

甲第 148 号証

国会事故調

東京電力福島原子力発電所
事故調査委員会

報告書



National Diet of Japan
Fukushima Nuclear Accident
Independent Investigation Commission

東京電力福島原子力発電所事故調査委員会 報告書

国会
事故調

NAIIC

目次

報告の辞	3
はじめに	5
調査の概要	7
結論と提言	10
結論	10
提言	20
提言の実現に向けて	23
要旨	24
事故の概要	24
本文の要旨	26
本文詳細目次	45
第1部 事故は防げなかったのか？	57
第2部 事故の進展と未解明問題の検証	127
第3部 事故対応の問題点	249
第4部 被害状況と被害拡大の要因	347
第5部 事故当事者の組織的問題	487
第6部 法整備の必要性	575
付録	587
付録1 略語表・用語解説	588
付録2 国会による継続監視が必要な事項	594
付録3 委員会の概要	600
付録4 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会法	623
付録5 委員長と委員からのメッセージ	630
委員長・委員プロフィール	640

本文詳細目次

第1部 事故は防げなかったのか？……57

1.1 本事故直前の地震に対する耐力不足 ……………	59
1.1.1 福島第一原発の概要 ……………	60
1.1.2 福島第一原発の耐震安全性評価の変遷 ……………	61
1) 原発の耐震設計の概要 ……………	61
2) 地震動の基本的なこと ……………	62
3) 福島第一原発の耐震設計の基本的枠組みの3段階の変化 ……	63
1.1.3 福島第一原発建設当初の耐震脆弱性 ……………	63
1) 地震科学が未発達で地震・地震動の想定が甘すぎた ……	63
2) 米国 GE 社製原発のターンキー契約における問題点 ……	65
1.1.4 耐震設計審査指針の制定と耐震バックチェック ……………	66
1) 指針とバックフィットとバックチェック ……………	66
2) 昭和 53 (1978) 年の旧耐震設計審査指針の制定と バックチェック ……………	67
1.1.5 改訂耐震設計審査指針に対するバックチェックの 致命的な不備 ……………	69
1) 平成 18 (2006) 年の耐震設計審査指針の改訂 ……………	70
2) 保安院による耐震バックチェックの指示、東電の中間報告、 その検討・審議 ……………	71
3) 東電の耐震バックチェック中間報告に対する保安院の評価 ……	71
4) 東電の実際の耐震バックチェック作業状況 ……………	73
5) 本事故後の解析で 5 号機の耐震 S クラスの設備に 耐震安全性不足を確認 ……………	76
1.1.6 老朽化が本事故の発生に影響していないか？ ……………	77
1) 設備の劣化は事故の発生・拡大に影響しなかったとする 保安院の見解 ……………	78
2) 意見聴取会における反対意見と報告書の修正 ……………	79
3) 問題点 ……………	79
4) 小 括 ……………	80
1.1.7 本事故直前の福島第一原発の耐震脆弱性に関する小括 ……	81
1.2 認識していながら対策を怠った津波リスク ……………	82
1.2.1 津波想定と被害予測の変遷 ……………	82
1) 地震調査研究推進本部の長期評価以前 ……………	84
2) 地震調査研究推進本部の長期評価以降 ……………	85
1.2.2 津波による全交流電源喪失及び炉心損傷に至る 脆弱性の軽視 ……………	86
1) もともと想定に対する裕度が低い ……………	86

2)	溢水勉強会等を受けた事業者の消極的な反応	87
3)	津波想定見直しに関する保安院からの口頭指示と東電内での非共有	87
4)	溢水対策の未実施	88
1.2.3	津波高さ見直しにおける問題	88
1)	東電の津波調査への消極的姿勢	88
2)	地震本部の長期評価への対応の遅れ	89
3)	大幅な想定超えの認識	90
1.2.4	保安院と土木学会の不透明性	91
1)	保安院の口頭指示と記録不備による不透明性	91
2)	保安院と東電による想定見直しの非公開	92
3)	土木学会手法の問題	92
1.2.5	確率論の恣意的な利用	93
1.3	国際水準を無視したシビアアクシデント対策	95
1.3.1	本事故における実効性のなさ	96
1)	設備の準備状況とその問題	96
2)	体制の整備状況とその問題	104
3)	手順書の整備状況とその問題	106
4)	訓練、教育の準備状況とその問題	107
5)	事業者と規制当局による改善の乏しさ	108
1.3.2	事業者と規制当局のなれ合いによる消極的な検討	110
1)	訴訟と既存炉への影響を判断基準とした SA 対策の検討	110
2)	起因事象の想定 of 狭さ	113
3)	事業者の自主対策となったことによる実効性のなさ	117
1.3.3	シビアアクシデント対策範囲の狭さと遅れ	120
1)	日本における SA 対策の範囲の狭さ	120
2)	海外における SA 対策の範囲の広さ	121
3)	日本におけるシビアアクシデント対策の遅れ	124

第2部 事故の進展と未説明問題の検証 ……127

2.1	事故の進展と総合的な検討	129
2.1.1	本事故をより深く理解するために	130
1)	原子炉と5重の壁	130
2)	原子炉事故、使用済み燃料プール事故	134
2.1.2	地震・津波による主な被害とその影響	142
1)	主な被害とその影響	142

