

循環注水冷却スケジュール

分野名	括り	作業内容	これまで一ヶ月の動きと今後一ヶ月の予定		8月		9月				10月			11月			12月	備考		
			26	2	9	16	23	30	7	14	下	上	中	下	前	後				
原子炉関連	循環注水冷却	(実績) ・【共通】循環注水冷却中(継続) ・【共通】冷凍機運用中(継続)	現場作業	【1, 2, 3号】循環注水冷却(滞留水の再利用・冷凍機運用中)															原子炉・格納容器内の温度、水素濃度に応じて、また、作業等に必要ない条件に合わせて、原子炉注水流量の調整を実施	・8/30 1~3号機の原子炉注水流量低下事象に伴い、保安規定に定める運転上の制限からの逸脱を判断。 ・9/13 上記について運転上の制限内への復帰を判断。
		(実績) ・【共通】施工内容検討中(継続) ・【共通】資機材調達(PE管化)(継続)	検討・設計	【1, 2, 3号】CSTポンプ炉注水配管のポリエチレン管化 資機材調達															現地施工	
		循環注水冷却設備の信頼性向上対策	現場作業	【1, 2, 3号】漏えい時の敷地外放出防止対策 施工内容検討															契約手続き中	
			現場作業	【1, 2, 3号】仮設ハウスの恒久化対策 施工内容検討															資機材調達	現地施工
循環注水冷却	原子炉関連	(実績) ・ろ過水タンク窒素注入装置停止中(8/20~) ・パフファタンク窒素パブリング装置運転中(8/30~9/13停止)	現場作業	【1, 2, 3号】ろ過水タンク窒素パブリングによる注水溶存酸素低減																
		海水腐食及び塩分除去対策	現場作業	【1, 2, 3号】パフファタンク窒素パブリングによる注水溶存酸素低減(継続中)																
循環注水冷却	原子炉格納容器関連	(実績) ・模擬訓練(継続) ・X51ベネ側からの水抜き方法の検討(~9月中旬) ・工事前準備作業中(継続) ・習熟訓練(9月中旬~)	検討・設計	模擬訓練(配管挿入、配管切断(凍結工法)・隔離装置シール性能等)															略語の意味 CST: 復水貯蔵タンク T/B: タービン建屋 R/B: 原子炉建屋 RPV: 原子炉圧力容器 PCV: 原子炉格納容器 TIP: 移動式炉心内計測装置 FDW: 原子炉給水系 PE管: ポリエチレン管 SFP: 使用済燃料プール モバイルRO: 移動式塩分除去装置	
		2号RPV代替温度計の設置	現場作業	X51ベネ側/X-27ベネ側からの水抜き・フラッシング方法の検討(設備の設計、製作、モックアップ試験)																
原子炉格納容器関連	原子炉格納容器関連	(予定) ・模擬訓練(~9月中旬) ・工事前準備作業中(~9月末) ・習熟訓練(~9月末) ・排出ライン設置工事、水抜き/フラッシング、配管改造工事(9月下旬~9月末) ・温度計設置工事(9月末~10月初)	現場作業	工事前準備作業(除染・遮へい、干渉物撤去、足場設定、作業監視用モニター類設置作業)																
		窒素充填	現場作業	排出ライン設置工事、水抜き/フラッシング、配管改造 設置工事															水抜き・フラッシングに必要な期間を追加する一方、可能な範囲の工程短縮を検討した結果を反映	
原子炉格納容器関連	原子炉格納容器関連	(実績) ・【共通】窒素封入中(継続) ・【1号】サブプレッションチェンバへの窒素封入(9/4)	現場作業	【1, 2, 3号】原子炉格納容器 窒素封入中																
		(予定) ・【共通】窒素ガス分離装置A点検(9/24~29) ・【共通】窒素ガス分離装置B点検(10/1~5) ・【1号】サブプレッションチェンバへの窒素封入の準備作業(10月中旬) ・【1号】サブプレッションチェンバへの窒素封入(10月下旬~)	現場作業	【1, 2, 3号】原子炉圧力容器 窒素封入中																
原子炉格納容器関連	原子炉格納容器関連		現場作業	【1号】サブプレッションチェンバへの窒素注入																
		窒素充填	現場作業	準備作業 窒素注入															窒素ガス分離装置A点検 窒素ガス分離装置B点検 準備作業 窒素注入 9/4の窒素注入実績を考慮し工程追加	
原子炉格納容器関連	原子炉格納容器関連	(実績) ・【共通】PCVガス管理システム運転中(継続)	現場作業	【1, 2, 3号】継続運転中																
		PCVガス管理	現場作業																	

2号機RPV代替温度計設置に向けた 高圧フラッシング作業 / モックアップ試験 の結果について

2012年9月24日

東京電力株式会社



東京電力

1. 温度計挿入までの作業ステップ

高圧フラッシング(9月15日)

【目的】系統配管の残水をきれいな水に置換

配管改造前の水抜き・フラッシング

【目的】X-27ペネ側からの水抜き・フラッシング

配管改造前の水張り

【目的】凍結作業前にX-51ペネ側をきれいな水で置換

配管改造

【目的】凍結工法による配管切断、新規スプール設置

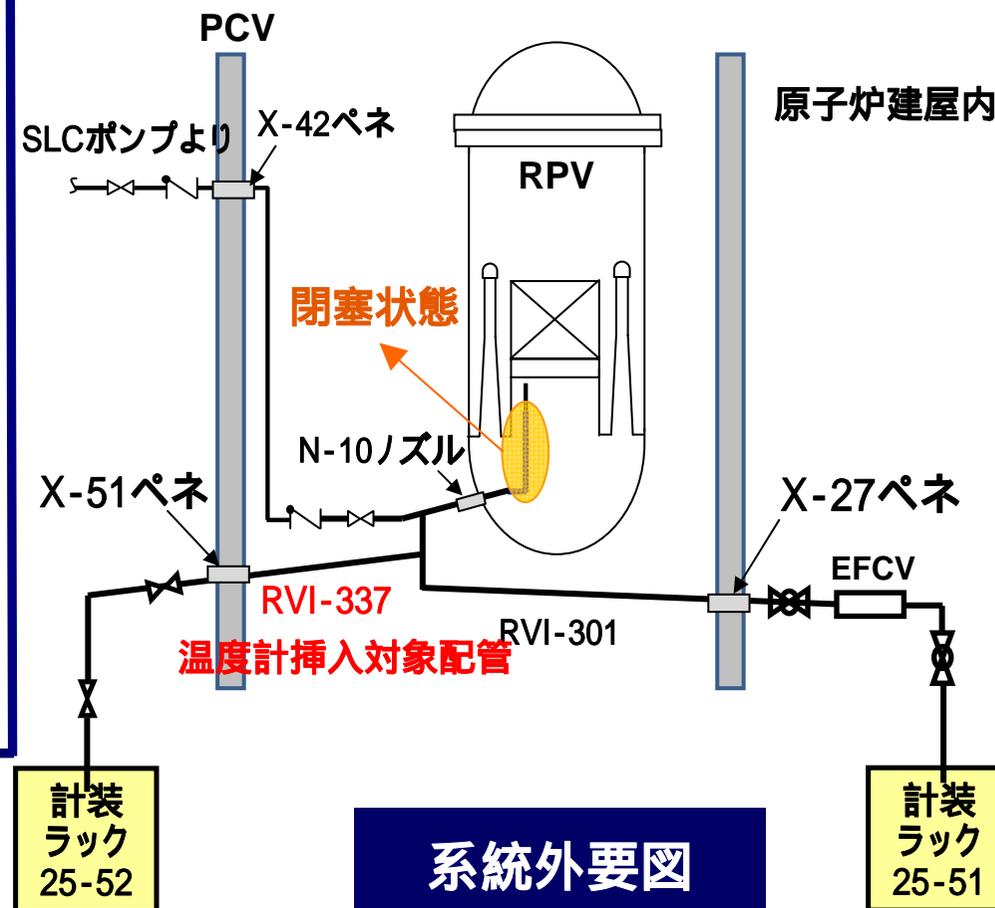
配管改造後の水抜き・フラッシング

【目的】水張り水ドレン抜き、X-27ペネ側フラッシング

温度計挿入

モックアップ試験(9月14日)

【目的】N2加圧性能、落水経路確認



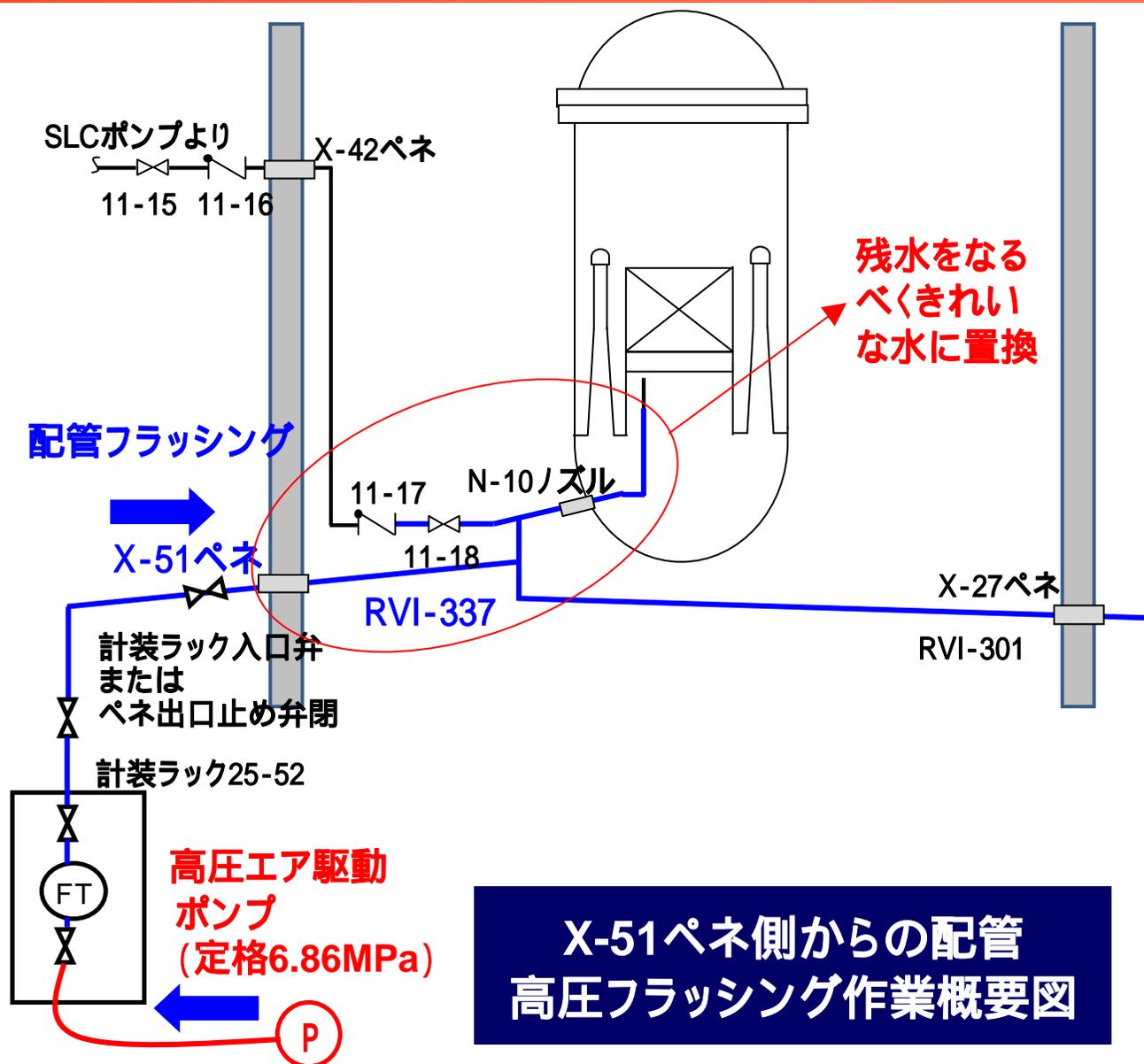
2. 高圧フラッシング作業の概要と結果

■高圧エア駆動ポンプを用いた配管フラッシング(水置換)を実施(9月15日)

■1時間で**36リットル注水**
 ■始めの約30リットルまではスムーズに注水されたが、その後は注水速度が落ち、8月10日実施のフラッシングと同様の結果であった

閉塞状態の変化はないものと推定

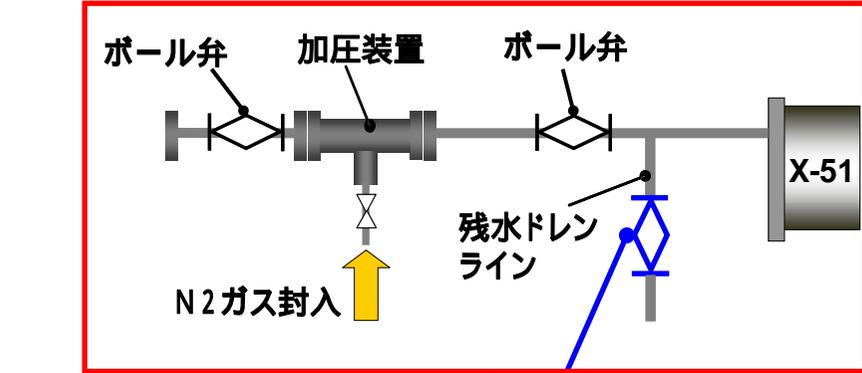
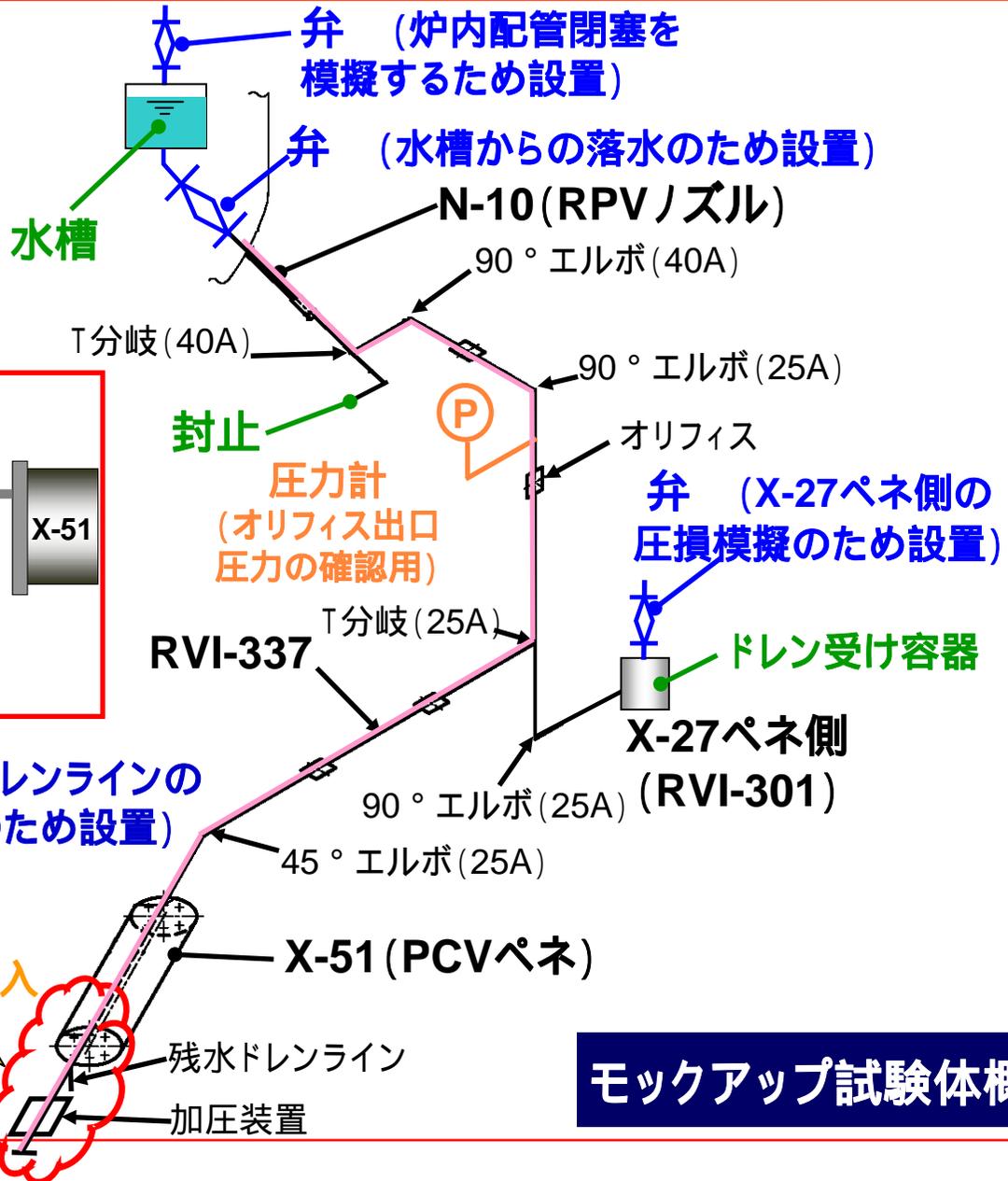
■**X-51ペネ配管表面線量に変化なし**
 (作業前後で10.8mSv/h)



X-51ペネ側からの配管
高圧フラッシング作業概要図

3. モックアップ試験 目的、モックアップ試験体

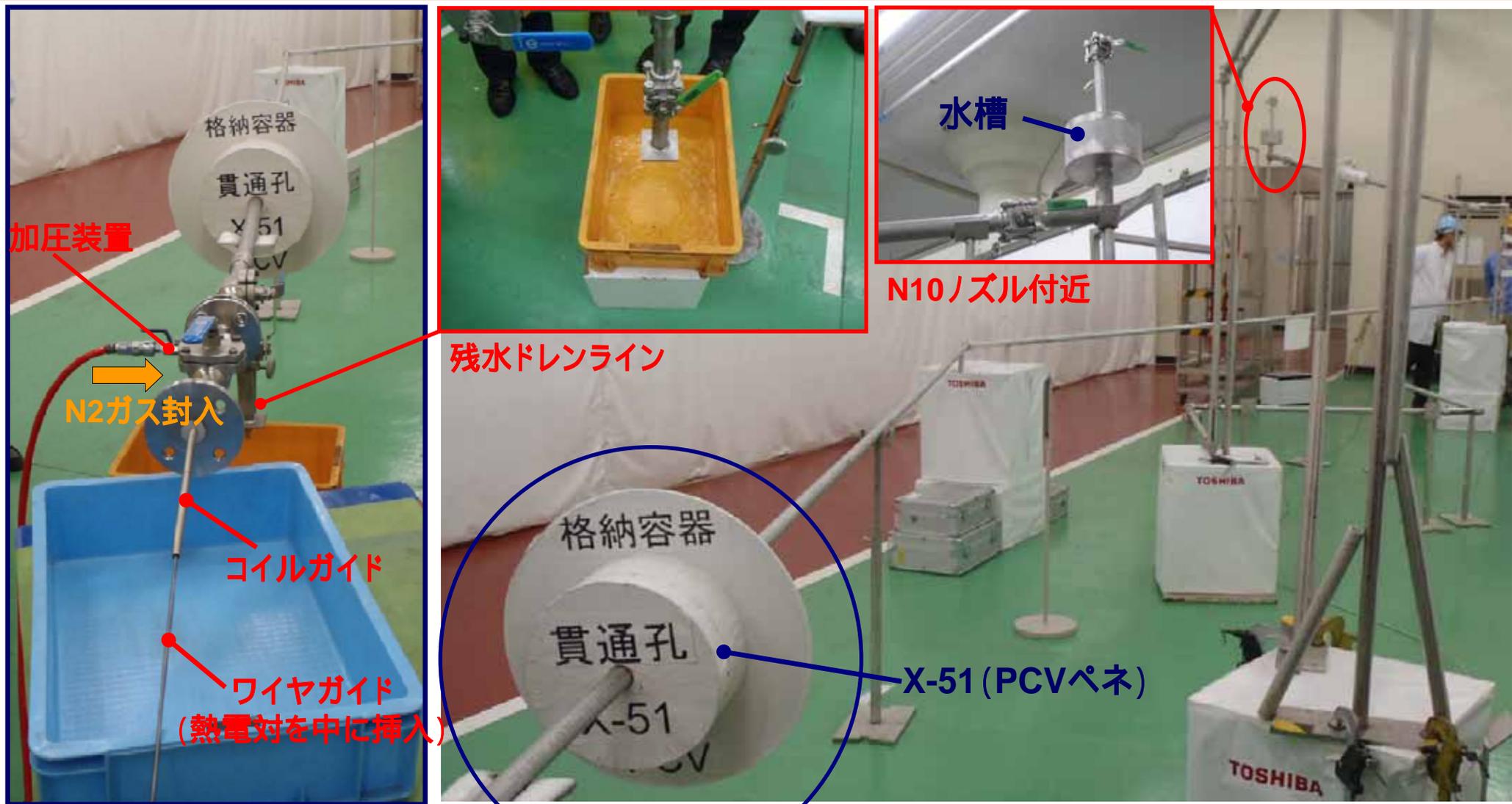
■目的
温度計挿入時の残水処理が
確実にできることを、実機と同じ
系統配管を模擬したモックア
ップ試験体にて確認する。



—:温度計挿入ルート

モックアップ試験体概要

4. モックアップ試験 モックアップ試験体



A部より手前側(温度計挿入口)

A部

モックアップ試験体の全景写真

5.モックアップ試験 試験内容

配管内の挿入物の状態によりドレン水の出方が変わるため、実際の作業手順に沿った試験条件を設定(下記4ケース)し、残水ドレンライン、コイルガイド及びワイヤガイドからの落水量を測定。なお、N2は常時封入した状態にて実施。

■試験条件

- ケースa: 挿入機器無し
- ケースb: コイルガイドのみオリフィスまで挿入
- ケースc: コイルガイド + 内視鏡をオリフィスまで挿入、落水開始後に内視鏡のみ引き抜き
- ケースd: コイルガイドをオリフィスまで挿入し、ワイヤガイドをN-10ノズルまで挿入

〈コイルガイド外観〉

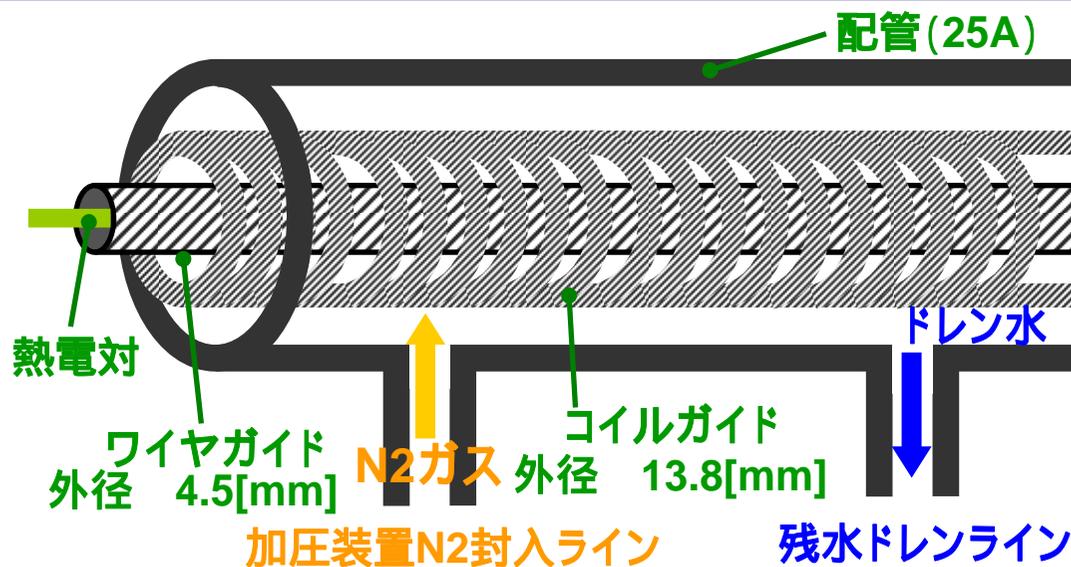


あらかじめ配管内に敷設し通り道を確認

〈ワイヤガイド外観〉



コイルガイド敷設後、熱電対が挿入されたワイヤガイドをコイルガイド内部に通す



配管内挿入物の位置関係(概略図)

6.モックアップ試験 試験結果

■ケースa～dのいずれの試験条件でも、**温度計挿入口からの落水は認められなかった。**

■想定RPV圧力(約2kPa)に対しオリフィス出口圧力が高い圧力(3.6kPa以上)となっており、**RPV側ガスとの隔離機能は維持**されている。

モックアップ試験では設備上の制約のため低流量(工場エア使用;150L/min)で実施したが、実際の作業時にはこれより高流量の設備を用意する。

ケース	水量 [mL]	オリフィス 出口 圧力 [kPa]	弁の開度				落水量[mL]				
			弁	弁	弁	弁	X-27側	残水 ドレン ライン	温度計挿入口		
									コイル ガイド	ワイヤ ガイド	
a	1250	3.6	閉	開	設定値	設定値	閉	1196	0	0	-
b	1250	3.6	閉	開	設定値	設定値	閉	1162	5	0	-
c	1250	6.1	閉	開	設定値	設定値	閉	1100	40	0	-
d	1250	3.9	閉	開	設定値	設定値	閉	811	304	0	0

設定値: 下流配管の圧力損失を評価し、同じ圧力損失となるように設定した弁開度

1号機S / Cへの窒素封入について (今後の方針)

平成24年9月24日
東京電力株式会社



東京電力

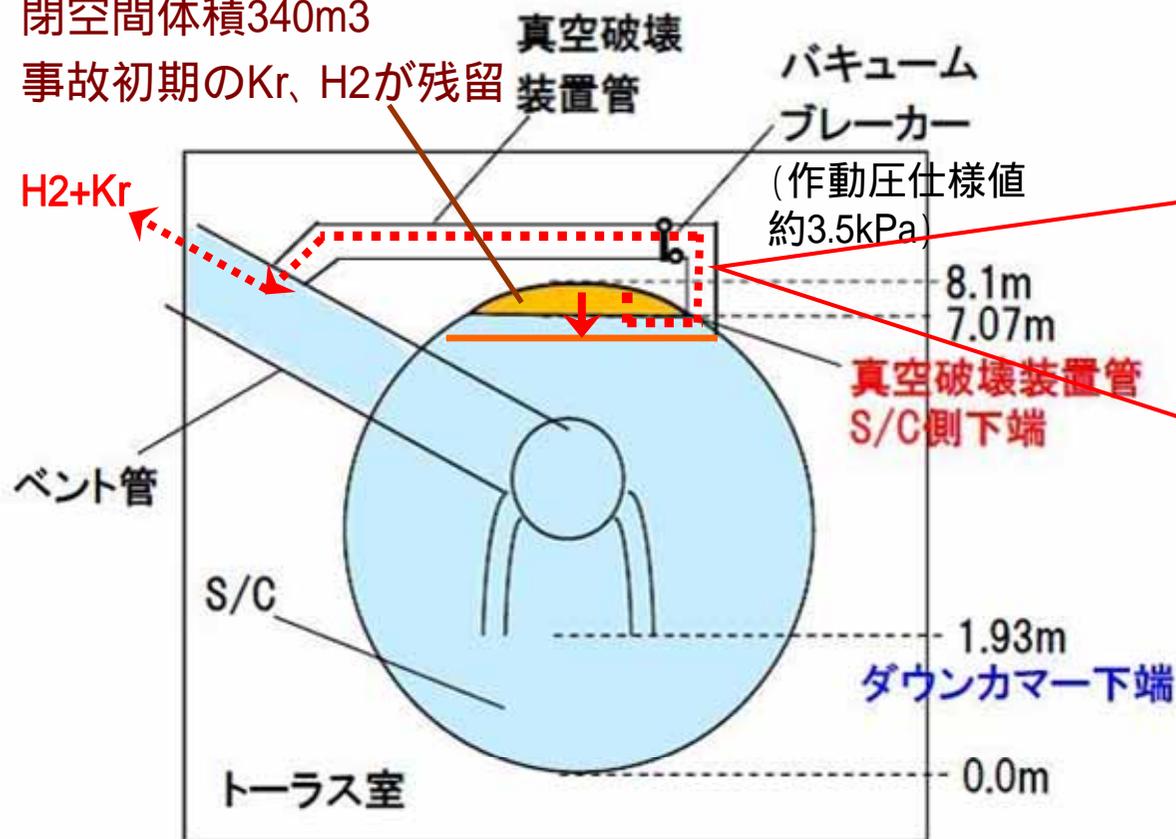
1. 推定メカニズムと検証方法

8月24日運営会議資料再掲

閉空間体積340m³

事故初期のKr、H₂が残留

H₂+Kr



推定メカニズム

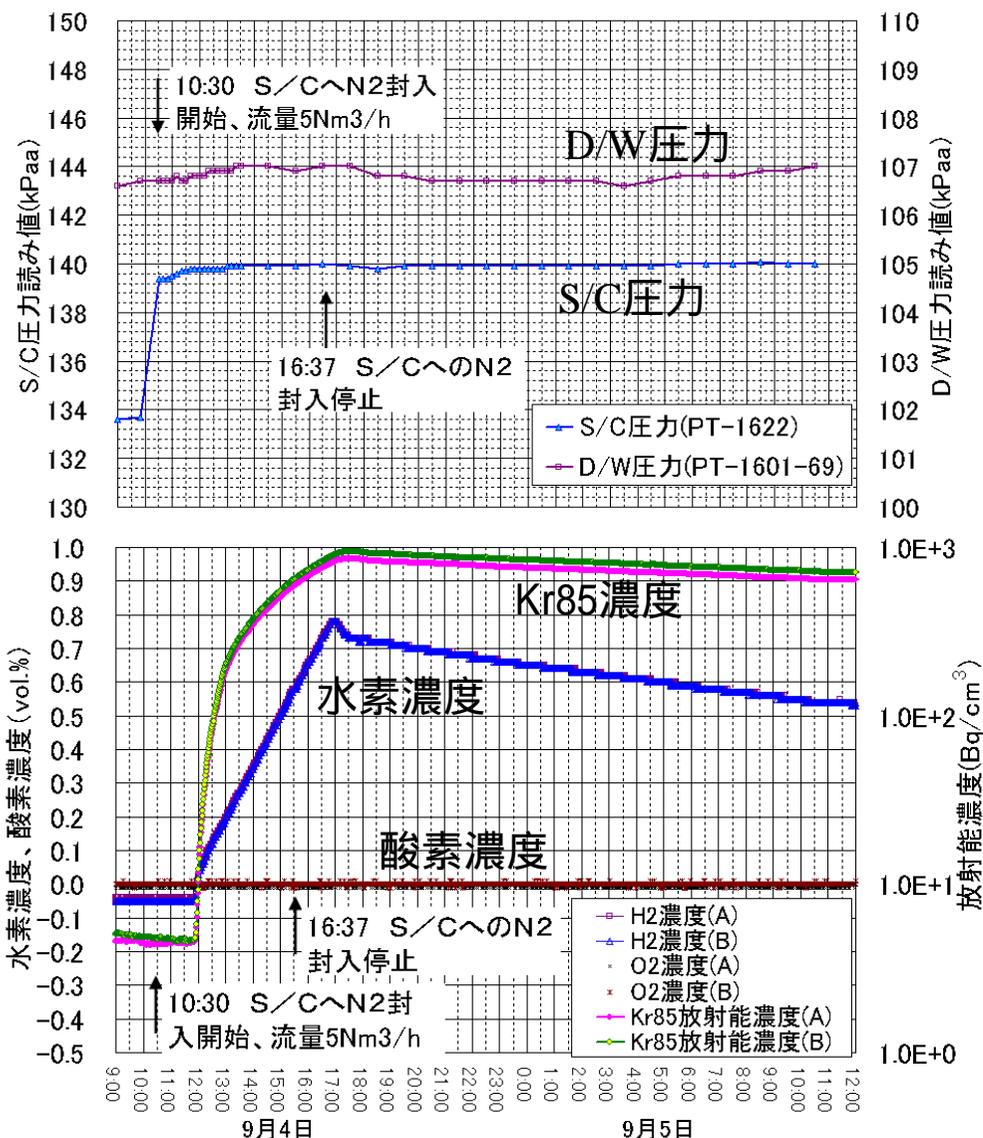
S/C圧の低下(D/W圧やPCV水位の低下)によりS/C内水位が低下し、上部閉空間内ガス(水素、Kr85)が真空破壊装置管を経てD/Wへ排出
S/C上部のガスが排出されると、再びS/C内水位が上昇し、流出が止まる

を繰り返す

検証方法

■推定メカニズムを検証するため、S/C内へ窒素を封入し、応答を確認する

2. S / C への窒素封入結果



✓N2封入開始後、S/C圧力が上昇
(S/C圧力計はN2封入ラインと同じX205ペネから取出されている)

✓D/W圧力は微小に上昇



X205ペネを通してN2は封入されているものと判断

✓1時間程度の時間遅れを伴って、12時頃からKr85濃度・水素濃度が上昇開始

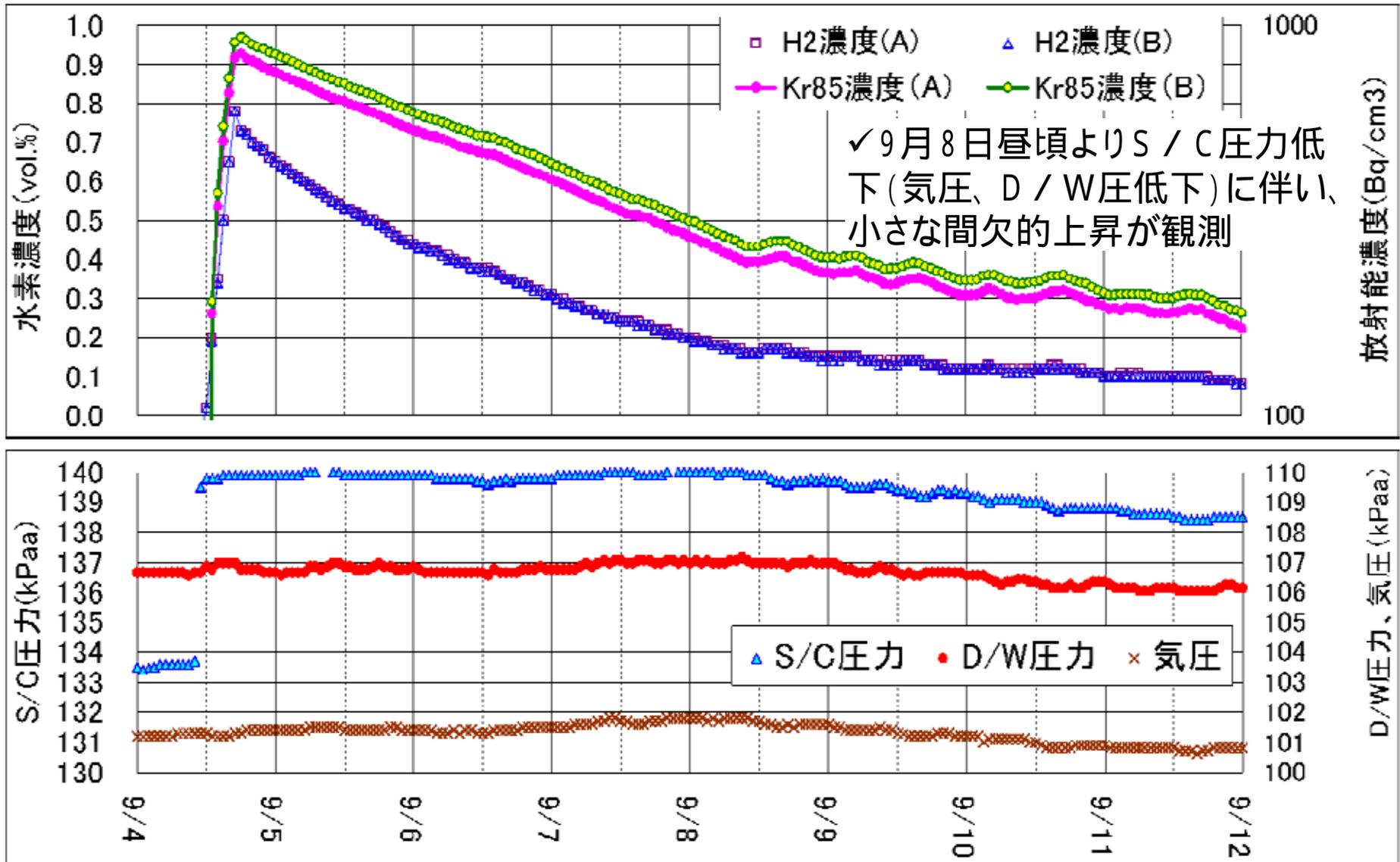
✓酸素濃度は上昇なし



・推定メカニズム通り、S/CからD/Wへ押し出されたものと考え

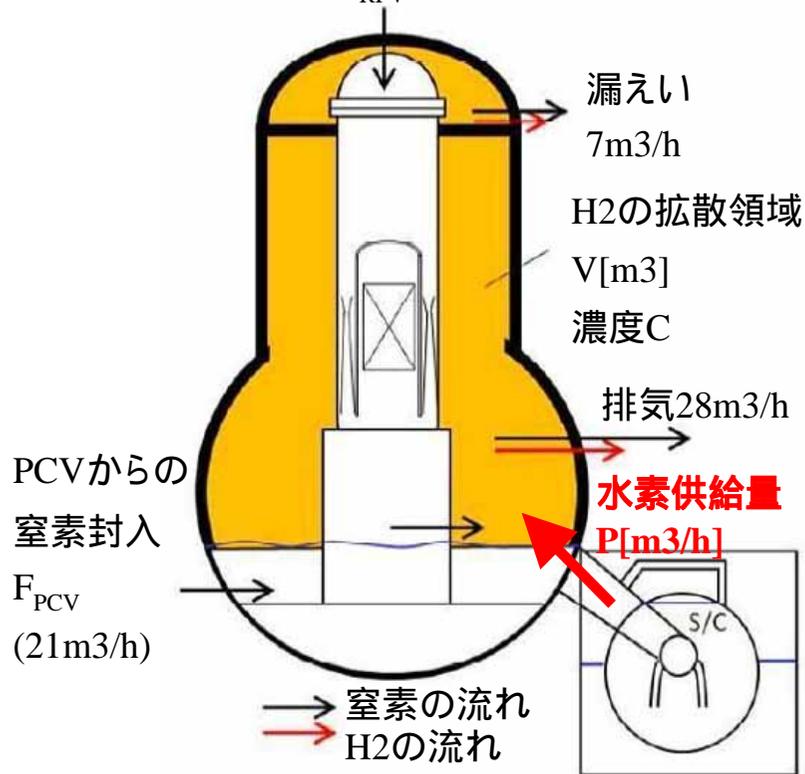
・S/C内の酸素濃度はほぼ0と考え

(補足) Kr85・水素濃度の1週間経過までの挙動



3. 結果の考察

RPVからの窒素封入 F_{RPV} (14m³/h)

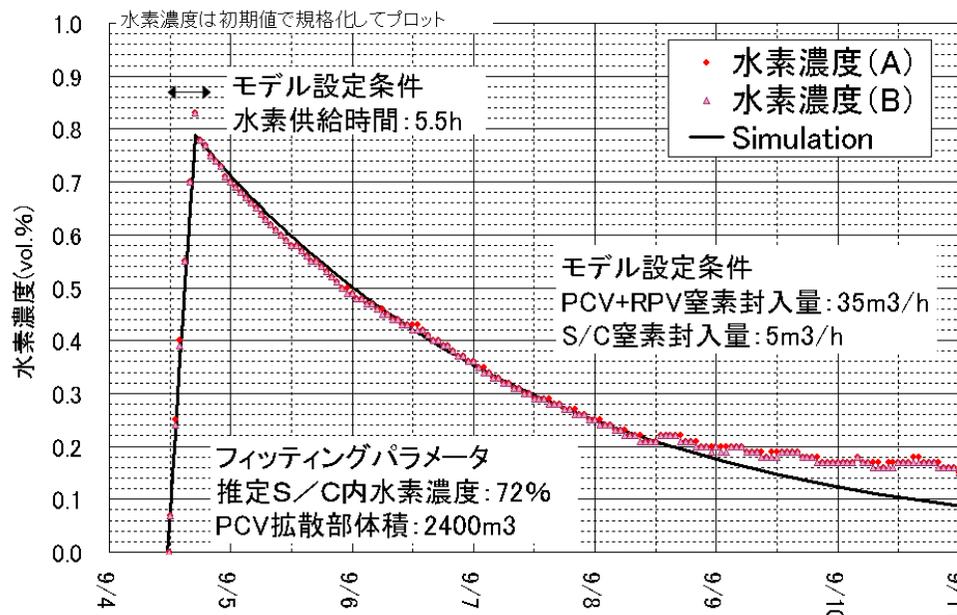


D/W内濃度Cの時間変化

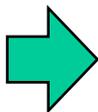
$$\frac{dC}{dt} = \frac{P}{V} - \frac{CF_{total}}{V}$$

