

1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討および RCW熱交換器(C)のサンプリング結果について

※RCW：原子炉補機冷却系

2023年9月12日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

■ 1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討

1. これまでの当社の見解および現状の認識
2. 検討方針（案）
3. 検討スケジュール（案）

■ 1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果

■ RCW系統の格納容器隔離弁に対する電動弁の適用理由

- 1号機RCW系統の汚染に対するこれまでの当社の見解
 - RCW系統の汚染原因として、RPVペデスタルへ落下した溶融燃料により、ペデスタル内側にある機器ドレンサンプを冷却するRCW配管が損傷し、放射性物質が系統内に移行した可能性が高いと推定（“福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について”；2011年）
 - RCW系統の主な汚染経路として、PCV圧力上昇に伴いサージタンク側に移行した放射性物質が、PCV圧力低下に伴いRCW熱交換器（以下、「RCW-Hx」という）側にも移行したと推定し、サージタンクやRCW-Hx付近で高線量率が観測された事実との整合を確認（“未説明問題に関する検討” 添付資料1-9；第4回進捗報告；2015年）

■ 現状の認識

- RCW-Hx(C)のサンプリング作業や現場調査（NRAによる調査を含む）において確認された新たな観測事実・論点等※について、PCV圧力変化に伴うサージタンク側からの放射性物質の移行のみでは説明できない点が確認されている



新たな観測事実等と整合するような汚染経路を改めて整理・検討することが必要

※新たな観測事実・論点等

- サージタンク側からRCW-Hxへ移行する水量とRCW-Hxの汚染（線量率）との整合性
- RCW-Hx入口ヘッダ配管内滞留ガスの組成（窒素割合が最大約10%（推定）；大気より低濃度）との整合性
- PCV圧力の変化とRCW系統内への放射性物質の移行挙動（サイフォンブレイク等を含む）との整合性
- サージタンク側からの移行以外に考えられる移行経路（逆止弁からのリークの可能性等）

2. 検討方針（案）

- 1号機RCW系統の汚染経路推定にあたり、以下のステップで検討を行う

① 検討に必要な情報の整理

- RCW系統の詳細な配管ルートやRCW系統に関連する線量測定結果等の情報を整理

② RCW系統内の流れ／水位／ガス蓄積／放射能濃度の評価

- 事故分析検討会での議論も踏まえ、RCW系統内の物質の挙動を簡易的に評価
- 事故進展に伴うPCV圧力変化の時期により、汚染経路が変化する可能性を考慮
- 以下条件での系統圧力に基づく流れ（サイフォンブレイク等も含む）に、凝縮・溶解・拡散を加味して評価を実施

分類	検討条件
固定	PCV圧力 / RCW配管ルート / 弁開閉状態
ケース/ パラメータ スタディー	PCVからRCW配管への流量
	RCW損傷個所の数（1箇所 or 2箇所以上）
	RCW系統PCV入口逆止弁のシール性（リークの有無、リークした場合の割合）

