

「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設
への影響について」における記載の訂正について

平成23年9月

東京電力株式会社

先にご報告した「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について（平成23年9月9日付原管発官23第307号）」を下記のとおり訂正いたします。

記

1. 訂正内容（訂正反映ページについては添付-1のとおり。）

(1) 「添付資料-7-16 1号機 炉心解析について」のうち「3. 解析結果」の記載を以下の通り訂正する。

・添付7-57 ページの第5パラグラフ

訂正前	訂正後	備考
ICについては津波到達以降の動作については不明確であるが、仮にICが一時的に動作していたと仮定した場合のケース（3/11 18時頃から3/22 2時頃までの間、片系のIC動作を仮定）について解析を行った。原子炉水位は絶対値としては異なるものの類似の挙動を示している（図7-16-10参照）。	ICについては津波到達以降の動作については不明確であるが、仮にICが一時的に動作していたと仮定した場合のケース（3/11 18時頃から <u>3/12 2時頃までの間、</u> 片系のIC動作を仮定）について解析を行った。原子炉水位は絶対値としては異なるものの類似の挙動を示している（図7-16-10参照）。	誤記訂正。※1

※1 IC動作の仮定時間が平成23年5月23日原子力安全・保安院報告済みの内容と相違し、記載に誤りがあったため、正しい日時に訂正した。

(2) 「添付資料-8-13 2号機 炉心解析について」のうち「3. 解析結果【解析ケース（その1）】」の記載を以下の通り訂正する。

・「図8-13-1 2号機 原子炉水位変化【その1】」の記載（添付8-57ページ）

訂正前	訂正後	備考
図8-13-1 （原子炉水位変化のグラフ内容） <u>解析値、計測値及び事象イベントが3号機の情報（図9-13-1と同じ内容）。</u>	図8-13-1 （原子炉水位変化のグラフ内容） <u>2号機の解析値、計測値及び事象イベント。</u>	誤記訂正。※2

※2 解析結果のうち、原子炉水位変化のグラフが平成23年5月23日原子力安全・保安院報告済みの内容と相違し、図の誤りがあったため、2号機の図に訂正した。

(3)「添付資料－8－13 2号機 炉心解析について」のうち「4. 解析結果【解析ケース（その2）】」の記載を以下の通り訂正する。

・添付8－64 ページの第1パラグラフ

訂正前	訂正後	備考
2. で示した条件に基づき、解析した結果を表8－13－4に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図8－13－11 から図8－13－196に示す。	2. で示した条件に基づき、解析した結果を表8－13－4に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図8－13－11 から図8－13－19に示す。	誤記訂正。

・添付8－65 ページの2行目以降

訂正前	訂正後	備考
初期の注水量を【その1】より少なめに設定したことで、炉心の損傷がさらに進展する結果となった。初期の注水量を【その1】より少なめに設定したことで、炉心の損傷がさらに進展する結果となった(図8－13－19 参照)。	初期の注水量を【その1】より少なめに設定したことで、炉心の損傷がさらに進展する結果となった(図8－13－19 参照)。	記載削除。 (文面重複あり)

- (4) 「添付資料-13-1 SFPの水位評価手法について」のうち「1. はじめに」の記載を以下の通り訂正する。

・添付 13—1 ページの「1. はじめに」3行目以降

訂正前	訂正後	備考
SFP水の蒸発によってSFP水量は減少し、減少量が著しい場合には燃料露出に至るが、 <u>事故後は爆発等の影響でR/Bに立ち入ることができずSFPの水位や水温等の状態を把握することが困難な状況のプラントもあった。このため、1～4号機に対してSFPの状態、特に燃料の露出があったかどうかを明らかにするため、燃料の崩壊熱、SFPへの注水等に基づく評価を実施している。</u>	SFP水の蒸発によってSFP水量は減少し、減少量が著しい場合には燃料露出に至るが、 <u>1～4号機</u> は爆発等の影響でR/Bに立ち入ることができずSFPの水位や水温等の状態を把握することが困難な状況 <u>であったため、</u> SFPの状態、特に燃料の露出があったかどうかを明らかにするため、 <u>1～4号機</u> <u>に対して</u> 燃料の崩壊熱、SFPへの注水等に基づく評価を実施している。	1～4号機の評価手法であることについて記載の明確化。

