

循環注水冷却スケジュール (1/2)

分野名	活り	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後1ヶ月の予定		8月		9月				10月				11月		12月	備考
			27	3	10	17	24	1	8	15	下	上	中	下	前	後		
原子炉関連	循環注水冷却	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【共通】循環注水冷却中(継続) 【2号】CS系注水ラインの一部PE管化に伴う給水系のみによる注水 事前確認 2017/8/22~8/29 【3号】CS系注水ラインの一部PE管化に伴う給水系のみによる注水 事前確認 2017/9/5~9/12 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【1号】CS系注水ラインの一部PE管化 2017/4/17~2017/10/18 試験・検査等 2017/9/25~2017/10/18 【1号】CS系注水ラインの一部PE管化に伴う給水系のみによる注水 切替工事 2017/10/2~10/12 	<p>現場作業</p> <p>【1, 2, 3号】循環注水冷却(滞留水の再利用)</p> <p>【1号】CS系注水ラインの一部PE管化</p> <p>【2号】CS系注水ラインの一部PE管化に伴う給水系のみによる注水 事前確認</p> <p>【3号】CS系注水ラインの一部PE管化に伴う給水系のみによる注水 事前確認</p> <p>【1号】CS系注水ラインの一部PE管化に伴う給水系のみによる注水 切替工事</p>	<p>原子炉・格納容器内の崩壊熱評価、温度、水素濃度に応じて、また、作業等に必要な条件に合わせて、原子炉注水流量の調整を実施</p> <p>最新工程反映</p> <p>試験・検査等</p> <p>追加</p> <p>最新工程反映</p>	<p>原子炉格納容器内の崩壊熱評価、温度、水素濃度に応じて、また、作業等に必要な条件に合わせて、原子炉注水流量の調整を実施</p>													<ul style="list-style-type: none"> 1号機CS系注水ラインの一部PE管化に伴う実施計画変更認可申請(2017/3/6) →一部補正申請(2017/5/25) →認可(2017/5/26)
		海水腐食及び塩分除去対策	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> CST窒素注入による注水溶存酸素低減(継続) ヒドラジン注入中(2013/8/29~) 	<p>現場作業</p> <p>CST窒素注入による注水溶存酸素低減</p> <p>ヒドラジン注入中</p>														
原子炉格納容器関連	窒素充填	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【1号】サプレッションチャンバへの窒素封入 - 連続窒素封入へ移行(2013/9/9~)(継続) 	<p>検討・設計・現場作業</p> <p>【1, 2, 3号】原子炉圧力容器 原子炉格納容器 窒素封入中</p> <p>【1号】サプレッションチャンバへの窒素封入</p>															
		PCVガス管理	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【共通】PCVガス管理システム運転中(継続) <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【1号】PCVガス管理システム核種分析装置(A)冷却装置の交換に伴う核種分析装置(A)停止 2017/9/24~2017/9/28 【3号】PCVガス管理システム水素モニタ警報回路改造に伴う水素モニタ(A/B)停止 (実施時期調整中) 	<p>現場作業</p> <p>【1, 2, 3号】継続運転中</p> <p>【1号】PCVガス管理システム核種分析装置(A)停止</p> <p>【3号】水素モニタ(A/B)停止</p>	<p>追加</p> <p>最新工程反映</p> <p>実施時期調整中</p>													

循環注水冷却スケジュール (2/2)

分野 区分	括り	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後1ヶ月の予定			8月		9月				10月				11月		12月	備考
			27	3	10	17	24	1	8	15	下	上	中	下	前	後			
使用済燃料プール関連		(実 績) ・【共通】循環冷却中(継続) ・【1号】冷却停止試験(熱交換器バイパス運転) 2017/7/17~8/29 (予 定) ・【2号】冷却停止試験(二次系通水停止運転) 2017/8/21~9/29 【二次系共用設備】冷却停止試験復旧に伴う、二次系停止 2017/9/29 ・【2号】高圧変圧器盤修理工事の電源切替に伴うSFP停止 2017/9/29,10/5 ・【3号】SFP循環冷却設備電源及び盤リプレースに伴うSFP停止 2017/10/23~11/2 (実施時期調整中)	現場作業	【1, 2, 3号】循環冷却中 【1号】冷却停止試験(熱交換器バイパス運転) 【2号】冷却停止試験(二次系通水停止運転) 【二次系共用設備】冷却停止試験復旧に伴う、二次系停止 【2号】高圧変圧器盤修理工事の電源切替に伴うSFP停止 【3号】SFP循環冷却設備電源及び盤リプレース	最新工程反映 追加 最新工程反映	実施時期調整中													
		(実 績) ・【共通】使用済燃料プールへの非常時注水手段としてコンクリートポンプ車等の現場配備(継続)	現場作業	【1, 2, 3号】蒸発量に応じて、内部注水を実施 【1, 3号】コンクリートポンプ車等の現場配備															
		(実 績) ・【共通】プール水質管理中(継続)	検討・設計・現場作業	【1, 2, 3, 4号】ヒドラジン等注入による防食 【1, 2, 3, 4号】プール水質管理															

1F-2号機使用済燃料プール循環冷却設備 冷却停止試験（二次系通水停止運転）実施状況 【結果報告】

2017年9月28日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

【背景】

- ▶ 東北太平洋沖地震から6年が経過し、使用済燃料プール（以下、SFPとする。）に保管している使用済燃料の崩壊熱は減少を継続している。【参考7参照】
- ▶ 平成29年4月及び7月に実施した1号機冷却停止試験（熱交換器バイパス運転）の結果、SFP水温が安定すること及び、自然放熱を考慮したSFP水温評価式の妥当性が確認された。
⇒自然放熱を考慮したSFP水温評価式の2号機、3号機への適用性を確認する。
- ▶ 自然放熱を考慮したSFP水温評価を行った結果、2号機及び3号機のSFP水温は、運転上の制限温度（65℃）未満で推移する見込み。



崩壊熱が大きい2号機を代表とし、8/21から9/29まで冷却停止試験（二次系通水停止運転）を実施。

【目的】

SFPの冷却が仮に停止しても、自然放熱により十分冷却できることを確認する。

<確認項目>

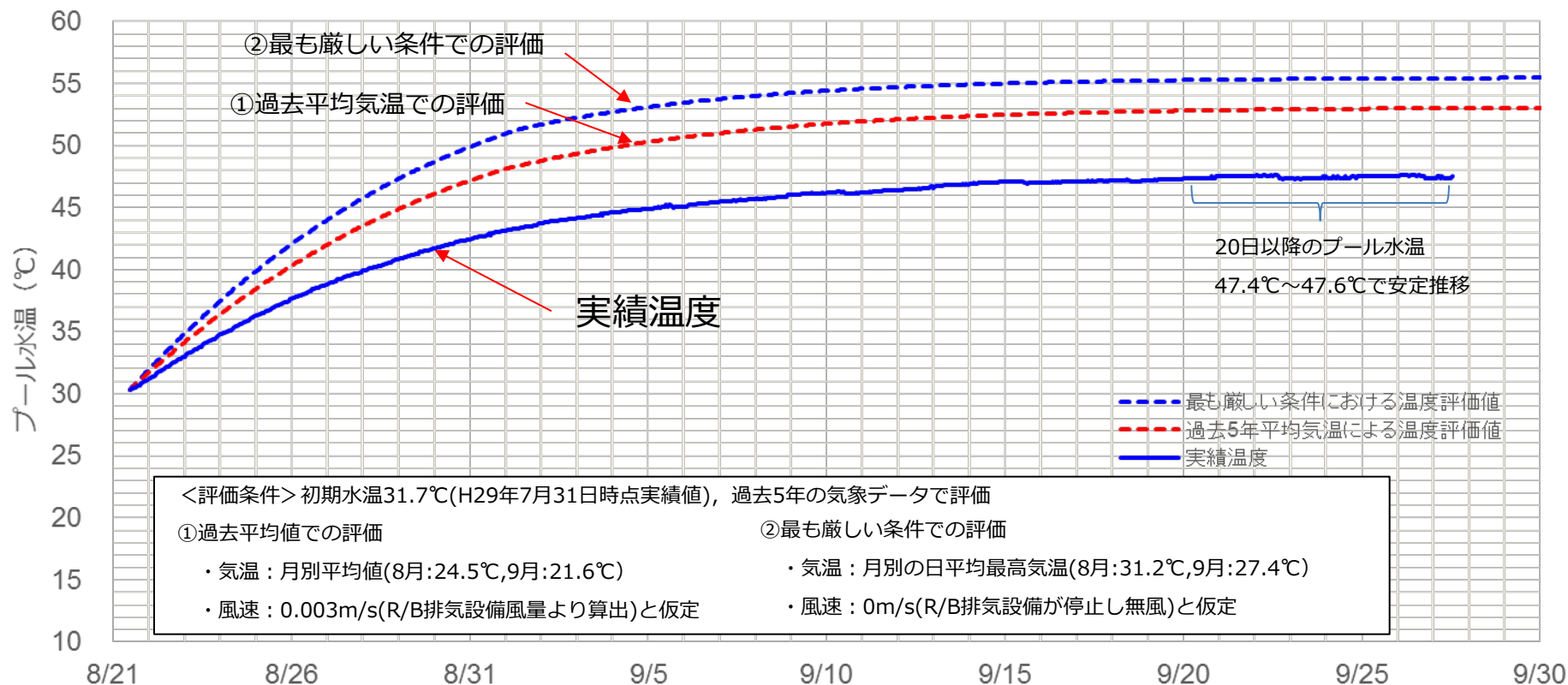
- ◆ 自然放熱でも制限温度に達さないこと。
（自然放熱でも冷却可能なことを確認。）
- ◆ 崩壊熱が大きい号機でのSFP水温評価式の妥当性。
（崩壊熱が大きい号機においても、評価上と実機の安定水温に大きな差が生じないことを確認。）

なお、試験後もSFP循環冷却設備の運転は継続する。

2. 2号機冷却停止試験（二次系通水停止運転）結果

- ◆ 8月21日より冷却停止試験を開始し、SFP水温は運転上の制限温度（65℃）未満で推移した。
⇒自然放熱でも制限温度に達さないことが確認できた。
- ◆ 過去5年間平均の気象実績データを用いて評価したグラフ（過去平均グラフ）と実績温度に開きが見られたが、評価よりも低い温度で推移した。実績温度との開きは、一次系配管等からの放熱による影響が主要因であった。【参考6参照】
⇒崩壊熱が大きい号機でのSFP水温評価式の妥当性が確認できた。
- ◆ また、試験期間中に湯気の発生は確認されなかった。

2017/9/27 13:00現在のデータ



評価水温と実績温度の開きが保守的であったと推定している要因は以下の通り。

- ◆ 一次系配管表面からの放熱が大きい可能性がある。
- ◆ 風速を0.003m/sと排気設備風量より算出しているが、風速が大きい可能性がある。
- ◆ 建屋内であるため、外気温の変動による影響が少ない可能性がある。

SFP水温予測式

$$\Delta T \text{ (}^\circ\text{C/h)} = \frac{Q - q \text{ (kcal/h)}}{W \text{ (kg)} \times C \text{ (kcal/}^\circ\text{C/kg)}}$$

Q : 入熱 ($Q_{in1} + Q_{in2}$)

Q_{in1} : 崩壊熱 Q_{in2} : ポンプジュール熱 【ポンプ運転中】

W : SFP水量

C : 冷却材の比熱

q : 放熱 ($q_{out1} + q_{out2} + q_{out3} + q_{out4}$)

