

表 2-2 1号機 事象イベント

No	時系列		分類	備考	○の場合：記録の参照箇所 △、□の場合：推定、仮定した根拠等
	日時	事象イベント			
1	3/11 14:46	地震発生	○		—
2	14:46	原子炉スクラム	○	H23.5.16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌	
3	14:47	MSIV 閉	○	H23.5.16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌	
4	14:52	IC(A) (B)自動起動	○	H23.5.16 報告 3.警報発生記録等データ アラームタイパ	
5	15:03 頃	IC(A)停止	○	H23.5.23 報告「東北太平洋沖地震発生当時の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」	
6	15:03 頃	IC(B)停止	○	H23.5.23 報告「東北太平洋沖地震発生当時の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」	
7	15:07	CCS 系トラスクーリング(A)インサ ービス	○	H23.5.16 報告 (4.運転日誌類)、H23.5.23 報告 (その後全交流電源喪失に伴い停止)	
8	15:10	CCS 系トラスクーリング(B)インサ ービス	○	H23.5.16 報告 (4.運転日誌類)、H23.5.23 報告 (その後全交流電源喪失に伴い停止)	
9	15:17	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動 作を推定 ※1	
10	15:19	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動 作を推定 ※1	
11	15:24	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動 作を推定 ※1	

凡例 ○：記録あり △：記録に基づき推定 □：解析上の仮定として整理

12		15:26	IC(A)停止		△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※1
13		15:32	IC(A)再起動		△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※1
14		15:34	IC(A)停止		△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※1
15		15:37	全交流電源喪失		○	H23.5.16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌
16		18:18	IC(A)系 2A, 3A 弁開/蒸気発生確認		□	H23.5.16 報告 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		18:25	IC(A)系 3A 弁開		□	H23.5.16 報告 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		20:50	原子炉代替注水ラインが完成し、ディーズル駆動消火ポンプ (以下、DDFP) を起動 (減圧後に注水可能な状態)		□	H23.12.22 プレス 「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 原子炉圧力が高く、DDFP による注水は RPV に届いていなかったものと推定
19		21:30	IC 3A 弁開/蒸気発生確認		□	H23.5.16 報告 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
20	3/12	1:25	DDFP 停止を確認		□	H23.12.22 プレス 「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 原子炉圧力が高く (3/11 20:07 7.0MPa[abs](現場確認)、3/12 2:45 0.9MPa[abs](中操計器復旧)、この間の原子炉圧力はわからないが)、DDFP による注水は RPV に届いていなかったものと推定

21	4:00頃	淡水注水 (1300 リットル)	○	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
22	5:46	消防ポンプによる淡水注水を再開	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※3
23	14:30	格納容器ベントについて、10:17 圧力抑制室側 A0 弁操作を実施し、14:30 に格納容器圧力低下を確認	△	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め。 格納容器圧力の低下から 14:30 に格納容器ベントがなされたことを判断したが、解析上では実測された格納容器圧力の推移にどのように 14:11 にベント弁開を仮定した。
24	14:53	淡水注水完了	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め
25	15:03	格納容器ベント弁閉止	△	解析上、実測された格納容器圧力の推移にどのように 15:03 にベント弁開を仮定した。
26	15:36	1 号機原子炉建屋の爆発	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め
27	19:04	海水による注水を開始	○	H23.8.10 プレス「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について」 ※3

※1 全交流電源喪失以前の IC の動作には不明な点があるものの、2.チャートの記録 (H23.5.16 報告) 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[abs]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 全交流電源喪失以降の IC の動作についても不明な点があるものの、機能したことこの記録が不足していることから、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は、H23.6.13 プレス「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」における操作実績の訂正についてに記載の日付毎の炉内への注水量に基づき、日毎の平均流量及び注水総量を超えないように設定。

## 2.1.2 計測されたプラントデータからの条件設定

解析においては、計測されたプラントデータから、以下の仮定をおき解析を行っている。

### ① 原子炉压力容器からの気相漏えいの仮定について

1号機では、格納容器圧力は3月12日1時05分で0.6MPa[abs]、2時30分で0.84MPa[abs]、原子炉圧力は3月12日2時45分で0.9MPa[abs]が測定されており、早い段階で原子炉压力容器と格納容器の圧力が均圧化していた可能性がある。また、3月11日20時07分に原子炉圧力が7.0MPa[abs]であったことが確認されており、これは主蒸気逃し安全弁（以下、SRV）の安全弁機能での吹き止まり圧力程度の値であり、吹き止まり時点をちょうど観測した可能性もあるが、SRVによる減圧とは異なるメカニズムで減圧した可能性もある。

平成23年5月に公表した解析においては原子炉圧力の低下は原子炉压力容器の破損時に発生しており、測定結果の再現ができていない。また、格納容器圧力においても、SRVから圧力抑制室（以下、S/C）への蒸気放出が継続している条件では、実測された高い格納容器圧力を再現出来ていない。

そのため、本解析では、炉内構造物の配置や機器の設計情報等から、燃料の過熱および溶融に伴う炉内温度の上昇により、原子炉压力容器からドライウェル（以下、D/W）への気相漏えいが発生したと仮定して解析を実施した。事象初期に計測値が少ない原子炉圧力、格納容器圧力に比べ、計測値が多く、比較的情報が多い燃料域水位計の測定値から推定した気相漏えいに関する考察を添付資料3に示す。