- (5) 「添付資料-13-1 SFPの水位評価手法について」のうち「2. SFP及び共用プールの水位」の記載を以下の通り訂正する。

・添付 13—1 ページの2. 見出し

訂正前	訂正後	備考
2. SFP及び共用 <u>プール</u> の水位	2. SFPの水位	記載削除。※3

・添付 13—2 ページの「②崩壊熱」2行目以降

訂正前	訂正後	備考
SFP及び共用 <u>プール</u> の貯蔵燃料を表2-1に、崩壊熱の代表的な時点における評価値を表2-2に示す。	SFPの貯蔵燃料を表2-1に、崩壊熱の代表的な時点における評価値を表2-2に示す。	記載削除。※3

・添付 13—4 ページの「⑥放熱」 2 行目以降

訂正前	訂正後	備考
壁面については、ウェル側の発熱がない4号機SFPと共用プールは4面とし、他のSFPについてはウェル側を除く3面とした。	壁面については、ウェル側の発熱がない4号機SFPは4面とし、他のSFPについてはウェル側を除く3面とした。	記載削除。※3

・添付 13—4 ページの「表 2—1」タイトル

訂正前	訂正後	備考
表 2—1 SFP及び共用プールでの燃料貯蔵状況	表 2—1 SFPの燃料貯蔵状況	記載削除。※3

・添付 13—4 ページの「表 2—2」タイトル

訂正前	訂正後	備考
表 2—2 SFP及び共用プールの崩壊熱	表 2—2 SFPの崩壊熱	記載削除。※3

・添付 13—5 ページの「表 2—3」タイトル

訂正前	訂正後	備考
表 2—3 SFP及び共用プールの水量	表 2—3 SFPの水量	記載削除。※3

※3 1～4号機に対する水位評価手法の詳細を記載しており、共用プールの記載は誤記であることから記載を削除した。

<添付>

・訂正反映ページ

以上

(添付)

訂正反映ページ

D/W漏えいの仮定に関して、漏えいを仮定した、地震発生から約18時間後では、D/W温度は約300℃以上となっており、D/W設計温度（138℃）を大幅に超えている。過去に電力共通研究において、このような過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、D/Wからの漏えいが事実とすれば過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時間後におけるD/Wからの漏えいの仮定に関しても、解析においてD/W内温度は高温で推移していることから（図7-16-5参照）、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。

原子炉内への注水は、仮定したICの停止後から約14時間後に始まるものの、それまでに燃料は崩壊熱により溶融し、下部プレナムへ移行した後、地震発生から約15時間後にRPV破損に至る（図7-16-4及び図7-16-9参照）。

炉心が損傷することにより放出される放射性物質（以下「核分裂生成物」という）については、希ガスはベント操作によりほぼ全量が環境中へ放出されることとなる。ヨウ化セシウムについては約1%の放出であり、その他の核種は約1%未満の放出という解析結果となっている（図7-16-7及び図7-16-8参照）。なお、プルトニウムについてはPuO₂としてUO₂グループに含まれるが、解析結果において放出割合は10⁻⁷以下であった。

発生する水素については、炉心損傷開始とほぼ同時に発生し、3/12の爆発はこの際に発生した水素による可能性がある（図7-16-6参照）。

ICについては津波到達以降の動作については不明確であるが、仮にICが一時的に動作していたと仮定した場合のケース（3/11 18時頃から3/12 2時頃までの間、片系のIC動作を仮定）について解析を行った。原子炉水位は絶対値としては異なるものの類似の挙動を示している（図7-16-10参照）。しかしながら、この仮定によりD/W圧力は計測された値と全く異なる挙動を示すこととなり（図7-16-11参照）、全交流電源喪失以降のICの動作状況は本解析では明らかにはできない。なお、このICの感度解析においても燃料域内において水位は維持できないことから、炉心は損傷することとなる（図7-16-12参照）。

なお、この評価はMAAPコードを用いた解析をベースに実施しているが、解析条件設定における不確定性、解析モデルの不確定性があり、結果としての事象進展にも不確定性があることに留意する必要がある。

