

【取扱い厳重注意】

平成24年4月12日

聴取結果書

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

局員 松本 朗

平成24年2月22日、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証のため、関係者から聴取した結果は、下記のとおりである。

記

第1 被聴取者、聴取日時、聴取場所、聴取者等

1 被聴取者

原子力安全基盤機構 原子力システム安全部 シビアアクシデントグループ
上席研究員 星 陽崇
(立会人 同グループ主幹 荻野正男)

2 聴取日時

平成24年2月22日午前11時15分から日午後0時34分まで

3 聴取場所

東京都千代田区大手町1丁目3番3号 大手町合同庁舎3号館9階
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 919号室

4 聴取者

チーム長 越塚誠一
参事官補佐 加藤経将
参事官補佐 松本 朗

5 ICレコーダーによる録音の有無等

- あり
 なし

第2 聴取内容

MELCOR解析等について

第3 特記事項

なし

以上

【取扱い厳重注意】

第1 MELCOR解析一般

1 JNES が平成 23 年 9 月に公表した東京電力福島第一原発 1～3 号機の炉心の状態に関する評価（資料 1）に関し、JNES が MELCOR コードを用いて行った解析について説明する。

2 「炉心損傷開始時間」及び「圧力容器破損時間」の意味

MELCOR 解析では、燃料棒の温度が解析上ジルコニウムの溶融温度である 2098K（約 1825 °C）に達した時点「炉心損傷開始時間」としている。燃料棒の温度がその被覆管表面破損温度（1173K）に達しても、その時点では、炉心損傷開始とは評価していない。

「圧力容器破損時間」については、MELCOR 解析コードの中に圧力容器が破損するいくつかのモデルが元々設定されており、これにより圧力容器破損時間が算出される仕組みとなっている。このように設定されている圧力容器破損モデルは、溶融燃料が下部プレナムに落ちて下部ヘッドが破損し、そこから溶融燃料がペDESTALに落下するというものである。原子炉圧力容器が破損する形態の一つとして、SR 弁の弁体やシール部等から圧力容器内の高温高压の蒸気がドライウェル（以下「D/W」という。）に放出される可能性が指摘されているが、MELCOR 解析上は、かかる形態を圧力容器が破損するモデルとして捉えていない。

3 炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間の解析と注水

炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間を解析するに当たり、原子炉への注水量、注水が停止した際の原子炉水位、注水が停止していた時間、注水が再開された際の注水量等は、解析結果に大きな影響を及ぼす重要なファクターとなる。

第2 各号機の解析

1 1号機

1号機については、IC が津波到達後作動していないことを前提として解析を実施し

炉心露出開始時間	地震発生後約 2 時間	(3月11日 16:40 頃)
炉心損傷開始時間	地震発生後約 3 時間	(3月11日 18:00 頃)
圧力容器破損時間	地震発生後約 5 時間	(3月11日 20:00 頃)

との結果を得た。

問 東京電力が実施した MAAP 解析によれば、圧力容器破損時間は地震発生後約 15 時間とされており、MELCOR 解析の結果と約 10 時間の開きが出ているが、その要因は何か。

答 原子炉圧力容器下部の破損モデルが、MAAP コードと MELCOR コードとで異なっていることが要因であると思われる。

具体的には、溶融燃料が下部プレナムに落下した際、落下した溶融燃料が下部プレ

【取扱い嚴重注意】

ナムにある水によってどの程度冷却されると考えるかを巡り、MAAP コードと MELCOR コードとで考え方が異なっており、MELCOR コードは、このような下部プレナムにある水による冷却効果を考慮しないことから、圧力容器下部ヘッドが早く破損するモデルとなっている。このため、圧力容器破損時間である地震発生後約5時間という MELCOR 解析の結果は、現状考えられる事象進展のシミュレーションの中で、圧力容器破損時間としては最速の時間になっている。

ただ、実際には、この最速の時間である3月11日20時頃（地震発生後約5時間）から、実測値において原子炉圧力の異常低下が確認された同月12日2時45分頃までの間に、圧力容器が破損した可能性が高いと考える。

このような実態に沿う解析結果が得られるよう、現在、MELCOR コードに組み込まれているモデルの改良を検討しているところである。

2 2号機

原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）については、解析上、東京電力からの報告に基づき、3月14日13:25に停止したものとし、それまではRCICが定格で運転していたことを前提としていた。

しかし、東京電力が平成23年12月に公表したように、実際には、RCICの機能が3月14日9時頃から低下し、これに伴い原子炉水位も低下していたことを、MELCOR 解析上で考慮すれば、原子炉水位のTAF・BAF到達時間は、従前の解析結果よりも時間が早まることとなる。

問 RCIC停止後の海水注水開始時間につき、資料1の「表3-9 2号機に関する事象」には、3月14日16:34に消火系ラインを用いた海水注入作業開始と記載されている（図中番号として⑤と記載されている。）が、同表の下部に※1として、「解析上は、その後の水位上昇が確認された3/14 19:54からの注水を、最初の海水注水開始時期と仮定。」する旨が記載されている。

他方で、資料1の「3.2.2 事業者解析1の結果」では、「上記⑤の時点で外部注水が開始されることで炉心部の水位が上昇し、TAFまで回復するため、炉心が冷却されRPV（原子炉圧力容器）破損には至らない。」旨記載され、資料1の「図3-31 事業者解析1での注水量（2号機）」のグラフでは、外部累積注水量が⑤から上昇を開始しており、上記「3/14 19:54からの注水を最初の海水注水開始時期と仮定」したものと矛盾しているように思われる。

解析を実施した際には、実際、注水開始時期をどのように設定したのか。

答 解析上は、⑤の時点（3月14日16:34）から注水されたことになっている。（と答えるのみで、上記矛盾を解消させる説明はなされなかった。）

事業者解析2においては、消防車の吐出圧を考慮し、原子炉圧力の実測値が0.6Mpaを超える時期には注水されないとの条件を置いた。そのため、実際の注水開始時間は、14日19時頃となり、注水がなされない時間が長くなることから、事業者解析1とは異なり、圧力容器が破損するという結果となった。

2号機において、3月14日13時過ぎにD/W圧力が低下した原因や、同日夜からD/W圧力とサプレッションチェンバー（以下「S/C」という。）圧力が乖離した原因

【取扱い厳重注意】

については、よく分からないとしか答えようがない。

3 3号機

問 解析結果と実測値との間に乖離がみられるが、その要因いかに。

答 解析を実施した当時、3号機において、HPCI 及び RCIC の流量を調整していた事実や、S/C スpray等が実施されていた等情報が得られていなかったことから、実態と乖離した解析結果になってしまったと考えている。