供給項 排気項

今回の結果にあてはめてS/C内水素濃度を推定



設定条件のもと、
 減衰の傾きから「PCV拡散部体積」を求める。
 水素濃度上昇幅から「S/C内水素濃度」を求める。
 ・9/8以降のプロットは、圧力変動による自然発生的間欠放出の影響があるため、フィッティング対象範囲外とした

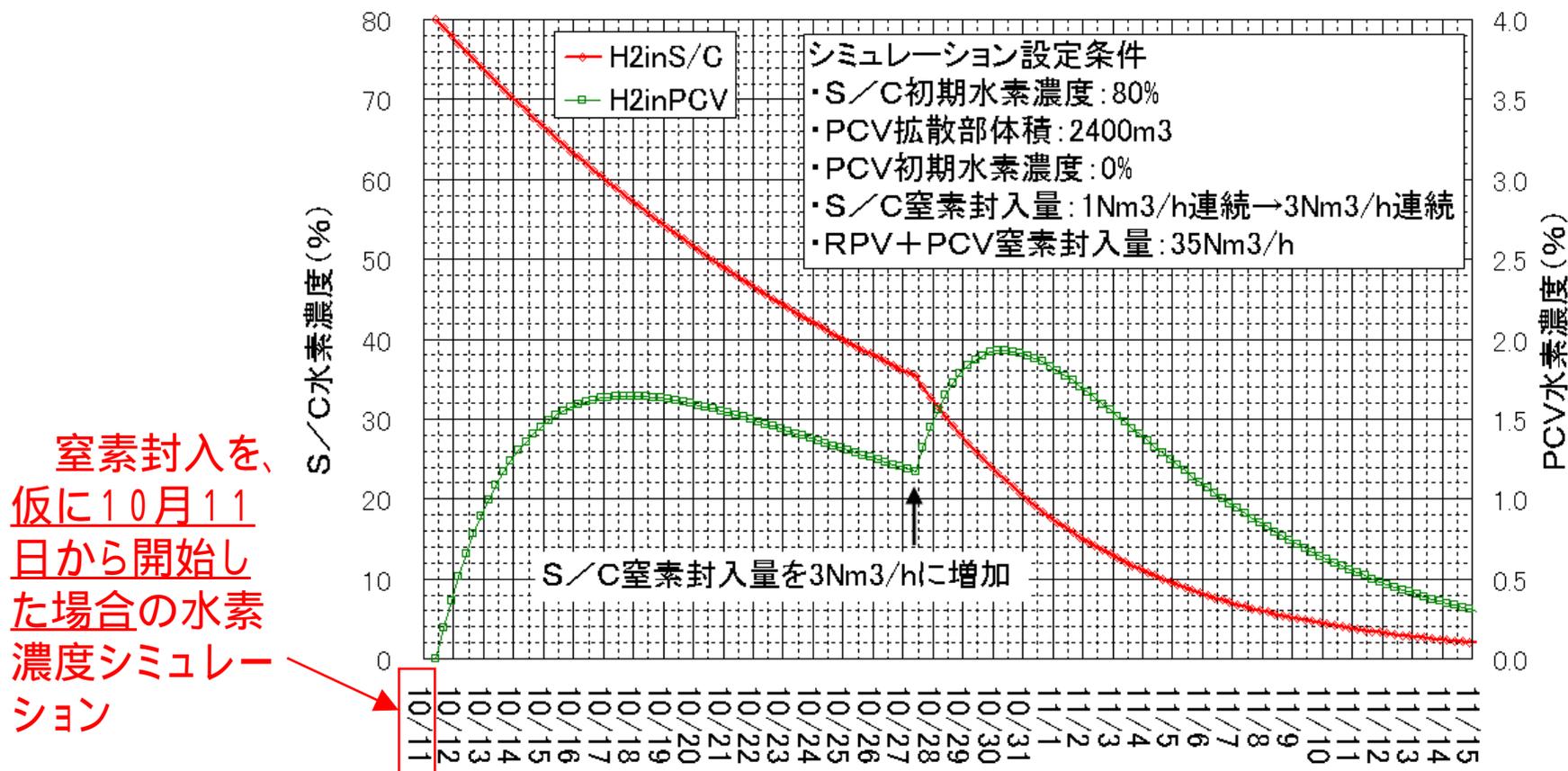


S/Cの水素濃度推定値を約72%、PCV拡散部体積を約2400m³とすると、今回の推移を模擬可能。

4. 今後のアクション

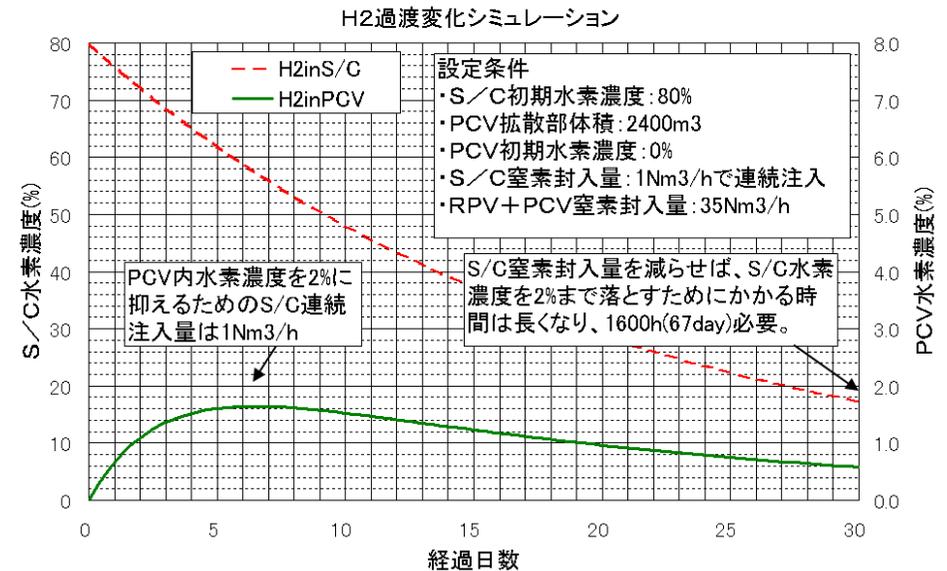
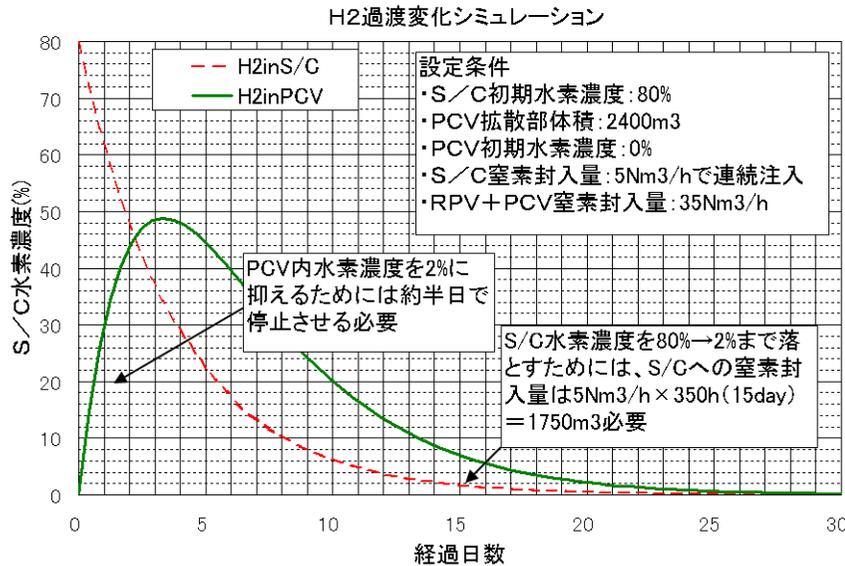
■ 10月下旬()よりS/C内への窒素の連続注入による、残留ガスの追出し(パージ)を行う。その際、PCV内の水素濃度が2%を超えないように窒素封入量をコントロールする。

()低流量計の調達、PCVエントリー調査工程を鑑み、10月下旬頃より実施



(参考1) S / C パージシミュレーション-その1-

ケーススタディ(例):



➤ S/C窒素封入流量5Nm³/hで連続注入した場合は、PCV水素濃度が4%を超える

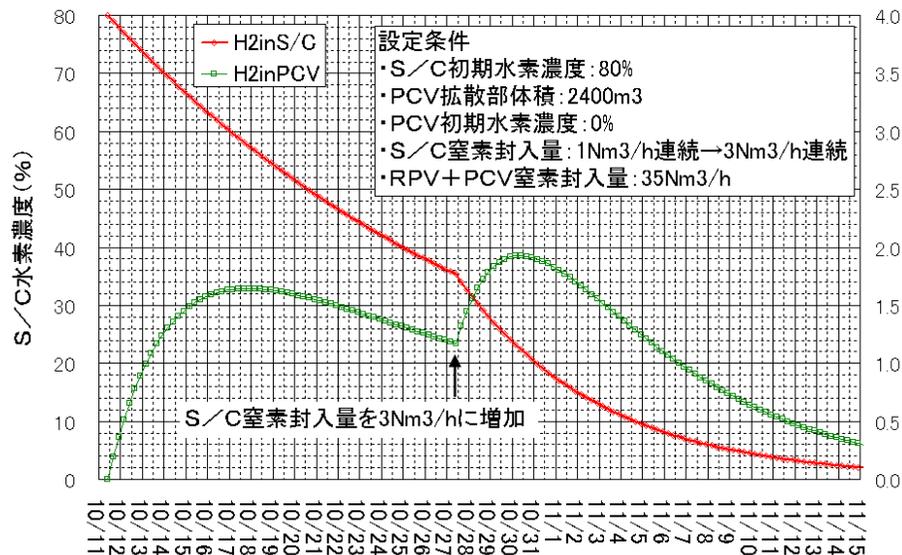
➤ PCV水素濃度を2%に抑えるために約半日で停止させる必要(間欠的にパージ操作を繰り返す必要)

➤ S/C連続窒素封入流量を1Nm³/hとするとPCV水素濃度は2%を超えない

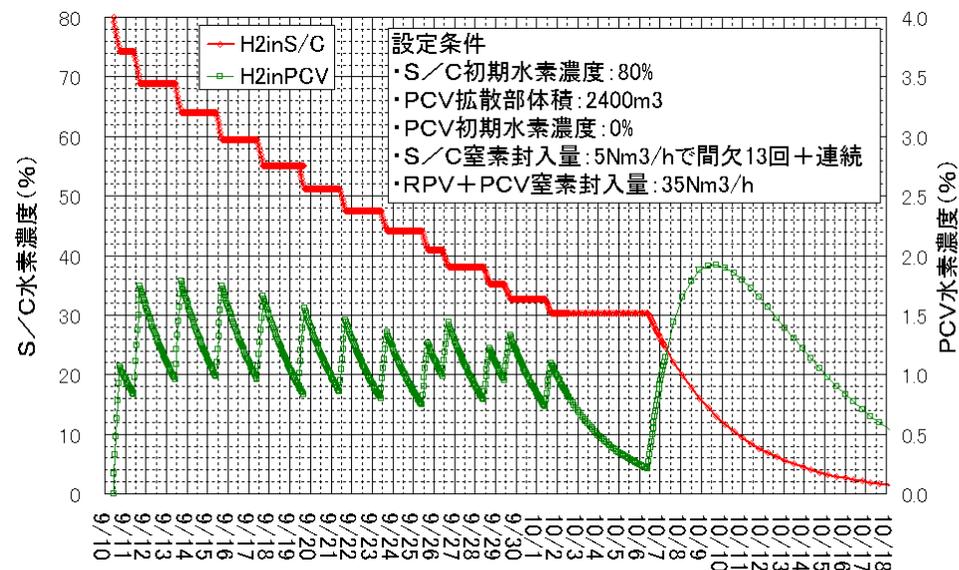
➤ 現状、S/C窒素封入流量計の最低目盛が5Nm³/hのため、流量計の交換が必要

(参考2) S / C パージ工程案

工程案1 (連続封入)



工程案2 (間欠封入)



- PCV内水素濃度の上限を2%に計画
- 濃度上昇を緩やかとするため低窒素流量でパージ(低レンジ流量計への交換が必要)
- 現場作業量、被ばく線量低減のため連続封入によるパージ

工程案1を採用する

流量計の調達、PCVエントリー調査工程を鑑み、10月中旬頃より、連続封入パージ操作を計画

1号機原子炉格納容器（PCV）内部調査の 実施について

平成24年9月24日

東京電力株式会社



東京電力

1. 目的・実施事項

【目的】

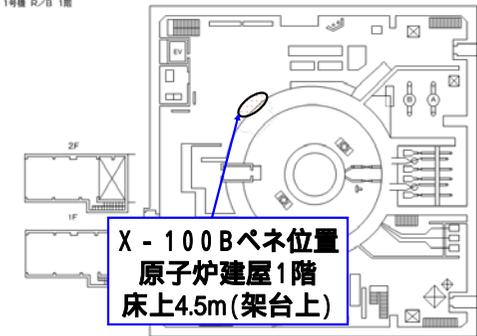
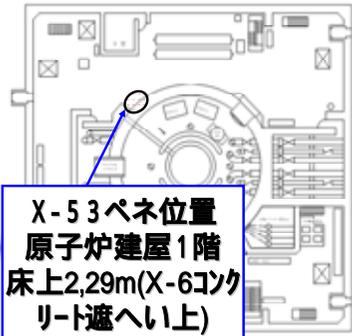
- ・ PCV内データ直接採取による既採取データの信頼性検証
- ・ 画像取得等によるPCV内部の機器等の状況把握

【実施事項】

PCV貫通部(X-100B, (原子炉建屋1階))に穴を開け、調査装置を挿入することにより、以下の調査を実施する

No.	調査内容	調査装置
(1)	PCV内機器の状態を遠隔目視にて確認	CCDカメラ, パン・チルトカメラ
(2)	PCV内滞留水の水位をCCDカメラで確認	CCDカメラ
(3)	PCV内の線量を測定	CCDカメラ, 線量測定器
(4)	滞留水の採取・分析	CCDカメラ, サンプリング装置
(5)	PCV内の雰囲気温度, 滞留水温度, 滞留水水位の 継続監視	CCDカメラ, 熱電対, 漏水センサ

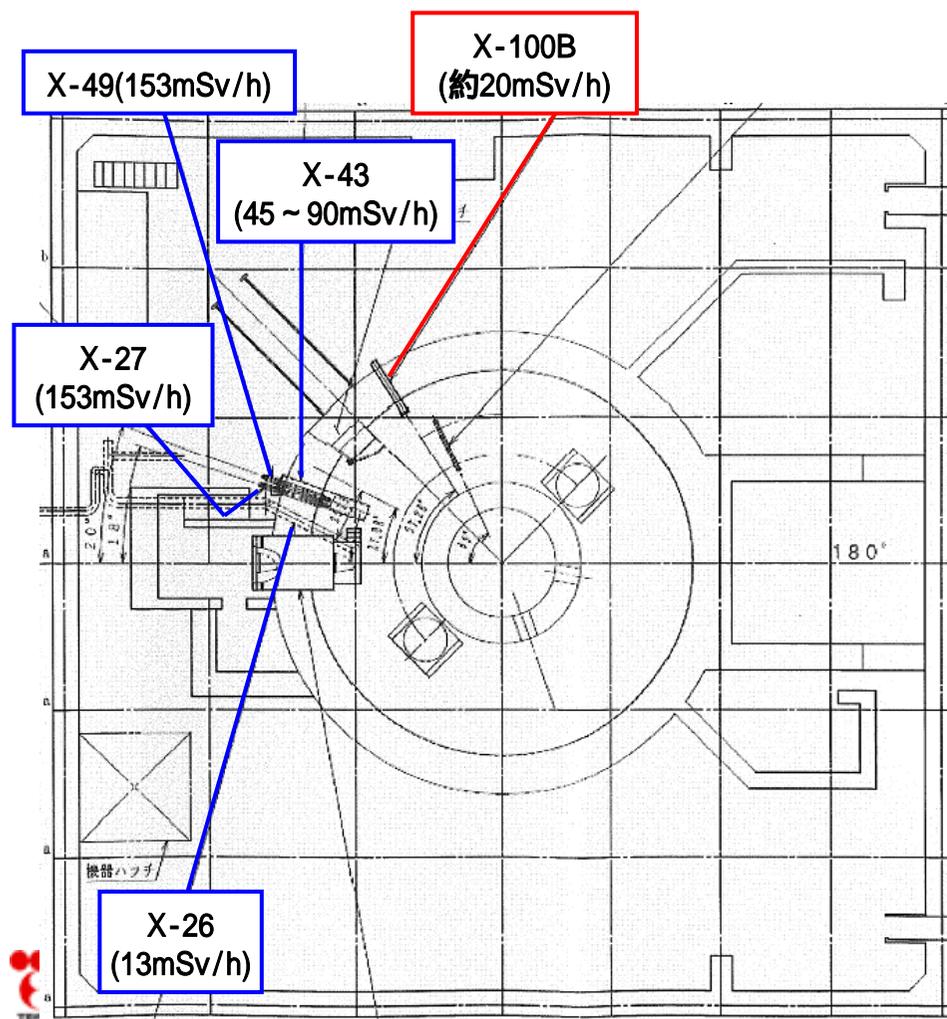
2. 原子炉格納容器内部調査の検討状況

号機	1号機	2号機		3号機
調査回数	1回目	1回目	2回目	1回目
調査支援X-カ	日立GE	東芝		東芝
使用貫通部	 <p>X-100Bペネ位置 原子炉建屋1階 床上4.5m(架台上)</p> <p>X-100B (PCV機器ハッチ上部)</p>	 <p>X-53ペネ位置 原子炉建屋1階 床上2.29m(X-6コソ リ-ト遮へい上)</p> <p>X-53 (X-6 CRD点検ハッチ上部)</p>	X-53 (予定)	
実施・測定項目	<ul style="list-style-type: none"> 目視映像取得 雰囲気温度・線量測定 水位・水温測定 滞留水の採取・分析 監視計器の常設 	<ul style="list-style-type: none"> 目視映像取得 雰囲気温度測定 	<ul style="list-style-type: none"> 水位・水温測定 雰囲気線量測定 	※高線量の為、線量低減対策要
実施時期	H24年10月上旬(予定)	H24.1.19済	H24.3.26,27済	—

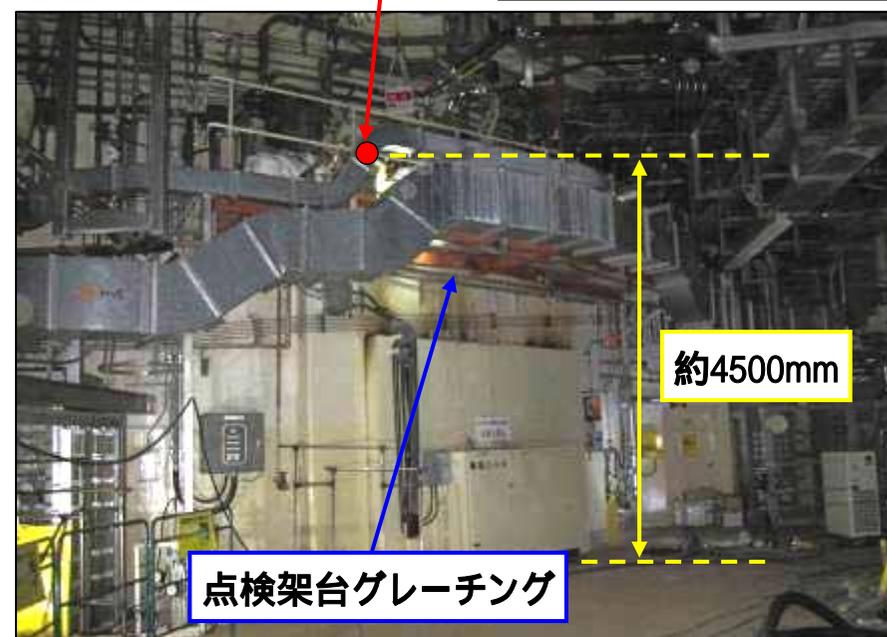
3. 調査に用いるPCV貫通部の選定

- ・ 作業性・アクセス性を考慮し1階に設置されていること
- ・ PCV貫通部まわりの線量が低いこと

➔ X-100Bを選定



X-100B (概略)
グレーチングの上方で
ダクトの奥側となる。



4. 作業ステップの概要

①貫通部X-100Bの穴あけ加工



②首振り機構を有するカメラ（パン・チルトカメラ）を用いた
内部調査（グレーチング上）



③CCDカメラによる内部調査（グレーチング下）およびPCV内
滞留水水位測定



④PCV内の線量測定（計10箇所）



⑤PCV内滞留水採取

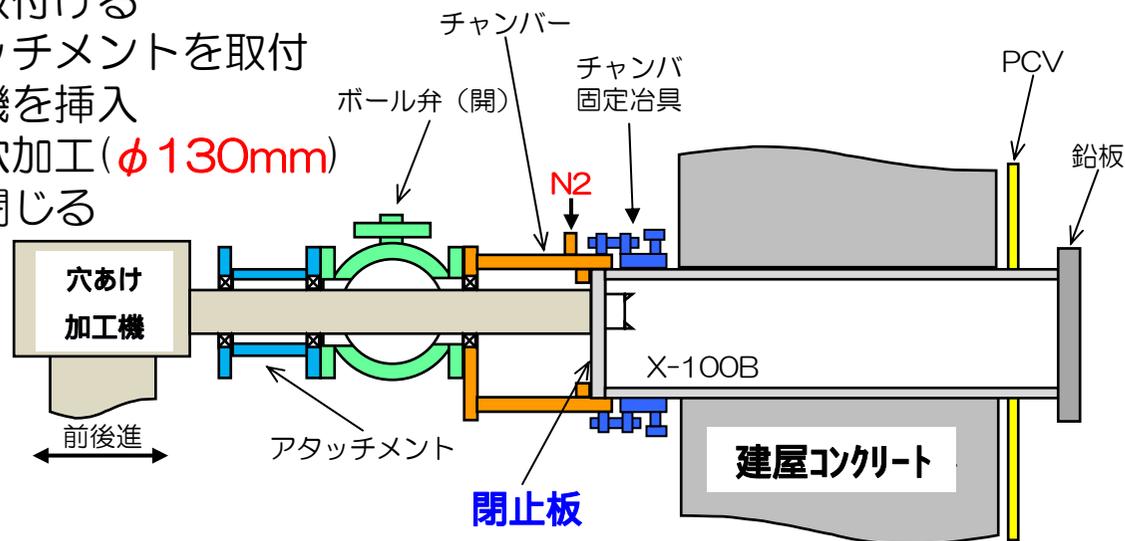


⑥常設監視計器の設置（PCV内雰囲気気温度，PCV内滞留水温度，
PCV内滞留水水位）

5. PCV貫通部X100B穴あけ工事の概要

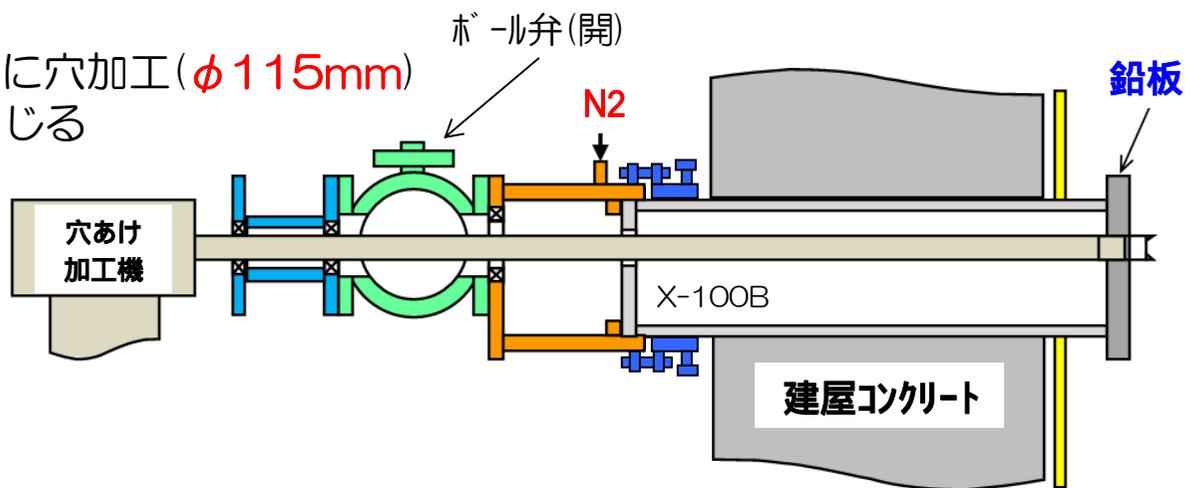
閉止板穴あけ加工

- ① X-100Bにチャンバーを取付ける
- ② チャンバーにボール弁, アタッチメントを取付
- ③ ボール弁を開き, 穴あけ加工機を挿入
- ④ 加工機を前進させ, 閉止板に穴加工($\phi 130\text{mm}$)
- ⑤ 加工機を後退し, ボール弁を閉じる



鉛板穴あけ加工

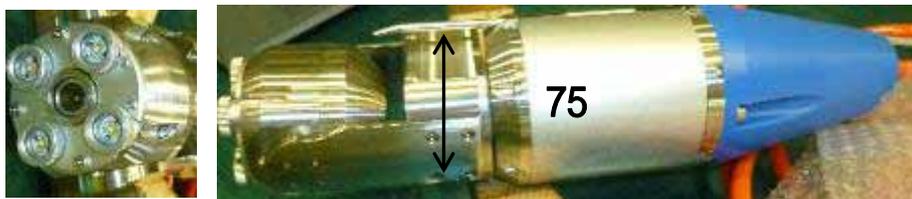
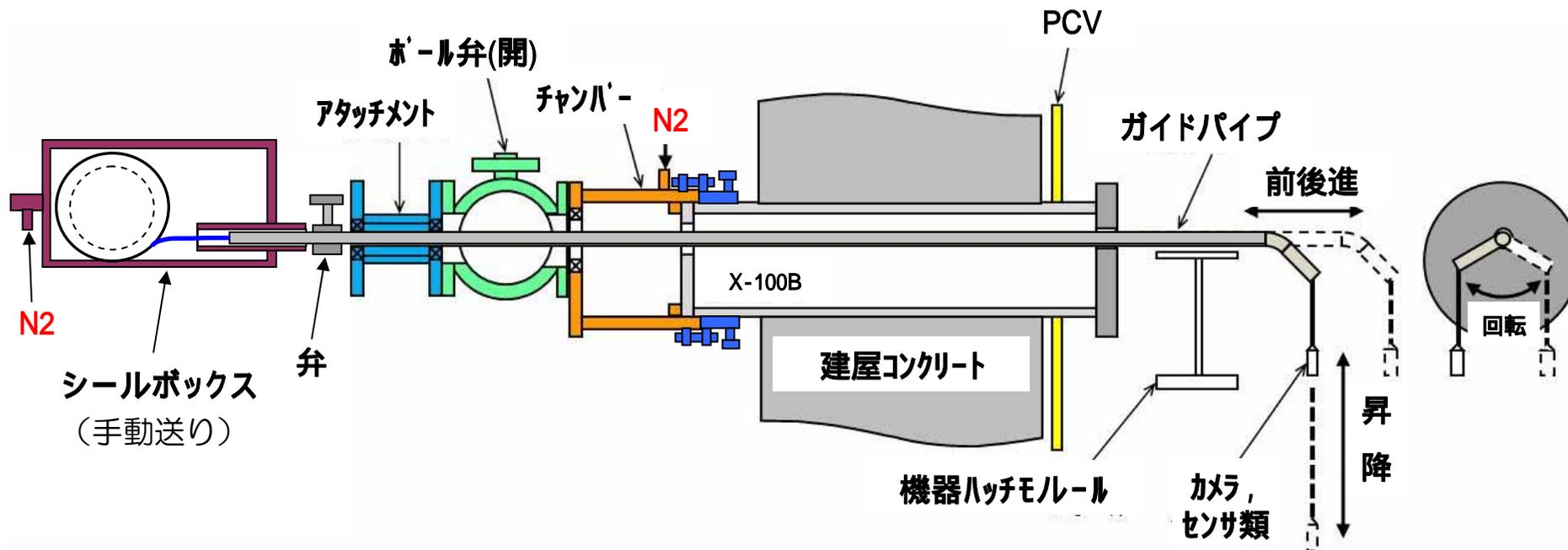
- ① 鉛板加工用の刃物に交換
- ② ボール弁を開き, 加工機を挿入
- ③ 加工機を前進させながら, 鉛板に穴加工($\phi 115\text{mm}$)
- ④ 加工機を後退し, ボール弁を閉じる



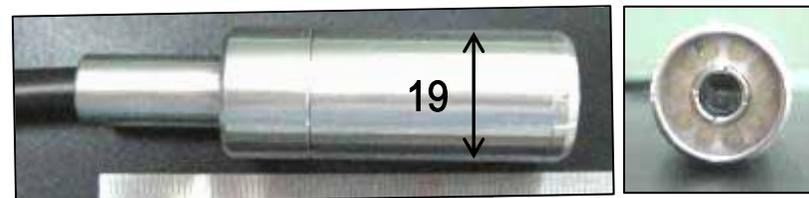
6. PCV内部のカメラによる調査の概要

PCV内部確認

- ①ボール弁を開き、ガイドパイプ（外径： $\phi 110\text{mm}$ ，内径： $\phi 100\text{mm}$ ）を挿入
 - ②ガイドパイプ内にカメラ，センサー類を挿入し，PCVの内部確認
- ※グレーチングの上下でカメラを使い分ける（グレーチング開口：約 $90 \times 25\text{mm}$ ）

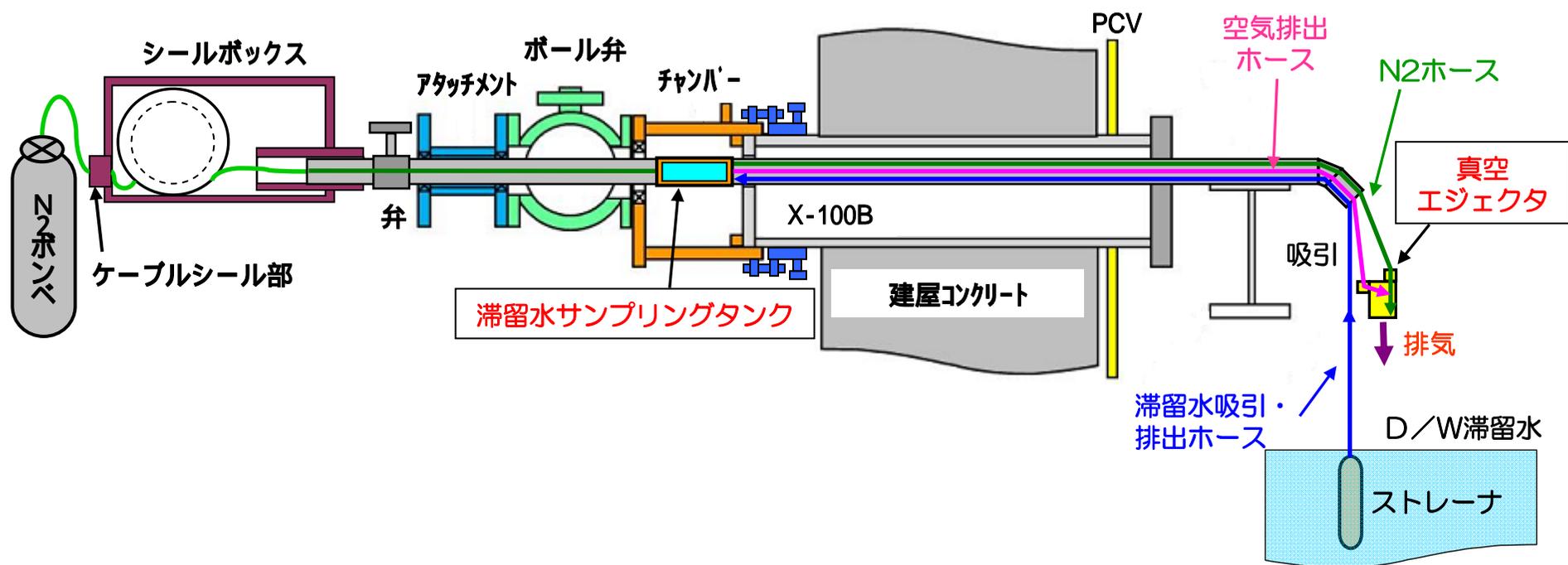


パン・チルトカメラ (D/W1階グレーチング上側用)



CCDカメラ (D/W1階グレーチング下側用)

7. PCV滞留水サンプリングの概要



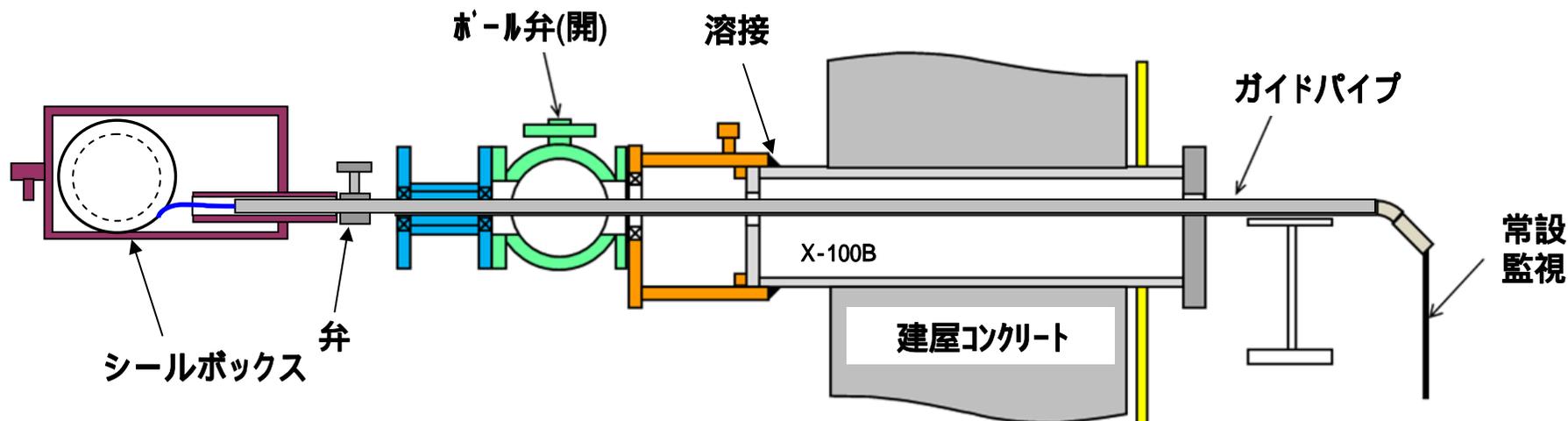
滞留水サンプリング方法

- ・ 真空エジェクタにN2を供給することで、滞留水サンプリングタンク内を真空にし、ストレーナを通してPCV内滞留水をタンク内へ採水する。
(採水量は250cc)
- ・ サンプリングタンクの線量をチャンバー部で測定し100mSv/h以下であることを確認する。
※ 100mSv/h以上の場合はN2加圧シタンク内から滞留水を排出

8. PCV内部常設監視計の概要

水位・温度常設監視

- ①センサー類をPCV内部に挿入した状態にして、**雰囲気温度・滞留水温度・滞留水水位を常設監視**



◎バウンダリの考え方

1. 穴あけ工事時および内部調査時

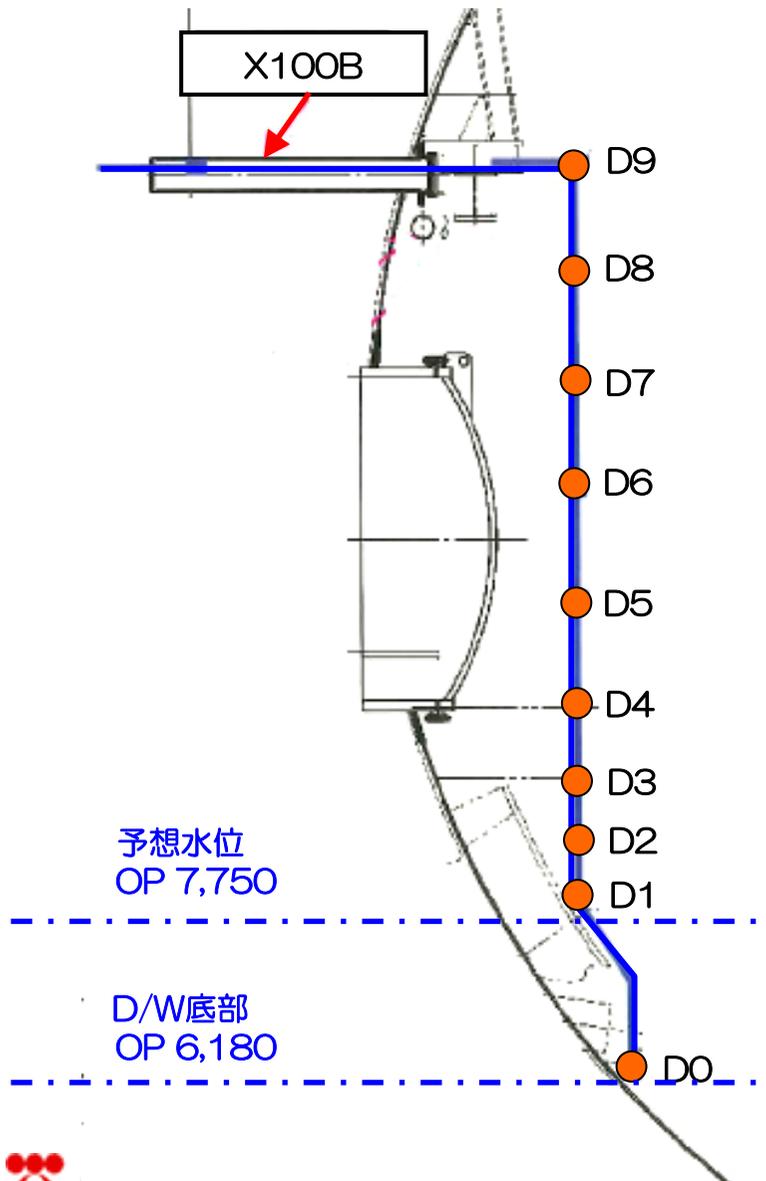
バウンダリ部は、**Oリング・ガスケット・オイルシールでシール**され、かつ**N₂を封入**することでPCV雰囲気ガスの流出を防止する。

