

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の 技術的知見について

参考資料

目次(1/2)

I 検討の背景と進め方について	1
II 外部電源設備について	7
III 所内電源設備について	26
IV 冷却設備について	51
V 閉込機能に関する設備について	63
VI 指揮・通信・計装制御設備及び非常事態への対応体制について	96
別添資料1 地震による設備・機器等への影響	100
別添資料2 1～3号機の事象進展に関する整理と考察	131
別紙1 過圧・過温による原子炉格納容器フランジ部漏えいへの影響の検討	137
別紙2 福島第一原子力発電所1号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について	146
別紙3 圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討	160
別紙4 福島第一原子力発電所1号機非常用復水器(IC)の原子炉挙動解析	186

目次(2/2)

参考資料1	原子力発電所の外部電源に係る状況について	237
参考資料2	外部電源喪失事故の原因と対策	251
参考資料3	所内電気関係設備の被害状況と安全設備への影響について	253
参考資料4	所内電気関係設備の対応状況について	259
参考資料5	BWR原子炉冷却系統設備の概要	275
参考資料6	原子炉冷却系統設備の対応状況について	288
参考資料7	各発電所の炉心冷却系及び関連弁等の一覧(BWR、PWR)	305
参考資料8	閉込機能に関する設備の概要(BWR)	419
参考資料9	格納容器内圧力などのプラントパラメータを踏まえた事象進展に関する検討	426
参考資料10	水素爆発に関する状況	429
参考資料11	福島第一原子力発電ところ3号機の原子炉建屋水素爆発に係る評価	432
参考資料12	通信・計測制御・使用済燃料貯蔵設備の概要	442
参考資料13	各事業者の通信・コミュニケーション、計測制御、使用済燃料貯蔵設備概要	451
参考資料14	平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(建築物、機器・配管系の地震応答解析結果)(東京電力(株)福島第一、第二原子力発電所)	480
参考資料15	東京電力(株)福島第一原子力発電所における現地調査結果報告	536
参考資料16	安全上重要な機器への地震影響について	542
参考資料17	東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故にかかる保安調査について	544

I 検討の背景と進め方について

[図 I-1-1]

東北地方太平洋沖地震における地震動の震度分布



<表 I -1-1>

東京電力福島第一原子力発電所・原子炉建屋基礎版上の最大加速度

○観測された最大加速度値は基準地震動S_sの最大応答加速度値を概ね下回っているが、一部に超えるものが存在(赤枠部分)。

観測点 (原子炉建屋最地下階)		観測記録			基準地震動S _s に対する 最大応答加速度値(ガル)		
		最大加速度値(ガル)			南北方向	東西方向	上下方向
		南北方向	東西方向	上下方向			
福島第一	1号機	460※1	447※1	258※1	487	489	412
	2号機	348※1	550※1	302※1	441	438	420
	3号機	322※1	507※1	231※1	449	441	429
	4号機	281※1	319※1	200※1	447	445	422
	5号機	311※1	548※1	256※1	452	452	427
	6号機	298※1	444※1	244	445	448	415

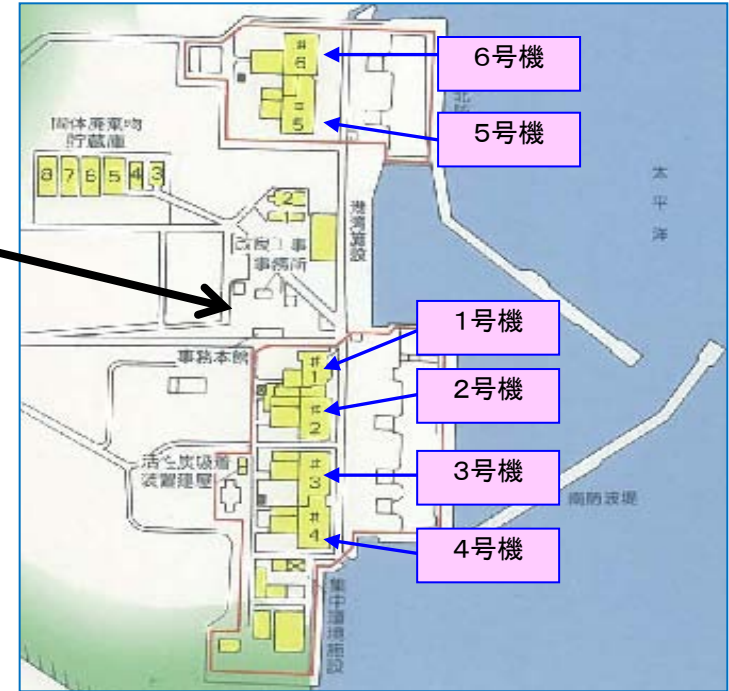
※1:記録開始から約130~150秒程度で記録が終了している。

[図 I-2-1]
福島第一原子力発電所の概要



福島第一
原子力発電所

福島第二
原子力発電所



	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
電気出力(万kW)	46.0	78.4	78.4	78.4	78.4	110.0
営業運転開始	1971/3	1974/7	1976/3	1978/10	1978/4	1979/10
原子炉形式	BWR3	BWR4				BWR5
冷却方式(高压系)	IC, HPCI	RCIC, HPCI				RCIC, HPCS
冷却方式(低压系)	CS, SHC	CS, LPCI				LPCS, LPCI
格納容器形式	マーク-1					マーク-2
炉心燃料集合体数(本)	400	548	548	548	548	764

IC:非常用復水器, RCIC:原子炉隔離時冷却系, HPCI:高压注水系, HPCS:高压炉心スプレイ系
CS:炉心スプレイ系, SHC:原子炉停止時冷却系, LPCI:低压注水系, LPCS:低压炉心スプレイ系

＜表 I-2-1＞

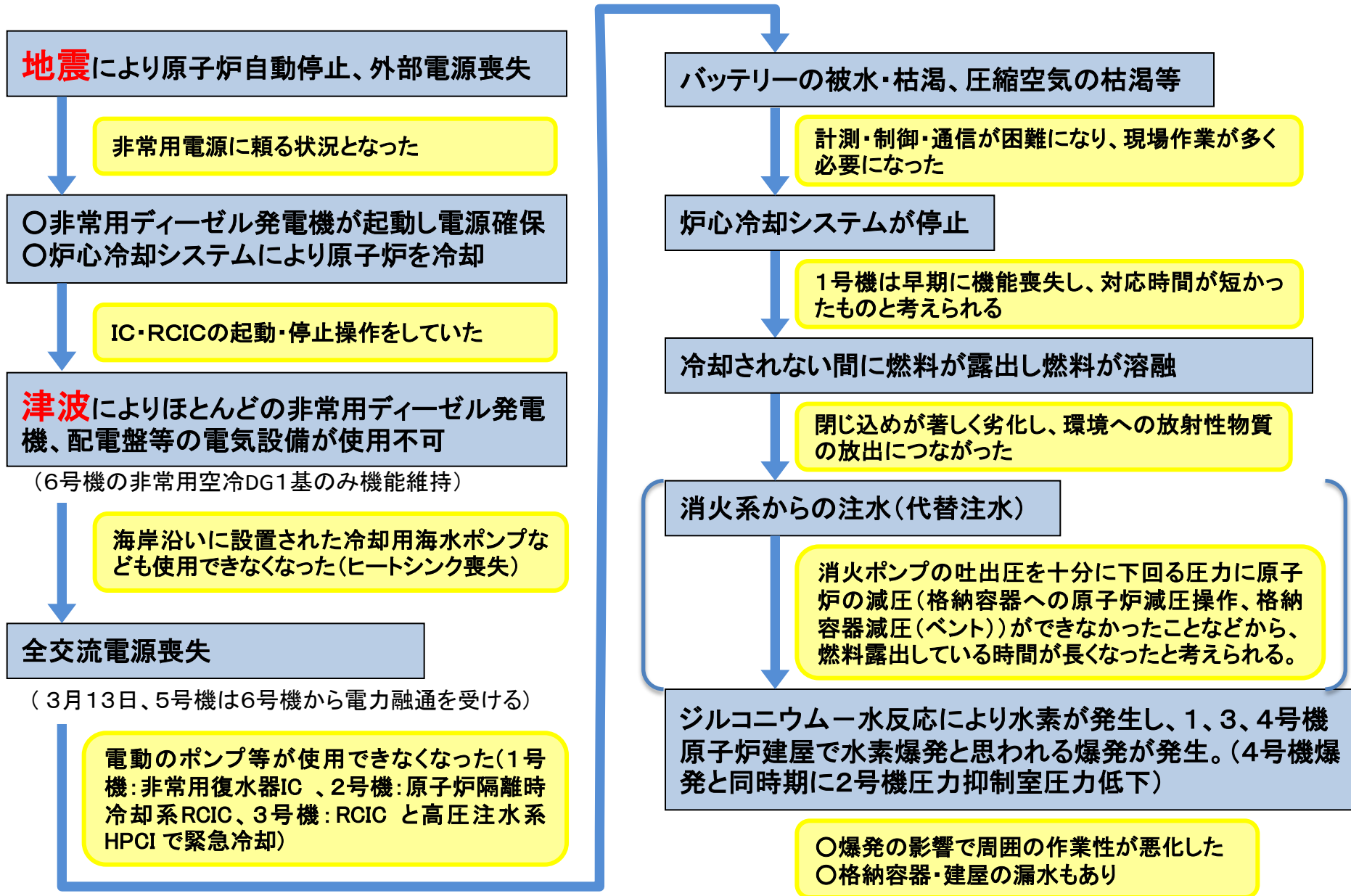
福島第一原子力発電所の津波の影響(所内電源設備と冷却設備)

- 津波襲来により全プラントで最終ヒートシンクに繋がる非常用海水系ポンプ設備の機能を喪失し、1号機から5号機については交流電源設備(高圧電源盤、パワーセンター)の機能喪失から、交流電動で作動する注水、冷却設備が使用できない状態となった。
- さらに直流電源を喪失した1号機、2号機及び4号機では中操での計測機器が全て機能喪失しプラントの状態監視・バイタル弁の制御等が出来なくなった。(直流電源が残った3号機及び5号機も非常用バッテリー残量に依存して状態監視をしていく状況となった。)

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
非常用ディーゼル発電機	× 1A、1B (T/B地下1階)	× 2A (T/B地下1階) 2B (共用プール1階)	× 3A、3B (T/B地下1階)	× 4A (T/B地下1階) 4B (共用プール1階)	× 5A、5B (T/B地下1階)	△ 6A:R/B地下1階 6B:DG建屋1階 (使用可能) HPCS:R/B地下1階
高圧電源盤	× T/B1階	× T/B地下1階等	× T/B地下1階等	× T/B地下1階等	× T/B地下1階等	△ R/B地下2階等
パワーセンター (注)	× T/B1階等	△ T/B1階等	× T/B地下1階等	△ T/B1階等	△ T/B2階等	△ R/B地下2階等
直流電源 (バッテリー)	× C/B地下1階	× C/B地下1階等	○ T/B中地下1階	× C/B地下1階等	○ T/B地下中1階	○ T/B地下中1階等
緊急炉心冷却設備	△ 但し、ICは要検討	△ (RCICは使用可能)	△ (RCICとHPCIは使用可能)	—	—	—

×:水没や被水等により使用不可 △:一部使用不可 ○:使用可能 T/B:タービン建屋 C/B:コントロール建屋 R/B:原子炉建屋
(注)所内低電圧回路に使用される動力電源盤で気中遮断器(ACB)、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。

福島第一原子力発電所の事故の経過(1~3号機に共通する大まかな事故進展)



＜表 I - 2 - 2＞

東京電力福島第一原子力発電所と他の発電所との地震・津波による被害状況の比較

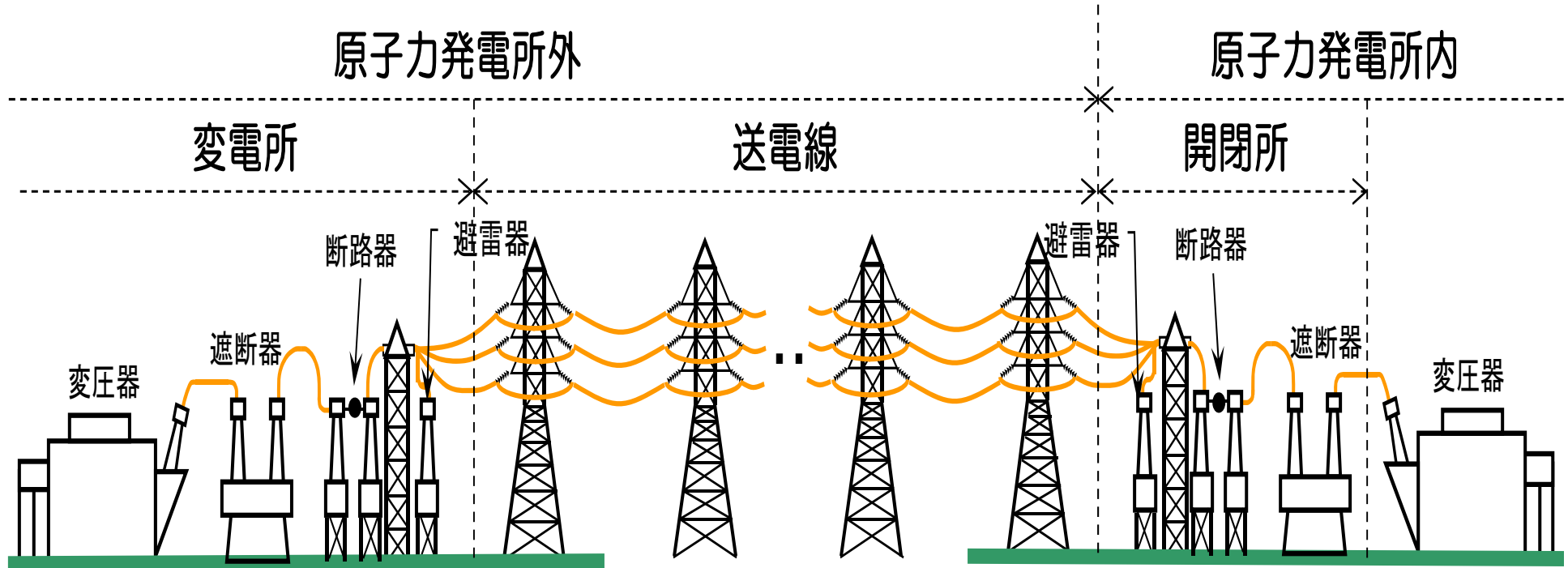
	福島第一	福島第二	女川	東海第二	(福島第二、女川、東海第二の状況)
震度 (観測市町村)	6強 (大熊町、双葉町)	6強 (楡葉町、富岡町)	6弱 (女川町)	6弱 (東海村)	—
観測記録最大加速度 (基礎版上) 【基準地震動(Ss)との対比】	550ガル (2号機東西方向) 【一部でSsを上回る】	305ガル (1号機上下方向) 【Ss以下】	607ガル (2号機南北方向) 【一部でSsを上回る】	225ガル (東西方向) 【Ss以下】	—
敷地高さ※ (地震による沈下は考慮せず)	1～4号機: 10m 5～6号機: 13m	12m	14.8m	8m	—
想定津波高さ※ (土木学会の手法による 平成14年評価値)	5.4～5.7m	5.1～5.2m	13.6m	5.75m	—
津波遡上高さ※	1～4号機: 14～15.5m 5～6号機: 13～14.5m	7.0～7.3m (1号機建屋南側のみ 15.3～15.9m)	13.8m	6.2m	—
送電線(外部)から 受電状況	全回線喪失 (全7回線)	1回線有 (全4回線)	1回線有 (全5回線)	全回線喪失 (全3回線)	交流電源(非常用電源) の供給が可能であった。 → 炉心冷却が可能であ った。
非常用発電機 (設置位置)	1～5号: ×(水冷式) 2,4号: ×(空冷式) 6号: ○(1台: 空冷式) ×(2台: 水冷式)	1号、2号: × 3号: ○(2/3) 4号: ○(1/3) (全て水冷式)	1号: ○ 2号: ○(1/3) 3号: ○ (全て水冷式)	○(2/3) (全て水冷式)	
	タービン建屋地下(海側) 運用補助共用施設1階 ディーゼル発電機建屋	原子炉建屋地下 (陸側)	原子炉建屋地下 (陸側)	原子炉建屋地下 (陸側)	非常用発電機が原子炉 建屋に設置
海水系ポンプモータ (ポンプ設置位置及び その高さ)	全て被水	一部被水	一部被水	一部被水	ポンプ等が一部残存し、 機能した。 差は特段無し(福島第 一の津波高さが非常に 大きかった)
	屋外 O.P: 4m	屋内 O.P: 4.2m	一部屋外 O.P: 3m	屋外 T.P: 0.8m	
電源供給のために 配備した敷材	電源車 (接続できず)	一部電源車を使用	送電線による外部電源または非常用DGが生き残ったため、電源車等は必要と ならなかった。		