2) 考察・評価	143
2.1.3 原子炉事故の進展	150
1) 1～4号機における事故の進展	151
2) 5号機における事故回避努力	158
3) 考察・評価	161
2.1.4 原子炉パラメータに基づいた放射能放出過程	170
1) 放射線モニターによって測定された大量の放射能	170
2) 1号機における放射能放出に至る事故経過	171
3) 2号機における放射能放出に至る事故経過	174
4) 3号機における放射能放出に至る事故経過	178
2.1.5 ほかの原子力発電所における事故回避努力と事故リスク	180
1) 福島第二原子力発電所	180
2) 女川原子力発電所及び東海第二原子力発電所	186
3) 小括	187
2.1.6 検討	190
1) 事故対応を困難にした要因	190
2) 原子炉事故を回避できた要因	193
3) 事故対応をさらに困難にした可能性のある要因	195
4) 水平展開	198
5) 複数ユニットや近接する原子力発電所の問題点	200
6) 大規模災害に対する多重性、多様性、独立性の確保	202
7) 自然災害等に対する適切な設計基準	203
8) テロ対策の観点からの問題点	204
2.2 いくつかの未解明問題の分析または検討	207
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	209
1) 地震の概要	209
2) 原子炉建屋基礎版上の揺れ	209
3) 敷地基盤の地震動	211
4) スクラム時刻とその後の長時間の激しい地震動	213
5) 観測記録による地震応答解析の問題点	214
6) 余震	215
2.2.2 地震動に起因する重要機器の破損の可能性	215
1) 小破口冷却材喪失事故(SB-LOCA)について	216
2) 事故原因分析に有効な「故障の木解析」	217
3) 1号機小破口冷却材喪失事故(SB-LOCA)のFTA	220

4) 漏えい面積が 0.3cm ² 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	221
5) 通常の地震応答解析は、事故原因分析には使えない	224
6) 1号機で SB-LOCA が起きた可能性は否定できない	224
2. 2. 3 津波襲来と全交流電源喪失の関係について	225
1) 従前の報告書の判断	225
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	226
3) 非常用交流電源喪失の原因が津波であり得る条件	226
4) 全交流電源喪失原因のさらなる検証を	227
2. 2. 4 検証すべきさまざまな課題	228
1) 1号機原子炉建屋内での出水について	228
2) 非常用復水器(IC)問題	229
3) 1号機の SR 弁は作動したか	239
4) 再臨界問題並びに 4号機の水素爆発について	243
2. 2. 5 MARK I 型格納容器が抱える問題について	245
1) なぜ格納容器の圧力が設計圧力を超えたか	245
2) 水力学的動荷重	246
3) スロッシング	246

第3部 事故対応の問題点……249

3. 1 事業者としての東電の事故対応の問題点	251
3. 1. 1 事故対応における東電の意思決定	252
1) 事故直後の緊急時態勢と指揮命令系統	252
2) なぜ1号機のベント実施は遅れ、 管総理は福島第一原発に向かったか	258
3) 1号機海水注入に関する武黒フェローの不合理な指示	260
4) 3号機海水から淡水への切り替えに関する官邸からの提言	262
5) 良策を打ち出せなかった水素爆発対応	263
6) 海水注入の給水源確保と保安院及び官邸からの干渉	267
7) 2号機 SR 弁による減圧操作によって むき出しになった燃料棒	271
8) どうしても実施したかった2号機 D/W ベント	274
9) 「全面撤退」か「一部退避」か、その真相	276
10) 後手に回った汚染水の処理	282
11) 事故対応から垣間見える東電ガバナンスの問題	284
3. 2 政府による事故対応の問題点	285

3.2.1	原子力災害発生時の政府の組織体制	286
1)	原子力災害が発生した場合の組織体制	286
2)	地震災害等による原子力防災体制への影響	287
3.2.2	事故対応の要となるべき組織の状況	287
1)	原子力災害対策本部	288
2)	原子力災害対策本部事務局(保安院 ERC)	288
3)	原子力災害現地対策本部(オフサイトセンター)	291
3.2.3	事故対応を支援する組織の状況	294
1)	官邸対策室(危機管理センター)	294
2)	原子力安全委員会	296
3)	文部科学省	297
3.2.4	情報共有におけるツールの活用状況	298
1)	政府のテレビ会議システム	299
2)	東電の社内テレビ会議システム	299
3.2.5	意思決定プロセスの記録の状況	300
3.3	官邸が主導した事故対応の問題点	302
3.3.1	官邸の初動対応	304
1)	緊急事態宣言の発出	304
2)	官邸主導による事故対応体制	306
3.3.2	官邸による具体的な事故対応	308
1)	ベント	308
2)	現地視察	310
3)	海水注入	311
4)	東電撤退問題	313
5)	統合対策本部の立ち上げ	315
3.3.3	官邸機能の補完	315
1)	助言チームによる検討	315
2)	参与の活用	317
3)	原子力委員会委員の個人的活動	317
3.3.4	官邸による避難区域の設定	317
1)	避難指示等の決定の経緯	318
2)	遅れた避難指示のタイミング	320
3)	根拠に乏しい避難区域の決定	320
4)	政府内部での連携不足	321
5)	オペレーションの視点の欠如	322
6)	市町村への避難指示の伝達に関する配慮の欠如	322