③ 線量測定結果を踏まえたRCW系統内の放射能濃度の推定

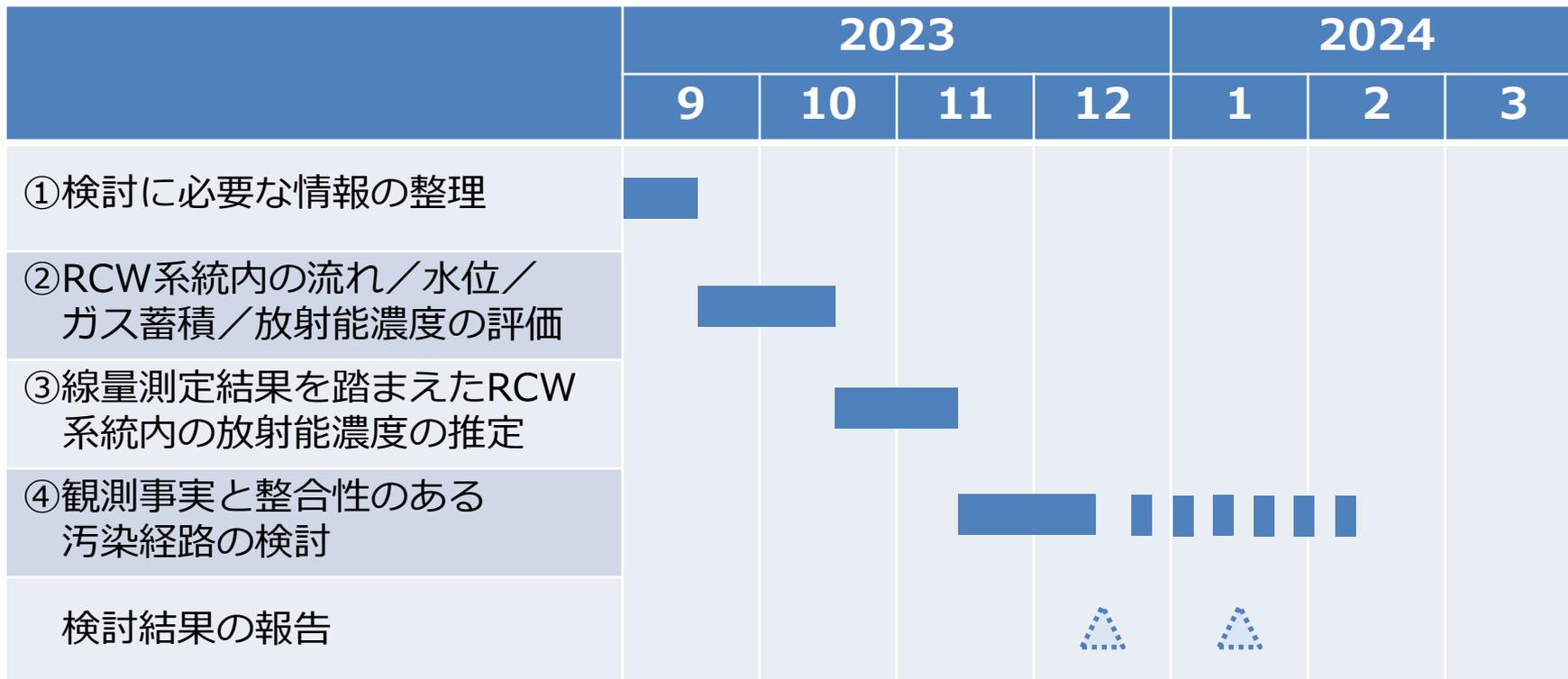
- RCW-Hx等をモデル化し、線量測定結果から系統内の放射能濃度を推定

④ 観測事実と整合性のある汚染経路の検討

- ②、③の結果を踏まえ、これまで確認された観測事実と整合するような汚染経路を検討
- 検討結果を踏まえて②、③にフィードバックする

3. 検討スケジュール（案）

- 検討結果がまとまり次第、事故分析検討会にて報告



参考資料

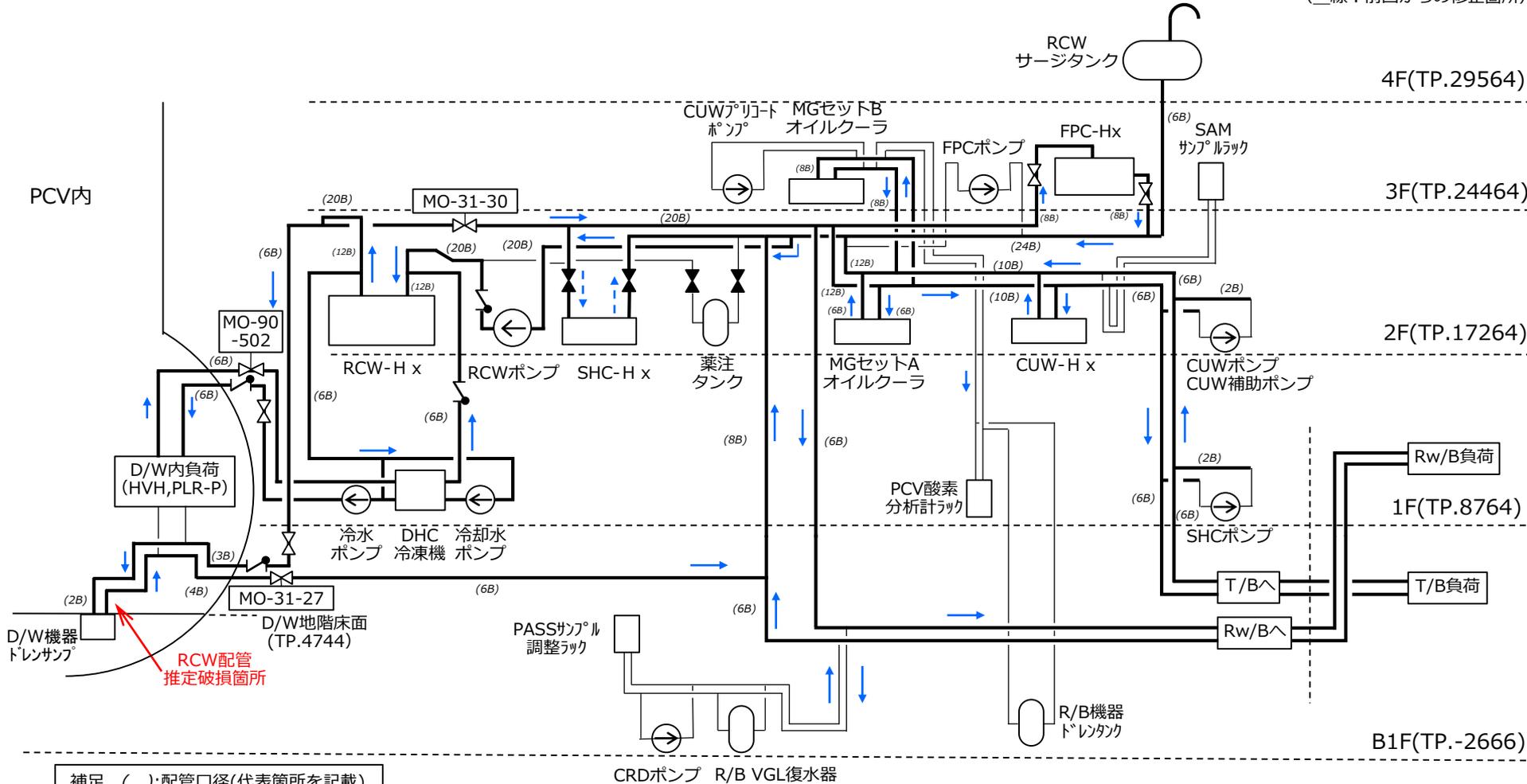
「1号機RCW系統の汚染経路とRCW熱交換器(C)の
サンプリングについて」 (抜粋)

(2023年6月22日検討会資料)

1. 事故前(通常時)のRCW系統状態[更新]

- RCW系はPCV内のD/W、R/B、Rw/B及びT/B内に設置されている原子炉補機へ冷却水を供給し、各補機がその機能を維持できるようにするものである。
- RCW系はサージタンク、ポンプ、熱交換器等と必要な配管及び計装類で構成されており、RCW熱交換器で海水と熱交換された冷却水は多くの分岐を経て各補機へ到達し、各補機を冷却して温められた冷却水は再びRCW熱交換器へ戻って熱交換されて冷やされ、再び各補機へ供給される系統構成となっている。

