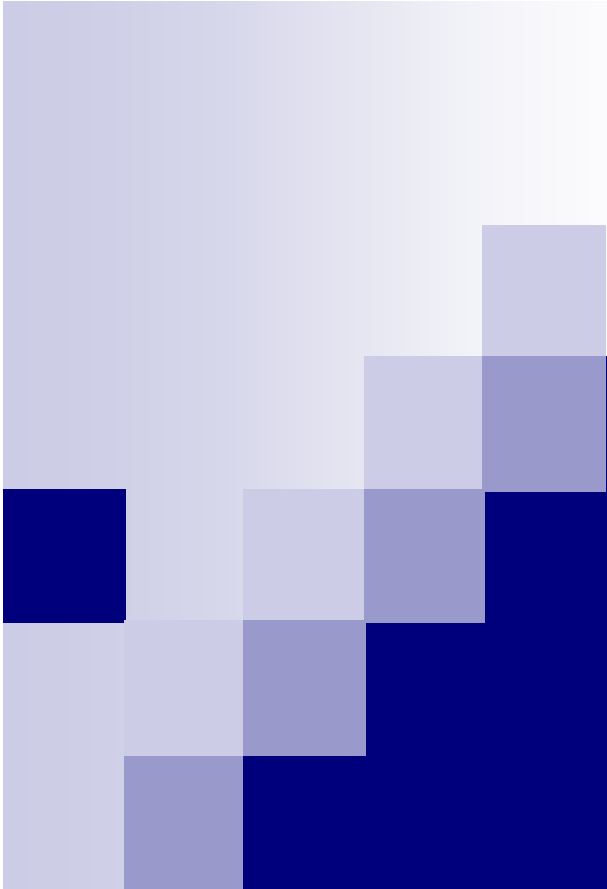


福島第一原子力発電所第 1 ～ 4 号機に対する
「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に
係る報告書（その 1）（改訂 2）についての説明資料

平成 23 年 12 月

東京電力株式会社



原子炉格納内窒素封入設備

原子炉圧力容器への窒素封入に
ついて

2011/12/9
東京電力株式会社

1. 前回報告書からの変更点

■ 水素発生量評価手法の見直し

➤ 前回

- 2号機の原子炉格納容器ガス管理設備（以下、ガス管理設備という）で測定された水素濃度0.58%（崩壊熱量0.8（MW）、窒素封入量26（Nm³/hr））から水素発生量を算出し、崩壊熱量に応じて、換算

➤ 今回

- G値とエネルギー吸収率から算出する水素発生量に変更

■ 10月28日に設置したガス管理設備にて確認された水素濃度が当初の想定より高いことの原因を確認し、以下に示す対策および報告書の変更を実施

➤ 原因

- 原子炉圧力容器内（以下、RPVという）に比較的高い濃度の水素が存在し、これが原子炉格納容器（以下、PCVという）へ押し出されたこと等によると推定

➤ 対策

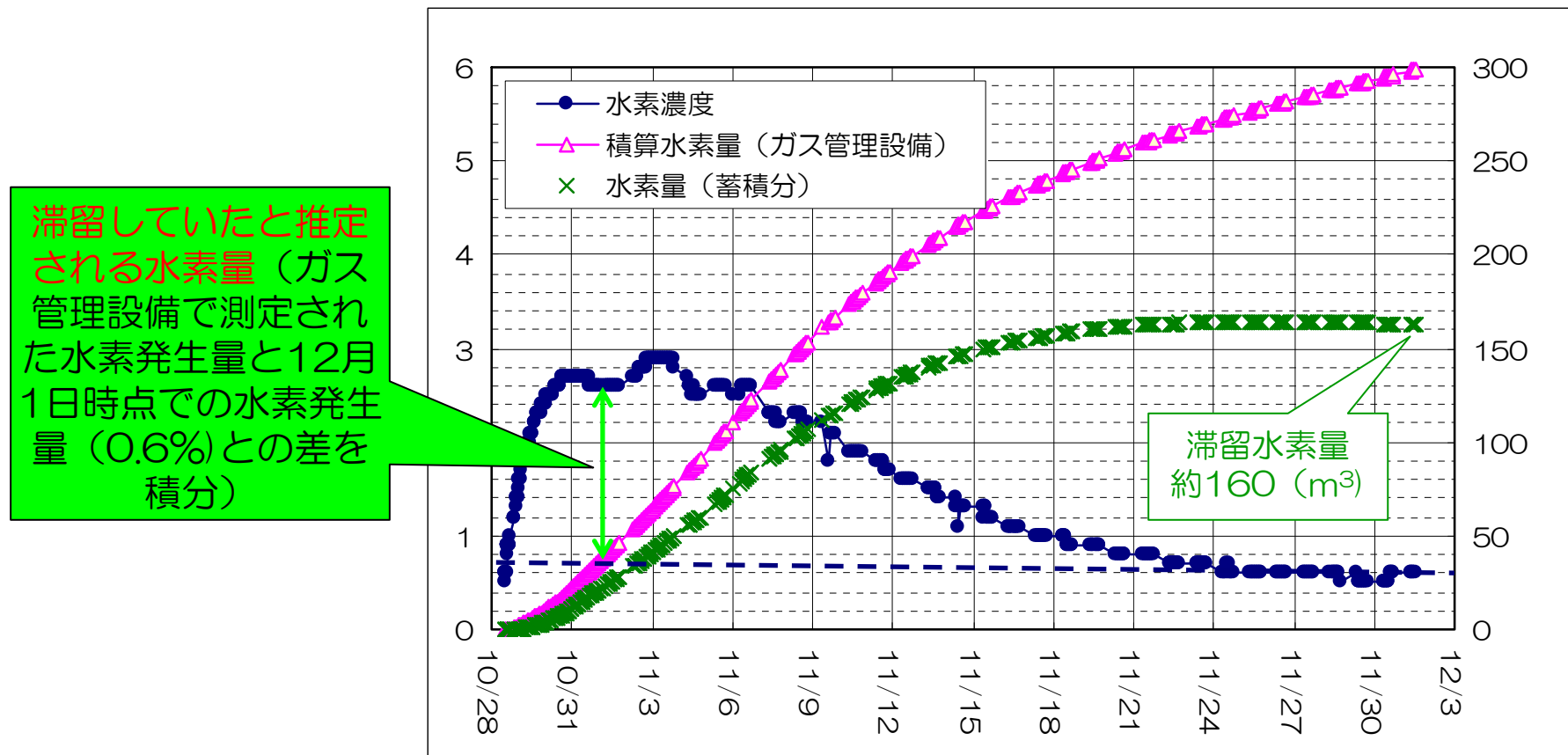
- RPVへ窒素を封入し、RPVの不活性化を実施

➤ 変更点

- 水素発生量評価手法見直し
- RPVへの窒素封入の必要性を追加
- RPVへの窒素封入ラインの追加
- 窒素封入の停止後、RPVが水素の可燃限界に至るまでの時間余裕を追加

2.1. 2号機PCV内水素の滞留（蓄積）について

- ガス管理設備の運転開始後、水素濃度が最大2.9%まで上昇したため、段階的に窒素封入量及びガス管理設備の抽気量を増加したことにより、水素濃度が低下し、12月1日時点で、水素濃度は0.6%で安定状態
- 10月28日に起動したガス管理設備で測定された水素濃度と、積算水素量との関係は下図の通り



2.2. RPVおよびPCV内の水素の滞留について

- ガス管理設備にて測定された水素濃度から算出されるRPVおよびPCVに滞留していた水素の蓄積量は、約160 (Nm³)

➤ 水素滞留量=水素の積算発生量－12月1日時点の水素発生量から算出した積算発生量

$\Sigma \{ (\text{水素濃度}) \times (\text{流量※}) \times (\text{測定時間}) \}$
※抽気量と窒素封入量の多い方