3.4 官邸及び政府(官僚機構)の事故対応に対する評価	323
3.4.1 官邸主導の対応に関する評価	324
1) 危機管理意識の不足	324
2) 指揮命令系統の破壊	324
3) 政府・官邸の役割に関する認識の不足	325
4) 総合力発揮のための組織運営ノウハウの欠如	326
5) 問題の多かった政府内の情報収集・伝達体制	327
6) 東電との間の意思疎通の不徹底	328
7) 危機管理に必要な「心構え」の不足	329
3.4.2 官僚機構に関する評価	330
1) 政治家に対する事前の説明の不足	330
2) 平常時の意識にとらわれた受動的な対応	330
3) 縦割り意識による弊害	332
4) 緊急時対応能力を持つ専門家の不足	333
5) 危機において持つべき使命感の不足	333
3.5 福島県の事故対応の問題点	334
3.5.1 福島県による初動対応	334
1) 原子力災害発生時の福島県の組織体制	334
2) 初動対応の実態	335
3.5.2 住民避難における福島県の対応	337
1) 福島県独自の判断による避難指示	337
2) 困難を極めた避難指示の周知	337
3.5.3 緊急時モニタリングにおける福島県の初動対応	338
1) 緊急時モニタリングにおいて地方自治体が果たすべき役割	338
2) 十分に行えなかった初動時のデータ収集	338
3.6 緊急時における政府の情報開示の問題点	340
3.6.1 政府の公表姿勢	340
1) 保安院の炉心溶融発言	341
2) 3号機の格納容器圧力上昇の公表	342
3) 緊急時モニタリングデータ及び評価結果の公表	342
4) SPEEDIデータの公表	343
5) 住民への情報伝達	343
3.6.2 公表に当たっての表現	344
3.6.3 政府の情報公表の方針と体制	345
1) 公表の可否や伝達方法に関する方針の必要性	346
2) 緊急時の政府の広報体制の在り方	346

第4部 被害の状況と被害拡大の要因……347

4.1	原発事故の被害状況	349
1)	汚染の程度	349
2)	避難者数	351
3)	被ばくの実態	352
4.2	住民から見た避難指示の問題点	355
4.2.1	遅かった事故情報の伝達	355
1)	事故を知った時刻	355
2)	事故を知った情報源	357
4.2.2	住民から見た避難の問題点	358
1)	避難指示を知った時刻	358
2)	避難指示の情報源	359
3)	避難した時刻	362
4)	「着の身着のまま」での避難	363
5)	避難区域の拡大と多段階避難	365
6)	長期の屋内退避指示による生活基盤の崩壊	368
7)	危険か否かの判断を住民に委ねた自主避難	370
8)	汚染区域への避難	372
9)	計画的避難区域の設定	375
10)	特定避難勧奨地点	378
4.2.3	病院の全患者避難	380
1)	避難の実態	380
2)	過酷な状況に陥った要因	382
3)	地方自治体と医療機関が果たした役割の検証	385
4)	大規模原子力災害に備えた医療機関の避難計画の問題点	387
4.3	政府の原子力災害対策の不備	390
4.3.1	防災指針の見直しに向けた動き	391
1)	日本の原子力防災の枠組み	391
2)	防災指針の役割と改訂の動向	392
3)	平成18(2006)年の検討に関する経緯	393
4)	平成19(2007)年以降の検討に関する経緯	398
5)	本事故への影響	401
4.3.2	複合災害に備えた防災体制の不備	402
1)	地域防災計画における防災体制見直しの取り組み	402
2)	原子力防災訓練における複合災害の不十分な想定	405
3)	複合災害対策に関する総務省勧告への形式的な対応	406

4.3.3 国の原子力総合防災訓練の形骸化	408
1) 国の原子力総合防災訓練の概要	408
2) 形骸化した国の原子力防災訓練の実態	408
3) 本事故への影響	409
4.3.4 緊急時における予測システム	411
1) 緊急時における予測システムの概要	411
2) 本事故前に想定されていた予測システムの役割	412
3) 本事故発生時の予測システムをめぐる関係機関の対応	414
4) 予測システムの機能・活用可能性に対する評価	417
5) 誤解と混乱を来した SPEEDI による計算結果の公表	421
4.3.5 事故で明らかになった緊急被ばく医療体制の不備	425
1) 緊急被ばく医療機関の役割	425
2) 立地及び受け入れ可能人数の問題	425
3) 除染設備の不足と病院職員に対する放射線教育の問題点	428
4.4 放射線による健康被害の現状と今後	431
4.4.1 放射線の健康影響	431
1) 急性障害と晩発障害	431
2) 被ばく線量と発がんリスク	432
3) 被ばくの仕方によってリスクは違うのか	434
4) 年齢や個人によって異なる放射線感受性	435
5) 放射線によるがん以外の疾患	436
6) 政府、電力会社は放射線のリスクをどう伝えたか	437
7) 将来を担う子どもへの伝え方	438
4.4.2 防護策として機能しなかった安定ヨウ素剤	440
1) ヨウ素剤と小児甲状腺がん	440
2) ヨウ素剤服用指示における国と県のずれ違い	440
3) 医療関係者の立ち会いと今後の課題	445
4) 責任の所在と対応策	445
4.4.3 内部被ばく対策と今後の健康管理	447
1) 不十分な初期被ばく評価	447
2) 放射性物質による食品の汚染と内部被ばく対策	449
3) 内部被ばく検査が含まれない県民健康調査	459
4) 食品の検査と内部被ばく線量のモニタリングの必要性	461
4.4.4 学校再開問題	463
1) 再開の可否から校庭利用制限の要否への論点の転換	463
2) 目安値の意味	464

3) 被ばく低減措置の対応	465
4.4.5 原発作業員の被ばく	466
1) 政府による原発作業員の線量基準の引き上げ	467
2) 高度の被ばく被害の実態	467
3) 不十分な原発作業員への放射線防護教育と 現場判断による放射線防護対策	469
4) 原発作業員の労働環境	471
4.4.6 避難の長期化によるメンタルヘルスへの影響	475
1) 以前から指摘されるメンタルヘルス対策の重要性	475
2) 本事故における住民への精神的影響と対策	475
4.5 環境汚染と長期化する除染問題	477
4.5.1 環境汚染	477
1) 環境における放射性物質の蓄積	477
2) 生活圏への環境汚染の影響とその対策	479
4.5.2 除染問題	480
1) 除染の目的及び政府の方針	480
2) 汚染状況重点地域の除染における線量低減効果とその限界	481
3) 除染に伴う諸問題	483
4) 除染以外の被ばく低減策の必要性	484
5) 除染特別地域の除染の現状	485
6) 除染の在り方と住民の選択権	485