2. 常設監視計設置後

Oリング・ガスケットでシールし、**0.3MPa程度の耐圧性**を持つ設計とする。

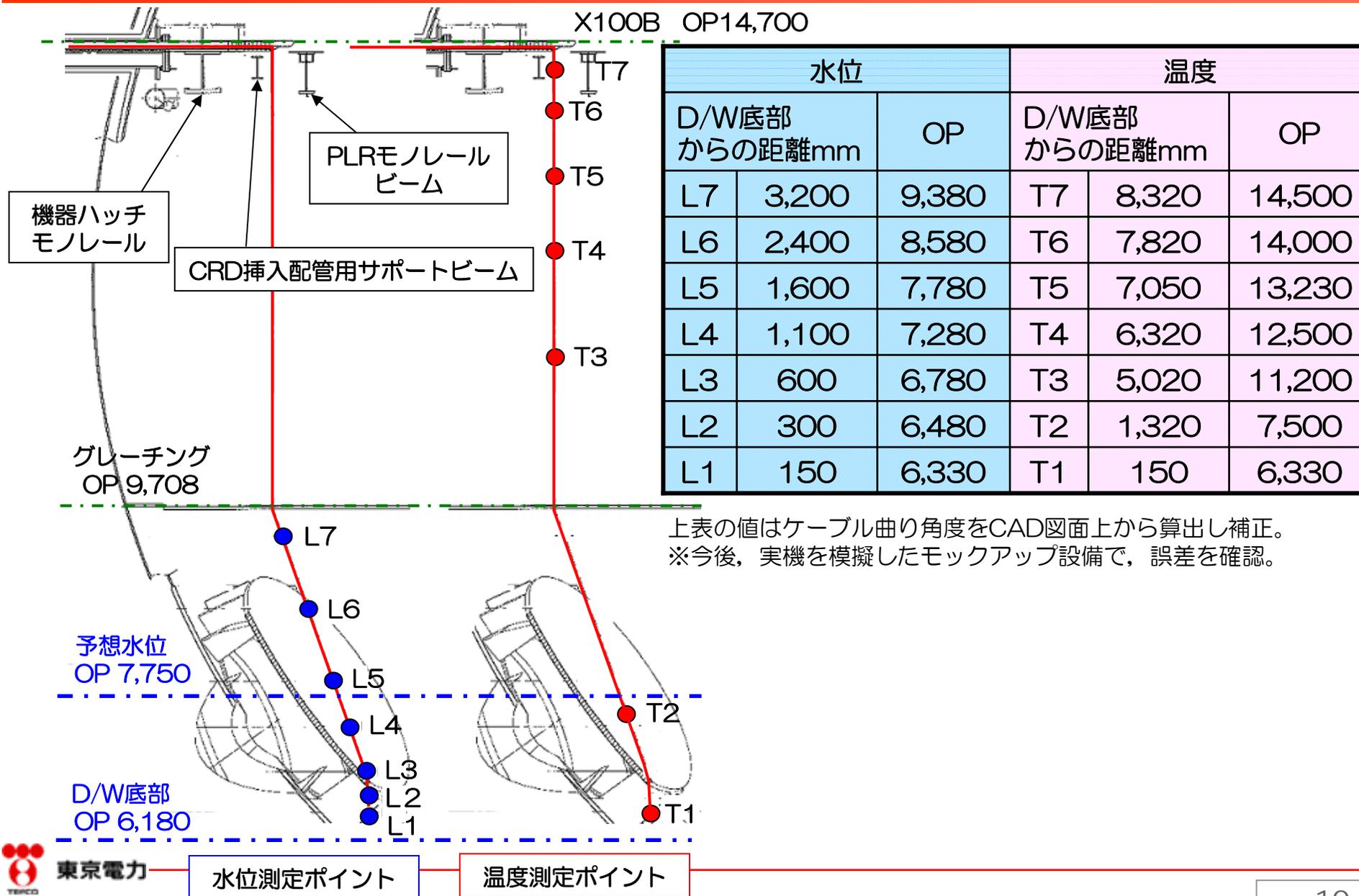
【バウンダリの詳細図はP 15・16参照】

9. 線量測定ポイント（予定）



線量計測定位置の高さ(mm)			
測定点	D/W底部からの距離	OP	測定点間隔
D9	8,595	14,775	—
D8	7,595	13,775	1,000
D7	6,595	12,775	1,000
D6	5,595	11,775	1,000
D5	4,595	10,775	1,000
D4	3,595	9,775	1,000
D3	2,795	8,975	800
D2	2,195	8,375	600
D1	15,95	7,775	600
D0	0	6,180	1,595

10. 温度・水位測定ポイント（予定）



11-1. モックアップ実施状況

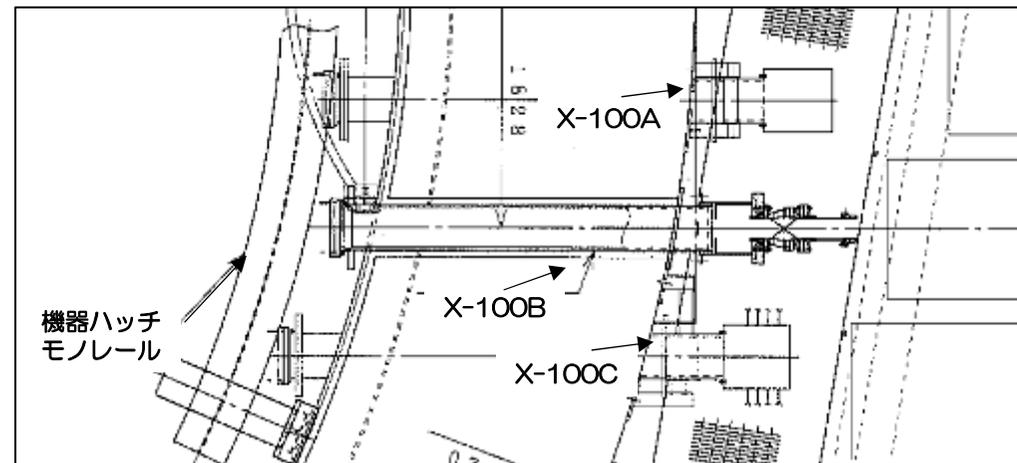
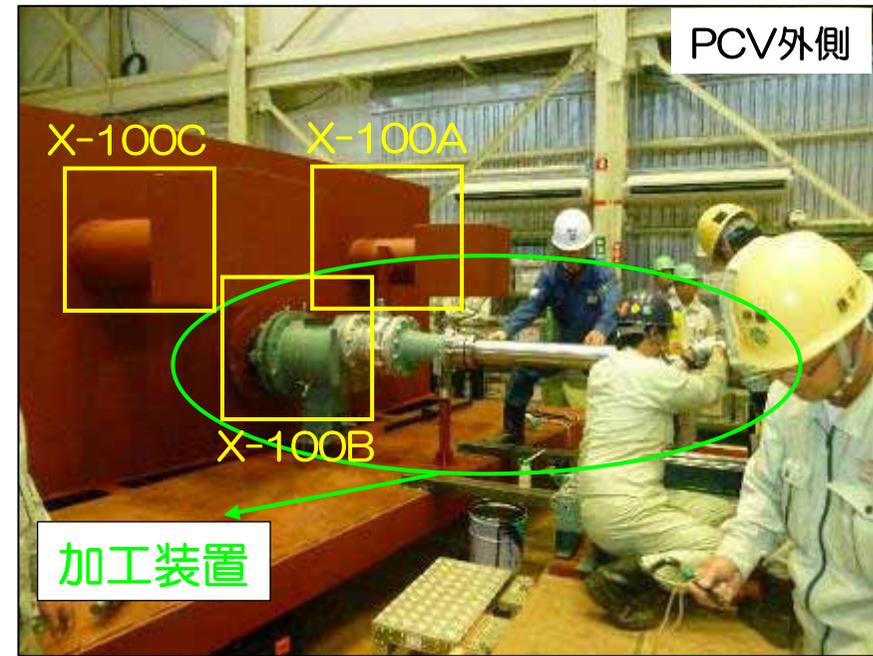
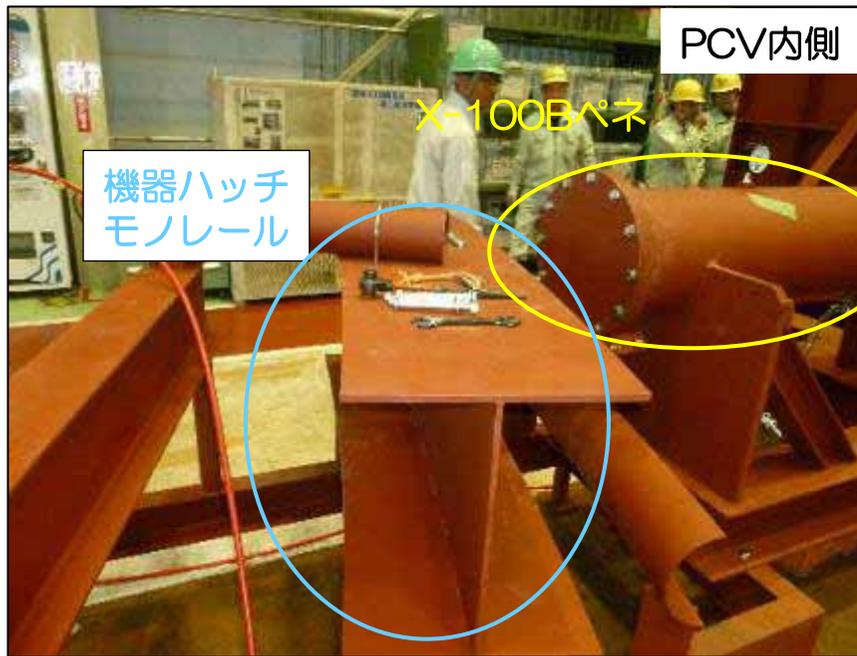
実機の寸法を模擬したモックアップ設備を新たに製作し、下記の事項を確認した。

- ・作業の成立性
- ・作業手順，作業時間（習熟訓練含む）
- ・バウンダリ性能

（モックアップ結果）

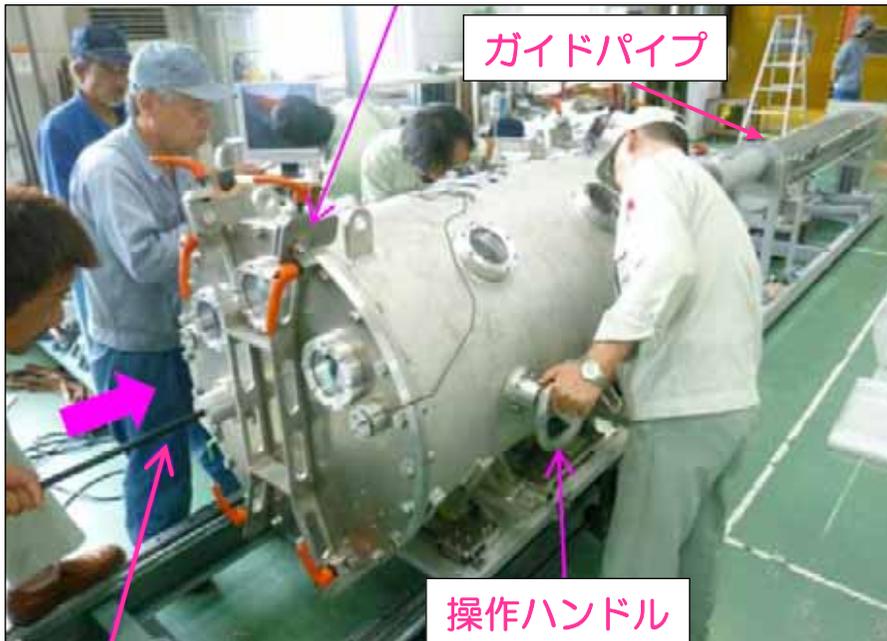
- ・PCV貫通口穴開け加工のモックアップは終了。
その結果，穴開け加工機は実機に対して，十分に適用可能であり，習熟度も向上した。
- ・内部調査関連（内部調査，線量測定，滞留水サンプリング，常設監視装置）のモックアップは実施中。
作業の成立性を確認する中で，装置の改良を実施。
今後，現場作業環境を考慮し，習熟度向上を図るため，継続して訓練を実施する。

1 1 - 2. PCV貫通口穴開け加工モックアップ風景



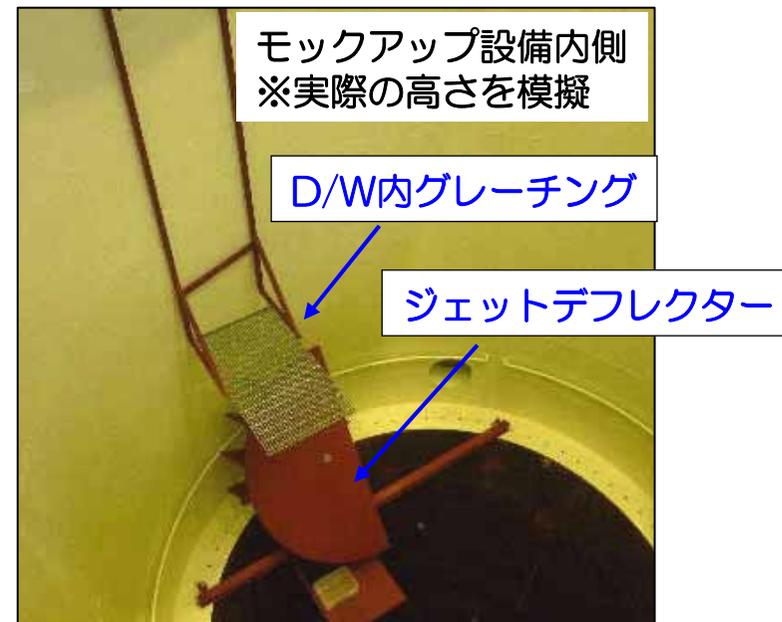
X-100Bペネ周りの概要図

1 1 - 3. 内部調査関連他モックアップ風景

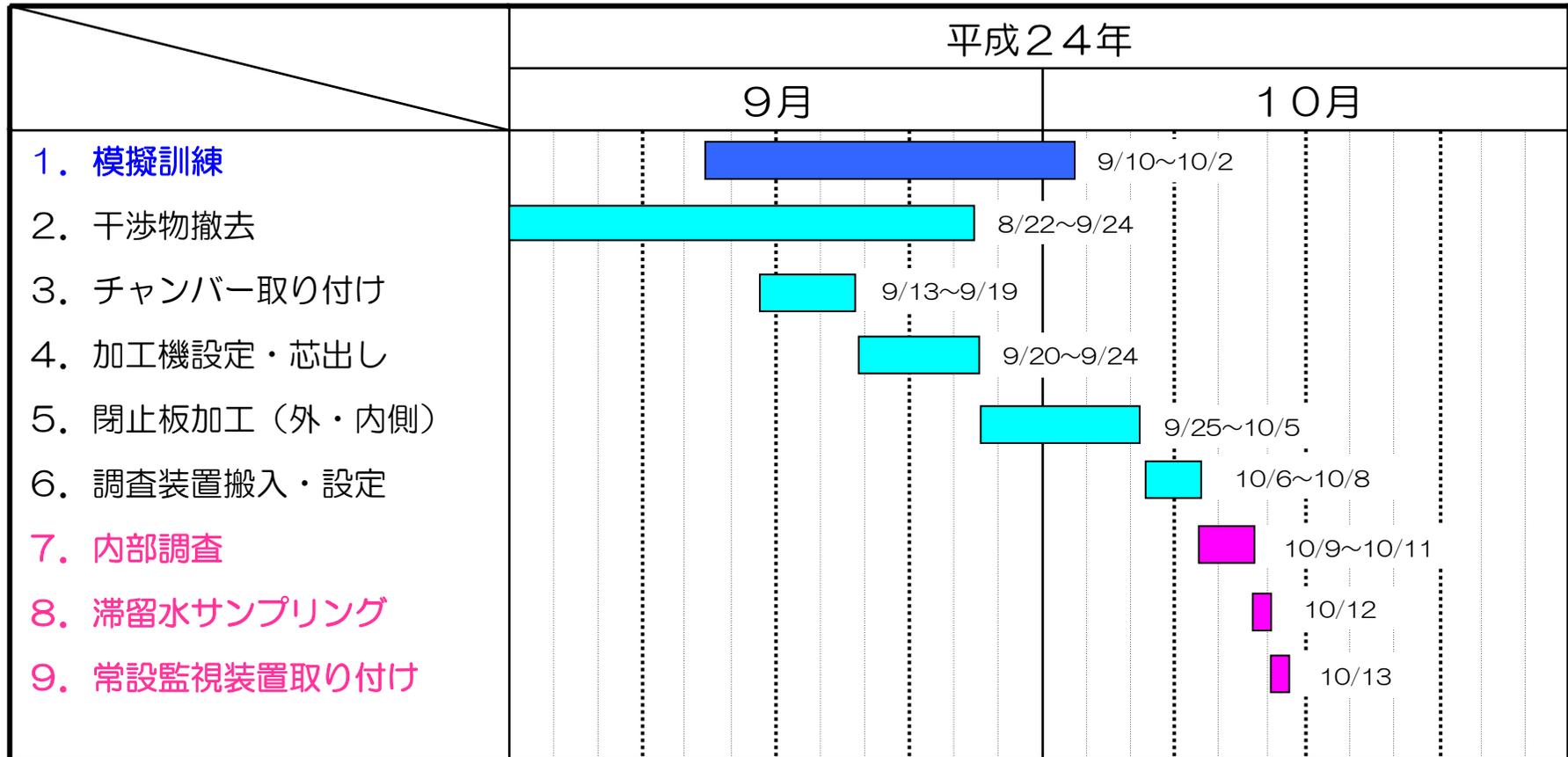


シールボックス

ガイドパイプ

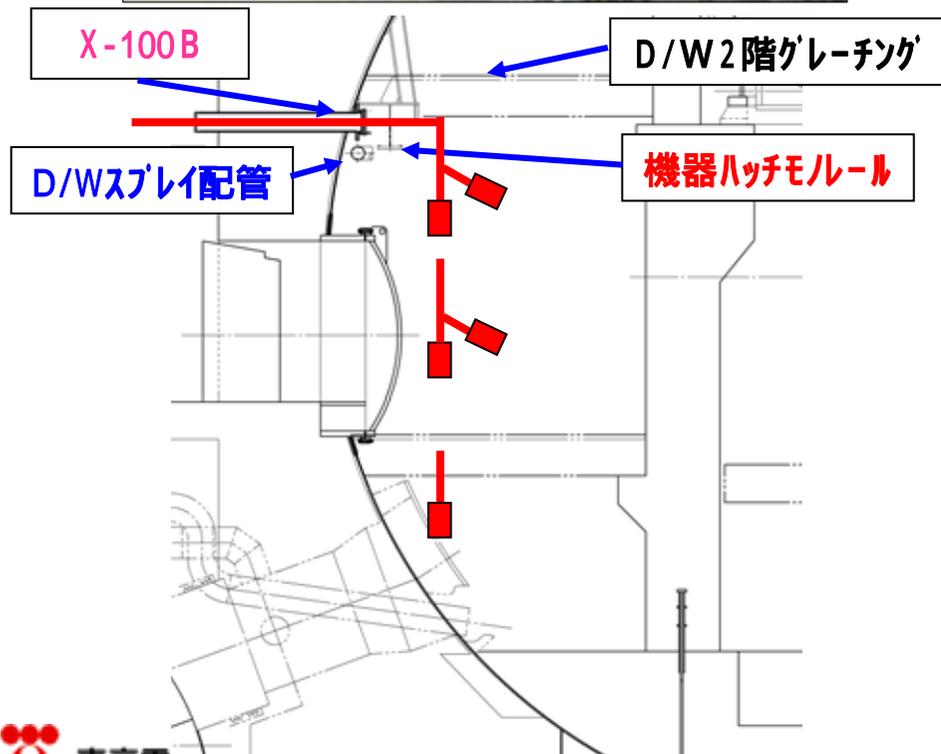
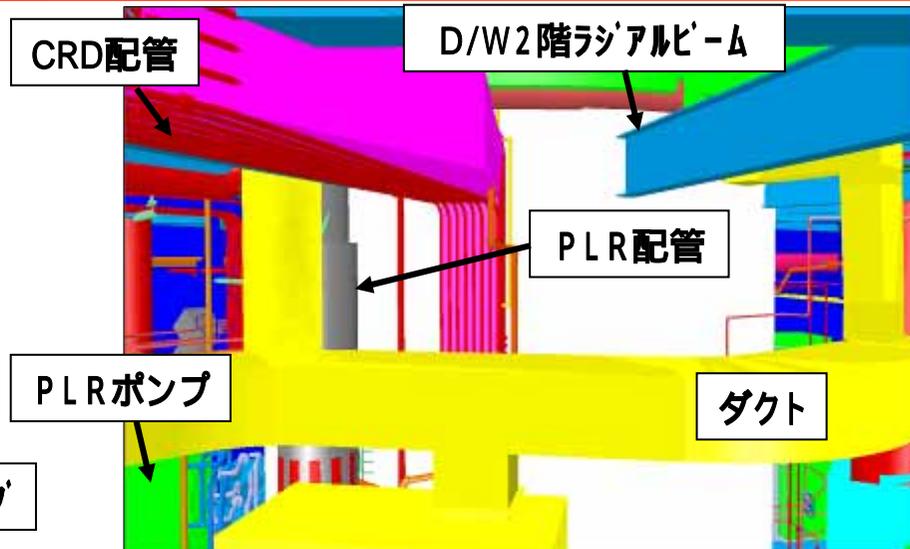
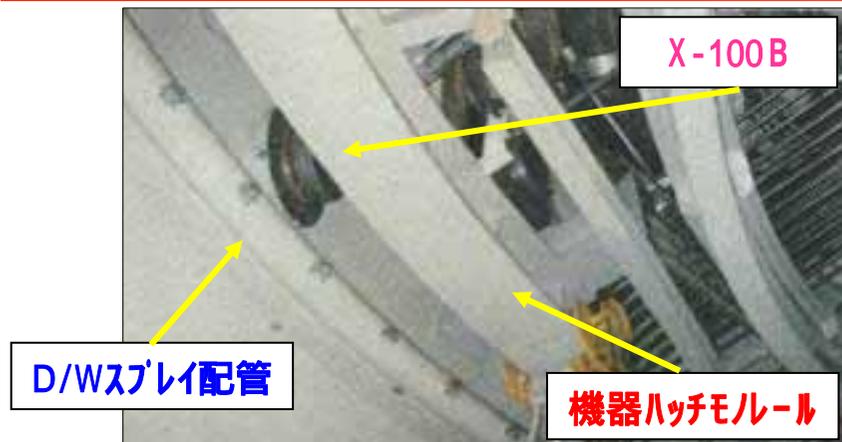


12. 工程案

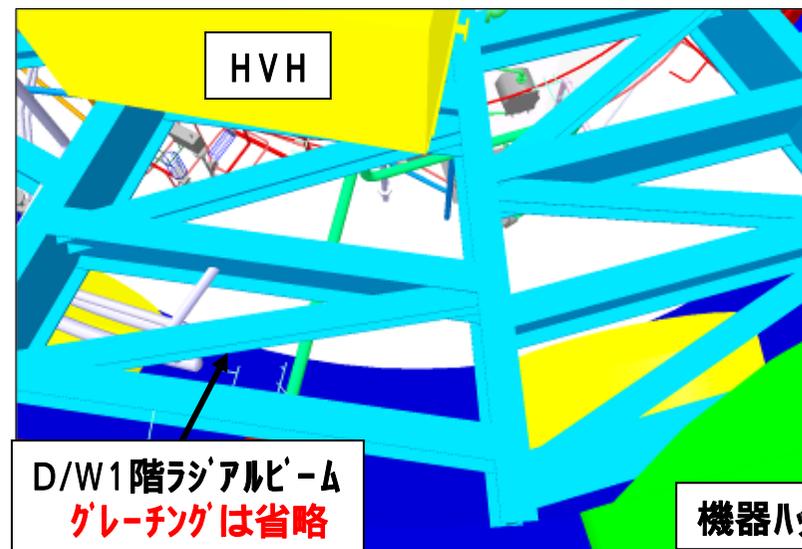


※ 工程は作業の進捗状況により変更となる可能性あり

(参考) PCV内部のカメラによる撮影イメージ



カメラ位置 から見た映像



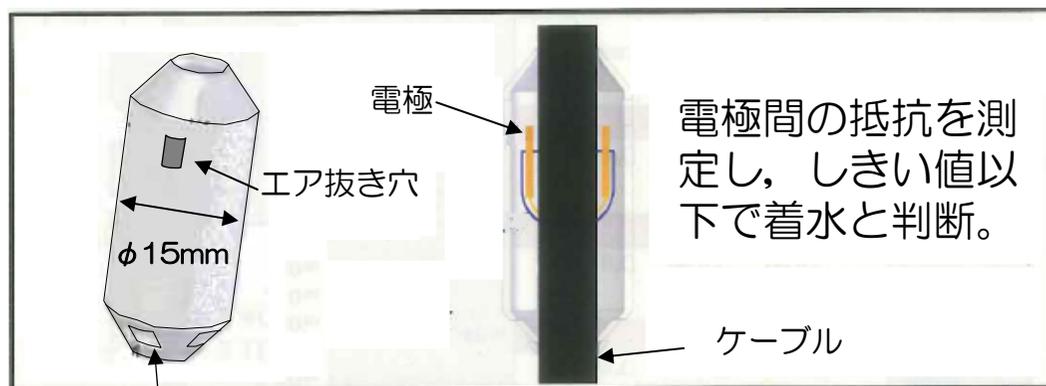
カメラ位置 から見た映像

(参考) 滞留水の水位確認方法について

水位確認

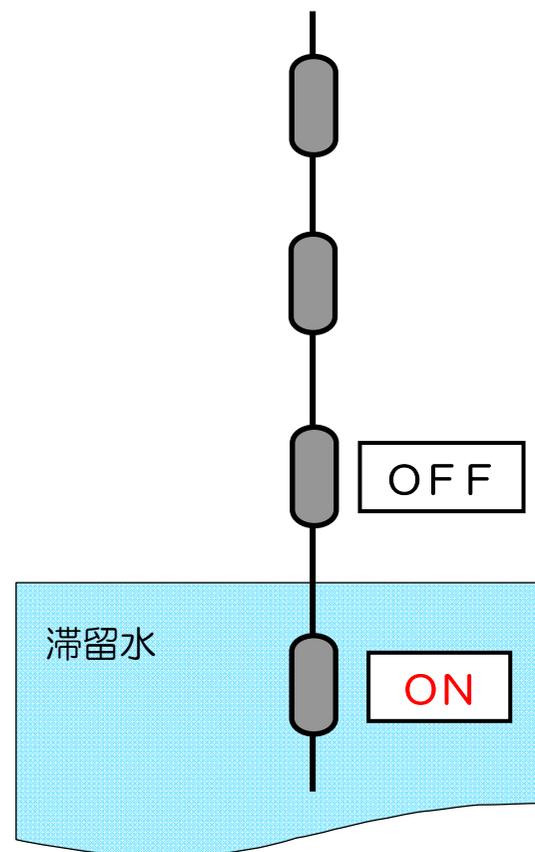
漏水センサのON・OFF信号により、漏水センサが水中にあるか気中にあるかを確認する。

※センサにはカサを設置し、PCV内の水滴で反応しない設計とする。



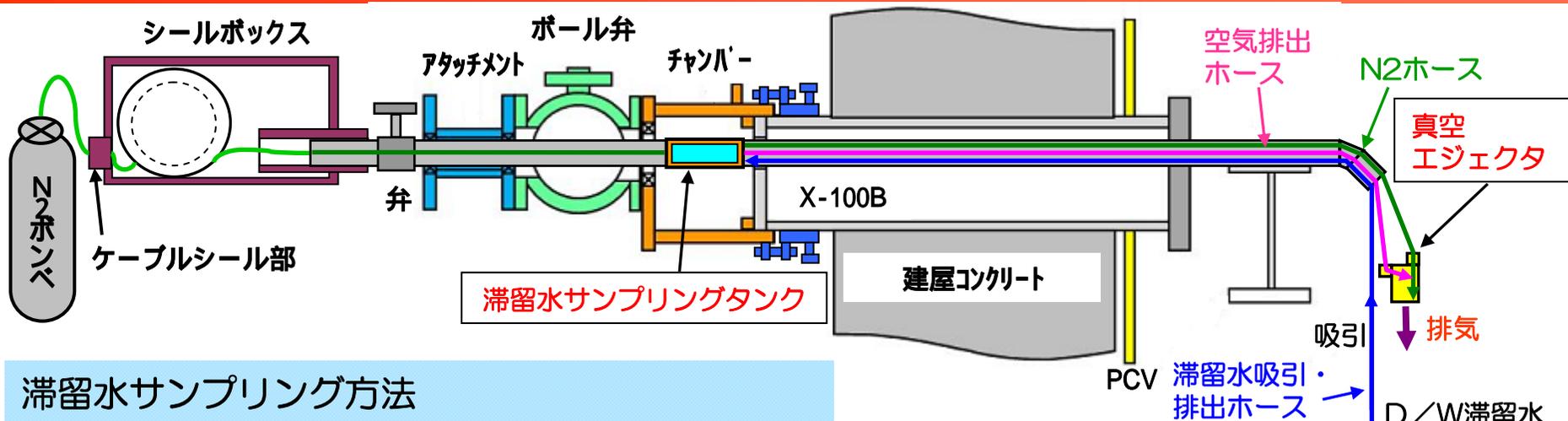
水侵入穴

漏水センサの原理



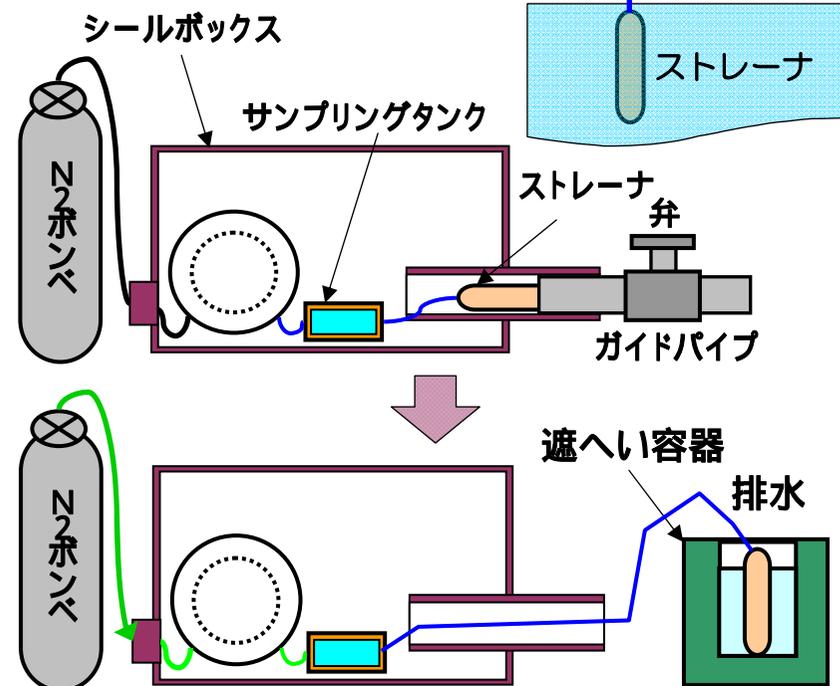
<水位検知イメージ図>

(参考) PCV滞留水サンプリングの概要



滞留水サンプリング方法

- 真空エジェクタにN2を供給することで、滞留水サンプリングタンク内を真空にし、ストレーナを通してPCV内滞留水をタンク内へ採水する。
(採水量は250cc)
- サンプリングタンクの線量をチャンバー部で測定し100mSv/h以下であることを確認する。
(100mSv/h以上の場合はN2加圧しタンク内から滞留水を排出する)
- タンク類をシールボックス内へ回収し、弁を閉じシールボックスをガイドパイプから取り外す。
- N2で加圧し、遮へい容器へ滞留水を排水する。



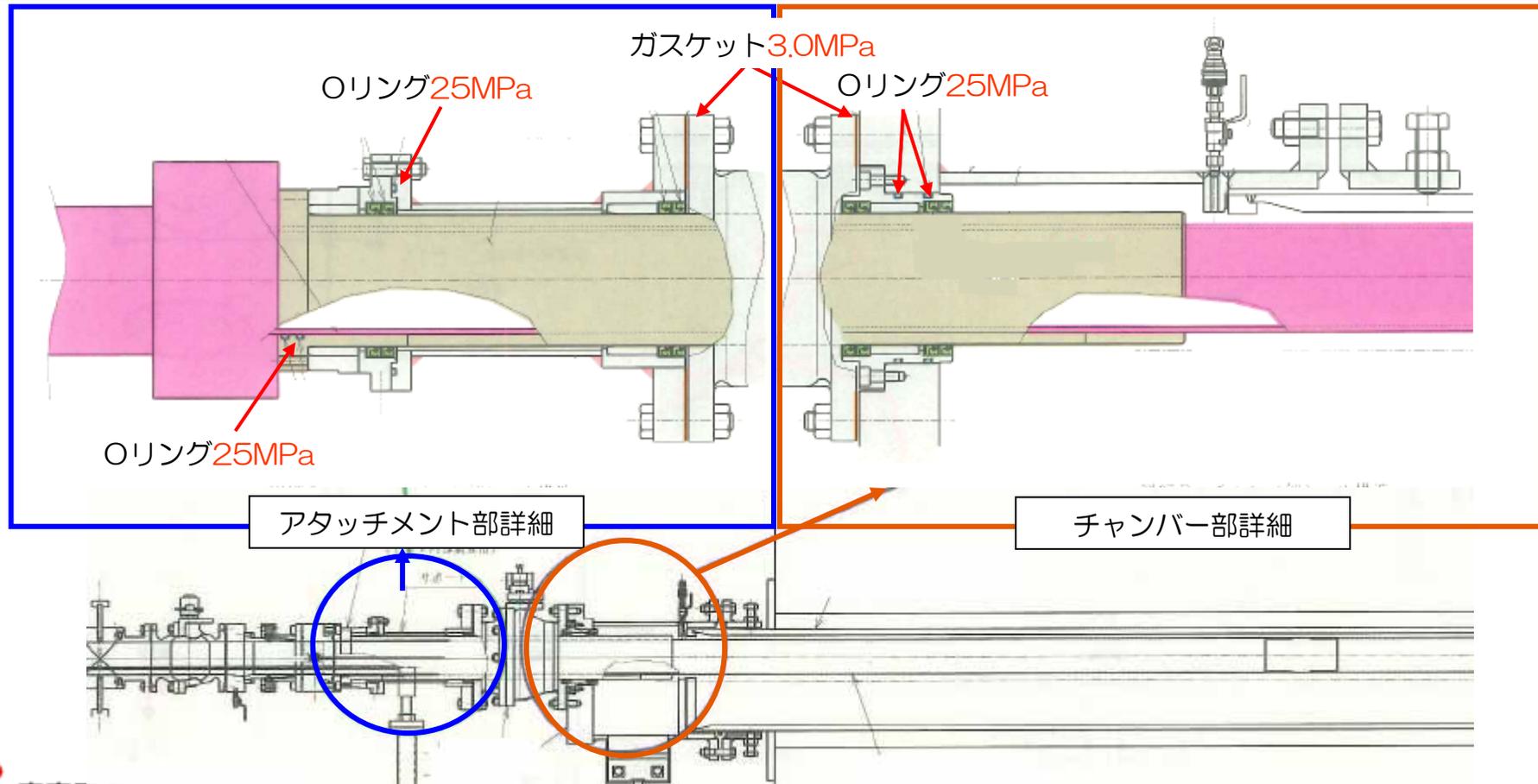
(参考) 継続監視中のPCVバウンダリ詳細 (1/2)

◎耐圧性能の基本的な考え方

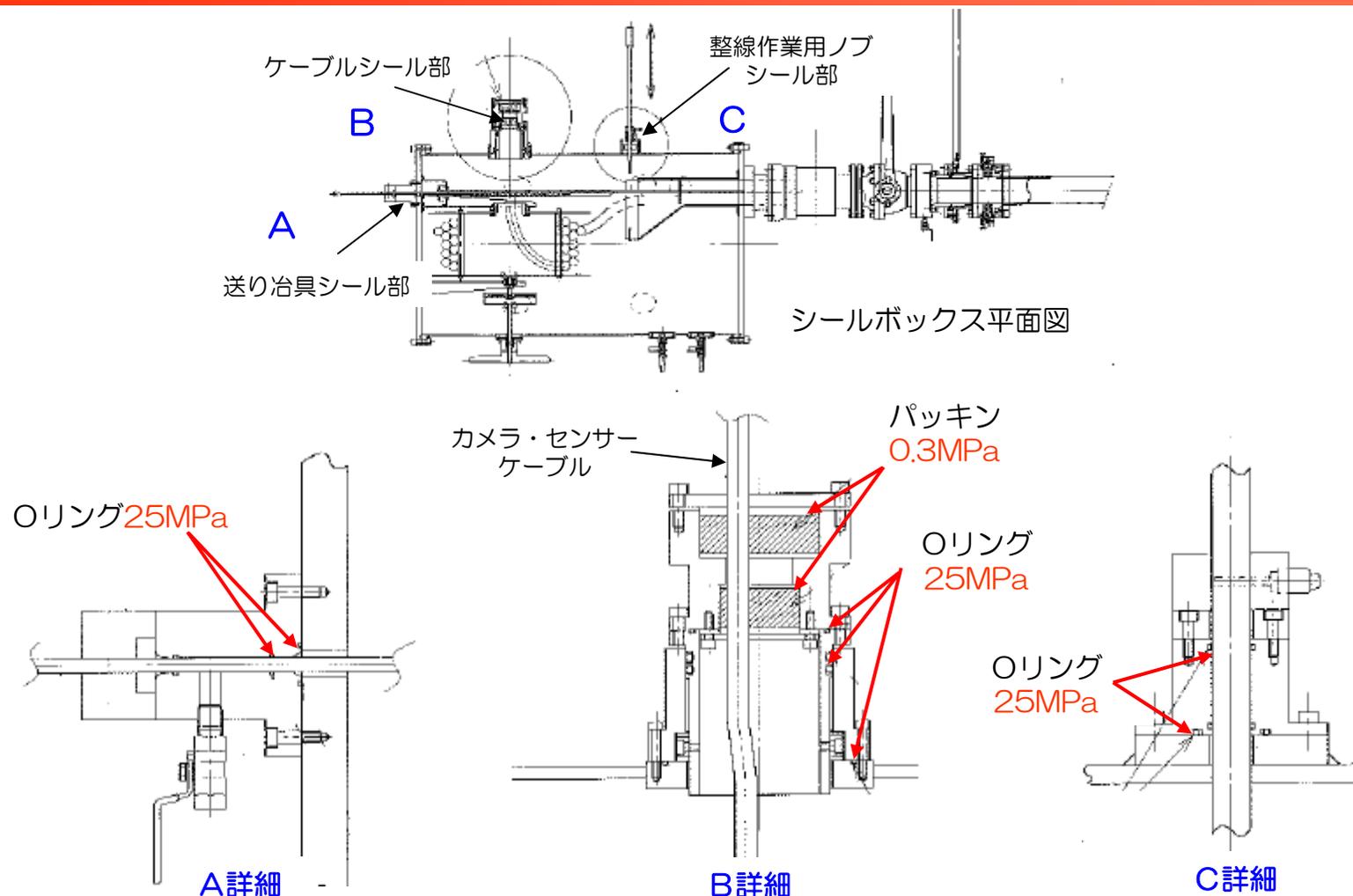
PCV内圧力に対し十分なシール機能を確保すること。

(1F-1の場合)

PCV内圧力は現在まで5~60kPaで推移している。継続監視中のバウンダリ部は300kPa程度の耐圧性能を有している。



(参考) 継続監視中のPCVバウンダリ詳細 (2/2)



シール部材については、従前のプラントでも、長期間の使用実績があること、また、使用環境が駆動部や高温部でもないことから、短期間に性能が損なわれるものではないと考える。

多核種除去設備（ALPS）の進捗状況

平成24年9月24日
東京電力株式会社



東京電力

確証試験結果の取纏め状況

H24.8.27中長期対策会議
運営会議（第9回会合）
配付資料より抜粋

■ 確証試験の結果概要

- Sr-89,90,Y-90は、試験装置処理済水の測定により検出された。
（H24.7.30中長期対策会議運営会議（第8回会合）でご報告）
その後、同じ水の再測定を実施し、検出限界値未満であることを確認。
- また、Ru-106が検出されたが、試験装置の養生等の混入防止対策を実施し、再度通水試験を行い検出限界値未満まで除去されていることを確認。