3月12日中にD/W圧力が上昇する挙動につき、実測値が解析値を上回っている点については、資料2の「2. 圧力抑制室保有水の温度成層化の想定」に記載されているとおり、S/C内において、RCIC排出蒸気により温度が上昇した高温水が、水面近くを周方向に広がることにより、S/C気相部の温度・圧力が上昇し、それに伴いD/W圧力も上昇した可能性がある。解析上はサプレッションプール水の水温が全体的に均等であることを前提としていることから、今述べたような水面近くに高温水が広がった場合に比して、S/C・D/W圧力の上昇が緩やかになった可能性がある。

問 先述されたとおり、炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間の解析に当たっては、注水が停止した際の原子炉水位がどのくらいであったかは重要な情報であると考えられるところ、HPCI等の流量調整がなされていたことに加え、当直によれば、12日夜、HPCIの吐出圧力が徐々に低下して原子炉圧力と拮抗するようになっていたようであり、13日2時42分にHPCIを手動停止するよりも前の段階でHPCIの注水量がかなり落ちて、水が入らなくなっていたと考えられる。さらに、3号機の当直引継日誌に記載されている12日20時36分の水位も併せ考慮すれば、原子炉水位はこの頃かなり低下していたと考えられることから、HPCI停止時の原子炉水位は、解析結果よりもかなり低下していたのではないか。

答 その可能性はあると考える。

問 かかる事情は、3号機の炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間に影響を及ぼすのではないか。

答 影響を及ぼす。炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間は、従前の解析結果よりも時間が早まることとなる。

問 HPCI停止後の代替注水の注水量はどのように設定したか。

答 JNESが行う解析は、事業者が実施した解析結果のクロスチェックであると位置づけられているので、HPCI停止後の注水量の設定については、東京電力が設定した注水量をそのまま入力して解析を実施した。

問 実際には、間欠的かつ不十分な注水であったにもかかわらず、東京電力が設定した注水量は、1日の注水量を24時間で均等割りして注水が連続して行われていたような設定となっている。かかる注水量の設定の妥当性は評価の対象としないのか。

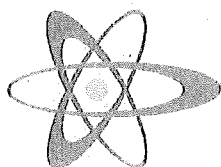
答 注水量の設定は事業者がおこなっており、JNESはそれを前提に解析結果のクロスチェックを行うのみで、注水量の設定自体の妥当性までは評価の対象としていない。かかる注水量の設定の妥当性を評価しようにも、原子炉に実際どれだけの水が入っていたのか分からないので、評価のしようがない。

以上

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の 事故に係る1号機、2号機及び3号機の 炉心の状態に関する評価

報告書

平成23年9月
September 2011



JNES

独立行政法人原子力安全基盤機構

Japan Nuclear Energy Safety Organization

本レポートの著作権利用に関しては下記にお問い合わせください。

独立行政法人 原子力安全基盤機構 総務部 管理グループ
〒105-0001 東京都港区虎ノ門4-1-28
電話：03-4511-1240
ファックス：03-4511-1298
電子メール：Kanrig-soumu@jnes.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Administration Group
Personnel and Accounting Division
JAPAN NUCLEAR ENERGY SAFETY ORGANIZATION (JNES)
4-1-28 Tranomon, Minato-ku, Tokyo, 105-0001, Japan
T e l : +81-3-4511-1240
F a x : +81-3-4511-1298
E-mail : Kanrig-soumu@jnes.go.jp

平成23年9月

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る1号機、 2号機及び3号機の炉心の状態に関する評価

要 旨

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震及び津波により、福島第一原子力発電所1号機から3号機においては、全交流電源が喪失しかつ継続することにより、設計基準事象を大幅に超え、非常用炉心冷却系が全て動作しない、もしくは停止するといった事故に至った。

福島第一原子力発電所を所有する東京電力株式会社（以下、「事業者」という。）は、福島第一原子力発電所1号機から3号機の事故に関して、地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報に基づいて、事故解析コード（Modular Accident Analysis Program、以下「MAAP」という）を用いてプラントの状態を評価し、その結果を平成23年5月23日に原子力安全・保安院に報告した。

原子力安全・保安院は、この報告内容をレビューした結果を公表するのに先立ち、独立行政法人原子力安全基盤機構に指示して、事業者とは別に、独自の解析コード(Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases、以下「MELCOR」という)を用いて事故解析を行い、事業者の報告の内容について評価することにした。

本報告書は、事業者が提出した「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心の状態について」の報告書に基づき、福島第一原子力発電所1～3号機の炉心の状態に関する事業者の検討した内容を確認するとともに、独自の解析によって、事故の状態を評価したものである。

ブランクページ

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る 1 号機、 2 号機及び 3 号機の炉心の状態に関する評価

目次

目次.....	iii
1. 序論.....	1-1
2. 評価方法.....	2-1
2.1. 事業者が解析した結果の評価方針.....	2-1
2.2. 評価解析手法.....	2-1
2.2.1 MELCOR コードの特徴.....	2-1
2.2.2 原子炉施設解析モデル.....	2-2
2.2.3 炉心部のセル分割.....	2-3
2.2.4 工学的安全施設.....	2-4
2.2.5 ソースターム評価モデル.....	2-4
3. 炉心の状態に関する解析及び評価.....	3-1
3.1. 福島第一原子力発電所 1 号機.....	3-1
3.1.1 1 号機の解析条件.....	3-1
3.1.2 1 号機の事業者解析の結果.....	3-7
3.1.3 1 号機の感度解析 1 の結果.....	3-20
3.1.4 1 号機の感度解析 2 の結果.....	3-22
3.2. 福島第一原子力発電所 2 号機.....	3-34
3.2.1 2 号機の解析条件.....	3-34
3.2.2 事業者解析 1 の結果.....	3-39
3.2.3 2 号機の感度解析結果.....	3-51
3.2.4 2 号機の事業者解析 2 の結果.....	3-54
3.3. 福島第一原子力発電所 3 号機.....	3-66
3.3.1 3 号機の解析条件.....	3-66
3.3.2 3 号機の事業者解析 1 の結果.....	3-71
3.3.3 3 号機の事業者解析 2 の結果.....	3-83
4. 解析結果のまとめ.....	4-1