第5部 事故当事者の組織的問題……487

5.1 事故原因の生まれた背景	489
5.1.1 耐震バックチェックの遅れ	489
1) 保安院による耐震バックチェックの指示	490
2) 耐震バックチェックの中間報告	490
3) 福島第一原発3号機へのプルサーマルの導入に伴う 耐震安全性評価	491
4) 耐震バックチェックの遅れ	491
5) 必要な耐震補強工事	492
6) 耐震バックチェックスケジュールの対外的な公表	492
5.1.2 先送りにされた津波対策	493
1) 設計水位を超える津波による全電源喪失及び 炉心損傷に至る危険性の認識	494
2) 耐震・津波バックチェックに対する対応の遅れ	497

3)	決定論的モデルの限界とリスクマネジメント	499
4)	東電の地震調査研究推進本部の津波評価への干渉	501
5.1.3	全交流電源喪失(SBO)対策規制化の先送り	501
1)	全交流電源喪失対策規制化に関する検討過程	502
2)	全交流電源喪失事象検討の審議経緯	502
5.2	東電・電事連の「虜」となった規制当局	505
5.2.1	耐震設計審査指針の改訂経緯	506
1)	公開の場での耐震設計審査指針の審議に至る経緯	507
2)	事業者を交えた耐震設計審査指針改訂に向けた準備	507
3)	耐震指針検討分科会以降の検討状況	510
4)	バックフィットではなくバックチェック	511
5.2.2	SA対策規制化に関して	516
1)	SA規制化の検討経緯	516
2)	SA規制化を経営上のリスクと捉えた東電	517
3)	事業者から規制当局への働きかけ	517
4)	規制当局と電気事業者との「虜」の関係	519
5.2.3	最新の知見等の取り扱いを巡る議論	520
1)	ICRP勧告の規制取り込みに対する抵抗	520
2)	電気事業者と放射線専門家の関わり	522
5.2.4	小括 電気事業者と規制当局が守ろうとしたもの	523
5.3	東電の組織的問題	525
5.3.1	東電のリスク管理体制の問題点	526
1)	東電のリスク管理体制	526
2)	会議及び管理表で取り上げられるリスクの傾向	528
3)	東電のリスク管理の問題点	530
5.3.2	経営課題と安全最優先の姿勢	533
1)	厳しい原子力部門の経営状況	534
2)	安全対策と経営課題(コスト・設備利用率)の衝突	534
3)	安全文化に対する再三の指摘	535
4)	長年放置された配管計装線図の不備	535
5)	安全最優先の姿勢における重大な問題	536
5.3.3	縦割り組織の弊害	536
1)	福島第一原発の電源多重性・多様性	537
2)	外部電源の脆弱性	538
5.3.4	東電の情報公開の問題点	540
1)	情報公開の遅れと事実の矮小化	541

2) 官邸等からの指示に伴う情報の非開示	543
3) 過去何度も繰り返されてきた東電の情報公開の問題	545
4) 地元住民の意見形成に対する「やらせ」の問題	547
5.4 規制当局の組織的問題	548
5.4.1 安全文化を排除する構造的な仕組み	548
5.4.2 規制機関の組織的問題点	550
5.4.3 独立性の欠如	553
5.4.4 透明性の欠如	556
5.4.5 専門性の欠如と人材の問題	557
5.4.6 原子力行政における多元化	558
5.4.7 国際的に開かれた規制の在り方に向けて	560
5.4.8 新しい規制組織の在り方	564
5.4.9 主要原子力国の規制機関の取り組み	565
1) TMI 事故を受けた米国規制機関の改革	565
2) フランスの原子力規制機関の事例	572
5.4.10 小括	573

第6部 法整備の必要性 575

6.1 原子力法規制の抜本的見直しの必要性	577
6.1.1 原子力法規制の全体像	577
6.1.2 原子力法規制の在り方の視点	578
1) 技術的知見等の反映とバックフィットの必要性	578
2) 諸外国の原子力安全に関する考え方の反映	580
6.1.3 原子力法規制の課題	583
1) 「国民の生命・身体の安全」を中核に据えた法体系	583
2) 不適正な安全審査指針類への依存の見直し	584
3) 原子力災害の特殊性を踏まえた原災法の位置付け	585

【事故の直接的原因】

本事故の直接的原因は、地震及び地震に誘発された津波という自然現象であるが、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建屋及び原子炉格納容器内部にあるためである。

しかし東電は、事故の主因を早々に津波とし、「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、「安全上重要な機器は地震で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、また政府も IAEA に提出した事故報告書に同趣旨のことを記した。

直接的原因を、実証なしに津波に狭く限定しようとする背景は不明だが、第 1 部で述べるように、既設炉への影響を最小化しようという考えが東電の経営を支配してきたのであって、ここでもまた同じ動機が存在しているようにも見える。あるいは東電の中間報告にあるように、「想定外」とすることで責任を回避するための方便のようにも聞こえるが、当委員会の調査では、地震のリスクと同様に津波のリスクも東電及び規制当局関係者によって事前に認識されていたことが検証されており、言い訳の余地はない。

事故の主因を津波のみに限定すべきでない理由として、スクラム（原子炉緊急停止）後に最大の揺れが到達したこと、小規模の LOCA（小さな配管破断などの小破口冷却材喪失事故）の可能性は独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）の解析結果も示唆していること、1 号機の運転員が配管からの冷却材の漏れを気にしていたこと、そして 1 号機の主蒸気逃がし安全弁（SR 弁）は作動しなかった可能性を否定できないことなどが挙げられ、特に 1 号機の地震による損傷の可能性は否定できない。また外部送電系が地震に対して多様性、独立性が確保されていなかったこと、またかねてから指摘のあった東電新福島変電所の耐震性不足などが外部電源喪失の一因となった。