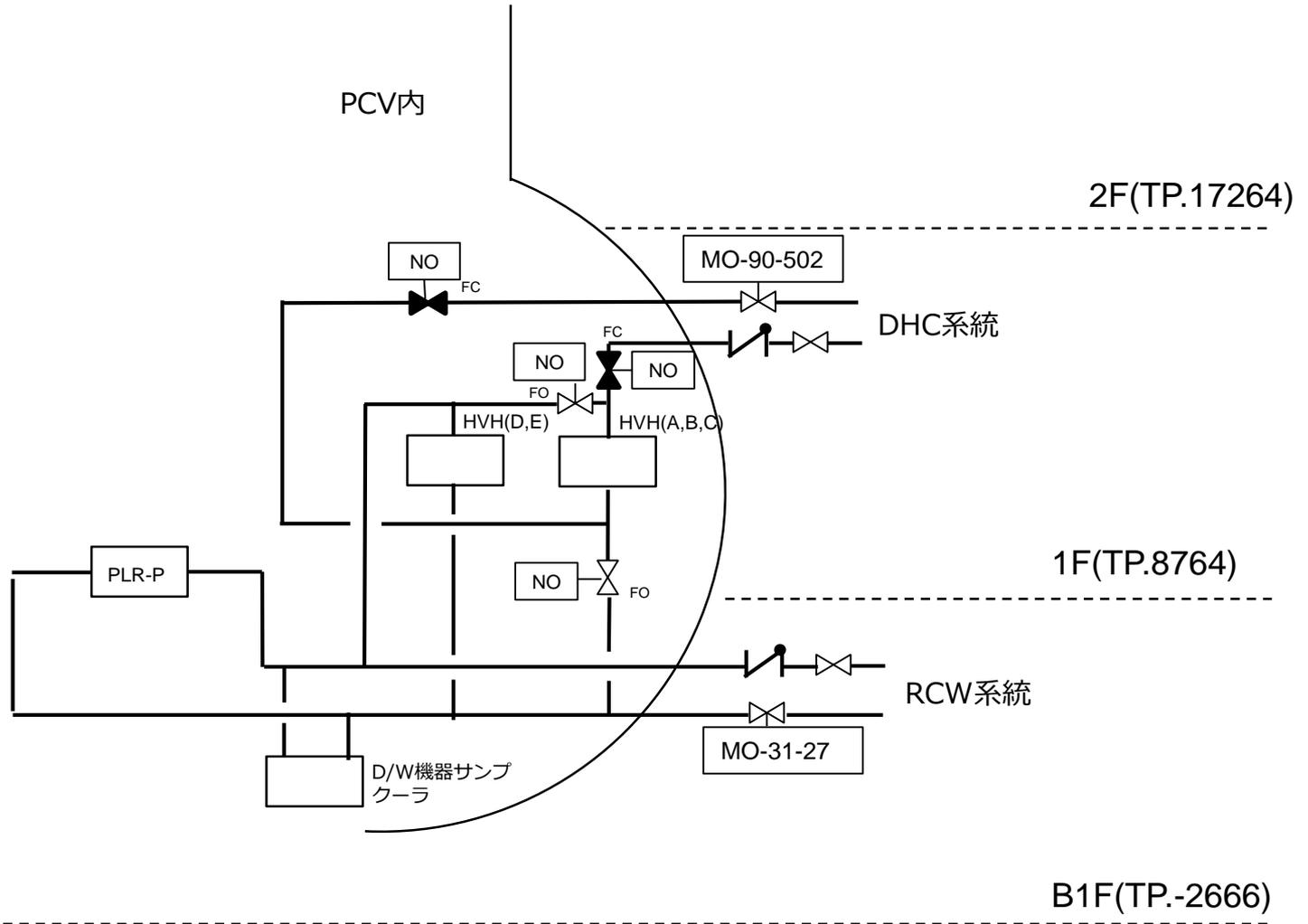
(線：前回からの修正箇所)