5. 結論.....	5-1
参考文献.....	参-1

表一覧

表 2-1	MELCOR コードの概要	2-6
表 2-2	MELCOR コードの解析モデルに関する解析条件	2-7
表 2-3	MELCOR コードの物質種のグループ分け	2-8
表 3-1	1号機解析のプラント条件	3-2
表 3-2	1号機に関する事象	3-3
表 3-3	1号機の解析条件	3-6
表 3-4	事業者解析ケースでの解析結果取り纏め(1号機)	3-10
表 3-5	事業者解析ケースでの環境への放出割合(1号機)	3-10
表 3-6	感度解析 2 での解析結果取り纏め(1号機)	3-24
表 3-7	感度解析 2 での環境への放出割合(1号機)	3-24
表 3-8	2号機解析のプラント条件	3-35
表 3-9	2号機に関する事象	3-36
表 3-10	2号機の解析条件	3-38
表 3-11	事業者解析 1 の解析結果取り纏め(2号機)	3-41
表 3-12	事業者解析 1 での環境への放出割合(2号機)	3-41
表 3-13	事業者解析 2 での解析結果取り纏め(2号機)	3-56
表 3-14	事業者解析 2 での環境への放出割合(2号機)	3-56
表 3-15	3号機解析のプラント条件	3-67
表 3-16	3号機に関する事象	3-68
表 3-17	事業者解析 1 での解析結果取り纏め(3号機)	3-73
表 3-18	事業者解析 1 での環境への放出割合(3号機)	3-73
表 3-19	事業者解析 2 での解析結果取り纏め(3号機)	3-85
表 3-20	事業者解析 2 での環境への放出割合(3号機)	3-85

図一覧

図 2-1	MELCOR の原子炉施設モデル	2-9
図 2-2	MELCOR の炉心モデル	2-9
図 2-3	炉心セルのモデル	2-10
図 3-1	事業者解析ケースでの注水量(1号機)	3-11
図 3-2	事業者解析ケースでの炉圧及び水位(1号機)	3-11
図 3-3	事業者解析ケースでの D/W 圧力(1号機)	3-12
図 3-4	事業者解析ケースでの D/W 分圧(1号機)	3-12
図 3-5	事業者解析ケースでの PCV 圧力及び温度(1号機)	3-13
図 3-6	事業者解析ケースでの炉心最高温度(1号機)	3-13
図 3-7	事業者解析ケースでの炉心質量(1号機)	3-14
図 3-8	事業者解析ケースでの炉心の温度分布(1号機)	3-15
図 3-9	事業者解析ケースでの炉心の燃料分布(1号機)	3-16
図 3-10	事業者解析ケースでの水素発生量(1号機)	3-17
図 3-11	事業者解析ケースでの水素濃度(1号機)	3-17
図 3-12	事業者解析ケースでの FP の環境への放出率(1号機)	3-18
図 3-13	事業者解析ケースでの CsI の分布(1号機)	3-19
図 3-14	事業者解析ケースでの Cs の分布(1号機)	3-19
図 3-15	感度解析 1 での炉圧及び水位(1号機)	3-21
図 3-16	感度解析 1 での D/W 圧力(1号機)	3-21
図 3-17	感度解析 2 での注水流量(1号機)	3-25
図 3-18	感度解析 2 での原子炉圧力及び水位(1号機)	3-25
図 3-19	感度解析 2 での D/W 圧力(1号機)	3-26
図 3-20	感度解析 2 での D/W 分圧(1号機)	3-26
図 3-21	感度解析 2 での PCV 圧力及び温度(1号機)	3-27
図 3-22	感度解析 2 での炉心最高温度(1号機)	3-27
図 3-23	感度解析 2 での炉心質量(1号機)	3-28
図 3-24	感度解析 2 での炉心の温度分布(1号機)	3-29
図 3-25	感度解析 2 での炉心の燃料分布(1号機)	3-30
図 3-26	感度解析 2 での水素発生量(1号機)	3-31

図 3-27	感度解析 2 での水素濃度(1 号機).....	3-31
図 3-28	感度解析 2 での FP の環境への放出率(1 号機).....	3-32
図 3-29	感度解析 2 での CsI の分布率(1 号機).....	3-33
図 3-30	感度解析 2 での Cs の分布率(1 号機).....	3-33
図 3-31	事業者解析 1 での注水量(2 号機).....	3-42
図 3-32	事業者解析 1 での炉圧及び水位(2 号機).....	3-42
図 3-33	事業者解析 1 での D/W 圧力(2 号機).....	3-43
図 3-34	事業者解析 1 での D/W 分圧(2 号機).....	3-43
図 3-35	事業者解析 1 での格納容器圧力及び温度(2 号機).....	3-44
図 3-36	事業者解析 1 での炉心最高温度(2 号機).....	3-44
図 3-37	事業者解析 1 での炉心質量(2 号機).....	3-45
図 3-38	事業者解析 1 での炉心の温度分布(2 号機).....	3-46
図 3-39	事業者解析 1 での炉心の燃料分布(2 号機).....	3-47
図 3-40	事業者解析 1 での水素発生量(2 号機).....	3-48
図 3-41	事業者解析 1 での水素濃度(2 号機).....	3-48
図 3-42	事業者解析 1 での FP の環境への放出率(2 号機).....	3-49
図 3-43	事業者解析 1 での CsI の分布(2 号機).....	3-50
図 3-44	事業者解析 1 での Cs の分布(2 号機).....	3-50
図 3-45	感度解析(ケース 1)での D/W 圧力(2 号機).....	3-52
図 3-46	感度解析(ケース 1)での炉圧及び水位(2 号機).....	3-52
図 3-47	感度解析(ケース 2)での D/W 圧力(2 号機).....	3-53
図 3-48	感度解析(ケース 3)での D/W 圧力(2 号機).....	3-53
図 3-49	事業者解析 2 での注水量(2 号機).....	3-57
図 3-50	事業者解析 2 での炉圧及び水位(2 号機).....	3-57
図 3-51	事業者解析 2 での D/W 圧力(2 号機).....	3-58
図 3-52	事業者解析 2 での D/W 圧力(2 号機).....	3-58
図 3-53	事業者解析 2 での格納容器温度変化(2 号機).....	3-59
図 3-54	事業者解析 2 での炉心最高温度(2 号機).....	3-59
図 3-55	事業者解析 2 での炉心質量(2 号機).....	3-60
図 3-56	事業者解析 2 ケースでの炉心の温度分布(2 号機).....	3-61