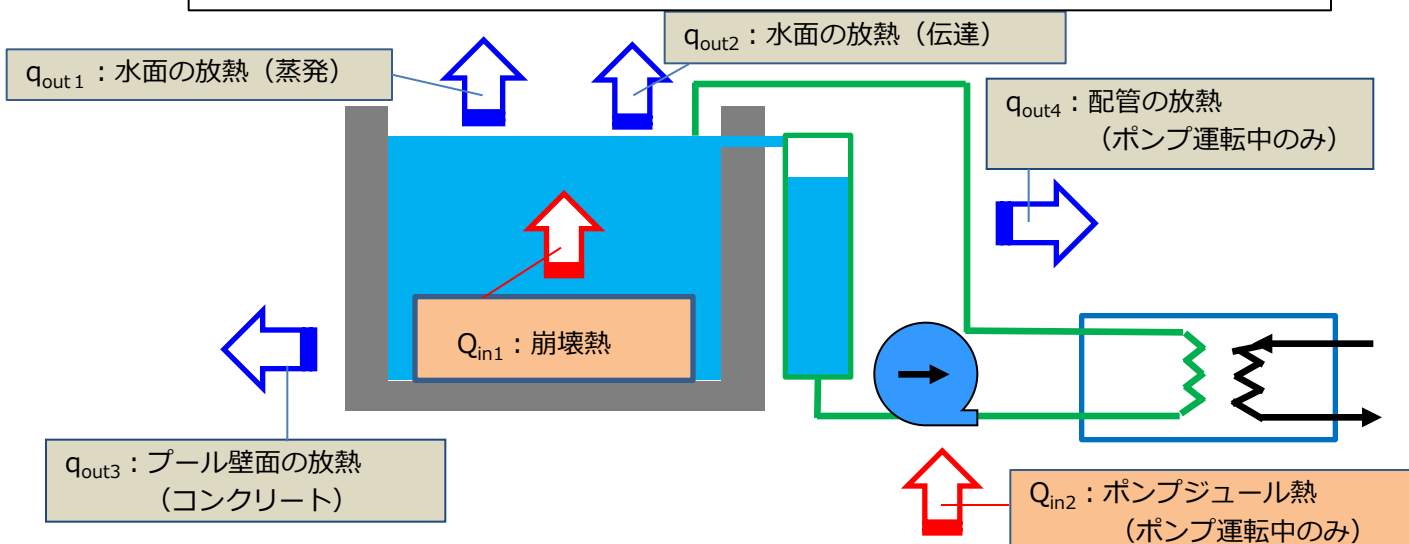
q_{out1} : 水面の放熱 (蒸発) 【気温 + 風速を使用】

q_{out2} : 水面の放熱 (伝熱) 【気温を使用】

q_{out3} : プール壁面の放熱 (コンクリート) 【気温を使用】

q_{out4} : 配管の放熱 【ポンプ運転中】

← 評価上加味していなかった。



【1号機との相違点】
一次系を構成する配管長が違うため、影響が大きかったと推定。

【参考】

配管長の概略長さ

1号機：約50m

2号機：約400m

【参考2】 SFP水温予測式に使用する放熱量計算式

q : 放熱 ($q_{out1} + q_{out2} + q_{out3} + q_{out4}$)

q_{out1} : 水面の放熱 (蒸発)

【プール近傍の気温 + 風速が必要】

q_{out2} : 水面の放熱 (伝熱)

【プール近傍の気温が必要】

q_{out3} : プール壁面の放熱 (コンクリート)

【プール近傍の気温が必要】

q_{out4} : 配管の放熱

【配管表面温度及び配管周囲の気温が必要】

← 評価上加味して
いなかった。

q_{out1} : 水面の放熱 (蒸発)

$$\text{屋外 } q_{out1} = (0.061v + 0.125)(P_w - P_a)A_s \cdot 0.2778r$$

v : プール水面上の風速 [m/s]

P_w : 水温に等しい飽和空気温度の飽和水蒸気圧 [kPa]

P_a : プール近傍空気の水蒸気圧 [kPa] (t_a より導出)

A_s : プール水面の表面積 [m²]

r : 水温に等しい飽和蒸気の蒸発潜熱 [kJ/kg]

q_{out2} : 水面の放熱 (熱伝達)

$$q_{out2} = v_a(t_w - t_a)A_s$$

v_a : 水面の熱伝達率 [W/(m² · K)]

t_w : プール水温 [°C]

t_a : プール近傍の気温 [°C]

A_s : プール水面の表面積 [m²]

q_{out3} : プール壁面の放熱 (コンクリート)

$$q_{out3} = K_w(t_w - t_a)A_w$$

K_w : コンクリート熱貫流率 [W/(m² · K)]

t_w : プール水温 (°C)

t_a : 外側温度 (プール外壁温度 = プール近傍の気温) [°C]

A_w : プール内面の面積 (壁 + 底面 : 水位としてNWL分考慮) [m²]

q_{out4} : 配管の放熱

$$q_{out4} = \alpha(t_p - t_f) \cdot \pi \cdot D \cdot L + \varepsilon \cdot \pi \cdot D \cdot L \cdot \sigma \cdot ((t_w + 273.15)^4 - (t_f + 273.15)^4)$$

α : 熱伝達率 [W/(m² · K)]

t_p : 配管表面温度

t_f : 配管周囲の気温

D : 配管外径

L : 配管長

ε : 放射率

σ : ステファンボルツマン定数

(注) 赤字→直接測定していなかったパラメータ

(出典 : 空気調和衛生工学便覧より)

【参考3】 放熱計算に必要なパラメータ一覧表

従来の評価パラメータに実測値を反映して評価を実施

	パラメータ	従来の評価	実測値を用いた評価
ル水面及びプール壁面の放熱	t_a : プール近傍の気温	<ul style="list-style-type: none"> 外気温を使用 【月別平均値(8月:24.5℃,9月:21.6℃)】 	<ul style="list-style-type: none"> R/Bオペフロの気温を使用 【実測^{※1}した気温の平均値 (26.9℃) を使用】
	v : プール近傍の風速	<ul style="list-style-type: none"> R/B排気設備風量より保守的に算出した値(=0.003m/s)を使用 	<ul style="list-style-type: none"> R/B排気設備風量より保守的に算出した値(=0.003m/s)を使用
配管の放熱	t_p : 配管表面温度	<ul style="list-style-type: none"> 考慮せず 	<ul style="list-style-type: none"> 配管表面温度を使用 【実測^{※1}した温度平均値とプール温度の差から導出】
	t_f : 配管周囲の気温	<ul style="list-style-type: none"> 考慮せず 	<ul style="list-style-type: none"> 配管周囲の気温を使用 【実測^{※1}した気温の平均値 (25.0℃) を使用】

※1 測定期間：9/12～9/19

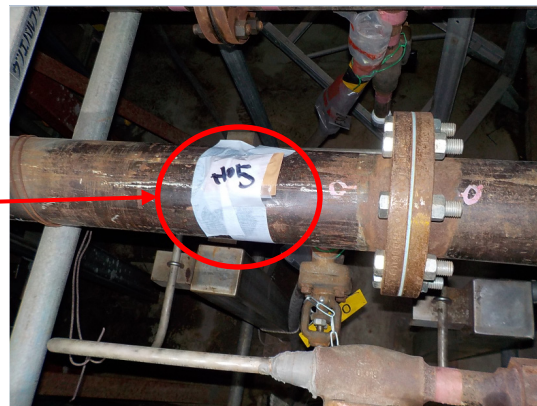
<温度計設置場所> 【 t_a : プール近傍の気温】 R/B5FL (右下図参照) を測定

【 t_p : 配管表面温度】 SFP循環冷却設備配管のうち既設との取合いを起点として上・中・下流の3箇所を測定

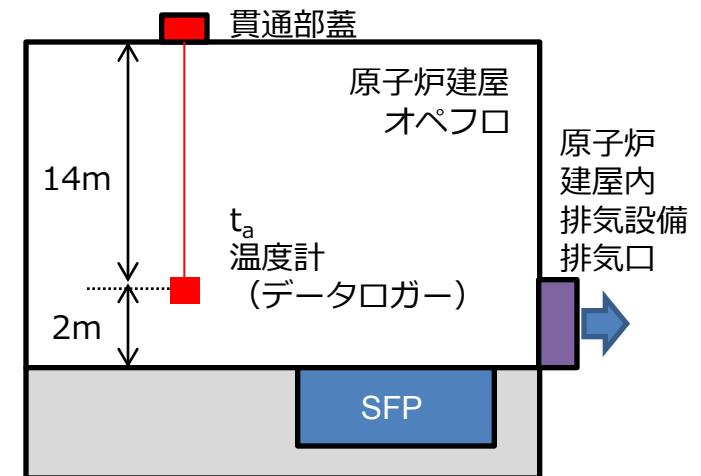
【 t_f : 配管周囲の気温】 Rw/BにおけるSFP循環冷却設備配管から約1m地点を測定



温度計
(データロガー)



配管表面温度計設置状況写真

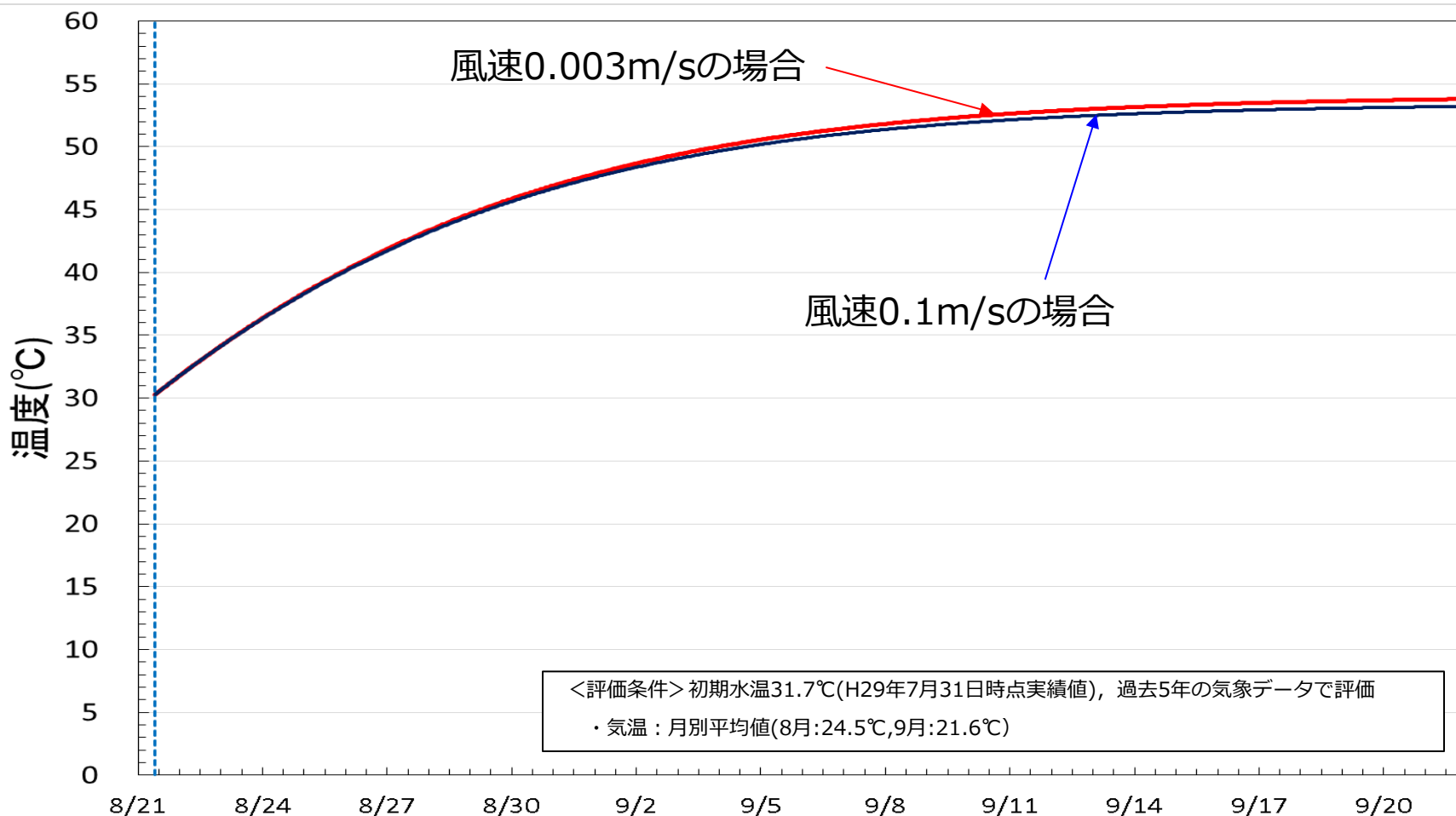


プール近傍温度計配置図

▶ プール近傍の風速(v)が $0.003\text{m/s}^{\ast 1} \rightarrow 0.1^{\ast 2}\text{m/s}$ に変化した場合の温度評価に与える影響