※ それぞれの発電所における基準面からの高さを表す

Ⅱ 外部電源設備について

[図Ⅱ-1-1]

変電所～発電所の外部電源イメージ図



<表Ⅱ-1-1>
各原子力発電所における外部電源の状況

区分	原子力発電所外					原子力発電所内		具体的状況及び対策	
	変電所			送電線路		開閉所			
	断路器	避雷器	その他	鉄塔	がいし	遮断器	断路器		
福島第一	東電原子力線	●	●	●	●	●	○	○	上位系統停電、発電所内ケーブル不具合
	大熊線1号線	○	○	○	○	○	×	○	開閉所遮断器損傷
	大熊線2号線	○	○	○	○	○	×	×	開閉所遮断器・断路器損傷
	大熊線3号線	○	○	×(※1)	○	○	—	—	開閉所開閉設備工事中
	大熊線4号線	●	●	●	●	●	○	○	トリップのみ
	夜の森線1号線	○	○	○	×	○	○	○	送電鉄塔倒壊
	夜の森線2号線	○	○	○	×	○	○	○	送電鉄塔倒壊
福島第二	富岡線1号線	○	○	○	○	○	○	○	送電継続
	富岡線2号線	×	○	○	○	○	○	○	変電所断路器損傷
	岩井戸線1号線	○	○	—	○	○	○	○	変電所変圧器工事中
	岩井戸線2号線	○	○(※2)	○	○	○	○	○	送電継続(変電所避雷器損傷)
女川	松島幹線1号線	○	○	○	○	×	○	○	送電鉄塔がいし損傷
	松島幹線2号線	○	○	○	○	○	○	○	送電継続
	牡鹿幹線1号線	●	●	●	●	●	○	○	トリップのみ
	牡鹿幹線2号線	●	●	●	●	●	○	○	トリップのみ
	塚浜支線	○	○	×(※3)	×	○	○	○	変電所計器用変圧器損傷、鉄塔倒壊(津波)
東通	むつ幹線1号線	○	○	○	○	○	—	—	開閉所作業停止中
	むつ幹線2号線	●	●	●	●	●	○	○	上位系統停電
	東北白糠線	●	●	●	●	●	○	○	上位系統停電
東海第二	東海原子力線1号線	○	○	○	○	×	○	○	送電鉄塔がいし損傷
	東海原子力線2号線	○	×	○	○	×	○	○	変電所避雷器損傷、送電鉄塔がいし損傷
	村松線・原子力線	○	×	○	○	○	○	○	上位系統停電、変電所避雷器損傷
設備区分ごとの被害の割合		1/22 (5%)	2/22 (9%)	2/21 (10%)	3/22 (14%)	3/22 (14%)	2/20 (10%)	1/20 (5%)	

○:使用可能(設備被害があったものの機能を維持したものと及び地震の揺れにより短絡・地絡が発生したものの、揺れが落ち着いた後、機能が回復したものを含む。)

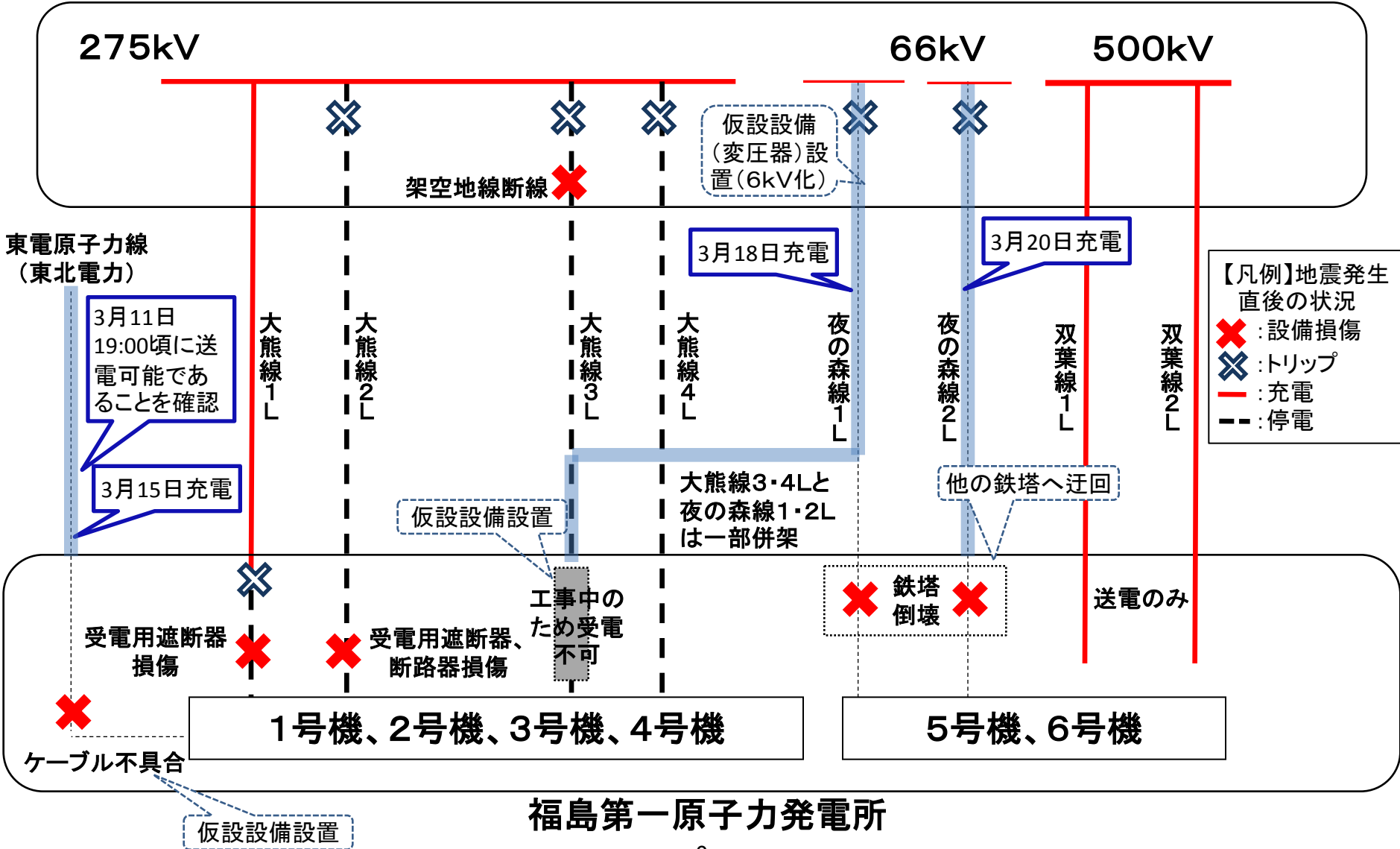
●:上位系統停電又は遮断器トリップ、×:使用不可、—:工事中又は作業中、

※1:架空地線断線、※2:地震発生直後は送電していたが、地震後の設備巡視で破損を確認、※3:計器用変圧器損傷、

■:地震発生後に充電していたもの □:地震発生後に損傷していたもの

福島第一原子力発電所の外部電源の状況(地震発生後～3月20日)

新福島変電所(震度:6強)



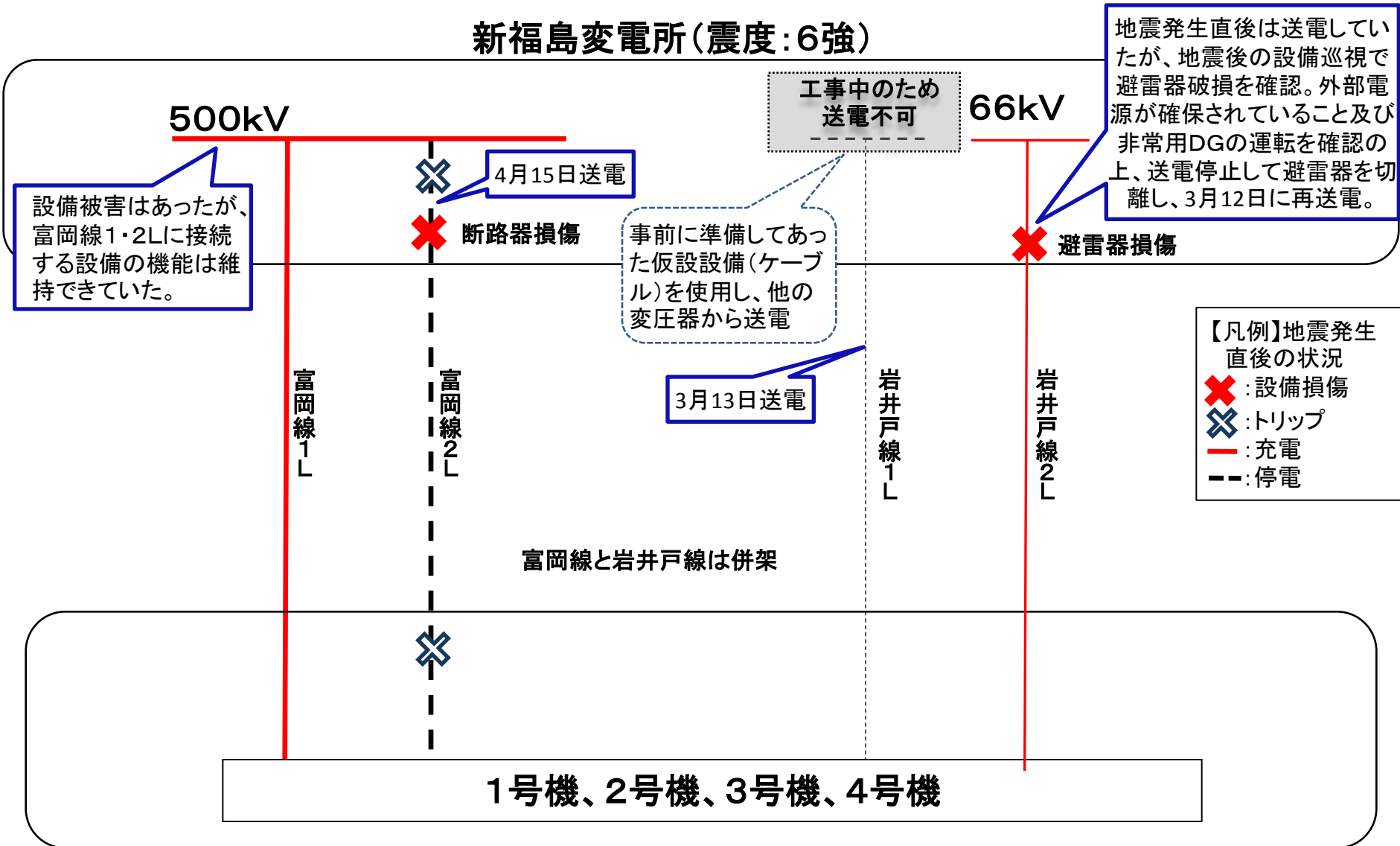
＜表Ⅱ－1－2＞

福島第一原子力発電所の外部電源の被害・復旧状況(地震発生後～3月20日)

- 大熊線1号線は充電をしていたが、受電用遮断器が損傷し、受電できなかった。
- 大熊線4号線は発電所の配電盤が水没しており、外部からの電力を受電できない状態であったため、充電しなかった。巡視の結果、大熊線4号線には特段の設備被害はないことが確認されている。
- 5・6号機は送電線路が1ルートであったため、鉄塔1基の倒壊により外部電源が喪失した。

号機	送電線回線別	外部電源の状況	設備被害、トリップの状況	復旧状況など
1, 2, 3, 4号機	東電原子力線	喪失 (上位系統停電他)	[発電所外]－ [発電所内]ケーブル不具合	・3月11日19時頃に充電可能であることを確認し、3月15日に充電 ・当該回線は常時使用していない設備
	大熊線1号線	喪失 (設備被害)	[発電所外]送電線は充電していた [発電所内]開閉所の受電用遮断器(形式:ABB)損傷のため受電設備への送電不可	－
	大熊線2号線	喪失 (設備被害)	[発電所外]－ [発電所内]開閉所の受電用遮断器(形式:ABB)損傷	－
	大熊線3号線	－	[発電所外]－ [発電所内]－	・開閉所の開閉設備が工事中であり、受電不可 ・新福島変電所の仮設設備(変圧器)にて6kV化した送電線を夜の森線1号線から大熊線3号線に繋ぎ、3月18日に充電
	大熊線4号線	喪失 (トリップのみ)	[発電所外]【トリップ原因】地震動により電線と送電鉄塔が接触又は接近したことにより、変電所の遮断器がトリップしたと推定 [発電所内]－	・新福島変電所内の送電線引込鉄構の傾斜(送電機能に影響なし)
5, 6号機	夜の森線1号線	喪失 (設備被害)	[発電所外]隣接地で発生した大規模な盛土の崩落により送電鉄塔が倒壊 [発電所内]－	－
	夜の森線2号線	喪失 (設備被害)	[発電所外]隣接地で発生した大規模な盛土の崩落により送電鉄塔が倒壊 [発電所内]－	・他の鉄塔(双葉線)への迂回工事を行い、3月20日に充電