図 3-57	事業者解析 2 ケースでの炉心の燃料分布(2 号機)	3-62
図 3-58	事業者解析 2 での水素発生量(2 号機)	3-63
図 3-59	事業者解析 2 での水素濃度(2 号機)	3-63
図 3-60	事業者解析 2 での FP 放出割合(1/2)(2 号機)	3-64
図 3-61	事業者解析 2 での FP 放出割合(2/2)(2 号機)	3-64
図 3-62	事業者解析 2 での CsI の分布(2 号機)	3-65
図 3-63	事業者解析 2 での Cs の分布(2 号機)	3-65
図 3-64	事業者解析 1 での注水量(3 号機)	3-74
図 3-65	事業者解析 1 での RPV 圧力と水位(3 号機)	3-74
図 3-66	事業者解析 1 での D/W 圧力(3 号機)	3-75
図 3-67	事業者解析 1 での D/W 分圧(3 号機)	3-75
図 3-68	事業者解析 1 での PCV 圧力と温度(3 号機)	3-76
図 3-69	事業者解析 1 での炉心最高温度(3 号機)	3-76
図 3-70	事業者解析 1 での炉心質量(3 号機)	3-77
図 3-71	事業者解析 1 ケースでの炉心の温度分布(3 号機)	3-78
図 3-72	事業者解析 1 ケースでの炉心の燃料分布(3 号機)	3-79
図 3-73	事業者解析 1 での水素発生量(3 号機)	3-80
図 3-74	事業者解析 1 での水素濃度(3 号機)	3-80
図 3-75	事業者解析 1 での FP の環境への放出率(3 号機)	3-81
図 3-76	事業者解析 1 での CsI の分布(3 号機)	3-82
図 3-77	事業者解析 1 での Cs の分布(3 号機)	3-82
図 3-78	事業者解析 2 での注水量(3 号機)	3-86
図 3-79	事業者解析 2 での RPV 圧力と D/W 圧力(3 号機)	3-86
図 3-80	事業者解析 2 での D/W 圧力(3 号機)	3-87
図 3-81	事業者解析 2 での D/W 分圧(3 号機)	3-87
図 3-82	事業者解析 2 での PCV 圧力と温度(3 号機)	3-88
図 3-83	事業者解析 2 での炉心最高温度(3 号機)	3-88
図 3-84	事業者解析 2 での炉心質量(3 号機)	3-89
図 3-85	事業者解析 2 での炉心の温度分布(3 号機)	3-90
図 3-86	事業者解析 2 での炉心の燃料分布(3 号機)	3-91

図 3-87	事業者解析 2 での水素発生量(3 号機).....	3-92
図 3-88	事業者解析 2 での水素濃度(3 号機).....	3-92
図 3-89	事業者解析 2 での FP の環境への放出率(3 号機).....	3-93
図 3-90	事業者解析 2 での CsI の分布率(3 号機).....	3-94
図 3-91	事業者解析 2 での Cs の分布率(3 号機).....	3-94
図 4-1	事故進展タイミング	4-2
図 4-2	放射性物質の放出割合	4-2

Blank page

1. 序論

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震及び津波により、福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機においては、設計基準事象を大幅に超え、非常用炉心冷却系が全て動作しない、もしくは停止する、加えて全交流電源喪失が継続するといった事故に至った。

福島第一原子力発電所を所有する東京電力株式会社（以下、「事業者」という。）は、福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機の事故に関して、地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報に基づいて、事故解析コード（Modular Accident Analysis Program、以下「MAAP」という）を用いてプラントの状態を評価し、その結果を平成 23 年 5 月 23 日に原子力安全・保安院に報告した^(参-1)。

原子力安全・保安院は、この報告内容をレビューした結果を公表するのに先立ち、独立行政法人原子力安全基盤機構に指示して、事業者とは別に、独自の解析コードを使用して事故解析を行い、事業者の報告の内容について評価することにした。

本報告書は、事業者が提出した「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心の状態について」の報告書に基づき、福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心の状態に関する事業者の検討した内容を確認するとともに、独自の解析によって、事故の状態を評価したものである。

なお、解析の結果及び一部の図表は 2011 年 6 月の「原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書」^(参-2)の本文及び添付 IV-2 に報告されている。

ブランクページ

2. 評価方法

2.1. 事業者が解析した結果の評価方針

事業者が解析した結果の評価に当たっては、当機構は事業者の使用した事故解析コード (Modular Accident Analysis Program、以下「MAAP」という) とは異なるシビアアクシデント解析コードを使用して独自に解析を実施し、この解析結果に基づいて評価を行った。

本解析では、事業者より報告された福島第1原子力発電所1号機～3号機のプラント実測データ及びクロノロジー等に基づき、米国原子力規制委員会(以下、「NRC」という)が主体となり国際協力により開発され幅広く規制及びJNES等の規制を支援する機関で利用されているシビアアクシデント解析コード (Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases、以下「MELCOR」という)^(参3,4)を使用して解析を実施した。本解析ではバージョン1.8.5を使用した。

このMELCOR解析では、シビアアクシデント事故の主要な事象が発生する事故直後から事故後約4日間までの事故時のプラントの過渡変化(事故シナリオ)を対象とした。事故の進展への影響が大きくクロノロジーも不確定なパラメータについては特に注目し、パラメータ解析(影響解析)を実施して不確実なクロノロジーの確認を行いつつシナリオの特定を図った。

2.2. 評価解析手法

2.2.1 MELCOR コードの特徴

MELCOR コードは、軽水炉におけるシビアアクシデント時の事故の進展を解析するシビアアクシデント総合解析コードである。本コードは、表 2-1 に示すように、幅広いシビアアクシデント現象を扱うことが可能で、原子炉冷却系、原子炉キャビティ、原子炉格納容器、原子炉建屋内における熱流動挙動はもとより、炉心の加熱・昇温、損傷、溶融移行挙動、コア・コンクリート反応、水素ガスの発生・移行・燃焼挙動及び放射性物質の放出・移行挙動等を解析する。MELCOR コードは、一点集中型定数近似コードで、これらの計算を行うために解析が対象とするシステム全体を、ボリュームで分割し、ボリューム間をジャンクションで結びつけ、ボリューム内では質量及びエネルギー保存を計算し、ジャンクションは、ボリューム間の質量/エネルギーの移行を計算する。

各ボリューム内は、液相部、気相部、液滴部から構成されており、また、ボリューム内の水位の計算を正しく行うように、断面積の異なる複数のセグメントに分割できる。

2.2.2 原子炉施設解析モデル

福島第一原子力発電所の事故時プラント過渡変化の解析における、MELCOR コードの原子炉施設モデルを図 2-1 に示す。原子炉施設モデルは、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉建屋及び環境からなり、原子炉圧力容器(以下、「RPV」という。)、原子炉格納容器(以下、「PCV」という。)、及び原子炉建屋については、ボリュームから構成する。MELCOR コードでは、各ボリュームを、体積のない流路で結ぶことにより、原子炉施設内の質量及びエネルギーの移動を計算する。

