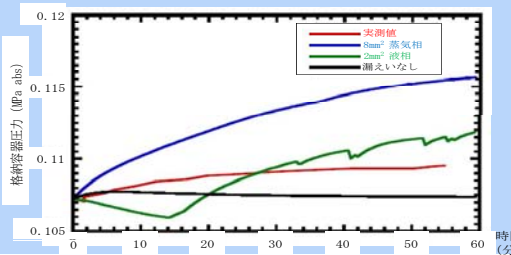
図表1 漏えい面積0.3cm²、0.1cm²の格納容器圧力の変化(蒸気相漏えいの場合)

独立行政法人原子力安全基盤機構「福島第一原子力発電所1号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料4)(平成24年2月1日)を基に作成



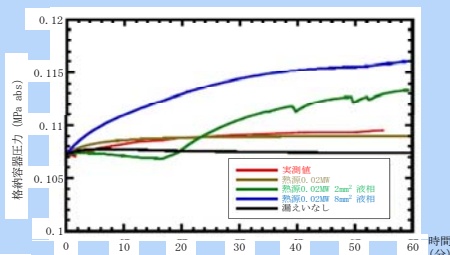
図表2 漏えい面積0.3cm²、0.1cm²の格納容器圧力の変化(液相漏えいの場合)

独立行政法人原子力安全基盤機構「福島第一原子力発電所1号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料4)(平成24年2月1日)を基に作成



図表3 0.23m³/h相当の冷却材漏えいが生じた場合の格納容器圧力の変化

独立行政法人原子力安全基盤機構「福島第一原子力発電所1号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料4)(平成24年2月1日)を基に作成



図表4 ドライウェルクーラー停止を模擬した場合の格納容器圧力の変化

独立行政法人原子力安全基盤機構「福島第一原子力発電所1号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料4)(平成24年2月1日)を基に作成

13

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等(3) 地震発生後津波到達までの間

● DW圧力変化に関するJNES解析について(最終・資料P6～)

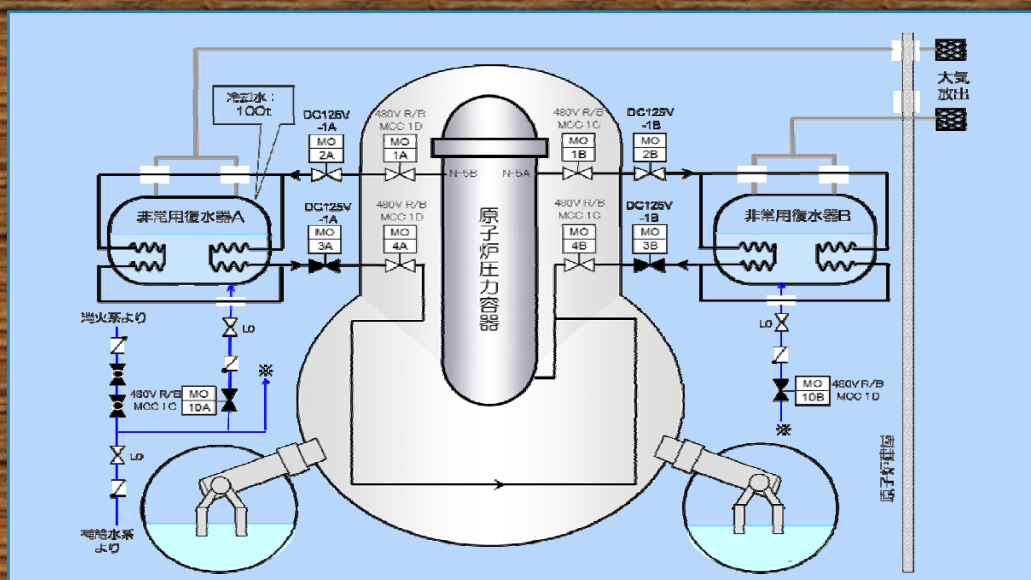
- 漏えいを仮定した原子炉圧力・原子炉水位の変化では、0.3cm²以下では差が現れない。
- 格納容器側に漏えいした場合のDW圧力への影響を、液相漏えい、気相漏えい、0.3cm²、0.1cm²で解析 実測値の約12～4.2倍の圧力変化。
- 1F保安規定で許容された不明確な箇所からの漏えい率0.23m³/h相当の漏えいを仮定した場合も、実測値の3.6倍・1.9倍
- 保安規定で許容された漏えい率を超える漏えいが生じた可能性は低い。
- 2号機、3号機についても同様に解析、結果はほぼ同様(最終・資料P63～・P149～)

14

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等(4) 地震発生後津波到達までの間

● 津波到達までのICの作動状況 (中間・本文P79～ 最終・資料P51～)

IC(非常用復水器)の概念図 (中間・資料P72)



15

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 地震発生後津波到達までの間(3)

● 津波到達までのICの作動状況 (中間・本文P79～ 最終・資料P51～)

- 地震前は戻り配管隔離弁(MO-3A、3B)のみ閉、他は全開で、停止状態
- 14:52頃 「原子炉圧力高」信号発信によりA系・B系とも起動
- 15:03頃 炉圧低下が速く、2系統を使って冷却を続けると保安規定(冷却材温度変化率55°C/h以下)を遵守できないと考えて、当直が一旦手動停止
- 当直はA系だけ作動させることにし、15:17頃以降、MO-3Aを3回開閉し、炉圧を6MPa～7MPaに維持
- 津波到達時点では、MO-3Aは閉状態であったと推測

16

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 地震発生後津波到達までの間(4)

● 津波到達までのICの作動状況 (中間・本文P79～ 最終・資料P51～)

- ? ICは配管破断を懸念して停止したのではないか
- ? その後の炉圧の昇降はSR弁を開閉したためではないか
- 閉じ込め機能を損なうような損傷の可能性は否定される(既述)。
- **PLRポンプ(A)(B)の入口温度**が、地震直後は類似の挙動を示し、15時過ぎ頃から対照的な挙動を示していることは、ICを3回作動させたこととよく整合している(最終・資料P242参照)。
- **津波到達前の時点**では、保安規定を順守しながら徐々に炉圧を下げて行こうと考えるのは、運転員の発想として不自然でない。
- SR弁開閉では、PLRポンプ(A)(B)入口温度の挙動の説明がつかない。また、原子炉水位は下降傾向を示さず、TAF+4,000mm前後で昇降。
- 中操のホワイトボードにもICで圧力制御している旨記載あり。

17

1(5)2号機の主要施設・設備の被害状況等 地震発生後津波到達までの間

- **圧力容器又は周辺部に、閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定される。**
- 一定の原子炉水位、圧力の保持(15:43までに49回SR弁(F)開)
- 圧力容器内等の温度変化も矛盾なく説明可能
- 格納容器窒素圧力の上昇はわずか。DW内温度では供給空気DWクーラーHVH温度の上昇が顕著であるが、HVHの二次冷却系の機能停止により説明可能。
- JNES解析結果
- 放射線量の上昇なし、PLRポンプ入口温度の低下なしなど
- **格納容器又はその周辺部、RCIC等についても同様**
- **閉じ込め機能の喪失に至らない軽微な亀裂等の可能性は否定されない。**

(最終・資料P62、102、136、145)