補足 ():配管口径(代表箇所を記載)
1B=25.4mm

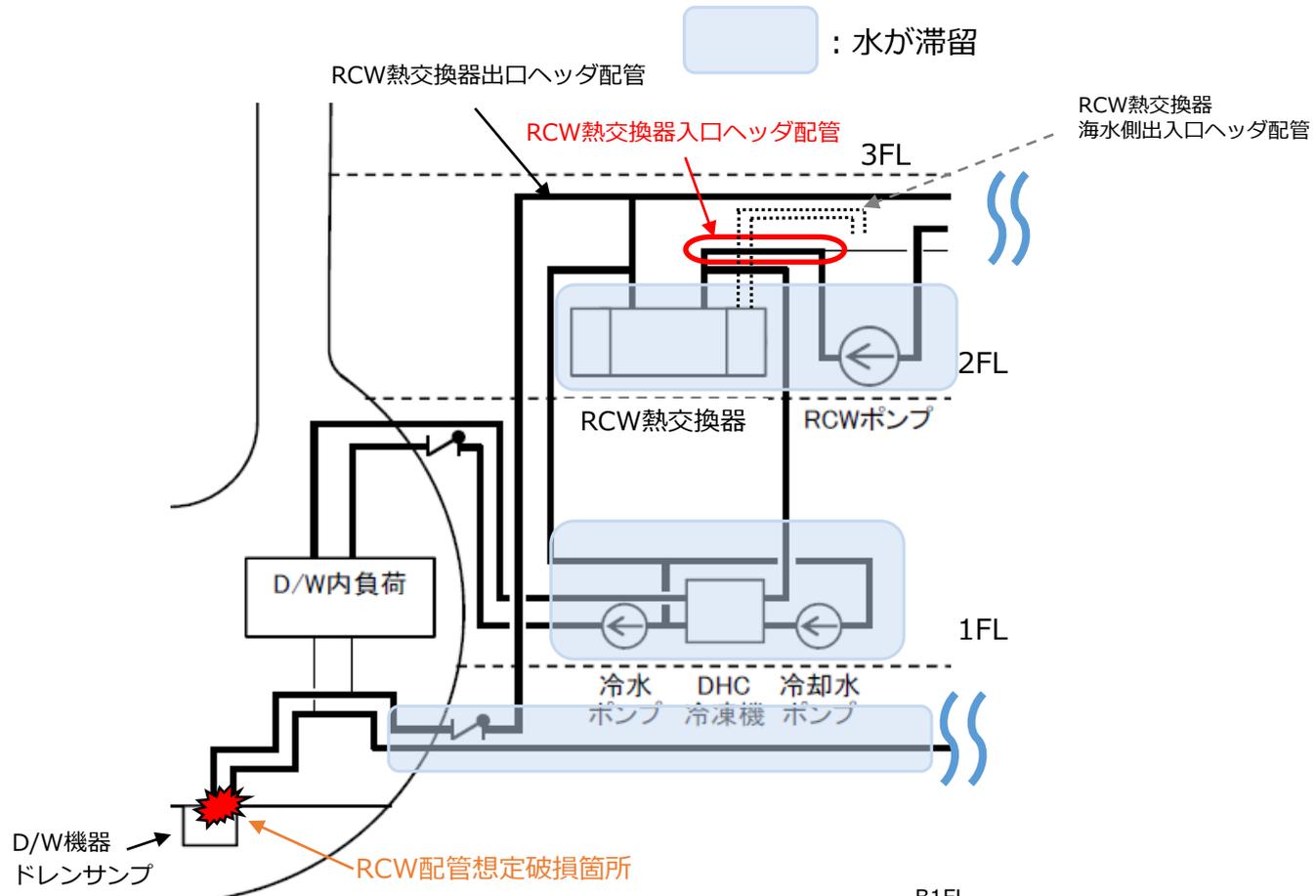
3. D/W内経路の詳細図（事故時）

- D/W内経路の詳細図（事故時）を下図に示す。



4. RCWシステムの汚染経路（RCW熱交換器への移行）

- PCV圧力が高い状況にあった時にサージタンク側へ移行した放射性物質は、圧力が低下するとPCV圧力とバランスする高さまで下方へ移行。
- サージタンクに滞留していた放射性物質がRCW配管を經由してRCW熱交換器側へ移行。RCW熱交換器は構造物表面積が大きいので放射性物質が多く沈着することが考えられる。
- 放射性物質を含んだ系統内包水の一部は、PCV側へ移行するとともに、系統構成上U字構造となる部分に滞留される。また、内包水が上部にある配管気相部を水封して、ガスが滞留したと推定。
- PCV圧力低下時のPCVから逆止弁を經由した系統への放射性物質の移行について、系統内の水位状況によるが、PCV圧力がRCW系統の水頭圧を上回るような場合、また、逆止弁の閉止性が十分でない場合、移行の可能性は考えられる。



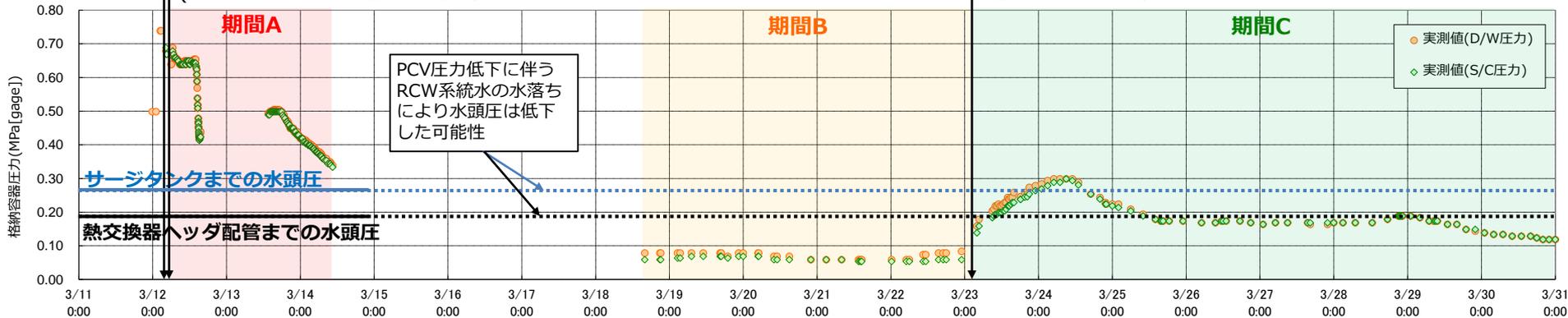
5. RCW系統への放射性物質の移行に関する検討

- 1号機の事故進展や運転操作の記録等をふまえて、RCW系統内への放射性物質の移行について、移行シナリオの検討に必要な情報を整理。
- たとえば、期間Cでは、PCV圧力が熱交換器ヘッド配管までの水頭圧を上回る期間は、PCV圧力がサージタンクまでの水頭圧を上回る期間と比較して多いため、移行の程度に差が生じた可能性も考えられる。（ただし、系統内の水位状況等による）

3/12 4:00頃
消火系から原子炉への注水開始（以降断続的に実施）

3/12 6:00頃
原子炉圧力容器底部が損傷した可能性
（燃料デブリが格納容器に落下）

3/23 2:30頃
給水系から原子炉への注水開始
（注水経路の変更）



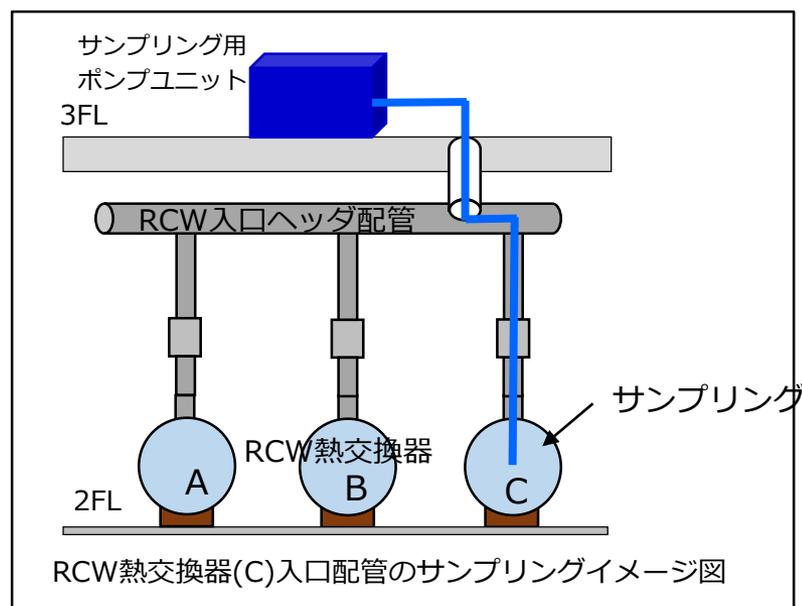
期間	A (3/12 6:00~3/14 10:30)	B (3/18 16:00~3/23 2:30)	C (3/23 2:30~)
圧力の 大小関係	PCV圧力 > サージタンクまでの水頭圧 PCV圧力 > 熱交換器ヘッド配管までの水頭圧	PCV圧力 < サージタンクまでの水頭圧 PCV圧力 < 熱交換器ヘッド配管までの水頭圧 (水落ちにより「=」に近づく可能性)	PCV圧力と、サージタンクおよび熱交換器 ヘッド配管までの水頭圧の大小関係は 時間とともに変化
放射性物質の 移行形態 (推定)	PCVから：主に気体 (放射性物質を含む水蒸気はRCW系統内 で凝縮した可能性)	PCVから：主に気体 (放射性物質を含む水蒸気はRCW系統内で 凝縮した可能性)	PCVから：気体/液体両方の可能性
移行の可能性 (推定)	熱交換器：可能性あり(PCVから) サージタンク：可能性あり(PCVから)	熱交換器：可能性あり(サージタンクから) サージタンク：可能性低	熱交換器：可能性あり(PCVから) サージタンク：可能性あり(PCVから)