原子炉圧力容器は、下部プレナム、炉心チャンネル、炉心バイパス、上部プレナム、蒸気ドームおよびダウンカマ(再循環配管を含む)の6ボリュームに分割する。格納容器は、ペDESTAL、ドライウエル(以下、「D/W」という。)、ベント管およびウェットウエル(以下、「W/W」という。)の4ボリュームに分割する。原子炉建屋は、原子炉建屋1F~4F、燃料交換建屋の5ボリュームに分割する。各ボリュームの高さ、容積等は設置許可申請書^(参5-7)を参考に設定した。また、これら15ボリュームに加え、原子炉施設外に放出される質量・エネルギーを集計するために、環境を模擬するボリュームを設ける。

ジャンクションについては、以下のように設定する。原子炉圧力容器内の6つのボリューム間のジャンクションとしては、下部プレナムと炉心間、下部プレナムとバイパス間、炉心と上部プレナム間、バイパスと上部プレナム間、上部プレナムと蒸気ドーム間、上部プレナムとダウンカマ間、蒸気ドームとダウンカマ間、ダウンカマと下部プレナム間の8つを設定する。また、蒸気ドームとウェットウエル間の逃がし安全弁(以下、「S/R 弁」という。)および蒸気ドームとドライウエル間の安全弁のジャンクションを設定する。

格納容器の4つのボリューム間のジャンクションとしては、ドライウエルとペDESTAL間、ドライウエルとベント管間、ベント管とウェットウエル間、真空破壊装置(ウェットウエルとドライウエル間)の4つを設定する。また、格納容器漏洩(ドライウエル若しくはウェットウエルと原子炉建屋)を模擬するジャンクションを設定した。

原子炉建屋と燃料交換建屋の間には1つのジャンクションを設定する。また、原子炉建屋漏洩(原子炉建屋と環境)および非常用ガス処理系(以下、「SGTS」という。)(原子炉建屋と環境)のジャンクションを設定した。

また、部位の破損に伴う流路の形成を模擬するために、下部ヘッド破損(下部プレナムとペDESTAL間)、ドライウエル破損(ドライウエルと原子炉建屋間)、燃料交換建屋破損(ブローアウトパネル)のジャンクションを設定する。

格納容器からの漏洩については、設置許可申請書記載値^(参5)によると設計漏洩率は常温、空気、

設計圧力 (4.35 kg/cm²g) において、0.5%/日である。これから等価破損口面積を求めると漏洩面積 $5.68 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ である。この漏洩面積を通じて、格納容器と原子炉建屋との間の圧力差に応じて漏洩が生じるものとして計算する。

原子炉建屋からの漏洩については、設置許可申請書記載値によると設計漏洩率は水柱 6.4 mm の負圧で 100%/日である。これから等価破損口面積を求めると漏洩面積 $4.81 \times 10^{-2} \text{ m}^2$ である。

原子炉建屋内の非常用ガス処理系のフィルタ除去効率については、設置許可申請書記載値によると、よう素および固体状核分裂生成物で 97% 以上である。本解析では、希ガスを除き粒子、ガスともフィルタ除去効率 97% とする。原子炉建屋換気率は 100%/日である。

また、非常用復水器(以下、「IC」という。)、高圧注水系(以下、「HPCI」という。)、原子炉隔離時冷却系(以下、「RCIC」という。)などの作動条件、注水流量、水源等のデータを設置許可申請書^(参-6,7)に基づき MELCOR コードの制御関数によってモデル化した。

2.2.3 炉心部のセル分割

MELCOR コードでは、炉心部での伝熱現象および構造物の移動を計算するために、ボリューム分割とは別に炉心部を軸方向のセグメントと径方向のリングとで 3 次元的に表し、それらの組合せから決まるセルで炉心部を分割する。(ここでの炉心部とは、炉心、バイパスおよび下部プレナム・ボリュームの全領域のことである。)

図 2-2 に、本解析で用いた BWR-3 Mark-I の炉心部のセル分割を、図 2-3 に炉心セルのモデルを示す。本解析では径方向 3 分割、軸方向 13 分割による 39 のセルに炉心部を分割する。軸方向セグメントのレベル 1 から 5 は、下部プレナムをモデル化する。このうち、軸方向レベル 1 から 2 は、下部プレナム下端から制御棒駆動機構(以下、「CRD」という。)案内管下端までの領域、軸方向レベル 3 から 4 は、CRD 案内管下端から炉心支持板までの領域である。軸方向レベル 5 は、炉心支持板をモデル化している。軸方向レベル 6 から 13 は、炉心支持板上端から上部格子板までの炉心領域をモデル化する。このうち、軸方向レベル 7 から 12 は、有効燃料下端(以下、「BAF」という。)から有効燃料頂部(以下、「TAF」という。)の有効燃料棒部分を 6 等分割にモデル化している。軸方向レベル 6 と 13 は、燃料の存在しない炉心領域である。

径方向リングの分割は、各リングの燃料保有量が内側から 5:3:2 になるように 3 分割する。なお、外側のリング 3 にはシュラウドまでの領域を含める。

表 2-2 に示すように、炉心部の計算モデル・オプション等は NUREG/CR-5942^(参-8)と同様に設定した。デブリ落下およびキャンドリングのモデルは、MELCOR1.8.5 コードのデフォルト・モデ

ルを用いる。共晶熔融モデルは、MELCOR1.8.5 コードのデフォルトと同様に使用しない。

2.2.4 工学的安全施設

MELCOR コードには、格納容器スプレイ以外の工学的安全系のモデルは組み込まれていない。このため、非常用炉心冷却装置(以下、「ECCS」という。)等のデータはMELCOR コードの制御関数 (CF:Control Function) パッケージを用いてモデル化する必要がある。本解析では、HPCI、RCIC、炉心スプレイ系 (以下、「CS」という。)、及び S/R 弁の作動条件、注水流量、水源等のデータを MELCOR コードの制御関数によりモデル化した。外部注水は CS により RPV に注水されるようにした。

2.2.5 ソースターム評価モデル

放射性物質に関するデータは、MELCOR コードの RN パッケージに入力する。本解析では、核分裂生成物 (以下、「FP」という。)を 16 のグループに分類する。表 2-3 に、MELCOR コードによる物質種のグループ分けを示す。1 から 15 までのグループは、MELCOR コードのデフォルトのグループを使用し、16 番目の CsI は、新たに追加したグループである。CsI グループは、燃料から放出される I グループと Cs グループが瞬時に結合して CsI グループになるものと仮定する。

各 FP グループはそれぞれ固有の形態で存在し、Xe グループは常に蒸気、その他のグループは蒸気またはエアロゾルとして取り扱われる。

MELCOR コードでは、FP を以下の 7 つの存在状態にあるものとする。

- ①気相中に浮遊する FP 蒸気
- ②気相中に浮遊する FP エアロゾル
- ③液相中に存在する FP 蒸気
- ④液相中に存在する FP エアロゾル
- ⑤熱構造材に沈着する FP 蒸気
- ⑥熱構造材に沈着する FP エアロゾル
- ⑦燃料・デブリ中に存在する FP