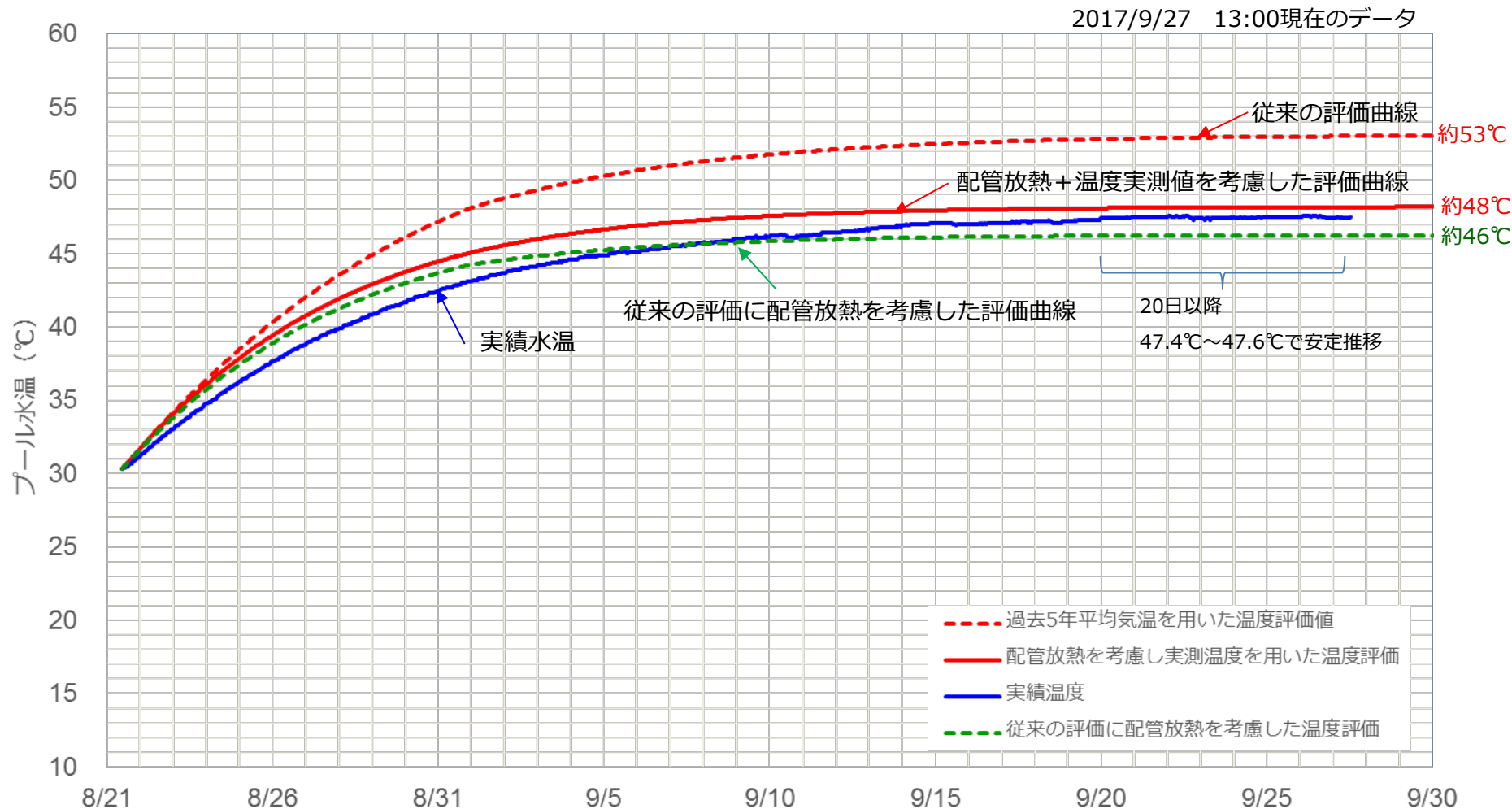
※1 : R/B排気風量がR/B全断面(高さ(16m)×幅(34m))に全量流れると仮定した場合の風量

※2 : R/B排気風量がSFP近傍 (SFP短辺長(8m)×床上4mの断面) に全量流れると仮定した場合の風量



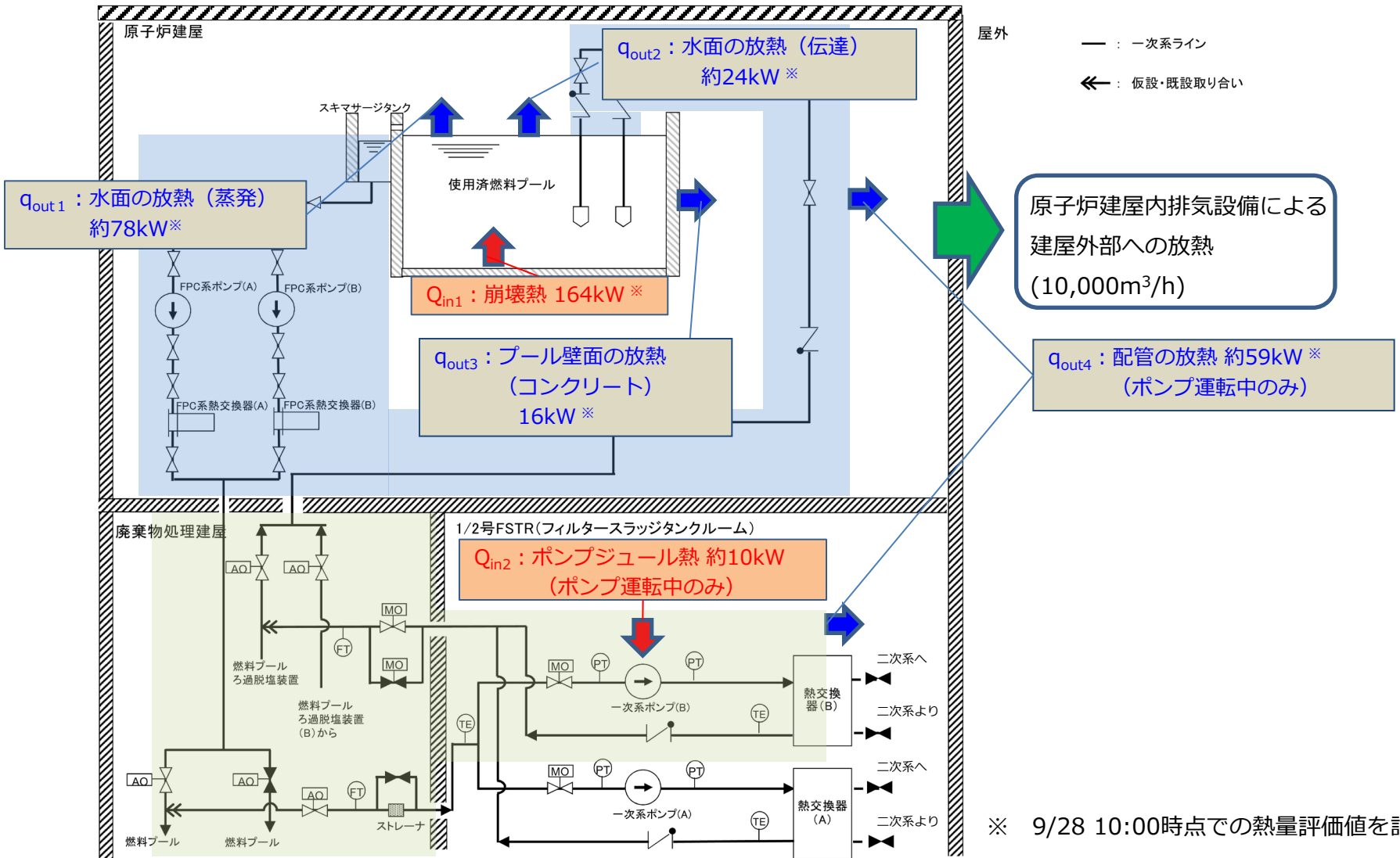
【参考5】 配管放熱及び温度実測値を考慮した温度評価

- 従来の評価曲線（赤破線）に配管放熱を加味すると約-7℃低下し（緑破線）となった。さらに温度パラメータに実測値を使用し評価すると+2℃となり、（赤実線）となった。
- 温度実測値を用い配管放熱を考慮した評価の安定温度（赤実線）と実績水温（青実線）の差は、約0.4~0.6℃となった。このため、配管放熱及び温度実測値の影響考慮は妥当と判断する。