当委員会は、事故の直接的原因について、「安全上重要な機器の地震による損傷はないとは確定的には言えない」、特に「1 号機においては小規模の LOCA が起きた可能性を否定できない」との結論に達した。しかし未解明な部分が残っており、これについて引き続き第三者による検証が行われることを期待する（提言 7 に対応）。

【運転上の問題の評価】

発電所の現場の運転上の問題については、いくつか特記すべきことはあるが、むしろ、今回のようにシビアアクシデント対策がない場合、全電源喪失状態に陥った際に、現場で打てる手は極めて限られるということが検証された。1 号機の非常用復水器(IC)

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号機ではもったなしに、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、何が起きたか、何が起きなかったか、などが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)¹³⁾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)が短時間で急速に低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。

¹³⁾ 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」を検討する一つの方法として、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一覽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「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

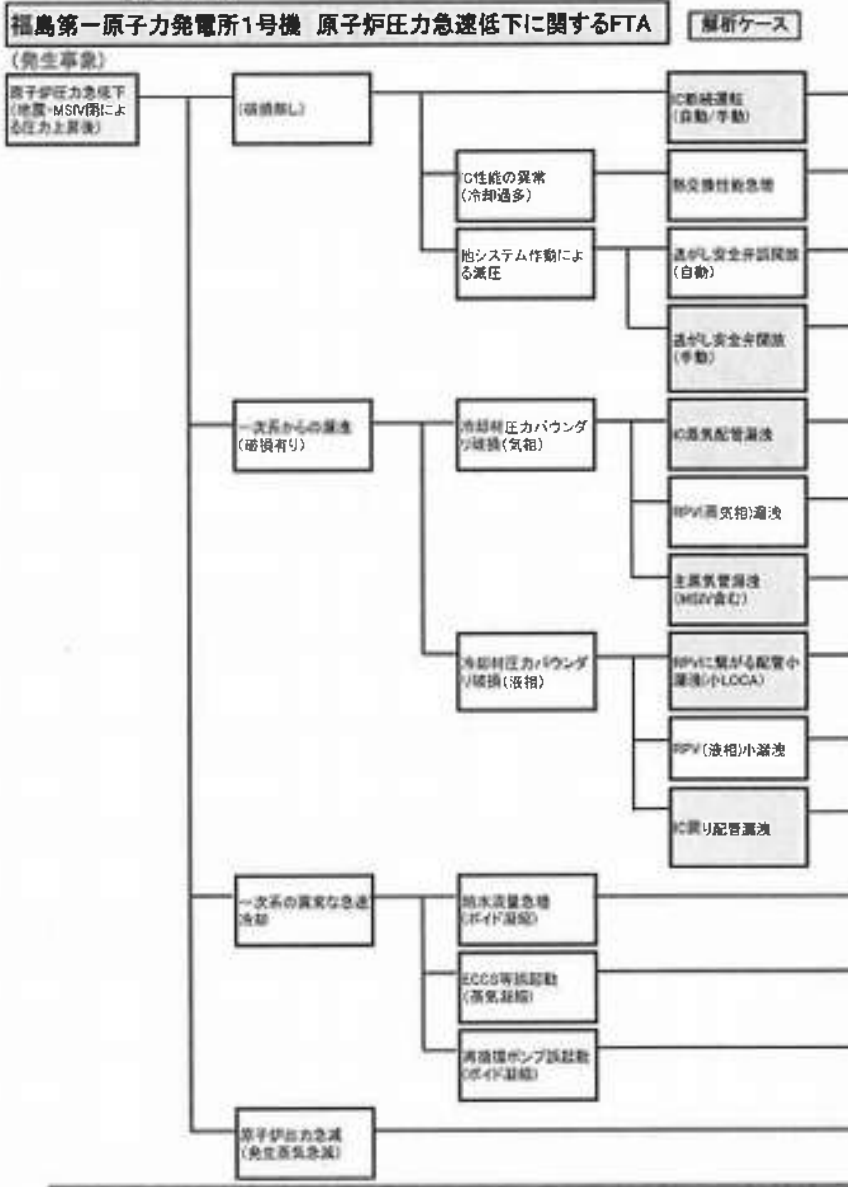


表 2. 2. 2-1 1号機原子炉急減圧に対するFTA

※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)
原子炉圧力は遮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)	原子炉圧力は遮し弁の開設定圧に達しておらず、開放しない。仮に遮し弁が開放すれば、これに伴い原子炉水位は罐密状態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。
遮し弁開動作を想定して解析した結果、1期炉内圧縮容量がIC1の容量より大きい場合、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の頻りに閉鎖が必要がある。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。	遮し弁開手動操作を想定した解析では、遮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、MSRV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減少することになるので、原子炉水位は降所に低下する。(下記の主蒸気管漏洩とはほぼ同じ影響)
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MSRV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、緩やかに低下していく。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(3cm2)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(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(3cm2)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、0.3cm2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LOGA)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、炉内ボイド量が変化(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。