除去対象核種（62核種）に対して、告示濃度限度を満足し、検出限界（N.D.）値未満まで除去できていることを確認。

- なお、Sr-89,90,Y-90は、除去性能の再確認のため、試験装置を用いた通水試験を実施し、処理済水のSr濃度を測定中（8月末日処）。



次ページにて結果を報告

ストロンチウム除去性能 再確認の結果

Sr-89,90,Y-90については、除去性能の再確認のため、試験装置を用いた通水試験を実施した。

- 処理対象水：逆浸透膜濃縮水
- 測定結果：Sr-89,90,Y-90について、告示濃度限度を満足し検出限界（N.D）値未満まで除去されていることを確認。

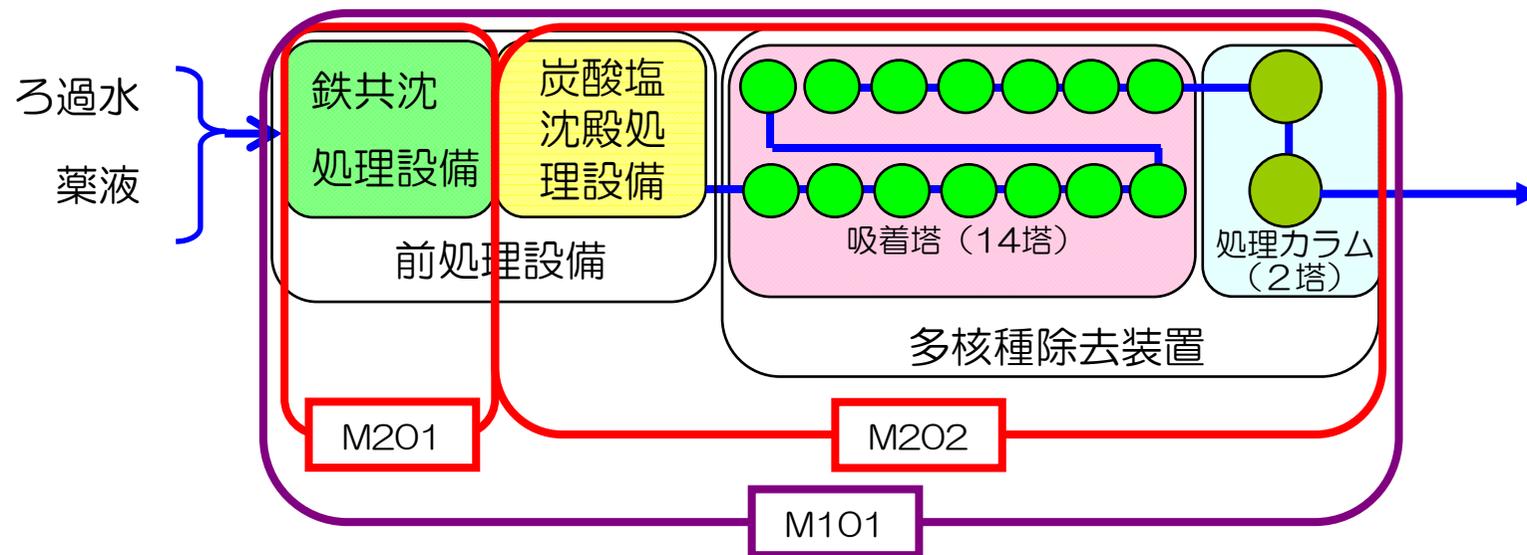
単位（Bq/L）

核種 （半減期）	炉規則告示濃度限度 （別表第2第六欄 周辺監視区域外の 水中の濃度限度）	試験装置 処理前の濃度	試験装置 処理後の濃度	
			【確証試験】	【再確認試験】※
Sr-89 （約51日）	300	12,000,000	N.D. < 0.28	N.D. < 0.086
Sr-90 （約29年）	30	110,000,000	N.D. < 0.097	N.D. < 0.13
Y-90 （約64時間）	300	110,000,000	N.D. < 0.097	N.D. < 0.13

※試験過程での混入のリスクを低減するため、吸着材2（主にストロンチウムを除去）通水直後の水を採取・測定

コールド試験概要

- ✓ コールド試験はろ過水と薬液による各機器の水（薬液）張り漏えい確認、機器単体の試運転、系統試運転（M101, M201, M202）を実施
- ✓ 主な判定基準，確認事項
 - 漏えいの有無
 - 運転状態（圧力、流量等）異常の有無
 - 設定値（タイマー等）の確認 等



- M101：全体自動運転モード
- M201：鉄共沈（前処理1）まで
- M202：炭酸塩沈殿処理から処理カラムによる処理まで

コールド試験進捗状況と今後の予定

- ✓ コールド試験進捗状況
 - A系統、共用系のコールド試験：8/24～9/6 終了
 - B系統コールド試験：9/10～9/18 終了
 - C系統コールド試験：9/24～10/4 実施予定
- ✓ これまでのコールド試験において、大きな不具合は確認されていない
- ✓ コールド試験で見つかった軽微な不具合等については、一部処置済みであり、ホット試験開始までに全て処置する予定
- ✓ ホット試験については、NISAより提示された7項目（次頁参照）への対応を報告し、実施する予定（今後、原子力規制庁と調整）

		8月	9月	10月
コールド試験	A系統	8/24 	9/6 	9/24 
	B系統		9/10 	9/18
	C系統			9/24 
	共用系	8/24 	9/6	
ホット試験	A系統			工程調整中
	B系統			
	C系統			

ホット試験開始にあたっての条件

■ NISA論点整理に対する対応

①コールド試験で発見された不適合が水平展開も含め適切に処理されていること	10月中旬までに水平展開も含め、適切に処理する。
②所定の性能確認が出来る必要最小限の期間、A系のみの試験とすること	設備性能を確認可能な最低限度の範囲・期間での試験実施とする。
③A系の漏えいにより他系統へ悪影響を及ぼさないよう、拡大防止堰等を設置すること	10月中旬までに堰を設置し、漏えい拡大防止処置を施す。
④降雨等により床面に水溜まりが残っている場合は運転しないこと（漏えい検知できないため）	10月中旬までにカバー等を敷設し、床面に水溜まりが発生するのを抑える処置を施す。
⑤漏えいを早期検知し、必要な対応ができるよう万全の体制を敷くこと。HICは漏えいするものとして適切に監視すること	10月中旬までに漏えい検知器を設置し、早期検知可能な体制とする。
⑥漏えいがあった場合の具体的な対策を検討し、必要な資機材等は事前に準備しておくこと	10月中旬までに漏えい発生時の対応について具体的な方策を策定し、必要な資機材を準備する。
⑦放射線業務従事者等に対する被ばく管理を適切に行うこと	放射線防護対策、個人被ばく管理および設備設計上の対応を実施する。

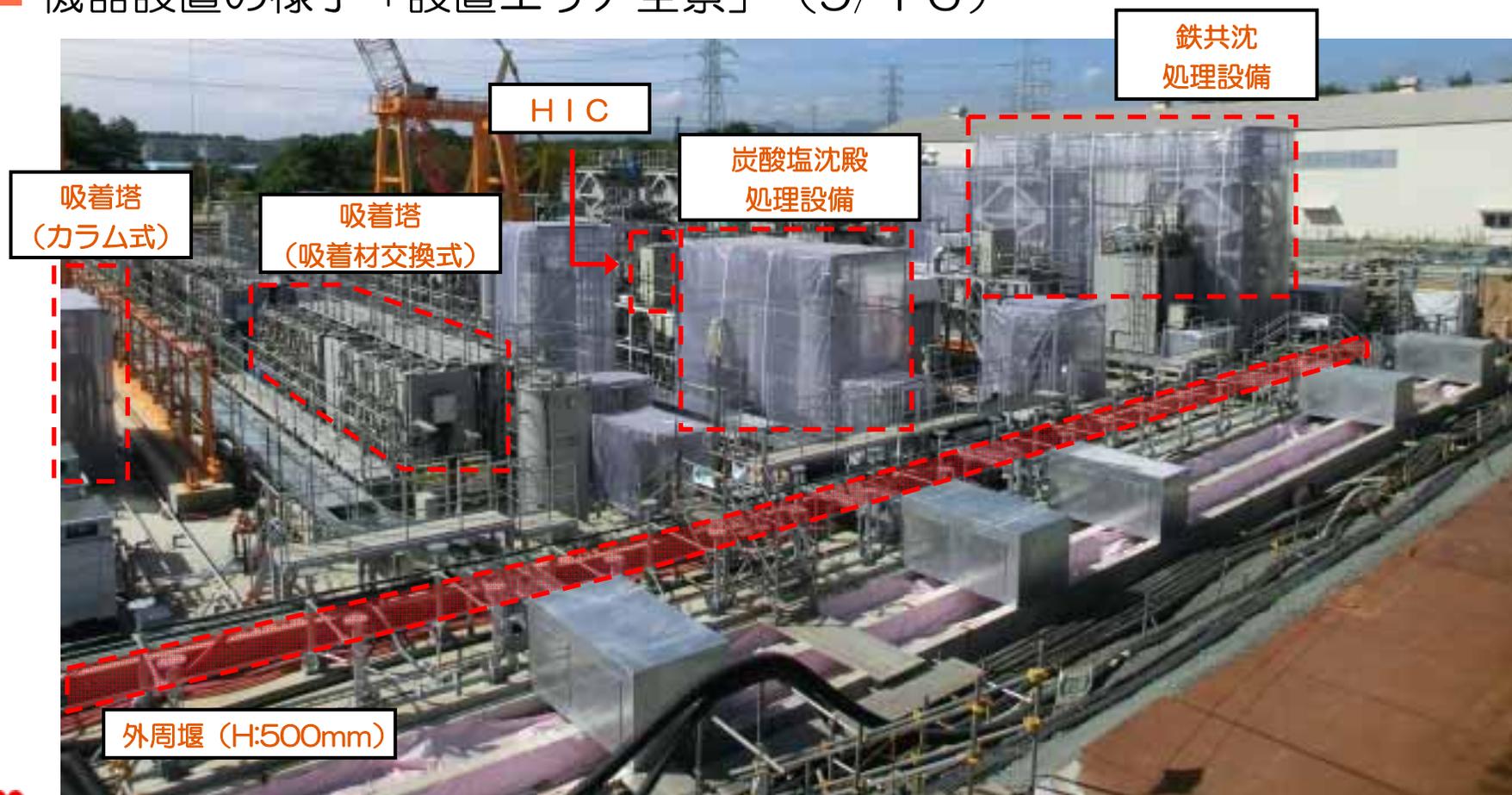
➡ 10月中旬迄に対応を完了し、規制庁へ報告する。

(参考) ALPS 設置工事の状況

- 機器設置の進捗（全体）：約97%（9/14時点）

（未完了分は、一部のRO濃縮塩水タンクからの配管布設等であり、ALPSの本体施工は完了しているため、現状でホット試験および連続運転開始可能）

- 機器設置の様子「設置エリア全景」（9/16）



地下水バイパスの実施計画

～建屋内への地下水流入量低減方策～

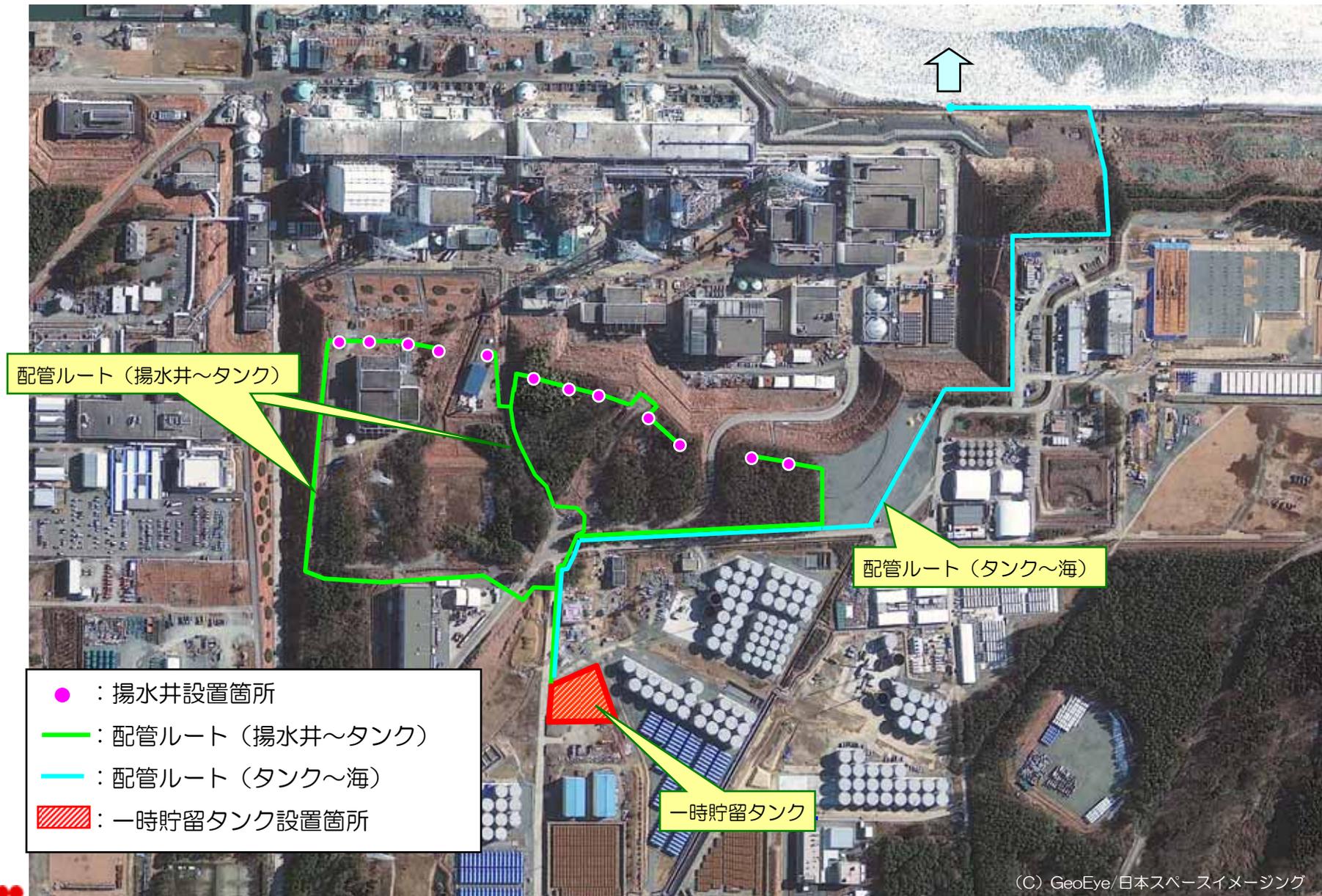
平成24年9月24日

東京電力株式会社



東京電力

1. 設備概要



3. パイロット揚水井による揚水試験

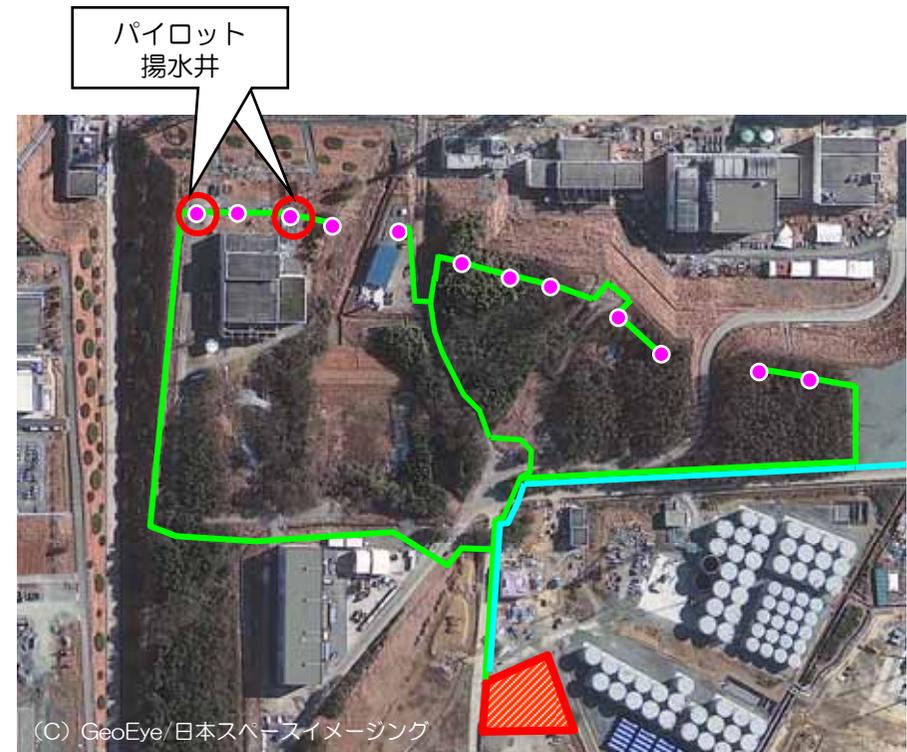
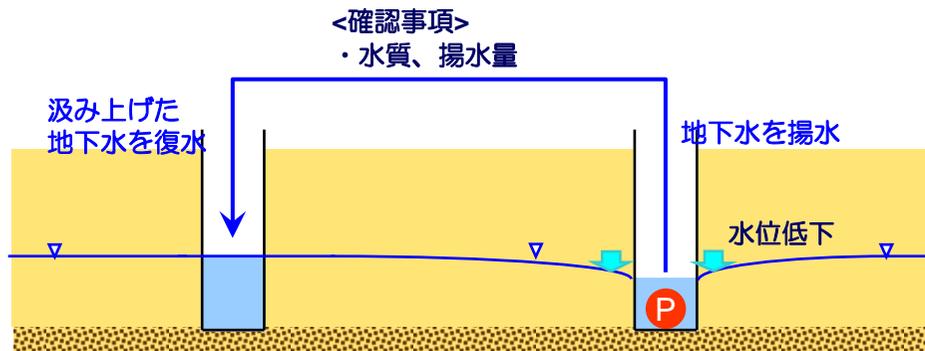
■揚水試験の方法

- ・パイロット揚水井を先行設置して、揚水試験を行う。
- ・揚水試験で汲み上げた地下水は、別の井戸に復水する。

■揚水試験の確認内容

- ・水質及び揚水量の確認

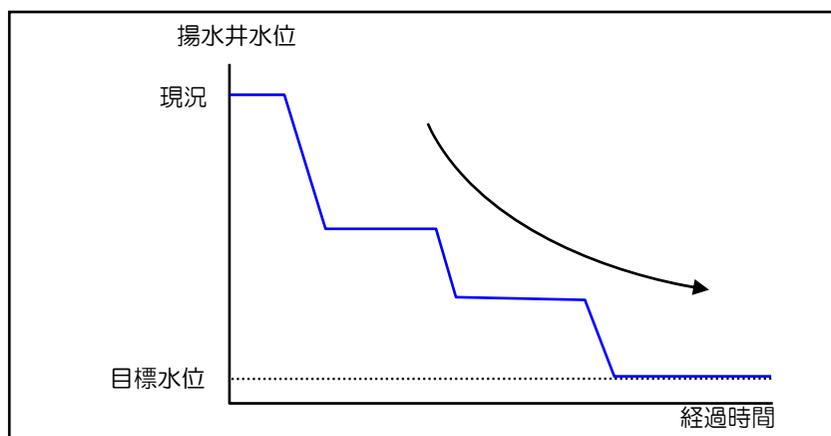
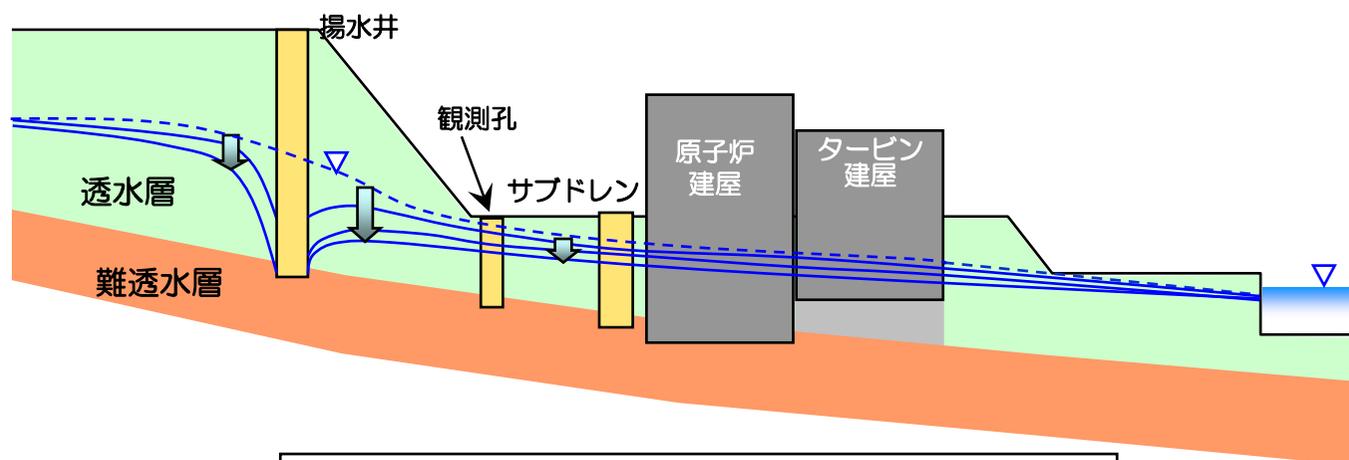
揚水試験のイメージ



パイロット揚水井の位置

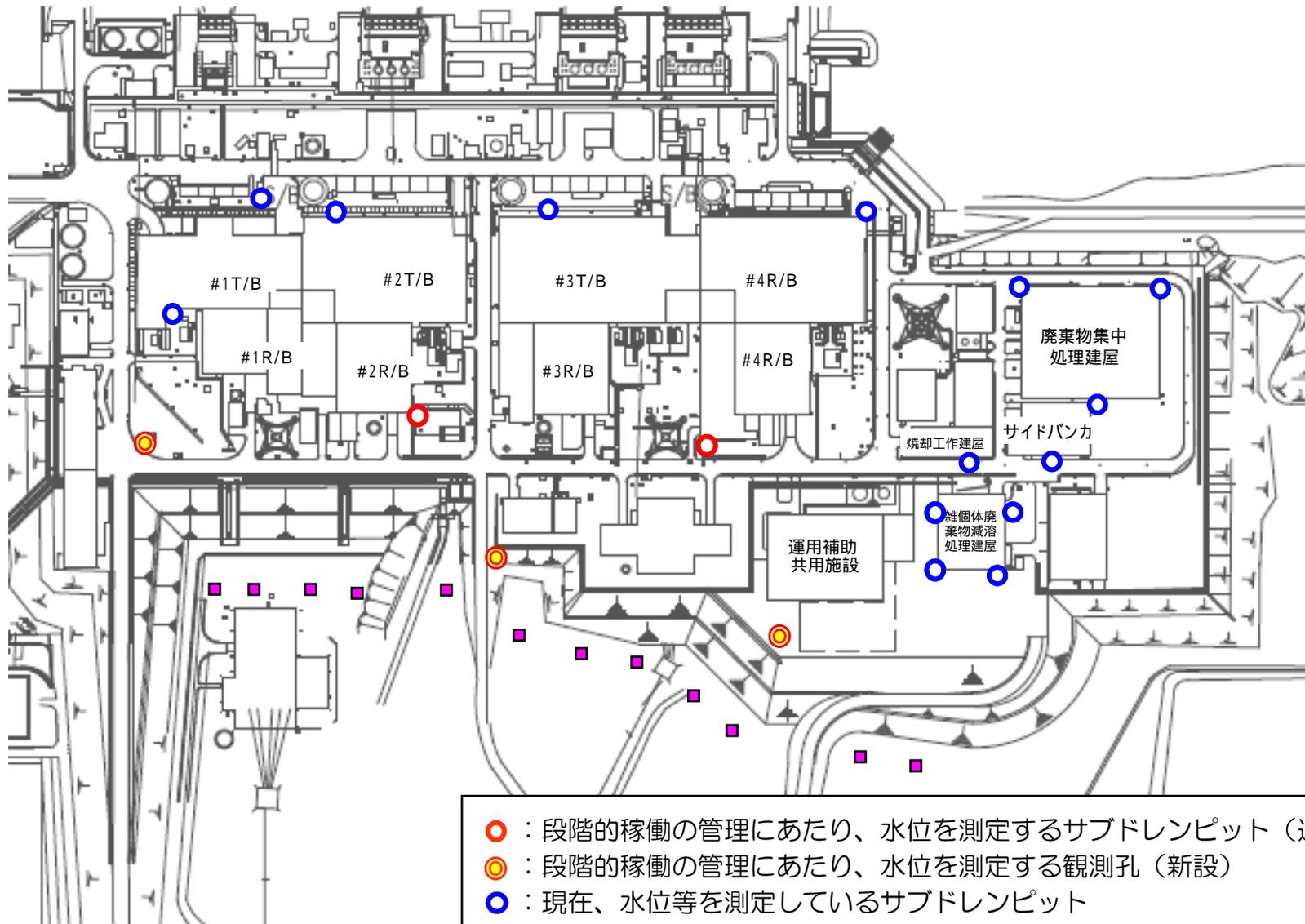
4. 段階的な地下水位低下計画

- 地下水バイパスの実施にあたっては、段階的に地下水位を低下させることとし、地下水低下状況及び水質等をモニタリングしながら、建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないように慎重な水位管理を実施していく。
- モニタリングにあたっては、原子炉建屋山側のサブドレンを活用するとともに、原子炉建屋と揚水井の間に観測孔を新設する。



段階的な地下水位低下のイメージ

5. モニタリング計画



- : 段階的稼働の管理にあたり、水位を測定するサブドレンピット (追加)
- ◎ : 段階的稼働の管理にあたり、水位を測定する観測孔 (新設)
- : 現在、水位等を測定しているサブドレンピット
- : 揚水井

※現地の線量低減対策や復旧作業の状況に応じて、変更となる可能性あり

6. 水質確認方法

- ①放水の許容目安値は、各種規制値、公共用水等の検出限度、運用を考慮し、セシウム137で **1ベクレル/リットル以下**とする。
- ②これとは別に、長期的な変化を監視するため、定期的（1回/3ヶ月程度（初期は頻度を上げて実施予定））に詳細分析を実施する。

	地下水バイパス実施後のモニタリング	
目的	放水可否の判断	長期的な濃度変動の監視
頻度	放水の都度（事前測定）	定期的（1回/3ヶ月程度） ※初期は頻度を上げて実施予定
場所	一時貯留タンク	一時貯留タンク
分析項目 （検出限界値）	セシウム-137（1ベクレル/リットル以下）	セシウム-137（0.01ベクレル/リットル） ストロンチウム-90（0.01ベクレル/リットル） トリチウム（3ベクレル/リットル） 全アルファ（4ベクレル/リットル） 全ベータ（7ベクレル/リットル）
評価方法	許容目安値 1ベクレル/リットル以下 （セシウム-137） であることの確認	周辺の海域や河川の放射能濃度（1ベクレル/リットル以下）に比べて十分に低い事の確認〔詳細分析〕

【参考】放射性セシウム濃度に関する規制値等の例

（飲料水）	セシウム-134 + セシウム137	≦ 10ベクレル/リットル
（魚介類）	セシウム-134 + セシウム137	≦ 100ベクレル/kg
（告示濃度）	セシウム-134：60ベクレル/リットル、セシウム-137：90ベクレル/リットル	
（環境省調査※）	セシウム-134,137の検出限界値	= 1ベクレル/リットル

※ 環境省が実施している、地下水質、及び公共用水域における放射性物質モニタリング

7. 運用方法

■基本方針

- ・汲み上げた地下水は、一旦タンクに貯留する。万一の空气中放射性物質混入の防止する対策として、タンクの吸気管口を汚染のおそれのない管理対象区域に設ける。
- ・タンクに貯留した地下水の水質が許容目安値以下であることを確認した上で海に放水する。

■運用サイクル

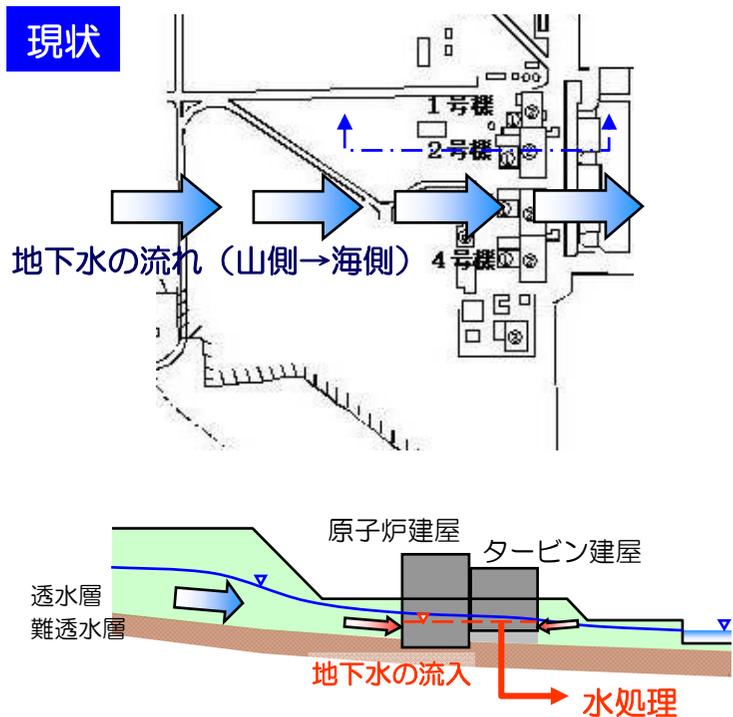
	1日目	2日目	3日目
①地下水貯留	貯留停止▽		放水完了後、貯留開始
②水質確認	▽採水	水質分析	
③放水			▽放水

- ・3セット×3日サイクルで運用する。

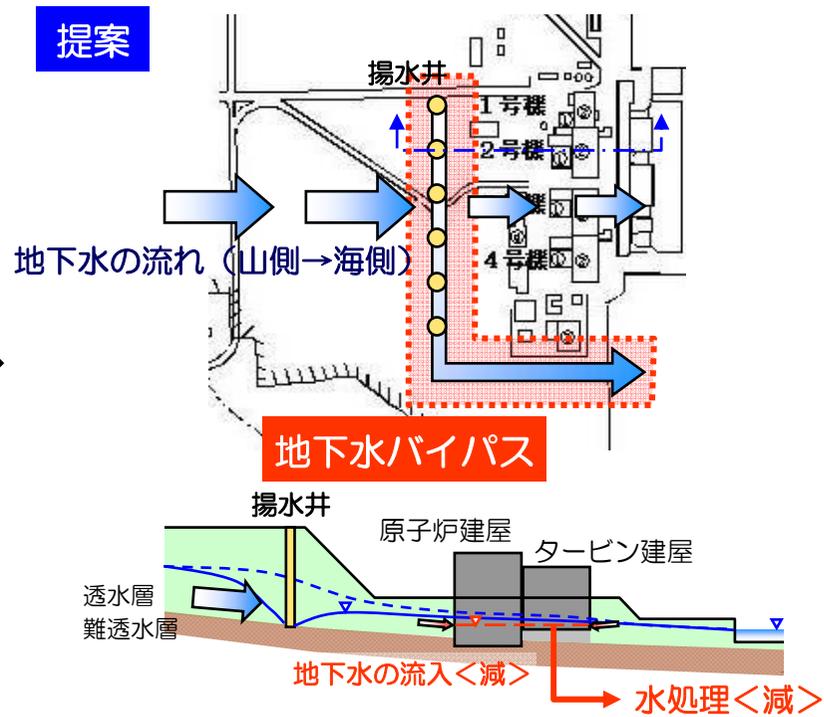


【参考1】地下水バイパスのコンセプト

現状



提案



- 地下水は主に透水層を山側から海側に向かって流れている。
- 海に向かう過程で地下水の一部が建屋内に流入している。
→ 建屋内滞留水の増加
- 建屋内への地下水流入量抑制のため、サブドレン復旧中。

- 山側から流れてきた地下水を、建屋の上流で揚水し、地下水の流路を変更する。
(地下水バイパス)
- 地下水バイパスにより建屋周辺（主に山側）の地下水位を低下させ、建屋内への流入量を抑制する。
- 引き続き、サブドレン復旧を継続する。

【参考2】 山側の地下水の水質

■セシウム（Cs-134,137）、ストロンチウム（Sr-89,90）の詳細分析結果（平成24年3、5、6月採水） （ベクレル/リットル）

地点名称		対象深度 (O.P.m)	セシウム-134	セシウム- 137	ストロンチウム89	ストロンチウム90
A地点	①	9.3 ~12.9	0.032~0.087	0.042~0.13	ND (<0.040)	ND (<0.0069)
	②	14.5 ~26.0	ND (<0.0084) ~0.034	ND (<0.0088) ~0.041	ND (<0.046)	ND (<0.0072)
B地点	①	13.9 ~14.7	0.0087~0.014	0.015~0.022	ND (<0.042)	ND (<0.0068)
	②	18.1~25.7	ND (<0.0086) ~0.013	0.011~0.020	ND (<0.040)	ND (<0.0067)
C地点	①	9.5 ~13.4	ND (<0.0087) ~0.0098	ND (<0.0092) ~0.011	ND (<0.035)	ND (<0.0069)
	②	18.4 ~26.3	0.0090~0.015	0.012~0.023	ND (<0.037)	ND (<0.0068)
深井戸No.3		-3.6 ~ -2.2	0.010~0.015	0.012~0.027	ND (<0.017)	ND (<0.0067)

（法令値（告示濃度）；Cs-134：60ベクレル/リットル、Cs-137：90ベクレル/リットル、Sr-89；300ベクレル/リットル、Sr-90；30ベクレル/リットル）

※ NDは検出限界値未満を示し、（）内の数字は検出限界値である。

■ 全アルファ・全ベータ分析結果

- ・全アルファ・全ベータ核種は全データにおいて検出限界値未満
- ※検出限界値 全アルファ；2.8~3.0ベクレル/リットル
全ベータ；5.9~6.7ベクレル/リットル

■ トリチウムの検出について

- ・A,B地点,深井戸No.3で低濃度（7~184ベクレル/リットル）のトリチウムが検出された。
- ・法令値（告示濃度；60,000ベクレル/リットル）の数百分の1程度以下である。



周辺環境への影響は極めて少ないと考えられる。

- ①魚介類：当該地下水と同じ放射性物質濃度の海水に生息する魚介類が、体内でセシウムを100倍*濃縮したとしても、食品の基準値100ベクレル/kgの60分の1~10分の1程度である。（*IAEA・技術報告No.422）
- ②人体：採取した地下水のセシウム134+137濃度は、飲料水の基準値10ベクレル/リットルの600分の1~100分の1程度である。



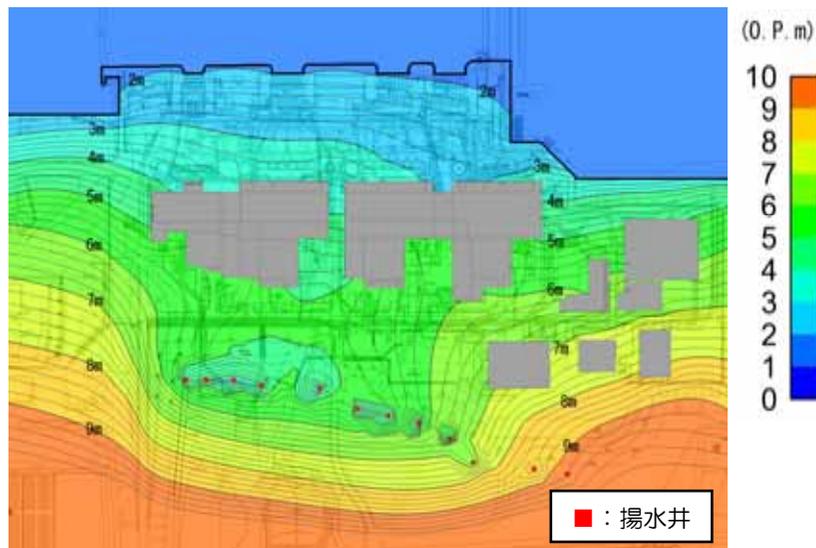
調査孔位置図

※調査孔位置の標高はO.P.+35m程度

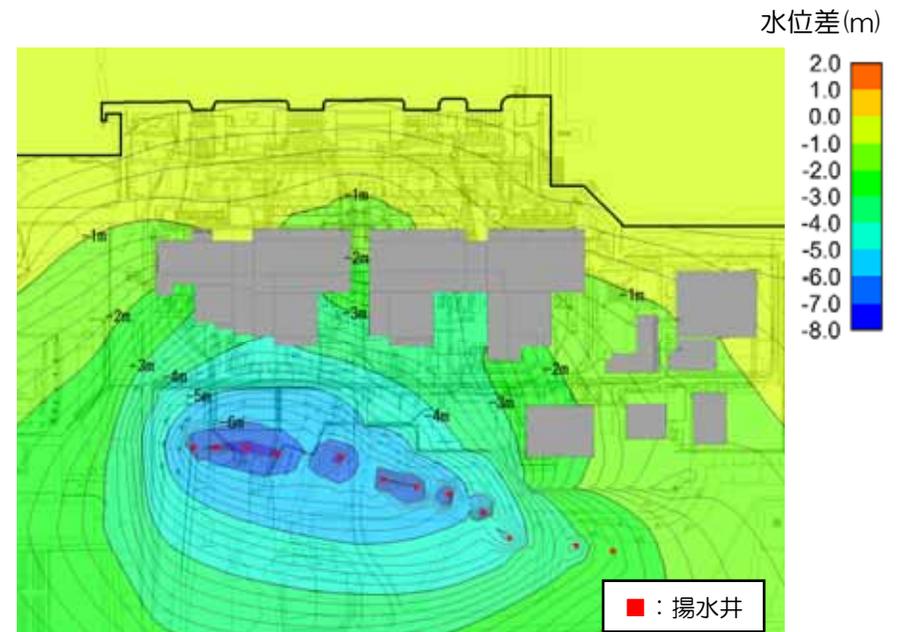
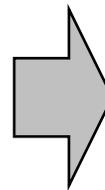
【参考3】 建屋周りの地下水位（浸透流解析結果）



現況の地下水位



地下水バイパス稼働後の地下水位



建屋周りの地下水位の低下量
(現況と地下水バイパス稼働後の差分)

タンク増設計画について

平成24年 9月24日
東京電力株式会社



東京電力

貯留タンクの増設計画

今後3年間の濃縮塩水や多核種除去設備等で処理した処理済水などの水の発生量を明らかにした上で、必要な容量の貯留タンクの増設計画を同年8月27日までに策定すること。

現状（9月18日現在）の滞留水処理水の貯蔵量は約20.4万m³であり、タンクの貯蔵容量は約22.8万m³となっている。

現在、順次タンクを増設しており、本年11月末までに約32万m³まで貯蔵容量を増加させる予定である。

また、今後、平成25年上期までに約40万m³まで貯蔵容量を増加させる予定である。更に敷地南側エリアに約30万m³の増設を進める。（単位：m³）

	貯蔵量 (9月18日 現在)	貯蔵容量 (9月18日 現在)	増設中	計画中 (H8,G3)	容量合計 (増設後)	更なる増設
淡水受タンク	21,765	31,400	-	-	31,400	-
濃縮水受タンク等	176,370	183,600	32,000	80,000	295,600	約300,000
濃縮廃液貯水槽	5,573	9,500	-	-	9,500	-
地下貯水槽	0	4,000	54,000	-	58,000	-
合計	203,708	228,500	86,000	80,000	394,500	総容量 約700,000

計画面であり、貯蔵容量は変更となる。

滞留水処理水発生量シミュレーション

1．処理水発生量

原子炉注水量、地下水流入量、多核種除去装置処理量より滞留水処理水の発生量について評価を実施。また、評価は今後実施予定の地下水バイパスによる地下水流入量の抑制効果（注）の有無の2ケースについて実施した。