燃料からの FP 放出率の計算は、MELCOR コードのデフォルトである CORSOR-M モデル^(※9) (燃料ペレットの形状を考慮)を用いる。初期ギャップ存在量としては BMI-2104^(※10)で用いられている初期炉心インベントリに対する割合を用いる。被覆管の破損温度は、MELCOR コードのデフォルト値である 1173K とする。コア・コンクリート反応時の FP 放出率の計算は、VANESA

モデル(※1)を用いる。

エアロゾルの粒径クラス数5クラス、最小粒子直径 $0.1\mu\text{m}$ 、最大粒子直径 $50.0\mu\text{m}$ はMELCOR
コードのデフォルト値を用いる。

表 2-1 MELCOR コードの概要

項目	MELCOR モデル
熱流動モデル	流動挙動、伝熱挙動、壁面摩擦、相間摩擦、反応度計算、崩壊熱、臨界流モデル、プール表面での凝縮・蒸発、プール中の気泡上昇および相分離
プラントモデル	原子炉モデル、制御系、安全系 (IC、RCIC、HPCI、SRV スプレイ、他)、AM 設備 (格納容器ベント、消火系注水、代替水源他)、他
シビアアクシデント現象	炉心損傷挙動、金属・水反応、水素発生、水素燃焼、溶融炉心の移行挙動、溶融炉心-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート反応、溶融炉心高圧飛散、他
放射性物質の移行	燃料からの放射性物質の放出、凝集 (粒径成長)、拡散、沈着 (熱泳動/重力沈降)、再蒸発、捕集・除去 (スプレイ/プール除染/フィルター)、プールスクラビング等
体系のモデル化	解析対象を、ボリュームとジャンクションでモデル化 (1)ボリューム : 質量及びエネルギー保存を計算 (炉心、ダウンコマ、下部プレナム、上部ヘッド、ドライウエル、サブプレッションチェンバ、ペダスタル、ベント管、原子炉建屋、他) (2)ジャンクション : ボリューム間の質量/エネルギーの移行を計算

表 2-2 MELCOR コードの解析モデルに関する解析条件

MELCOR コードの解析モデル	解析条件
金属・水反応	ジルコニウムと水蒸気の反応は Urbanic-Heidrich の式に基づく。
被覆管破損	被覆管表面温度が 1,173K に到達すると被覆管が破損したものととする。
燃料棒落下	<p>○落下条件 燃料棒が粒子状溶融物^(注1)となった時点で落下する。</p> <p>○燃料棒溶融物化条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の場合 : 未酸化層厚さ < 0.1mm ・他の構造材の場合 : 未酸化層厚さ < 0.1mm ・燃料の場合 : 同一セル内の健全な被覆管がすべてなくなった場合。 <p>○溶融温度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ジルカロイ : 2,098 K ・酸化ジルコニウム : 2,990 K ・二酸化ウラン : 3,113 K ・ステンレス鋼 : 1,700 K ・ステンレス鋼酸化物 : 1,870 K
コア・コンクリート反応	<p>○溶融物プールの扱い メカニスティック混合モデルを適用</p> <p>○コンクリートの分解温度: 1,450K (玄武岩系コンクリートと同一と想定)</p>
崩壊熱	ORIGEN 計算結果に基づく崩壊熱曲線を用いる。
その他	MELCOR 1.8.5 コードデフォルト値を適用

注 1: MELCOR コードは燃料を次の状態に分類する。

- ・健全燃料
- ・溶融物: 融点に達して液化している状態
- ・粒子状溶融物: 液化していないが、健全な状態の位置から離脱した固体状態
- ・団塊状溶融物: 液化した炉心構造物や燃料が再固化した状態

表 2-3 MELCOR コードの物質種のグループ分け

種 名	代表的元素	元 素 の 種 類
1. 希ガス	Xe	Xe, Kr, Rn, He, Ne, Ar, H, N
2. アルカリ金属	Cs	Cs, Rb, Li, Na, K, Fr, Cu
3. アルカリ土類金属	Ba	Ba, Sr, Be, Mg, Ca, Ra, Es, Fm
4. ハロゲン元素	I	I, Br, F, Cl, At
5. カルコゲン	Te	Te, Se, S, O, Po
6. プラチノイド	Ru	Ru, Pb, Rh, Ni, Re, Os, Ir, Pt, Au
7. 初期遷移元素	Mo	Mo, Tc, Nb, Fe, Cr, Mn, V, Co, Ta, W
8. 四価元素	Ce	Ce, Zr, Th, Np, Ti, Hf, Pa, Pu, C
9. 三価元素	La	La, Pm, Sm, Y, Pr, Nd, Al, Sc, Ac, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Am, Cm, Bk, Cf
10. ウラニウム	U	U
11. 揮発性群	Cd	Cd, Hg, Pb, Zn, As, Sb, Tl, Bi
12. 難揮発性群	Sn	Sn, Ag, In, Ga, Ge
13. ホウ素	B	B, Si, P
14. 水	H ₂ O	H ₂ O
15. コンクリート	—	—
16. アルカリ・ハロゲン元素	CsI	(Cs, Rb, Li 等) × (I, Br, F 等)