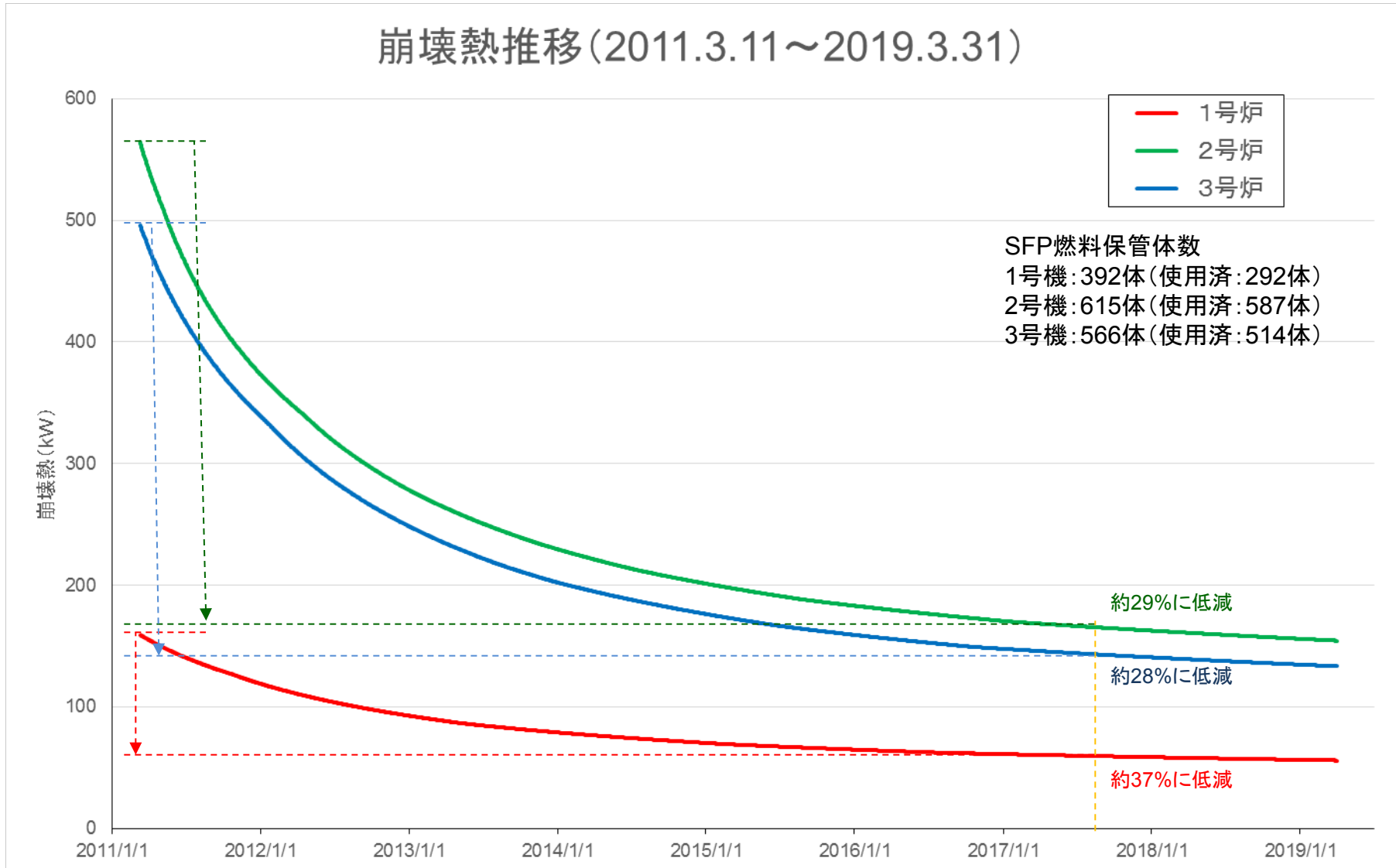


【参考6】 冷却停止試験中の2号機SFP冷却設備の熱バランスについて TEPCO

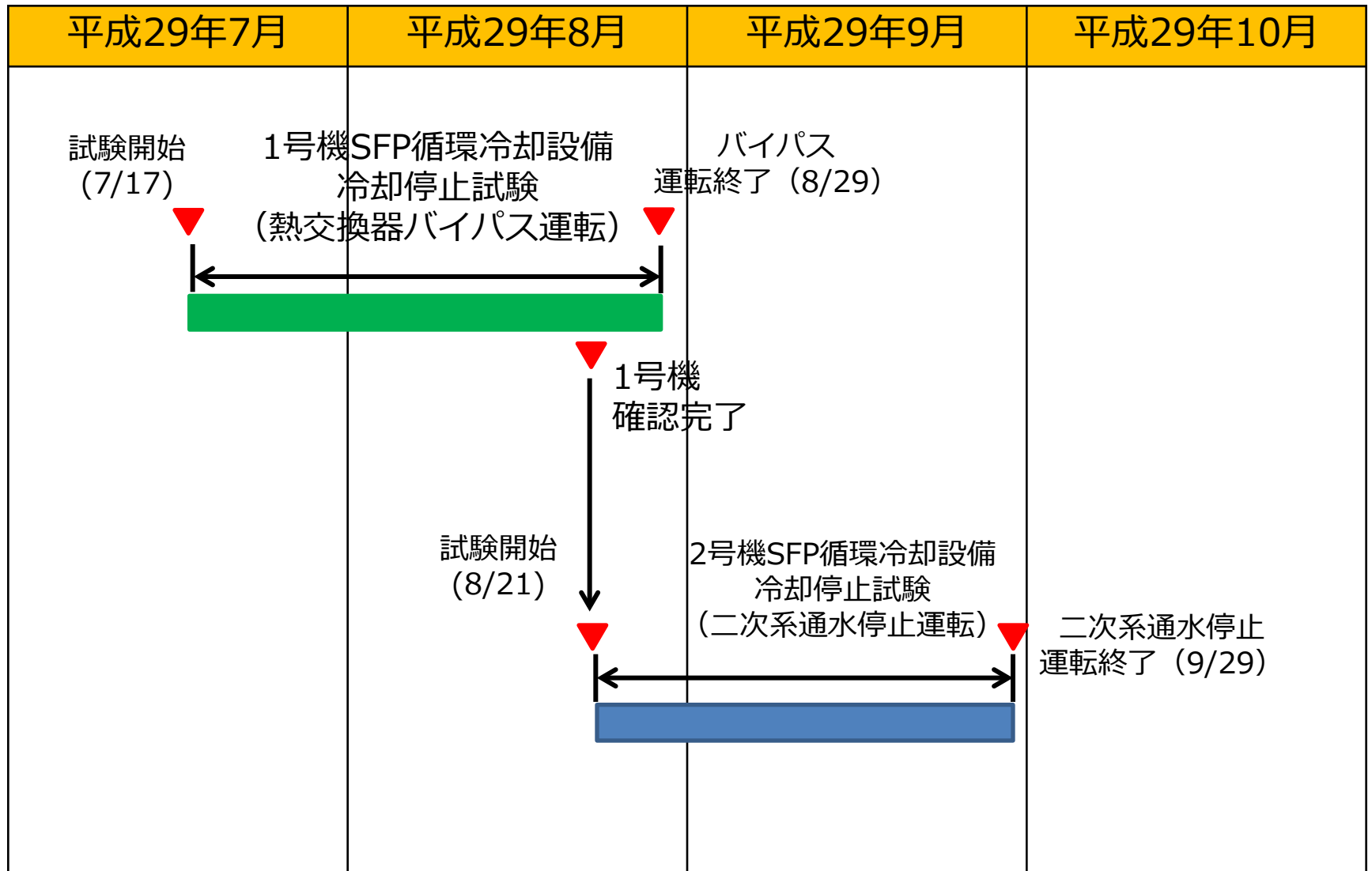
- 9/28 10:00時点における評価上の熱収支は、ほぼバランスしておりSFP水温は一定
 $【Q_{in} : 164kW + \text{約}10kW = \text{約}174kW \quad \approx \quad q_{out} : \text{約}78kW + \text{約}24kW + 16kW + \text{約}59kW = \text{約}177kW】$
- 放熱された熱は、原子炉建屋排気設備及び建屋内空気の対流により、大気へ放出



▶ 1～3号機使用済燃料の崩壊熱は震災直後と比較すると大きく低下している



【参考8】 冷却停止試験スケジュール



2,3号機 原子炉注水ラインのPE管化工事に伴う FDW系単独注水の影響確認試験の実施状況について

2017年9月28日

TEPCO

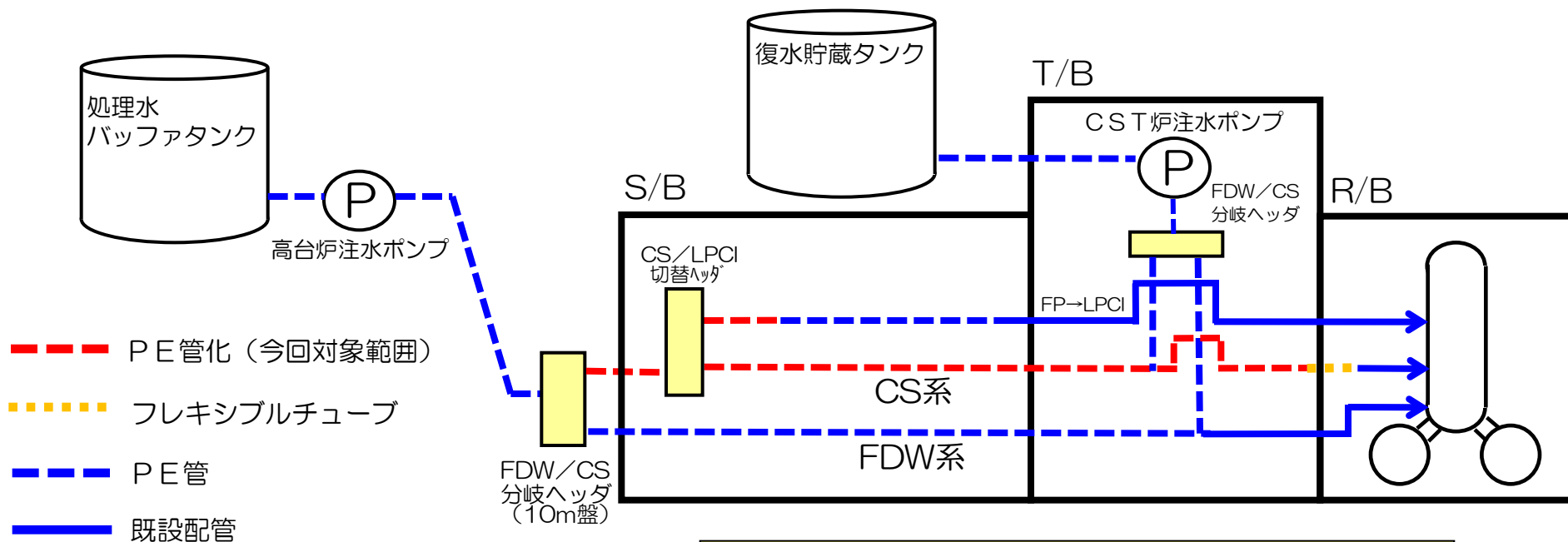
東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

1～3号機の原子炉注水設備において、信頼性向上のため、炉心スプレイ系（CS系）ラインのSUSフレキシブルチューブをポリエチレン管（PE管）に順次取り替える工事を計画中。

PE管への取替工事の際、原子炉注水を給水系（FDW系）のみで実施すること、また、現在の注水量3m³/hにおけるFDW系の単独注水実績がないことから、工事前にFDW系の単独注水試験を行い、原子炉の冷却状態に対する影響を確認する。

2号機は8月22日～29日に、3号機は9月5日～12日に試験を実施しており、その内容について報告する。



PE管化対象範囲イメージ図（例：2号機）

- R/B : 原子炉建屋
- T/B : タービン建屋
- S/B : サービス建屋
- CS : 炉心スプレイ系
- FDW : 給水系
- LPCI : 低圧炉心注入ライン
- FP : 消火系

2. 2号機における試験の概要

■ 操作実績

<FDW系単独注水への切り替え>

- ・ 操作日 : 平成29年8月22日(火)
- ・ FDW系 : 1.5 → 3.0 [m³/h]
- ・ CS系 : 1.5 → 0.0 [m³/h]
- ・ 総流量 : 3.0 → 3.0 [m³/h]

<FDW系およびCS系による注水への切り替え>

- ・ 操作日 : 平成29年8月29日(火)
- ・ FDW系 : 3.0 → 1.5 [m³/h]
- ・ CS系 : 0.0 → 1.5 [m³/h]
- ・ 総流量 : 3.0 → 3.0 [m³/h]

試験期間 : 約 1 週間

■ 試験結果

試験期間において、監視パラメータとしていた原子炉圧力容器底部温度のうち、TE-2-3-69Rの温度が約2.8℃上昇したものの、注水温度も約1.8℃上昇していること、2014年2月にFDW系による単独注水した際にも同様の温度挙動が確認できていることから、今回の温度上昇は想定範囲内である。

加えて、その他の監視パラメータである格納容器温度、格納容器ガス管理設備ダストモニタの指示値に「FDW系単独注水に切り替えたこと」に伴う有意な変化はなく、原子炉の冷却状態に異常はないものと考えている。