ケース1：地下水バイパス効果あり（400 300m³/d）

ケース2：地下水バイパス効果なし（400m³/d）

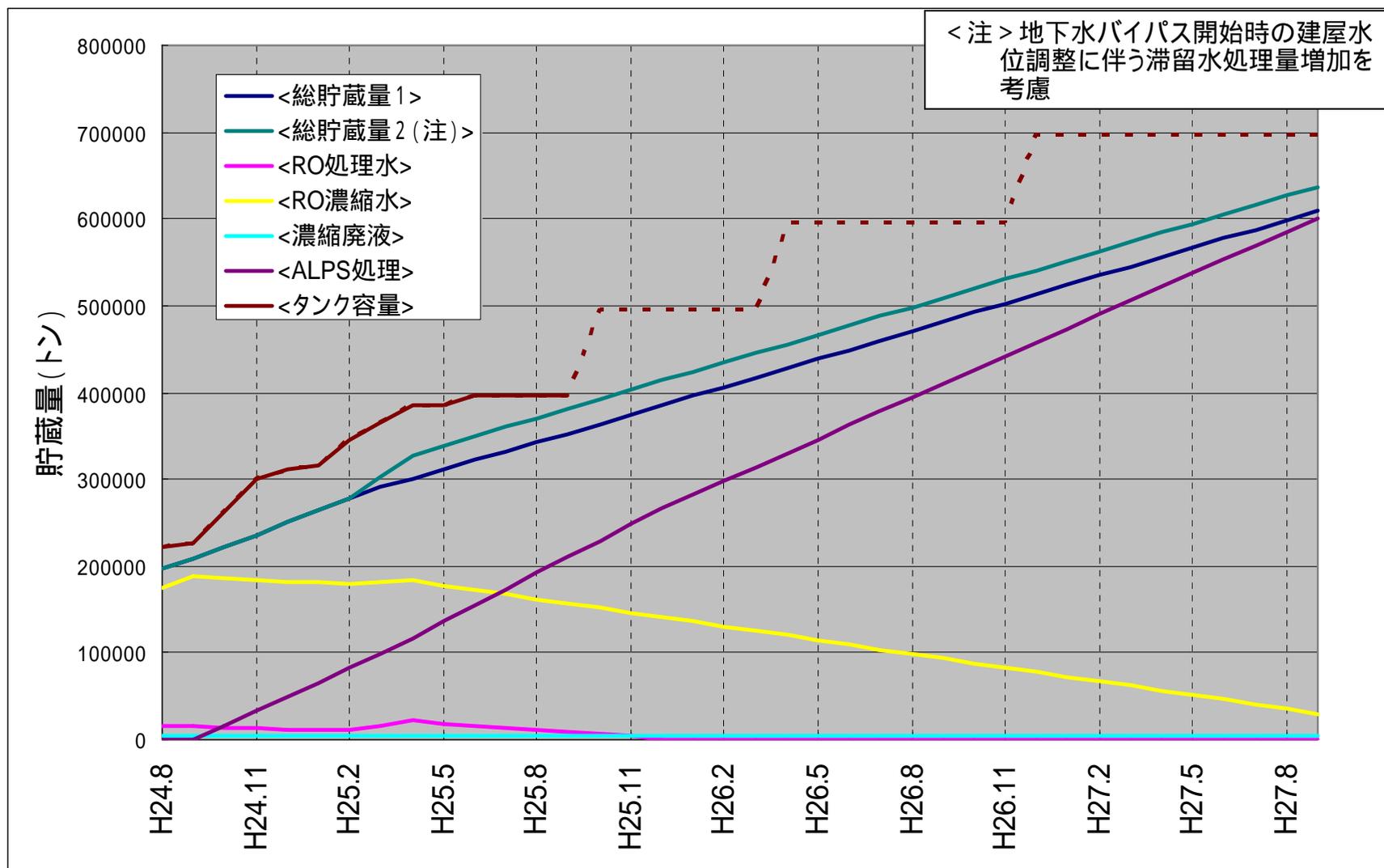
2．処理水貯蔵

処理水のタンク貯蔵については多核種処理装置運転に伴い発生する濃縮塩水受けタンクの「空タンク」への貯蔵を行うことを想定し、現段階のタンク増設計画に基づき評価を実施。

< 評価条件 >

- ・ 炉注水流量：約560m³/d（一定）
- ・ 地下水流入量：約400m³/d（～H25.3）、約300m³/d（H25.4～）
- ・ 多核種除去装置：約500m³/d（2系列稼働率100%H24.10～H25.3）
約560m³/d（3系列稼働率75%H25.4～）
- ・ 多核種除去装置処理による薬液増加量：処理量×0.1

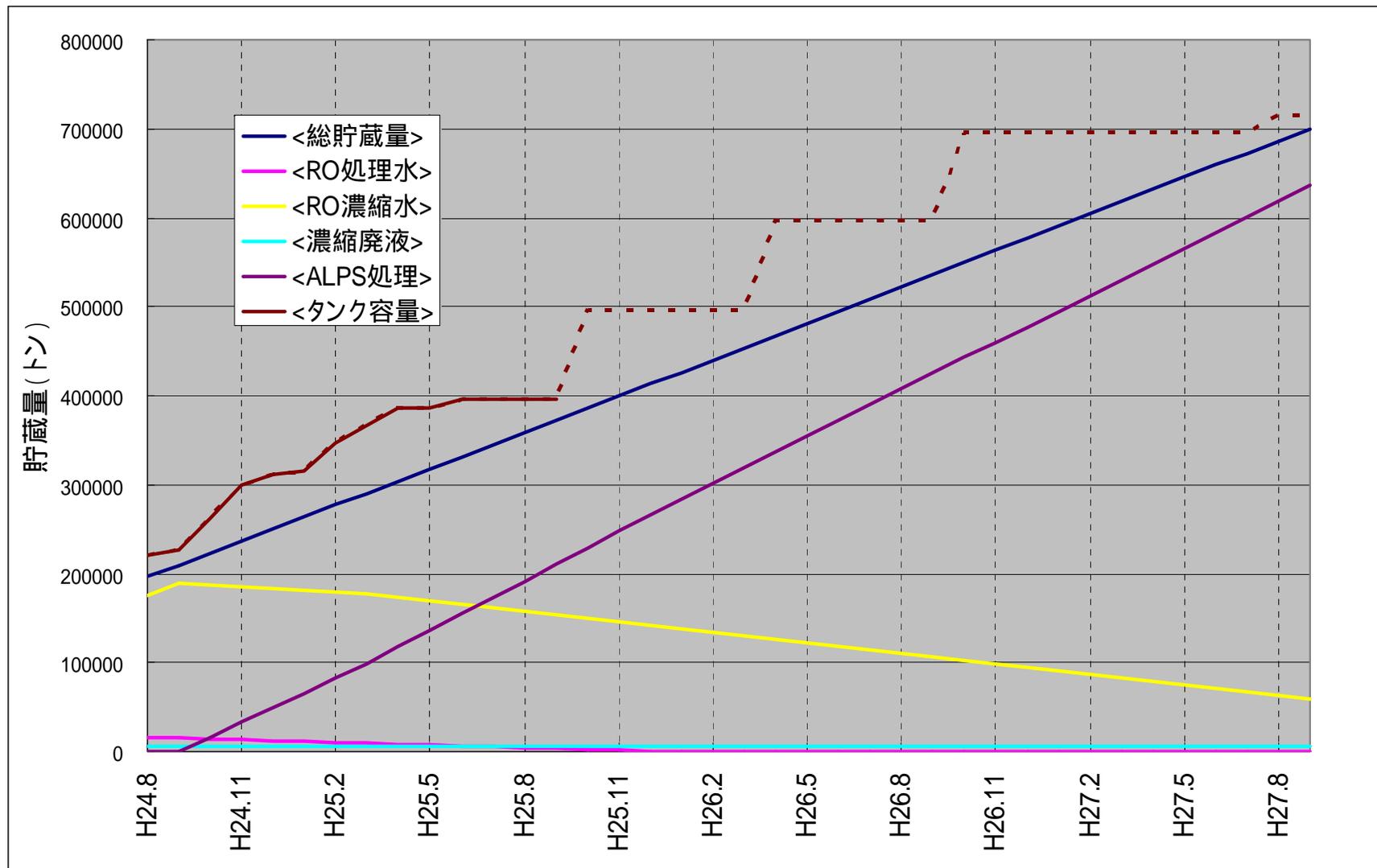
ケース1 (地下水BP効果あり)



地下水流入量: H24/6 ~ H25/3 400m³/日、H25/4 ~ 300m³/日

ALPS処理量: H24/9 ~ H25/3 500m³/日、H25/4 ~ 560m³/日

ケース2 (地下水BP効果なし)



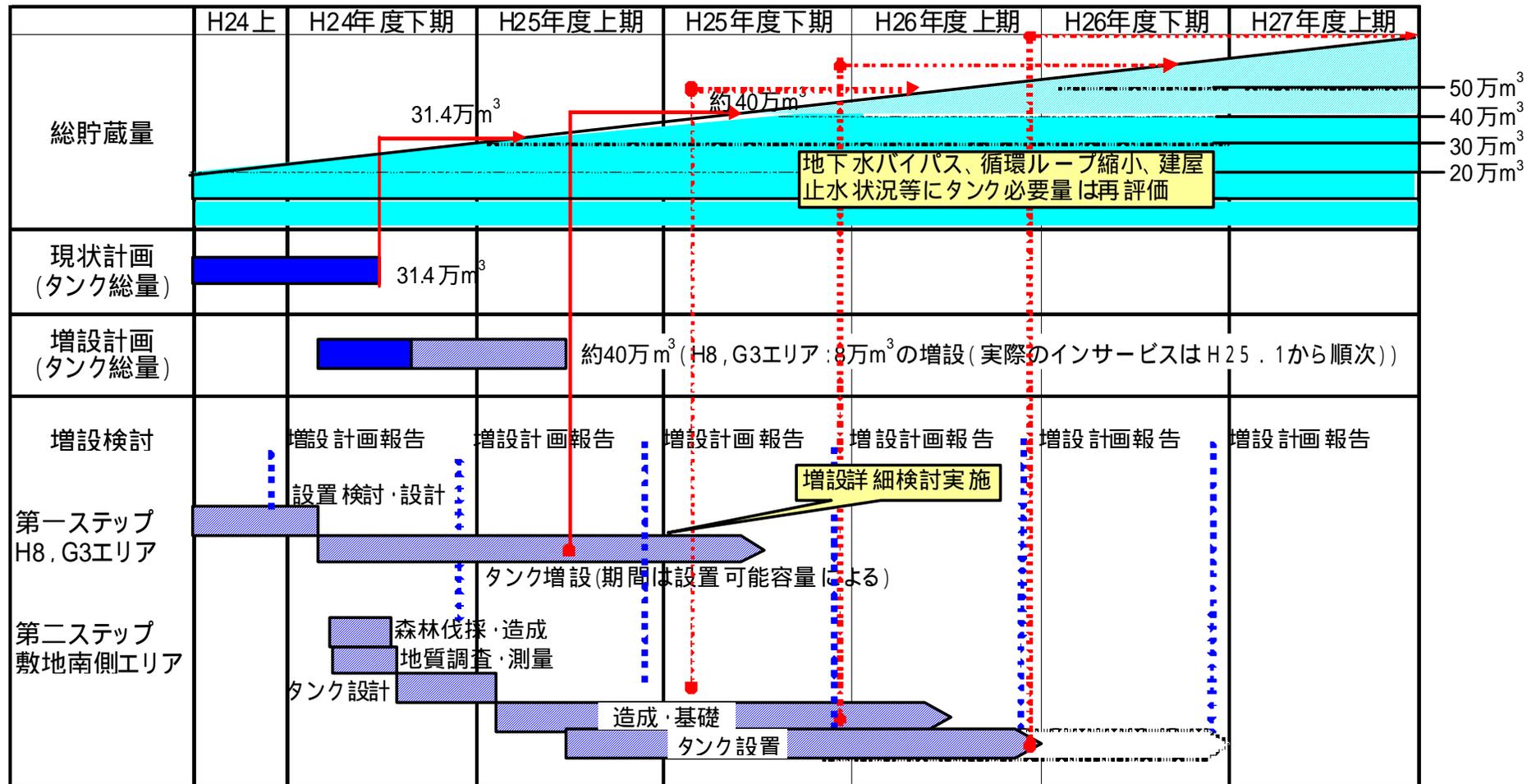
地下水流入量: 400m³/日

ALPS処理量: H24/9 ~ H25/3 500m³/日、H25/4 ~ 560m³/日

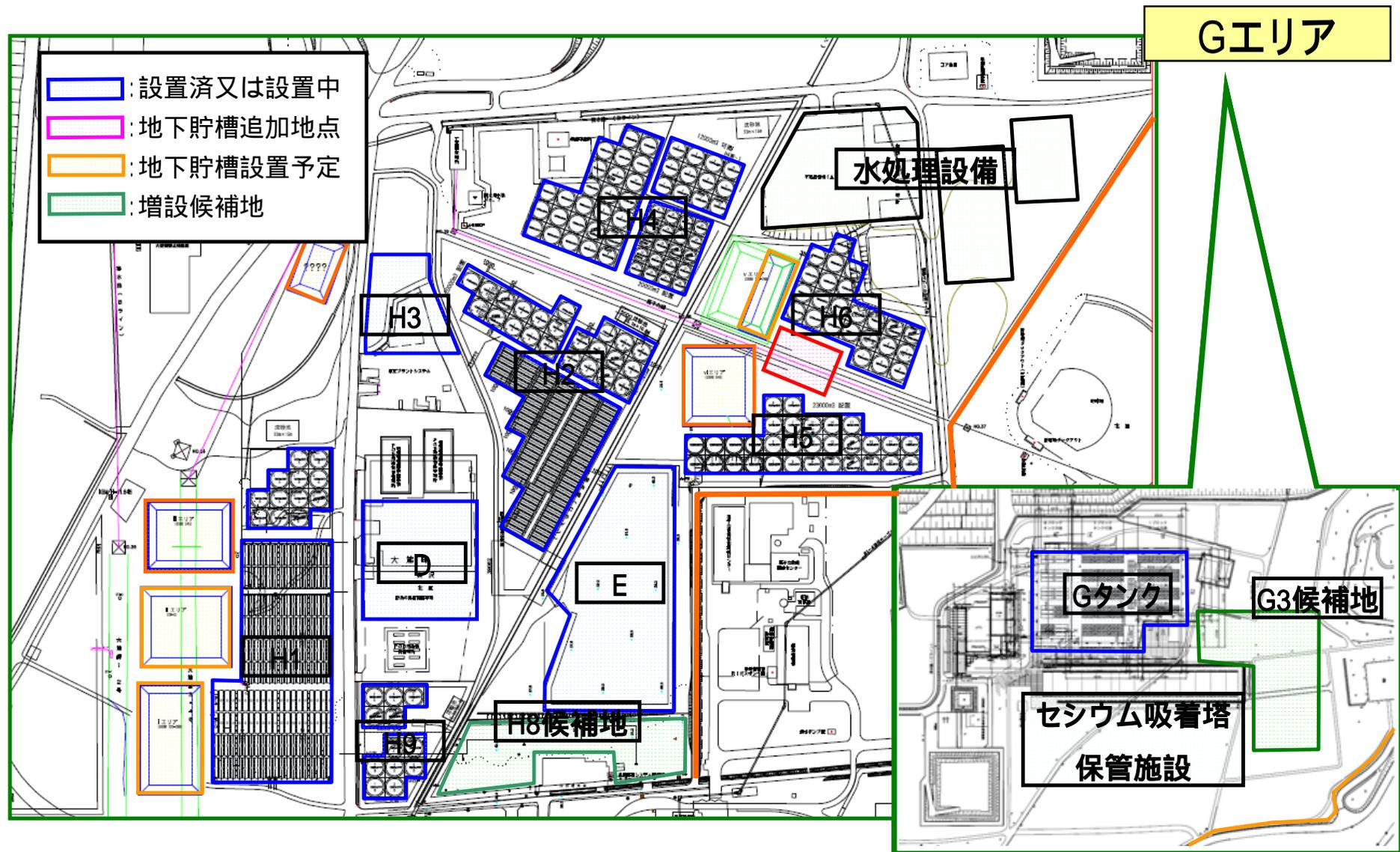
タンク増設計画について

- 設置中の地下貯水槽及び角形タンクのリプレース、着手中のH8, G3エリア（約80,000m³（G3エリアの更なる増設も検討中））によりタンクの貯蔵容量はH25年度上期中に約40万m³確保される。
- 3年後に必要なタンク容量は、地下水バイパスによる流入量抑制がある場合は約60万m³、無い場合は約70万m³であり、地下水バイパスによる効果を確認しながら、増設を進める。
- 敷地南側エリア（面積：約10万m²）に鋼製円筒型タンク（1000m³）で30万m³程度は設置可能と判断されることから、この場所の伐採、地質調査・測量による設置エリアを確認し、造成及びタンク設置を進める。
- タンク増設検討と並行して、地下水バイパス等による地下水流入抑制対策、建屋滞留水の塩分濃度及び放射能濃度の低減による循環ループ縮小化をできるだけ早期に実現し、滞留水発生量を抑制・低減に努める。
- なお、タンク増設スペースの確保及び放射性廃棄物（余剰タンク）削減の観点から多核種除去装置処理により空タンクとなったRO濃縮水受タンクに処理水を貯留することでRO濃縮水受タンクを再利用していく。

今後のタンク増設計画



タンク設置位置



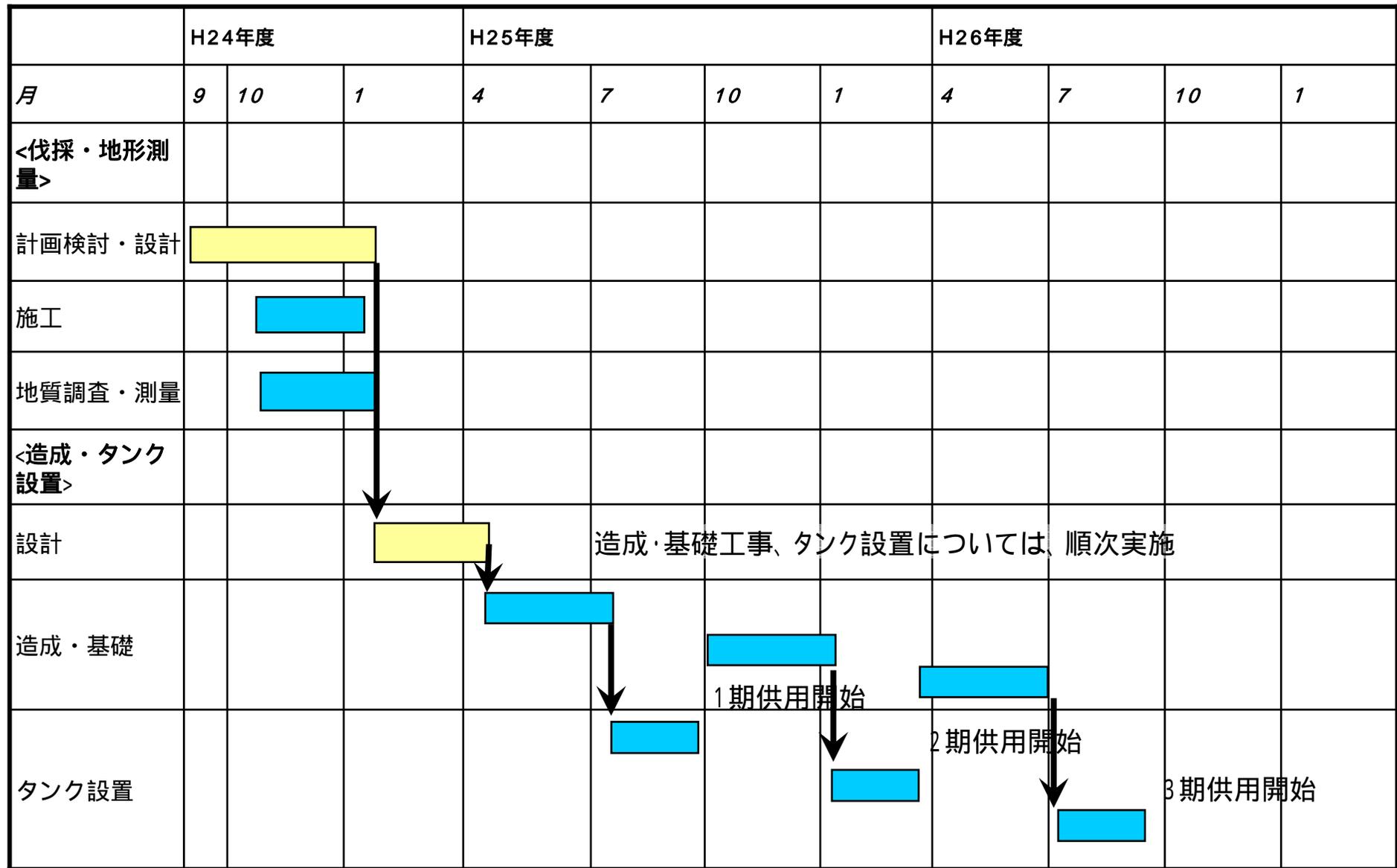
タンク増設の可能性



敷地南側エリアの状況等

- 敷地南側エリアは約10万m²の面積があるが、このエリアは森林、運動場、駐車場である。
- このエリアに作るタンクの用途としては、主に多核種除去設備の処理済み水となる予定であり、移送ルートは前ページの赤色のルートなどが考えられる。

南側エリアタンク設置検討・施工工程



本工程は現行の案であり、今後、詳細に検討を行う。

環境線量低減対策 スケジュール

分野名	括り	作業内容	これまで一ヶ月間の動きと今後一ヶ月間の予定	8月		9月					10月			11月			12月	備考			
				26	2	9	16	23	30	7	14	下	上	中	下	前	後				
放射線量低減		1. 敷地境界線量低減 ・ガレキ等、水処理 二次廃棄物の遮へい等の措置 ・放出抑制 ・放出管理	(実績) ・敷地境界線量低減対策実施に向けた現場調査 (予定) ・敷地境界線量低減対策実施に向けた現場調査	検討・設計	敷地境界線量低減対策の施設設計・運用の検討																
			現場作業	敷地境界線量低減対策実施に向けた現場調査																	
		2号機原子炉建屋ブローアウトパネル閉止・換気装置設置 (実績) ・閉止パネル、換気設備設計 (予定) ・閉止パネル、換気設備設計	検討・設計	閉止パネル・換気設備設計																	
			現場作業	建屋内・開口部周辺調査 閉止パネル・換気設備調達・製作 足場組み、閉止パネル・換気設備設置																	
環境線量低減対策		2. 敷地内除染 ・段階的な除染	(実績) ・除染の個別計画立案(入退域管理施設建設エリア) ・除染の個別計画立案(正門警備員の常駐エリア) ・免震重要棟前の通勤バス待機場所の遮へい及び遮へい実施後のサーベイ実施 (予定) ・除染の個別計画立案(入退域管理施設建設エリア) ・除染の個別計画立案(正門警備員の常駐エリア) ・入退域管理施設建設エリアのサーベイ実施(エリア整地後)	検討・設計	除染の個別計画立案(入退域管理施設建設エリア) 有効な除染技術の情報収集																
			現場作業	免震重要棟前の通勤バス待機場所の遮へい 免震重要棟前の通勤バス待機場所のサーベイ実施(遮へい後) 入退域管理施設建設エリアのサーベイ実施(エリア整地後) 正門警備員の常駐エリアのサーベイ実施(除染後) 正門警備員の常駐エリア除染工事																	
汚染拡大防止		3. 海洋汚染拡大防止 ・遮水壁の構築 ・取水路前面エリアの海底土の被覆 ・海水循環型浄化装置の運転継続 ・浚渫土の被覆	(実績) 【遮水壁】埋立等(4/25~) 鋼管矢板打設部の岩盤の先行削孔 (9/6時点進捗率:16%) 消波ブロック設置(港外側;7/20~) ボーリング調査(最終2箇所/全9箇所;7/24~8/6) ☆1箇所追加 【海水浄化】海底土被覆の効果評価、浄化方法の検討 浄化装置の継続運転を実施(7/30~) (予定) 【遮水壁】埋立等(~H24.11予定) 鋼管矢板打設部の岩盤の先行削孔(~H25.12予定) 消波ブロック設置(~H24.11予定) 【海水浄化】海底土被覆の効果評価、浄化方法の検討 浄化装置の継続運転を実施(7/30~)	検討・設計	【海水浄化】海底土被覆の効果評価、浄化方法の検討																
			現場作業	【遮水壁】埋立等(~H24.11予定) 【遮水壁】先行削孔(進捗率16% < 9/6時点、~H25.12予定) 【遮水壁】消波ブロック設置(~H24.11予定) 【海水循環型浄化装置】継続運転																	

【主要工程】
○調査完了
H24年10月末頃
○パネル・換気設計完了
H24年10月中頃
○パネル・換気設備完了
H25年3月末頃

※建屋内調査
・クインスにて実施済
(H23/10、H24/2、H24/6)
・作業環境調査
(H24/6)

最新工程反映

除染の個別計画立案(正門警備員の常駐エリア)

実績反映

免震重要棟前の通勤バス待機場所のサーベイ実施(遮へい後)

最新工程反映

入退域管理施設建設エリアのサーベイ実施(エリア整地後)

工程調整中

正門警備員の常駐エリア除染工事

工程調整中

正門警備員の常駐エリアのサーベイ実施(除染後)

遮水壁完成はH26年度中目標

港湾内の海水中放射能濃度について

福島第一原子力発電所 1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップにおいて、海洋汚染拡大防止計画として、2012年度半ばまでに港湾内の海水中の放射性物質濃度が告示に定める周辺監視区域外の濃度限度（告示濃度）を下回ることを目指すとしている。

港湾内の海水中放射性物質濃度について評価した結果、海水の流れが比較的大きいエリアでは目標値を下回る結果となったが、海水の流れが比較的小さいエリアでは目標値を上回る結果となった。このため、引き続き、変動要因の特定及び追加対策の検討を行うものとする。

1. 評価結果（図1、表1参照）

外洋への出入口である「港湾口」、5・6号機の冷却水として使用している「6号機取水水路前」、「物揚場」や「1～4号機の取水口（シルトフェンス外側）」等の海水の流れが比較的大きいエリア（8箇所）では、海底土被覆後における告示濃度（セシウム）に対する割合の和が一未満となり、目標値を満足する結果となった。

一方、「1～4号機の取水口（シルトフェンス内側）」等の海水の流れが比較的小さいエリア（5箇所）では、海底土被覆後における告示濃度（セシウム）に対する割合の和が一を超え、目標値を満たすことは出来なかった。

2. 今後の対応

シルトフェンスによる汚染拡大抑制の効果によりシルトフェンス外側では告示濃度を下回ったものと推定されたが、2～4号機取水水路シルトフェンス内側等の取水路開渠の一部のエリアにおいて告示濃度を超過しているため、追加対策を検討する必要がある。

設置中のシルトフェンスには付着物が多く、放射性物質濃度の上昇の一因となる可能性があることから、10月以降新たなシルトフェンスに一部交換し、その後1ヶ月程度のデータを取得して効果を確認する。また、最も濃度の高い3号機の取水口にて引き続き海水循環型浄化装置を用いて浄化を継続していくが、今後、効果的な海水浄化の方法を検討していく。

これらの検討にあたっては、海水中の放射性物質の挙動や海水浄化の方法についての幅広い知見を有する社外の研究機関等の協力を得て、12月末までに変動要因を特定するとともに追加対策の検討を実施するものとする。

また、セシウム以外の核種の測定結果についても告示濃度に対する評価を行い、結果を取りまとめ次第報告する。

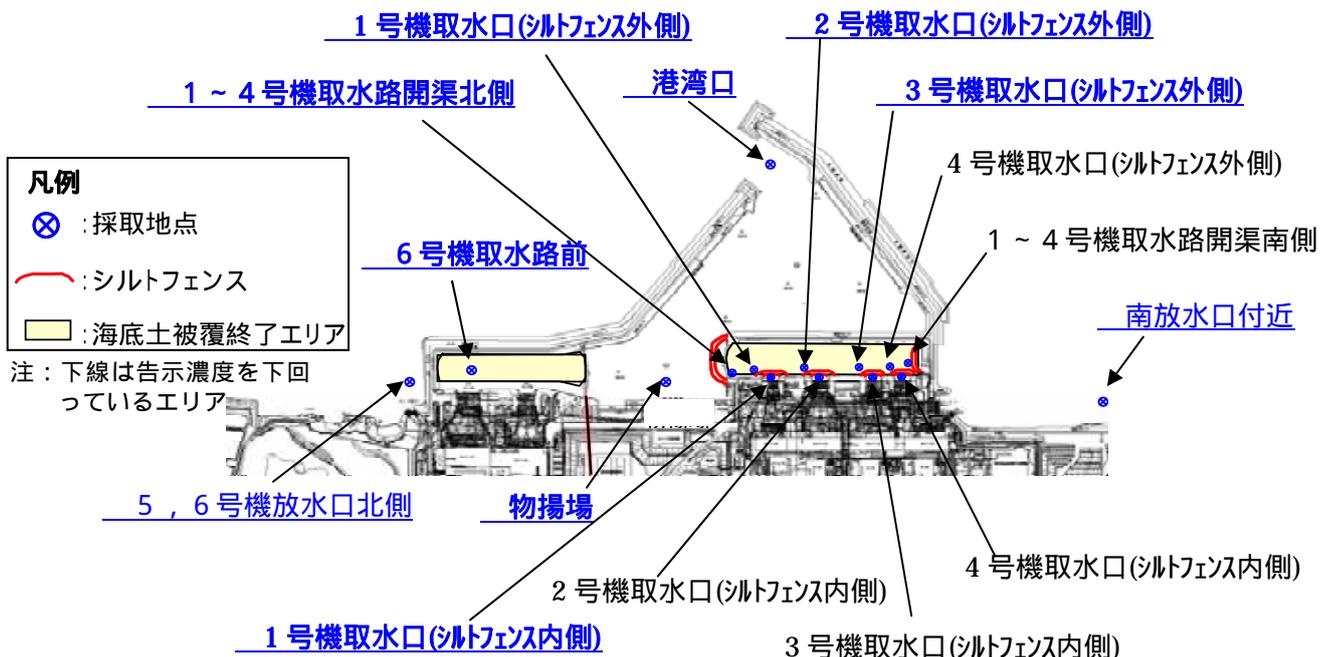


図1 港湾内外におけるデータ採取地点

3. 評価方法

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」において周辺監視区域外の水中の濃度限度（告示濃度）は、三月間についての平均濃度が別表第二の第六欄に掲げる濃度と規定している。

このため、港湾内外（図1参照）で評価値が得られているセシウムのデータを基に、海底土被覆前の3ヶ月間（平成23年12月～平成24年2月）及び海底土被覆後の3ヶ月間（平成24年6月～8月）について、それぞれ平均値と海底土被覆後の告示濃度（Cs-134：60Bq/L、Cs-137：90Bq/L）に対する割合を算出した。（表1参照）

4. 考察

「1～4号機の取水口（シルトフェンス内側）」で告示濃度を超えたことは、シルトフェンス設置に伴い、海洋への汚染拡大を抑制している効果（閉じ込め効果）の表れであると推定される。

1～4号機取水路開渠内においては、1・2号機取水口側より3・4号機取水口側の方が、高濃度である。これは、取水路の奥側では対流の影響を受け難いためと推定される。

また、海底土被覆工事の前後で比較すると、工事に関連する全ての採取地点（～）において、平均値が低下している。これは、海底土被覆による放射性物質の巻き上げの防止効果の表れであると推定される。

港湾外の採取地点（ ）では告示濃度を下回る低いレベルで推移していることから、汚染拡大防止という観点では、外洋への影響は小さくなっているものと考えられるが、一部のエリアにおいて、告示濃度を上回るエリアが残っているため、今後新たな追加的対策を講じる必要がある。

表1 港湾内外における被覆工事前後の三月間平均値と濃度に対する割合の和

			三月間平均値				濃度に対する割合の和
			Cs-134 (Bq/L)		Cs-137 (Bq/L)		
			被覆前データ	被覆後データ	被覆前データ	被覆後データ	被覆後データ
港湾内	1～4号機取水路開渠内	1～4号機取水路開渠北側	44.0	11.0	58.4	17.2	0.4
		1号機取水口（シルトフェンス外側）	62.2	11.1	81.5	17.5	0.4
		2号機取水口（シルトフェンス外側）	79.4	13.3	100.4	20.6	0.5
		3号機取水口（シルトフェンス外側）	90.4	20.9	116.6	32.3	0.7
		4号機取水口（シルトフェンス外側）	116.3	30.4	150.2	45.6	1.0
		1号機取水口（シルトフェンス内側）	76.2	13.9	100.7	21.9	0.5
		2号機取水口（シルトフェンス内側）	125.0	49.5	159.6	76.5	1.7
		3号機取水口（シルトフェンス内側）	239.3	124.3	309.8	189.9	4.2
		4号機取水口（シルトフェンス内側）	173.7	53.0	224.6	81.6	1.8
		1～4号機取水路開渠南側	84.1	34.2	106.1	52.5	1.2
港湾内	物揚場	24.6	6.0	30.6	9.6	0.2	
	港湾口	13.4	2.3	16.0	3.2	0.1	
	6号機取水路前	21.0	2.3	24.8	3.0	0.1	
	南放水口付近	1.8	1.1	2.4	1.5	0.04	
港湾外	5, 6号機放水口北側	2.9	1.3	3.7	1.9	0.04	
告示濃度			60		90		-

注：太字は告示濃度を下回っているエリア

以上

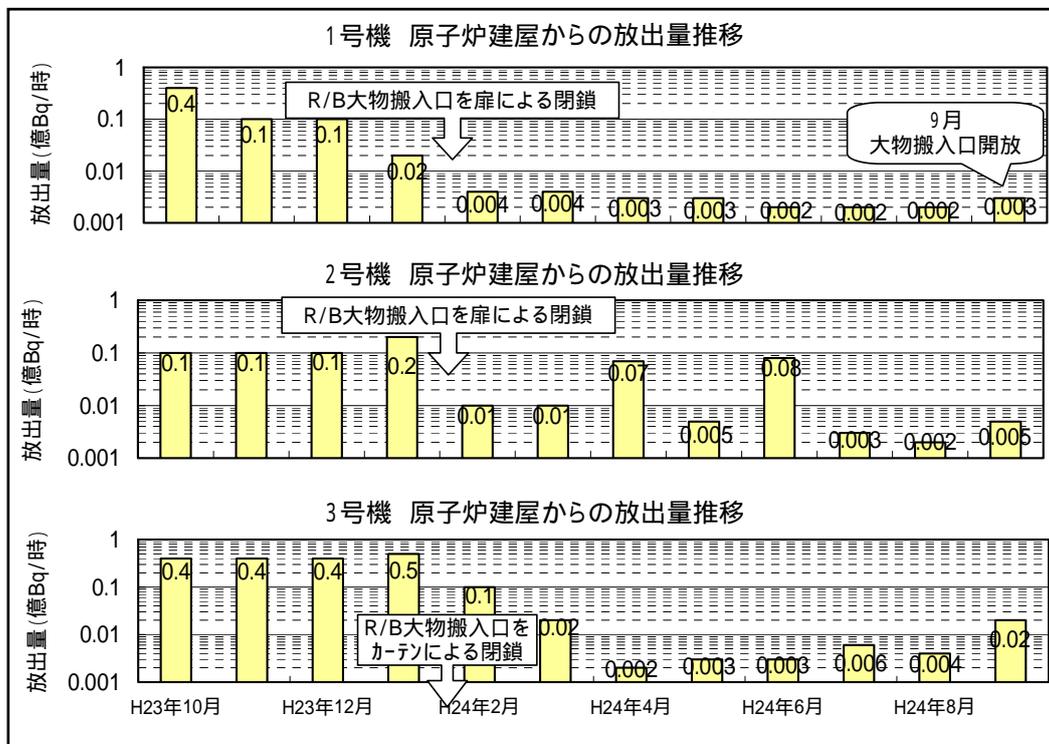
原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果

1～3号機原子炉建屋からの現時点の放出量（セシウム）を、原子炉建屋上部等の空气中放射性物質濃度（ダスト濃度）を基に評価。（各号機の採取地点は別図参照）

測定は放射性物質が舞い上がるような作業が行われていない状況であり、1号機は大物搬入口を開放、2・3号機は閉鎖した状態で実施。

このため、1～3号機の放出量の合計は、先月公表時の約0.1億ベクレル/時から変化なしと評価。これによる敷地境界における被ばく線量は0.03mSv/年¹と評価。

号機毎の推移については下記のグラフの通り。



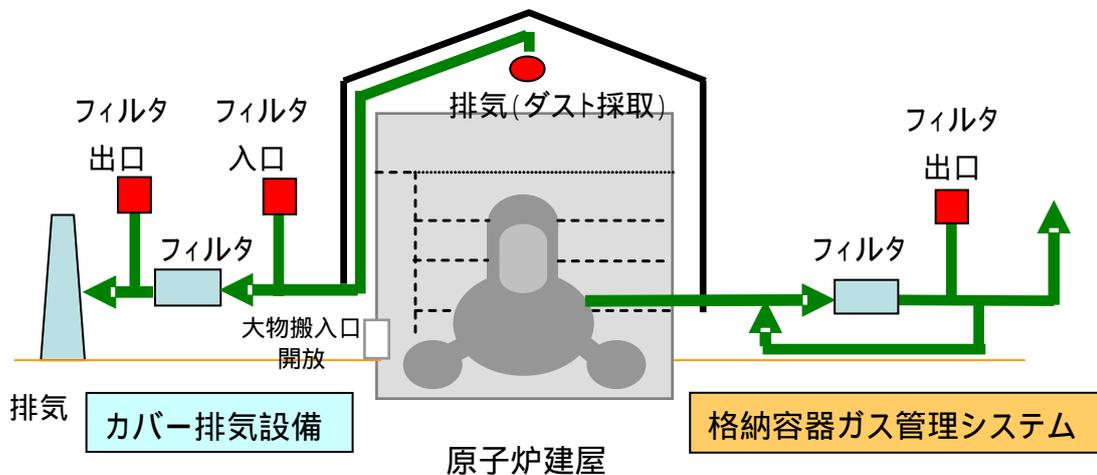
放出量についてはCs134とCs137の合計値である

（備考）

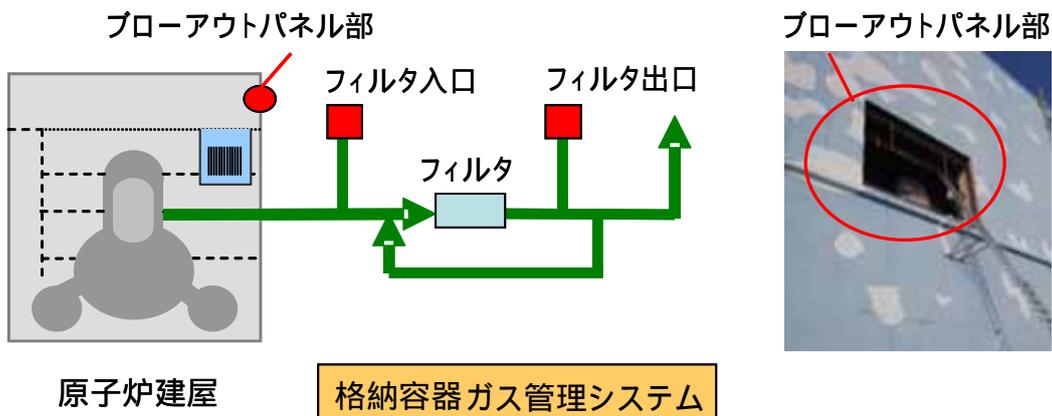
- ・ 1～3号機の放出量の合計値は0.028億ベクレル/時であり、原子炉の状態が安定していることから、前月と同様に0.1億ベクレル/時と評価している。
- ・ 1号機大物搬入口は、サプレッションチェンバ内への窒素ガス封入作業のため9/4～9/13の期間大物搬入口を開放している。大物搬入口の開放に伴い建屋からの放出量が増えるため、大物搬入口を1月間連続で開放していたものとして評価している。
- ・ 希ガスについては、格納容器ガス管理設備における分析結果から放出量を評価しているが、放出されるガンマ線実効エネルギーがセシウムに比べて小さく、被ばく経路も放射性雲の通過による外部被ばくのみとなるため、これによる被ばく線量は、セシウムによる線量に比べて極めて小さいと評価している。