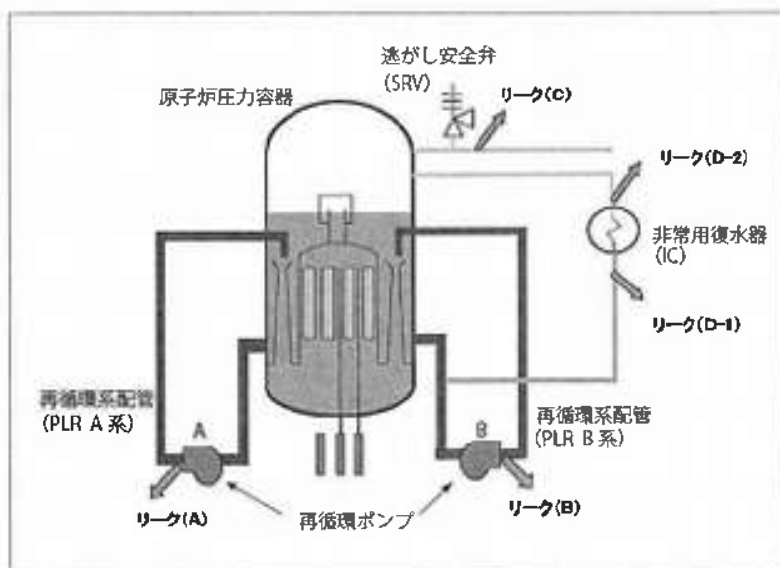


図2. 2. 2-1 1号機FTA 配管リーク箇所

※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）。

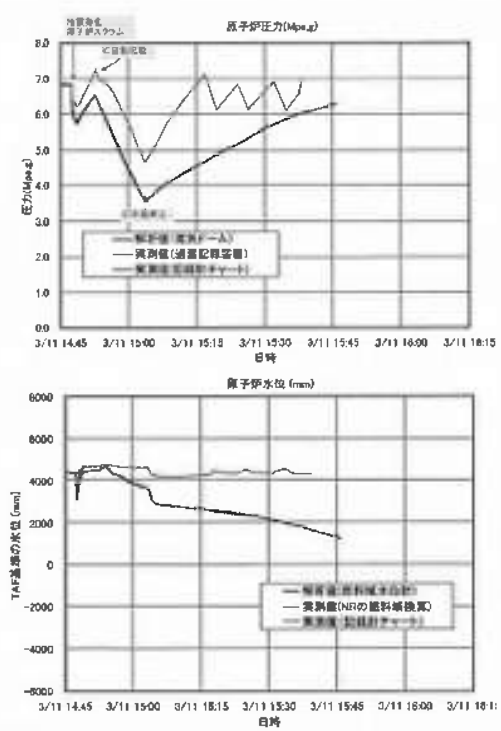


図 2. 2. 2-2 ICドレン管に3cm²の漏えいがある場合 (ケースD-1)

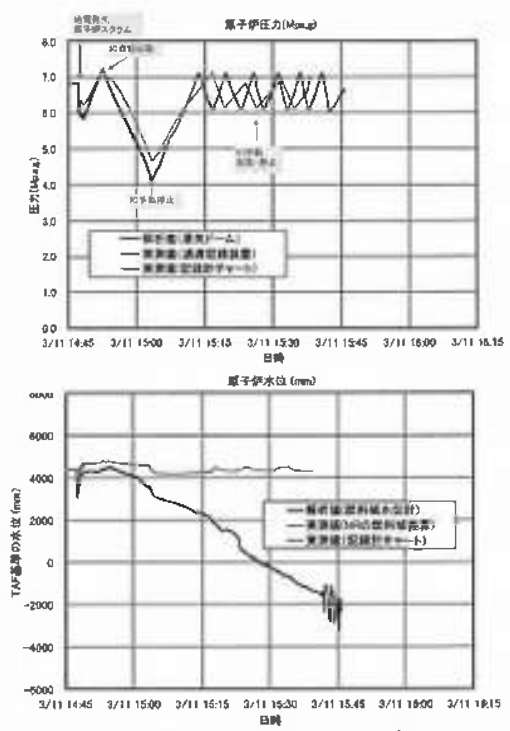


図 2. 2. 2-3 再循環系配管に3cm²の漏えいがある場合 (ケースA-3)

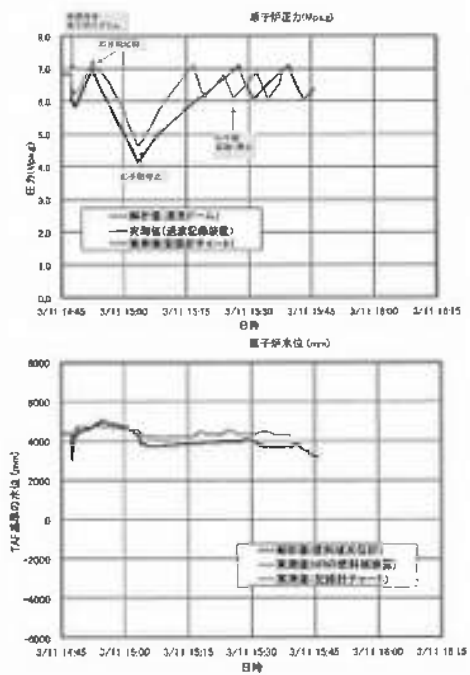


図 2. 2. 2-4 主蒸気管に3cm²の漏えいがある場合 (ケースC-3)

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0.3cm²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0.3cm²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0.3cm²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。