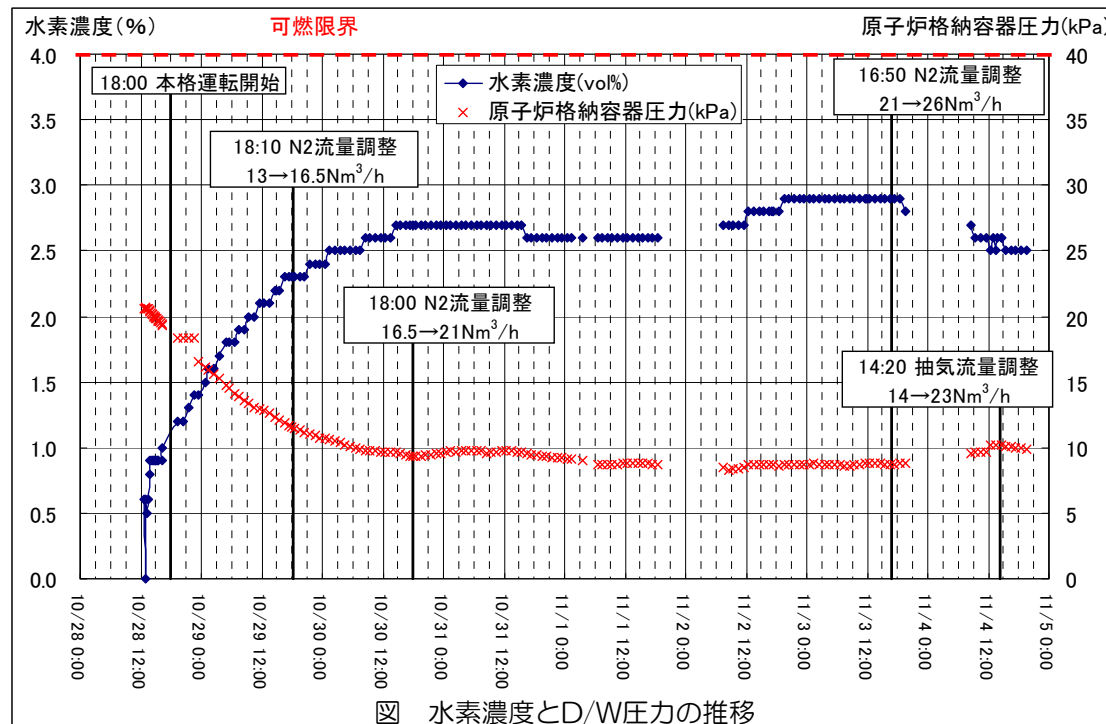
$(12\text{月1日時点の水素濃度}) \times (\text{流量※}) \times (\text{ガス管理設備運転時間})$
※抽気量と窒素封入量の多い方

	容積	条件	水素蓄積量	可能性
RPV内	520m ³ と仮定	90℃の蒸気量を仮定	約110Nm ³	△
RPV内	520m ³ と仮定	80℃の蒸気量を仮定	約170Nm ³	○
RPV内	520m ³ と仮定	80℃の蒸気量を仮定	約210Nm ³	△
PCV内	3,000m ³ と仮定	水素濃度2.9%→0.6%を仮定	約50Nm ³	×
PCV内	1,600m ³ と仮定 (抽気口上部)	水素濃度2.9%→0.6%を仮定	約30Nm ³	○
PCVトップヘッド	約160m ³	水素濃度を100%	約120Nm ³	△

水素濃度の上昇は、RPVに比較的高い濃度の水素が存在し、これがPCVへ押し出されたこと等によると推定

2.3. RPVからPCVへのガスの流れについて

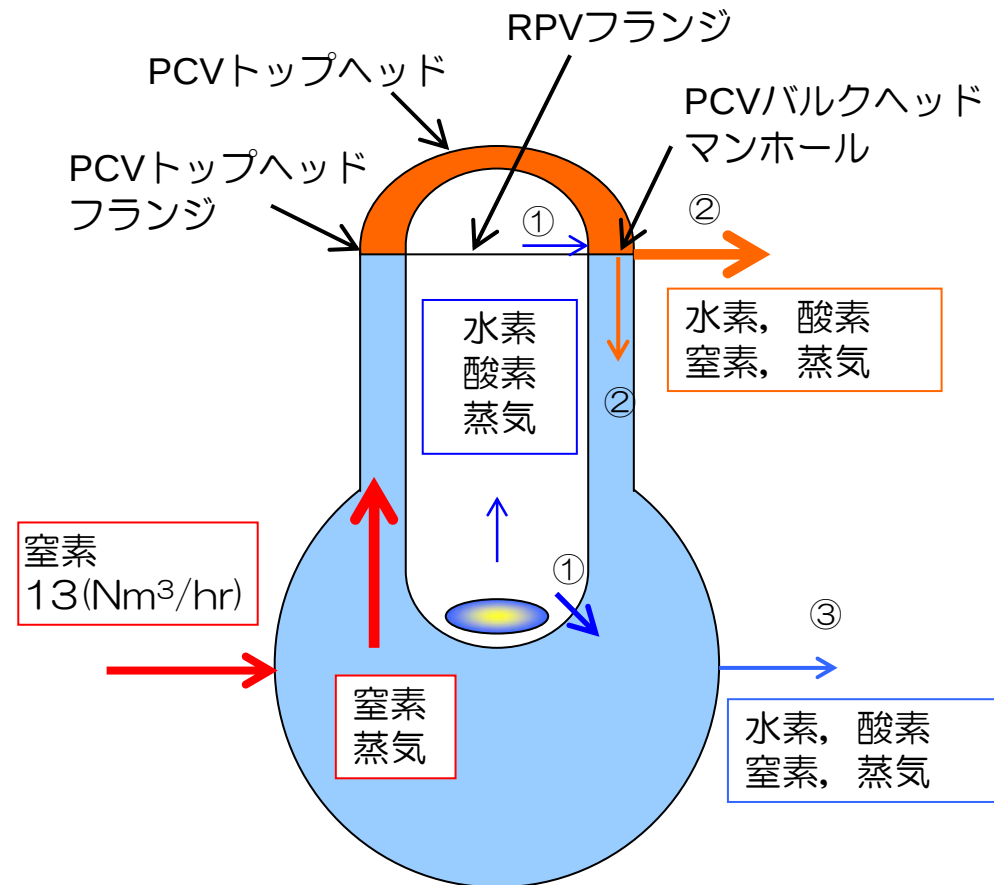
- 下図に示すとおり，PCVの圧力が数日かけて約21（kPa）から約8（kPa）に変化したため，この差圧分※（水素量約20Nm³）がRPVからPCVに押し出され，水素濃度が上昇したと推定。
- ガス管理設備における水素濃度の上昇が比較的早かったことから，RPV下部から漏洩した水素を測定したと推定。



※：約50Nm³（RPV内温度80℃で差出）の内，80℃の蒸気圧分（約47kPa）の蒸気が存在すると仮定し，水素量約20Nm³を算出

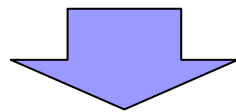
2.4. 2号機PCV内のガスの流れの推定 (ガス管理設備起動前)

- ① RPV内で発生した蒸気，酸素，水素がRPV上部のフランジ部およびRPV下部の漏えい孔からPCVに流出
- ② PCVトップヘッドのガスは，PCVトップヘッドフランジ部から大気へ放出，およびPCVバルクヘッドプレート・のマンホールからPCV胴部へ流出
- ③ PCV胴部のガスは，電気・計装ペネ等から大気へ流出