18

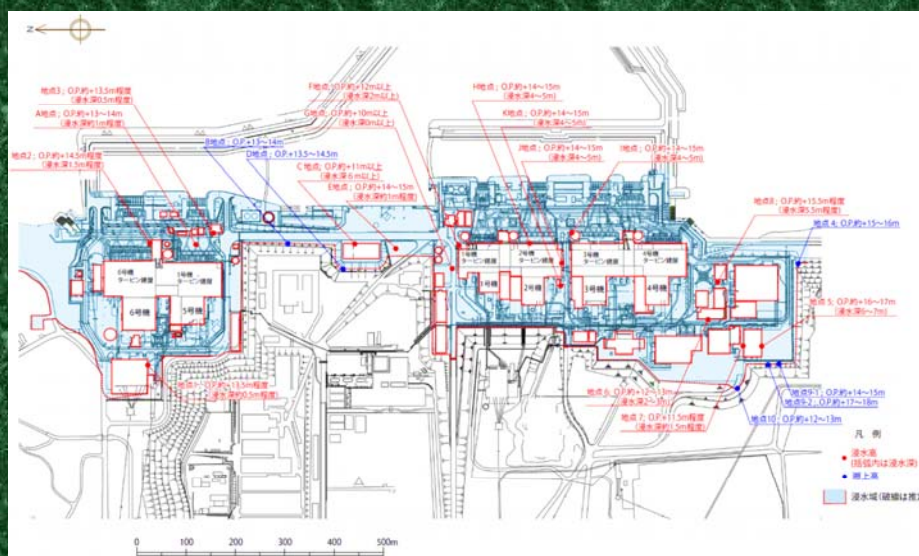
1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 地震発生後津波到達までの間

- 圧力容器又は周辺部に、閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定される。
 - 一定の原子炉水位、圧力の保持(15:43までに54回SR弁(C)が開閉)
 - 圧力容器内等の温度変化も矛盾なく説明可能
 - 格納容器窒素圧力の上昇はわずか。DW温度は、わずかな上昇にとどまるものと、50℃程度まで上昇したものがあるが、HVHの二次冷却系が機能したかどうかで説明可能。
 - JNES解析結果
 - 放射線量の上昇なし、PLRポンプ入口温度の急変なしなど
 - 格納容器又はその周辺部、RCIC等についても同様
 - 閉じ込め機能の喪失に至らない軽微な亀裂等の可能性は否定されない。
- (最終・資料P148、201、217、219)

19

1(4)~(6)1~3号機の主要設備・施設の被害状況 津波到来による被害状況(1)

- 15:27頃津波第1波、15:35頃津波第2波1Fに到達
- 浸水高はO.P.+約11.5m~O.P.+約15.5m、局所的にO.P.+約16~17mの浸水あり。(浸水状況については、中間・資料P20~)



20

1(4)~(6)1~3号機の主要設備・施設の被害状況 津波到来による被害状況(2)

- CCSW(格納容器冷却海水系・1号機)、RHRS(残留熱除去海水系)の冷却用海水ポンプは、海側エリア(O.P.4m)に設置されており、被水により損傷を受けたと考えられる。
- DGSW(非常用DG冷却系)の海水ポンプも同様(ただし、2B、4B、6Bは空冷)
- 非常用DGの損傷状況
 - 以前は2基3台であったが、AM策として、H11.3までに1基2台としたもの
 - 本体が被水したDGは6/13台。ただし、5/6台は、海水ポンプの被水、関連機器の被水、配電盤の被水により機能喪失。6Bのみ機能維持。

	1号機			2号機			3号機			4号機			5号機			6号機		
	機器	設置場所	備考	機器	設置場所	備考	機器	設置場所	備考	機器	設置場所	備考	機器	設置場所	備考	機器	設置場所	備考
D G	1A	T/B 地下1階	-	2A	T/B 地下1階	-	3A	T/B 地下1階	-	4A	T/B 地下1階	-	5A	T/B 地下1階	励磁機器 被水	6A	R/B 地下1階	海水ポンプ 被水
	1B	T/B 地下1階	-	2B	共用 プール 1階	M/C (2E) 水没	3B	T/B 地下1階	-	4B	共用 プール 1階	M/C (4E) 被水	5B	T/B 地下1階	励磁機器 被水	6B	DG建屋 1階	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	HPCS用	R/B 地下1階	海水ポンプ 被水

1(4)~(6)1~3号機の主要設備・施設の被害状況 津波到来による被害状況(3)

津波到来後のM/Cの損傷状況 (中間・資料P76)

	1号機		2号機		3号機		4号機		5号機		6号機	
	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所
非常用 M/C	1C	T/B 1階	2C	T/B 地下1階	3C	T/B 地下1階	4C	T/B 地下1階	5C	T/B 地下1階	6C	R/B 地下2階
	1D	T/B 1階	2D	T/B 地下1階	3D	T/B 地下1階	4D	T/B 地下1階	5D	T/B 地下1階	6D	R/B 地下1階
	-	-	2E	共用 プール 地下1階	-	-	4E	共用 プール 地下1階	-	-	HPCS用	R/B 1階
常用 M/C	1A	T/B 1階	2A	T/B 地下1階	3A	T/B 地下1階	4A	T/B 地下1階	5A	C/B 地下1階	6A-1	T/B 地下2階
	1B	T/B 1階	2B	T/B 地下1階	3B	T/B 地下1階	4B	T/B 地下1階	5B	C/B 地下1階	6A-2	T/B 地下1階
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	6B-1	T/B 地下1階
共通	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	6B-2	T/B 地下1階
	1S	T/B 1階	2SA	2SA 建屋 1階	3SA	C/B 地下1階	-	-	5SA-1	C/B 地下1階	-	-
	-	-	2SB	T/B 地下1階	3SB	C/B 地下1階	-	-	5SA-2	C/B 地下1階	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	5SB-1	C/B 地下1階	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	5SB-2	C/B 地下1階	-

津波到来後のP/Cの損傷状況 (中間・資料P77)

	1号機		2号機		3号機		4号機		5号機		6号機	
	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所
非常用 P/C	1C	C/B 地下1階	2C	T/B 1階	3C	T/B 地下1階	4C	T/B 1階	5C	T/B 地下1階	6C	R/B 地下2階
	1D	C/B 地下1階	2D	T/B 1階	3D	T/B 地下1階	4D	T/B 1階	5D	T/B 地下1階	6D	R/B 地下1階
	-	-	2E	共用 プール 地下1階	-	-	4E	共用 プール 地下1階	-	-	6E	DG建屋 地下1階
常用 P/C	1A	T/B 1階	2A	T/B 1階	3A	T/B 地下1階	4A	T/B 1階	5A	C/B 地下1階	6A-1	T/B 地下1階
	1B	T/B 1階	2A-1	T/B 地下1階	3B	T/B 地下1階	4B	T/B 1階	5A-1	T/B 2階	6A-2	T/B 地下1階
	-	-	2B	T/B 1階	-	-	-	-	5B	C/B 地下1階	6B-1	T/B 地下1階
共通	-	-	-	-	-	-	-	-	5B-1	T/B 2階	6B-2	T/B 地下1階
	1S	T/B 1階	2SB	T/B 地下1階	3SA	C/B 地下1階	-	-	5SA	C/B 地下1階	-	-
	-	-	-	-	3SB	C/B 地下1階	-	-	5SA-1	T/B 地下1階	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	5SB	C/B 地下1階	-	-	

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(1)

●ICの状態についての検討(中間・本文P98～)