なお、試験後から9月4日(月)まで、FDW系およびCS系による元の注水形態に戻したことに対する、原子炉の冷却状態への影響を確認し、異常がないことを確認した。

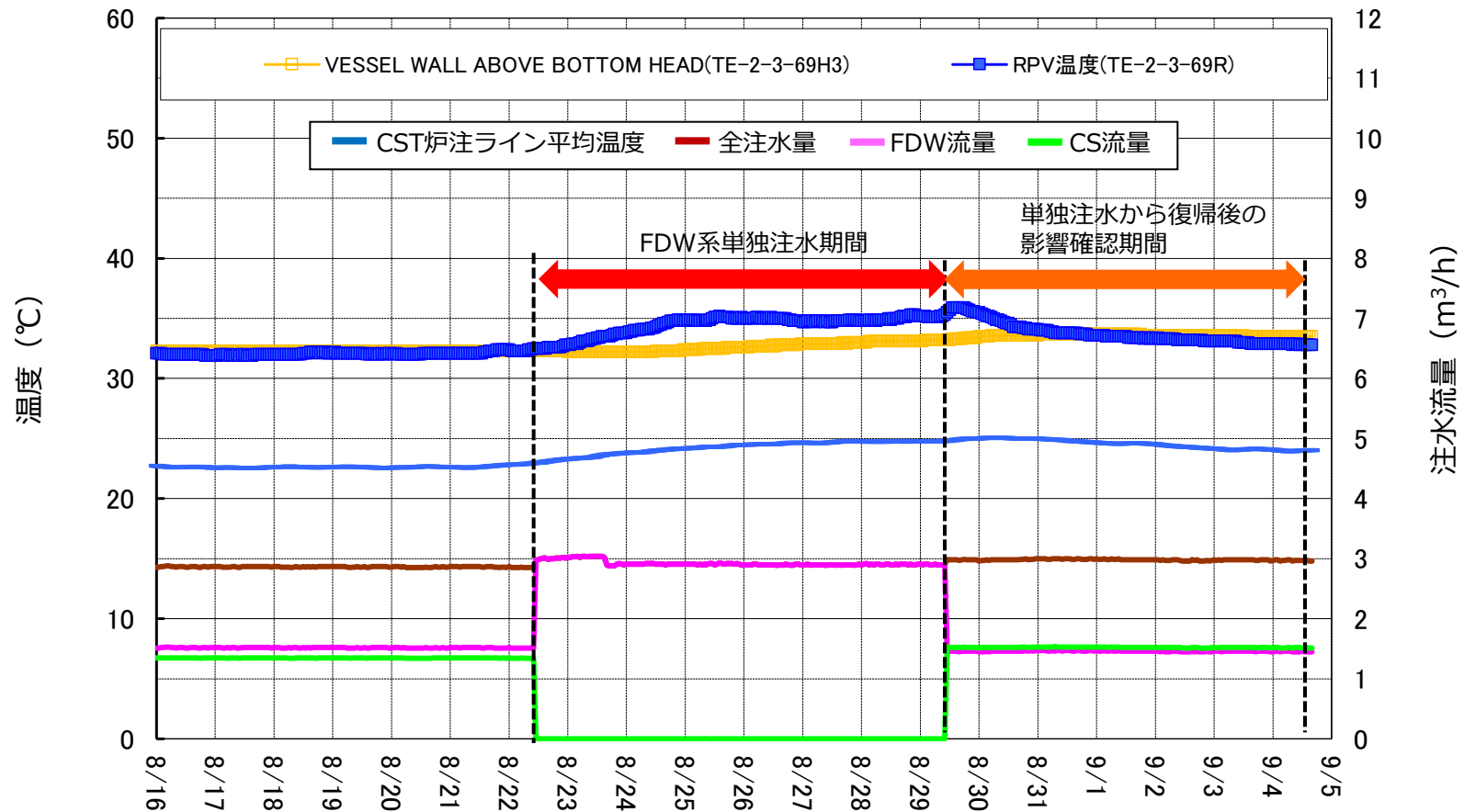
したがって、CS系のPE管化工事に際しては、FDW系から3.0m³/hの注水を実施することで対応する。

3. 2号機 監視パラメータの推移 (1/3)

■ 監視パラメータ

※ 試験期間中10℃以上の温度上昇がみられた場合、FDW系注水量の増加を実施

監視パラメータ	判断基準
原子炉圧力容器底部温度	65℃以下および試験前からの温度上昇が10℃※未満
原子炉への注水量	必要な注水量が確保されていること

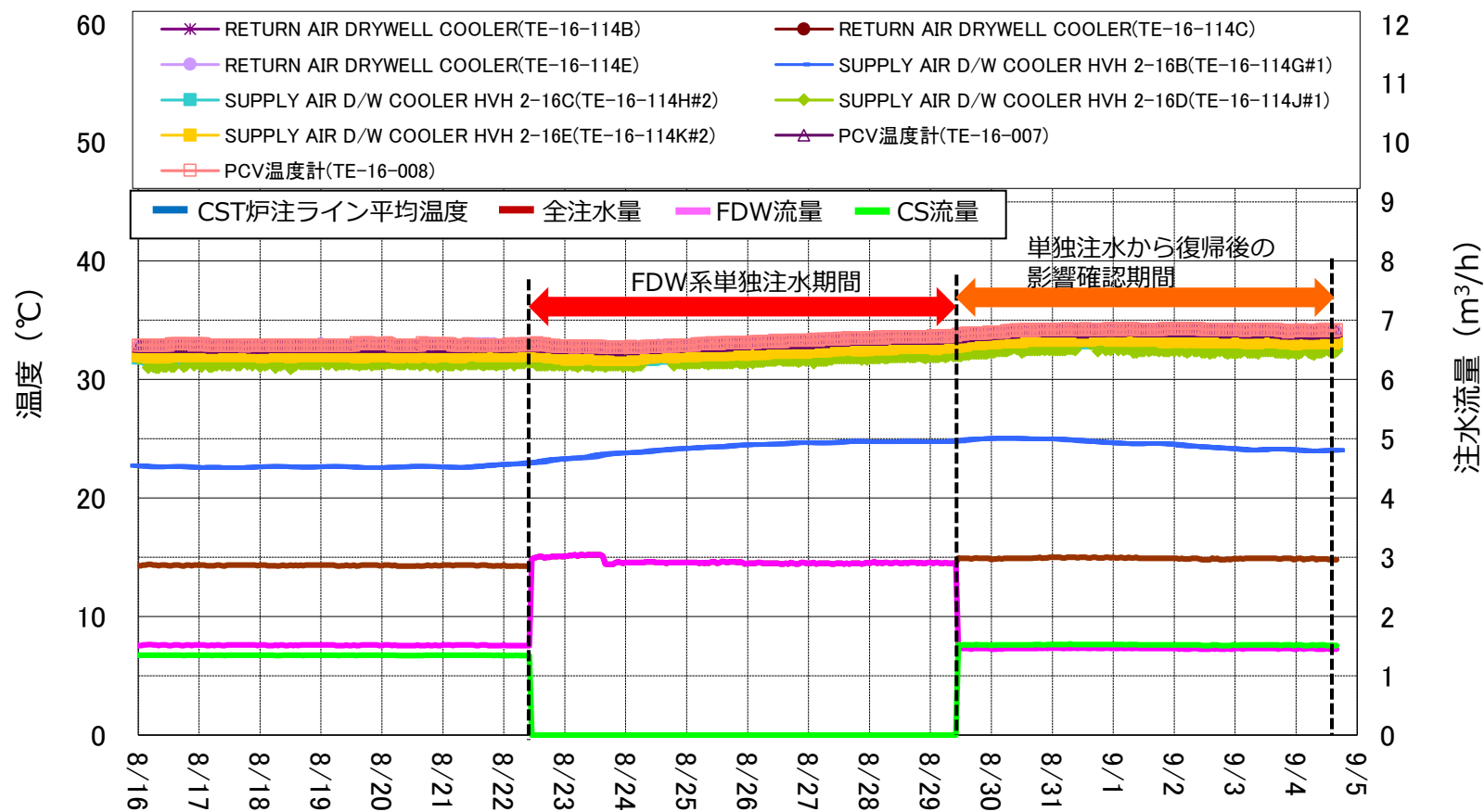


3. 2号機 監視パラメータの推移 (2/3)

■ 監視パラメータ

※ 試験期間中10℃以上の温度上昇がみられた場合、FDW系注水量の増加を実施

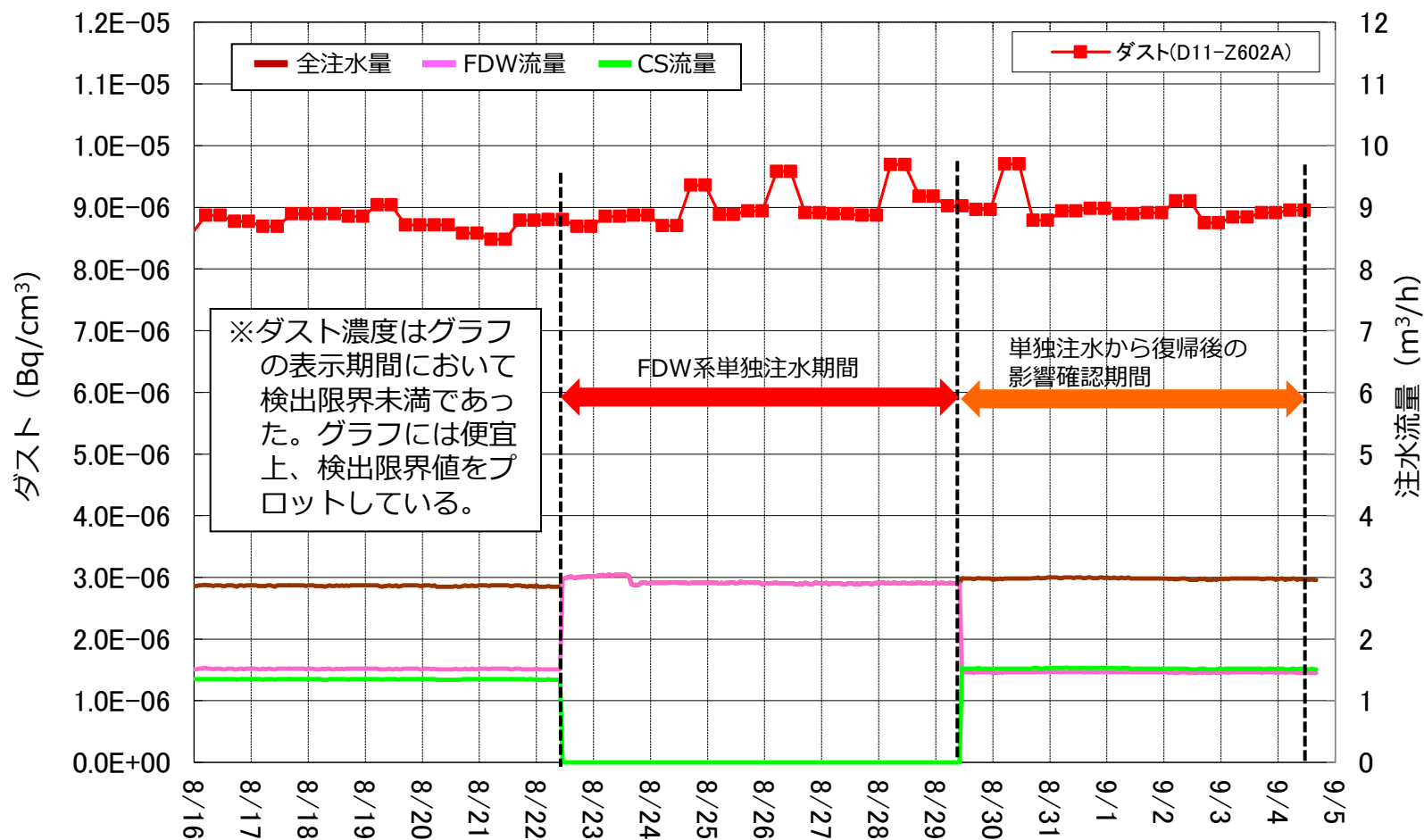
監視パラメータ	判断基準
格納容器内温度	65℃以下および試験前からの温度上昇が10℃※未滿
原子炉への注水量	必要な注水量が確保されていること



3. 2号機 監視パラメータの推移 (3/3)

■ 監視パラメータ

監視パラメータ	判断基準
格納容器ガス管理設備ダストモニタ	有意な上昇が継続しないこと



4. 3号機における試験の概要

■ 操作実績

<FDW系単独注水への切り替え>

- ・ 操作日 : 平成29年9月5日(火)
- ・ FDW系 : 1.5 → 3.0 [m³/h]
- ・ CS系 : 1.5 → 0.0 [m³/h]
- ・ 総流量 : 3.0 → 3.0 [m³/h]

<FDW系およびCS系による注水への切り替え>

- ・ 操作日 : 平成29年9月12日(火)
- ・ FDW系 : 3.0 → 1.5 [m³/h]
- ・ CS系 : 0.0 → 1.5 [m³/h]
- ・ 総流量 : 3.0 → 3.0 [m³/h]

試験期間：約1週間

■ 試験結果

試験期間において、監視パラメータとしていた、原子炉圧力容器底部温度、格納容器温度、格納容器ガス管理設備ダストモニタのいずれの指示値にも、「FDW系単独注水に切り替えたこと」に伴う有意な変化はなく、原子炉の冷却状態に異常がないことを確認できた。