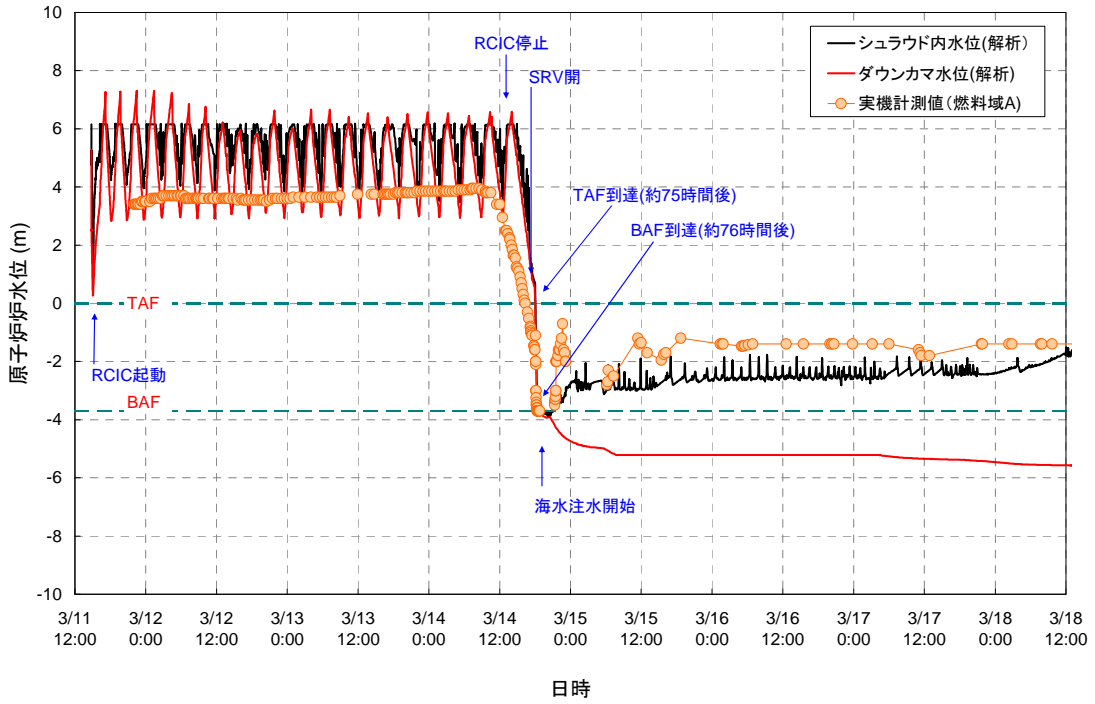


図8-13-1 2号機 原子炉水位変化【その1】

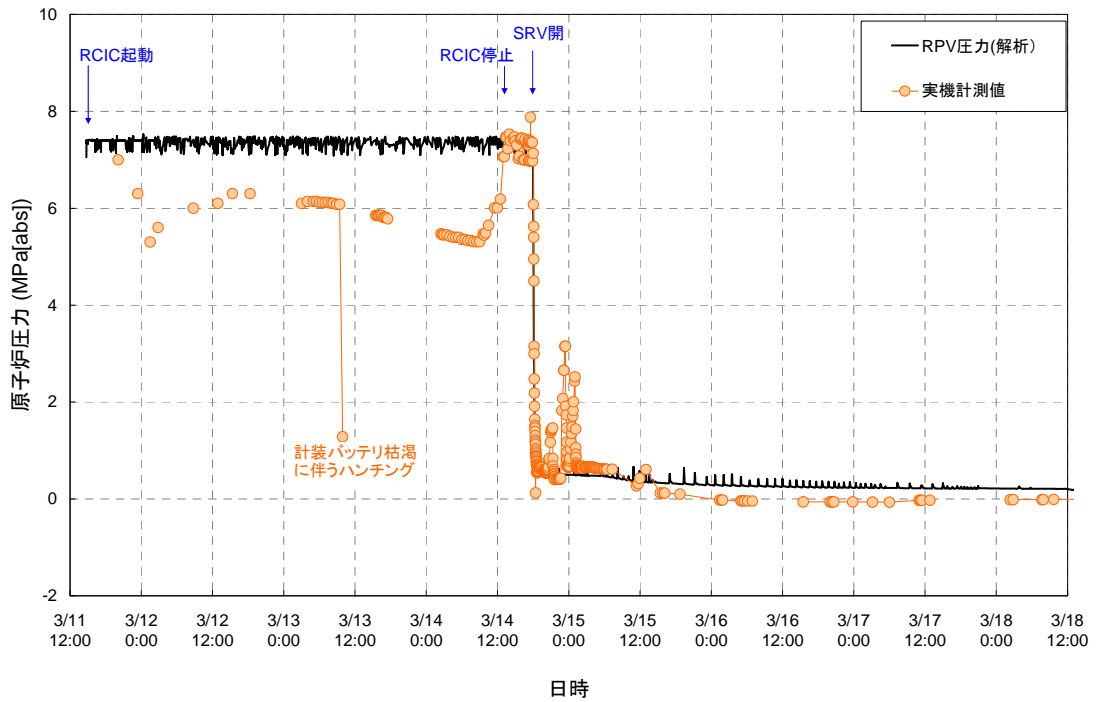


図8-13-2 2号機 RPV圧力変化【その1】

４．解析結果【解析ケース（その２）】

２．で示した条件に基づき、解析した結果を表８－１３－４に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図８－１３－１１から図８－１３－１９に示す。

表８－１３－４ ２号機解析結果の纏め

項目	解析結果
炉心露出開始時間	地震発生後約 7.5 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 7.7 時間
R P V 破損時間	地震発生後約 10.9 時間

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位はR C I C停止後、徐々に低下し、炉心が露出し始め、S R V開放により炉心は完全に露出することとなり、炉心損傷が開始する。ほぼ同時期に注水は開始されるものの、仮定した注水量は十分でないため有効燃料棒底部以上には上がらない（図８－１３－１１参照）。

原子炉圧力は、S R Vによる減圧以降、炉心が下部プレナムへ移行する際に発生する蒸気等による一時的な圧力の増加が見られるが、その他の挙動については、【その１】の解析結果とほぼ同様の挙動を示している（図８－１３－１２参照）。

原子炉D/W圧力は、原子炉圧力同様、炉心が下部プレナムへ移行する際に発生する蒸気等による一時的な圧力の増加が見られるが、その他の挙動については、【その１】の解析結果とほぼ同様の挙動を示している（図８－１３－１３参照）。