(1)施設運営計画における評価方法により評価（H24年8月27日報告別紙資料参照）

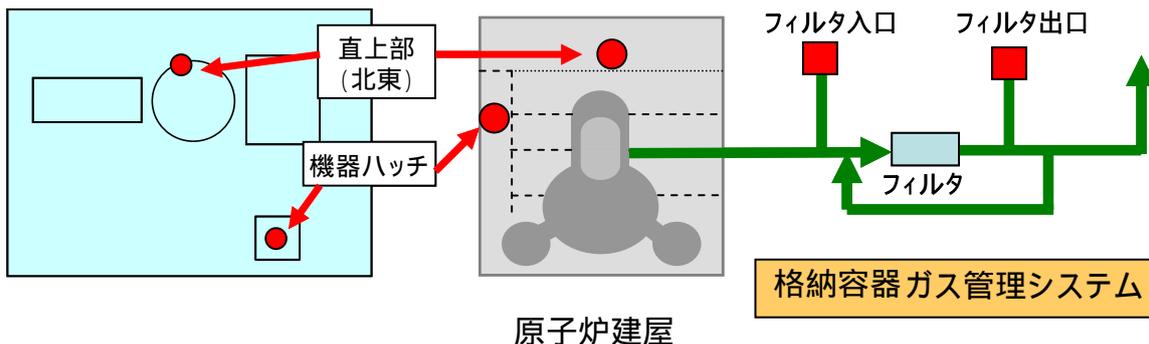
1号機のサンプリング設備概要



2号機サンプリング設備概要とサンプリング状況



3号機サンプリング概要



敷地境界における線量評価方法の統一について

新たに大気中へ放出される放射性物質による敷地境界における線量評価には、

- (1) 昨年7月より実施している毎月の冷温停止状態達成の確認のための評価
(冷温停止確認の評価)
- (2) 本年4月より四半期毎に実施している年間 1mSv 未満達成の確認のための評価
(年間 1mSv 確認の評価)

の二つがある。

これらの評価では、用いる計算式、係数が異なっていたことから、9月の評価から統一することとした。

1. 評価方法の相違点

原子炉建屋から大気中へ放出された放射性物質による線量評価は、図 - 1 に示す三つの被ばく経路について、放出された放射性物質の量(放出量)と福島第一における年間の気象観測結果に基づき、放出量(Bq/時)から敷地境界における被ばく線量(mSv/年)を算出する計算式により計算される。

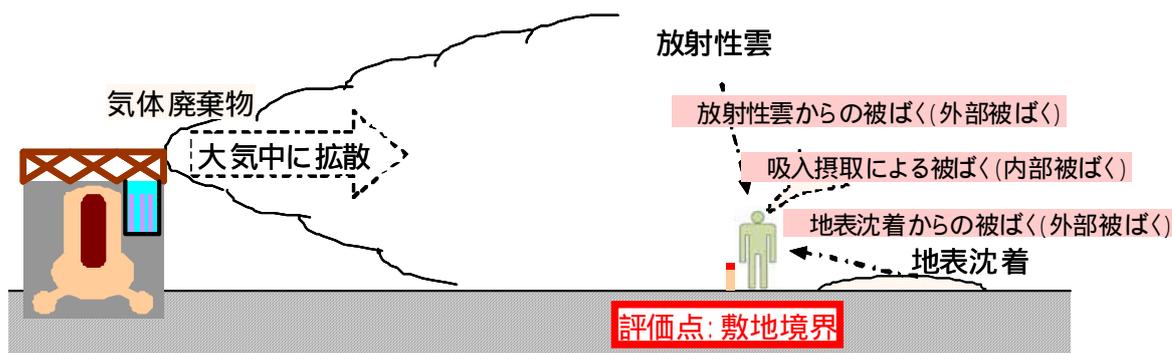


図 - 1 被ばく経路(概念図)

冷温停止確認の評価、年間 1mSv 確認の評価のいずれにおいても、原子力安全委員会の指針に基づく評価の基本的な考え方、被ばく経路については同じであるが、具体的な算出において表 - 1 に示す通り計算式や係数に相違がある。

例えば、地表沈着の評価において、冷温停止確認の評価では、短時間で評価を行うために、指針の計算式を簡略化し各項に相当する係数を文献から集めて掛け合わせて算出している。一方、年間 1mSv 確認の評価では、指針の計算式に必要な係数を与えて算出している。両者において評価の基本的な考え方は同じである。

2. 今後の評価

今後の評価においては、施設運営計画における線量評価との整合も考慮し、冷温停止確認のための評価について、施設運営計画における評価で用いている年間 1mSv 確認の評価の方法によることとし、9月の評価より適用する。

以上

表 - 1 評価方法の具体的な相違点

	冷温停止確認の評価の方法	年間 1mSv 確認の評価の方法
放射性雲 (外部被ばく)	・計算式は同じ	
	・ガンマ線のエネルギーは平均値を使用 (Cs-134,Cs-137の組成比が約1:1のため平均値を用い、核種毎の計算を省略)	・ガンマ線のエネルギーは核種毎のデータを使用
地表沈着 (外部被ばく)	・指針の計算式を簡略化し、各項に相当する係数を掛け合わせて算出	・指針の計算式の通りに算出
	・沈着量の算出に降雨も考慮された係数を使用 ・文献の換算係数により放射エネルギーから線量を算出	・沈着量について、雨の降る期間と降らない期間に分けて、それぞれに係数を与えて算出 ・計算式により放射エネルギーから線量を算出
吸入摂取 (内部被ばく)	・計算式は同じ	
	・指針の換算係数により放射エネルギーから線量を算出	・施設運営計画における評価の数値により放射エネルギーから線量を算出

発電所敷地境界線量低減 状況報告（9 月チェックポイント）

中長期ロードマップにおいて、発電所全体からの線量評価として、新たに放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界における年間被ばく線量を平成 25 年 3 月末において年間 1 mSv 未満とすることを目標としており、そのための線量低減対策の進捗状況、線量評価結果を四半期毎に報告することとしている。

本資料では、9 月時点の評価結果、目標達成のための線量低減対策及び 3 月末時点の評価結果により目標が達成される見通しが得られたことについて報告する。

1. 9 月時点の線量評価結果

敷地境界における年間被ばく線量を評価した。評価方法、評価条件は、「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 3）（改訂）」（以下、施設運営計画（その 3）という）の方法等により、現時点の放出量及び保管量を基に評価した。

(1) 評価対象

発電所全体からの線量評価として、新たに放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界における年間被ばく線量を評価する。評価の対象は、気体廃棄物及び固体廃棄物とする。

(2) 評価方法

気体廃棄物については、施設運営計画（その 3）における評価方法により、1～3 号機原子炉建屋からの追加的放出量評価における 9 月時点の放出量を用いて、放出がこの値で 1 年間継続するとして敷地境界における最大値地点となる南方位における線量を評価した。

固体廃棄物についても施設運営計画（その 3）の評価方法により、9 月時点の保管量に基づき評価した。

気体廃棄物による線量と固体廃棄物による線量（エリア毎の小計の最大値）を足し合わせ、9 月時点における年間被ばく線量とした。

評価地点は図 1 に示す通りである。

(3) 評価結果

現在の液体廃棄物を放出していない状況及び線量低減対策等が実施されていない状況での評価値として、9 月時点における敷地境界線量は最大で約 9.67 mSv/年 となった。

（表 1 参照）

気体廃棄物 約 0.03 mSv/年（追加的放出量の評価結果に同じ）

固体廃棄物 約 9.64 mSv/年（エリア毎の小計の最大値）

合計 約 9.67 mSv/年

なお、6 月時点の気体約 0.03 mSv/年、固体約 6.38 mSv/年、合計約 6.41 mSv/年の評価値との相違は、固体について、6 月時点ではその時点の評価として保管中の廃棄物の測定値に基づき評価値を算出したのに対して、9 月時点では、低減対策等による効果の予測は想定値を基にしていることから、低減対策等の実施後の比較評価を行っていく開始時点の値として想定値に基づく評価値としたことによる。

2. 目標達成のための線量低減対策の策定

年間 1 mSv 未満達成のための線量低減対策等の実施計画を策定した。具体策として、保管施設や機器についての土、コンクリート、鉛による遮へい、廃棄物の敷地境界から離れた場所への移動、線量率を想定値から測定値に置き換えて評価を行うなどを計画しており、対象となる施設の配置は図 1、低減対策等及び工程は表 1 に示す通りである。

3. 平成 25 年 3 月時点の線量評価結果

上記の線量低減対策等の実施による敷地境界における年間被ばく線量を評価した。

(1) 評価対象

上記 1. の気体廃棄物、固体廃棄物に加え、液体廃棄物については、具体的な放出の予定はないが、液体廃棄物による 1 年間の線量への寄与を評価するために液体廃棄物の放出を想定した場合の評価を行う。また、今後発生し保管する固体廃棄物も評価に加える。

(2) 評価方法

気体廃棄物については、上記 1. と同様な評価を行った。

液体廃棄物については、施設運営計画（その 3）の評価方法により、多核種除去設備の性能確認結果等に基づき処理済水について想定される条件により評価した。

固体廃棄物については、測定値や計画している低減対策等の効果を反映し、施設運営計画（その 3）の評価方法もしくは実際の保管状態を反映した評価モデルによって評価を行った。

3 月時点の状況が 1 年間継続した場合の評価値として、気体、液体、固体（固体についてはエリア毎の小計の最大値）を足し合わせ、3 月時点における年間被ばく線量とした。

線量評価地点は図 1 に示す通りである。

(3) 評価結果

液体廃棄物の放出を想定した状況及び計画した線量低減対策等を実施した状況での評価値として、平成 25 年 3 月時点における敷地境界線量は最大で約 $0.74\text{ mSv}/\text{年}$ となり、目標である年間 1 mSv 未満を達成できる見通しを得たものとする。（表 1 参照）

気体廃棄物 約 $0.03\text{ mSv}/\text{年}$

液体廃棄物 約 $0.26\text{ mSv}/\text{年}$

固体廃棄物 約 $0.45\text{ mSv}/\text{年}$ （エリア毎の小計の最大値）

合計 約 $0.74\text{ mSv}/\text{年}$

低減対策等の効果としては、瓦礫等、伐採木、吸着塔の保管施設や多核種除去設備について土、コンクリート、鉛による遮へいを設置すること、瓦礫等を敷地境界から離れた保管施設へ移動することの効果が大いものと評価している。

なお、平成 25 年度年間についても評価を行い、液体廃棄物の放出を想定した状況及び線量低減対策等の実施と廃棄物の保管量を反映した状況での評価値として、平成 25 年 4 月より 1 年間において、気体、液体、固体の月毎の評価値の最大値（固体についてはエリア毎の小計の最大値）を足し合わせ、約 $0.76\text{ mSv}/\text{年}$ となることを確認した。（表 1 参照）

4. 今後の取り組み

新たに放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界線量について、気体、液体、固体の合計の評価値として、平成25年3月時点において年間1mSv未満を達成するため、線量低減対策を着実に実施していく。

引き続き、四半期毎のチェックポイントにおいて、低減対策の進捗及び効果を確認し、必要により追加対策の要否を検討するとともに、その状況について中長期対策会議運営会議において四半期毎に報告していく。

今後、廃棄物の増減や低減対策の効果などにより評価値は変動する可能性があるが、それらの状況を考慮し必要に応じて、低減対策等について見直しを行うとともに、廃棄物毎の目標値を見直し、気体、液体、固体の合計の評価値として年間1mSv未満となるよう努める。

以 上

表1 線量低減対策等による工程及び線量評価結果

		工 程																		線量評価結果 (mSv/年)			
		H24年度									H25年度									H24年9月時点	H25年3月時点	H25年度年間	
		9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月				3月
気体	気体廃棄物の放出	2号機原子炉建屋ブローアウトパネル開口部の閉止 設計 調達・製作 足場組み、設置																		0.03	0.03	0.03	
	小計																			0.03	0.03	0.03	
液体	液体廃棄物の放出	多核種除去設備処理済水による評価(性能確認結果等を用いた評価)																		0.00	0.26	0.26	
	小計																			0.00	0.26	0.26	
固体	北エリア	一時保管エリアA(瓦礫等)	覆土式一時保管施設(1/2槽)への移動 覆土式一時保管施設(3/4槽)への移動																		5.97	0.00	0.04
		一時保管エリアB(瓦礫等)	新設置き場への移動(北エリア、西エリア)																		2.97	0.00	0.02
		一時保管エリアC、D、E、F(瓦礫等)	線源設定を測定値を基に見直し(新設も含む)																		0.12	0.19	0.25
		一時保管エリアG、H(伐採木)	枝・葉・根を覆土により遮へい																		0.58	0.02	0.02
		一時保管エリアL(瓦礫等覆土)	瓦礫等をエリアAから移動し覆土により遮へい																		0.00	0.06	0.06
		新設瓦礫等置き場(予定)	瓦礫等をエリアBから移動(予定)																		0.00	0.09	0.09
		北エリアの小計																			9.64	0.35	0.46
	西エリア	使用済燃料乾式キャスク仮保管設備	評価モデルの見直し																		0.29	0.07	0.07
		固体廃棄物貯蔵庫	線源設定を測定値を基に見直し																		0.25	0.03	0.03
		ドラム缶等仮保管設備	10月より固体廃棄物貯蔵庫からドラム缶受入開始、線源設定を測定値を基に見直し																		0.08	0.07	0.08
		一時保管エリアM(伐採木)	枝・葉・根を覆土により遮へい																		0.85	0.01	0.01
		多核種除去設備	機器に遮へい設置、線源強度の見直し																		0.43	0.16	0.16
		新設瓦礫等置き場(予定)	瓦礫等をエリアBから移動(予定)																		0.00	0.01	0.01
		新設使用済セシウム吸着塔保管設備(KURION・SARRY分)「第四施設」	敷地境界から離れた場所に施設設置 吸着塔受入開始(第一施設から移動)																		0.00	0.00	0.00
西エリアの小計																			1.90	0.35	0.37		
南西エリア	RO濃廃タンク	線源設定を測定値を基に見直し																		0.39	0.45	0.45	
	一時保管エリアO(瓦礫等)	10月より受入、線源設定を測定値を基に見直し																		0.00	0.00	0.00	
	新設伐採木置き場(予定)	枝・葉・根を覆土により遮へい(3月設置、受入予定)																		0.00	0.00	0.00	
南西エリアの小計																			0.39	0.45	0.45		
南エリア	使用済セシウム吸着塔保管設備(KURION分)「第一施設」	遮へい追加、評価モデル見直し 吸着塔移動開始(西エリア第四施設へ)																		2.33	0.24	0.25	
	使用済セシウム吸着塔保管設備(SARRY分)「第一施設」	吸着塔移動開始(西エリア第四施設へ)																		0.08	0.11	0.11	
	使用済セシウム吸着塔保管設備(HIC分)「第二施設」	吸着塔受入開始(第一施設の追加遮へい対策を基に設計)																		0.00	0.08	0.10	
	使用済セシウム吸着塔保管設備(HIC分)「第三施設」	遮へい機能を有する施設の設置 吸着塔受入開始																		0.00	0.00	0.00	
	一時保管エリアJ、K(伐採木)	枝・葉・根を覆土により遮へい																		0.47	0.00	0.00	
	一時保管エリアN(瓦礫等)	4月より受入予定、線源設定を測定値を基に見直し																		0.00	0.01	0.01	
	増設伐採木置き場(展望台・水処理北)(予定)	枝・葉・根を覆土により遮へい(2月設置、受入予定)																		0.00	0.01	0.01	
南エリアの小計																			2.88	0.44	0.47		
合計																			9.67	0.74	0.76		

注: 小計は四捨五入の関係で合わない場合がある。

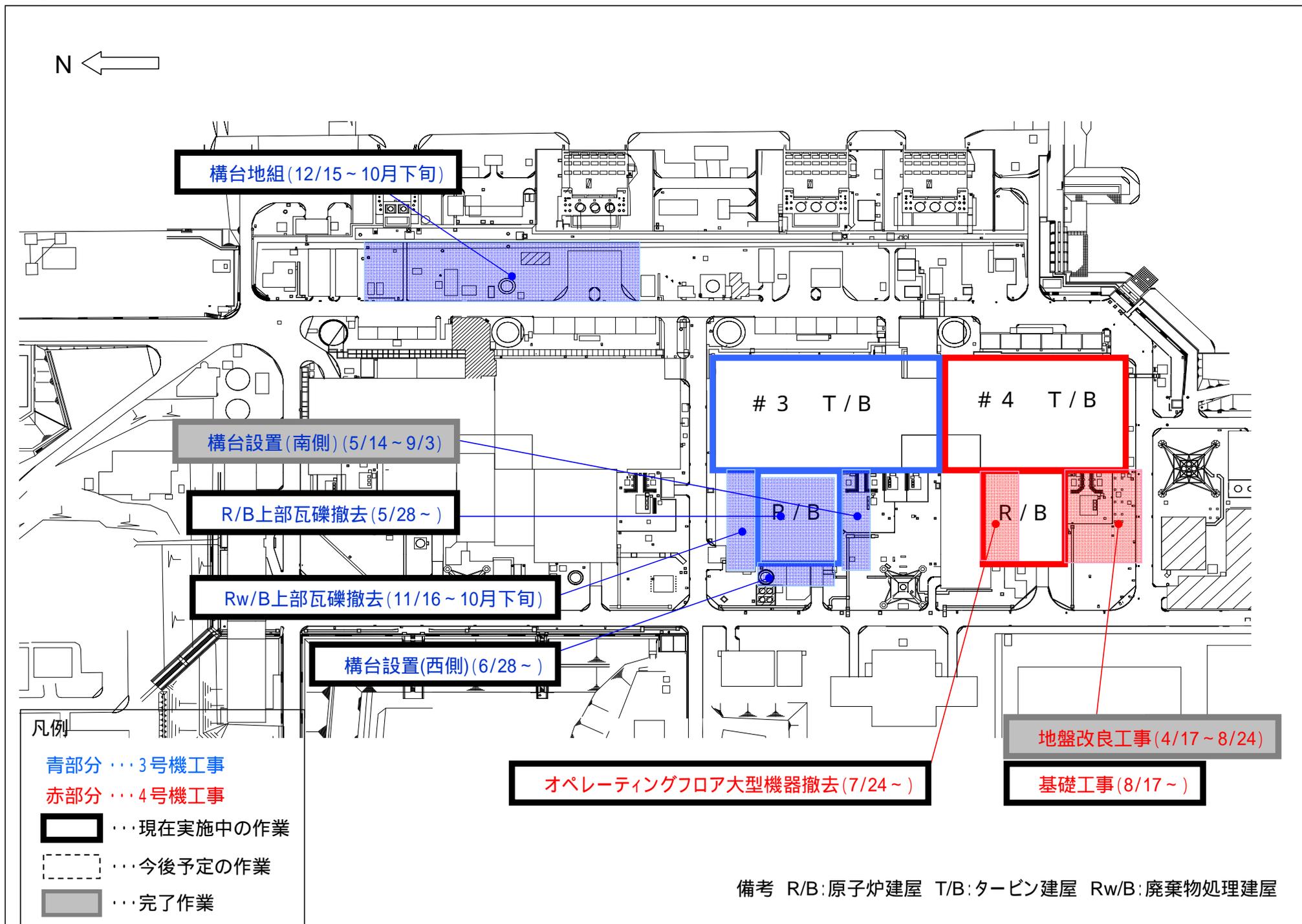
労働環境改善スケジュール

分野名	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
			26	2	9	16	23	30	7	14	下	上	中	下	前	後				
被ばく・安全管理	APD不正使用を受けた再発防止策	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> APDの適正装着に関して強調した放射線防護教育を実施(8/6~実施) 当社監理員や元請担当者が現場立ち会い時に抜き打的にAPD装着状態を確認(8/16~) APDとガラスバッジ等との線量データ比較および作業内容と線量の比較において特異なデータがないか確認(H24.7分) <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 高線量被ばく作業について、胸部分が透明なタイベックを着用(10月~) 	検討・設計	胸部分が透明なタイベックの仕様検討・調達																
			現場作業	APDとガラスバッジ等の比較											胸部分が透明なタイベックの着用					
			現場作業	APD適正装着に関して強調して放射線防護教育を実施																
			現場作業	当社監理員や元請担当者による抜き打ちなAPD装着状態確認																
被ばく・安全管理	防護装備の軽減化検討	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 一般作業服着用エリア、全面マスク着用省略エリアの拡大に係る検討 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 一般作業服着用エリア、全面マスク着用省略エリアの拡大に係る検討 	検討・設計	一般作業服着用エリア、全面マスク着用省略エリアの拡大に係る検討(アルプス等をターゲットに検討中)																
			現場作業	全面マスク着用省略エリアの拡大(車両汚染検査場、企業棟等)の周知、運用実施																
			現場作業	全面マスクのフィルタ変更(ダストフィルタ装着)に係る運用実施																
			現場作業	保護衣の変更(一般作業服着用)に係る運用実施(正門、免震重要棟、5・6号サービス建屋の間の移動)																
労働環境改善	重傷災害撲滅、全災害発生件数低減対策の実施	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 協力企業との情報共有 9/13安全推進連絡会開催：災害事例等の再発防止対策の周知等 作業毎の安全施策の実施(TBM-KY等) <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 9/20安全推進連絡会の開催 作業毎の安全施策の実施(継続実施) 	検討・設計																	
			現場作業	通気性の良いカバーオールの配備																
			現場作業	熱中症予防対策の実施																
			現場作業	情報共有、安全施策の検討・評価																
健康管理	長期健康管理の実施	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 「1F緊急作業従事者の長期健康管理」実施内容の検討 「健康相談窓口」開設 各協力企業の健康管理部署との連携 相談内容の共有、各社からの相談受付 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 社外機関(厚生労働省等)との調整 対象者(社員・協会社作業員)に追加健診実施の案内および具体的運用の周知 	検討・設計	厚生労働省等との調整																
			現場作業	健康相談受付																
			現場作業	対象者への案内および具体的運用の周知																
			現場作業	10月以降の各医療拠点の体制検討																
健康管理	継続的な医療職の確保と患者搬送の迅速化	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 男性看護師(4名)を採用し、1F救急医療室とJ.V診療所へ配置 1F救急医療室とJ.V診療所の12月末までの医師確保完了 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 平成24年10月以降の各医療拠点の体制検討 1Fの救急医療室とJ.V診療所の恒常的な医師の確保に向けた調整の迅速化 	検討・設計	医療関係者ネットワーク会議(9/9)																
			現場作業	男性看護師を配置																

使用済燃料プール対策 スケジュール

分野名	括り	作業内容	これまで一ヶ月間の動きと今後一ヶ月間の予定	8月		9月					10月			11月	12月	備考						
				26	2	9	16	23	30	7	14	下	上	中	下		前	後				
構内用輸送容器	構内用輸送容器の設計・製作	3号機	(実績) ・構内用輸送容器の設計検討 (予定) ・構内用輸送容器の設計検討(継続)	検討・設計	構内用輸送容器の設計検討															・2014年度第3四半期の設計・製作完了を目標		
	構内用輸送容器の検討	4号機	(実績) ・構内用輸送容器の適用検討 (予定) ・構内用輸送容器の適用検討(継続)	検討・設計	構内用輸送容器の適用検討 (バックアップ容器の適用検討)															・2012年度中の検討完了を目標		
キャスク製造	輸送貯蔵兼用キャスク・乾式貯蔵キャスクの製造		(実績) ・乾式キャスク製造中 (予定) ・乾式キャスク製造中(継続)	調達・移送	輸送貯蔵兼用キャスク材料調達・製造・検査 乾式貯蔵キャスク製造・検査																	
港湾	クレーン復旧 道路整備 物揚場復旧工事		(実績) ・デリッククレーン復旧工事 ・構内道路整備 (予定) ・デリッククレーン復旧工事(継続) ・構内道路整備(継続)	現場作業	デリッククレーン復旧工事(～10月下旬) ・電源復旧工事(4/9～10月上旬)															・ウインチ小屋新築工事(7月30日～10月中旬) ・デリッククレーン組立(7月13日～10月下旬)	物揚場復旧工事(10月下旬～) 工程調整中	・物揚場復旧工事完了:2013年9月末を目標
					建物復旧(オペフロ鉄骨他塗装:8/31) 燃料取扱機点検保守(～9/20) 消防設備復旧(～10月)																	
共用プール	共用プール復旧 共用プール燃料取り出し 既設乾式貯蔵キャスク点検		(実績) ・共用プール復旧工事 (予定) ・共用プール復旧工事(継続) ・燃料ラック点検・使用済燃料点検	現場作業	4号機使用済燃料プール内 新燃料(未照射燃料)の健全性調査															燃料ラック点検・使用済燃料点検 工程調整中 既設乾式貯蔵キャスク点検		
キャスク仮保管設備	乾式キャスク仮保管設備の設置		(実績) ・乾式キャスク仮保管設備の設計検討 (予定) ・乾式キャスク仮保管設備の設計検討(継続)	検討・設計	乾式キャスク仮保管設備の設計検討																	
			(実績) ・乾式キャスク仮保管設備の設置工事(準備工事含む) (予定) ・乾式キャスク仮保管設備の設置工事(準備工事含む)(継続)	現場作業	乾式キャスク仮保管設備の設置工事(6/18～)(準備工事含む)															・2012年末頃の運用開始を目標		
研究開発	使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価		(実績) ・長期健全性評価に係る基礎試験 (予定) ・長期健全性評価に係る基礎試験(継続)	検討・設計	長期健全性評価に係る基礎試験																	

3,4号機 原子炉建屋上部瓦礫撤去工事 燃料取り出し用カバー工事 作業エリア配置図



【3号機原子炉建屋上部瓦礫撤去工事】

8月27日(月)～9月23日(日) 主な作業実績

- ・ 構台鉄骨搬入・組立(海側地組ヤード)
- ・ 構台設置【遠隔操作】(1)
- ・ R/B上部瓦礫撤去【遠隔操作】(2)
- ・ 使用済み燃料プール内調査【遠隔操作】
- ・ 作業ヤード整備

先月



今月



9月24日(月)～10月21日(日) 主な作業予定

- ・ 構台設置【遠隔操作】
- ・ R/B上部瓦礫撤去【遠隔操作】
- ・ 使用済み燃料プール内調査【遠隔操作】
- ・ 作業ヤード整備

備考

R/B：原子炉建屋

以上

【4号機原子炉建屋上部瓦礫撤去工事】

8月27日(月)～9月23日(日) 主な作業実績

- ・ 基礎工事 (1)
- ・ オペレーティングフロア大型機器撤去 (2)
- ・ R P Vヘッド吊り卸し

先月



今月



9月24日(月)～10月21日(日) 主な作業予定

- ・ 基礎工事
- ・ オペレーティングフロア大型機器撤去

備考

R P V (Reactor Pressure Vessel) : 原子炉压力容器

以 上

4号新燃料調査に関する報告

平成24年9月24日
東京電力株式会社



東京電力

- 4号機使用済燃料プールから、新燃料2体を取り出し、共用プールにて詳細調査を行った。
- 調査の結果、燃料の変形や部材腐食は無く、今後の本格取り出しに影響のありそうな事象は確認されなかった。
- (実績)
 - 平成24年7月18,19日 4号機使用済燃料プールから取り出し
 - 平成24年8月27～29日 共用プールにて燃料調査



燃料体に変形は確認されなかった



燃料内部から採取した瓦礫、砂礫(瓦礫の表面線量率は1mSv/h程度)

第7スペーサー上部の燃料棒の変色(1体のみで確認された)



【洗浄前】燃料棒に挟まった異物を中心に変色が広がっている

異物(鉄片のようなもの)
⇒異物の周りに変色が広がっていた

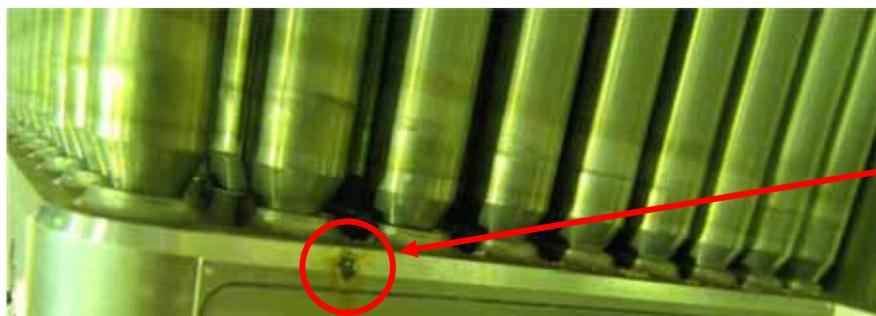


変色は金属異物から移った錆と判断した

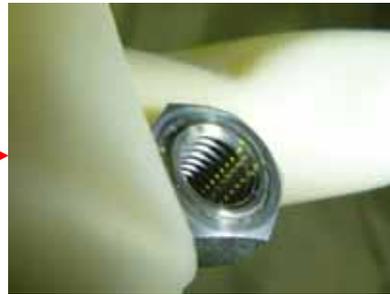
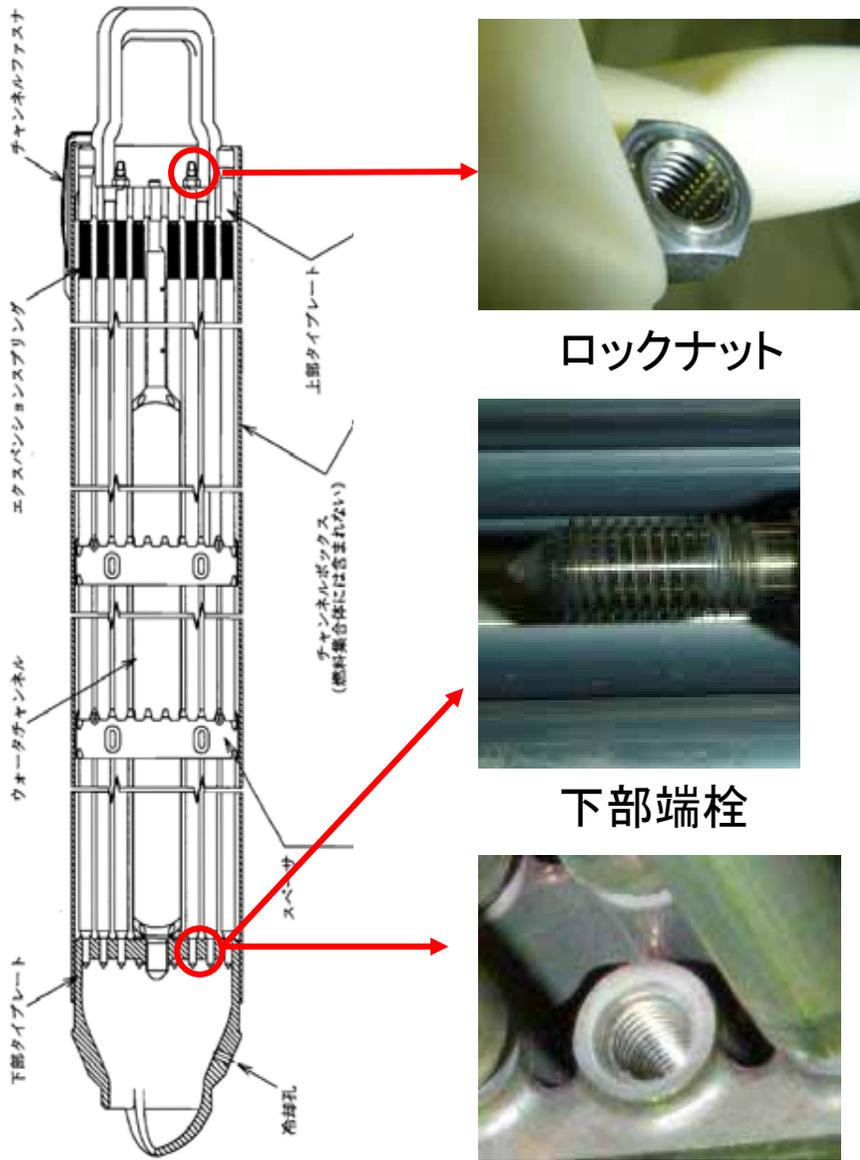
【洗浄後】異物はバラバラになって落下した

拭き取りにより変色は落ちた

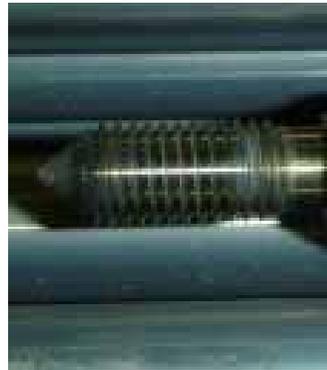
下部タイプレートの一部変色



下部タイプレートに変色が見られた
(下部タイプレートに乗っていた金属片が腐食したもの。下部タイプレート側の腐食は発生していない)



ロックナット



下部端栓



下部端栓ねじ込み部

燃料の表面線量率

	7月の取り出し時	8月の調査時 (洗浄後)
燃料上部	2.3~3.5mSv/h	1.7~1.8mSv/h
燃料中部	約1.1mSv/h	約0.4mSv/h
燃料下部	2.2~5.5mSv/h	1.5~2.1mSv/h

線量の原因は、

- 照射済み燃料から移動してきて、新燃料表面に付着したクラッド※
- 瓦礫に吸着されたクラッド及びセシウムと推定している

※原子炉運転中に炉水中の鉄分等が放射化したもの。照射済み燃料の表面に付着している

燃料構造部材には金属光沢があり、酸化、腐食は見られなかった

新燃料から一部の部材を採取したことから、JAEAにて分析を行う

7月	8月	9月
 7/18,19 4号使用済燃料プールから新燃料2体取り出し	 8/27～29 共用プールにて新燃料調査	 JAEA施設にて部材の分析(～3月末 (検討中))

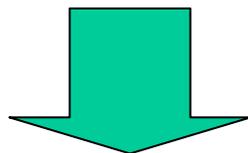
採取した部材

- ・ チャンネルファスナ:ステンレス、インコネル
- ・ ロックナット:ステンレス
- ・ 膨張スプリング:インコネル
- ・ スペーサの一部:ジルカロイ2

その他

- ・ 4号使用済燃料プールからの取出し、共用プールにおける燃料調査ともに計画通り実施し、トラブルは無かった
- ・ 計画線量(1mSv/日)を超えなかった

- 燃料体に変形は見られなかった
- 燃料棒は金属光沢があり、腐食や酸化の兆候は見れなかった（金属異物から移った錆による変色は見られた）
- 燃料吊り上げに重要となる上下部端栓、ロックナット、下部端栓ねじ込み部に腐食の兆候は見られなかった
- 燃料表面及びすきま部に析出物等の付着は確認されなかった。



本調査結果から、本格取り出しにおいて材料腐食が大きな影響を与えることはないと考える

3号機 プール内ガレキ撤去のための 使用済燃料プール内水中事前調査 (2回目)の実施について

平成24年9月24日
東京電力株式会社



東京電力

福島第一原子力発電所 3号機原子炉建屋上部ガレキ撤去に向けた 使用済燃料プール内部調査について

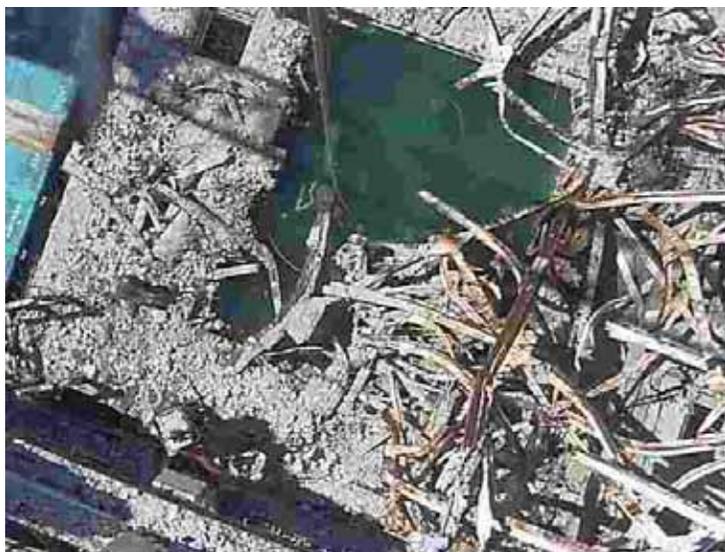
< 参考資料 >
平成24年9月13日
東京電力株式会社

作業実績

- ・ 作業日:平成24年9月13日
- ・ 作業人数:19人

作業内容

クローラクレーンから吊り下ろした水中カメラを使用済燃料プール内に入れて、使用済燃料プールの中に一部浸水している鉄骨部材の先端部の状況確認を実施。



使用済燃料プール全体



使用済燃料プール全体

画像提供:東京電力株式会社
撮影日:平成24年9月13日



使用済燃料プールガレキ(水中)



使用済燃料プールガレキ(水中)



使用済燃料プールガレキ(水面)



使用済燃料プールガレキ(水面)

画像提供:東京電力株式会社
撮影日:平成24年9月13日

共用プールにおける 水質管理について

平成24年9月24日
東京電力株式会社



東京電力

1. 概要

1F1～4使用済燃料プール（以下，SFP）からの取り出し燃料を共用プールに受け入れる際に持ち込まれる塩化物イオン（以下，Clイオン）の影響評価結果を踏まえて，以下のように対策を変更する。

■隔壁設置による「設備対策」から，水質管理による「運用対策」への変更

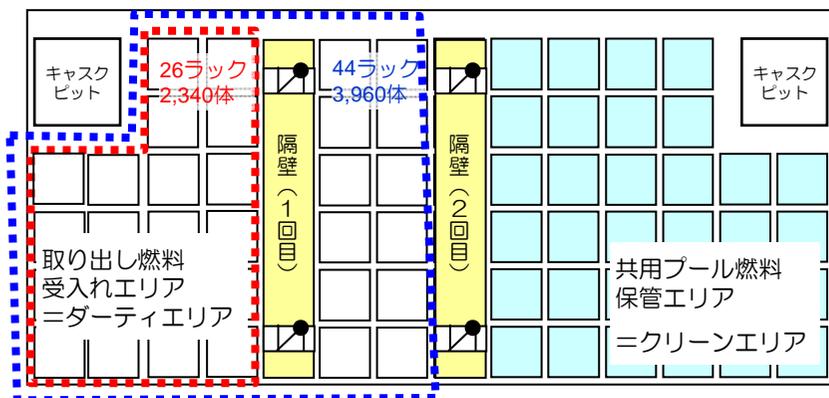
理由：

キャスク内部水中のClイオンによる共用プール水質への影響は，以下により問題のないものと評価されるため。

- ・持ち込まれるClイオン量が極めて小量
- ・H24年4月に復旧した既設ろ過脱塩器（以下，FPC/FD）によりプール水の浄化が可能

2. 背景

H23上期に「1F1～4SFPから共用プールへ持ち込まれるClイオンの影響」を定性的に懸念して、共用プールをエリア区画する隔壁の設置を検討。（図1）



- ※1：燃料ラックを1列抜いて隔壁を設置
- ※2：隔壁上段に開口を設け、オーバーフロー水で冷却

図1. 隔壁概要図

表1. 1F1～4SFP Clイオン濃度の推移（単位ppm）

		初期採取値	塩分除去前	イオン交換前	最新データ
1F1	分析値	4.4	-	-	5
	採取日	H23.6.22	-	-	H24.7.17
1F2	分析値	1100	1600	130	14
	採取日	H23.4.16	H23.11.15	H24.4.2	H24.8.30
1F3	分析値	2400	1600	130	73
	採取日	H23.5.8	H24.4.5	H24.6.23	H24.8.30
1F4	分析値	6000	1944	197	24
	採取日	H23.4.12	H23.8.20	H23.11.29	H24.9.16

- ※1：1F2はH24.7.2にイオン交換完了
- ※2：1F3は塩分除去実施中（1F4の後にイオン交換実施予定）
- ※3：1F4はH24.9中旬よりイオン交換実施中