なお、試験後から9月19日（火）まで、FDW系およびCS系による元の注水形態に戻したことに對する、原子炉の冷却状態への影響を確認し、異常がないことを確認した。

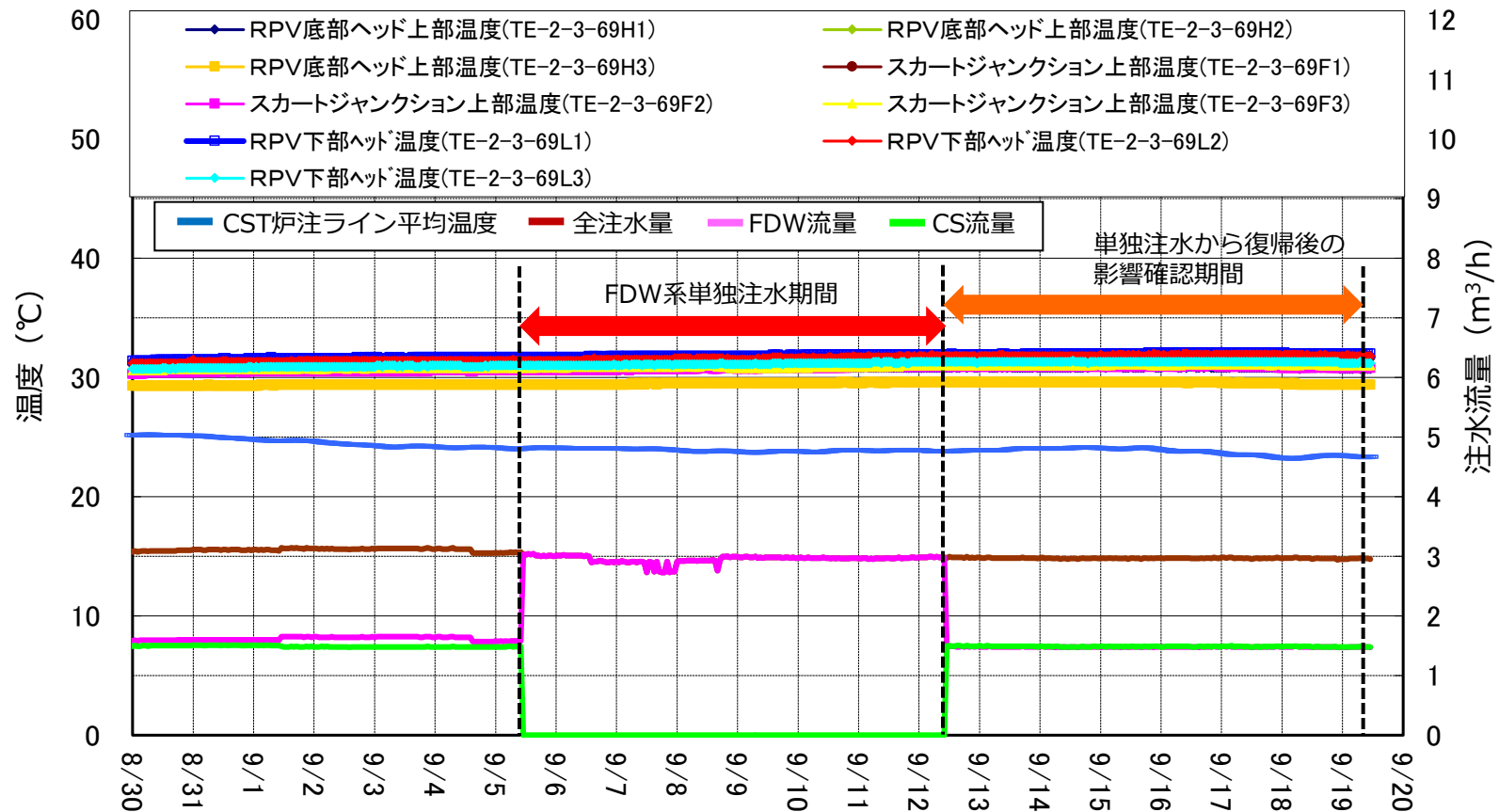
したがって、CS系のPE管化工事に際しては、FDW系から3.0m³/hの注水を実施することで対応する。

5. 3号機 監視パラメータの推移 (1/3)

■ 監視パラメータ

※ 試験期間中10℃以上の温度上昇がみられた場合、FDW系注水量の増加を実施

監視パラメータ	判断基準
原子炉圧力容器底部温度	65℃以下および試験前からの温度上昇が10℃※未満
原子炉への注水量	必要な注水量が確保されていること

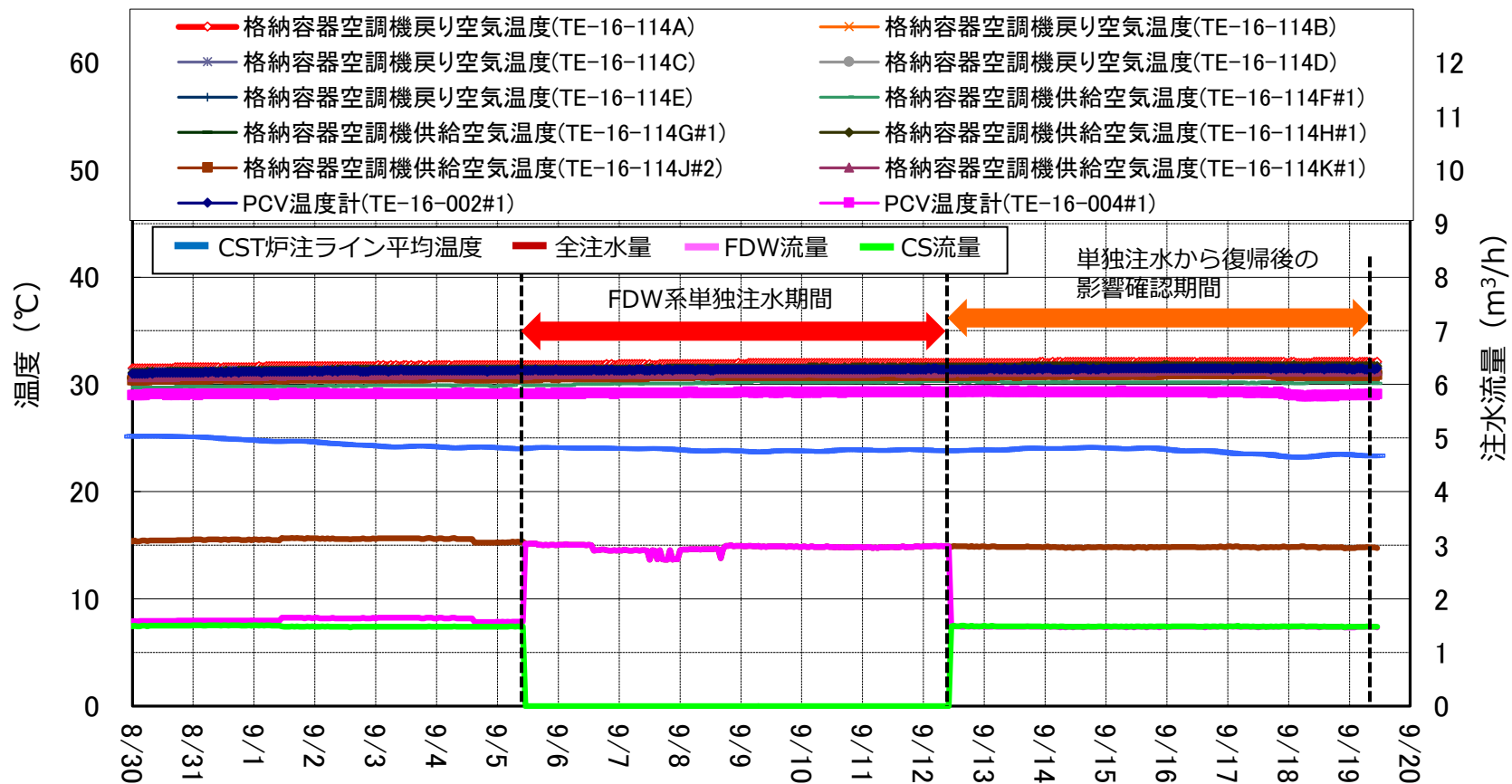


5. 3号機 監視パラメータの推移 (2/3)

■ 監視パラメータ

※ 試験期間中10℃以上の温度上昇がみられた場合、FDW系注水量の増加を実施

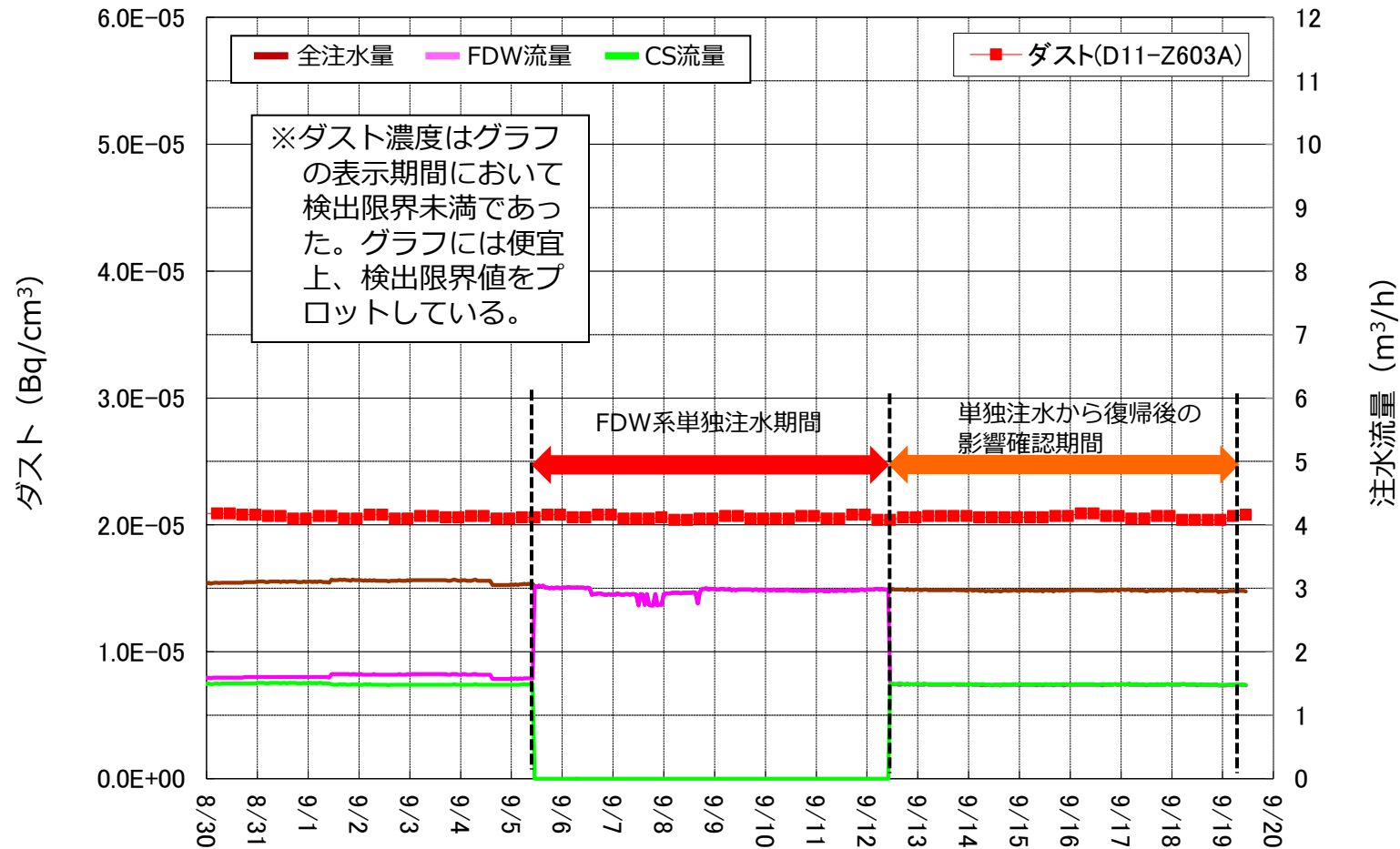
監視パラメータ	判断基準
格納容器内温度	65℃以下および試験前からの温度上昇が10℃※未滿
原子炉への注水量	必要な注水量が確保されていること