炉心温度変化は、原子炉水位が低下するのに伴い温度が上昇し、燃料ペレットの溶融が生じている（図８－１３－１４参照）。

水素は、炉心が露出し、燃料被覆管の温度が上昇し始める時期に大量に発生し、燃料有効部被覆管の約 3.6 %の反応に相当する量が発生する（図８－１３－１６参照）。

核分裂生成物の放出について、希ガスは【その１】同様にS/Cからのリークによりほぼ全量が放出されるとの結果であった。ヨウ化セシウム等他の核種は約 1 %以下の放出割合であった（図８－１３－１７及び図８－１３－１８参照）。

一部の燃料についてはR P V内にとどまる結果となったものの、R P Vは破損

する結果となった。初期の注水量を【その1】より少なめに設定したことで、炉心の損傷がさらに進展する結果となった。(図8－13－19参照)。

SFPの水位評価手法について

1. はじめに

1～6号機のR/BのSFPと共用プールは、津波により通常の冷却機能を喪失し、SFPで貯蔵中の燃料の崩壊熱を除去できない状況となった。燃料の崩壊熱を除去できない場合には、SFP水温が上昇し、SFP水は蒸発を始める。SFP水の蒸発によってSFP水量は減少し、減少量が著しい場合には燃料露出に至るが、1～4号機は爆発等の影響でR/Bに立ち入ることができずSFPの水位や水温等の状態を把握することが困難な状況であったため、SFPの状態、特に燃料の露出があったかどうかを明らかにするため、1～4号機に対して燃料の崩壊熱、SFPへの注水等に基づく評価を実施している。この評価に用いた、SFPの水位等を評価するための評価手法の詳細を次章以降に示す。