福島第二原子力発電所の外部電源の状況

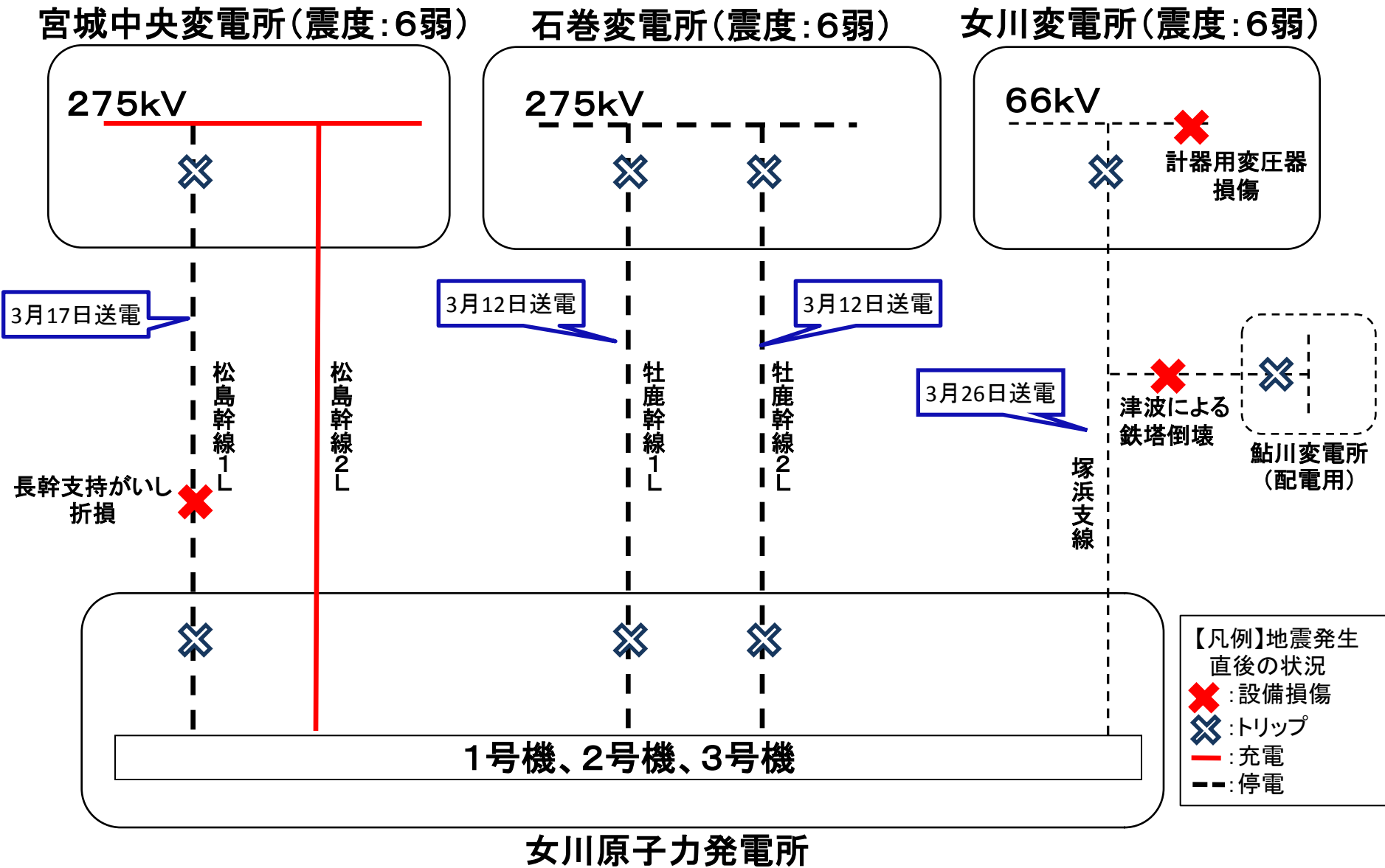


＜表Ⅱ－1－3＞
福島第二原子力発電所の外部電源の被害・復旧状況

○富岡線1号線及び岩井戸線2号線が送電を継続しており、外部電源は喪失しなかった。

号機	送電線回線別	外部電源の状況	設備被害、トリップの状況	復旧状況など
1, 2, 3, 4 号機	富岡線1号線	送電継続	〔発電所外〕－ 〔発電所内〕－	－
	富岡線2号線	喪失 (設備被害)	〔発電所外〕変電所の断路器損傷 〔発電所内〕－	・富岡線1号線により外部電源が確保され、保安規定に定める運転上の制限を満足していることを確認の上、断路器を改修し、4月15日に送電
	岩井戸線1号線	－	〔発電所外〕－ 〔発電所内〕－	・変電所の変圧器が工事中であり、送電不可 ・富岡線1号線により外部電源が確保され、保安規定に定める運転上の制限を満足していることを確認の上、3月13日に他の変圧器を使用して送電
	岩井戸線2号線	送電継続	〔発電所外〕－ 〔発電所内〕－	・地震発生直後は送電していたが、地震後の設備巡視で避雷器破損を確認。外部電源が確保されていること及び非常用DGの運転を確認の上、運用停止して避雷器を切離し、3月12日に再送電。

女川原子力発電所の外部電源の状況

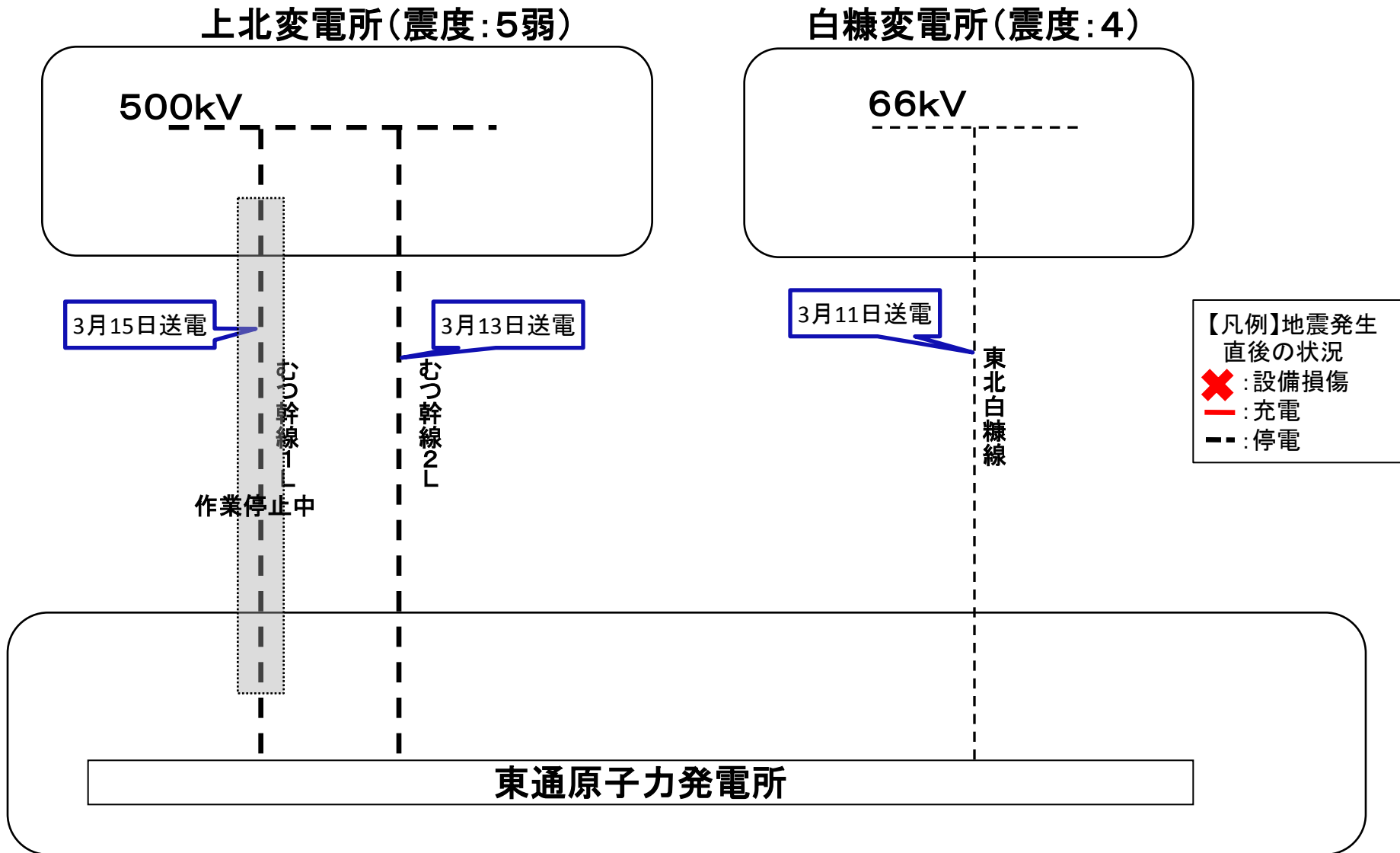


＜表Ⅱ－1－4＞
女川原子力発電所の外部電源の被害・復旧状況

○松島幹線2号線が送電を継続しており、外部電源は喪失しなかった。

号機	送電線回線別	外部電源の状況	設備被害、トリップの状況	復旧状況など
1, 2, 3号機	松島幹線1号線	喪失 (設備被害)	[発電所外]送電鉄塔の長幹支持がいしの一部損傷 [発電所内]ー	・松島幹線2号線により外部電源が確保され、保安規定に定める運転上の制限を満足していることを確認の上、損傷した長幹支持がいしの取替えを行い、3月17日に送電
	松島幹線2号線	送電継続	[発電所外]ー [発電所内]ー	ー
	牡鹿幹線1号線 " 2号線	喪失 (トリップ・上位系統停電)	[発電所外]ー [発電所内]【トリップ原因】開閉所の避雷器において内部放電が発生したため、変電所の遮断器がトリップしたと推定	・松島幹線2号線により外部電源が確保され、保安規定に定める運転上の制限を満足していることを確認の上、送電線の巡視を行い、上位系統復旧後、3月12日に送電
	塚浜支線	喪失 (設備被害)	[発電所外]変電所の計器用変圧器損傷 塚浜支線の分岐元である鮎川線の鉄塔が津波により倒壊 [発電所内]ー	・松島幹線2号線により外部電源が確保され、保安規定に定める運転上の制限を満足していることを確認の上、計器用変圧器を仮復旧、鉄塔が倒壊した被害区間の切り離し作業を行い、3月26日に送電

東通原子力発電所の外部電源の状況

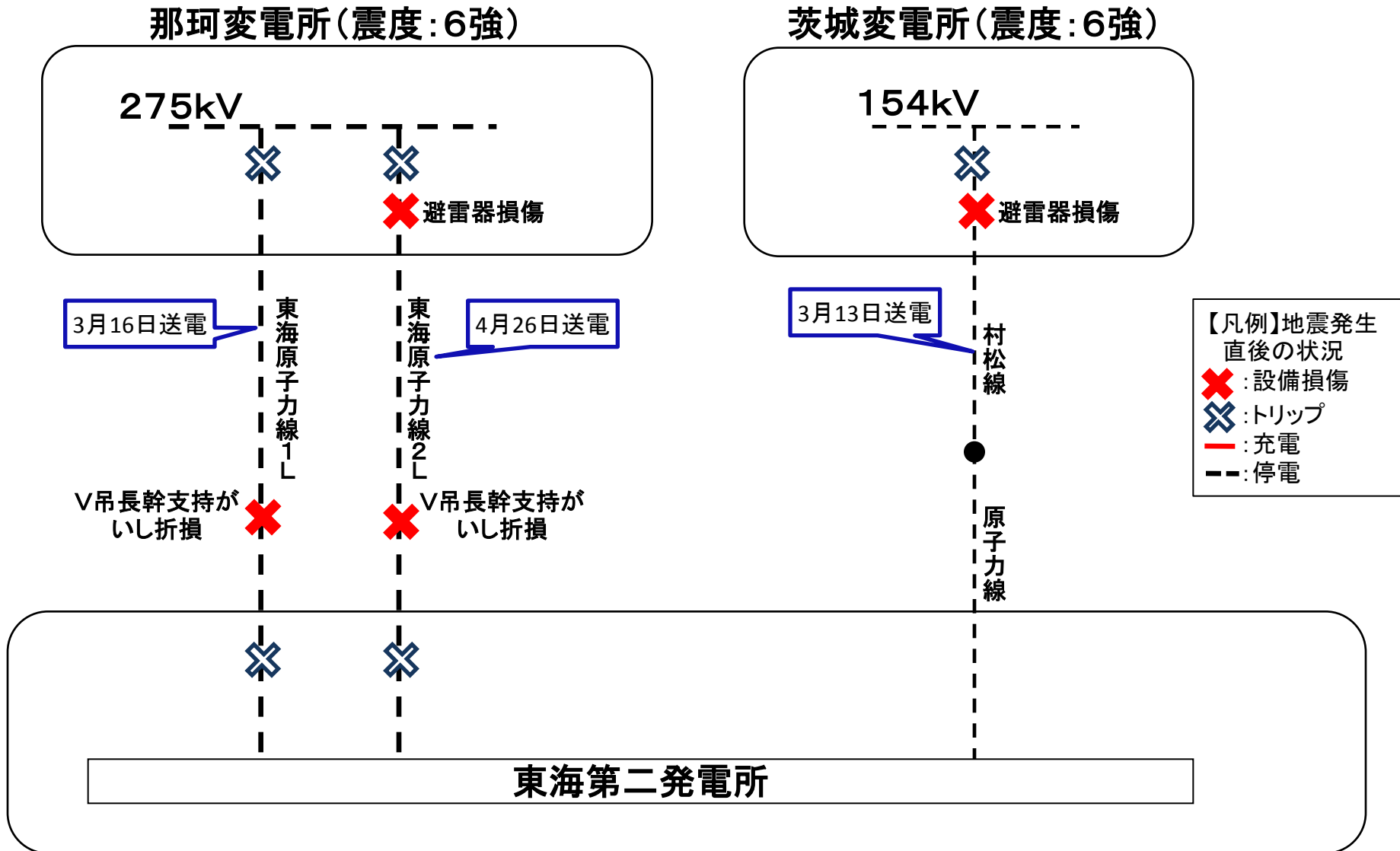


＜表Ⅱ－1－5＞
東通原子力発電所の外部電源の被害・復旧状況

○上位系統の停電により、一時外部電源を喪失(3月11日に復旧)。

送電線回線別	外部電源の状況	設備被害、トリップの状況	復旧状況など
むつ幹線1号線	—	〔発電所外〕— 〔発電所内〕—	<ul style="list-style-type: none"> ・開閉所作業のため停止中 ・東北白糠線により外部電源が確保され、保安規定に定める運転上の制限を満足したことを確認の上、作業を再開し、作業終了後の3月15日に送電
むつ幹線2号線	喪失(上位系統停電)	〔発電所外〕— 〔発電所内〕—	<ul style="list-style-type: none"> ・東北白糠線により外部電源が確保され、保安規定に定める運転上の制限を満足していることを確認の上、系統復旧を行い、3月13日に送電
東北白糠線	喪失(上位系統停電)	〔発電所外〕— 〔発電所内〕—	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用DGが正常に運転していることを確認の上、上位系統の復旧を行い、3月11日に送電