- 15:37頃の全交流電源喪失の直前、炉圧は上昇に転じており、MO-3Aは閉であったと推認できる(中間・本文P93)。
- その後当直がA系を開けるのは、11日18:18～25の数分間と21:30～のみ。ICが機能し得るのは、この間に限られる。
- IC隔離弁には破断検出回路があり、配管破断を検出すると弁駆動(閉)用制御回路に通電して隔離弁が閉じる。破断検出回路に直流電流が流れなくなった場合も同様。このフェイルセーフ機能が作動すれば閉状態になる。
- 東電の回路調査結果:2A・3Aは全開(操作を反映)、3Bは全閉(操作を反映)、2Bも全閉(フェイルセーフ)、1A・4A・1B・4Bは中間開(フェイルセーフが途中まで機能)
- H23.10.18時点での復水タンクの残量:A系約65%、B系約85%(2A・3Aについては少なくとも11日21:30頃以降は全開のままなのに、B系と較べた蒸発量は少ない。)
- ◆ ICはほとんど原子炉冷却機能を果たしていなかった。
- ◆ MO-1A・4Aの開度はごく僅かで、ICの蒸気流量は小さかった。

23

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(2)

●注水を中心とした現場対処の状況(中間・本文P103～)

- 電源喪失により制御盤でICの状態確認できず。フェイルセーフには思い至らず。
- 16:42～56の間水位計(広帯域)が復活、その間に-90cmから-150cmに水位低下
- 17:12頃、吉田所長、FP系ラインからの注水と消防車を使用した注水の検討指示
- 17:30頃、D/DFPの起動確認をし待機状態に。
- 18:18頃、2A・3Aについて緑ランプ点灯。当直はフェイルセーフにより全閉となった可能性に気付く。1A・4Aが僅かでも開であることを期待し2A・3Aを開操作。目視での蒸気発生量は少なかった。
- 18:25頃、3Aを閉操作。ただし、対策本部にきちんと伝わらず。
- 18:30頃以降、FP系ラインからMUWC系ライン経由で炉内に注水するための弁の切替操作を手動で行う。
- 20:50頃、D/DFPを起動させる。ただ、減圧には着手していない。
- 21:19頃、水位計TAF+200mm表示。対策本部はICが機能中と認識。
- 21:30頃、3Aの緑ランプが消えかかっていたので開操作。
- 12日1:48頃、当直がD/DFPが停止していることを確認。
- 12日2時～3時、南明社員らがT/Bの周囲で送水口を探すも発見できず、3時～4時に再度探して発見
- 12日4時以降、消防車による注水開始

24

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(3)

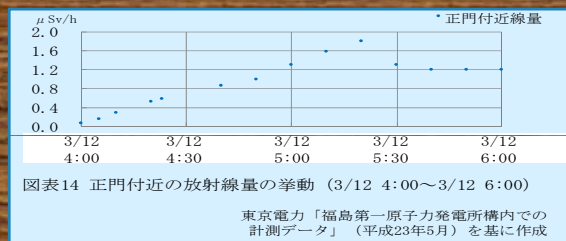
- 圧力容器又はその周辺部の閉じ込め機能喪失状況(最終・資料P14～)
- ◆ 11日20:07頃炉圧は6.900MPa gageを示しており、その時点までに、ある程度燃料損傷が進んでいた可能性は否定できないものの、閉じ込め機能を大きく損なう損傷が生じた可能性は低い。
- 18:30～20:00頃、当直が防護服なしでR/B内に立ち入り、注水ラインを構成する作業をしている。
- SR弁の安全弁機能、DW吹出機能は作動可能で、安全弁機能の復帰値は6.88～6.94MPa gageなので、安全弁機能が動作していた可能性がある。
- ◆ 11日22時頃までには、閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じた可能性を示す事実が現れ始めている。
- 21:51頃、線量上昇によりR/B内入域禁止措置がとられる。22時頃、R/B二重扉外側付近で300mSv/h相当の線量計測。
- 21:30頃、原子炉水位TAF+450mm、22:00～23:24の間TAF+590mmで変わらず。状況的にあり得ない水位、また、水位が長時間変わらない。⇒基準面器側の水位低下+水位が炉側配管入口以下 25

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(4)

- 圧力容器又はその周辺部の閉じ込め機能喪失状況(最終・資料P21～)
- ◆ その後も閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じた可能性を示す事実が積み上げられており、12日2:45頃までには、そのような損傷が生じていたと考えるのが自然である。
- 全電源喪失後注水されないまま時間が経過。
- 23:50頃DW圧力が0.600MPa absを示す。SR弁の安全弁機能では説明困難。圧力容器からDWに圧力が抜ける箇所ができたと考えるのが自然。
- 23時頃、1号機T/B二重扉前で1.2mSv/h、0.5mSv/hを計測。
- SR弁による減圧はなされていないのに、12日2:45頃炉圧が0.800MPa gageを示す。SR弁の安全弁機能、DW吹出機能では説明つかず。DW圧(0.840MPa abs)と近く、圧力容器からDW側に圧力が抜ける損傷が生じた可能性高い。
- 注水がなされていないのに、原子炉水位はTAF+1300mmというあり得ない水位を示し、長時間変わらず。

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(5)

- 格納容器又はその周辺部の閉じ込め機能喪失状況(最終・資料P42～)
- ◆ 格納容器又は周辺部の損傷時期は、圧力容器との兼ね合いがあり判断が難しい。しかし、11日21:51頃までには、閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が認められ、さらに、12日未明には、そのような損傷が生じていたと考えられる。
- 11日21:51頃、線量上昇によるR/B入域禁止。同日22時頃、R/B二重扉外で300mSv/h程度の線量計測
- DW圧力は、12日2:45頃0.840MPa absを示し、その後ベントをしていないのに、4:19頃に0.78MPa absに低下。さらに6:00頃に0.74MPa absに低下。当時圧力容器が損傷していたと考えられ、DW圧力については上昇要因となるが、圧力低下は格納容器からの漏えいと考えられる。
- 正門MP付近の線量測定の結果、12日4時以降線量上昇



27

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(6)

- 消防車による代替注水の実施状況(中間・本文P131～)
- 12日4時頃から消防車注水を開始。最初は消防車の水槽内の淡水(1,300ℓ+1,000ℓ)を使用。
- 線量上昇により一旦中断し、5時頃再開。防火水槽から水を汲み、送水口に移動して注水することを反復。連続注水できず。
- 防火水槽から水を吸い上げ、別のホースで注水するラインを構成し、**12日5:46頃から連続注水開始。**
- 防火水槽への水補給が課題。12日6時～7時に消防車3台到着。これらが、他の防火水槽から水を汲んで水源の防火水槽に補給。ただ、防火水槽の取水口にはホースが一本しか入らず、補給中は注水が中断するので、効率よくない。
- 吉田所長は12日12時頃海水注入決断。水源を探し、3号機T/B前の逆洗弁ピットにたまった海水を使うことにする。14:54頃海水注入の実施を指示。消防車3台を直列につないで注水することとし、15:30頃ライン完成。
- 15:36頃水素爆発が発生し、作業中断。
- 消防車による注水はもっと早く実施できなかったか?(中間・本文P135～)
- IC作動状況の誤認 消防車注水がAM策とされず担当班不明 縦割り等
- 実際に消防車でどの程度の注水ができたのか?