隔壁設置には以下のデメリット

- ・ 共用プールでの貯蔵スペース減→燃料払い出し作業の増加
- ・ 現場作業（燃料払い出し作業，隔壁設置作業）の錯綜



- ・ 検討当初と異なり、SFPでの塩分除去作業が進んでいる（表1）
- ・ FPC/FDが復旧され、プール水の浄化が可能となっている



共用プールへの燃料移送によるClイオンの影響を定量的に評価し、隔壁の要否を含め、効果的な対応事項の再検討を実施

3 - (1) . 共用プールClイオン濃度への影響評価

キャスク1体輸送時にSFP側より持ち込まれるClイオンによる共用プールClイオン濃度への影響について、以下のように保守的に評価
 (1F4ケースを代表ケースと設定：1F1~4において①, ②が最大であるため)

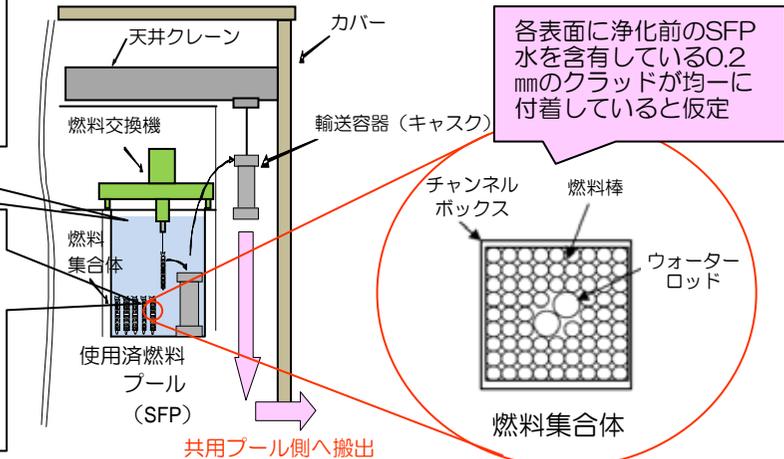
①キャスク内部水として持ち込まれる塩分量
 SFP燃料取出迄に100ppm以下で管理する事から100ppmと想定 (キャスク内部水 (3.8m³) で輸送される量は約380g)

②燃料表面付着物 (クラッド) に含有される塩分量
 燃料集合体の表面に0.2mmのクラッド※が均一に付着していた場合、燃料集合体1体あたり約7.8g付着していると想定される (22体輸送時には約172g)
 ※過去の1Fデータを参照に保守的に設定

③水置換, プール内拡散での減衰
 ・水置換効率を30%と想定 (キャスク内の塩分を30%除去)
 ・プール水量での希釈 (1/4の範囲で拡散すると仮定)

《キャスク1体輸送時の塩分濃度への影響》
 キャスク1体輸送時に持ち運ばれる塩分量は以下
 (380+172) × 0.7 = 386 g
 これが共用プールの1/4に拡散すると濃度は
 $386 \div (4000 \times 10^6 \div 4) \times 10^6 = 0.39 \text{ ppm}$

【原子炉建屋側 (SFP側)】



【共用プール側】

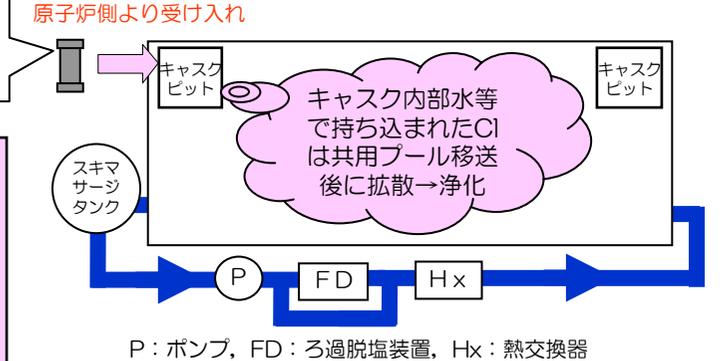


図2. 共用プールへの燃料輸送概要

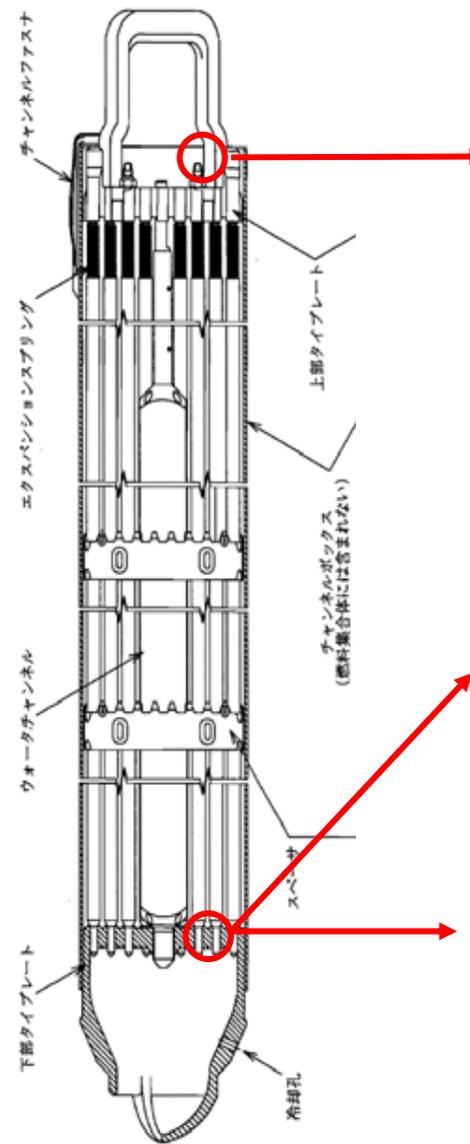
キャスク1体輸送時の共用プールClイオン濃度への影響は約0.4ppmと評価

3 - (2) . 燃料表面への塩化物付着状況（新燃料調査結果）

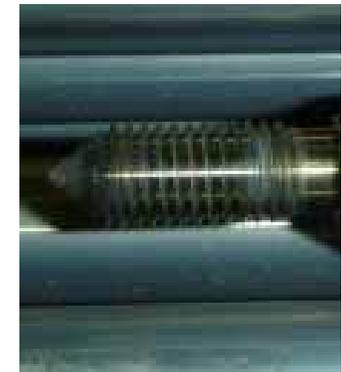
H24年8月下旬に実施した1F4新燃料の外観確認の結果は以下の通り

- ・燃料表面及びすきま部への固化した塩化物の付着は確認されなかった
- ・燃料構造部材には金属光沢があった

※新燃料調査の結果，表面へのクラッド付着はほぼなかったが，照射済燃料には新燃料よりも付着していると思われるため，クラッドによる影響評価は過去の1Fデータを用いる。



ロックナット



下部端栓



下部端栓ねじ込み部

図3. 新燃料調査（外観確認）

3 - (3) . FPC/FDの浄化能力

H24年4月にFPC/FDが復旧した事により、プール水の浄化が可能となった。
FPC/FDの浄化能力は以下の通り。

1) Clイオン浄化能力

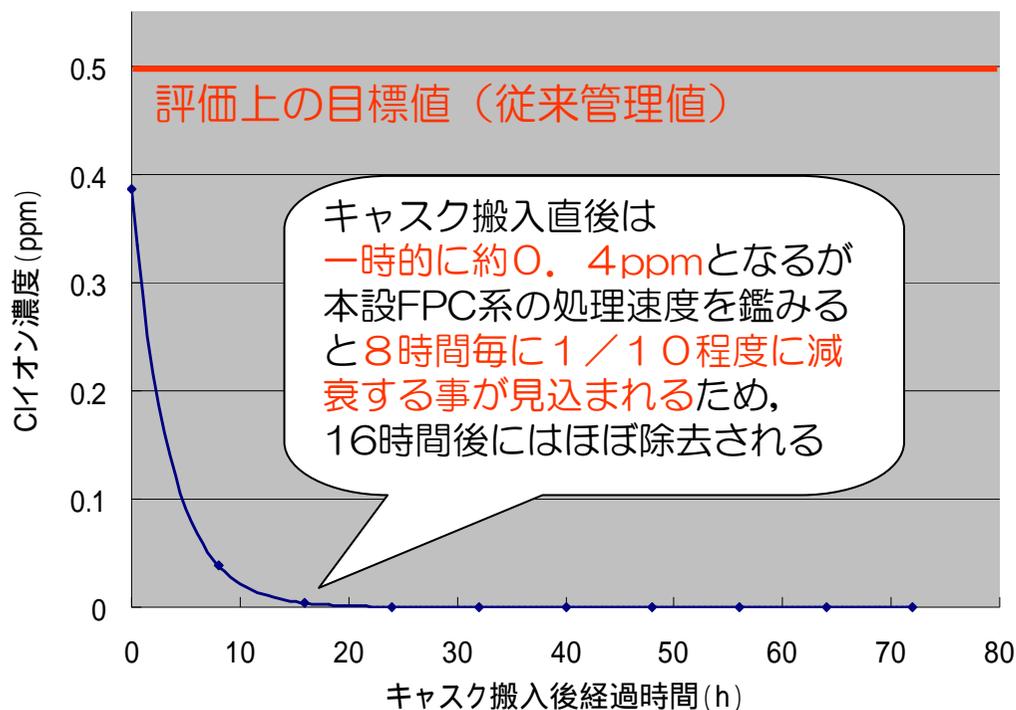


図4. 共用プールの1/4に拡散した場合 (1 F 4)

- ・ 移送容器搬入によるClイオン濃度上昇の影響を最も受ける図4の代表ケースにおいても従来の管理値である0.5ppm以下を満足すると評価
- ・ カスク搬入の都度、図4の推移を繰り返す



共用プールのClイオン濃度は

- ・ SFP側での除去効果
- ・ 復旧したFDでの除去効果

により、隔壁を設置していなくても問題のない値で推移する事が予想される

2) 異物浄化能力

SFPに瓦礫が混入している号機があり、共用プールに小ガレキ及び粒子状の異物が多少持ちこまれるものの、これらに対する浄化能力も有している。

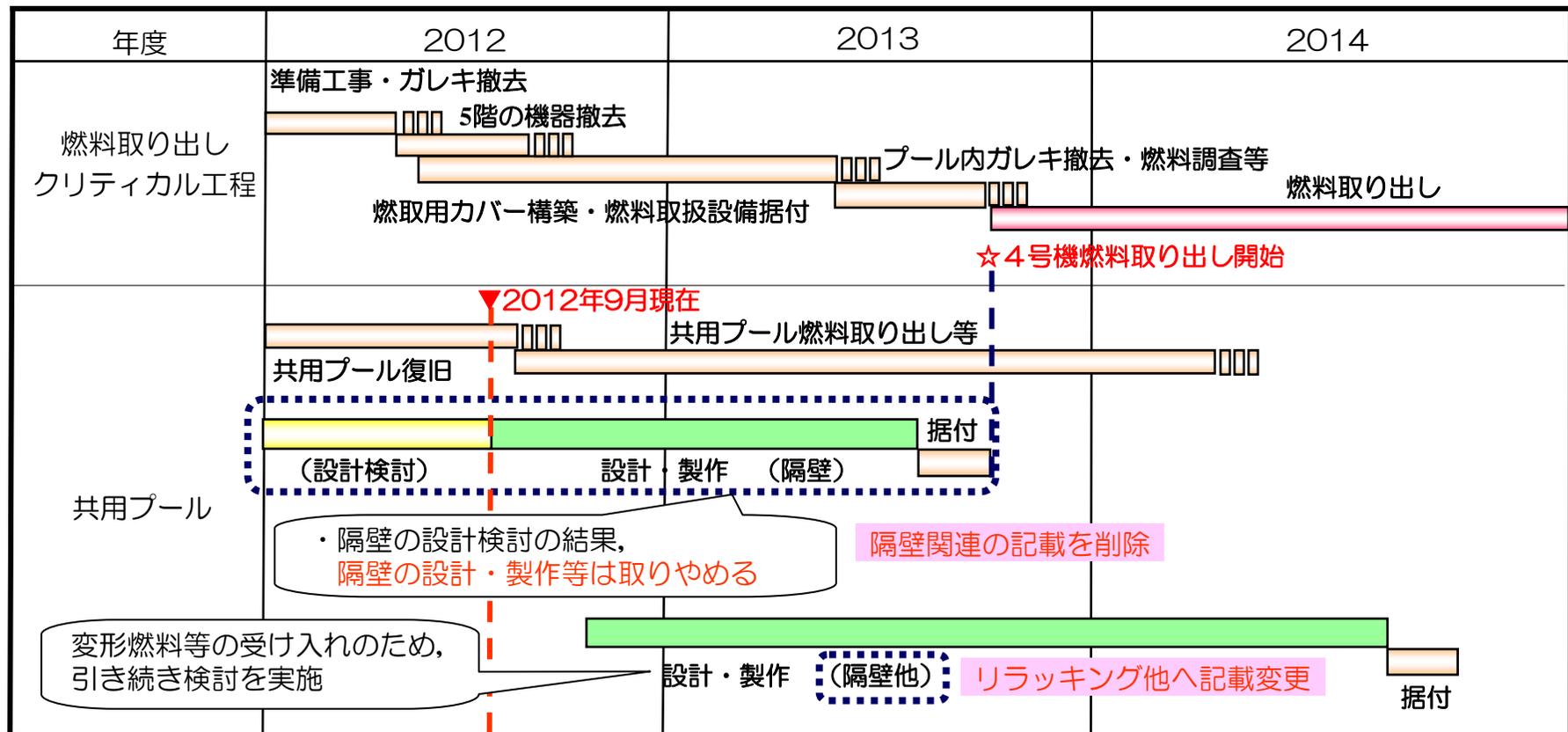
4. まとめ

キャスク内部水中のC 1 イオンによる共用プール水質への影響は、

- ・ 持ち込まれる塩分量が極めて少量
- ・ H24年4月に復旧したFPC/FDによりプール水の浄化が可能

→ 隔壁設置による「設備対策」から水質管理による「運用対策」に変更する。

表2. 共用プール改造検討スケジュール



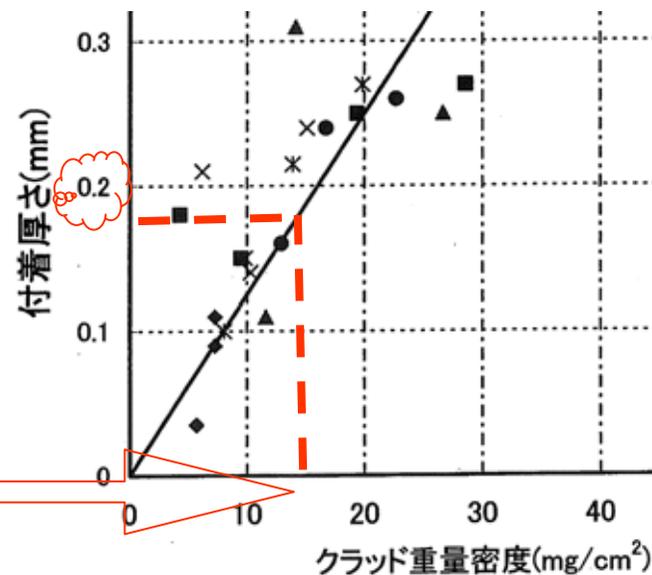
【参考資料】

■ クラッド厚さ0.2mmについて

以下のように過去の1Fデータを参考に保守的に設定。

Table 1 Fuel scraping test results

PLANT	EFPY	Fe	COMPOSITION (%)					
		$\mu\text{g}/\text{cm}^2$	Fe	Co	Ni	Cr	Cu	Zn
2F1	1.27	150	65.1	0.30	31.3	3.1	0.04	0.2
	2.18	240	77.4	0.20	23.9	1.2	ND	0.2
1F3	1.37	13,000	97.6	0.075	1.3	0.33	0.32	0.40
	1.93	15,000	97.8	0.042	1.1	0.59	0.27	0.25



福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋 使用済燃料プール内への鉄骨滑落事象

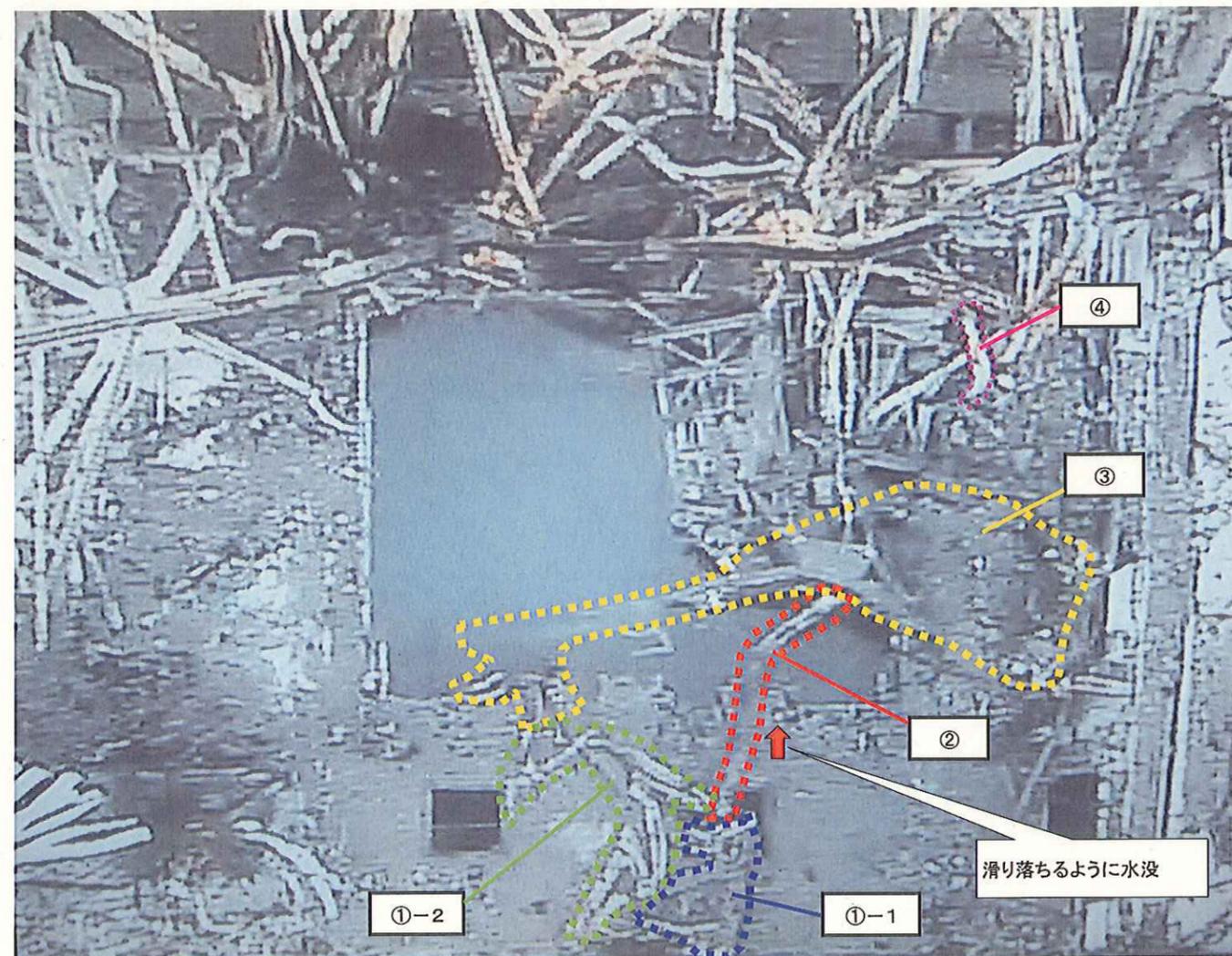
■事象内容

9月22日に予定していた③瓦礫の撤去準備作業として、連続している鉄骨トラスの切断作業を実施していた。(鉄骨トラス①-2と鉄骨トラス③の間の切断作業)
その際、使用済燃料プール脇にある別の鉄骨トラス②(梁材と推定:約300mm×約200mm 長さ約7m 重量約470kg)が不安定な状態となっていることを確認した。
作業を一旦中断し、東京電力と工事請負者の協議の上、瓦礫鉄骨は不安定な状態にあるため速やかに油圧フォークで掴み取ろうとした時、鉄骨トラス②が使用済燃料プール内に滑り落ちた。

■事象発生の経緯時系列

- 9月22日(土)
- 8:30 工事請負者(以下、JV)が作業前朝礼およびTBM-KYにて、当日の作業内容を確認
 - 8:40 東京電力およびJVが、当日の作業内容を確認
 - 9:38 遠隔操作重機による瓦礫撤去作業開始
 - 10:00 撤去場所(鉄骨①)付近の雰囲気線量をリモート線量計にて測定
 - 10:01 鉄骨トラス①-1の撤去開始。
}
 - 10:36 鉄骨トラス①-1の撤去完了
 - 10:36 鉄骨トラス①-2撤去作業開始
}
 - 11:05 鉄骨トラス③との取合い部を吊下げカッターで切断を試みたが、切断できず鉄骨トラス①-2の撤去作業を中断
 - 11:05 鉄骨トラス②が作業開始時点の位置に対して動いている(不安定な状態で半水没している)ことに気づき、東京電力とJVで協議し、油圧フォークで撤去作業を行うことを決定
 - 11:07 鉄骨トラス②を油圧フォークで掴みに行ったところ、油圧フォークの先端が鉄骨トラス②に触れた時に鉄骨トラス②が使用済燃料プール水中へ滑落

■状況図



福島第一原子力発電所3号機使用済燃料プール内への鉄骨滑落事象に関する
周辺環境等への影響確認結果

3号機原子炉建屋上部での瓦礫撤去工事中において、使用済燃料プール内に鉄骨1本が滑落する事象が発生したことから、周辺環境等への影響の有無について、関連するデータを確認した。

1. 使用済燃料プール周辺での雰囲気線量

クレーンで吊り下げた線量計を使用済燃料プール中央付近で水面から高さ約2mの位置に設置し、原子炉建屋上部の雰囲気線量を測定したところ、事象発生前後で有意な変化は確認されなかった。(下記表内の※箇所については、鉄骨滑落場所付近で測定)

(単位: mSv/h)

月日	採取時間	雰囲気線量	備考
9/22	09:52	36.1	作業開始前
	11:24	24.6※	作業中断後
	11:33	49.6	
	12:00	53.7	
	12:22	27.7※	
	12:30	39.6	
	13:00	34.0	
	13:30	35.0	
	14:00	30.1	
	14:30	33.7	
	15:00	36.1	
	15:30	38.8	

2. 使用済燃料プール水のサンプリング結果

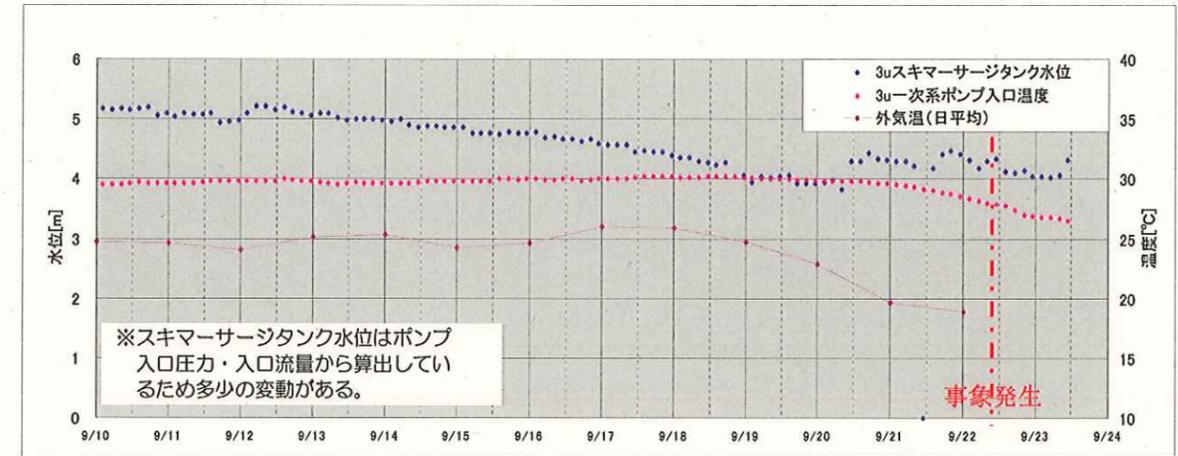
使用済燃料プール代替冷却一次系の出口側にて使用済燃料プール水を採取し、放射能分析を実施したところ、事象発生前後で有意な変化は確認されなかった。

(単位: Bq/cm³)

採取日時	全放射能	Cs-134	Cs-137	I-131	備考
9/21 15:20	6.4×10 ³	2.4×10 ³	4.0×10 ³	ND	モバイルRO停止中
9/22 13:00	5.7×10 ³	2.2×10 ³	3.6×10 ³	ND	モバイルRO運転中
9/23 10:30	6.7×10 ³	2.5×10 ³	4.2×10 ³	ND	モバイルRO停止中

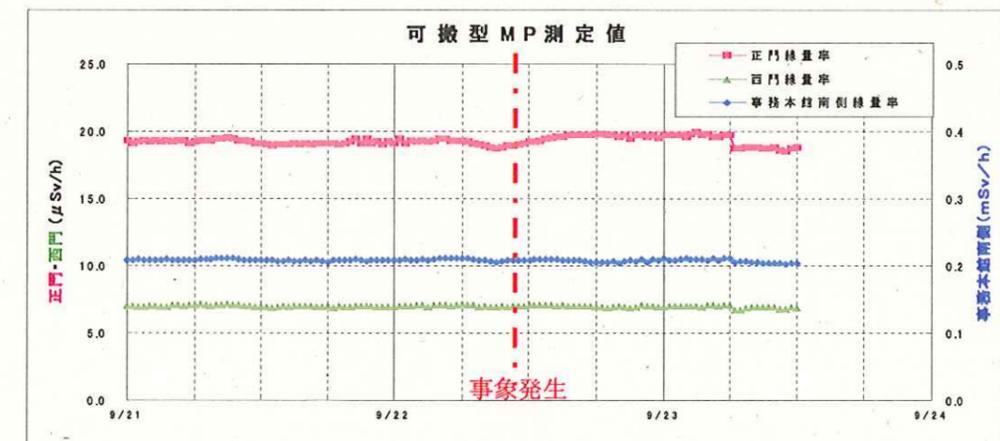
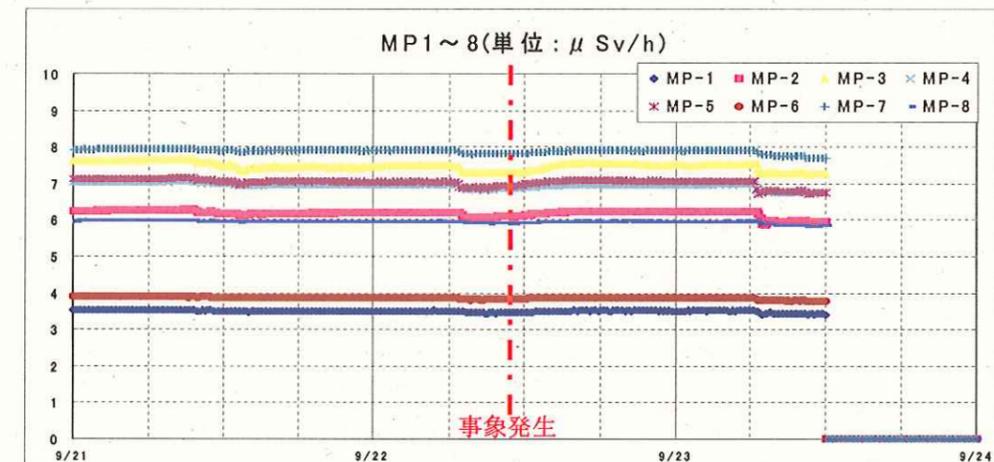
3. スキーマサージタンク水位

スキーマサージタンクの水位を確認したところ、事象発生前後で鉄骨の滑落が原因と思われる有意な変動は確認されなかった。



4. モニタリングポスト

モニタリングポストおよび可搬型モニタリングポストで測定している線量率を確認したところ、事象発生前後で有意な変化は確認されなかった。



5. 考察

上記1~4のデータについて確認したところ、いずれも事象発生前後で有意な変化は見られなかったことから、周辺環境等への影響は無いものと考えられる。

以上

燃料デブリ取り出し準備 スケジュール

分野名	括り	作業内容	これまで一ヶ月の動きと今後一ヶ月の予定	8月		9月					10月			11月			12月			備考	
				26	2	9	16	23	30	7	14	下	30	上	中	下	前	後			
燃料デブリ取り出し準備	共通		(実績) (予定)																		
	建屋内除染	建屋内の除染	(実績) 【研究開発】遠隔除染装置の開発 ・模擬汚染試験準備 ・模擬汚染試験片の妥当性確認 ・模擬汚染試験片による除染試験 ・除染装置の設計 ・汚染状況評価 (予定) 【研究開発】遠隔除染装置の開発 ・模擬汚染試験準備(継続) ・模擬汚染試験片の妥当性確認(継続) ・模擬汚染試験片による除染試験(継続) ・除染装置の設計(継続) ・除染装置の製作・手配 ・汚染状況評価(継続)	検計・設計	現場作業															<p>【研究開発】模擬汚染試験準備(検討・模擬試験片製作)</p> <p>【研究開発】模擬汚染試験片の妥当性確認</p> <p>【研究開発】模擬汚染試験片による除染試験</p> <p>【研究開発】除染装置の設計</p> <p>【研究開発】除染装置の製作・手配</p> <p>【研究開発】汚染状況評価(JAEAでの分析含む)</p> <p>新規追加(工程進捗による)</p>	<p>実証する除染技術の有力候補を可能な限り早期に絞り込み、現場調査を踏まえて、最有力なものを幾つか選定し、模擬汚染によるワールド試験にて、除染技術を最終選定する。</p> <p>模擬汚染試験片の作成は確認試験が終了する12月まで継続実施。</p> <p>除染装置の製作は12月までに製作し、その後工場でのモックアップ試験まで行ない、H25.1~3に2F又は1F-5号機にて実証試験を行う。</p>
燃料デブリ取り出し準備	格納容器漏えい箇所調査・補修	格納容器(建屋間止水含む)漏えい箇所の調査・補修	(実績) 【研究開発】格納容器調査装置の設計・製作・試験等 ・漏えい箇所調査装置の検討 【研究開発】格納容器補修装置の設計・製作・試験等 ・漏えい箇所補修工法の検討 (予定) 【研究開発】格納容器調査装置の設計・製作・試験等 ・漏えい箇所調査装置の検討(継続) 【研究開発】格納容器補修装置の設計・製作・試験等 ・漏えい箇所補修工法の検討(継続)	検計・設計	現場作業															<p>【研究開発】漏えい箇所調査装置の検討</p> <p>【研究開発】漏えい箇所補修工法の検討</p> <p>【研究開発】漏えい箇所調査装置設計</p> <p>【研究開発】漏えい箇所補修装置概念検討</p> <p>実施項目の細分化</p> <p>1号機三角コーナー滞留水水位測定、滞留水採取、温度測定</p> <p>三角コーナー滞留水調査(1~3号)</p> <p>トラス室内滞留水調査(1,2号)</p> <p>工程調整中</p>	
	燃料デブリ取り出し	燃料デブリの取出し	(実績) 【研究開発】格納容器内部調査技術の開発 ・調査方法の詳細検討 (予定) 【研究開発】格納容器内部調査技術の開発 ・調査方法の詳細検討(継続) ・PCV事前調査装置設計・製作	検計・設計	現場作業															<p>【研究開発】調査方法の詳細検討</p> <p>【研究開発】PCV事前調査装置設計・製作</p> <p>実施項目の細分化</p>	
燃料デブリ取り出し準備	RPV/PCV健全性維持	压力容器/格納容器の健全性維持	(実績) 【研究開発】压力容器/格納容器腐食に対する健全性の評価技術の開発 ・原子炉容器構造材の基本条件での腐食試験 ・原子炉容器構造材の高温履歴や塗装、溶接影響を考慮した腐食試験 ・ベDESTALコンクリートのサンプル養生 ・原子炉容器・ベDESTAL構造物余寿命評価 腐食抑制対策 ・窒素パブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減実施 (予定) 【研究開発】压力容器/格納容器腐食に対する健全性の評価技術の開発 ・原子炉容器構造材の基本条件での腐食試験(継続) ・原子炉容器構造材の高温履歴や塗装、溶接影響を考慮した腐食試験(継続) ・ベDESTALコンクリートのサンプル養生(継続) ・ベDESTALコンクリートサンプルの加熱処理・切断 ・原子炉容器・ベDESTAL構造物余寿命評価(継続) 腐食抑制対策 ・窒素パブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減(継続)	検計・設計	現場作業															<p>【研究開発】原子炉容器構造材の基本条件での腐食試験</p> <p>【研究開発】原子炉容器構造材の高温履歴や塗装、溶接影響を考慮した腐食試験</p> <p>【研究開発】ベDESTALコンクリートのサンプル養生</p> <p>【研究開発】ベDESTALコンクリートサンプル加熱処理・切断</p> <p>【研究開発】原子炉容器・ベDESTAL構造物余寿命評価</p> <p>腐食抑制対策(窒素パブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減)</p> <p>【研究開発】ベDESTALコンクリートサンプル塩水浸漬、鉄筋腐食試験</p> <p>実施項目の細分化</p>	

1号機 原子炉建屋三角コーナー 滞留水調査結果について

2012年9月24日
東京電力株式会社



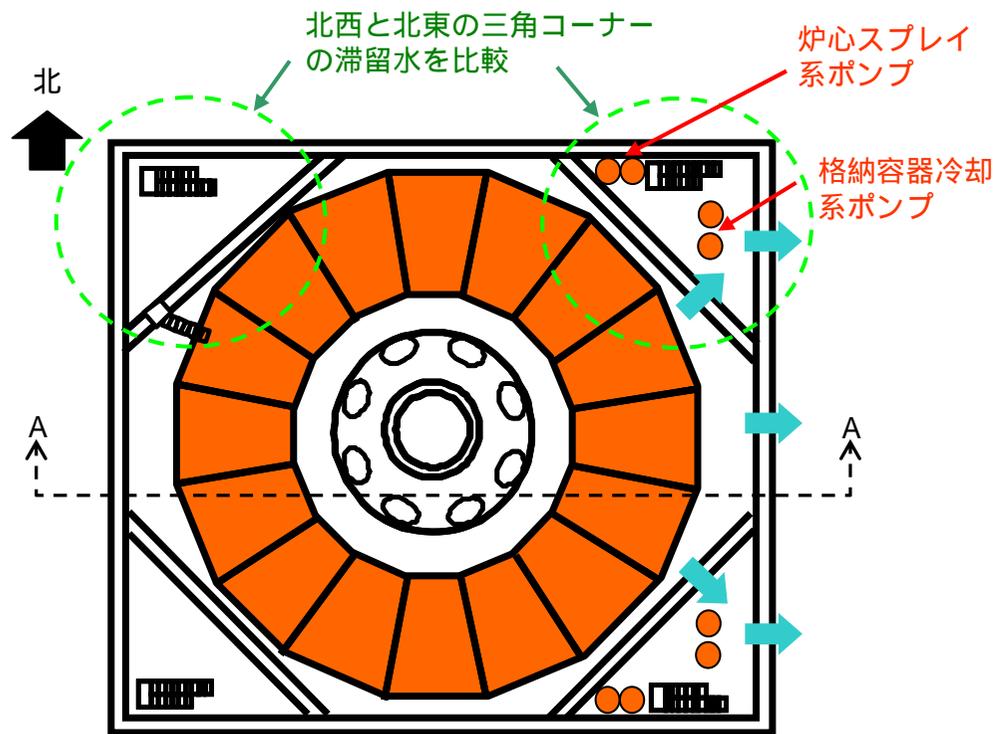
東京電力

1. 目的

PCV漏えい箇所の絞り込み

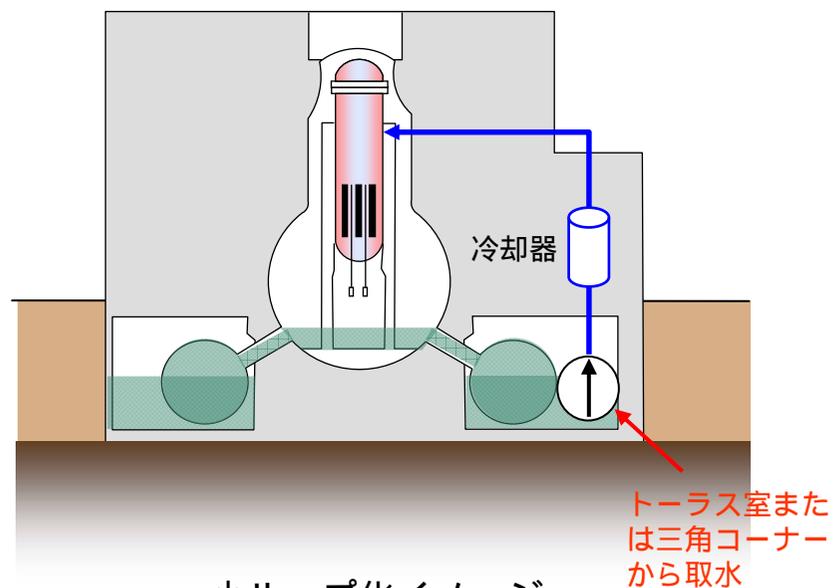
(東側の三角コーナーにあるS/Cからつながる系統(炉心スプレイ系、格納容器冷却系)からの漏えいの可能性を探る(西側三角コーナーと東側三角コーナーとの比較による))

原子炉建屋内滞留水の挙動の推測および水質傾向監視



1号機R/B地下階

→: 滞留水の挙動イメージ



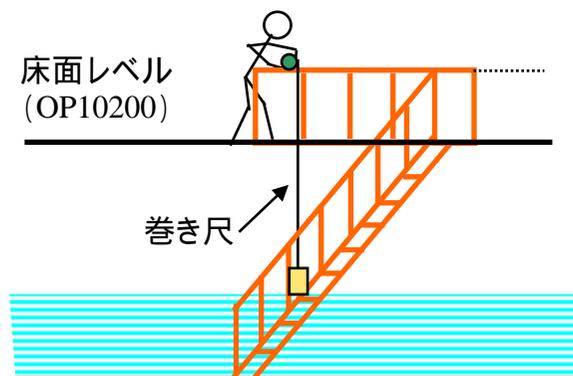
小ループ化イメージ (A-A断面)

2 . 調査結果 (H24.9.20)

水位および温度測定結果

	場所	水位
定水位 結果測	北東コーナー	OP 3910 mm
	北西コーナー	OP 4420 mm

	場所	温度
定温度 結果測	北東コーナー	32.4
	北西コーナー	32.6



水位測定
(イメージ)

被ばく線量(実績)

* 計画線量: 9 mSv

* 実績線量: 1.72 mSv (最大)

滞留水サンプリング結果

北東、北西コーナーの放射能濃度、塩素濃度は同程度

北西三角コーナー滞留水の放射能濃度は、平成23年11月25日に測定した値の約 1 / 3。

塩素濃度は平成23年11月25日測定した値の約 1 / 2。

試料名		1号機R/B 滞留水 (三角コーナー)		参考 (1号機測定実績)
		北東	北西	北西 (H23/11/25 採取データ)
核種 (Bq/cm ³)	I-131	ND	ND	ND
	Cs-134	4.1E+04	3.8E+04	1.4E+05
	Cs-137	7.4E+04	6.8E+04	1.9E+05
塩素濃度(ppm)		200	100	170