東海第二原子力発電所の外部電源の状況



＜表Ⅱ－1－6＞

東海第二原子力発電所の外部電源の被害・復旧状況

- 上位系統の停電並びに変電所及び送電線路の設備被害により、一時外部電源を喪失（3月13日に復旧）。
- 非常用DGが正常に起動し、燃料も十分に確保できていたことから、供給信頼性を考慮した設備の取替えを実施した上で、外部電源を復旧。

送電線回線別	外部電源の状況	設備被害、トリップの状況	復旧状況など
東海原子力線1号線	喪失 (設備被害)	[発電所外]送電鉄塔の長幹支持 がいしの多数の損傷 [発電所内]ー	・原子力線により外部電源が確保され、保安規定に定める運転上の制限を満足したことを確認の上、損傷した長幹支持がいしと2号線の健全ながいしを取替え、3月16日に送電
東海原子力線2号線	喪失 (設備被害)	[発電所外]変電所の避雷器損傷 送電鉄塔の長幹支持 がいし損傷 [発電所内]ー	・原子力線により外部電源が確保され、保安規定に定める運転上の制限を満足したことを確認の上、変電所の避雷器の切り離し、及び送電鉄塔の損傷した長幹支持がいしの取替えを行い、4月26日に送電
村松線, 原子力線	喪失 (上位系統 停電他)	[発電所外]変電所の避雷器損傷 [発電所内]ー	・非常用DGが正常に運転し、燃料も十分に確保されていたため、変電所の損傷した避雷器を切り離し、一部破損した送電鉄塔のがいし(送電は可能な状態)を信頼性確保のため交換した上、3月13日に送電

[図Ⅱ-1-7]

変電所設備の被害例(275kV空気遮断器全損)

健全品



遮断部 碍子全損



[図Ⅱ-1-8]
550kVガス絶縁開閉装置(GIS)



出典: (株)日本パワーシステムズ HP

＜表Ⅱ－１－７＞
JEAG5003に基づく原子力発電所開閉所の耐震評価

発電所	号機	電圧階級	評価設備	評価部位	評価結果(裕度) ^注
福島第二	1～4号	500kV	ガス絶縁開閉装置	ブッシング	2.04
		500kV	気中遮断器(空気)	中間碍子	2.10
		66kV	ガス絶縁開閉装置	タンク	3.00
		66kV	気中遮断器(ガス)	架台	2.70
女川	1～3号	275kV	ガス絶縁開閉装置	ブッシングタンク	2.72
		66kV	ガス絶縁開閉装置	ブッシング架台	1.33
東通	1号	500kV	ガス絶縁開閉装置	ブッシング	2.72
		66kV	ガス絶縁開閉装置	ブッシング架台	1.34
東海第二	—	154kV	気中(ガス遮断器)	ケーブルヘッド	0.6
		275kV	気中(空気遮断器)	避雷器がいし	1.32

注:耐震評価はJEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」の基準に基づく耐震強度基準値に対し、当該設備が有する耐震強度との比較により評価。

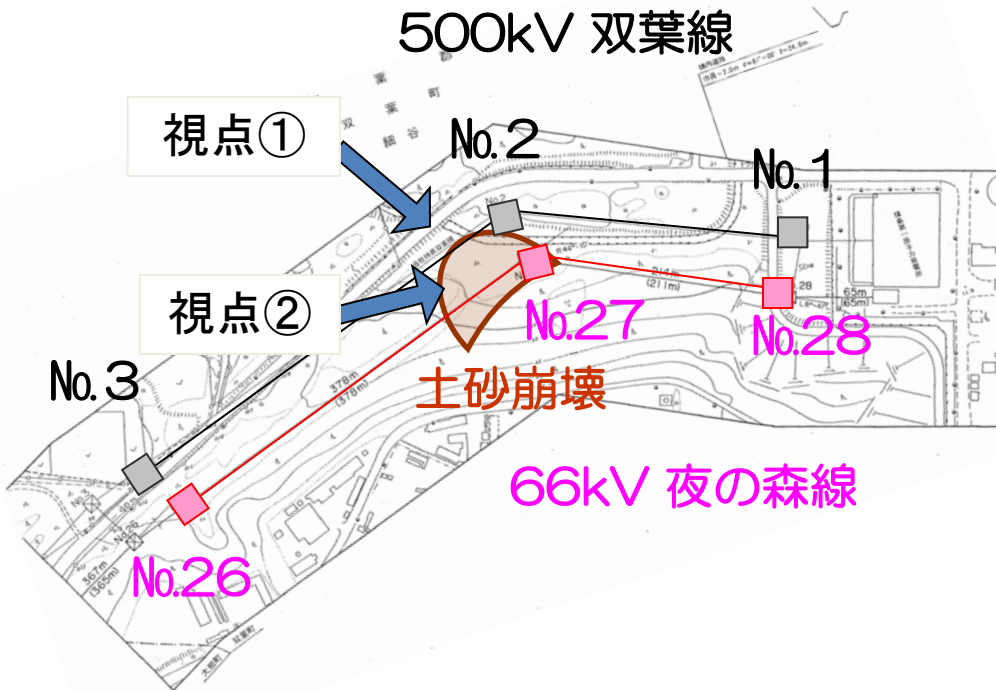
<表Ⅱ-1-8>

原子力発電所開閉所遮断器の型式及び設置年

発電所、号機		送電線回線別	遮断器種類	設置年	損壊等
福島第一	1, 2号機	大熊線1号線(275kV)	ABB	1978	×
		大熊線2号線(275kV)	ABB	1978	×
	3, 4号機	大熊線3号線(275kV)	GIS	建設中	○
		大熊線4号線(275kV)	ABB	1973	○
	5, 6号機	夜の森線1号線(66kV)	GIS	1993	○
		夜の森線2号線(66kV)	GIS	1993	○
福島第二	1, 2, 3, 4号機	富岡線1号線(500kV)	ABB	1980	○
		富岡線2号線(500kV)	ABB	1980	○
		高起動変圧器用(500kV)	GIS	1994	○
		66kV開閉設備	GCB	1979	○
		66kV開閉設備	GIS	2003	○
女川	1~3号機	牡鹿幹線1号(275kV)	GIS	1982	○
		牡鹿幹線2号(275kV)	GIS	1982	○
		松島幹線1号(275kV)	GIS	1999	○
		松島幹線2号(275kV)	GIS	1999	○
		1号起動変圧器用(275kV)	GIS	1982	○
		2号起動変圧器用(275kV)	GIS	1993	○
		3号起動変圧器用(275kV)	GIS	1999	○
		塚浜支線(66kV)	GIS	1993	○
東通	1号	むつ幹線1号(500kV)	GIS	2003	○
		むつ幹線2号(500kV)	GIS	2003	○
		高起動変圧器用(500kV)	GIS	2003	○
		東北白糠線(66kV)	GIS	1998	○
		高起動変圧器用(66kV)	GIS	2003	○
		低起動変圧器用(66kV)	GIS	2003	○
東海第二	-	東海原子力線1号線(275kV)	ABB	1976	○
		東海原子力線2号線(275kV)	ABB	1976	○
		起動変圧器用(275kV)	ABB	1976	○
		原子力線1号線 予備変圧器用(154kV)	GCB	2003	○

架空送電設備の被害(盛土崩壊による鉄塔倒壊)

盛土崩落による鉄塔倒壊(夜の森線No.27)



法面の土砂崩落



法面の土砂崩落(視点①)



鉄塔の倒壊(視点②)



○復旧関係

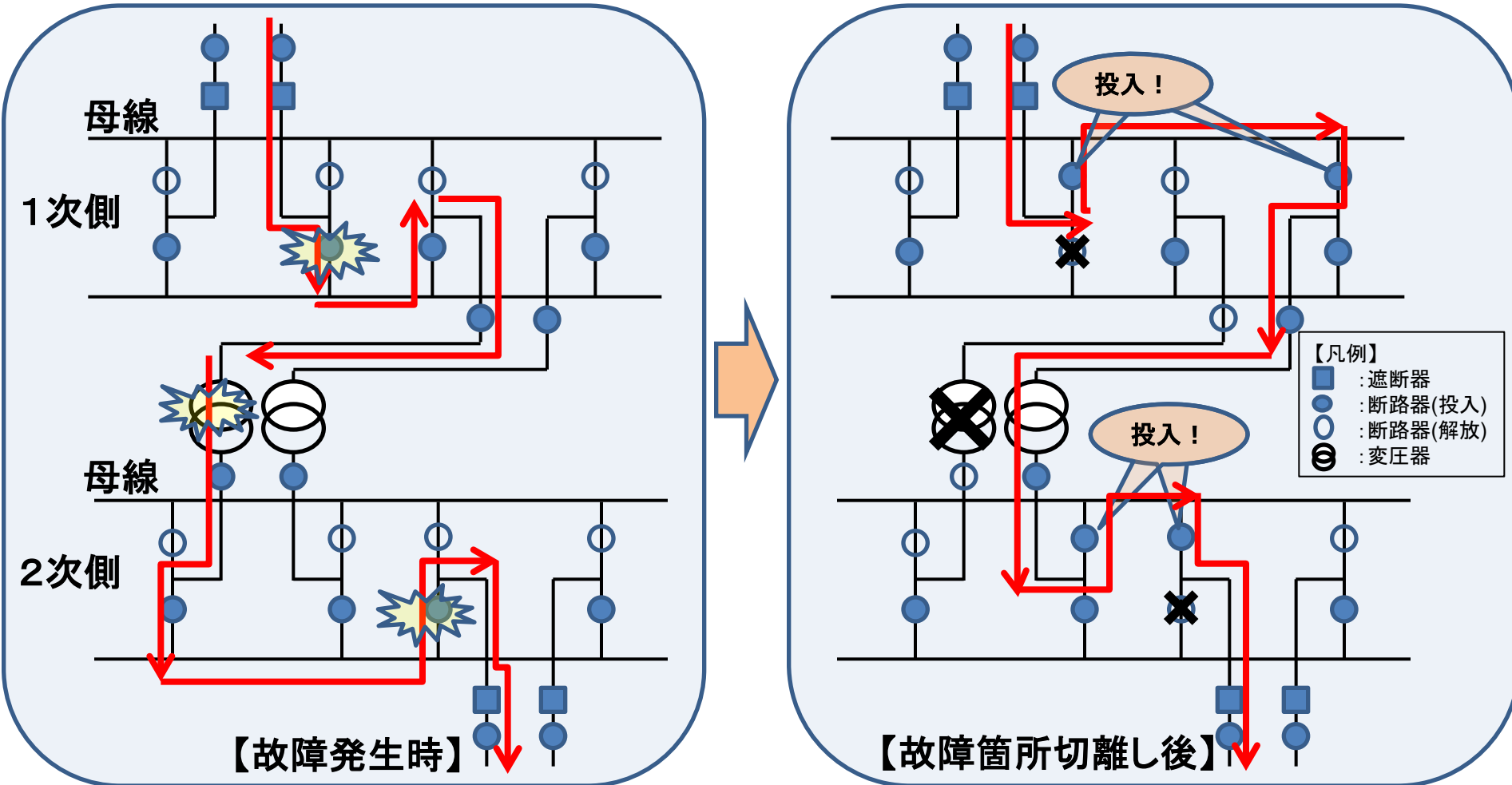
- ・3/18 迂回ルートにより仮復旧 (双葉線No.2への迂回)
- ・双葉線66kV化工事(7月完了)

[図Ⅱ-1-10]
架空送電線の被害(V吊長幹支持がいしの折損例)



[図Ⅱ-2-1]
変電所の多重性(一般的な構成)

- 変電所の母線、変圧器などは一般的に多重化されており、部分的な故障が発生した場合でも、当該故障箇所を切り離すことにより、送電能力に支障が生じない。
- 設備が損傷した場合であっても、一定の絶縁能力等を有している場合には、応急的に使用することは可能。

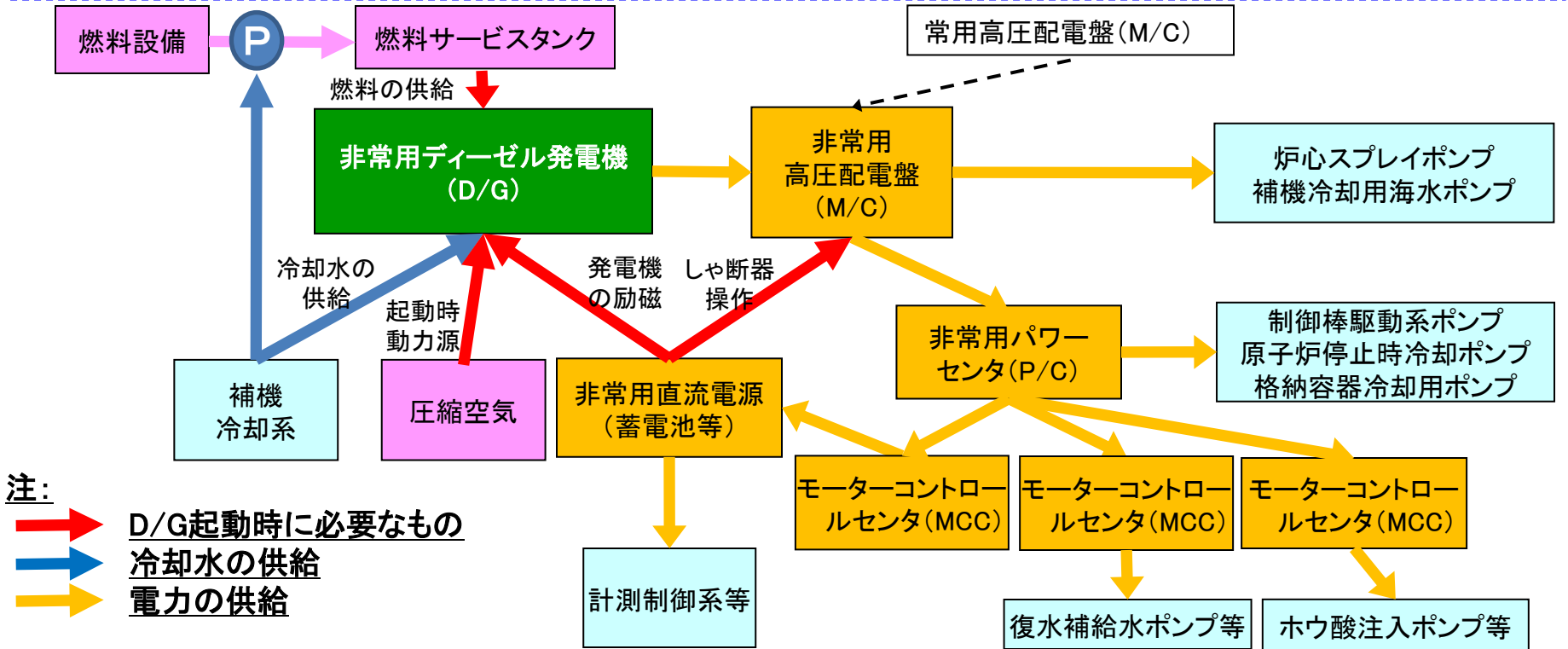


Ⅲ 所内電源設備について

[図Ⅲ-1-1]