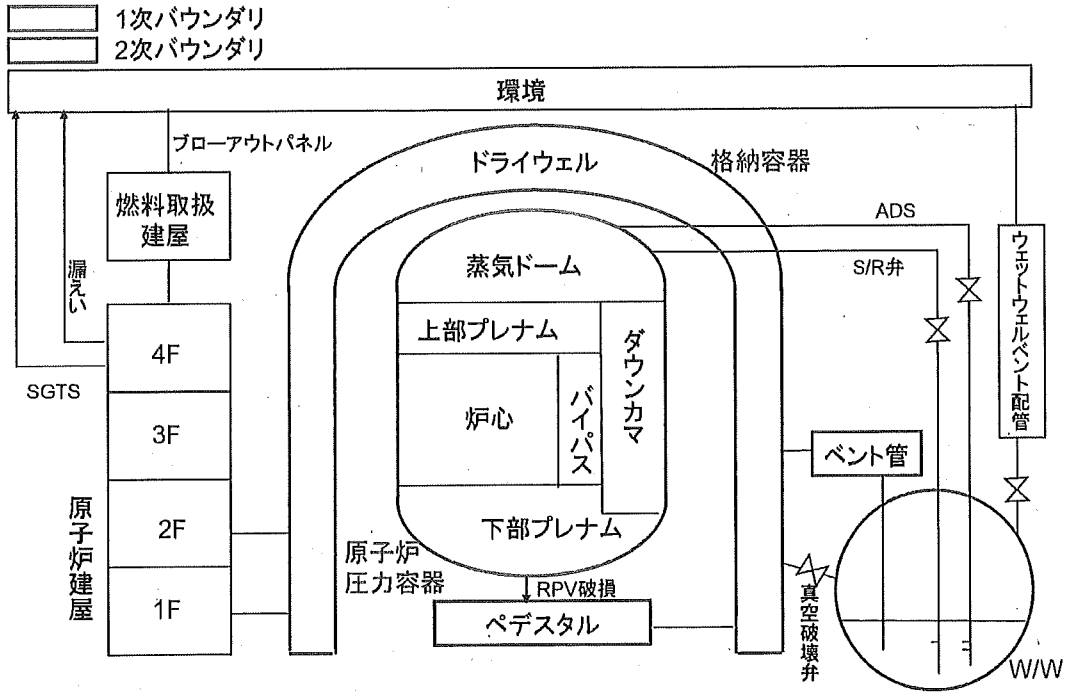


図 2-1 MELCOR の原子炉施設モデル

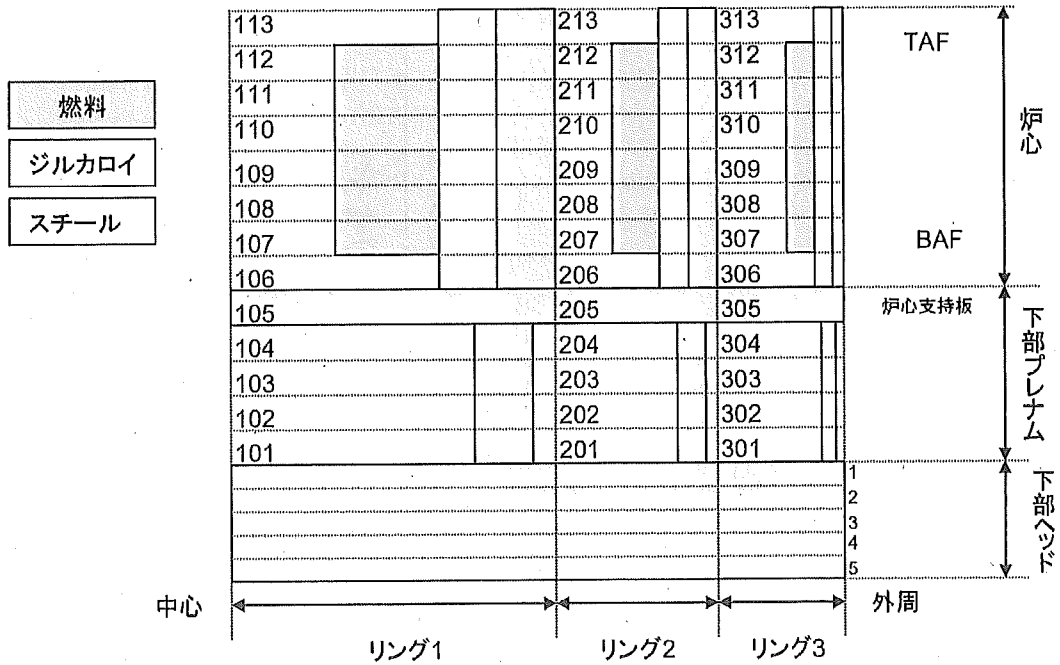


図 2-2 MELCOR の炉心モデル

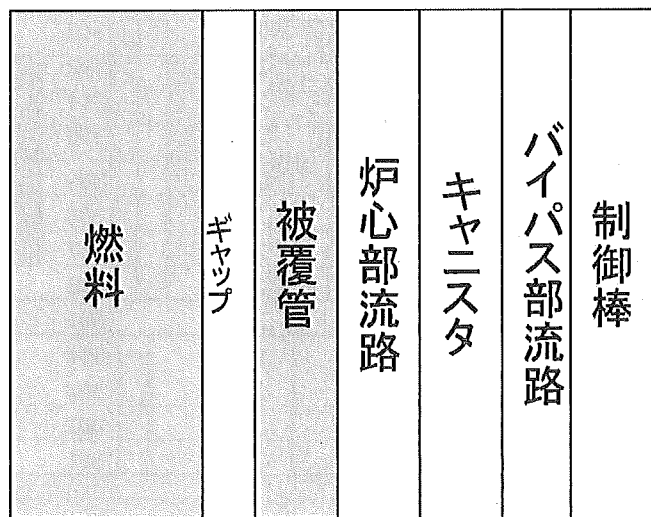
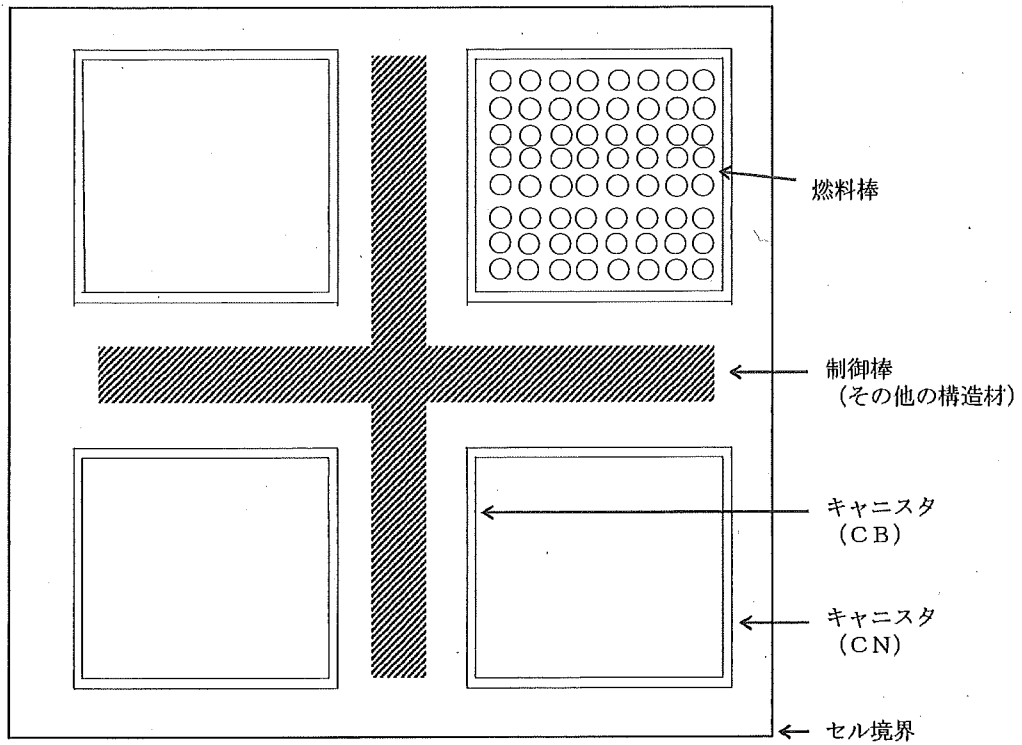