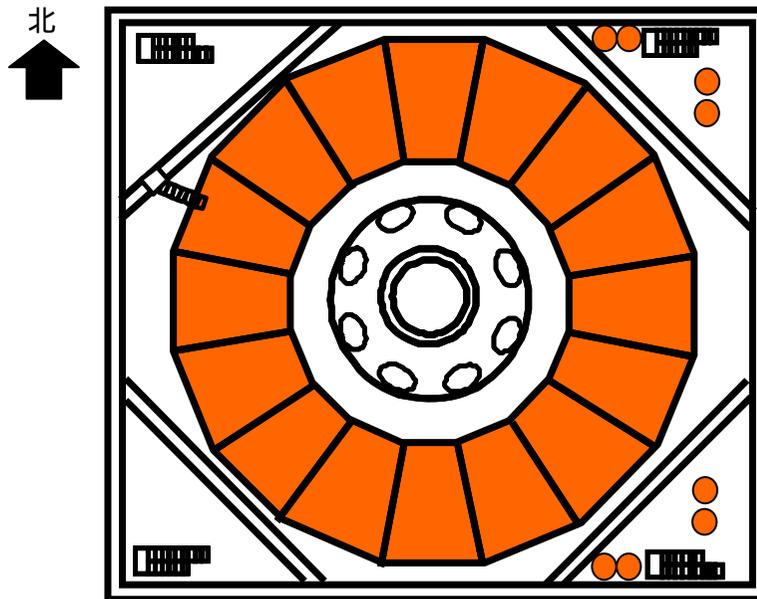
3. 1号機 滞留水データ

北西コーナー

調査日	Cs-134 (Bq/cm ³)	Cs-137 (Bq/cm ³)	塩素濃度 (ppm)	温度 ()	水位
H23.5.27	2.5E+06	2.9E+06	3115	-	-
H23.11.25	1.4E+05	1.9E+05	170	40.3	-
H24.9.20	3.8E+04	6.8E+04	100	32.6	OP 4420

北東コーナー

調査日	Cs-134 (Bq/cm ³)	Cs-137 (Bq/cm ³)	塩素濃度 (ppm)	温度 ()	水位
H23.5.27	-	-	-	-	-
H23.11.25	-	-	-	-	-
H24.9.20	4.1E+04	7.4E+04	200	32.4	OP 3910



<参考> トーラス室 (H24.6.26調査結果)
 水位: 約OP 4000
 温度: 約32~37

南西コーナー

調査日	Cs-134 (Bq/cm ³)	Cs-137 (Bq/cm ³)	塩素濃度 (ppm)	温度 ()	水位
調査実績なし					

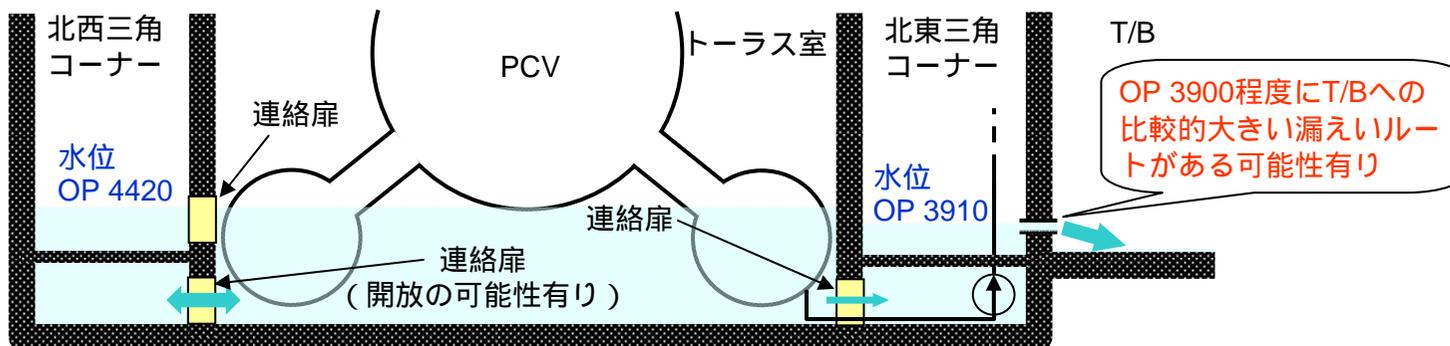
南東コーナー

調査日	Cs-134 (Bq/cm ³)	Cs-137 (Bq/cm ³)	塩素濃度 (ppm)	温度 ()	水位
高線量のためアクセス不可					

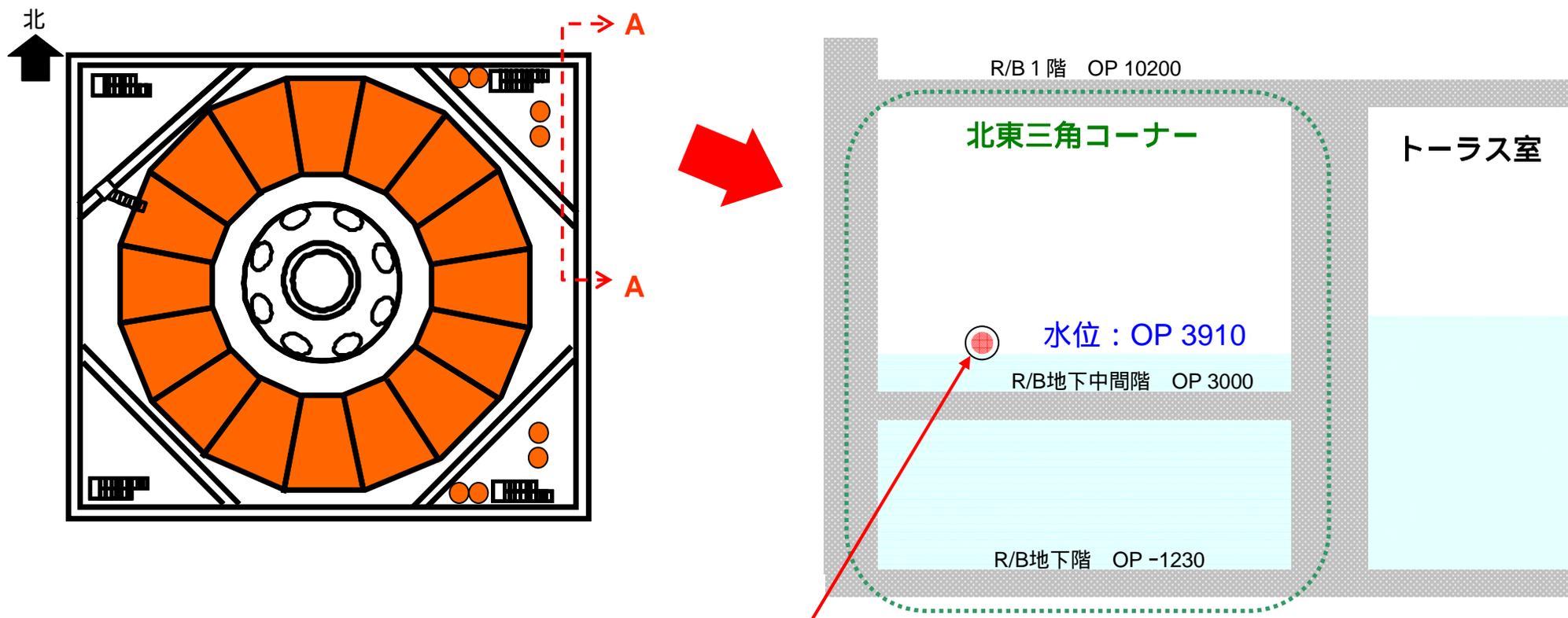
4 . 調査結果の考察

北西および北東三角コーナーの各測定項目の比較およびこれまでの測定値の傾向から、以下の考察を行った。

測定項目	三角コーナーの比較	測定値の傾向	考察
放射能濃度	北東 北西 (有意な差は無し) 地下水の流入もしくはPCVにつながる系統からの漏えいによる希釈の差は見られない	希釈傾向有り 10^6Bq/cm^3 (H23.5) 10^4Bq/cm^3 (H24.9)	各三角コーナーとトーラス室の滞留水の行き帰りあり
			<ul style="list-style-type: none"> 北東三角コーナーのPCVにつながる系統からの漏えいの可能性は低い 北西三角コーナーは地下水の流入経路となる貫通口も無いことから、地下水の流入の可能性は低い
水位	北東 < 北西 (水位差約500mm) 北東：隣接建屋(T/B)への漏えいの可能性? 北西：地下水流入の可能性?	-	北東三角コーナーのOP 3900程度のレベルに、T/Bへ流出する比較的大きい漏えいルートがある可能性有り(貫通口等)
塩素濃度	北東 > 北西 (200ppm) (100ppm)	塩分除去傾向有り 3115ppm (H23.5) 100ppm (H24.9)	北東と北西の塩素濃度の差については考察できず(引き続き調査を行う)
温度	北東 北西 (有意な差は無し)	下がり傾向有り	考察できることは特になし



< 参考 > 1号機 建屋壁貫通部（東側）



水位レベル付近に口径差100Aの貫通スリーブ有り
(高圧注水系配管 (外側スリーブ300A - 配管200A))

中心レベル : OP 4100
配管下端レベル : OP 3900程度

A-A断面図

放射性廃棄物処理・処分 スケジュール

分野名	括り	作業内容	これまで一ヶ月間の動きと今後一ヶ月間の予定	8月		9月				10月				11月		12月	備考	
				26	2	9	16	23	30	7	14	下	上	中	下	前		後
汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分		1. 水処理二次廃棄物の性状把握のための分析計画立案	(実績) 【研究開発】廃ゼオライト・スラッジ等の性状調査 ・滞留水試料の分析 (JAEAにて) ・除染装置から発生するスラッジのサンプリング方法検討	検討・設計	【研究開発】スラッジのサンプリング方法検討													
			(予定) 【研究開発】廃ゼオライト・スラッジ等の性状調査 ・滞留水試料の分析 (JAEAにて) ・除染装置から発生するスラッジのサンプリング方法検討 ・今年度分析試料のJAEAへの輸送 (ガレキ等と同時期)	現場作業	【研究開発】JAEAにて試料の分析 (現場: JAEA 東海)												【研究開発】今年度分析試料のJAEAへの輸送	
放射性廃棄物処理・処分		2. 水処理二次廃棄物の長期保管等のための検討	(実績) 【研究開発】長期保管方策の検討 ・長期保管のための各種特性試験	検討・設計	【研究開発】東電・JAEAによる検討													
			(予定) 【研究開発】長期保管方策の検討 ・長期保管のための各種特性試験	現場作業														
放射性廃棄物処理・処分		1. 放射性廃棄物管理・ガレキ等の管理 (保管量確認、線量率測定)	(実績) ・一時保管エリアの保管量確認 / 線量率測定および集計 ・一時保管施設へのガレキ等の受入れ ・固体廃棄物貯蔵庫の復旧 (転倒ドラム缶の復旧) ・固体廃棄物貯蔵庫第7/8棟地下階へのガレキ等受入れ ・ガレキ等の将来的な保管方法の検討	検討・設計	一時保管エリアの保管量、線量率集計				一時保管エリアの保管量、線量率集計				一時保管エリアの保管量、線量率集計					
			(予定) ・一時保管エリアの保管量確認 / 線量率測定および集計 ・一時保管施設へのガレキ等の受入れ ・固体廃棄物貯蔵庫の復旧 (転倒ドラム缶の復旧) ・固体廃棄物貯蔵庫第7/8棟地下階へのガレキ等受入れ ・ガレキ等の将来的な保管方法の検討	現場作業	ガレキ等の将来的な保管方法の検討													
放射性廃棄物処理・処分		2. ガレキ・伐採木・土壌等の性状調査のための検討	(実績) 【研究開発】ガレキ等の性状調査等 ・文献調査に基づく検討 ・ガレキ等のサンプリング・分析方法検討	検討・設計	【研究開発】東電・JAEAによる検討												JAEAの実施概要 1) 公開情報からの性状調査や線量推定 2) 国内外の関連文献調査と既存の処理処分技術の適用性検討 3) 分析装置活用を含む基礎データ取得および処理処分方策の具体化	
			(予定) 【研究開発】ガレキ等の性状調査等 ・文献調査に基づく検討 ・ガレキ等のサンプリング・分析方法検討 ・ガレキ等のサンプリング計画 ・ガレキ等試料のJAEAへの輸送	現場作業	【研究開発】ガレキ等のサンプリング・分析方法検討													
放射性廃棄物処理・処分		3. 雑固体廃棄物の減容の検討	(実績) ・雑固体廃棄物焼却設備の設計	検討・設計	【研究開発】ガレキ等のサンプリング												【研究開発】ガレキ等試料のJAEAへの輸送	
			(予定) ・雑固体廃棄物焼却設備の設計 ・雑固体廃棄物焼却設備にかかる事前調査等 (伐採・敷地造成等)	現場作業	雑固体廃棄物焼却設備の設計												雑固体廃棄物焼却設備にかかる事前調査等 (伐採・敷地造成等)	

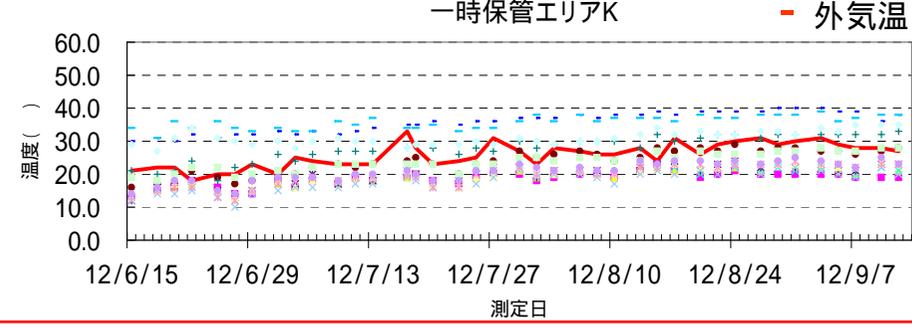
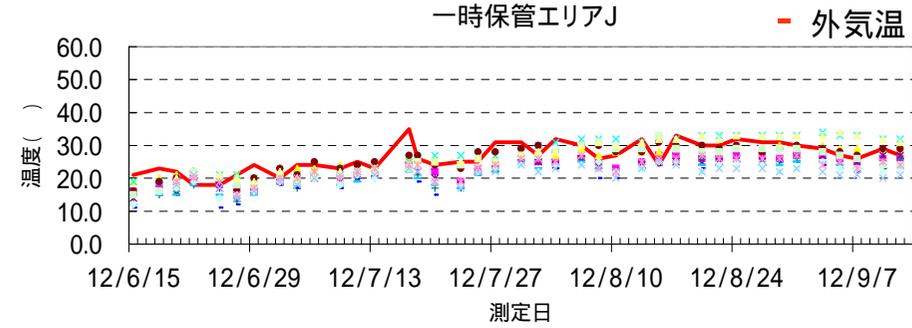
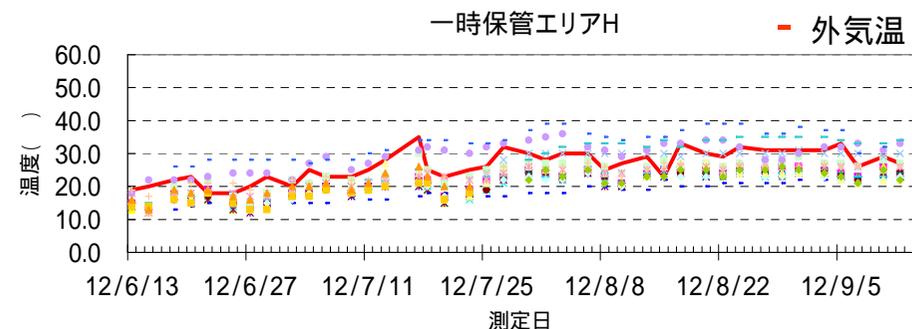
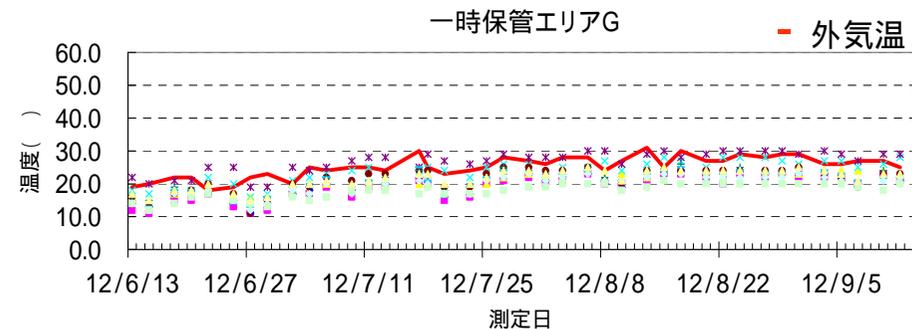
ガレキ・伐採木の管理状況 (H24.9.4時点)

保管場所	エリア境界空間線量率 (mSv/h)	種類	保管方法	保管量 ¹	前回報告比 (H24.8.10)	エリア占有率
固体廃棄物貯蔵庫	0.06	コンクリート、金属	容器	410 個	- 個	34 %
A：敷地北側	0.40	コンクリート、金属	仮設保管設備	12,000 m ³	+ 1000 m ³	100 %
B：敷地北側	0.04	コンクリート、金属	容器	450 個	- 個	98 %
C：敷地北側	0.01	コンクリート、金属	屋外集積	28,000 m ³	+ 2000 m ³	83 %
D：敷地北側	0.02	コンクリート、金属	シート養生	2,000 m ³	- m ³	86 %
E：敷地北側	0.01	コンクリート、金属	シート養生	3,000 m ³	- m ³	91 %
F：敷地北側	0.02	コンクリート、金属	容器	100 個	- 個	99 %
L：敷地北側 ²	0.01未満	コンクリート、金属	覆土式一時保管施設	0 m ³	- m ³	0 %
合計（コンクリート、金属）				52,000 m ³	+ 3000 m ³	73 %
G：敷地北側	0.01	伐採木	屋外集積	18,000 m ³	- m ³	83 %
H：敷地北側	0.02	伐採木	屋外集積	16,000 m ³	- m ³	93 %
I：敷地北側	0.03	伐採木	屋外集積	11,000 m ³	- m ³	100 %
J：敷地南側	0.06	伐採木	屋外集積	12,000 m ³	- m ³	77 %
K：敷地南側	0.05	伐採木	屋外集積	5,000 m ³	- m ³	100 %
M：敷地西側	0.01	伐採木	屋外集積	10,000 m ³	+ 1000 m ³	48 %
合計（伐採木）				72,000 m ³	+ 1000 m ³	79 %

1 容器は10個未満、容積は1,000m³未満を四捨五入。端数処理によって、合計値が合わないことがある。
2 一時保管エリアの追加



伐採木(枝葉根)の温度監視状況



伐採木の夏期防火対策は9月で終了予定



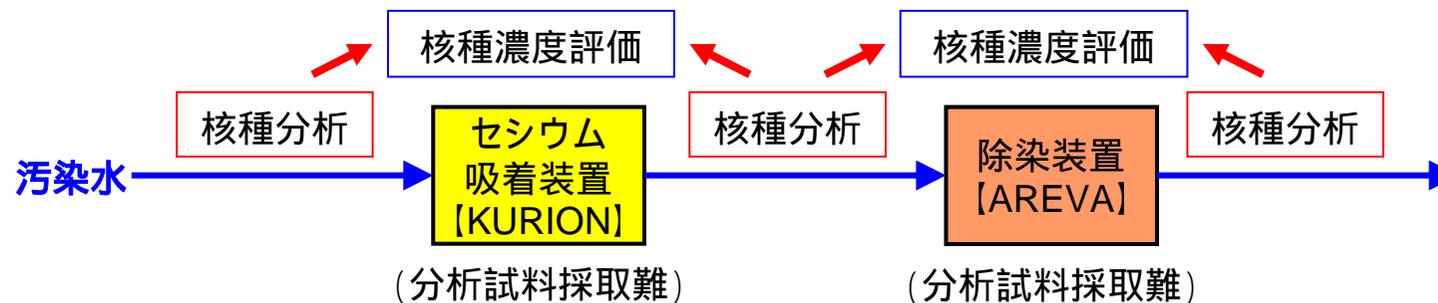
汚染水の分析結果について

平成24年9月24日

日本原子力研究開発機構

汚染水分析の目的

- ・ 廃ゼオライト・スラッジ等に含まれる放射性核種濃度の評価
 「廃ゼオライト・スラッジ等の分析試料採取難：高線量、遠隔操作難」
 各汚染水処理装置前後の水試料の核種分析から評価



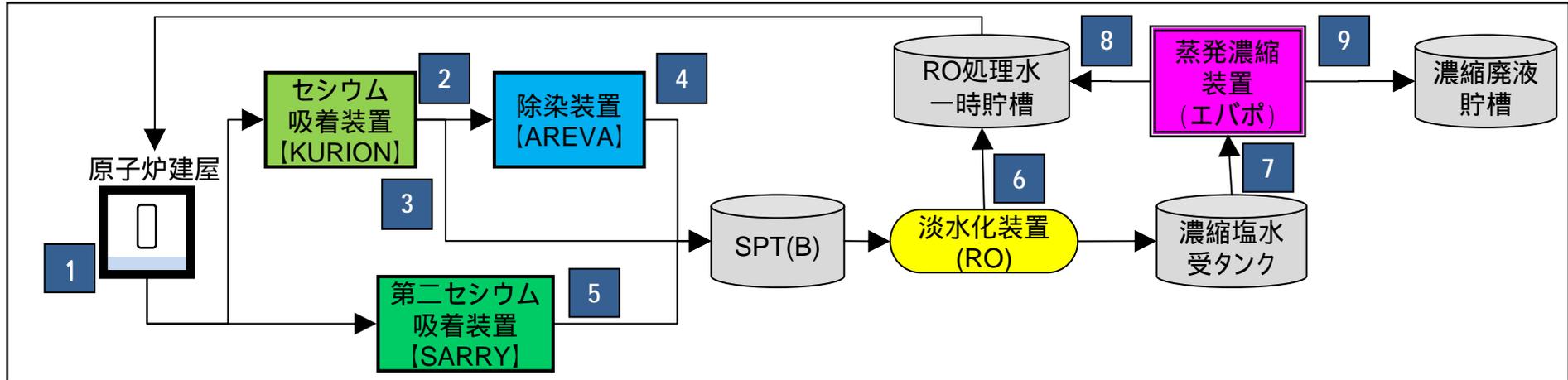
分析対象核種

- ・ 廃棄物の処分を検討する上で重要となる核種 (38核種)
 核種： ^{60}Co 、 ^{94}Nb 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu
 核種： ^3H 、 ^{14}C 、 ^{36}Cl 、 ^{41}Ca 、 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni 、 ^{79}Se 、 ^{90}Sr 、 $^{93}\text{Zr}^*$ 、 $^{93}\text{Mo}^*$ 、
 ^{99}Tc 、 $^{107}\text{Pd}^*$ 、 $^{126}\text{Sn}^*$ 、 ^{129}I 、 $^{135}\text{Cs}^*$ 、 $^{151}\text{Sm}^*$ 、 ^{241}Pu
 核種： $^{233,234,235,236,238}\text{U}$ 、 ^{237}Np 、 $^{238,239,240,242}\text{Pu}$ 、 $^{241,242\text{m},243}\text{Am}$ 、 $^{244,245,246}\text{Cm}$

* 分析技術の確立が必要であり、研究開発を実施中 2

サンプリングポイント、分析条件

サンプリングポイント

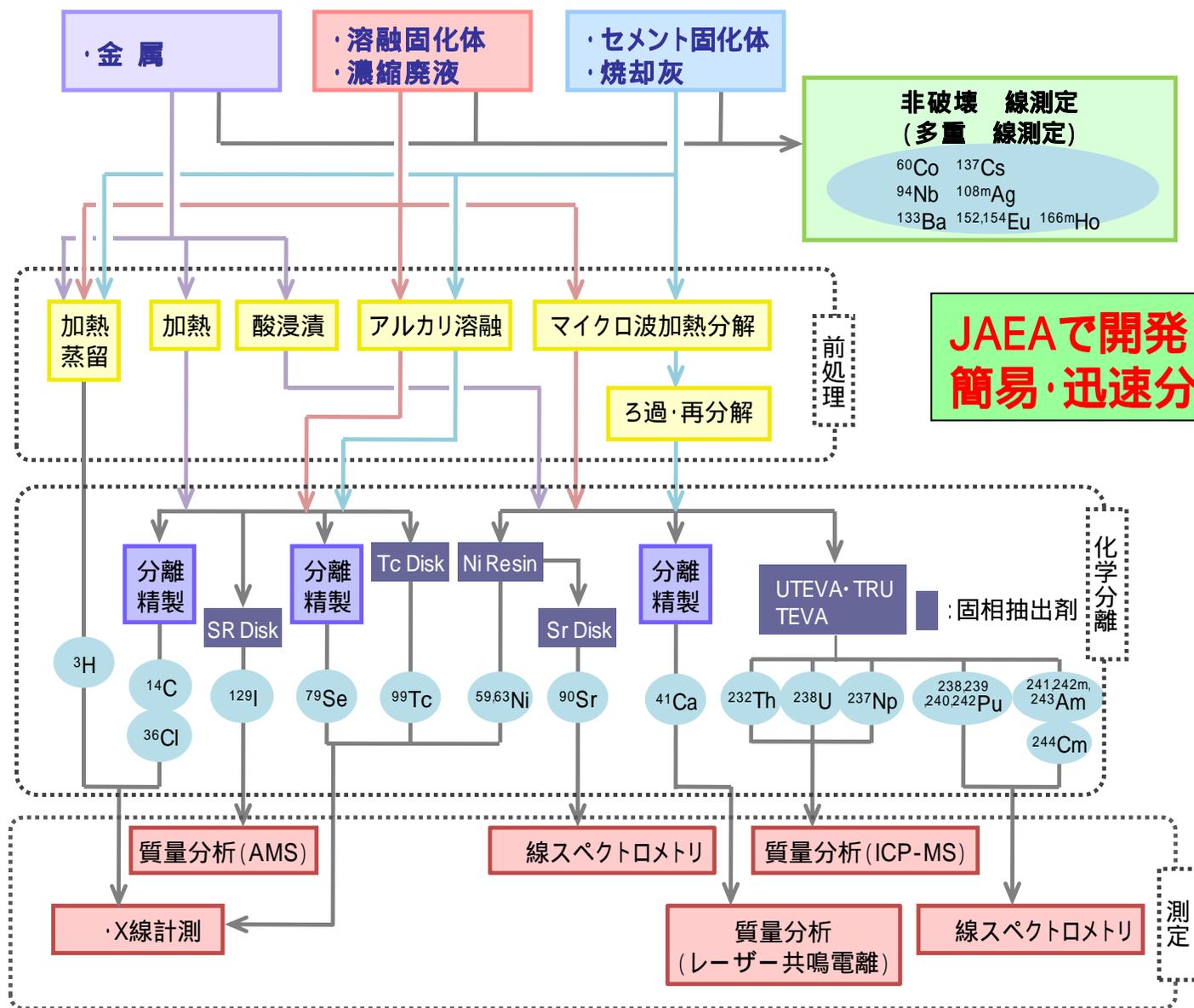


No.	1	2	3	4	5
試料名	集中RW地下高汚染水 (滞留水)	セシウム吸着装置処理後水(連続)	セシウム吸着装置処理後水(単独)	除染装置処理後水	第二セシウム吸着装置処理後水
	6	7	8	9	
	淡水化装置 出口水	蒸発濃縮装置 入口水	蒸発濃縮装置 出口水	蒸発濃縮装置 濃廃水	

分析条件

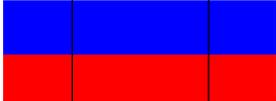
- ・ サンプル量: 5 ml/試料
- ・ 検出下限値: 0.5 Bq/ml(ただし、検出下限値を下げられる核種はできる限り下げる)
- ・ リソース(分析作業者、機器、時間等)を有効に利用し、福島事故廃棄物の核種分析を効率よく進めるため、**No. 1、9ともに検出下限値未滿の核種については、No.2～8の分析を省略する**

分析方法



簡易・迅速分析法の概略フロー

分析スケジュール

核種	平成24年									
	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月
核種 (⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs)										
核種 (⁹⁴ Nb, ^{152,154} Eu)										
核種 (³ H, ¹⁴ C)										
核種 (³⁶ Cl, ⁴¹ Ca, ^{59,63} Ni, ⁷⁹ Se, ⁹⁰ Sr, ⁹⁹ Tc, ¹²⁹ I)										
核種 (U, Np, Pu, Am, Cm)										



計画
実績

分析結果(1/4) 核種

2012年1月19日(試料受入日)補正值

No.	試料名	採取日	放射能濃度(Bq/ml)				
			⁶⁰ Co (約5.3年)	¹³⁷ Cs (約30年)	⁹⁴ Nb (約2.0 × 10 ⁴ 年)	¹⁵² Eu (約14年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
1	集中RW地下 高汚染水 (滞留水)	2011年11月1日	4.9 × 10 ⁰ ± 4 × 10 ⁻¹	7.4 × 10 ⁵ ± 1 × 10 ³	<1.3 × 10 ⁻¹	<4.6 × 10 ⁻¹	<2.5 × 10 ⁻¹
2	セシウム 吸着装置 処理後水(連続)	2011年8月9日	1.7 × 10 ¹ ± 1 × 10 ⁰	1.1 × 10 ⁴ ± 2 × 10 ¹	<1.8 × 10 ⁻¹	<4.7 × 10 ⁻¹	<3.5 × 10 ⁻¹
3	セシウム 吸着装置 処理後水(単独)	2011年11月8日	7.4 × 10 ⁰ ± 9 × 10 ⁻²	7.7 × 10 ⁰ ± 1 × 10 ⁻¹	<1.5 × 10 ⁻¹	<3.9 × 10 ⁻¹	<2.7 × 10 ⁻¹
4	除染装置 処理後水	2011年8月9日	9.9 × 10 ⁰ ± 9 × 10 ⁻²	5.3 × 10 ⁻¹ ± 6 × 10 ⁻²	<1.0 × 10 ⁻¹	<3.5 × 10 ⁻¹	<2.2 × 10 ⁻¹
5	第二セシウム 吸着装置 処理後水	2011年11月8日	4.6 × 10 ⁻¹ ± 4 × 10 ⁻²	<2.7 × 10 ⁻¹	<1.6 × 10 ⁻¹	<5.0 × 10 ⁻¹	<3.2 × 10 ⁻¹
6	淡水化装置 出口水	2011年11月1日	<6.0 × 10 ⁻²	<1.3 × 10 ⁻¹	<5.6 × 10 ⁻²	<2.3 × 10 ⁻¹	<1.6 × 10 ⁻¹
7	蒸発濃縮装置 入口水	2011年11月1日	1.4 × 10 ¹ ± 1 × 10 ⁻¹	6.6 × 10 ⁰ ± 9 × 10 ⁻²	<1.3 × 10 ⁻¹	<3.9 × 10 ⁻¹	<2.5 × 10 ⁻¹
8	蒸発濃縮装置 出口水	2011年11月1日	<6.1 × 10 ⁻²	<1.3 × 10 ⁻¹	<5.7 × 10 ⁻²	<2.1 × 10 ⁻¹	<1.5 × 10 ⁻¹
9	蒸発濃縮装置 濃廃水	2011年11月3日	2.7 × 10 ⁰ ± 5 × 10 ⁻²	5.3 × 10 ¹ ± 2 × 10 ⁻¹	<8.7 × 10 ⁻²	<4.8 × 10 ⁻¹	<2.1 × 10 ⁻¹

分析値の±より後ろの数値は、計数値の誤差である
核種の下()内は、半減期を示す



分析結果(2/4) 核種

2012年1月19日(試料受入日)補正值

No.	試料名	採取日	放射能濃度(Bq/ml)							
			³ H (約12年)	¹⁴ C (約5.7×10 ³ 年)	³⁶ Cl (約3.0×10 ⁵ 年)	⁴¹ Ca (約1.0×10 ⁵ 年)	⁶³ Ni (約1.0×10 ² 年)	⁵⁹ Ni (約7.6×10 ⁴ 年)		
1	集中RW地下 高汚染水 (滞留水)	2011年11月1日	$3.3 \times 10^3 \pm 3 \times 10^0$	$<2.0 \times 10^{-1}$	$<1.4 \times 10^{-1}$	$<1.7 \times 10^2$	$6.3 \times 10^{-1} \pm 1 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$		
2	セシウム 吸着装置 処理後水(連続)	2011年8月9日	$6.0 \times 10^3 \pm 4 \times 10^0$	NO.1、9が 検出限界値 未満のため、 測定せず	NO.1、9が 検出限界値 未満のため、 測定せず	NO.1、9が 検出限界値 未満のため、 測定せず	$1.5 \times 10^0 \pm 1 \times 10^{-1}$	$<1.2 \times 10^{-1}$		
3	セシウム 吸着装置 処理後水(単独)	2011年11月8日	$4.0 \times 10^3 \pm 3 \times 10^0$				$7.4 \times 10^{-1} \pm 1 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$		
4	除染装置 処理後水	2011年8月9日	$6.3 \times 10^3 \pm 4 \times 10^0$				$4.4 \times 10^{-1} \pm 1 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$		
5	第二セシウム 吸着装置 処理後水	2011年11月8日	$3.3 \times 10^3 \pm 3 \times 10^0$				$<3.8 \times 10^{-1}$	⁶³ Niが検出限界 値未満のため、 測定せず		
6	淡水化装置 出口水	2011年11月1日	$3.9 \times 10^3 \pm 3 \times 10^0$				$<3.1 \times 10^{-1}$			
7	蒸発濃縮装置 入口水	2011年11月1日	$6.1 \times 10^3 \pm 4 \times 10^0$				$1.1 \times 10^0 \pm 1 \times 10^{-1}$	$<1.5 \times 10^{-1}$		
8	蒸発濃縮装置 出口水	2011年11月1日	$5.4 \times 10^3 \pm 4 \times 10^0$				$<3.2 \times 10^{-1}$	⁶³ Niが検出限界 値未満のため、 測定せず		
9	蒸発濃縮装置 濃廃水	2011年11月3日	$6.2 \times 10^3 \pm 4 \times 10^0$				$<2.0 \times 10^{-1}$		$<2.6 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^2$

分析値の±より後ろの数値は、計数値の誤差である
核種の下()内は、半減期を示す

分析結果(3/4) 核種

2012年1月19日(試料受入日)補正值

No.	試料名	採取日	放射能濃度(Bq/ml)			
			⁷⁹ Se (約6.5 × 10 ⁴ 年)	⁹⁰ Sr (約29年)	⁹⁹ Tc (約2.1 × 10 ⁵ 年)	¹²⁹ I (約1.6 × 10 ⁷ 年)
1	集中RW地下 高汚染水 (滯留水)	2011年11月1日	$8.3 \times 10^0 \pm 2 \times 10^{-1}$	$2.9 \times 10^5 \pm 8 \times 10^2$	$<3.2 \times 10^{-1}$	$2.5 \times 10^{-1} \pm 2 \times 10^{-3}$
2	セシウム 吸着装置 処理後水(連続)	2011年8月9日	$2.7 \times 10^0 \pm 9 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^5 \pm 3 \times 10^2$	$<1.6 \times 10^{-1}$	$8.3 \times 10^{-2} \pm 2 \times 10^{-3}$
3	セシウム 吸着装置 処理後水(単独)	2011年11月8日	$2.5 \times 10^0 \pm 9 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^5 \pm 4 \times 10^2$	$<1.7 \times 10^{-1}$	$2.7 \times 10^{-1} \pm 3 \times 10^{-3}$
4	除染装置 処理後水	2011年8月9日	$3.1 \times 10^0 \pm 8 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^4 \pm 2 \times 10^1$	$<1.7 \times 10^{-1}$	$8.5 \times 10^{-2} \pm 1 \times 10^{-3}$
5	第二セシウム 吸着装置 処理後水	2011年11月8日	$1.6 \times 10^1 \pm 1 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^5 \pm 3 \times 10^2$	$<1.6 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^{-1} \pm 1 \times 10^{-3}$
6	淡水化装置 出口水	2011年11月1日	$8.1 \times 10^{-1} \pm 3 \times 10^{-2}$	$4.0 \times 10^1 \pm 8 \times 10^{-2}$	$<5.3 \times 10^{-2}$	$<2.1 \times 10^{-2}$
7	蒸発濃縮装置 入口水	2011年11月1日	$3.0 \times 10^0 \pm 9 \times 10^{-2}$	$2.3 \times 10^4 \pm 2 \times 10^1$	$<1.6 \times 10^{-1}$	$1.8 \times 10^{-1} \pm 2 \times 10^{-3}$
8	蒸発濃縮装置 出口水	2011年11月1日	$7.8 \times 10^{-1} \pm 3 \times 10^{-2}$	$3.5 \times 10^{-1} \pm 9 \times 10^{-3}$	$<5.5 \times 10^{-2}$	$<2.1 \times 10^{-2}$
9	蒸発濃縮装置 濃廃水	2011年11月3日	$9.4 \times 10^1 \pm 3 \times 10^{-1}$	$3.2 \times 10^3 \pm 6 \times 10^0$	$<3.2 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^0 \pm 3 \times 10^{-2}$

分析値の±より後ろの数値は、計数値の誤差である
核種の下()内は、半減期を示す

分析結果(4/4) 核種

2012年1月19日(試料受入日)補正值

No.	試料名	採取日	放射能濃度(Bq/ml)				
			²³³ U (約 1.6×10^5 年)	²³⁴ U (約 2.5×10^5 年)	²³⁵ U (約 7.0×10^8 年)	²³⁶ U (約 2.3×10^7 年)	²³⁸ U (約 4.5×10^9 年)
1	集中RW地下高汚染水(滞留水)	2011年11月1日	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<2.5 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-5}$	$<4.3 \times 10^{-5}$	$<1.7 \times 10^{-4}$
9	蒸発濃縮装置濃廃水	2011年11月3日	$<9.4 \times 10^{-3}$	$<2.9 \times 10^{-3}$	$<7.4 \times 10^{-6}$	$<2.8 \times 10^{-5}$	$<9.2 \times 10^{-5}$
			²³⁷ Np (約 2.1×10^6 年)				
1			$<2.1 \times 10^{-3}$				
9			$<1.7 \times 10^{-3}$				
			²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu (約 2.4×10^4 年)	²⁴⁰ Pu (約 6.6×10^3 年)	²⁴¹ Pu (約14年)	²⁴² Pu (約 3.7×10^5 年)
1			$<5.8 \times 10^{-2}$	$<1.5 \times 10^{-2}$	$<1.5 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^2$	$<1.1 \times 10^{-2}$
9			$<1.3 \times 10^{-1}$	$<3.6 \times 10^{-2}$	$<3.6 \times 10^{-2}$	$<3.2 \times 10^2$	$<9.4 \times 10^{-3}$
			²⁴¹ Am (約 4.3×10^2 年)	^{242m} Am (約 1.4×10^2 年)	²⁴³ Am (約 7.4×10^3 年)		
1			$<4.8 \times 10^{-3}$	$<2.2 \times 10^0$	$<1.0 \times 10^{-2}$		
9			$<1.1 \times 10^{-2}$	$<1.4 \times 10^0$	$<6.8 \times 10^{-3}$		
			²⁴⁴ Cm (約18年)	²⁴⁵ Cm (約 8.5×10^3 年)	²⁴⁶ Cm (約 4.7×10^3 年)		
1			$<2.2 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$		
9			$<6.0 \times 10^{-3}$	$<6.8 \times 10^{-3}$	$<6.7 \times 10^{-3}$		

まとめ、今後の予定

まとめ

- ・滞留水及びその処理水に対して、JAEAで開発した簡易迅速法を適用
Sr等のFP核種が多量に存在するため、妨害核種の除去を目的に分析
フローを一部変更し、分析方法の合理化・検出下限値の低減に成功した。
- ・ ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^3H 、 ^{63}Ni 、 ^{79}Se 、 ^{90}Sr 、 ^{129}I の定量値を得た。
- ・ ^{94}Nb 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 、 ^{14}C 、 ^{36}Cl 、 ^{41}Ca 、 ^{59}Ni 、 ^{99}Tc 、核種(U、Np、Pu、Am、
Cm)は検出下限値以下であった。
- ・極低エネルギーのX線を放出する ^{41}Ca 等、一部の核種を除き、目標と
する検出下限値が得られた。

今後の予定

- ・得られた各汚染水処理装置前後の水試料の核種分析結果から、廃ゼオラ
イト、スラッジ等に含まれる放射能濃度を評価
- ・2011年8月及び2012年2月に採取した滞留水の分析
TRU核種の有無を確認、及び核種組成の経時変化を把握
- ・淡水化装置濃縮水の分析
TRU核種の有無を確認(Csが除去されており、供試量を増やして検出下
限値を低減)