所内電源設備の機能の関係(非常用ディーゼル発電機の例)

- 非常用ディーゼル発電機(D/G)を起動・運転し電力を供給するためには、D/G本体だけでなく、関係する設備・機器が正常に機能する必要がある。
- 起動時には、燃料だけでなく、発電機の励磁やしゃ断器操作のための直流電源、起動時の動力源となる圧縮空気が必要。
- 運転中には、ディーゼル機関や各種ポンプ等を冷やす冷却系(補機冷却用海水ポンプ等)が必要。
- また、D/Gからの電力を安全系機器(ポンプ等)に供給するためには、非常用高圧配電盤(M/C)、非常用パワーセンタ(P/C)、モーターコントロールセンタ(MCC)等の一連の電気設備が必要。



＜表Ⅲ－2－1＞
津波の被害を受けた4発電所の比較

	福島第一	福島第二	女川	東海第二
敷地高さ	1～4号機:10m 5～6号機:13m	12m	14.8m	8m
想定津波高さ※	5.4～5.7m	5.1～5.2m	9.1m	4.9m
津波遡上高さ	14～15m	6.5～7m (1号機建屋南側のみ 14～15m)	13m	5.4m

※:土木学会の手法による平成14年評価値

＜表Ⅲ－２－２＞ 各発電所の所内電気設備の被害状況①

○福島第一は非常用D/GやM/Cのほとんどが機能喪失するなど所内電気設備の被害が著しい。
○一方、他の発電所では、津波の遡上や止水不足により一部の施設や建物が被水・水没したが、所内電気設備の被害は一部に留まった。(ただし、福島第二では、機能していた非常用高圧電源盤(M/C)に繋がるパワーセンタ(P/C)等に被害があり、電気の供給ラインが完成しなかった。)

	福島第一	福島第二	女川	東海第二	状況
外部からの受電状況	×全回線喪失 (全7回線)	○1回線有 (全4回線)	○1回線有 (全5回線)	×全回線喪失 (全3回線)	<ul style="list-style-type: none"> 福島第一1～5号機の水冷式は海側のT/B内にあり津波で被水・水没。 福島第二の1号機は原子炉複合建屋への津波の遡上があり水没。 「△」は原子炉建屋等に設置で、DG冷却用ポンプの被水等により使用不可となったもの。 福島第二1・2号機は非常用DGが使用不可となったものの、外部電源受電により全交流電源喪失には至らなかった。
非常用ディーゼル発電機(DG) (設置位置)	1～5号水冷式 : × 6号水冷式 : △ 2,4号空冷式 : △ 6号空冷式 : ○	1号水冷式 : × 2号水冷式 : △ 3号水冷式 : ○(2/3) 4号水冷式 : ○(1/3)	1号水冷式 : ○ 2号水冷式 : ○(1), △(2) 3号水冷式 : ○	水冷式 : ○(2), △(1)	
DG冷却用ポンプ (設置位置・高さ)	1～6号 : × (DGSW) 屋外 (0.P:4m)	1号 : × (EECW(2/2)) 2号 : × (EECW(1/2), HPCSC) 3号 : × (EECW(1/2)) 4号 : × (EECW(1/2)) 屋内 (0.P:4.2m)	1号 : ○ 2号 : × (RCW(1/2), HPCW) 3号 : ○ 一部屋外 (0.P:3m)	× (DGSW(1/2)) 屋外 (T.P:0.8m)	<ul style="list-style-type: none"> 屋内にあっても一部の機器に被水あり。 女川2号機はHPCWポンプも被水。
常用高圧配電盤(M/C) (設置位置)	1～6号 : × 1号 : T/B 1階 2号 : T/B地下、M/G2SA建屋 3,5号 : T/B地下、C/B地下 4,6号 : T/B地下	1～4号 : ○ 1～4号 : C/B地下	1号 : ○(2), ×(1) 2,3号 : ○ 1号 : T/B地下 2号 : C/B地下、HB/B 1階 3号 : S/B地下、HB/B 1階	○ 原子炉複合建屋地下 取水口第二電気室 1階	

※ 赤字:被水・水没等で機能喪失したもの。(×:当該機器が被水・水没等。△:当該機器は被水・水没していないが、関連機器が被水・水没。)
 R/B:原子炉建屋、C/B:コントロール建屋・制御建屋、T/B:タービン建屋、U/B:運用補助共用施設、DG/B:ディーゼル発電機建屋、
 S/B:サービス建屋、HB/B:補助ボイラー建屋、Hx/B:海水熱交換器建屋、A/B:原子炉複合建屋、
 DGSW:ディーゼル発電機冷却海水系、EECW:非常用ディーゼル発電設備冷却系、HPCSC:高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系、
 RCW:原子炉補機冷却水系、HPCW:高圧炉心スプレイ系補機冷却水系

＜表Ⅲ－２－３＞ 各発電所の所内電気設備の被害状況②

	福島第一	福島第二	女川	東海第二	状況
非常用高圧配電盤(M/C) (設置位置)	1～5号：× 6号：○	1号：×(一部水没) 2～4号：○	1～3号：○	○	<ul style="list-style-type: none"> 福島第一1～5号機の非常用M/Cは全ての機能が喪失。 福島第二1号機は1系統の非常用M/Cが機能していた。(ただし、接続されているRHRがしゃ断器故障により受電できず機能せず。)
	1号：T/B 1階 2,4号：T/B地下, U/B地下 3,5号：T/B地下 6号：R/B 1階, 地下	1号：A/B地下 2～4号：A/B地下	1号：T/B地下, C/B地下 2,3号：R/B地下	A/B地下	
常用パワーセンタ(P/C) (設置位置)	1,4号：○ 2,3,5,6号：×(一部被水・水没)	1～4号：○	1～3号：○	×(一部水没)	
	1号：T/B 1階 2号：T/B 1階, T/B地下 3号：T/B地下, C/B地下 4号：T/B 1階 5号：T/B 2階, T/B地下, C/B地下 6号：T/B地下	1,2,4号：C/B 1階 3号：C/B 1階, 地下	1号：T/B地下 2号：C/B地下 3号：S/B地下, Hx/B地下	T/B 1階 A/B地下 取水口電気室 1階 取水口第二電気室 1階 増強廃棄物処理建屋地下	
非常用パワーセンタ(P/C) (設置位置)	1～5号：×(一部水没・被水) 6号：○	1号：× 2～4号：×(一部水没)	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 福島第二の1,2,4号機は機能していた非常用M/Cに接続していたP/Cで一部水没し、海水系ポンプ等が機能喪失。
	1号：C/B地下 2,4号：T/B 1階, U/B地下 3,5号：T/B地下 6号：R/B地下, DG/B地下	1号：A/B地下, Hx/B 1階 2～4号：A/B地下, Hx/B 1階	1号：C/B地下 2号：T/B地下, R/B 3号：Hx/B地下, R/B	A/B地下	
125V直流電源 (設置位置)	1,2,4号機：× 3,5,6号機：○	1号：×(一部水没) 2～4号：○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 福島第二は1号機のHPCS用直流電源のみが水没により機能喪失。
	1号：C/B地下 2,4号：C/B地下, U/B地下 3,5号：T/B中地下 6号：T/B中地下, R/B 1階	1号：C/B 1階, A/B地下 2号：C/B 2階, A/B地下 3,4号：C/B 1階, A/B地下	1号：C/B地下 2号：C/B地下, R/B地下 3号：R/B地下	R/B 1階	

※ 赤字：被水・水没で機能喪失したもの。(×：当該機器が被水・水没。△：当該機器は被水・水没していないが、関連機器が被水・水没。)

R/B：原子炉建屋、C/B：コントロール建屋・制御建屋、T/B：タービン建屋、U/B：運用補助共用施設、DG/B：ディーゼル発電機建屋、

S/B：サービス建屋、HB/B：補助ボイラ建屋、Hx/B：海水熱交換器建屋、A/B：原子炉複合建屋、

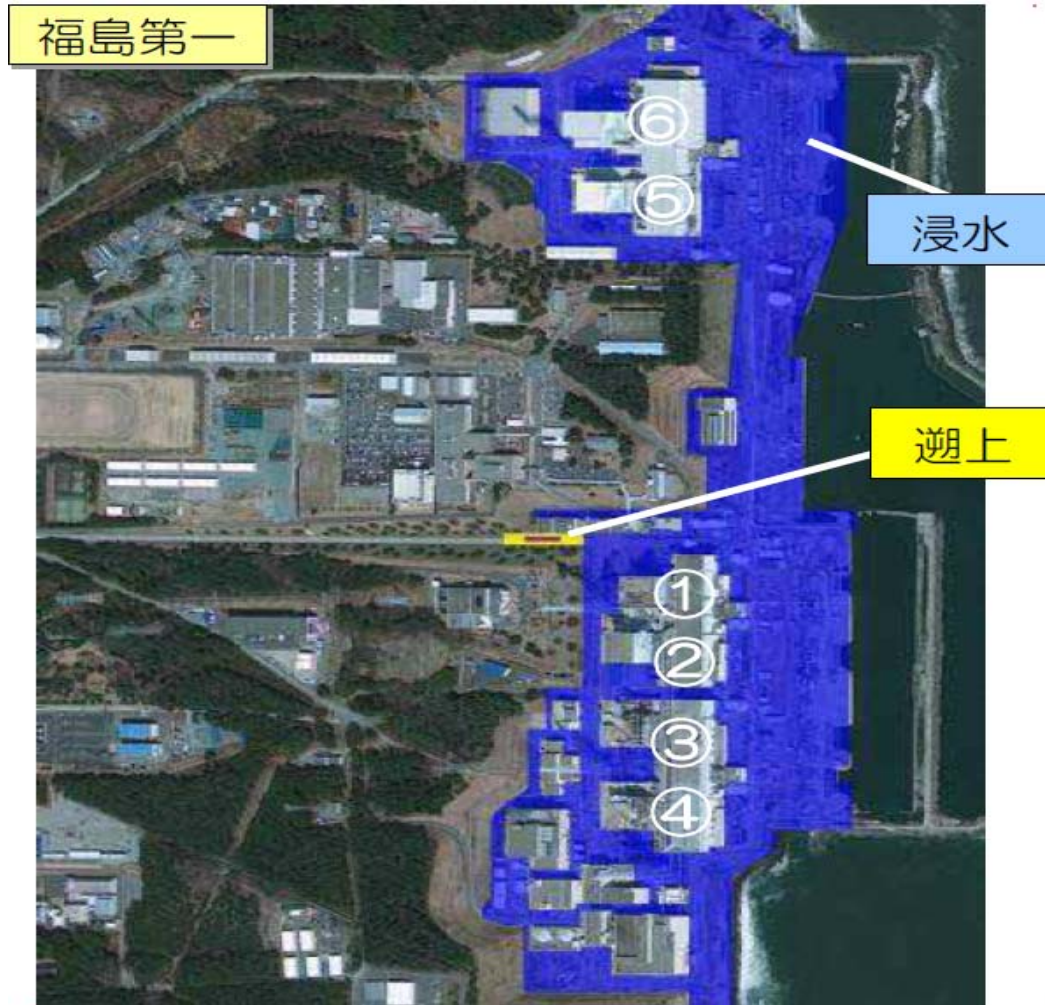
DGSW：ディーゼル発電機冷却海水系、EECW：非常用ディーゼル発電設備冷却系、HPCSC：高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却海水系、

RSW：原子炉補機冷却海水系、HPCW：高圧炉心スプレィ系補機冷却水系

[図Ⅲ-2-1]