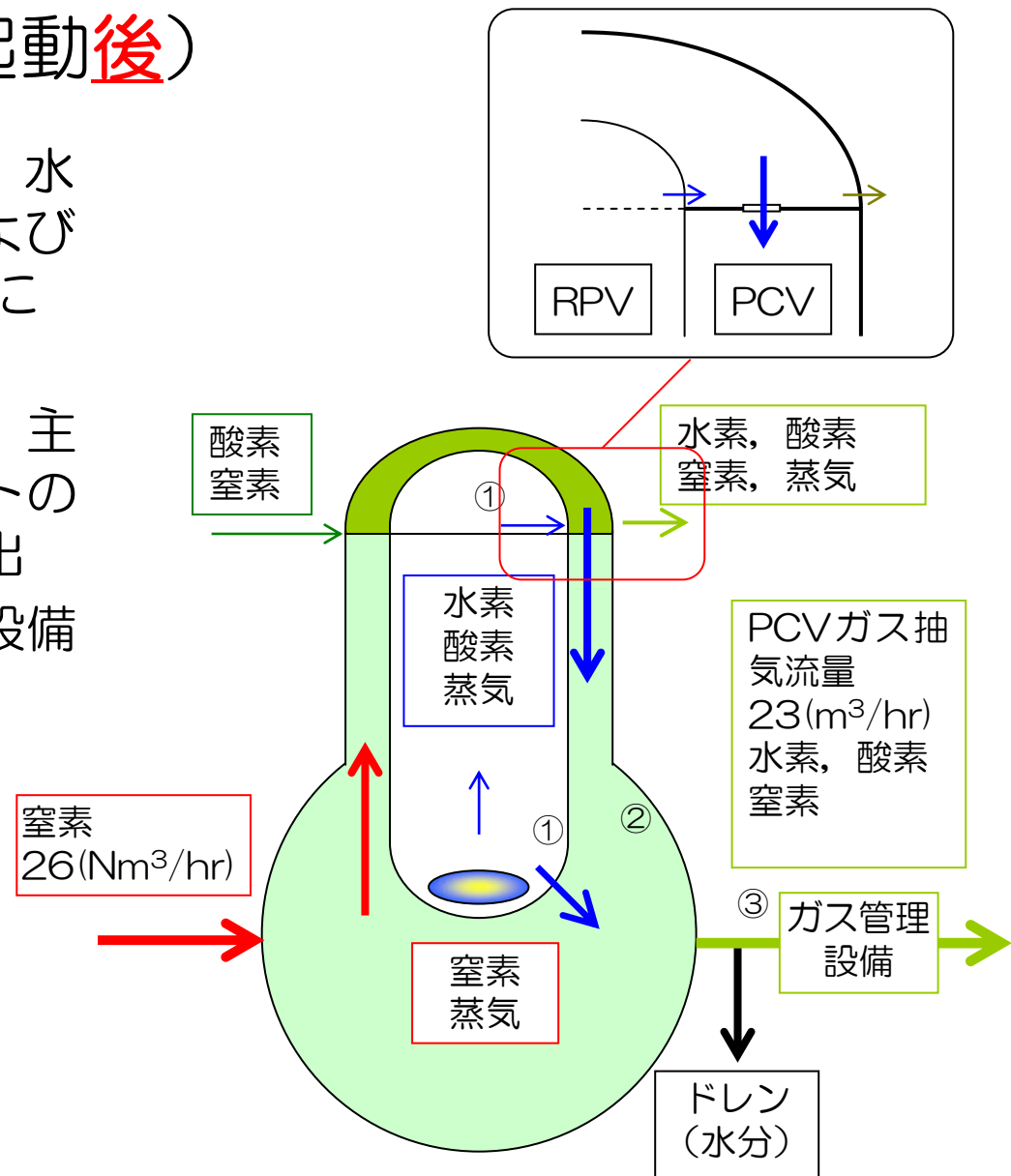


2.5. 2号機PCV内のガスの流れの推定 (ガス管理設備起動後)

- ① RPV内で発生した蒸気，酸素，水素がRPV上部のフランジ部およびRPV下部の漏えい孔からPCVに流出
- ② PCVトップヘッド部のガスは，主に，PCVバルクヘッドプレートのマンホールからPCV胴部へ流出
- ③ PCV胴部のガスは，ガス管理設備にて抽気

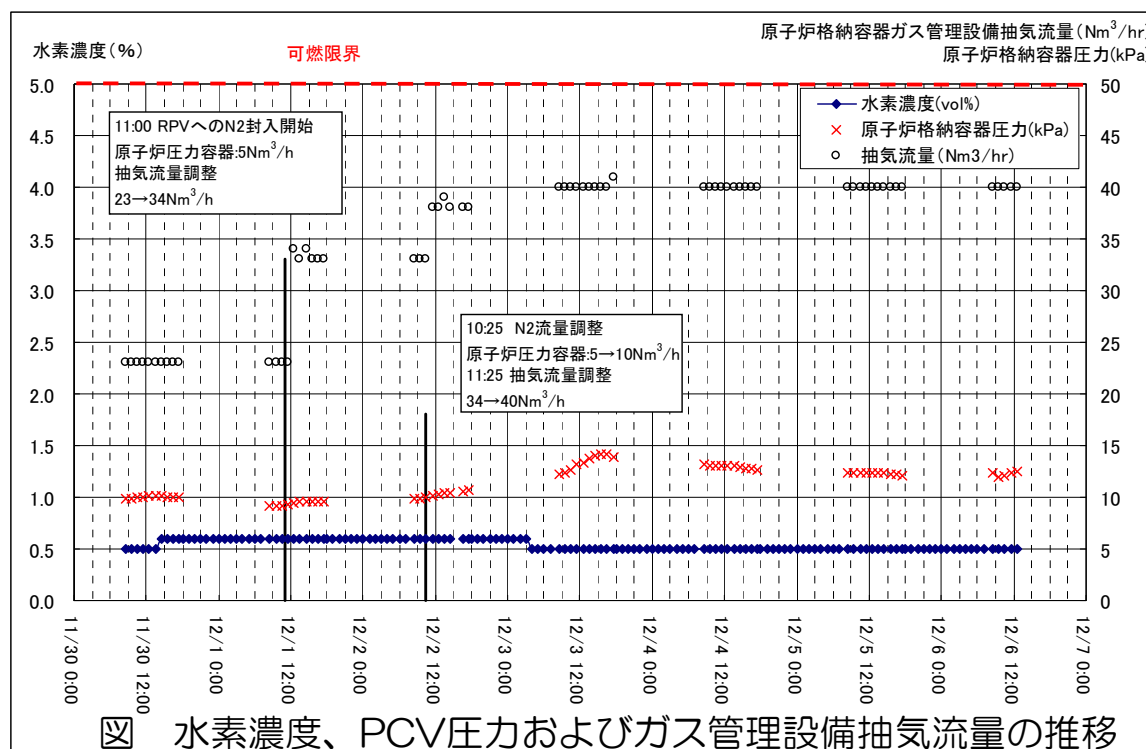


◎RPVおよびPCV内で発生した水素および酸素の大部分をガス管理設備に抽気



3. 水素発生量評価の妥当性

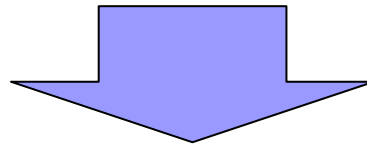
- G値※とエネルギー吸収率から算出される水の放射線分解により単位時間あたりに発生する水素量は、約0.3 (Nm³/hr) 【評価値】
- 12月4日時点でガス管理設備において測定された水素濃度は0.5% (抽気流量：40 (Nm³/hr))であったことから、単位時間あたりの水素発生量は、約0.2 (Nm³/hr) と算出【実績値】
- G値とエネルギー吸収率から算出される水素発生量の評価値は、実績値と比較し、保守的と評価



※G値：エネルギー100eVあたりの水の分解量 (0.25 (分子/100eV))