図 2-3 炉心セルのモデル

3. 炉心の状態に関する解析及び評価

3.1. 福島第一原子力発電所 1 号機

3.1.1 1 号機の解析条件

(1) 事業者解析のケース

福島第一原子力発電所 1 号機について事業者が設定した解析条件(プラント条件及びクロノロジー)を用いて、MELCOR コードによる解析を実施した。プラント条件は表 3-1 に示すように設定した。クロノロジーは東京電力株式会社が平成 23 年 5 月 16 日に原子力安全・保安院に対して報告した報告徴収^(参-12)(以下、「報告徴収」という。)に基づき表 3-2 に示すように設定した。

また、事業者が仮定した以下の条件を MELCOR コードによる解析に含めた(以下、これを「事業者解析」と呼ぶ。)

①格納容器からの漏えい

地震発生から約 18 時間において格納容器気相部からの漏えい(約 7 cm²)、及び約 50 時間後において漏えいの拡大(約 40 cm²)を仮定した。

②IC の動作条件

全交流電源喪失後は IC は不作動とした。

(2) 1 号機の感度解析ケース

加えて、表 3-3 に示す感度解析を実施した。感度解析 1 では、IC の再起同時に A 系と共に B 系も同時に作動させて除熱量を増加させた場合の挙動を評価した。感度解析 2 では、消火系からの外部注水に使用したポンプの吐出圧を考慮し、消火系からの注水量を RPV の圧力に応じて増減させた。また、約 50 時間で仮定している PCV のリーク面積をやや縮小した。

表 3-1 1号機解析のプラント条件

項目	条件
初期原子炉出力	1380 MWt (定格出力)
初期原子炉圧力	7.03 MPa (通常運転圧力)
初期原子炉水位	通常水位
格納容器空間容積	D/W 空間 : 3410 m ³ S/C 空間 : 2620 m ³
サプレッションプール水量	1750 m ³

表 3-2 1号機に関する事象

凡例 ○：記録あり △：記録に基づき推定 □：解析上の仮定

No	解析条件		分類	備考	図中 番号
	日時	経過時間 (h)			
1	3月11日 14:46	0.0	地震発生	○	—
2	14:46	0.0	原子炉スクラム	○	報告徴収 4.運転日誌類 当直長引継日誌
3	14:47	0.0	MSIV 閉	○	報告徴収 4.運転日誌類 当直長引継日誌
4	14:52	0.1	IC(A) (B)自動起動	○	報告徴収 3.警報発生記録等データ アラームタイプ
5	15:03 頃	0.3	IC(A)停止	△	報告徴収 6.過渡現象記録装置データの記録から、ICが停止しているものと推定
6	15:03 頃	0.3	IC(B)停止	△	報告徴収 6.過渡現象記録装置データの記録から、ICが停止しているものと推定
7	15:17	0.5	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (報告徴収 2.チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1
8	15:19	0.5	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (報告徴収 2.チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1
9	15:24	0.6	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (報告徴収 2.チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1
10	15:26	0.7	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (報告徴収 2.チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1
11	15:32	0.8	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (報告徴収 2.チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1

No	日時	経過時間 (h)	解析条件		分類	備考	図中 番号
			解析事象	解析箇所			
12	15:34	0.8	IC(A)停止	IC(A)系 2A, 3B 弁開 / 蒸気発生確認	△	原子炉圧力の推移 (報告徴収 2.チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1	①
13	15:37	0.9	全交流電源喪失	IC(A)系 2A, 3B 弁開 / 蒸気発生確認	○	報告徴収 4.運転日誌類 当直長引継日誌	
14	18:10	3.4			□	報告徴収 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※2	
15	18:25	3.7	IC(A)系 3A 弁開		□	報告徴収 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※2	
16	21:19	6.6	IC について、ディーゼル駆動消火ポンプ (D/D-FP) からのラインナップ実施		□	報告徴収 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※2	
17	21:30	6.7	IC 3A 弁開		□	報告徴収 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※2	
18	21:35	6.8	IC について、D/D-FP から供給中		□	報告徴収 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※2	
19	3月12日 1:48	11.0	IC について、D/D-FP を確認したところ、燃料切れでなくポンプ不具合により供給停止		□	報告徴収 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※2	

No	日時	解析条件		分類	備考	図中 番号
		経過時間 (h)	解析事象			
20	5:46	15.0	消防ポンプによる淡水注水を開始	○	○の報告徴収 7.各種操作実績取り纏め※3	②
21	14:30	23.7	格納容器ベントについて、10:17 圧力抑制 室側 AO 弁操作を実施し、14:30 に格納容 器圧力低下を確認	△	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め。ベント成功は、圧 力の低下が確認された 14:30 と仮定	③
22	14:49	24.0	格納容器ベント弁閉止	△	D/W 圧力の上昇から、解析上当該事項を仮定	④
23	14:53	24.1	淡水注水終了	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め	
24	15:36	24.8	1号機水素爆発	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め	
25	20:20	29.6	海水による注水を開始	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め※3	⑤

※1 報告徴収 2.チャートの記録によると、原子炉圧力は約 6.2~7.2MPa(abs)で推移しているが、SRV 第一弁の逃がし弁機能の設定圧力は約 7.4MPa(abs)、吹き止まり圧力は約 6.9MPa であることから、解析上は IC 片系が間欠的に動作したものと仮定。

※2 解析上は全交流電源喪失以降、IC の機能が喪失しているものと仮定。

※3 注水流量変更の時期や注水流量について、報告徴収 7.各種操作実績取り纏めに日付毎の炉内への注水量が記載されているものの、詳細な注水量については記載がないため、解析上はプラントパラメータの実測値に合わせるよう注水量を仮定。なお、毎日の注水総量を超えないように設定。

(注)灰色の網掛け部分は解析条件に含まない

表 3-3 1号機の解析条件

解析ケース	事業者解析からの変更点
感度解析 1	IC 再起同時に 2 系統を動作
感度解析 2	①消火系からの注水時は RPV の圧力に応じて注水量を変更 ②約 50 時間で仮定している PCV リーク口を 35 cm ² 。