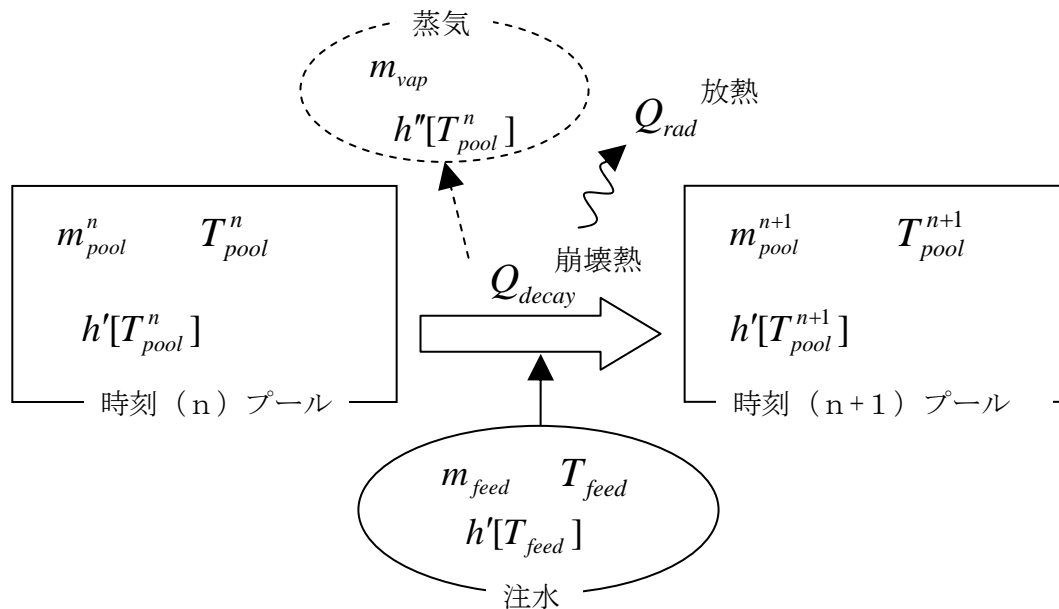
2. SFPの水位

(1) 評価条件

評価に用いた条件等を以下に示す。

① 評価モデル

評価に用いたモデルの概要図を以下に示す。ある時刻 T^n から T^{n+1} に時間が進展する際、プール内の使用済燃料の崩壊熱による蒸気の発生によりプール水が失われる。一方、その間に注水があった場合には、その分プール水位が上昇する。また、崩壊熱の一部は放熱の形でエネルギーが消費される。このような水位変化に関する様々な情報を、質量の保存（以下、「マスバランス」という）とエネルギーの保存（以下、「エネルギーバランス」という）の観点から評価すると、時々刻々と変化するプールの水位を推定することができる。



上図から水のマスバランスとエネルギーバランスについて以下の式が得られる。
(マスバランス式)

$$m_{pool}^{n+1} = m_{pool}^n + m_{feed} - m_{vap} \quad \dots \text{式①}$$

(エネルギーバランス式)

$$m_{pool}^{n+1} h'[T_{pool}^{n+1}] = m_{pool}^n h'[T_{pool}^n] + m_{feed} h'[T_{feed}] - m_{vap} h''[T_{pool}^n] + (Q_{decay} - Q_{rad}) \quad \dots \text{式②}$$

m_{pool}^n : 時刻 (n) でのプール内の水の質量

m_{feed} : 時刻 (n) ~ (n+1) でプールへ注水される水の質量
(注水を実施していない場合はゼロ)

m_{vap} : 時刻 (n) ~ (n+1) で蒸発する水の質量
(蒸発していない場合はゼロ)

T_{pool}^n : 時刻 (n) でのプール水の温度

T_{feed} : プールへ注水される水の温度

$h'[T]$: 温度 T の飽和水エンタルピ

$h''[T]$: 温度 T の飽和蒸気エンタルピ

Q_{decay} : 時刻 (n) ~ (n+1) で発生するプール内の燃料の崩壊熱

Q_{rad} : 時刻 (n) ~ (n+1) で発生するプールからの放熱

式①と式②から以下の式③が得られる。

$$m_{pool}^n (h'[T_{pool}^{n+1}] - h'[T_{pool}^n]) + m_{feed} (h'[T_{pool}^{n+1}] - h'[T_{feed}]) + m_{vap} (h''[T_{pool}^n] - h'[T_{pool}^n]) = Q_{decay} - Q_{rad} \quad \dots \text{式③}$$

事故直後の蒸発開始前かつ注水未実施の期間については、蒸発開始温度まではエネルギーはプール水温度の上昇のみに使われるものとする、式③は式④となる。これを用いて各時刻でのプール水温 T_{pool}^{n+1} を求めた。

$$m_{Pool}^n (h'[T_{Pool}^{n+1}] - h'[T_{Pool}^n]) = Q_{decay} - Q_{rad} \quad \dots \text{式④}$$

蒸発開始後についてはプール水温は一定とし、エネルギーは注水された水の蒸発温度までの温度上昇と蒸発のみに使われるという条件とした。この場合の式③は式⑤となり、これを用いて沸騰量 m_{vap} を求めた。更に式①から m_{pool}^{n+1} を求め、プール水量 (水位) の変動量を求めた。

$$m_{Feed} (h'[T_{Pool}^{n+1}] - h'[T_{Feed}]) + m_{vap} (h''[T_{Pool}^n] - h'[T_{Pool}^n]) = Q_{decay} - Q_{rad} \quad \dots \text{式⑤}$$