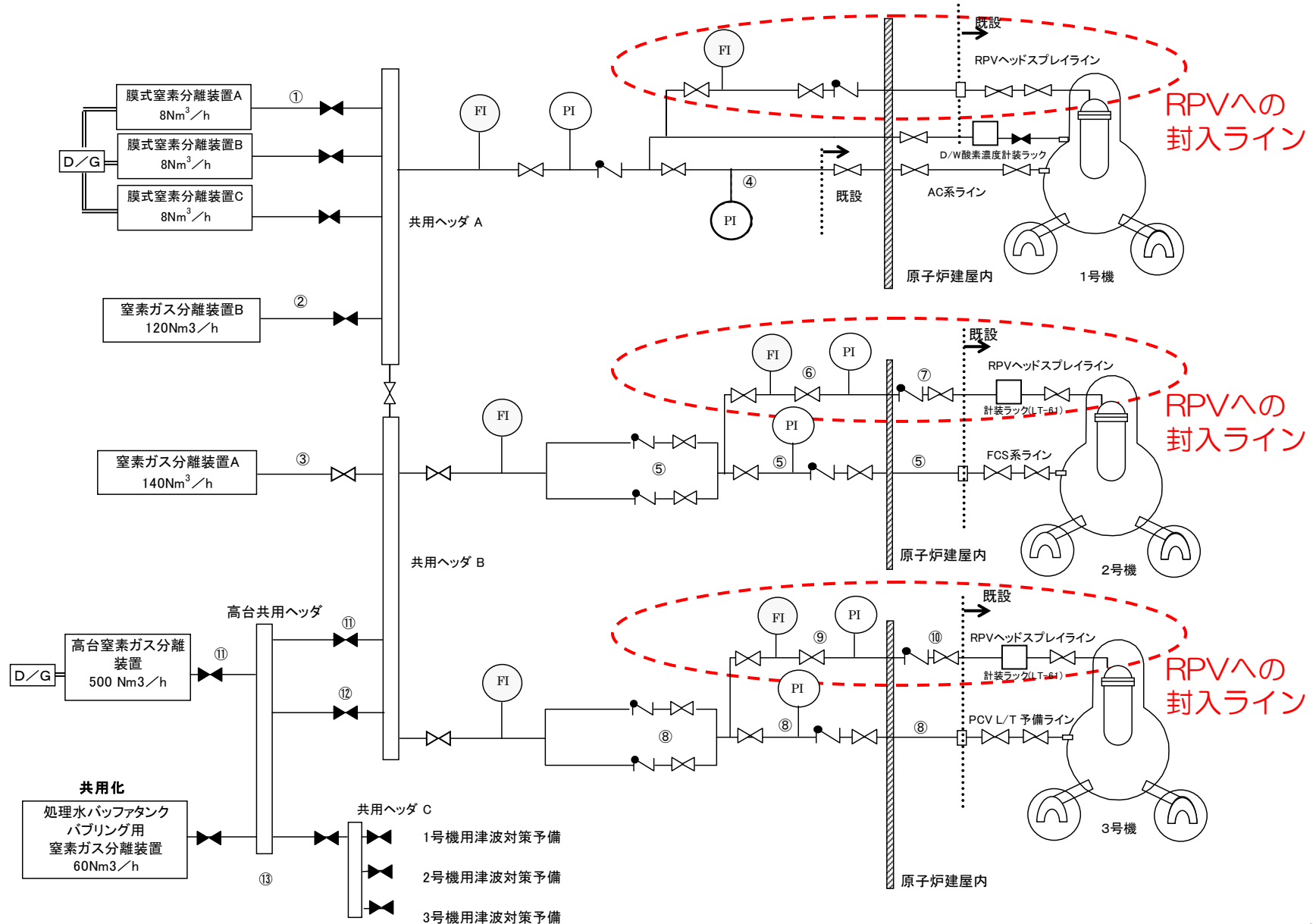
4. RPV内への窒素封入の必要性

- 当初、RPVからPCVへの冷却水の漏えいがあり、PCVに封入している窒素が漏えい孔を通して、RPV内にも及んでいるものと推定
- 一方、ガス管理設備を起動した際、比較的高い濃度の水素が検出されたことから、PCVに封入していた窒素がRPV内には十分行き渡っておらず、RPV内の比較的高い濃度の水素をガス管理設備で抽出したものと推定
- PCVからRPVへの窒素の流れ込みがないとすると、RPV内は、水の放射線分解による水素および酸素、ならびに飽和蒸気圧分の水蒸気のみが存在
- 今後、RPVの冷却が進み水蒸気の発生量が減少すると、水素および酸素の濃度が上昇すると推定



RPV内に直接窒素を封入し、蒸気がない状態においても
水素濃度が可燃限界以下となるように管理

5. PCV内窒素封入設備系統概略図





6. RPV内へ窒素が封入されたことの確認

- RPVへの窒素封入ラインは、耐震Sクラス配管であり、地震においても健全であったと推定されること
- 1～3号機の窒素封入ラインの圧力計およびRPVへの窒素封入ラインの流量計が変動し、流量が確認できたこと
- 窒素封入後、RPV代表部位の温度が低下
 - 1号機では、原子炉圧力容器への窒素封入後、全体的に緩やかに温度が低下したこと（参考1）
 - 2号機では、スタッドボルト、RPV胴フランジ、給水ノズルの温度が低下傾向を示したこと、および、ガス管理設備の水素濃度が低下傾向であること（参考2）
 - 3号機では、RPV上蓋フランジ、ベローシール温度が低下したこと（参考3）



7. RPV内の窒素置換状況

- 2号機は、RPVの窒素置換が十分になされたと推定
 - 12月1日から5 (Nm³/hr) で、12月2日から10 (Nm³/hr) でRPV頂部から窒素を封入しており、12月4日時点でRPV体積の520 (m³) 以上の窒素を封入済
 - 12月1日以降、ガス管理設備の水素濃度が0.6%から0.5%に低下傾向
- 1・3号機も、RPVの窒素置換は十分になされたと推定
 - 1,3号機とも、11月30日から5 (Nm³/hr) でRPV頂部から窒素を封入しており、1号機は12月3日時点でRPV体積の280 (m³) 以上の窒素を封入済、3号機は12月5日時点でRPV体積の520 (m³) 以上の窒素を封入済
- 今後、冷却が進み、蒸気が無い状態においても、水素濃度は可燃限界以下に抑えられていると推定

8. 窒素封入設備停止時の時間余裕

- 窒素封入量および窒素の供給が停止した際に水素濃度が4%まで上昇する時間余裕は以下の通り（12月8日時点）

	1号機	2号機	3号機
水素発生量 (Nm ³ /hr)	約0.1	約0.3	約0.3
窒素封入量 (Nm ³ /hr)	約15	約15	約15
初期水素濃度※（%）	約0.7	約1.9	約1.9
時間余裕（時間）	約63	約31	約30