- 1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討

- 1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果
 1. 概要
 2. 分析項目
 3. RCW熱交換器(C)本体の内包水サンプリング結果
 4. RCW熱交換器(C)の内包水について
 5. RCW熱交換器本体の水抜き（線量低減）の予定

- RCW系統の格納容器隔離弁に対する電動弁の適用理由

- 1号機原子炉建屋（R/B）内の高線量線源であるRCW内包水について、線量低減に向けた内包水サンプリングに関する作業を2022年10月より実施。
- RCW熱交換器(C)について、2023年6月、本体側の内包水サンプリング（上・中・下部）を終え、試料の分析を実施（一部、継続中）。
- サンプリング作業で発生した余剰水は、これまでと同様にRO処理水により1号機R/B滞留水と同等の濃度に希釈した上、1号機R/B地下階へ移送し、建屋滞留水としてPMB/HTIを經由し水処理設備で処理を実施。
- 今回のサンプリング作業や分析結果を踏まえ、熱交換器本体の水抜きに向けた希釈方法・被ばく低減等の検討を行う。



2. 分析項目

- RCW熱交換器(C)本体のサンプリングで得る内包水試料は、構内ラボ持ち込み線量基準1mSv/hを満足するため、約1~3mL^{※0}の採取を実施。
- 分析項目(予定)を下表に示す。前回(入口配管内包水)で実施した項目に加え、追加実施と記載した項目を実施する。また、試料量に応じて候補1~3に記載した項目を実施。(追加理由：事故調査のためFP移行や炉内・PCV内構造物等の成分に着目)
- 試料の線量により、採取量・分析項目について制約があり、変更する場合もある。

処理作業のための分析項目	
Cs-134	前回実施 (入口配管内包水)
Cs-137	
Sr-90	
H-3	
全β	
全α	
pH	
導電率	
Cl	
Ca ^{※3}	
Mg	
Na	
SS	
TOC	
油分	
発泡性	

事故調査のための分析項目	
Co-60 ^{※2}	前回実施 ^{※5} (入口配管内包水)
Ru-106 ^{※1}	
Sb-125 ^{※1}	
Eu-154 ^{※1}	
Am-241(γ) ^{※1}	
I-129(γ) ^{※1}	
Ag-108m ^{※1}	追加実施 ^{※5}
Ba-133 ^{※1}	
Ag-110m ^{※1}	
Ce-144 ^{※1}	
Eu-152 ^{※1}	
Eu-155 ^{※1}	
K-40 ^{※4}	

事故調査のための分析項目	
SiO ₂ ^{※2・3}	候補 1
K ^{※4}	
Fe ^{※2・3}	
Al ^{※2・3}	候補 2
Cu ^{※2}	
Zn ^{※2}	候補 3
Ni ^{※2}	
Cr ^{※2}	
Co ^{※2}	
Lj ^{※4}	
Ti ^{※2・3}	
Ba ^{※1}	
V ^{※2}	
Mn ^{※2}	
B ^{※2}	
Nb ^{※2}	
Mo ^{※1・2}	
Ag ^{※1}	
I ^{※1}	

^{※0} 少量の小分けにした試料の総量
^{※1} 核燃料物質・FP等燃料デブリ由来のもの
^{※2} 炉内構造物・PCV内構造物由来のもの
^{※3} コンクリート由来のもの
^{※4} 事故時の海水注入によるもの

^{※5} γ核種分析について、Cs濃度が高いため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になると想定されることから、参考としてAMP法(リンモリブデン酸アンモニウム法)による分析も予定。

3. RCW熱交換器(C)本体の内包水サンプリング結果（1 / 3）

目的	測定項目	単位	入口配管 (2023年2月22日採取)	熱交換器－上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器－中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器－下部 (2023年6月29日採取)	参考:R/B3階床面雨水 (2023年4月17日)
処理作業の ため	Cs-134	Bq/L	2.85E+08	6.38E+08	5.31E+08	6.59E+08	5.46E+04
	Cs-137	Bq/L	1.34E+10	3.09E+10	2.83E+10	3.20E+10	2.70E+06
	Sr-90	Bq/L	4.29E+07	1.01E+08	8.29E+07	9.25E+07	2.43E+03
	H-3	Bq/L	2.94E+07	6.26E+07	6.37E+07	6.96E+07	1.50E+05
	全β	Bq/L	1.28E+10	2.88E+10	3.32E+10	3.40E+10	2.98E+06
	全α	Bq/L	<1.15E+04	2.14E+03	1.37E+03	1.74E+03	<1.82E+01
	pH※	—	6.2	6.2	5.9	5.9	7.6
	導電率※	μS/cm	8.8	19.0	18.0	19.0	1100
	Cl	mg/L	1800	3900	4000	3900	94
	Ca	mg/L	170	<100	<100	<100	69
	Mg	mg/L	130	200	220	200	5
	Na	mg/L	1000	2100	2200	2200	69
	SS	mg/L	<1000	<1000	<1000	<2000	340
	TOC	mg/L	<100	240	160	<100	247
	油分	mg/L	<300	<300	<300	<300	<3.0
発泡性※	—	なし	なし	なし	なし	あり	

(補足)

- ※については、分析時に実施した精製水による希釈(約1000倍)の影響あり(雨水除く)。
- 熱交換器(上中下部)のサンプリングについて、雨水の混入あり(雨水の混入量は、約600Lと推定)。入口配管のサンプリングについて、雨水の混入なし。なお、雨水のデータは、R/B3階の作業エリア周辺の床面の溜水を採取したもの。

3. RCW熱交換器(C)本体の内包水サンプリング結果（2 / 3）

目的	測定項目	単位	入口配管 (2023年2月22日採取)	熱交換器－上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器－中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器－下部 (2023年6月29日採取)	参考:R/B3階床面雨水 (2023年4月17日)
事故調査 のため	Co-60	Bq/L	<4.05E+06	<2.34E+07	<2.74E+07	<2.34E+07	<1.21E+03
	Ru-106	Bq/L	<1.60E+08	<6.43E+08	<5.01E+08	<5.99E+08	<4.45E+04
	Sb-125	Bq/L	<8.73E+07	<6.11E+08	<3.69E+08	<3.98E+08	<2.71E+04
	Eu-154	Bq/L	<1.07E+07	<8.54E+07	<6.17E+07	<7.88E+07	<4.10E+03
	Am-241 (γ)	Bq/L	<4.08E+07	<5.86E+07	<5.42E+07	<5.89E+07	<3.47E+03
	I-129 (γ)	Bq/L	<4.54E+08	<4.77E+08	<4.44E+08	<4.44E+08	<2.87E+04
	Ag-108m	Bq/L	<2.82E+07	<1.37E+08	<1.38E+08	<1.36E+08	<8.06E+03
	Ba-133	Bq/L	<3.14E+07	<1.43E+08	<1.42E+08	<1.46E+08	<9.20E+03