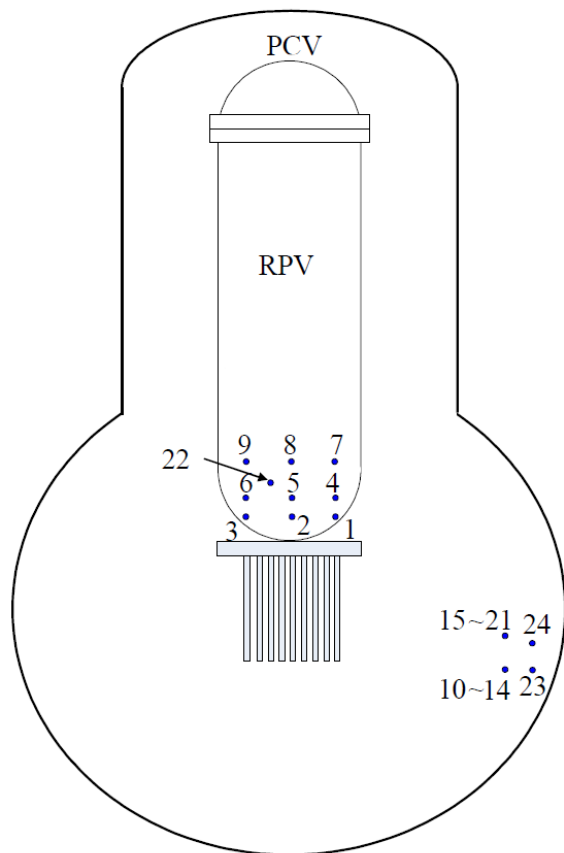
5. 3号機 監視パラメータの推移 (3/3)

■ 監視パラメータ

監視パラメータ	判断基準
格納容器ガス管理設備ダストモニタ	有意な上昇が継続しないこと



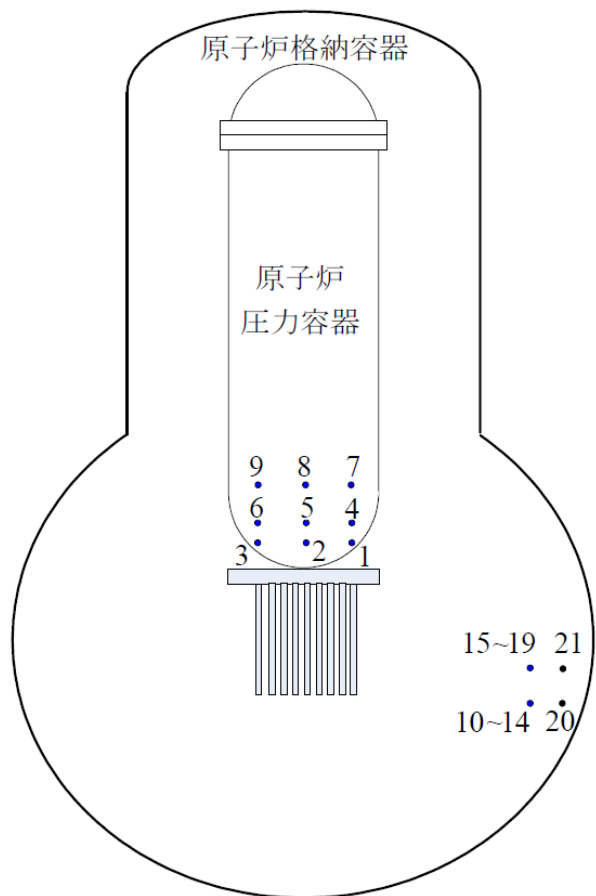
7. 温度測定点 (2号機)



(*)平成 28 年 1 月 27 日現在

No	計器名	保安規定の監視対象計器(*)
1	vessel bottom head (TE-2-3-69L1)	—
2	vessel bottom head (TE-2-3-69L2)	—
3	vessel bottom head (TE-2-3-69L3)	—
4	vessel bottom above skirt jct (TE-2-3-69F1)	—
5	vessel bottom above skirt jct (TE-2-3-69F2)	—
6	vessel bottom above skirt jct (TE-2-3-69F3)	—
7	vessel wall above bottom head (TE-2-3-69H1)	—
8	vessel wall above bottom head (TE-2-3-69H2)	—
9	vessel wall above bottom head (TE-2-3-69H3)	○
10	return air drywell cooler (TE-16-114A)	—
11	return air drywell cooler (TE-16-114B)	○
12	return air drywell cooler (TE-16-114C)	○
13	return air drywell cooler (TE-16-114D)	—
14	return air drywell cooler (TE-16-114E)	○
15	supply air D/W cooler(TE-16-114F#1)	—
16	supply air D/W cooler(TE-16-114G#1)	○
17	supply air D/W cooler(TE-16-114H#2)	○
18	supply air D/W cooler(TE-16-114J#1)	○
19	supply air D/W cooler(TE-16-114K#2)	○
20	PCV 温度(TE-16-114W#1)	撤去済
21	PCV 温度(TE-16-114W#2)	撤去済
22	RPV 温度(TE-2-3-69R)	○
23	PCV 温度(TE-16-007)	○
24	PCV 温度(TE-16-008)	○

7. 温度測定点 (3号機)



No	計器名	保安規定の監視対象計器(*)
1	RPV 下部ヘッド温度(TE-2-3-69L1)	○
2	RPV 下部ヘッド温度(TE-2-3-69L2)	○
3	RPV 下部ヘッド温度(TE-2-3-69L3)	○
4	スカートジャンクション上部温度(TE-2-3-69F1)	○
5	スカートジャンクション上部温度(TE-2-3-69F2)	○
6	スカートジャンクション上部温度(TE-2-3-69F3)	○
7	RPV 底部ヘッド上部温度(TE-2-3-69H1)	○
8	RPV 底部ヘッド上部温度(TE-2-3-69H2)	○
9	RPV 底部ヘッド上部温度(TE-2-3-69H3)	○
10	格納容器空調機戻り空気温度(TE-16-114A)	○
11	格納容器空調機戻り空気温度(TE-16-114B)	○
12	格納容器空調機戻り空気温度(TE-16-114C)	○
13	格納容器空調機戻り空気温度(TE-16-114D)	○
14	格納容器空調機戻り空気温度(TE-16-114E)	○
15	格納容器空調機供給空気温度(TE-16-114F#1)	○
16	格納容器空調機供給空気温度(TE-16-114G#1)	○
17	格納容器空調機供給空気温度(TE-16-114H#1)	○
18	格納容器空調機供給空気温度(TE-16-114J#2)	○
19	格納容器空調機供給空気温度(TE-16-114K#1)	○
20	P C V温度(TE-16-002)	○
21	P C V温度(TE-16-004)	○

(*)平成 29 年 8 月 30 日現在

(参考)

1号機 原子炉注水ラインのP E管化工事に伴う
FDW系単独注水の影響確認試験の実施状況について

■ 操作実績

<FDW系単独注水への切り替え>

- ・ 操作日 : 平成29年7月25日(火)
- ・ CS系 : 1.5 → 0.0 [m³/h]
- ・ FDW系 : 1.5 → 3.0 [m³/h]
- ・ 総流量 : 3.0 → 3.0 [m³/h]

<FDW系およびCS系による注水への切り替え>

- ・ 操作日 : 平成29年8月2日(水)
- ・ CS系 : 0.0 → 1.5 [m³/h]
- ・ FDW系 : 3.0 → 1.5 [m³/h]
- ・ 総流量 : 3.0 → 3.0 [m³/h]

試験期間：約1週間

■ 試験結果

試験期間において、監視パラメータとしていた、原子炉圧力容器底部温度、格納容器温度、格納容器ガス管理設備ダストモニタのいずれの指示値にも、「FDW系単独注水に切り替えたこと」に伴う有意な変化はなく、原子炉の冷却状態に異常がないことを確認できた。

なお、試験後から8月8日(火)まで、FDW系およびCS系による元の注水形態に戻したことに対する、原子炉の冷却状態への影響を確認し、異常がないことを確認した。

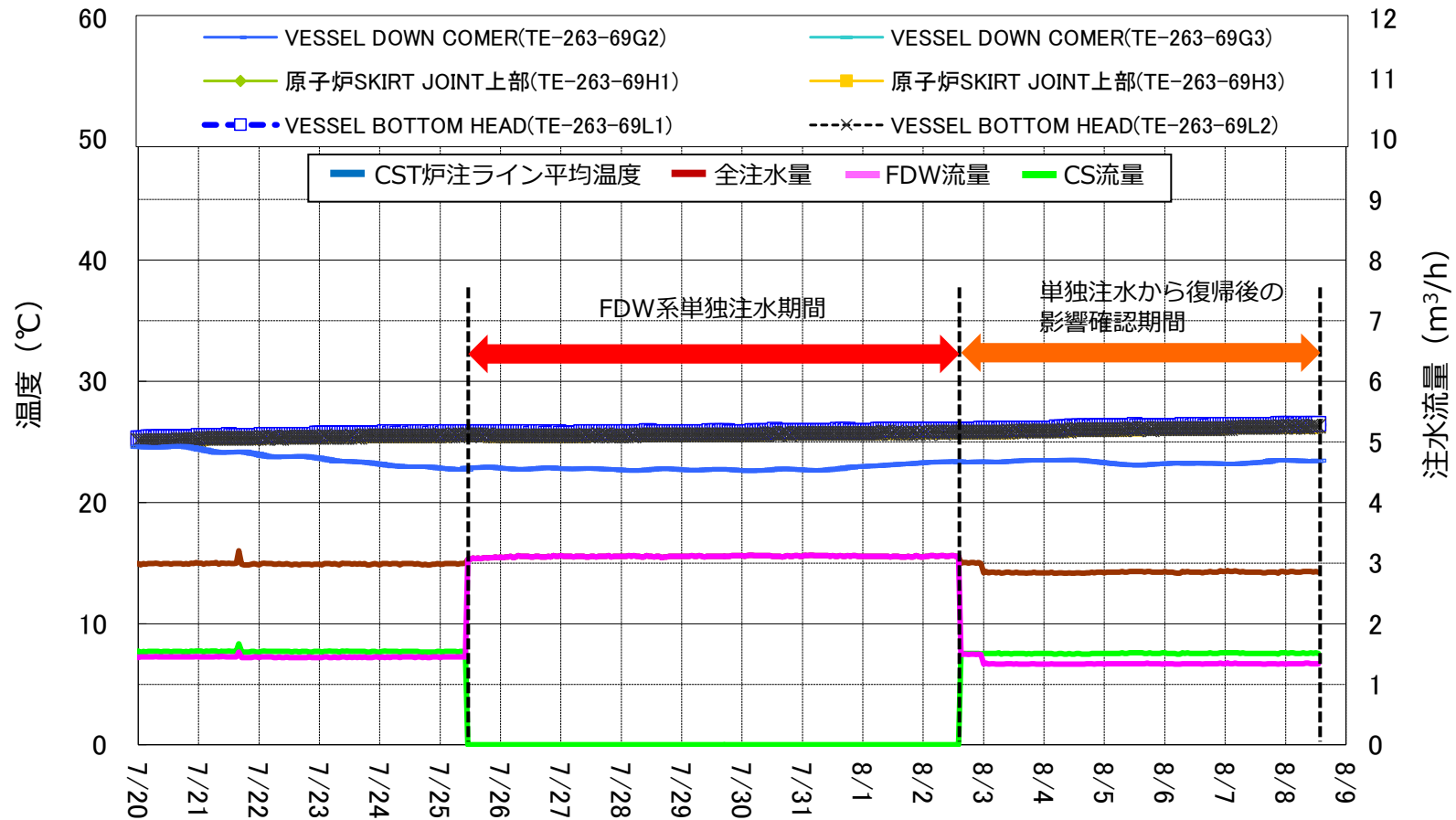
したがって、CS系のPE管化工事に際しては、FDW系から3.0m³/hの注水を実施することで対応する。