※単位時間当たりに発生する水素及び酸素、並びに、封入される窒素により、RPV気相部が平衡状態にあるとして、初期水素濃度を設定



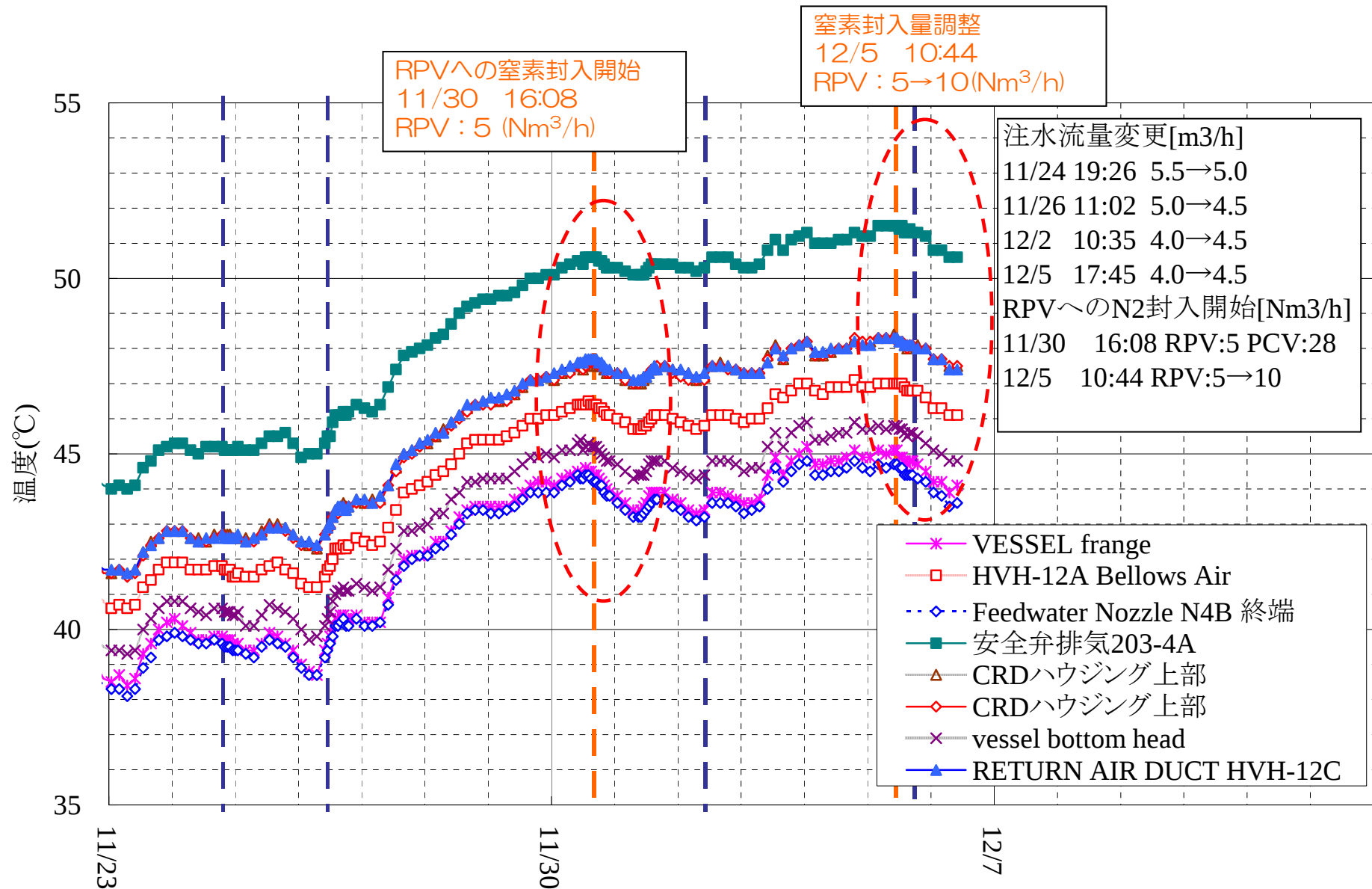
9. まとめ

- 1～3号機ともRPVに窒素を封入したことにより、蒸気がない状態においても、水素が可燃限界以下となるよう管理
- G値とエネルギー吸収率から算出する水素の発生量は、ガス管理設備にて測定された水素濃度から算出する水素発生量実測値と比較し、保守的であると評価