原子炉压力容器からの漏えいが想定される箇所としては、炉内核計装のドライチューブおよび主蒸気配管フランジのガスケット部が挙げられる。炉内核計装のドライチューブは燃料が高温になることに伴い損傷する可能性があり、D/W内に直接蒸気が漏えいする可能性がある。また、主蒸気配管フランジのガスケットは450℃程度の温度環境でシール機能を喪失する可能性がある。そこで解析においては、解析上燃料被覆管が破損すると設定した、燃料最高温度が727℃（1000K）に達するタイミング（地震発生から約4時間後）および炉内ガス温度が450℃程度となったタイミング（地震発生から約6時間後）でそれぞれ原子炉压力容器気相部からの漏えい（0.00014m<sup>2</sup>、0.00136m<sup>2</sup>）を仮定した。

但し、あくまで解析上の仮定であり、実際にその時点で原子炉压力容器から漏えいがあったのか否か、また、漏えいが解析上仮定した条件で計装管のドライチューブ及び主蒸気配管のガスケットから発生したのか否かについ

ては、現時点では不明である。

② 格納容器からの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測された格納容器圧力の値にある程度あわせるため、地震発生から約 12 時間後において格納容器の気相部からの漏えい ( $0.0004\text{m}^2$ ) を仮定した。また、地震発生から約 50 時間後、70 時間後にそれぞれ格納容器の気相部の漏えい面積の増加 ( $0.0008\text{m}^2$ 、 $0.004\text{m}^2$ ) を仮定した。

漏えいを仮定した、地震発生から約 12 時間後では、格納容器温度は約  $300^\circ\text{C}$  以上となっており、格納容器設計温度 ( $138^\circ\text{C}$ ) を大幅に超えている。過去の研究において※、このような加温条件ではガスケットは損傷に至る可能性があるとの知見があることから、格納容器からの漏えいが事実とすれば加温によるガスケット損傷は要因の一つとして考えられる。また、地震発生から約 50 時間後および約 70 時間後における格納容器からの漏えい面積の増加の仮定に関しても、解析において格納容器温度は高温で推移していることから、漏えい箇所が徐々に増加することは要因の一つとして考えられる。

但し、あくまで解析上の仮定であり、実際にその時点で格納容器から漏えいがあったのか、計器側の問題による計測値と解析値の不整合なのかは、現時点では不明である。

※ K. Hirao, T. Zama, M. Goto et al., "High-temperature leak characteristics of PCV hatch flange gasket," Nucl. Eng. Des., 145, 375-386 (1993).

③ 非常用復水器の動作条件に対する見解

全交流電源喪失以降の非常用復水器 (以下、IC) の動作状況は未だ不明確であることから、解析においては全交流電源喪失以降の動作は仮定しないこととした※。

なお、全交流電源喪失より前の期間は、IC 片系の間欠動作により原子炉圧力は SRV の動作設定圧力 (約  $7.4\text{MPa}[\text{abs}]$ ) 以下で制御されていた。

※ 平成 23 年 10 月 18 日に、現場の IC 胴側水位計を確認したところ、A 系 : 65%、B 系 : 85% (通常水位 80%) であった。

IC の冷却水温度のチャートによると、B 系は  $70^\circ\text{C}$  程度で温度上昇がとまっていることから、冷却水の氷位変化を伴う冷却水の蒸発は少なかったものと考えられる。また、A 系は津波到達時点と同じ頃に飽和温度である



100°C程度に上昇していることから、A系の冷却水の水位低下は主に津波到達後の熱交換によるものと考えられる。

ただしA系については、①格納容器内側隔離弁の開度が不明であること、②燃料の過熱に伴う水-ジルコニウム反応で発生した非凝縮性ガスである水素がICの冷却管に滞留することで、ICの除熱性能は低下すること、③時期は不明だが、遅くとも12日2時45分には原子炉圧力が低下しており、圧力の低下により原子炉で発生した蒸気がICへ流れ込む量が低下することで、ICの除熱性能は低下すること、といった理由から、津波到達以降、ICが実際にどの程度の性能を維持し、いつまで機能していたかは不明である。

従って、全交流電源喪失以降の動作は仮定しないこととした平成23年5月の解析の設定については、適当なものであったと考えられる。

④ 注水量の設定について

注水量については平成23年6月13日に公表した『「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」における操作実績の訂正について』に基づき、日毎の平均流量及び注水総量を超えないように設定した。(添付資料4参照)

⑤ 崩壊熱の設定について

今回の解析では、燃料装荷履歴を反映したORIGEN2崩壊熱相当になるようパラメータを調整したものを採用した

添付資料3 1号機燃料域水位計の挙動による推定について

添付資料4 1号機MAAP解析における注水量の設定について

## 2.2 MAAP解析の解析結果

表2-3に解析結果を記載する。

表2-3 1号機 解析結果のまとめ

項目	解析結果
炉心露出開始時間 (シュラウド内水位がTAF に到達した時間)	地震発生後約3時間 (3月11日18時10分頃)