福島第一原子力発電所の津波の浸水範囲

○福島第一原子力発電所ではタービン建屋、コントロール建屋等の主要な建物まで浸水。

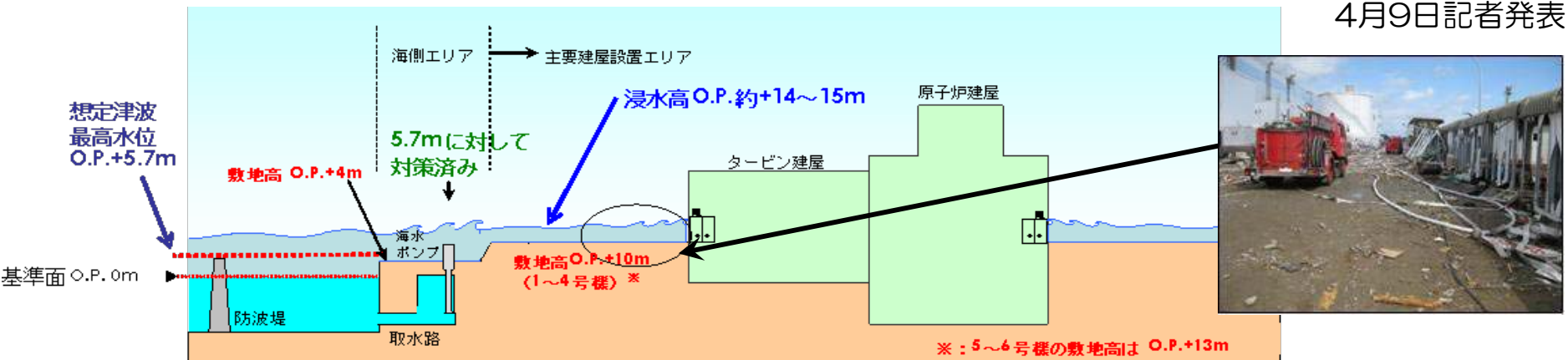


※新潟県技術委員会、Google等の公開資料に保安院が加筆

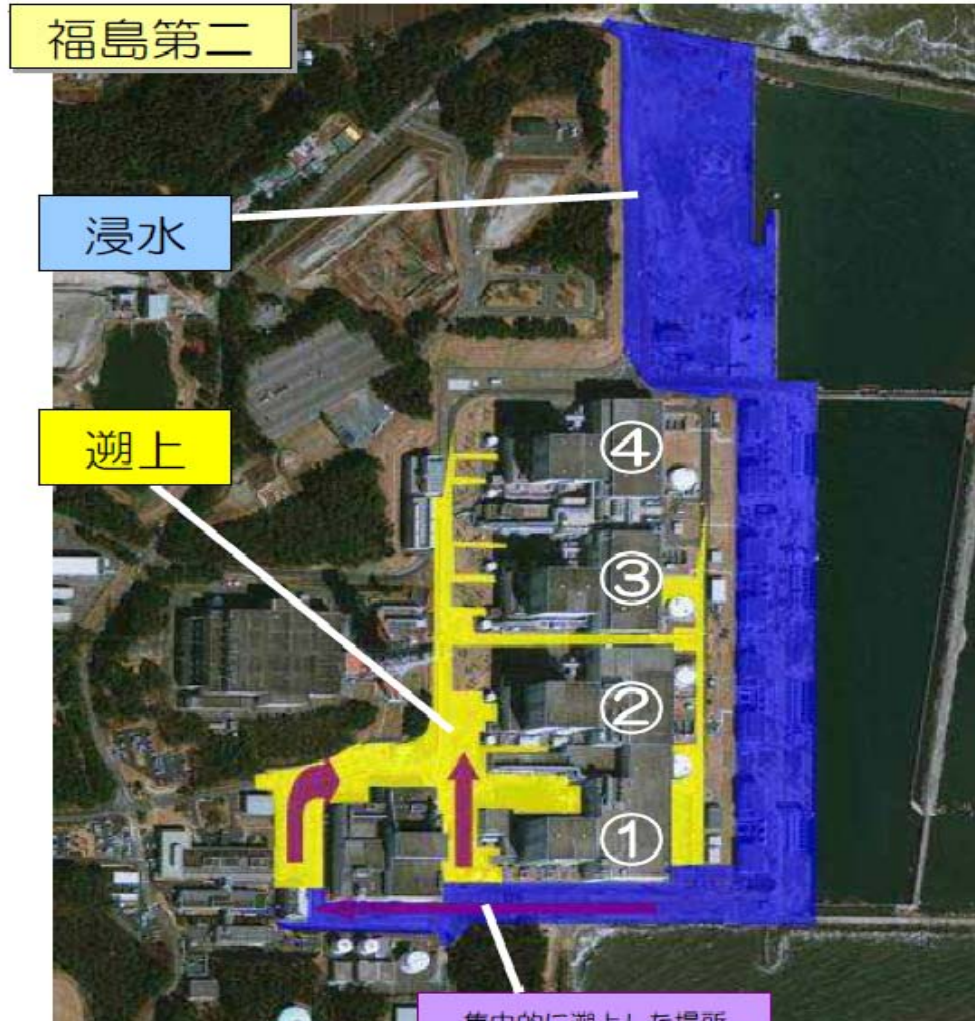
[図Ⅲ-2-2] 福島第一原子力発電所の津波襲来状況

○主要な建物(タービン建屋、コントロール建屋等)が浸水し、建屋開口部から建屋内に海水が流入。特に、海に近いタービン建屋では、地下階が水没するなど被害が著しかった。また、海沿いに設置された屋外設備(海水ポンプ等)は水没し、機能喪失した。

4月9日記者発表



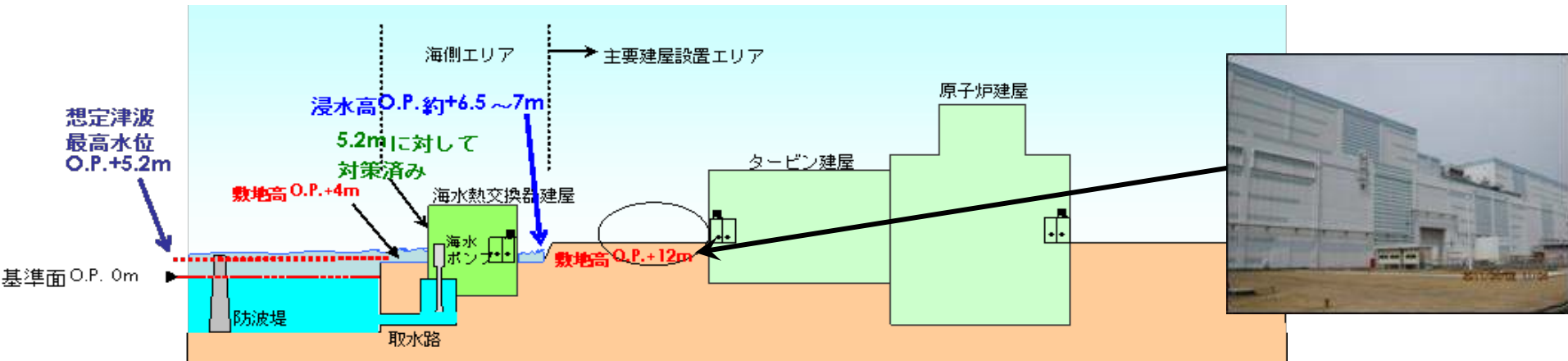
[図Ⅲ-2-3]
福島第二原子力発電所の津波の浸水範囲



※新潟県技術委員会、Google等の公開資料に保安院が加筆

[図Ⅲ-2-4]
福島第二原子力発電所の津波襲来状況

○海沿いの海水熱交換器建屋は開口部から海水が流入して一部で水没したものの、主要な建物は1号機原子炉複合建屋を除き、海水の流入はなかった。



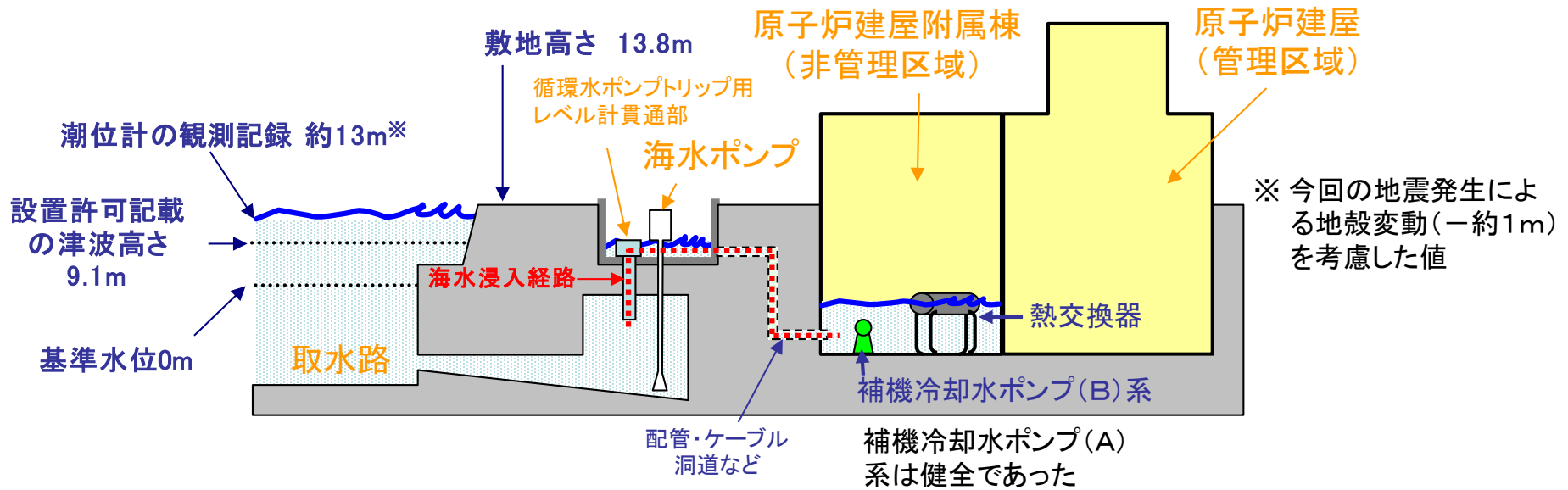
[図Ⅲ-2-5]
女川原子力発電所の津波の浸水範囲



※新潟県技術委員会、Google等の公開資料に保安院が加筆

[図Ⅲ-2-6]
女川原子力発電所の津波襲来状況

○2号機で海沿いの施設に流入した海水が原子炉建屋附属棟まで達し、補機冷却系熱交換器室の一部の機器が被水したが、これ以外、他の号機を含め主要な建物には海水の流入はなかった。



その他、所内ボイラの重油タンク倒壊あり

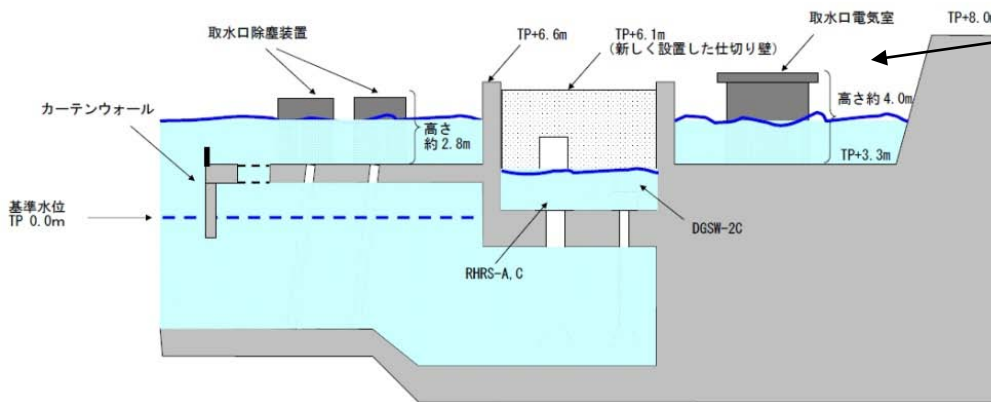
[図Ⅲ-2-7]
東海第二発電所の津波の浸水範囲



※新潟県技術委員会、Google等の公開資料に保安院が加筆

[図Ⅲ-2-8] 東海第二発電所の津波襲来状況

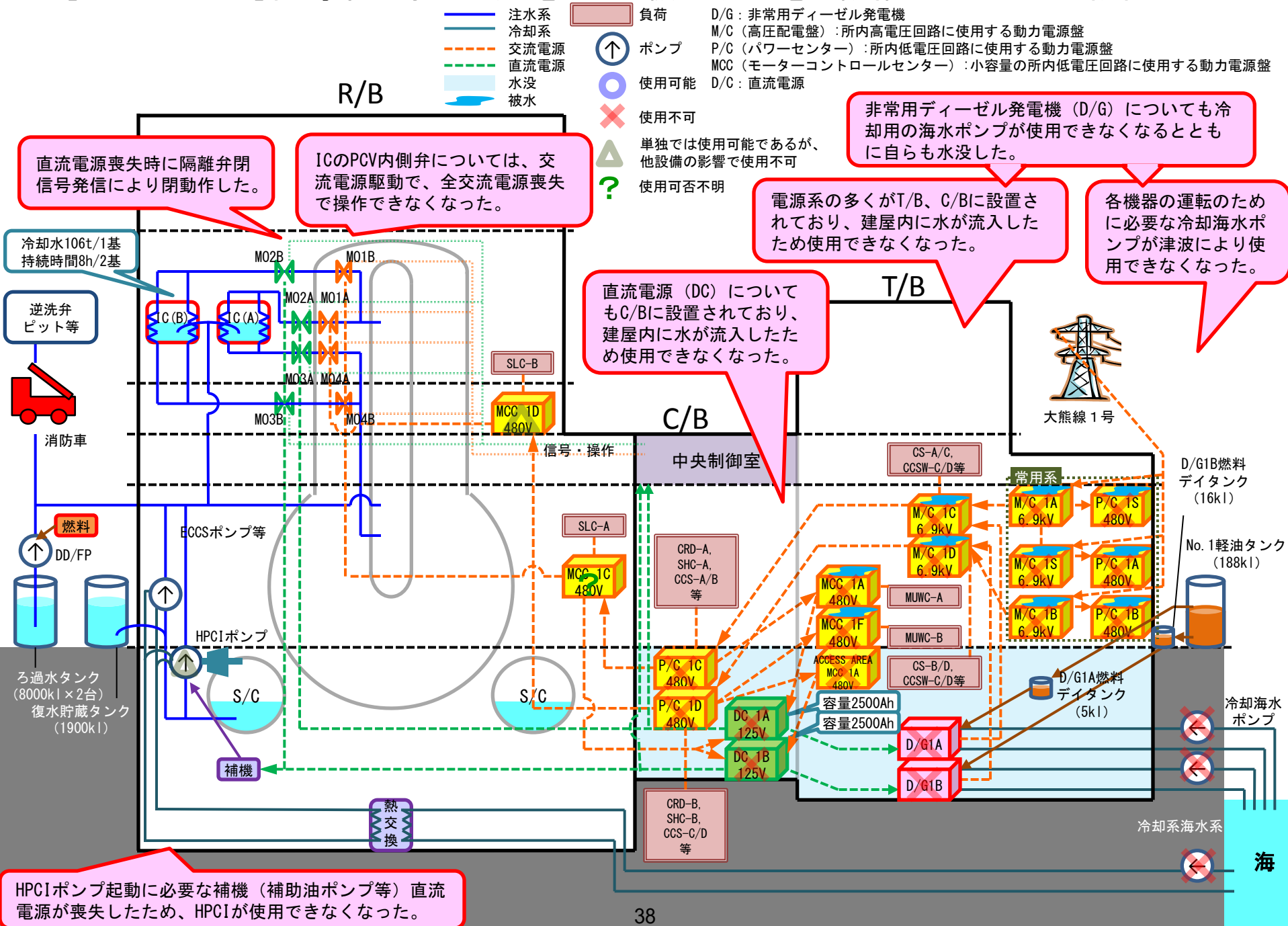
○津波対策を実施途中の一部の海水ポンプ等が被水したが、主要な建物には海水の流入はなかった。



取水口廻りの高さ関係を示した概略図

常用系パワーセンタが設置されている取水口電気室が水没
(非常用パワーセンタは原子炉複合建屋に設置されており、被水・水没なし)