②崩壊熱 (Q_{decay})

プール内の燃料の崩壊熱は、燃料 1 体毎の崩壊熱を算出し、それらを全ての貯蔵燃料について足し合わせることによって求めている。SFP の貯蔵燃料を表 2-1 に、崩壊熱の代表的な時点における評価値を表 2-2 に示す。

崩壊熱計算には、許認可のプール冷却性能評価に用いられている汎用計算コード ORIGIN を用いた。ORIGIN のバージョンは 2.2 であり、断面積ライブラリは高燃焼度 BWR 燃料に対応したもの (BWRUE) を使用した。燃焼度と冷却期間については燃料毎の値を用いている。

出力履歴については燃焼期間を通じて平均比出力で一定とした。この条件設定は、実際には反応度低下により出力が低下する燃焼末期の出力が高めとなることによって、燃焼末期の核分裂生成物やアクチニド核種の生成量が多めに見積もられ、保守的な使用済燃料の

⑤プール水及び注水の水温 (T_{pool}^n 、 T_{feed})

プール水及び注水の水温は表2-5に示すように設定し、注水については注水手段によらず10℃とし、SFP水温の初期は全てのSFPについて30℃とした。

蒸発時の水温については実績に基づき設定した。後述するが、2号機のSFPの水温の最高値は70℃程度、4号機については90℃程度で安定して推移しており、それ以上の温度上昇の傾向は確認されていない。これは、燃料に接している部分の水の温度と、大気に接している部分の水の温度がバランスし、この温度で平衡状態に至っているものと考えられる。2号機と4号機で温度が異なっているのは、4号SFPの燃料の方が崩壊熱が大きいと考えられる。他のSFPについては、燃料の崩壊熱が2号機と近い値であることから2号機と同じ設定とした。

⑥放熱 (Q_{rad})

放熱量としては、SFP表面から大気への放熱、SFP壁面及び底面からの放熱を考慮した。壁面については、ウェル側の発熱がない4号機SFPは4面とし、他のSFPについてはウェル側を除く3面とした。熱伝達係数は文献値等から設定し、大気への放熱の熱伝達係数は11.6 W/m²・K、SFP壁の熱伝導率は1.5 W/m²・Kとし、外気温は10℃とした。表2-6に代表的な温度での放熱量の評価結果を示している。

表2-1 SFPの燃料貯蔵状況

	貯蔵体数 (括弧内は新燃料体数)	貯蔵容量
1号機SFP	292体 (100体)	900体
2号機SFP	587体 (28体)	1240体
3号機SFP	514体 (52体)	1220体
4号機SFP	1331体 (204体)	1590体

表2-2 SFPの崩壊熱

	崩壊熱 (MW)	
	事故発生時点 (3/11)	事故発生3ヶ月後 (6/11)
1号機SFP	0.18	0.16
2号機SFP	0.62	0.52
3号機SFP	0.54	0.46
4号機SFP	2.26	1.58

表2-3 SFPの水量

	水量 (m ³)
1号機SFP	990
2号機SFP	1390
3号機SFP	1390
4号機SFP	1390*

*：原子炉ウェルと気水分離器等貯蔵プールの容量を加えた場合の水量は2790m³とした。

表2-4(1) 1号機SFPへの注水実績

注水日	注水量 (T)	注水手段	注水率
3/31	90	コンクリートポンプ車	0.7
5/20	60	コンクリートポンプ車	0.7
5/22	90	コンクリートポンプ車	0.7
5/29	168	FPC	1
6/5	15	FPC	1

表2-4(2) 2号機SFPへの注水実績

注水日	注水量 (T)	注水手段	注水率
3/20	40	FPC	1
3/22	18	FPC	1
3/25	30	FPC	1
3/29	15~30	FPC	1
3/30	20未満	FPC	1
4/1	70	FPC	1
4/4	70	FPC	1
4/7	36	FPC	1
4/10	60	FPC	1
4/13	60	FPC	1
4/16	45	FPC	1
4/19	47	FPC	1
4/22	50	FPC	1
4/25	38	FPC	1
4/28	43	FPC	1
5/2	55	FPC	1
5/6	58	FPC	1