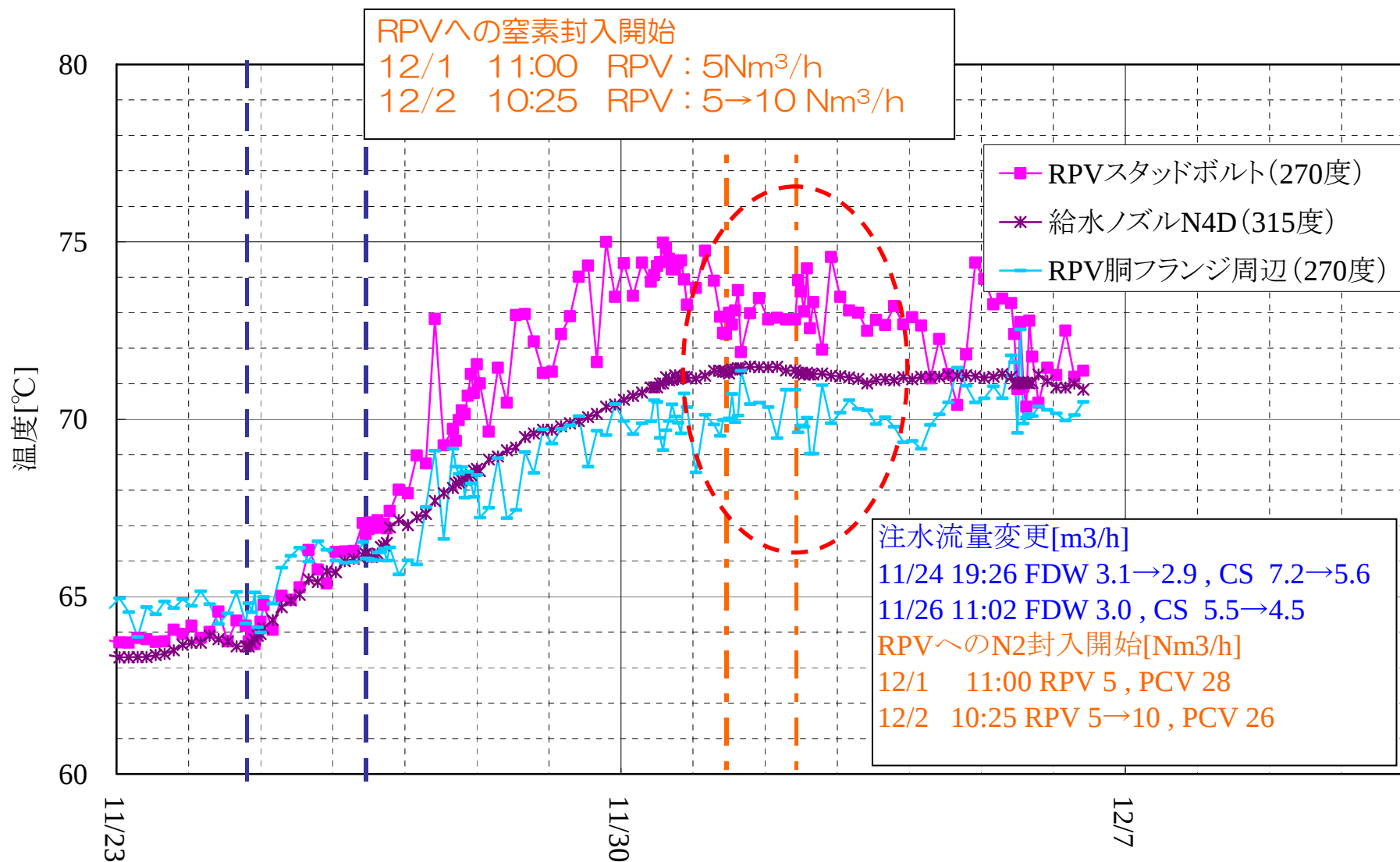


參考資料

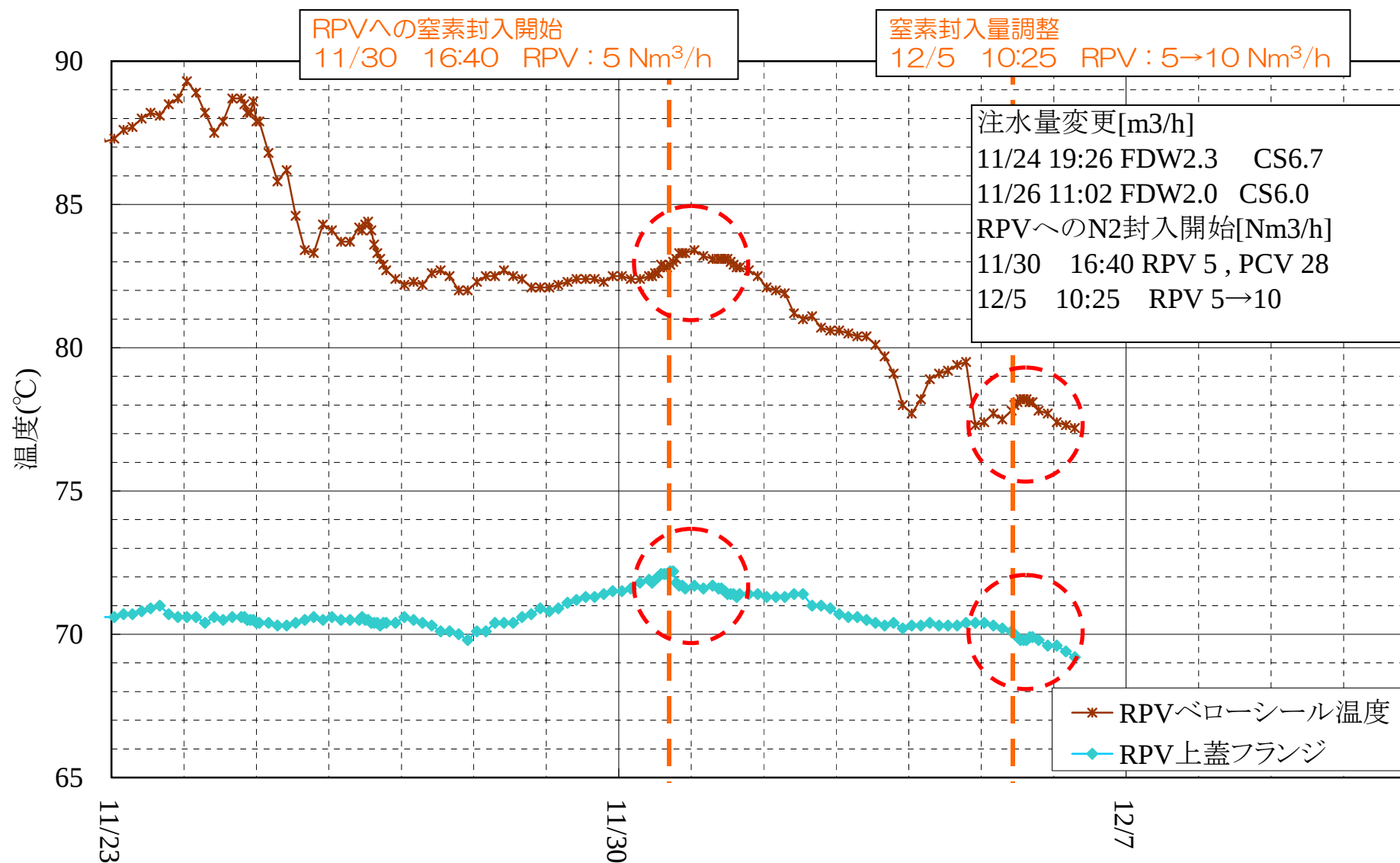
【参考1】 1号機RPV内窒素封入時の温度変化



【参考2】 2号機RPV内窒素封入時の温度変化



【参考3】 3号機RPV内窒素封入時の温度変化



蒸発濃縮装置からの漏えい事象について

【事象の概要】

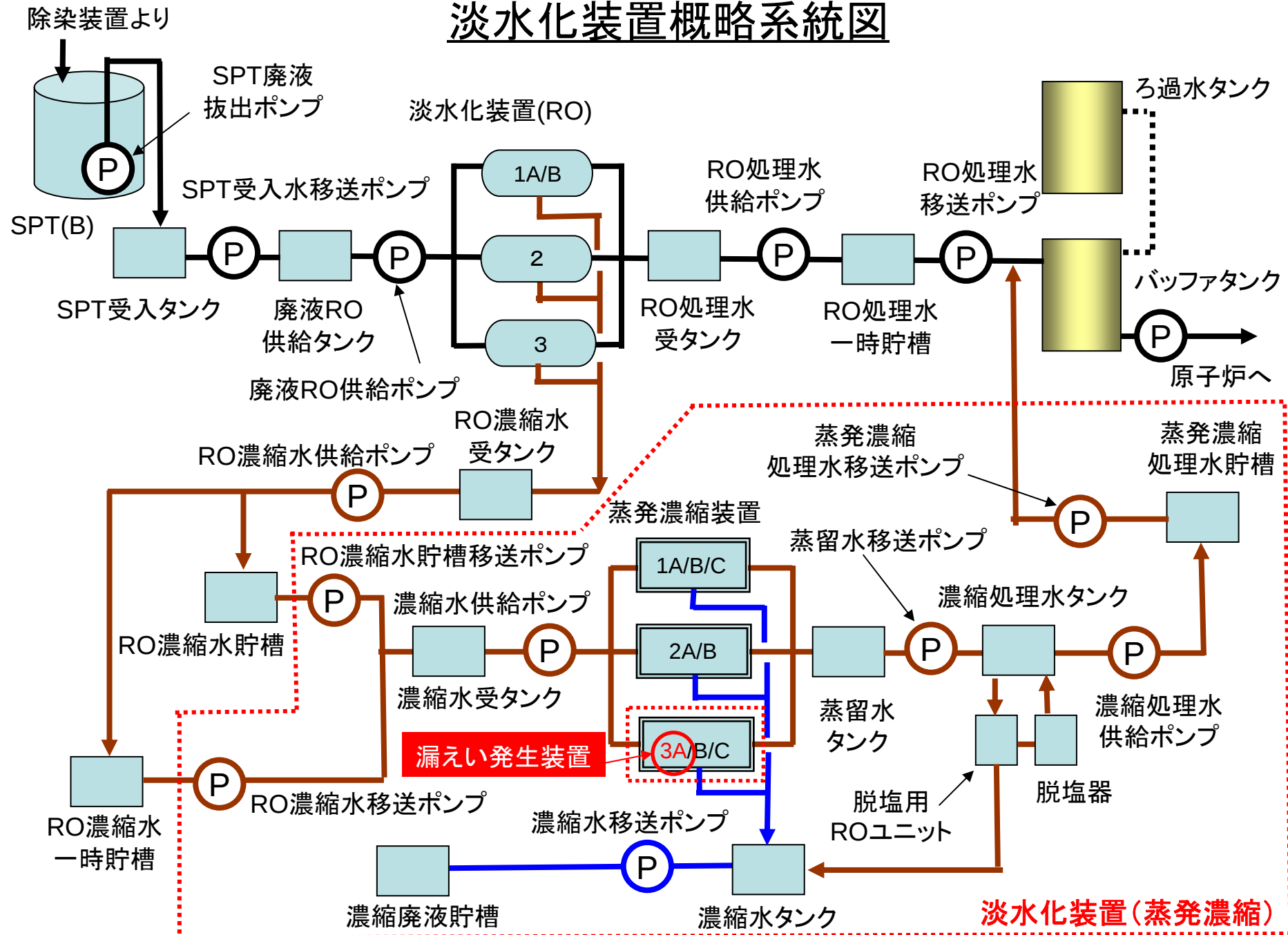
○12月4日 漏えい発生

- 11時33分頃、淡水化装置の内、蒸発濃縮装置3A～3C用ハウスの堰内に水溜まりを発見（蒸発濃縮装置は3A運転中、3B/3C停止中）
- 11時52分頃、蒸発濃縮装置3Aを停止。12時14分頃、漏えい停止を確認
- 14時30分頃、ハウスのコンクリート製床のひび割れ部からハウス外の側溝への漏えいを確認
- 15時頃～15時30分頃、堰とベースコンクリートの隙間、側溝内に土のうを設置、漏えい水の流出停止を確認
- 18時10分～22時20分、水中ポンプとにより堰内の溜まり水を排水