28

1(4)1号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(7)

- 格納容器ベントの実施状況(中間・本文P139～)
- 当直や発電班は、11日夕方以降、ベントの可能性を考え操作手順の検討を開始。手順書にはベント弁の番号はあるが、位置・構造等の情報なし。図面での検討、協力企業への問い合わせが必要となる。
- 吉田所長のベント準備指示は12日0:06頃
- 12日2:42頃作業可能時間の試算、3:45頃被ばく評価結果の試算。12日未明以降も、当直において作業場所や作業手順の確認を繰り返す。
- 線量逐次上昇。全面マスク等必要になり作業環境悪化。
- 菅総理の1F来訪の際、吉田所長は9時目途ベント実施と説明。
- 当直において実行班の編成。大熊町の住民避難状況との調整。
- 12日9:04頃に開始し、MO弁は25%開とするも、トラス室内のAO小弁に向かう途中線量限度を超える可能性が生じ、手動操作を断念。
- AO大弁を遠隔操作で開ける手順を検討。仮設照明用小型発電機で電磁弁を励磁し、可搬式コンプレッサーで空気圧を供給することにし、可搬式コンプレッサーを探す。
- 12日12:30頃可搬式コンプレッサーを入手。配置・接続場所を検討。協力企業に依頼して搬送・設置。14時頃起動させ、IA系配管に空気供給。
- 14:50頃DW圧力低下(0.75MPa abs⇒0.58MPa abs)、排気筒から白煙放出等により、吉田所長はベント実施と判断。
- コンプレッサーは1号機爆発で故障。新たなコンプレッサーの設置は20日頃

29

1(5)2号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(1)

- RCICの作動状態についての検討(最終・資料P136～)
- 地震到来後、RCICは、14:50頃起動、14:51頃水位高で停止、15:02頃起動、15:28頃水位高で停止、15:39頃起動、その後電源喪失に至り、**電源喪失当時は作動**していた。
- RCIC制御用の機器・電源はR/B地下1階に所在。冠水・被水し、隔離弁の駆動用電源や運転制御に必要な直流電源を喪失。
- **隔離弁は電源喪失時の開閉状態を維持する仕組み**。下記状況から、**RCICは制御不能のまま作動継続した**と考えられる。
 - 15:50までプロセス計算機履歴データが残っているが、RCICポンプ吐出圧8.0MPa gage程度、吐出流量31～32ℓ/S程度で作動継続。
 - 12日2時～2:55頃R/B内で計測したところ、RCICポンプ吐出圧6.0MPa gageで、炉圧5.6MPa gageを上回っていた。
 - 原子炉水位計は11日22時～12日6:30頃の間、TAF+3,400～3,700mmで推移。
 - 当直メモ等から、CST(復水貯蔵タンク)には一定の水位が確保されていたと認められる。アラームタイプは急激な水位の落ち込みを記録しているが、実挙動とは考えられない。

30

1(5)2号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(2)

- 3月14日までの2号機についての対処状況について(中間・本文P192～)
 - 11日中にFP系注水ラインは構成済み。
 - 11日22時頃に水位、12日2時55分頃にRCIC吐出圧等を確認できたため、引き続きパラメータの監視継続を指示。
 - 12日4時頃CSTの水位減少を確認。同5時頃までに、RCIC室内での手動操作により水源をSCに切り替え。ただし、14日4:30までSCの水温・圧力の監視せず。
 - 12日17:30頃、吉田所長がベントラインの完成を指示
 - 13日11時頃、ラプチャーディスクを除くベントライン完成。その後もAO弁の開状態を維持。
 - 13日12時過ぎ、吉田所長が海水注入準備を指示。その後、車載バッテリーを持ち込みSR弁制御盤に接続。
 - 13日夕方までに、3号機T/B前逆洗弁ピットを水源とした消防車注水ラインを完成。3号機優先のため待機。
 - 14日11時1分頃、3号機R/B水素爆発 ⇒ 注水ライン使用不可 AO弁閉

31

1(5)2号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(3)

- 圧力容器又はその周辺部の閉じ込め機能喪失状況(最終・資料P70～)
 - ◆ RCICの冷却注水機能は14日12:30頃までには喪失。同日21:18頃までには圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なう損傷が生じたと考えられ、その後も損傷が拡大した可能性が高い。
 - 9時頃から水位低下・炉圧上昇。RCICの冷却機能の喪失が明らか。18:22～47はTAF-3,700mm、その後21:18頃まで計測不能。BAF到達し、さらに炉側配管入口を下回っていたと見られる。
 - 17:33頃炉圧が7.880MPa gageを示し、18時頃まで7MPa台で推移。SR弁の逃し弁機能or安全弁機能が動作した可能性。
 - 16:34頃からSR弁開操作を試みる。18時以降炉圧低下し、19:03頃0.630MPa gageとなるが、SR弁開による減圧と思われる。
 - 代替注水実施は19:57頃以降。しかし、3号機と並行、圧力損失等もあり、十分注水できていない。その後炉圧も上昇し、21:37～21:20頃の間は0.800MPa gage超で、注水不能。BAFを上回らなかった可能性高い。

32

1(5)2号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(4)

- 圧力容器又はその周辺部の閉じ込め機能喪失状況(最終・資料P70～)
- ◆ 14日21:18頃以降も、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を更に大きく損なう損傷が生じた可能性が高い。
- SR弁開による減圧後も炉圧は上昇・下降を反復。21:18頃1.463MPa gageを示した後0.4台に下降。23:20頃3.150MPa gageを示した後0.7台に下降。15日1:02頃2.520MPa gageを示した後0.6台に下降。SR弁開操作の影響もあり得るが、それだけでは説明困難。
- DW圧力は21:18頃以降上昇傾向を示し、23:35頃に0.740MPa gage。その後も0.7台で推移。DW圧の上昇要因と漏えいが均衡か？
- 14日21:55頃からCAMS測定を再開。特にDW(A)側の線量率が急上昇。SC(A)側の約14倍。その後もDW側が高く、圧力容器側からDW側に流れた可能性高い。(DW吹出機能が作動する状況なし)
- 正門付近での放射線量は21:35頃急激に上昇
- ※ 14日21:20～23:11の水位表示は実挙動とは考えられない。

33

1(5)2号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(5)

- 圧力容器又はその周辺部の閉じ込め機能喪失状況(最終・資料P82～)
- ◆ 15日以降も、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を更に大きく損なう損傷が生じた可能性が高い。
- 炉圧は15日1:20頃0.653MPa gageに低下。①その後は6:25頃まで0.6台で推移。②その後11:25頃に0.270MPa gageに低下。③再度上昇し、13時頃0.608MPa gageを示すが、15:25頃には0.119MPa gageまで低下。
- 1:20頃以降の炉圧はDW圧力と近似。
- ①はSR弁開の影響もあり得るが、開状態を維持できたかは疑問もある。圧力容器又は周辺部の新たな損傷の可能性もある。
- ②当時は中操から退避しておりSR弁の新たな開操作はなし。③当時も新たな開操作はしていない。いずれも圧力容器又は周辺部にさらに損傷が生じたことによる可能性が高い。

34

1(5)2号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(6)