(参考2) 1号機 監視パラメータの推移 (1/3)

■ 監視パラメータ

※ 試験期間中10℃以上の温度上昇がみられた場合、FDW系注水量の増加を実施

監視パラメータ	判断基準
原子炉圧力容器底部温度	65℃以下および試験前からの温度上昇が10℃※未満
原子炉への注水量	必要な注水量が確保されていること

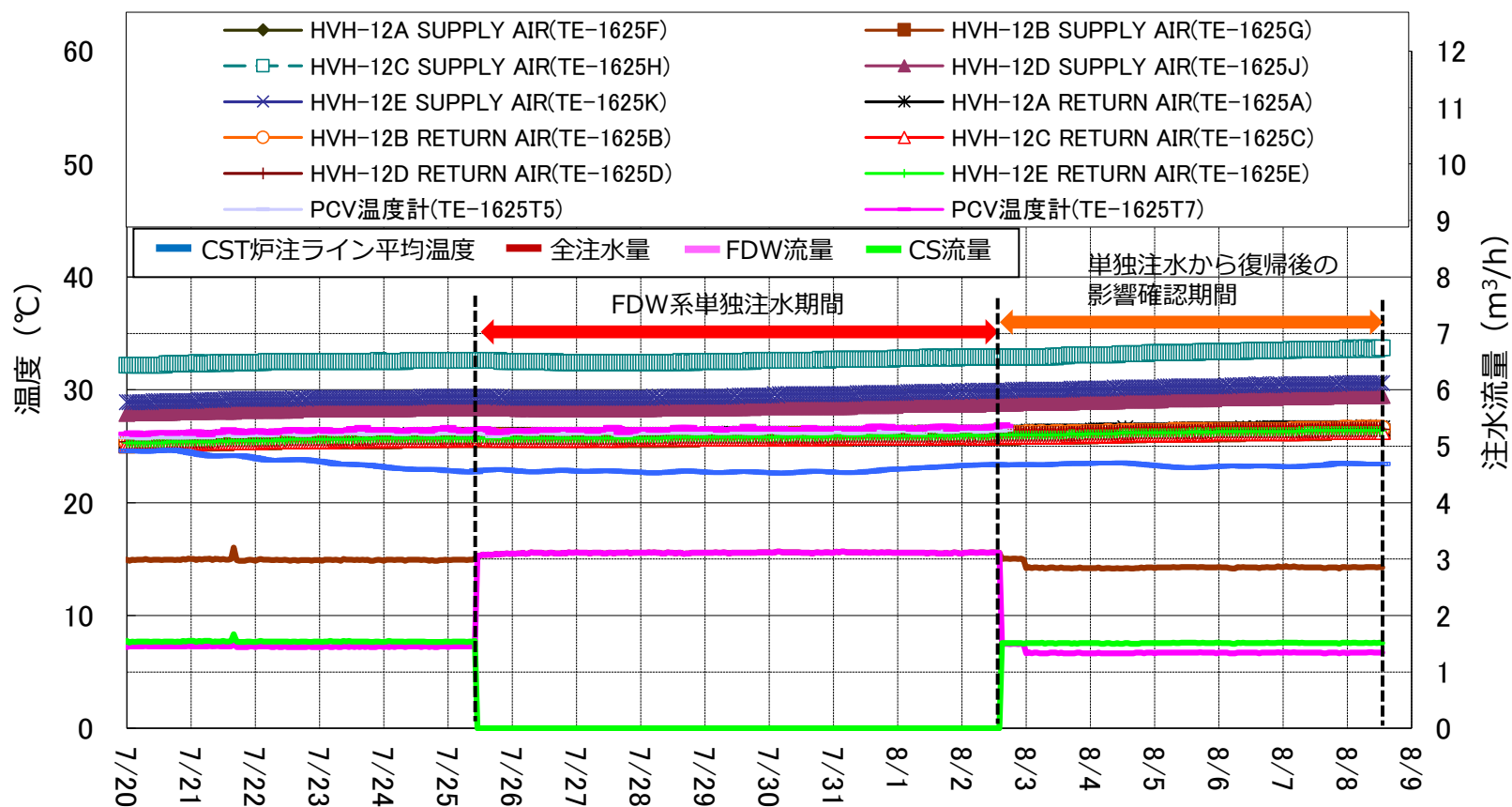


(参考2) 1号機 監視パラメータの推移 (2/3)

■ 監視パラメータ

※ 試験期間中10℃以上の温度上昇がみられた場合、FDW系注水量の増加を実施

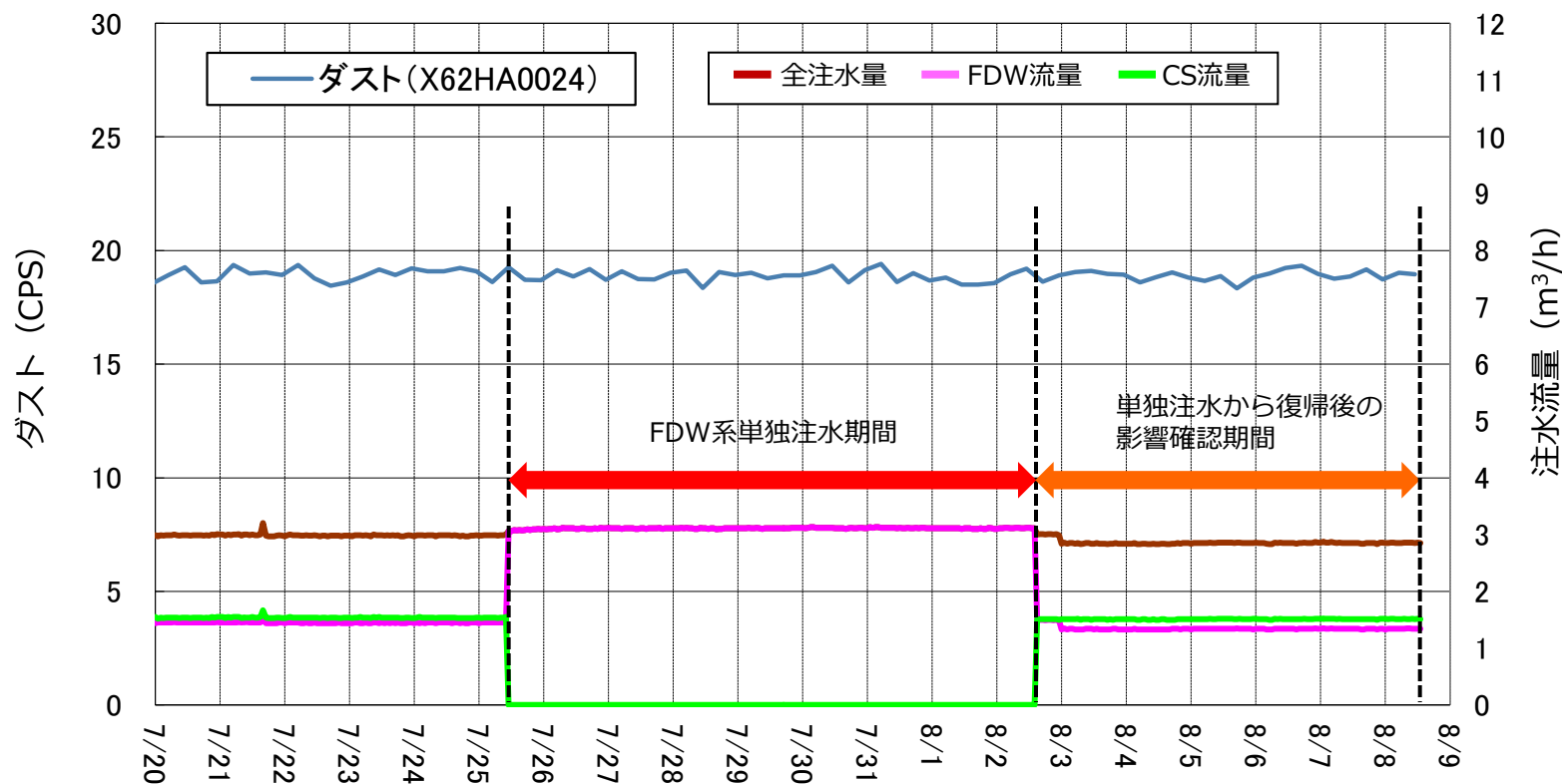
監視パラメータ	判断基準
格納容器内温度	65℃以下および試験前からの温度上昇が10℃※未満
原子炉への注水量	必要な注水量が確保されていること



(参考2) 1号機 監視パラメータの推移 (3/3)

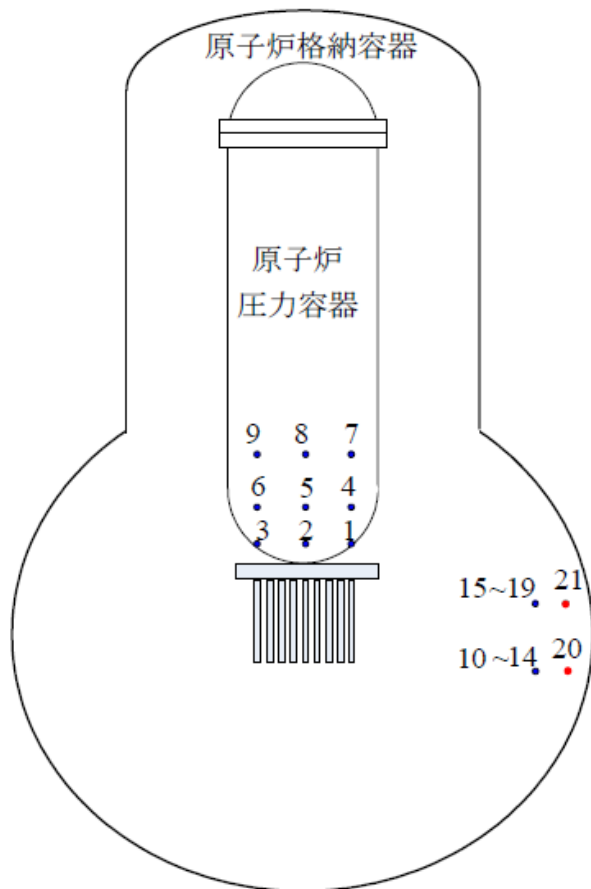
■ 監視パラメータ

監視パラメータ	判断基準
格納容器ガス管理設備ダストモニタ	有意な上昇が継続しないこと



(参考4) 温度測定点 (1号機)

(*)平成29年5月12日現在



No	計器名	保安規定の監視対象計器(*)
1	vessel bottom head(TE-263-69L1)	○
2	vessel bottom head(TE-263-69L2)	○
3	vessel bottom head(TE-263-69L3)	—
4	原子炉 skirt joint 上部(TE-263-69H1)	○
5	原子炉 skirt joint 上部(TE-263-69H2)	—
6	原子炉 skirt joint 上部(TE-263-69H3)	○
7	vessel down commer(TE-263-69G1)	—
8	vessel down commer(TE-263-69G2)	○
9	vessel down commer(TE-263-69G3)	○
10	HVH-12A return air(TE-1625A)	○
11	HVH-12B return air(TE-1625B)	○
12	HVH-12C return air(TE-1625C)	○
13	HVH-12D return air(TE-1625D)	○
14	HVH-12E return air(TE-1625E)	○
15	HVH-12A supply air(TE-1625F)	○
16	HVH-12B supply air(TE-1625G)	○
17	HVH-12C supply air(TE-1625H)	○
18	HVH-12D supply air(TE-1625J)	○
19	HVH-12E supply air(TE-1625K)	○
20	PCV 温度(TE-1625T5)	○
21	PCV 温度(TE-1625T7)	○