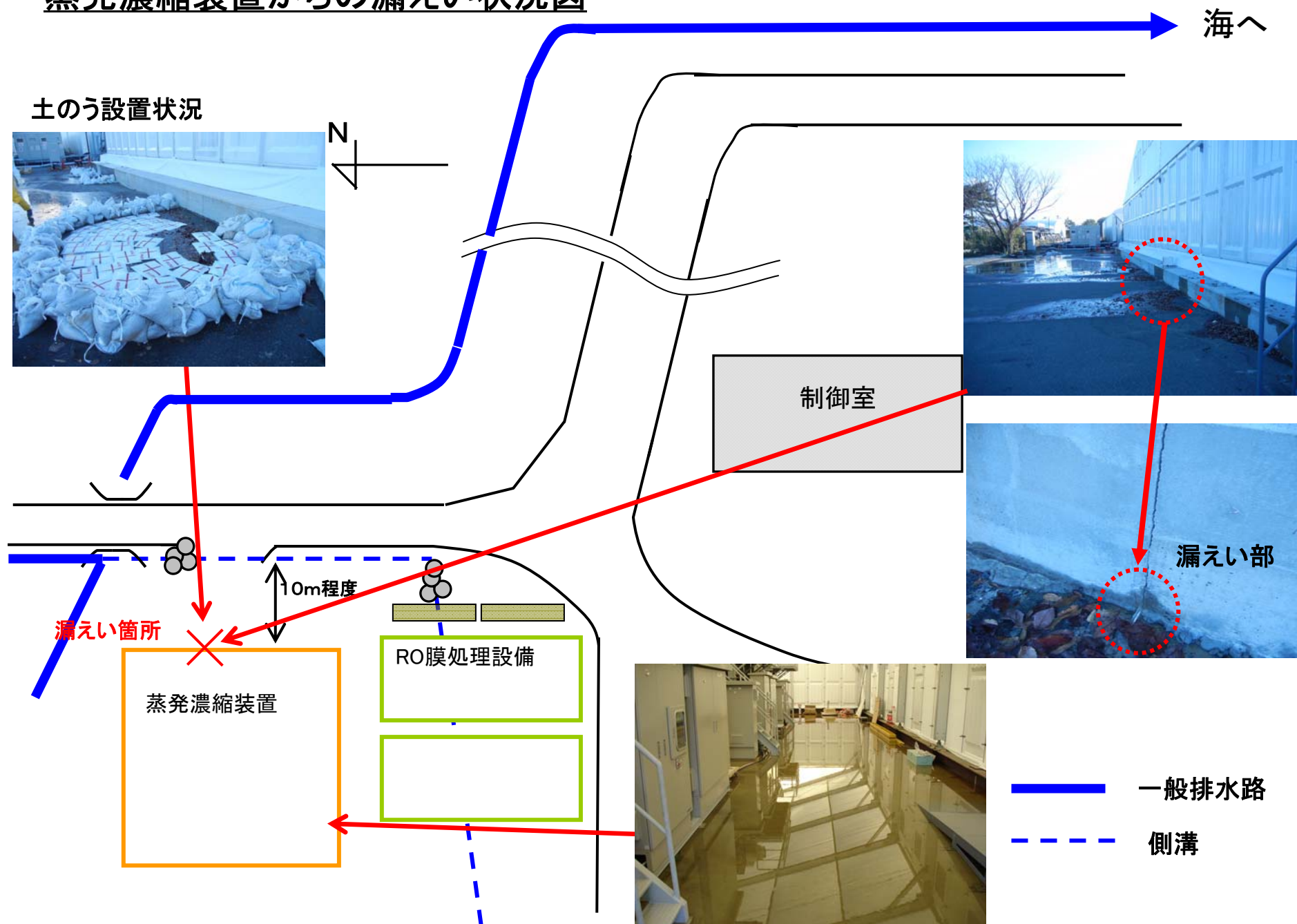
○12月5日 漏えい発生箇所等現場調査

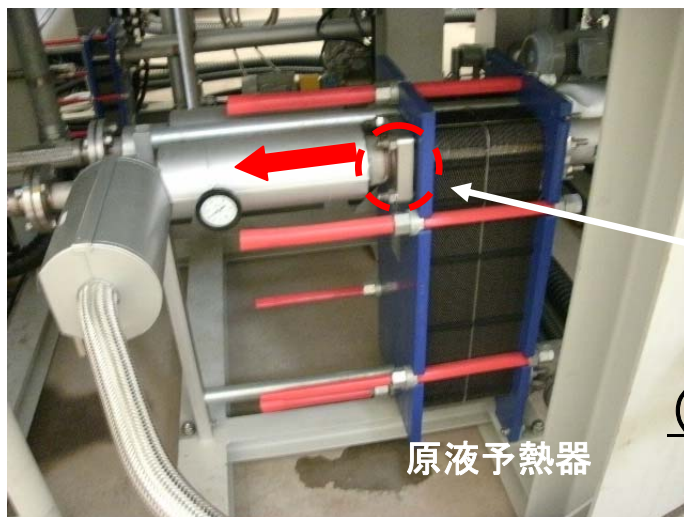
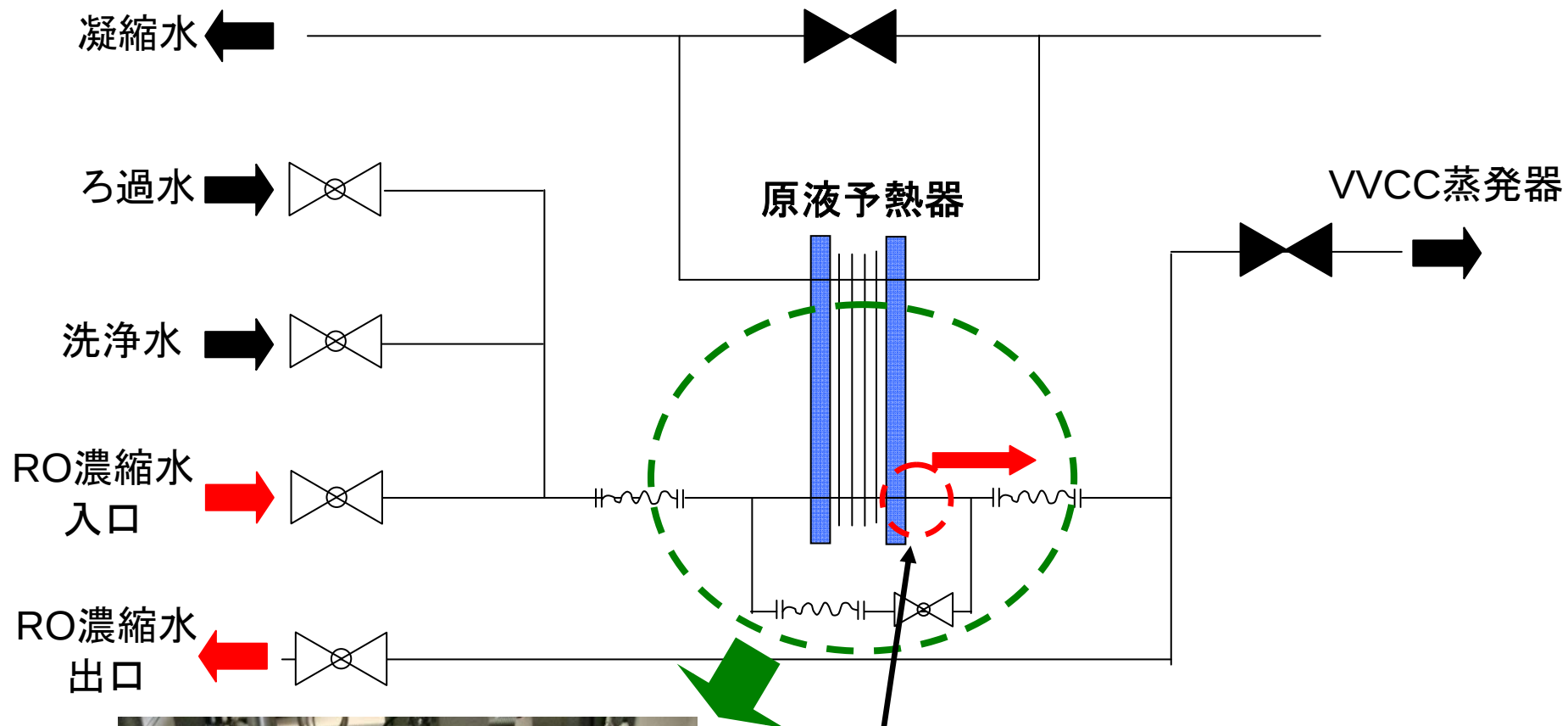
- 蒸発濃縮装置3Aの漏えい発生箇所（漏えい跡）を確認
（原液予熱器（熱交換器）の接続フランジ部からの漏えいと推定）
- コンクリート製床の継目の一部にシール材の変形（間隙大）を確認
（ハウスからの流出の主経路と推定）