(補足)

- 熱交換器（上中下部）のサンプリングについて、雨水の混入あり（雨水の混入量は、約600Lと推定）。入口配管のサンプリングについて、雨水の混入なし。なお、雨水のデータは、R/B3階の作業エリア周辺の床面の溜水を採取したもの。
- Cs濃度が高いため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になったと考えられる。γ核種分析について、参考としてAMP法(リンモリブデン酸アンモニウム法)による分析も予定。

3. RCW熱交換器(C)本体の内包水サンプリング結果 (3 / 3)

目的	測定項目	単位	熱交換器－上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器－中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器－下部 (2023年6月29日採取)	備考
事故調査のため	Ag-110m	Bq/L	<5.22E+07	<5.37E+07	<6.05E+07	追加実施
	Ce-144	Bq/L	<3.42E+08	<3.40E+08	<3.53E+08	
	Eu-152	Bq/L	<3.96E+08	<4.02E+08	<3.68E+08	
	Eu-155	Bq/L	<8.21E+07	<7.75E+07	<8.37E+07	
	K-40	Bq/L	<2.51E+08	<2.85E+08	<2.82E+08	
	SiO ₂	mg/L	<1000	<1000	<1000	候補 1
	K	mg/L	110	130	<100	
	Fe	mg/L	<500	<500	<500	
	Al	mg/L	<200	<200	<200	
	Cu	mg/L	<200	<200	<200	候補 2
	Zn	mg/L	<200	<200	<200	
	Ni	mg/L	<200	<200	<200	候補 3
	Cr	mg/L	<200	<200	<200	
	Co	mg/L	<200	<200	<200	
	Li	mg/L	<200	<200	<200	
	Ti	mg/L	<200	<200	<200	
	Ba	mg/L	<200	<200	<200	
	V	mg/L	<200	<200	<200	
	Mn	mg/L	<200	<200	<200	
	B	mg/L	43	46	43	
	Nb	mg/L	<200	<200	<200	
	Mo	mg/L	<200	<200	<200	
	Ag	mg/L	<200	<200	<200	
I	mg/L	4.95	4.36	3.77		

■ 分析結果からの考察

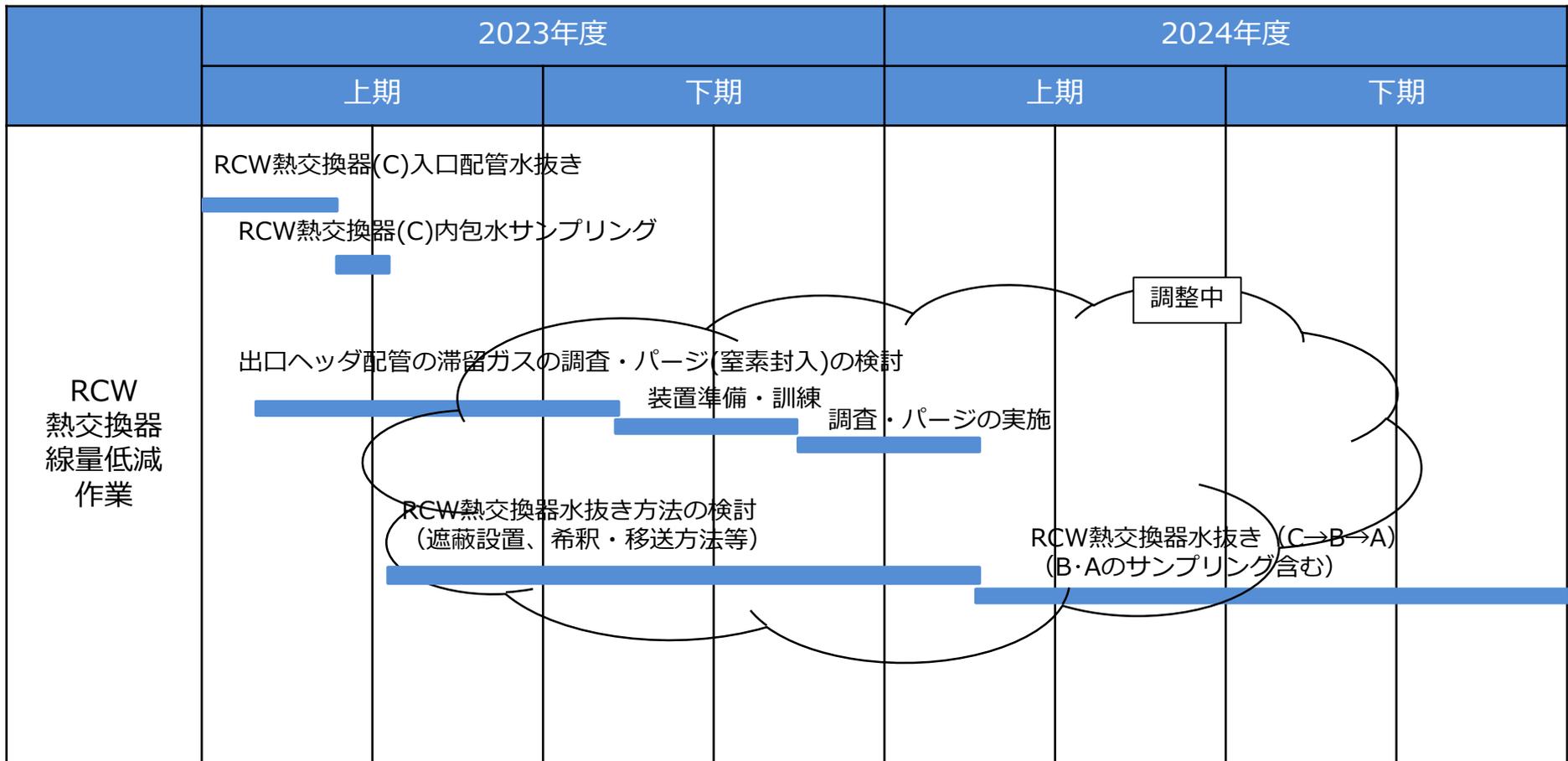
- RCW熱交換器(C)内のCsの濃度について、これまで確認されたものよりも高い値であったが、想定していたものと同程度(10^{10} Bq/L)であった。また、Cs等の放射性物質や水質に係る物質の濃度について、熱交換器内(上下間)で顕著な差異がないことを確認。
- 元素分析によるとCl、Mg、Na、Kは互いに海水の組成に近い比率であり、海水が到達していたと考えられる。B、Iは、海水組成よりも大きな比率で含まれているため、Bについては制御材、IについてはFPに由来する可能性がある。
- 全αのCs-137に対する比は 10^{-7} ~ 10^{-8} と小さく、 SiO_2 は検出限界(1,000mg/L)未満であり、燃料デブリやMCCI生成物に由来する物質が顕著に移行した兆候はみられなかった。