- 格納容器又はその周辺部の閉じ込め機能喪失状況(最終・資料 P102~)
- ◆ 14日12:30頃までは、格納容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なう損傷が生じた可能性は低い¹が、14日13:45頃~18:10頃の間²に、そのような損傷が生じた可能性が十分ある。
 - 当時の炉圧から、SR弁の逃し弁機能or安全弁機能が作動していたと考えられ、SC側さらにDW側の圧力が上昇するのが自然だが、DW圧は12:30頃0.465MPa gage、18:10頃0.395MPa gageで、低下している。
 - 当時格納容器冷却系の作動はなく、格納容器ベントもしていない。
- ※ 14日22:40以降のDW圧力上昇は、圧力容器損傷を勘案すれば、それ以前のDW損傷と矛盾しない(東電調査報告との対立点)
- ◆ 14日18:10分頃以降にも、同様の損傷が生じた可能性が十分ある。
 - 18時頃以降炉圧が急激に低下するが、DW圧にほぼ変化なし。当時SC水温も149℃を超しており、SC水による凝縮能力も大幅に低下していたはず。
 - 14日20:03頃にもDW圧力低下。

35

1(5)2号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(7)

- 格納容器又はその周辺部の閉じ込め機能喪失状況(最終・資料 P110~)
- ◆ 15日以降も格納容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なう損傷がさらに生じた可能性が高い。
 - DW圧は、15日7:20頃まで0.7台で推移するが、11:25頃には0.155MPa absまで低下。その間ベント操作等もなし。
 - その後もDW圧は、13時頃0.415MPa absに上昇。15:25頃には0.250MPa absに低下。16日未明以降はほぼ大気圧と同じ。
- ◆ 14日22時頃以降のSC圧力計は誤表示の可能性が高い。
 - DW圧が上昇する一方、SC圧は下降し0.4~0.3台を表示。DW圧とSC圧が長時間大きく乖離するのは考え難い。
 - 当時SR弁開操作を反復しており、SC圧は上昇するのが自然。
 - 当該SC圧力計はAM用で、13日に電源復旧したが、当時は計測できなかった。また、15日6:02頃以降もダウンスケールした。
 - 誤表示の原因は不明であり、徹底した説明必要。

36

1(5)2号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(8)

- 格納容器又はその周辺部の閉じ込め機能喪失状況(最終・資料P110～)
- ◆ 15日6時頃(6:12)の異音は4号機爆発によるもので、2号機由来ではない。当該異音の際に2号機SCが破損したと考える根拠はない。むしろ、2号機格納容器は14日13:45頃以降閉じ込め機能を損なう損傷を重ねていた可能性が高い。
- 1F敷地内の地震計記録では、該当する震動は6:12/15"。4号機を震源とすると同心円状に震動伝達を再現でき、2号機由来ではない。この時間は手書メモ等とも合致。
- SC圧力計は0.000MPa absを表示したと記録されているが、当直の説明等では、ダウンスケールが誤って伝わったもの。そもそも0.000MPa absになることはあり得ない。
- ダウンスケールは6:02頃から合計5回確認されており、異音との関連は薄い。
- そうすると、異音発生の際2号機SCで異変が生じた根拠はない。

37

1(5)2号機の主要施設・設備の被害状況等 全電源喪失後の被害状況(9)

- 格納容器ベントの実施状況(中間・本文P228～)
- ◆ 3号機爆発後あらためてベントラインを構成し、SCベント・DWベントの実施を試みたが、AO弁駆動用空気圧の確保や電磁弁の励磁の維持等に問題があり、ベント機能は果たされなかった。
- 吉田所長は、SCが高温高圧なので、まずSCベントを実施してSR弁を開操作して減圧する方針。14日16時頃からAO弁(大)開操作を始めるが、空気圧不足で開を維持できず。
- 斑目委員長・清水社長とのやりとりを経て16:30頃から減圧作業に掛かるが、SCベントのAO弁(大)開操作も併行して実施。18:35頃からAO弁(小)の開操作も試み、21時頃僅かに開とするが、その時点ではラプチャーディスク作動圧に達せず。
- その後DW圧が上昇し、ラプチャー作動圧を超えるが、さらに圧力上昇。AO弁の開状態を維持できていなかった可能性あり。
- DW圧が高いため、23:35頃DWベントの実施を決定。15日零時過ぎからDWベントのAO弁開操作するも開状態を維持できず、DW圧も変わらず

38

1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 全交流電源喪失後の被害状況(1)

- 3月13日未明までの3号機についての対処状況(中間・本文P95～、P164～、P170～)
 - 全交流電源喪失するも、直流電源盤がT/B中地下階にあり被水しなかったため**直流電源生存**。計装機器の確認、RCIC・HPCIの起動可能。
 - **11日16:03頃RCICを手動起動**。不要な負荷を落とし、バイパスラインを使って流量調整しつつ運転。
 - **12日11:36頃RCIC停止**。蒸気止め弁のラッチが外れるなどしていたが、原因不明。再起動できず。
 - **水位低下により12日12:35頃HPCIが自動起動**。同様にバイパスラインを使って流量調整しつつ運転。
 - HPCI起動前7.530MPa gageあった炉圧は低下し、19時以降は0.8～1.0MPa gage。
 - 20:36頃電源枯渇により水位計監視不能となり、バッテリー接続による復旧作業開始。

39

1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 全交流電源喪失後の被害状況(2)

- HPCI手動停止後の対処状況(中間・本文P171～)
 - HPCI吐出圧低下・炉圧と拮抗・十分注水されているか判然としない状況⇒SR弁を開けて減圧しDDFPによる低圧注水に切り替えた方がよいと判断⇒**12日2:42頃HPCI手動停止**
 - 手動停止前にR/B内に立ち入り、格納容器スプレイから原子炉注水にラインを切り替える作業に着手。切替と手動停止の前後は不明。
 - 2:45頃と2:55頃、遠隔操作でSR弁開操作行うも表示ランプは緑のまま、減圧操作に失敗。弁開閉用のバッテリー容量不足によるものと考えられる。
 - 3:45頃HPCIの再起動するも起動せず。起動に必要なバッテリー不足の可能性が高い。
 - 3:37～5:08頃RCIC起動を試みるが起動せず。
 - 3:55頃、対策本部がHPCI停止を把握(自動停止と認識)。
 - 120V直流電源の調達方法を検討。車載12Vバッテリーを直列接続することとし、6時頃からバッテリー調達。7:44頃までに収集。
 - 7時頃までに3号機前逆洗弁ピットからの消防車海水注水ライン完成

40

1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 全交流電源喪失後の被害状況(3)

- HPCI手動停止後の対処状況(中間・本文P179～、最終・資料P157～)
 - 官邸での議論を背景とした東電部長の電話で淡水注水ラインに変更し、減圧待ち。
 - 13日8:55頃に7.300MPa gageの炉圧が9:10頃(SR弁開操作前)に0.460MPa gageに低下。9:25頃注水開始。
 - 9:50頃SR弁(A)の開操作。表示は赤+緑(中間開)
 - 12:20頃防火水槽の淡水枯渇 海水ラインに変更して13:12頃から注水再開
 - 14日1:10頃海水不足により注水中断 3:20頃から再開
 - 14日朝DW圧の上昇傾向が顕著 6:30～45頃退避命令、7:30頃までに退避命令解除 注水ラインの構成等継続
 - 11:01頃R/B水素爆発

41

1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 全交流電源喪失後の被害状況(4)