[図Ⅲ-3-1]福島第一原子力発電所1号機の所内電気設備の津波による被害状況



[図Ⅲ-3-2]福島第一原子力発電所2号機の所内電気設備の津波による被害状況

B系のD/Gについては空冷式で被水は免れたが、M/C、直流電源が水没したため、使用不可。

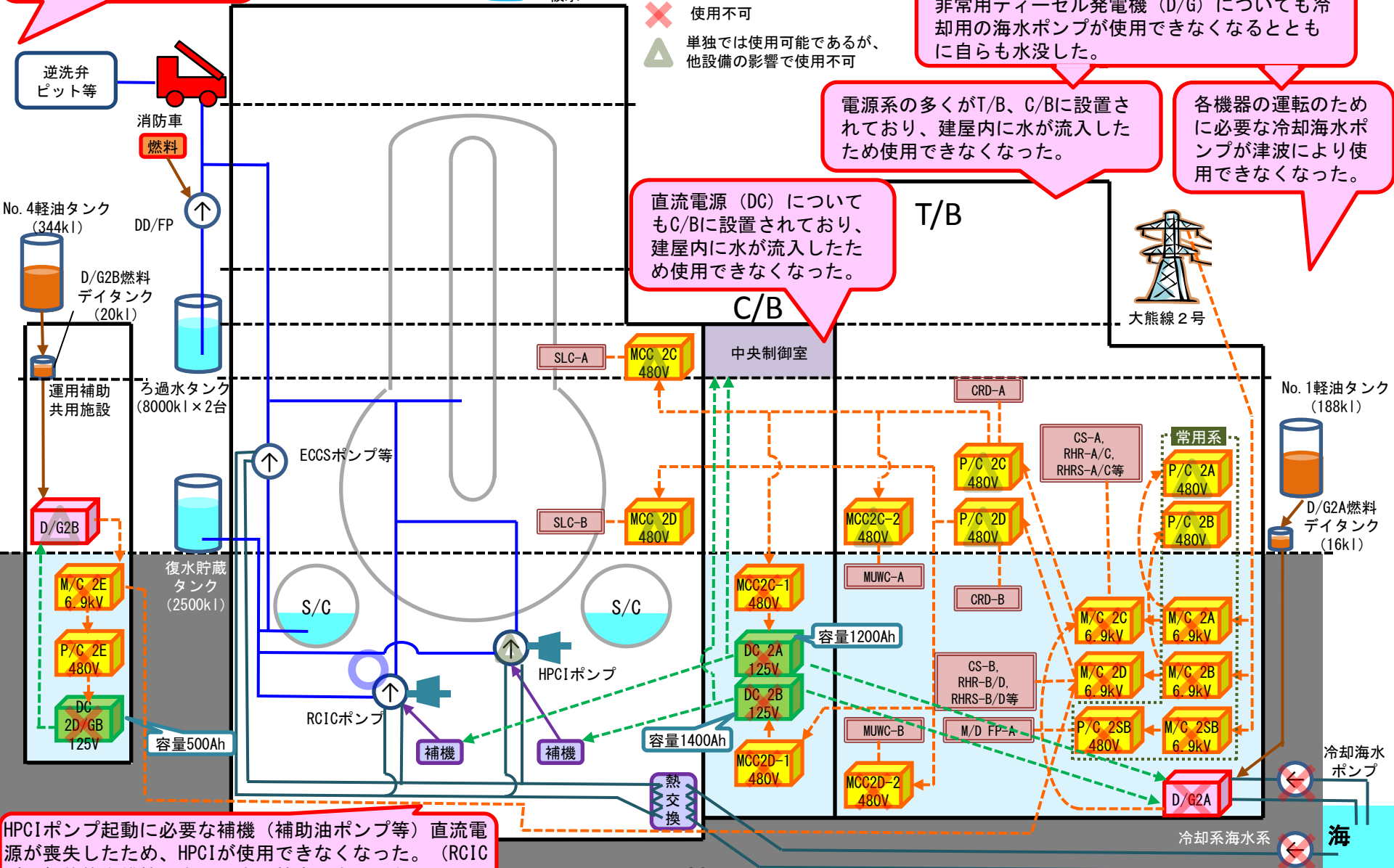
- 注水系
- 冷却系
- 交流電源
- 直流電源
- 水没
- 被水
- 負荷
- ポンプ
- 使用可能
- 使用不可
- 単独では使用可能であるが、他設備の影響で使用不可
- D/G：非常用ディーゼル発電機
- M/C（高压配電盤）：所内高電圧回路に使用する動力電源盤
- P/C（パワーセンター）：所内低電圧回路に使用する動力電源盤
- MCC（モーターコントロールセンター）：小容量の所内低電圧回路に使用する動力電源盤
- D/C：直流電源

非常用ディーゼル発電機（D/G）についても冷却用の海水ポンプが使用できなくなるとともに自らも水没した。

電源系の多くがT/B、C/Bに設置されており、建屋内に水が流入したため使用できなくなった。

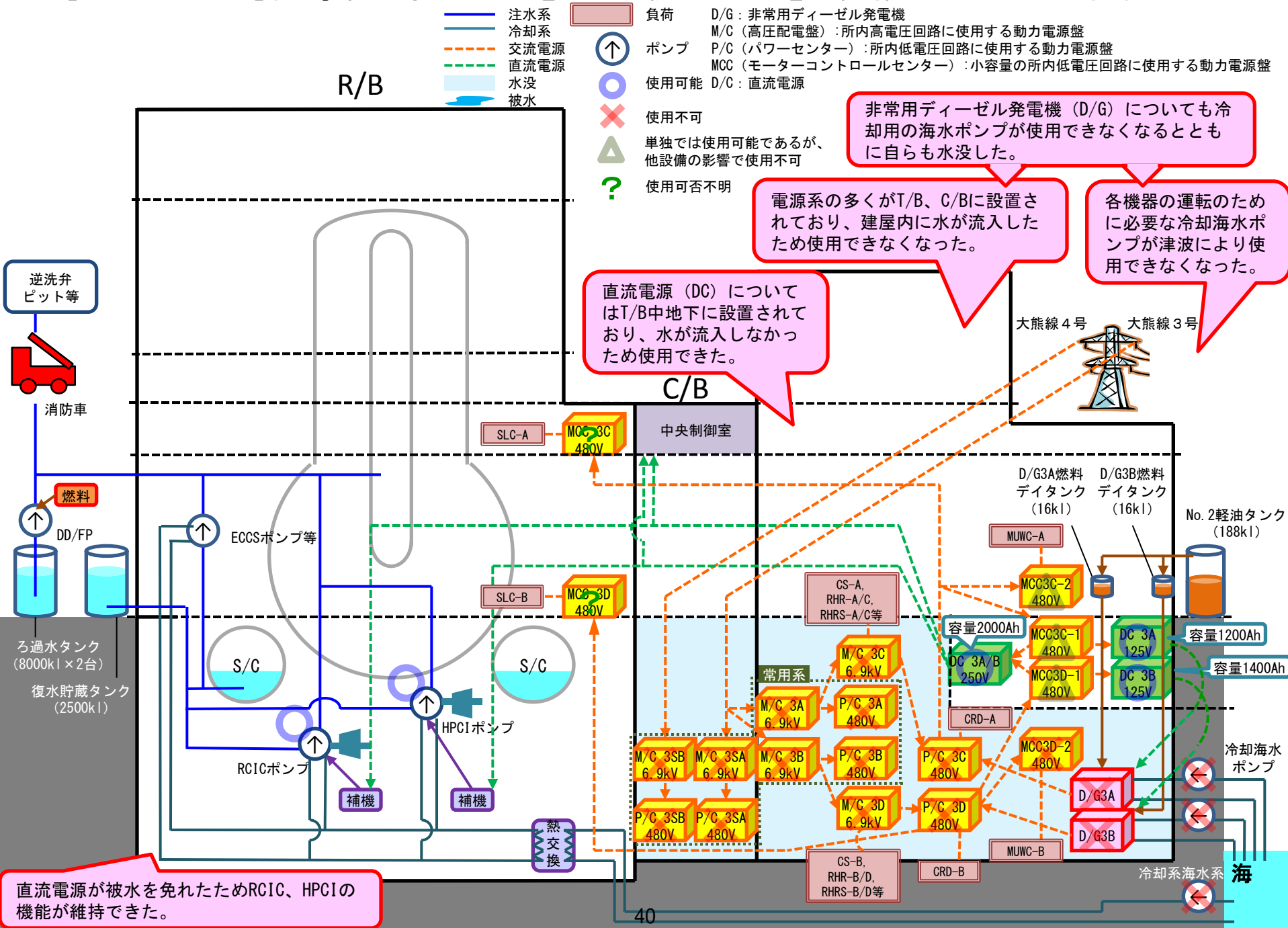
各機器の運転のために必要な冷却海水ポンプが津波により使用できなくなった。

直流電源（DC）についてもC/Bに設置されており、建屋内に水が流入したため使用できなくなった。



HPCIポンプ起動に必要な補機（補助油ポンプ等）直流電源が喪失したため、HPCIが使用できなくなった。（RCICが運転状態を維持できた理由は特定できていない）

[図Ⅲ-3-3]福島第一原子力発電所3号機の所内電気設備の津波による被害状況



直流電源が被水を免れたためRCIC、HPCIの機能が維持できた。

＜表Ⅲ－3－1＞

福島第一原子力発電所各号機の所内電気設備の被害状況①

- 福島第一原子力発電所では、海に近いT/B及びC/Bの低い階に設置されたほとんどの電気設備が被水・水没した。
- 非常用D/Gは、直接の被水・水没だけでなく、冷却用の海水ポンプや送電ラインにある配電盤(M/C, P/C)、直流電源の被水・水没により機能を喪失。(2, 4号機の空冷のディーゼル発電機も配電盤・直流電源水没で使用不可)
- M/Cは、R/Bにあった6号機を除き、被水・水没により機能喪失。

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	状況
外部からの受電状況	× 全回線喪失(全7回線)						
非常用発電機 (設置位置)	× : 2台(水冷)	× : 1台(水冷) △ : 1台(空冷)	× : 2台(水冷)	× : 1台(水冷) △ : 1台(空冷)	× : 2台(水冷)	△ : 2台(水冷) ○ : 1台(空冷)	<ul style="list-style-type: none"> ・T/B設置D/G(1～5号)は水没のため使用不可。 ・2,4号機の空冷式は配電盤・直流電源水没のため使用不可。 ・6号機はR/B設置の水冷式2台は海水系ポンプが被水のため使用不可。空冷式のみ使用できた。
DG冷却用ポンプ (設置位置・高さ)	× 屋外(O.P.:4m)						<ul style="list-style-type: none"> ・屋外に設置されており全て被水し、機能喪失。
常用高圧配電盤 (M/C) (設置位置)	× T/B1階	× T/B地下 M/C2SA建屋	× T/B地下 C/B地下	× T/B地下	× C/B地下	× T/B地下	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋開口部から海水が流入し被水・水没し、機能喪失。
非常用高圧配電盤 (M/C) (設置位置)	× T/B1階	× T/B地下 U/B地下	× T/B地下	× T/B地下 U/B地下	× T/B地下	○ R/B1階、地下	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋に設置されていた6号機のみ被水・水没を免れ、機能を維持。

※ 赤字: 被水・水没で機能喪失したもの。(×: 当該機器が被水・水没。△: 当該機器は被水・水没していないが、関連機器が被水・水没。)
R/B: 原子炉建屋、C/B: コントロール建屋、T/B: タービン建屋、U/B: 運用補助共用施設、DG/B: ディーゼル発電機建屋

＜表Ⅲ－3－2＞

福島第一原子力発電所各号機の所内電気設備の被害状況②

- P/Cは、T/B1又は2階にあった2,4,5号機の一部のP/C、R/B地下及びDG/B地下にあった6号機の非常用P/Cを除き、被水・水没により機能喪失。
- 直流電源については、地下に設置していた1、2、4号機は水没したが、中地下に設置していた3、5、6号機では被水・水没を免れた。(ただし、3号機は交流電源による充電がなされず枯渇。5号機は6号機からの電源融通で充電再開。)

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	状況
常用パワーセンタ(P/C) (設置位置)	×	× (一部水没)	×	○	× (一部水没)	×	・地上設置の2,4,5号機のP/Cは被水・水没なし。
	T/B1階	T/B1階 T/B地下	T/B地下 C/B地下	T/B1階	T/B2階 T/B地下 C/B地下	T/B地下	
非常用パワーセンタ(P/C) (設置位置)	×	× (一部水没)	×	× (一部水没)	×	○	・地上設置の2,4号機のP/Cは被水・水没なし。 ・6号機は建屋に海水流入なし。
	C/B地下	T/B1階 U/B地下	T/B地下	T/B1階 U/B地下	T/B地下	R/B地下 DG/B地下	
125V直流電源 (設置位置)	×	×	○	×	○	○	・中地下設置の3,5,6号機は被水・水没なし。
	C/B地下	C/B地下 U/B地下	T/B中地下	C/B地下 U/B地下	T/B中地下	T/B中地下 R/B1階	

※ 赤字:被水・水没で機能喪失したもの。(×:当該機器が被水・水没。△:当該機器は被水・水没していないが、関連機器が被水・水没。)
R/B:原子炉建屋、C/B:コントロール建屋、T/B:タービン建屋、U/B:運用補助共用施設、DG/B:ディーゼル発電機建屋

＜表Ⅲ－3－3＞

福島第一原子力発電所の所内電気設備の津波による被害状況(詳細)①

本表は、当社社員が現場パトロールや現場調査により所内電源設備の被害状況を確認してきた内容について聞き取り調査を行い、その結果に基づいて5月16日までに整理したものである。