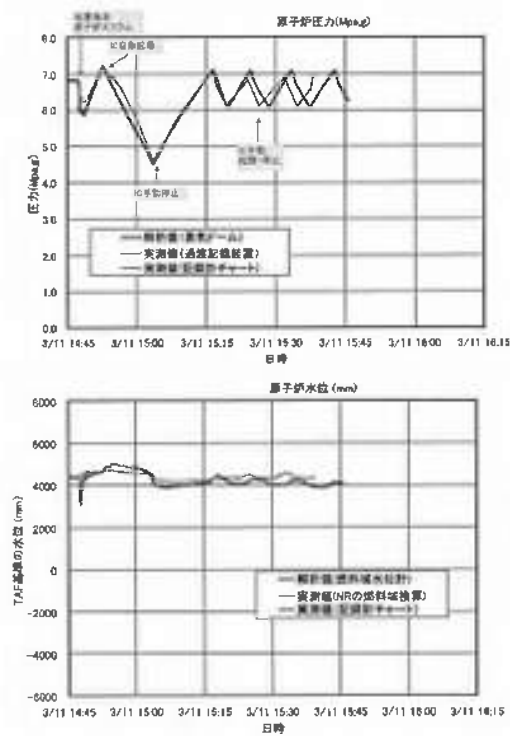


図2.2.2-5 再循環系配管に0.3cm²の漏えいがある場合（ケースA-2）

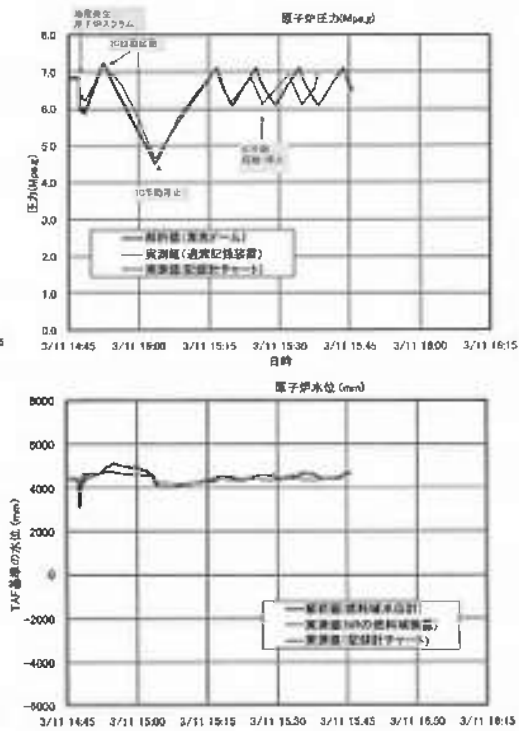


図2.2.2-6 主蒸気管に0.3cm²の漏えいがある場合（ケースC-2）

※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仔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ッという音、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音）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原燃本部「原子力安全に関するIAEA関係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。

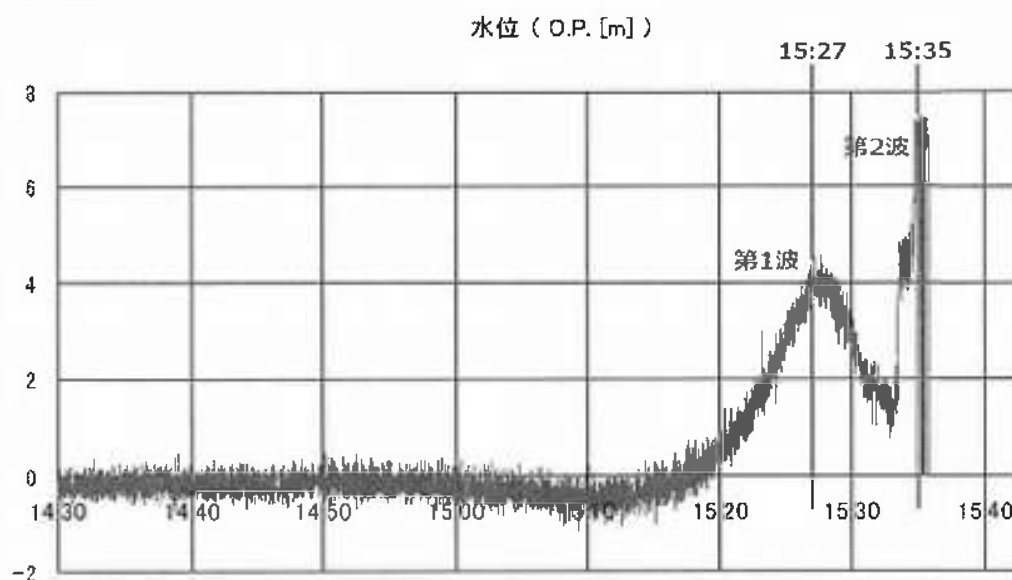


図2.2.3-1 福島第一原発沖合1.5kmの波高計による津波実測波形¹⁴⁹

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見られる写真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SBO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ッときた」

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（人物の機器や機材を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ッと」きた。B氏は「それをかぶったら終わりだ」と思い、皆に「逃げる！」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、「逃げる」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階の人物搬入口が考

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ル

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かざるべきであったが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。

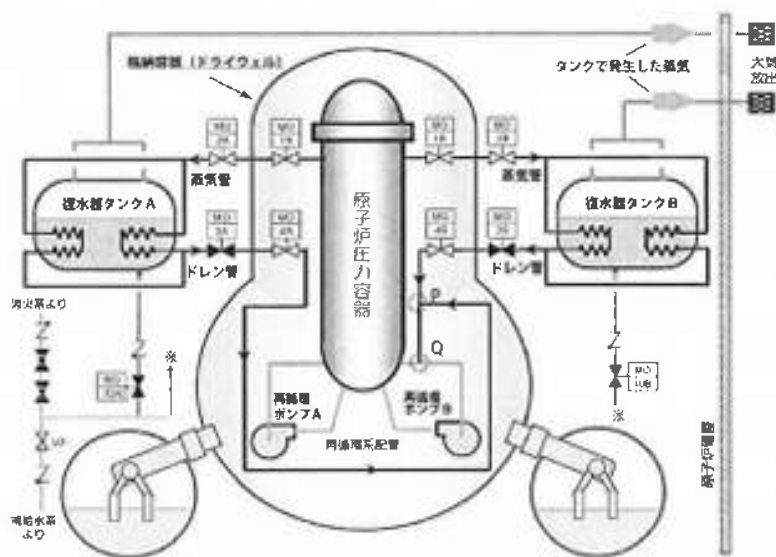


図2.2.4-1 1号機 ICの系統の概略

※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も、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压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、原子炉压力容器内の高温・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）付近から原子炉压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は原子炉压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、そのため炉圧が低下しはじめた。しかしその約11分後の15時03分、低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低下なのか。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。