- 格納容器ベントの準備・実施状況(中間・本文P199～)
 - 12日17:30頃、吉田所長がベントライン完成を指示
 - まずSCベント弁(AO大)を開け(IA配管の空気ポンベ使用)、格納容器ベント弁(MO)を手動開する方針。
 - 13日4:50頃以降AO弁励磁するも閉。5時台にR/B内で空気ポンベ交換等。8:35頃MO弁を15%手動開。8:41頃ラプチャーを除きベントライン完成。
 - 9:10頃0.6370MPa absを示したDW圧が9:24頃0.5400MPa gageに下がり、さらに低下。ベント実施と判断。
 - 9:28頃DW圧上昇傾向。R/B内で応急措置。11:17頃にも上昇。空気ポンベ交換。治具による開状態ロックを試みるが失敗。
 - 14:30頃以降再度上昇。可搬式コンプレッサーの設置。その後も励磁の反復、新たなコンプレッサーの調達、AO(小)の開操作等を繰り返すが、**開状態の維持が困難**。

42

1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 全交流電源喪失後の被害状況(5)

- 圧力容器又はその周辺部の閉じ込め機能喪失状況(最終・資料P157～)
- ◆ **HPCI手動停止までに圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なう損傷が生じた可能性は低い**が、13日6:30～9:10頃の間、**そのような損傷が生じた可能性が高い**。
 - HPCI停止時点での水位は不明。しかし、当直の計測からすると、3:51頃には炉圧が5MPa gageまで上昇、水位はTAF前後まで低下。
 - HPCI停止後9:25頃まで約7時間に渡り注水されず。
 - 13日5:50頃以降、駆動用窒素の費消によりSR弁の逃し弁機能は動かなくなると見られるが、炉圧は6:30頃以降緩やかに低下。さらに8:55以降急激に低下。
 - SR弁の手動開操作実施は9:50頃で、炉圧急落後。
 - 8:55以降、水位が実挙動ではあり得ない急上昇。水位計の誤作動or大量の水蒸気発生による水位上下の可能性。
 - 炉圧急落と同時期に格納容器圧力が上昇しているが、SG圧よりDW圧の方が上昇幅が大きい。

43

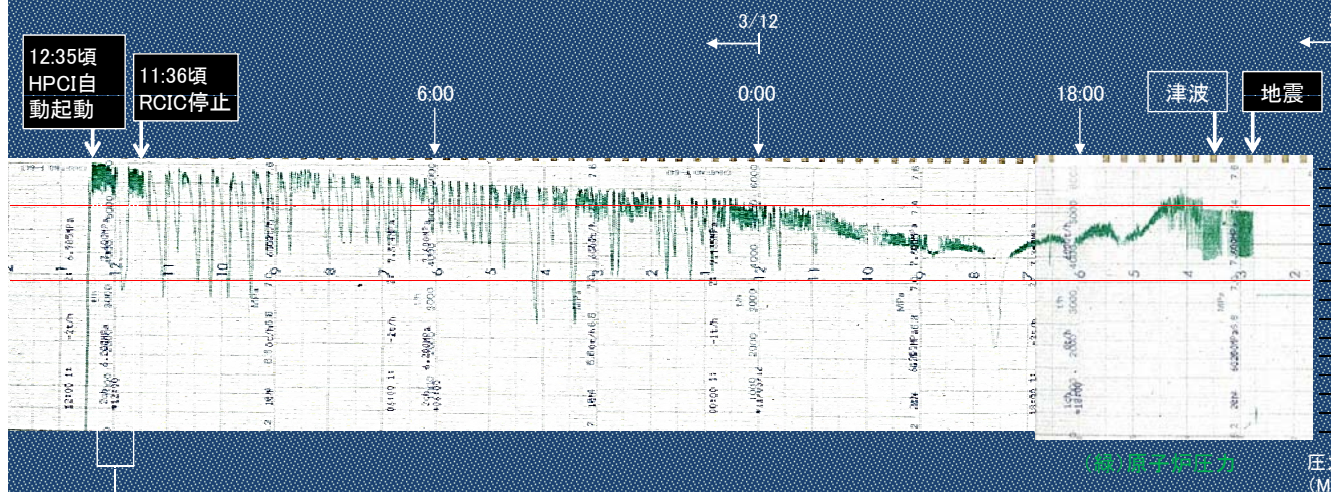
1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 全交流電源喪失後の被害状況(6)

- 13日5:50頃以降SR弁が機能した可能性(最終・資料P158～)
- 地震後の炉圧につきP276参照。地震到来後SR弁が開閉を反復(逃し弁機能)。逃し弁機能の作動には窒素圧が必要(P159図表69)。交流電源喪失により供給配管の弁が閉じ、使えるのはアキュムレーター・配管内の窒素のみ(P277)。
- 津波到達後、SR弁の各弁は作動圧の低い順から8回開閉。8回前後の開閉で窒素費消と推測。HPCI自動起動まで大きな開閉が65回あり、窒素はほぼ費消されたと推測。
- HPCI停止後の炉圧(P278)を見ると、4:30～5:50の間の小刻みな上下があり、窒素残圧を費消する過程と推測。5:50以降逃し弁機能作動圧を超えるも、炉圧の激しい上下はなく、逃し弁機能は喪失したと推測。
- 安全弁機能・DW吹出機能の作動圧には達せず。
- 6:30以降炉圧低下するが、以上から、SR弁によるものではない。
- ※ 9:50頃のSR弁開操作ではADS用の窒素を使って駆動用窒素を確保。

44

1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 全交流電源喪失後の被害状況(7)

- 13日5:50頃以降SR弁が機能した可能性(最終・資料P158～)

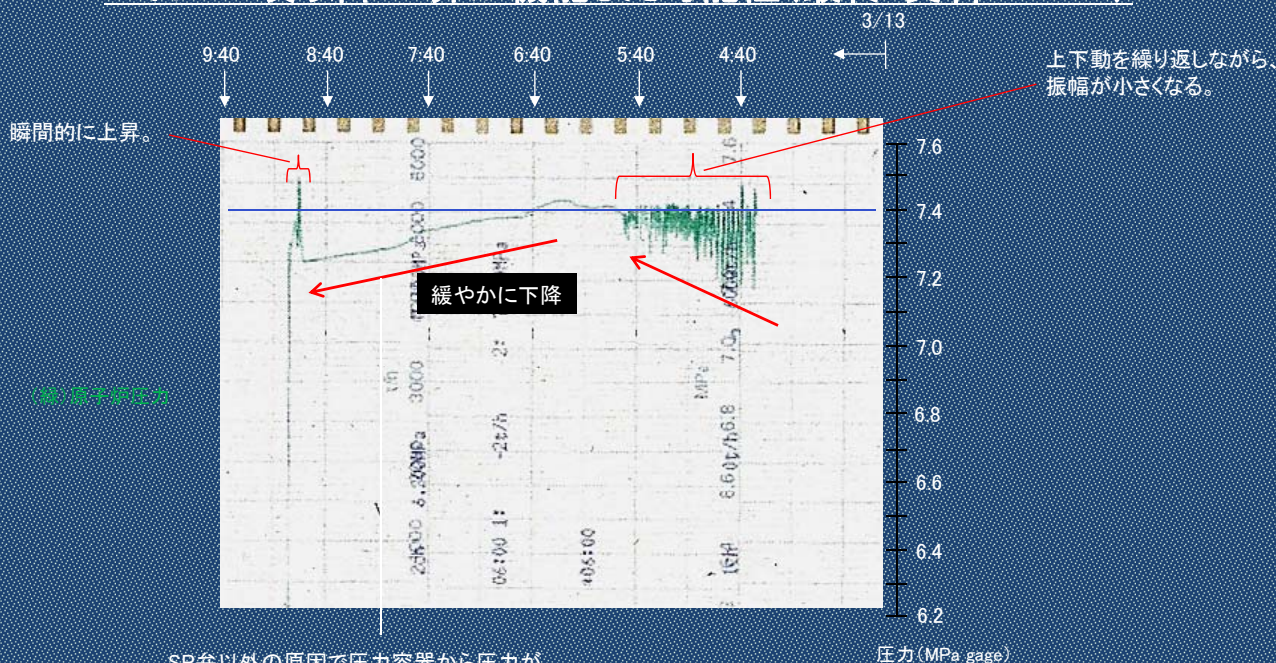


SR弁の逃し弁機能の復帰値に至る前に原子炉圧力が上昇

逃し弁機能動作によるSR弁閉鎖の影響と考えられる原子炉圧力の昇降(7.4MPa gage前後を示すと、大きく谷型に7.0MPa gage前後まで降下してから再度上昇を示す部分)が約65回認められる。