■ 今後の作業に向けて

- 今回のサンプリング作業において、系統の内包水の一部をRO処理水による希釈にて処理を実施。今回の作業や内包水の分析結果から、今後計画している熱交換器の内包水の処理について、希釈により滞留水処理設備に影響なく処理ができる見込みが得られた。
- ただし、熱交換器本体の水抜き量が多いことから、今回のサンプリング作業を踏まえ希釈方法・作業員の被ばく低減等の検討を行う。

5. RCW熱交換器本体の水抜き（線量低減）の予定

- RCW熱交換器（A,B,C）の水抜き（線量低減）は、RCW熱交換器の出口ヘッダ配管の滞留ガスの調査やパージ作業後に実施する予定。
- 今回のサンプリング作業を踏まえ、熱交換器水抜きに向けた希釈方法・被ばく低減等の検討を行う。



建屋滞留水におけるCs-137, H-3, 全α濃度

測定項目		採取場所	濃度 (Bq/L)	採取日
Cs-137	過去建屋内で確認された高濃度汚染水の濃度	2号機R/B トレンチ最深部	3.37E+09	2019/5/21
		1号機R/B 北西三角コーナー	2.92E+09	2011/5/27
	至近の汚染水濃度	1号機R/B トーラス室	2.05E+07	2023/1/31
H-3	至近の汚染水濃度	1号機 R/B トーラス室	5.52E+05	2023/1/31
全α	過去建屋内で確認された高濃度汚染水の濃度	3号機R/B MSIV室	1.69E+06	2021/7/8
		3号機R/B トーラス室(深部)	5.39E+05	2021/7/13

PCV内包水におけるCs-137, H-3, 全α濃度

測定項目	採取場所	濃度 (Bq/L)	採取日
Cs-137	1号機 D/W内包水	3.47E+07	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	2.04E+08	2022/11/11
H-3	1号機 D/W内包水	1.43E+06	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	3.30E+06	2022/11/11
全α	1号機 D/W内包水	<1.11E+01	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	1.59E+01	2022/11/11

-
- 1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討
 - 1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果
 - RCW系統の格納容器隔離弁に対する電動弁の適用理由

- RCW系統の格納容器隔離弁に電動弁が適用されている理由，Fail Close設計となっていない理由は何か？

<理由>

格納容器隔離弁としては空気作動弁と電動弁が考えられ，RCW系統の格納容器隔離弁に採用した場合，以下の通りとなる。

○空気作動弁を採用した場合

- ・ Fail Close設計が可能であり，**隔離機能を優先した設備構成が可能。**
- ・ 圧縮空気系（常用系）に故障，機能喪失が発生した場合は，当該隔離弁が誤閉となり，**格納容器内負荷の冷却ができなくなる。**

○電動弁を採用した場合

- ・ Fail as is設計となるため，電源喪失時は開状態が維持され，**隔離機能を確保できない。**一方で，**格納容器内負荷の冷却は維持される。**
- ・ 電源喪失に対しては，格納容器内外に隔離弁を1弁ずつ設け，それぞれを異区分の非常用電源から給電することで，片系の電源が喪失しても，もう片系の電源が健全であれば，隔離操作が可能である。
(但し，全交流電源喪失時は隔離機能を確保できない。)

上記のような点を踏まえて，弁の駆動源が喪失しても，格納容器内負荷の冷却が維持でき，かつ内外の隔離弁に異区分の非常用電源から給電することで隔離機能を確保できる（全交流電源喪失時を除く）ことから，電動弁を採用している。

参考資料

「福島第一原子力発電所における R C W 系統の
格納容器隔離弁について」
(2023年6月22日検討会資料)

1. RCWシステムの格納容器隔離弁に関する要求事項

- RCWシステムは原子炉格納容器を貫通しているが、原子炉格納容器内に開口部がなく、閉じた配管系となっている。
- 原子炉格納容器内で閉じた配管系に対する要求事項は以下の通り。

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（抜粋）

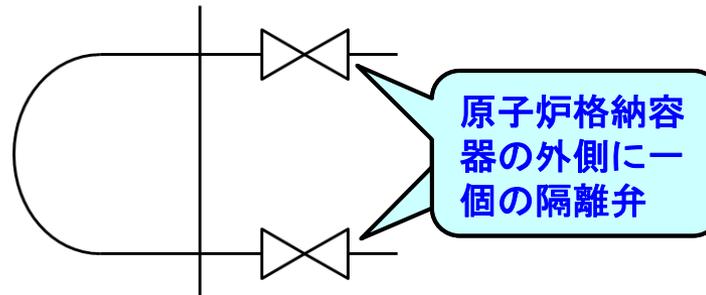
第32条 第3項

ただし、一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納施設内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る施設の損壊の際に損壊するおそれがない管にあつては貫通箇所の内側又は外側であつて近接した箇所に1個の隔離弁を設けるものとする。

（同解釈抜粋）

この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。
⇒この場合の隔離弁は必ずしも自動隔離弁でなくともよい。