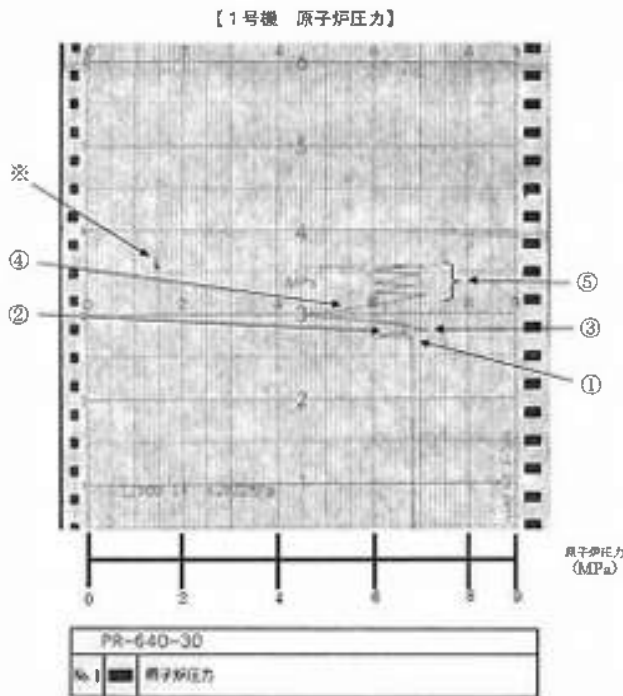


図 2. 2. 4-2 1号機の炉圧の変化

※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、手順書で原子炉压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、通常の操作手順に従い、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。炉圧を手中に収めたかったので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日に実施した。

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。炉圧の下がり方が速く、このままだと圧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で、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、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现阶段では、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、検出回路自体が動かなくなる場合——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している）。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、交流電源が活着している限り、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-PP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。

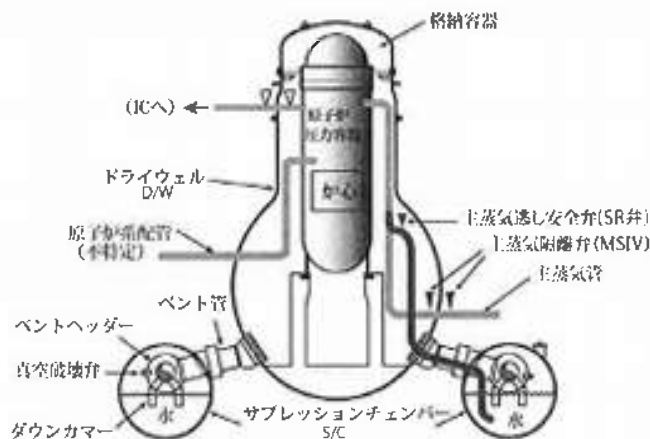


図 2. 2. 4-3 主蒸気隔離弁 (MSIV) が閉じた瞬間の1号機の状態。この直後から核分裂生成物の崩壊熱で原子炉圧力が上昇し始める。図中、黒い三角形は弁が閉じていることを、白抜き三角形は弁が開いていることを意味する。

〈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「バネ式安全弁」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バネ式安全弁として作動したものと推定される。

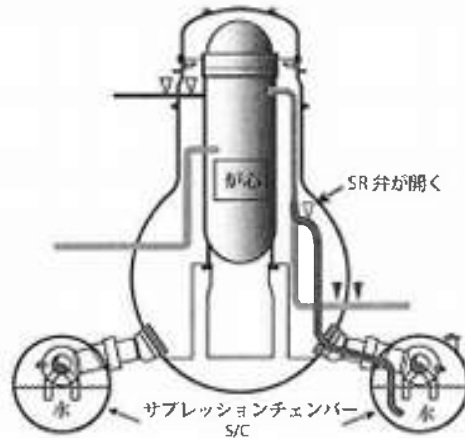


図2.2.4-4 SR弁が開くたびに大量の冷却材が圧力抑制室に移行し、原子炉水位が急速に下降し、最終的に炉心損傷、炉心溶融に至った（事故シナリオ1）

〈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。

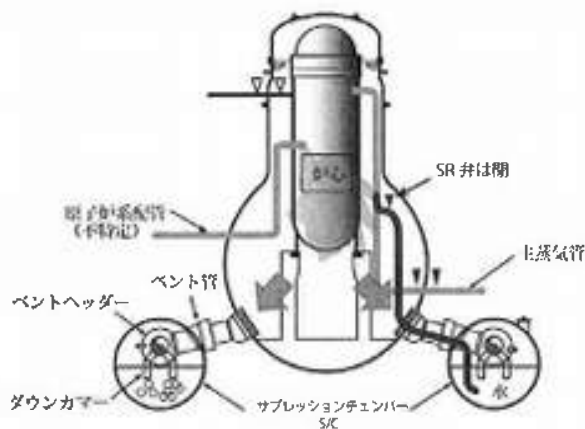


図2.2.4-5 原子炉系配管の破損による冷却材喪失（事故シナリオ2）。破損箇所から噴出した冷却材は、猛烈な勢いでベント管、ベントヘッダー、ダウンカマーを経て、S/Cに入る。

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、サブ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号機のデブリの再溶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