1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 全交流電源喪失後の被害状況(8)

- 13日5:50頃以降SR弁が機能した可能性(最終・資料P158～)



SR弁以外の原因で圧力容器から圧力が抜ける箇所が生じた可能性が高い。

1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 全交流電源喪失後の被害状況(9)

- 圧力容器又はその周辺部の閉じ込め機能の喪失状況(最終・資料P172～)
- ◆ 13日9時10分頃以降も、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なう損傷が生じていた可能性が高い。
- 13日17:30頃以降水位はほとんど変化なし。水位が炉側配管入口を下回り、配管内の水が蒸発して、表示に変化のない状態。
- 注水は行われていたが、逆洗弁ピットの水が不足。注水の中断もあった。
- SR弁開状態を維持しようとしていたが、10時台、12時台には炉圧が上昇・下降しており、その際に新たなSR弁開操作がなされた可能性は低い。
- 14日1時頃以降、炉圧とDW圧がほぼ同じ傾向で推移。このころは注水も中断状態。圧力容器側からDW側に直接圧力が抜ける損傷が生じていた可能性あり。
- 14日5時頃以降のCAMS測定では、DW側の γ 線量率はSC側の40倍

47

1(6)3号機の主要施設・設備の被害状況等 全交流電源喪失後の被害状況(10)

- 格納容器又はその周辺部の閉じ込め機能の喪失状況(最終・資料P201～)
- ◆ 格納容器については、13日8:01頃のMP線量上昇以降、閉じ込め機能を損なう損傷の発生を窺わせる兆候が多々あり、損傷が拡大していった可能性あり。
- MP4付近での線量が13日8:01以降上昇。8:33頃1,204.2 μ Sv/hを示す。
- 13日9:10以降、R/B内で作業していた復旧班がモヤの漏出に気付き退避。
- 13日14:31頃R/B二重扉北側で300mSv/hを計測。
- 13日15:28頃3/4中操内で12mSv/hを計測。
- 14日2時台に正門付近、MP4付近で線量上昇。2:30頃319.3 μ Sv/hを計測。
- 上昇していたDW圧が14日7時頃から低下傾向。その後再度上昇傾向を示すが11:02頃から低下傾向。その後再度上昇傾向を示すが、16:30頃以降低下傾向。

48

2 水素ガス爆発に関する検討(1)

- 1、3、4号機R/Bの爆発原因は水素ガス爆発と考えられる。
- 水素発生原因は炉心損傷過程でのジルコニウム・水反応によると考えられること。
- 水素発生量が爆ごうを引き起こすのに足りること。
- 水素流出経路は特定できないが、格納容器フランジ部からの漏えいが量的にも可能性が高く、他に配線貫通部等からの漏えいやベント時のSGTS配管からの逆流の可能性もあること。
- 着火要因も特定できないが、金属摩擦の可能性のほか、1号機では復旧電源の漏電の可能性もあること。
- 2号機ブローアウトパネルは1号機爆発の影響で開放し3号機爆発の影響で脱落した可能性があるが、同所からの水素放出により水素爆発が起きなかった可能性が高いこと。

2 水素ガス爆発に関する検討(2)

- 4号機は当時定期点検中。放射線水分解による水素発生は、14日当時燃料が露出しない程度の水位は確保されていたと考えられること、SFP水は沸騰するほど高温には至っていなかったこと、そもそも量的に限定的であることから、爆発の主原因とは考えられない。
- 4号機爆発原因の水素は、3号機で発生した水素がSGTS配管から配管合流部を經由して4号機のSGTS配管を逆流して4号機R/Bに流入したと考えられる。
- 3号機の事故時運転操作手順書には、ベントの際3号機SGTSフィルタ出口弁の閉確認することの記載はあるが、4号機についての記載なし。

3 1F5・6号機における事故対処(1)

- 5・6号機は当時定期検査中。いずれも炉内に燃料を入れて冷温停止中で、5号機は耐圧漏えい試験のため7.15MPa gageに昇圧していた。
- 津波後5号機は全交流電源喪失、非常用バッテリーは生きており監視計器の確認は可能。6号機は非常用DG1台(6B)が生存。
- 冷温停止状態の確保・維持のためにはRHRによる冷却が必要だが、RHRSによる冷却が必要。RHRSポンプが被水して損傷したため、RHRも機能を喪失した。
- MUWCをRHRに接続して炉内等に低圧注水することは可能。交流電源必要。MUWCでは冷温停止にはできない。
- MUWCで注水しつつRHRの復旧を待つのが基本方針。5号機については、その前提として、電源復旧＋減圧の必要(概要は最終・資料P323)

3 1F5・6号機における事故対処(2)

- 5号機は、耐圧試験中SR弁が開かない措置がしてあり、格納容器内に入って窒素供給弁を開ける等の操作が必要。他の減圧方法を検討し、12日6:06頃、圧力容器頂部の弁を開操作。約0.2MPa gageまで減圧。
- AMタイラインを活用して6Bから5号機に電源融通することにし、12日8:13頃までに5号機RHRMCCに電源供給。13日20:54頃には復水移送ポンプも電源復旧。
- MUWC⇒炉注水ラインを構成するが、炉圧上昇により減圧必要。
- 14日2:25頃SR弁(A)について窒素供給ラインを構成。同日5時頃SR弁開操作し、約0.8MPa gageまで減圧。MUWCによる注水開始。
- 16日からRHR復旧に向けた準備と検討。RHRポンプ等への給電。RHRSポンプに代えて仮設水中ポンプを設置することとし、その設置・給電・配管等。先にSFP冷却を行った上で原子炉冷却し、20日14:30頃冷温停止。

4 1Fの外部電源復旧状況

- 外部電源喪失後、新福島変電所、各送電線、1F構内の状況等を順次確認。11日夜半に情報共有。
- 12日未明以降外部電源復旧計画を検討。1F構内に6万6000Vで給電・移動用変圧器で降圧して使用可能なPC(P/C2C、P/C4D)に給電する方針⇒6万6000Vの送電方法を検討⇒13日午前中、夜の森1Lから大熊3Lに接続する方針決定
- 14日の**3号機爆発**で移動用変圧器の設置が困難⇒移動用変圧器は新福島変に設置し6900Vを1Fに送電する方針に変更⇒16日夕方までに送電方針決定(東電原子力線で1/2、夜の森・大熊接続ラインで3/4等)
- 16日以降順次作業(損傷確認、充電、ケーブル敷設、移動用ミニクラッド等設置)
- PCまで受電は1/2で20日15:46、3/4で22日
- **その間、ベント、爆発、SFP放水、余震等で作業中断**