淡水化装置概略系統図



蒸発濃縮装置からの漏えい状況図





漏えい箇所(推定)

**蒸発濃縮装置の漏えい箇所
(原液予熱器接続配管フランジ部)概略図**

当該設備の再発防止対策

【蒸発濃縮装置3A漏えい防止対策】

- ・今後、ろ過水を用いた確認運転を実施し、漏えい箇所を特定。
- ・12月中日途に発生原因の究明、再発防止対策を検討
(対策完了まで当該装置は使用しない)

【蒸発濃縮装置(3A～3C)用ハウスの漏えい防止対策】

- ・12月15日までに以下の対策を実施
 - ・シール材劣化状況点検、補修
 - ・コンクリート床継目部の間隙のエポキシ塗装による補修
- ・1回/月程度の定期パトロール実施(シール材劣化状況確認等)
- ・コンクリート製床への漏水防止のための処置を計画的に実施

堰の健全性確認及び漏えい防止対策

【屋外設置装置用ハウスの堰の健全性確認】

- ・類似設備^(※)の堰(コンクリート部、コーキング部)の健全性確認を実施し、エポキシ樹脂塗装及びコーキング処理による補修を実施済み
- (※)当該蒸発濃縮装置(3A~3C)用ハウスと類似する逆浸透膜装置及び当該以外の蒸発濃縮装置用ハウス
- ・1回/月程度の定期パトロール実施(シール材劣化状況確認等)

【既設建屋の堰の健全性確認】

- ・滞留水処理装置は既設建屋の堰内に設置されており、隙間のないコンクリート床に塗装工してあるため、ハウスの堰のようなリスクはない
- ・タンク等は漏えい拡大防止用パン、漏えい検知器、ITVによる監視により漏えい確認が可能
- ・万一、漏えいが発生した場合、設置箇所 of 床ファンネルから流出し、建屋外への流出はない
- ・念のため、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置は再確認を計画(12月9日目途)

【今後の漏えい防止対策】

○屋外設置装置用ハウス

- ・淡水化装置(逆浸透膜装置及び蒸発濃縮装置)の漏えい防止堰内に漏えい検知器を設置(12月15日までに設置予定)
- ・漏えい検知器を設置するまで巡視点検強化(1回/日→6回/日)
- ・被ばく低減の観点で、巡視点検にかえて監視カメラの設置を検討
- ・コンクリート製床への漏水防止のための処置を計画的に実施

○既設建屋

- ・ハウス堰のようなリスクはないものの、念のため1回/月程度のパトロール実施(塗装面の確認等)

他設備の堰についての健全性確認状況

- 他設備の堰についての健全性に関する点検(12/5)
 - ・コーキング部位の手入れ
 - ・床面の微小ヒビ確認(至近のエポキシ塗装による補修)



R03ジャバラハウス



蒸発濃縮装置2ジャバラハウス



R02ジャバラハウス



R02ジャバラハウス床面(補修済み)

放射性物質による周辺環境影響評価

【一般排水路への漏えい量評価】

- ・現場の目視確認の結果から、漏えい率は約1ℓ/分と推定
- ・漏えい発見時の状況及びハウス周辺の水溜まり状況等から、漏えい時間継続は約145分と推定

以上から、一般排水溝への総漏えい量は、約150ℓと評価

【放射性物質の漏えい量評価(暫定値)】

- ・セシウムについては、12月4日の漏えい水のデータ、ストロンチウムについては、蒸発濃縮装置入口水データ(H23.9.20採取)をもとに推定^(※1)したデータを元に評価した結果、放射物質の濃度、漏えい量は以下通り。

- ・ストロンチウム89: 7.4×10^4 Bq/cc (1.1×10^{10} Bq)
- ・ストロンチウム90: 1.0×10^5 Bq/cc (1.5×10^{10} Bq)
- ・セシウム134: 1.6×10^1 Bq/cc (2.4×10^6 Bq)
- ・セシウム137: 2.9×10^1 Bq/cc (4.4×10^6 Bq)

(※1)ストロンチウムについては、ベータ核種の測定結果が得られるまで一ヶ月程度を要するため、至近測定データの全ベータ濃度に対するストロンチウムの濃度比により算出

【年間の実効線量評価(暫定値)】

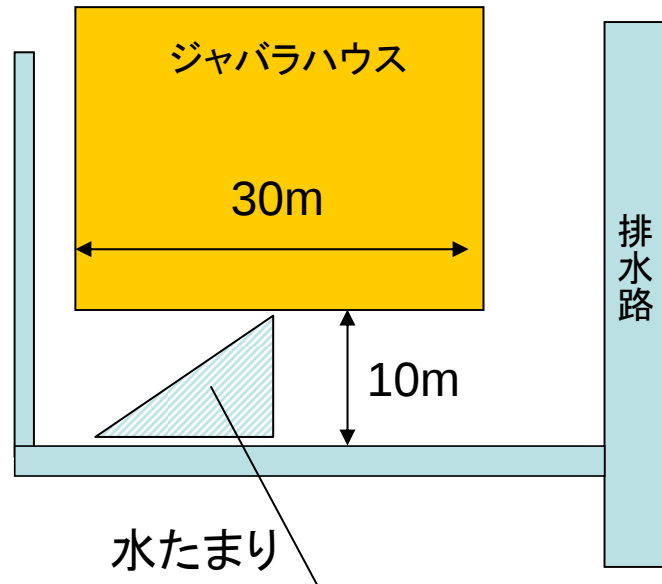
- ・上記漏えい量による実効線量評価^(※2)の結果、合計で 3.7×10^{-3} mSv/年と評価。

- ・ストロンチウム89: 1.7×10^{-4} mSv/年
- ・ストロンチウム90: 3.5×10^{-3} mSv/年
- ・セシウム134: 3.8×10^{-6} mSv/年
- ・セシウム137: 4.7×10^{-3} mSv/年

(※2)海産物が生息する海域における年間の平均放射性物質濃度を、海水による希釈効果を考慮し、年間へ平均化。実効線量(内部被ばく)は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(原子力安全委員会)の計算式、係数を使用。

- ・今後、漏えい水、海水のストロンチウム分析を実施し、再評価を実施
- ・定期的に実施している海洋モニタリングの結果を併せ、環境への影響を評価予定

(参考)排水溝への漏えい量評価



■流出速度

- ①現場観察: 約1L/min (10秒で約180mL)
- ②計算(ベルヌーイ式): 約0.8L/min (幅1 × 高さ40mmスリット)
- ③試験: 約0.125L/min (水深5cm、幅2 × 20mmスリット)

■水たまり量

計算: $15 \times 10 \times 1/2 \times 1\text{mm} = 75\text{L}$

■放出量

- ①漏えい確認11:30～土のう設置15:30=約240min
 - ②水たまりは系外へ出ず、水たまり形成までの時間=約75min
 - ③U字溝への土のう設置=約10min
 - ④き裂周り土のう完成=約10min
- ・U字溝流入～土のう設置まで(漏えい時間)= $240 - (75 + 10 + 10) = 145\text{min}$
- ・排水路への総漏えい量は、流出速度を保守的に1L/minとし、
 $V = 1\text{L/min} \times 145\text{min} = 145\text{L} \rightarrow \text{【約150L】}$

	漏えい量1L/min 水たまり1mm		備 考
	時刻	経過時間	
き裂からU字溝到達	11:30～12:45	75	②アスファルトに三角形状(15 × 5m)
U字溝への漏えい継続	12:45～15:00	135	
き裂周り土のう設置	15:00～15:10	10	最終的にほぼ漏えいの広がり停止
U字溝への土のう設置	15:10～15:20	10	
き裂周り土のう完成	15:20～15:30	10	④

240 ①