RCWシステムは原子炉格納容器内において閉じた配管系を構成



この場合の隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁でも良い。

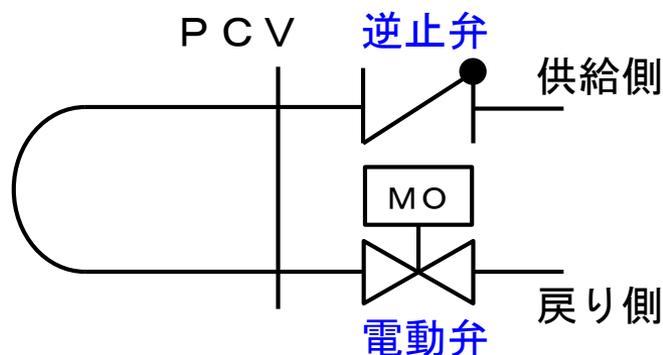
2. 福島第一原子力発電所におけるRCW系統の格納容器隔離弁設置状況

- 福島第一原子力発電所におけるRCW系統の格納容器隔離弁設置状況を以下に示す。

号機	供給配管			戻り配管				電動弁の 隔離操作
	内側	外側		内側		外側		
	弁方式	弁方式	電源	弁方式	電源	弁方式	電源	
1F-1	—	逆止弁	—	—	—	電動弁	A系非常用	手動操作
1F-2~5	—	逆止弁	—	—	—	電動弁	B系非常用	手動操作
1F-6	—	電動弁	A系非常用	—	—	電動弁	A系非常用	手動操作

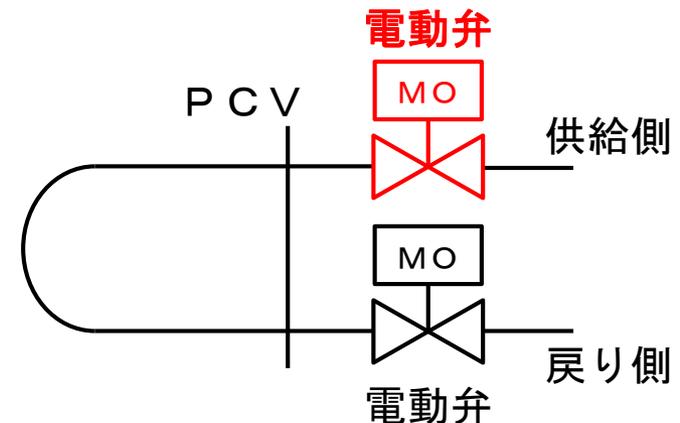
<1F-1~5>

- 供給配管外側に逆止弁1弁，戻り配管外側に電動弁1弁で構成
- 電動弁は非常用電源から電源供給
- 手動操作にて隔離



<1F-6>

- 供給配管外側，戻り配管外側に電動弁1弁で構成
- 電動弁は非常用電源から電源供給
- 手動操作にて隔離



逆止弁を
電動弁化

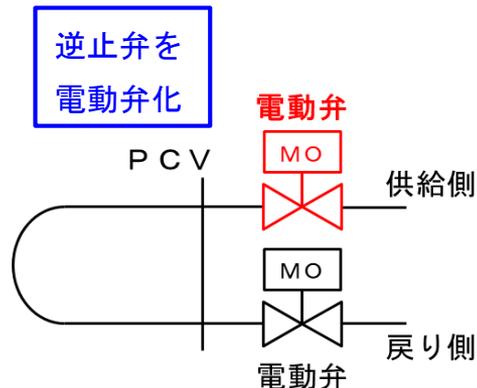
（参考）福島第二原子力発電所以降のRCW系統の格納容器隔離弁設置状況

■ 福島第二原子力発電所以降のRCW系統の格納容器隔離弁設置状況を以下に示す。

号機	供給配管			戻り配管				電動弁の 隔離操作
	内側	外側		内側		外側		
	弁方式	弁方式	電源	弁方式	電源	弁方式	電源	
2F-1/KK-1	—	電動弁	A系非常用	—	—	電動弁	B系非常用	手動操作
2F-2~4	逆止弁	電動弁	A系非常用	電動弁	B系非常用	電動弁	A系非常用	手動操作
KK-2~7	逆止弁	電動弁	A系非常用	電動弁	B系非常用	電動弁	A系非常用	LOCA信号で自 動隔離

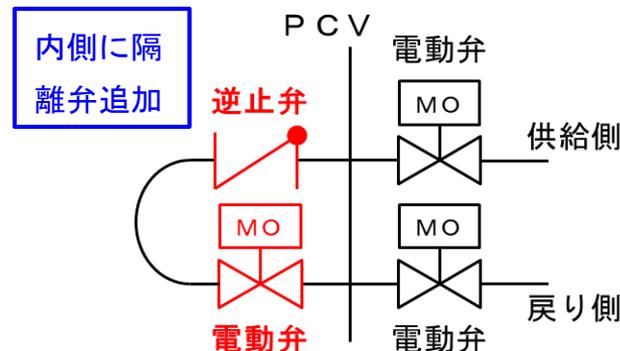
<2F-1/KK-1>

- ・ 供給配管外側，戻り配管外側
共に電動弁1弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ 手動操作にて隔離



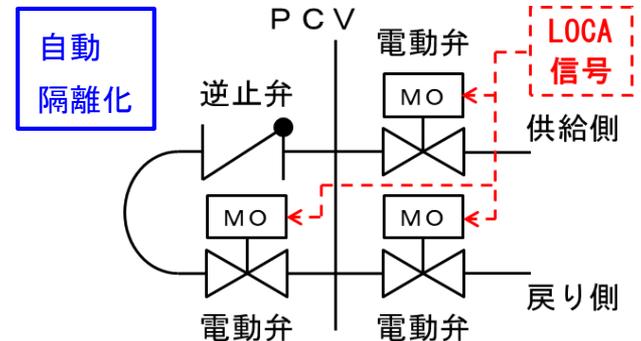
<2F-2~4>

- ・ 供給配管内側を逆止弁，供給
配管外側，戻り配管内側/外
側を電動弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ 手動操作にて隔離



<KK-2~7>

- ・ 供給配管内側を逆止弁，供給
配管外側，戻り配管内側/外
側を電動弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ LOCA信号で自動隔離



参考 規制要求事項

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（指針31）」（抜粋）

指針31 第2項（2）

（2）前号（1）の配管系以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原則として原子炉格納容器の外側に1弁。

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（抜粋）

第32条 第3項

ただし、一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納施設内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る施設の損壊の際に損壊するおそれがない管にあっては貫通箇所の内側又は外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設けるものとする。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（抜粋）

第32条 第5項第3号

原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあっては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。