53

5 2Fにおける事故対処(1)

- 2Fでは、津波後も1回線のみ外部電源が生存。プラントの状況把握・操作は可能。しかし、非常用海水ポンプの損傷によりRHR機能喪失(3号機を除き)。また、電源盤被水により1号機は交流電源(A系)を喪失。
- RHR復旧まで注水を維持し燃料露出を防ぐ必要。
- 各号機とも、津波到達までは主復水器で炉圧制御していたが、津波到達後はMSIVを閉じてRCICで注水。**RCIC作動中にSR弁による減圧操作を行い、MUWCからRHRを介して原子炉に注水する手段を選択。**
- 全体の流れは、最終・資料P339参照。
- SR弁開操作を繰り返すとSC水温・水圧の上昇が避けられず、圧力抑制機能が失われることから、**SC水温・水圧の継続的監視**を行う。
- SR弁開操作によりSC水位が上昇したことから、EOPに従い、RCIC水源をSCに切り換え。SC水温・圧力については引き続き監視。

54

5 2Fにおける事故対処(2)

- RCIC作動中(11日夜)に、MUWCからRHRを介して炉注水するラインを構成し注水確認を実施。その後、11日夜～12日朝にかけ、RCICの作動状況をみながらMUWC注水に切り換え。
- RHR復旧のためには、非常用海水ポンプについてモーター交換や給電が必要であり、そのための資材調達・がれき撤去の上、13～14日に交換・敷設作業を実施。14日未明から午後にRHR起動。
- その間12日5～6時頃SC水温が100℃を超えたため、7時台にDWスプレー・SCスプレー(4号機はSCのみ)を実施。
- RHR復旧が遅れた場合には格納容器ベントの必要もあり得ることから、あらかじめベントラインを構成しておくこととし、12日10～12時台に順次SCベントラインを構成。

以下は、VI章「総括と提言」について説明

1 主要な問題点の分析

(1) 事故発生後の東京電力等の対処及び現場状況に関する分析…省略

(2) 事故発生後の政府等の事故対処に関する分析

a 原子力災害現地対策本部

- ・オフサイトセンターが機能するような方策、オフサイトセンターが機能しない場合でも事故に対処できるような方策を講じる必要性

- ・現地対策本部長への権限委任がなされなかったことも重大な問題

57

d 原子力災害対策本部

(a) 官邸内の対応

- ・事故対応についての重要な意思決定の多くは、危機管理センター(緊急参集チーム)から離れ、総理を中心とするメンバーで決定。

- ・緊急参集チームが協議結果を十分把握できず。関係省庁等の知見・情報が十分生かされず。

- ・できる限り情報入手が容易で、現場の動きを把握しやすい、現場に近い場所に対策の拠点を設置する必要あり。また、政府施設内にいながら、より情報に近接することのできる仕組みの構築を検討すべき

(b) 情報収集の問題点

58

c 福島県災害対策本部

- ・ 災对本部の組織・仕組みを再検討する必要性
- ・ 県が前面に出て対応に当たることを踏まえた防災計画策定の必要性

d その他の具体的な対応に関する分析

- ・ 原子力緊急事態宣言の発出
- ・ 福島第一原発視察
- ・ 具体的事故対処(原子炉への海水注入)についての官邸の関与

59

(3) 被害の拡大防止策に関する分析

a 原発事故の特異性

b モニタリングの在り方

- ・ モニタリング態勢整備の見直しの必要性

c SPEEDIの活用の在り方

- ・ ERSSから放出源情報が得られない場合の活用方法、活用主体が不明確
- ・ 放出源情報が得られない場合でも活用の余地

60

d 住民に対する避難指示

・福島第二原発から10km圏外への避難指示

12日17時39分

2F10km避難指示

12日18時25分

1F20km避難指示

・病院患者等の避難

図VI-1 福島第二原発から半径10kmの避難範囲と福島第一原発から半径20kmの避難範囲との関係



61

• e 被ばくへの対応

- ・APDの未装着問題
- ・国のヨウ素剤服用指示
- ・県のヨウ素剤服用指示
- ・スクリーニングレベルの引上げ
- ・校舎・校庭等の利用基準
- ・緊急被ばく医療機関
- ・放射線に関する国民の理解

62

f 国民への情報提供に関する分析

- ・官邸の事前了解
- ・炉心溶融を積極的に否定した保安院の広報
- ・放射線の影響に関する広報(「直ちに」との表現)
- ・「不測事態シナリオの素描」の不公表問題

g 国外への情報提供や諸外国等との連携の在り方

- ・諸外国との情報共有
- ・諸外国からの支援の受入れ

63

(4) 事故の未然防止や事前の防災対策に関する分析

a 総合的リスク評価とシビアアクシデント対策の必要性

- ・外的事象も考慮に入れた総合的リスク評価とシビアアクシデント対策が必要

b 原子力防災対策の見直し

- ・避難区域等の設定について再検討が必要
- ・原子力災害の際に、国が行うべき事業者への支援・協力の内容を検討することが必要

64

(5)原子力安全規制機関等に関する分析

- ・中間報告における5点の指摘(独立性と透明性の確保等)に、2点の指摘を追加



- ①国際機関・外国規制当局との積極的交流
- ②規制当局の態勢の強化

(6)東京電力に関する分析

- ・危機対応能力の脆弱性
- ・専門職掌別の縦割り組織の弊害
- ・過酷な事態を想定した教育・訓練の欠如
- ・事故原因究明への熱意の不足
- ・より高い安全文化の構築が必要

(7)IAEA基準などとの国際的調和に関する分析

- ・国際基準の動向も参照して、国内基準を最新・最善のものとする不断の努力が必要
- ・事故から得られた知見を国際社会に発信し、国際貢献を行うべき

2 重要な論点の総括

(1) 抜本的かつ実効性ある事故防止策の構築

(2) 複合災害という視点の欠如

(3) 求められるリスク認識の転換

- ・災害大国であることを自覚した謙虚な向き合い
- ・発生確率にかかわらずいしかるべき対策の必要
- ・「残余のリスク」等を放置しない

69

(4) 「被害者の視点からの欠陥分析」の重要性

- ・「システム中枢領域」の安全性への過信による安全対策の破綻
- ・「システム支援領域」「地域安全領域」の安全対策は独立して機能するか

(5) 「想定外」問題と行政・東京電力の危機感の希薄さ

- ・「想定外」ではあるが予測可能な事態への新しい発想での取り組み

70

(6) 政府の危機管理態勢の問題点

- ・原災法の枠組みを超える事態も含めた検討の必要

(7) 広報の問題点とリスクコミュニケーション

- ・リスク・コミュニケーションの視点を取り入れた、情報提供の在り方についての検討
- ・クライシス・コミュニケーションの専門家の活用

71

(8) 国民の命に関わる安全文化の重要性

- ・原発事業の安全文化は国民の命に係わる問題

(9) 事故原因・被害の全容を解明する調査継続の必要性

- ・事故原因の調査・検証の継続
- ・「人間の被害」の全容を、国が率先し、自治体、研究機関等の協力を得て記録にまとめ、教訓として後世に伝える

72

3 原子力災害の再発防止及び 被害軽減のための提言

中間報告、最終報告における提言
を7つの項目に分類して再録

73

委員長所感・抜粋

74