1-2号											3-4号											5-6号										
機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況			
																														1号機	2号機	3号機
起動用変圧器	STR(1S)	変圧器ヤード	地上	不明	被害	STR(2S)	変圧器ヤード	地上	不明	被害 端子等 付属品破壊	起動用変圧器	STR(3SA)	変圧器ヤード	地上	不明	確認不可 (注1)	STR(3SB)	変圧器ヤード	地上	不明	確認不可 (注1)	起動用変圧器	STR(5SA)	変圧器ヤード	地上	○	—	STR(5SB)	変圧器ヤード	地上	○	—
ケーブル	OFケーブル (開閉所～ STR(1S))	—	地下	不明	一部 外観良好	OFケーブル (開閉所～ STR(2S))	—	地下	不明	確認不可 (注2)	ケーブル	CVケーブル (開閉所～ STR(3SA))	—	地下	—	工事中	OFケーブル (開閉所～ STR(3SB))	—	地下	不明	確認不可 (注2)	ケーブル	CVケーブル (開閉所～ STR(5SA))	—	地下	○	—	CVケーブル (開閉所～ STR(5SB))	—	地下	○	—
DG	DG 1A	T/B	B1FL	×	水没	DG 2A	T/B	B1FL	×	水没	DG	DG 3A	T/B	B1FL	×	水没	DG 4A	T/B	B1FL	×	水没 (工事中)	DG	DG 5A	T/B	B1FL	×	関連機器 (励磁機器) 水没	DG 6A	R/B	B1FL	×	関連機器 (海水ポンプ) 被害
	DG 1B	T/B	B1FL	×	水没	DG 2B	M/R-4	1FL	×	M/C水没 使用不可		DG 3B	T/B	B1FL	×	水没	DG 4B	M/R-4	1FL	×	M/C水没 使用不可		DG 5B	T/B	B1FL	×	関連機器 (励磁機器) 水没	DG 6B	DG建屋	1FL	○	—
非常用高圧配電盤 (M/C)	M/C 1C	T/B	1FL	×	被害	M/C 2C	T/B	B1FL	×	水没	非常用高圧配電盤 (M/C)	M/C 3C	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4C	T/B	B1FL	×	水没 (点検中)	非常用高圧配電盤 (M/C)	M/C 5C	T/B	B1FL	×	水没	M/C 6C	R/B	B2FL	○	—
	M/C 1D	T/B	1FL	×	被害	M/C 2D	T/B	B1FL	×	水没		M/C 3D	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4D	T/B	B1FL	×	水没		M/C 5D	T/B	B1FL	×	水没	M/C 6D	R/B	B1FL	○	—
	—	—	—	—	—	M/C 2E	M/R-4	B1FL	×	水没		—	—	—	—	M/C 4E	M/R-4	B1FL	×	水没	—		—	—	—	—	HPCS DG M/C	R/B	1FL	○	—	
常用高圧配電盤 (M/C)	M/C 1A	T/B	1FL	×	被害	M/C 2A	T/B	B1FL	×	水没	常用高圧配電盤 (M/C)	M/C 3A	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4A	T/B	B1FL	×	水没	常用高圧配電盤 (M/C)	M/C 5A	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6A-1	T/B	B1FL	×	水没
	M/C 1B	T/B	1FL	×	被害	M/C 2B	T/B	B1FL	×	水没		M/C 3B	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4B	T/B	B1FL	×	水没		M/C 5B	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6B-1	T/B	B1FL	×	水没
	—	—	—	—	—	M/C 2SA	M/C 2SA 建屋	1FL	×	水没		M/C 3SA	C/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	M/C 1S	T/B	1FL	×	被害	M/C 2SB	T/B	B1FL	×	水没		M/C 3SB	C/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	

使用可否:当社社員が現場で機器の状況を確認した上で判断した結果
 被害:浸水の痕跡がある状態
 水没:水がたまっている状態
 使用不可の機器: (赤色)
 上流側の給電元が使用不可のため受電不可: (黄色)

T/B:タービン建屋
 C/B:コントロール建屋
 R/B:原子炉建屋

注1:放射線量が高いため
 注2:設置場所の水没が想定されるため

※出典:福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))

＜表Ⅲ－3－4＞

福島第一原子力発電所の所内電気設備の津波による被害状況(詳細)②

本表は、当社社員が現場パトロールや現場調査により所内電源設備の被害状況を確認してきた内容について聞き取り調査を行い、その結果に基づいて5月16日までに整理したものである。

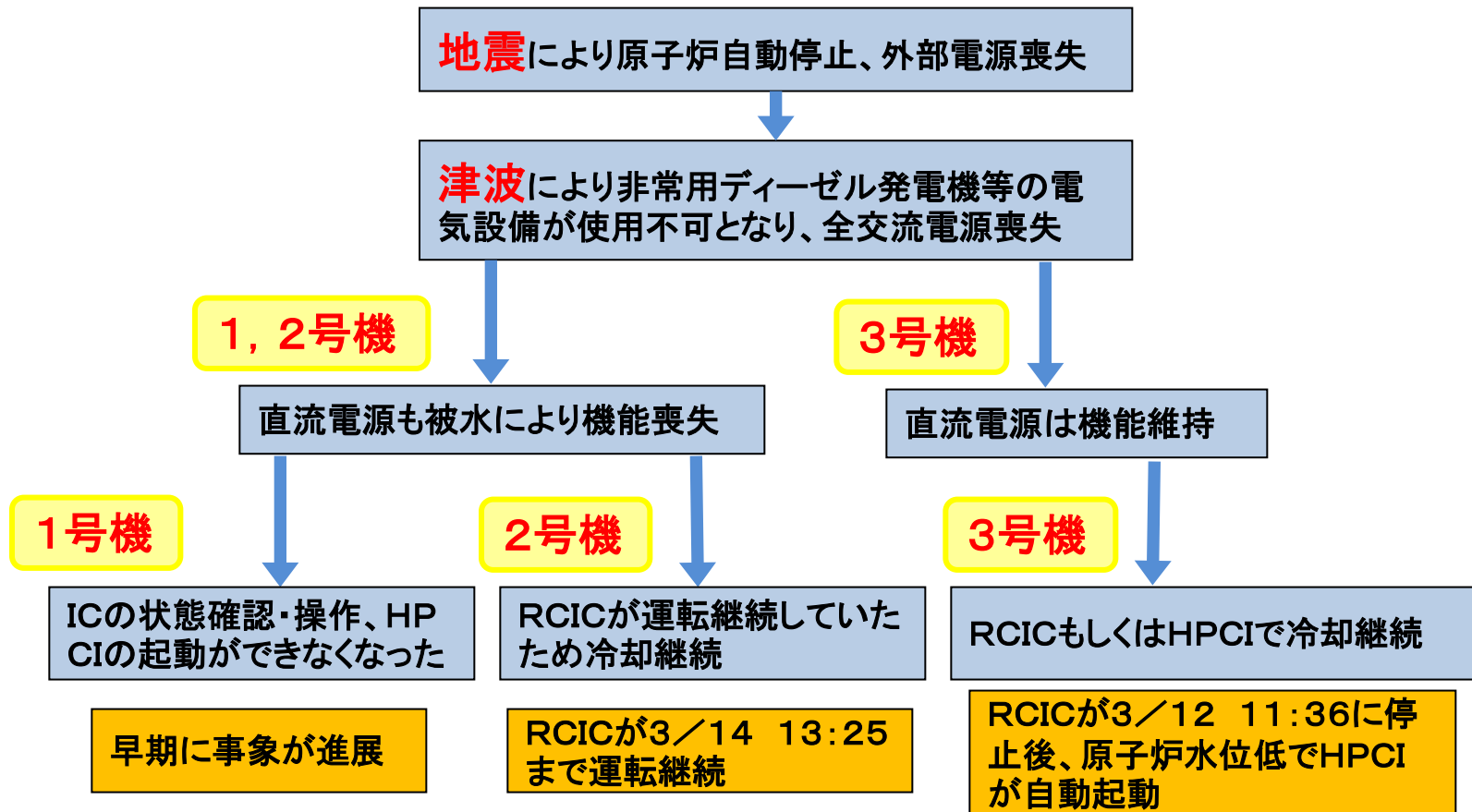
	1-2号					3-4号					5-6号																								
	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況															
非常用(P/W)センター	P/C 1C	C/B	B1FL	×	水没	P/C 2C	T/B	1FL	○	ベース部被水	P/C 3C	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4C	T/B	1FL	—	工事中	P/C 5C	T/B	B1FL	×	被水	P/C 6C	R/B	B2FL	○	—					
	P/C 1D	C/B	B1FL	×	水没	P/C 2D	T/B	1FL	○	ベース部被水	P/C 3D	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4D	T/B	1FL	○	—	—	P/C 5D	T/B	B1FL	×	被水	P/C 6D	R/B	B1FL	○	—				
	—	—	—	—	—	P/C 2E	※R/F-4	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	P/C 4E	※R/F-4	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	P/C 6E	DG機室	B1FL	○	—					
常用(P/W)センター	P/C 1A	T/B	1FL	×	被水	P/C 2A	T/B	1FL	○	ベース部被水	P/C 3A	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4A	T/B	1FL	—	工事中	—	—	—	—	—	P/C 5A	C/B	B1FL	×	被水	P/C 6A-1	T/B	B1FL	×	被水
	—	—	—	—	—	P/C 2A-1	T/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	P/C 5A-1	T/B	2FL	○	—	P/C 6A-2	T/B	B1FL	×	被水		
	P/C 1B	T/B	1FL	×	被水	P/C 2B	T/B	1FL	○	ベース部被水	P/C 3B	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4B	T/B	1FL	○	—	—	—	—	P/C 5B	C/B	B1FL	×	被水	P/C 6B-1	T/B	B1FL	×	被水		
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	P/C 5B-1	T/B	2FL	○	—	P/C 6B-2	T/B	B1FL	×	被水		
	P/C 1S	T/B	1FL	×	被水	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	P/C 5SA	C/B	B1FL	×	被水	—	—	—	—	—		
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	P/C 5SA-1	T/B	B1FL	×	被水	—	—	—	—	—		
	—	—	—	—	—	P/C 2SB	T/B	B1FL	×	水没	P/C 3SB	C/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	—	—	—	P/C 5SB	C/B	B1FL	×	被水	—	—	—	—	—		
直流125V	125V DC BUS-1A	C/B	B1FL	×	水没	125V DC DIST CTR 2A	C/B	B1FL	×	水没	直流125V 主母線盤 3A	T/B	MB1FL	○	—	直流125V 主母線盤 4A	C/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	直流125V 主母線盤 5A	T/B	MB1FL	○	—	125V DC PLANT DISTR CENTER 6A	T/B	MB1FL	○	—	
	125V DC BUS-1B	C/B	B1FL	×	水没	125V DC DIST CTR 2B	C/B	B1FL	×	水没	直流125V 主母線盤 3B	T/B	MB1FL	○	—	直流125V 主母線盤 4B	C/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	直流125V 主母線盤 5B	T/B	MB1FL	○	—	125V DC PLANT DISTR CENTER 6B	T/B	MB1FL	○	—	
	—	—	—	—	—	直流125V 2D/G B 主母線盤	※R/F-4	B1FL	×	水没	—	—	—	—	直流125V 4D/G B 主母線盤	※R/F-4	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		

使用可否：当社社員が現場で機器の状況を確認した上で判断した結果
 被水：浸水の痕跡がある状態
 水没：水がたまっている状態
 [赤色]：使用不可の機器
 [黄色]：給電元のM/Cが使用不可のため受電不可
 T/B：タービン建屋
 C/B：コントロール建屋
 R/B：原子炉建屋

※出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))

福島第一原子力発電所1～3号機の事故進展における電源系と冷却系の関係

- 1号機は全交流電源喪失に加え、直流電源も全て失われる全電源喪失が発生し、冷却系も操作不能となり、早期に事象が進展した。
- 2号機は1号機同様全電源が喪失したものの、RCICが機能していたため冷却を継続。
- 3号機は直流電源が機能しており枯渇までの間はRCIC,HPCIの作動により冷却を継続。



＜表Ⅲ－3－5＞ 福島第一原子力発電所1号機の事象の進展

【事象進展のポイント】

- 初期段階で冷却機能が十分に確保できなくなり、事象が進展。(非常用復水器の機能喪失)
- 解析結果では11日17時頃には露出し始めたものと考えられ、原子炉圧力容器の破損により格納容器圧力が上がったものと推定している。
- 津波の影響によるガレキ散乱などで消防ポンプによる注水開始が12日5:46となった。

日時	主要事象
3/11 14:46	地震発生 → 原子炉自動停止 → 外部電源喪失 → 非常用ディーゼル発電機起動
14:52	非常用復水器自動起動 (その後、手動で弁開閉操作)
15:37	津波襲来 → 海水冷却系の機能喪失 → 非常用ディーゼル発電機停止 → 直流電源(バッテリー等)停止 → 非常用復水器の機能喪失(推定)
17:00頃	燃料露出(推定) → 炉心溶融(推定)
3/12 05:46	消防ポンプによる淡水注水
14:30	ベント(原子炉格納容器圧力低下)
15:36	原子炉建屋で水素爆発と思われる爆発
19:04	海水注入

14
時間
9
分間
注水
停止

＜表Ⅲ－3－6＞ 福島第一原子力発電所2号機の事象の進展

【事象進展のポイント】

○ORCICの運転により14日11時頃まで水位を維持。

○ORCICの運転によるPCV圧力の上昇が設計圧力程度に留まっており、12日12時頃までに**PCVからの漏えいが考えられる。**

○ラプチャーディスク以外の弁の開操作(ベント操作)を13日以降実施したものの**圧力低下が見られず、事象が進展。**

日時	主要事象
3/11 14:47	地震発生 → 原子炉自動停止 → 外部電源喪失 → 非常用ディーゼル発電機起動
14:50	原子炉隔離時冷却系手動起動
15:41	津波襲来 → 海水冷却系の機能喪失 → 非常用ディーゼル発電機停止 → 直流電源(バッテリー等)停止
3/13 11:00頃	ベント操作(原子炉格納容器圧力低下せず)
3/14 13:25	原子炉隔離時冷却系停止(推定)
18:00頃	原子炉減圧(主蒸気逃がし安全弁開操作) → 燃料露出 → 炉心溶融(推定)
19:54	消防ポンプにより海水注入
3/15 06:10頃	衝撃音発生

6時間29分間注水停止

＜表Ⅲ－3－7＞ 福島第一原子力発電所3号機の事象の進展

【事象進展のポイント】

- 直流電源が使用可能で、RCIC及びHPCIで水位を維持。
- ベント操作の作動用空気圧が足りず、ポンペを用いて対応したものの、**ベントが十分維持できず、事象が進展。**
- HPCIの作動時に原子炉圧力が低下**しており、東電は流量調整により炉内の蒸気が継続して送られたためとしている。

日時	主要事象
3/11 14:47	地震発生 → 原子炉自動停止 → 外部電源喪失 → 非常用ディーゼル発電機起動
15:05	原子炉隔離時冷却系手動起動
15:42	津波襲来 → 海水冷却系の機能喪失 → 非常用ディーゼル発電機停止
3/12 11:36	原子炉隔離時冷却系停止
12:35	高圧炉心注水系自動起動
3/13 02:42	高圧炉心注水系停止
08:00頃	燃料露出(推定) → 炉心溶融開始(推定)
08:41 09:20頃	ベント操作 → 原子炉格納容器圧力低下
09:25	消防ポンプにより海水注入
3/14 11:01	原子炉建屋で水素爆発と思われる爆発

6時間43分間注水停止

＜表Ⅲ－４－１＞

福島第一及び福島第二原子力発電所における電源復旧の例

- 福島第一1～4号機では、全ての高圧配電盤(M/C)が水没・被水で使用できなかったため高圧での受電ができず、仮設ケーブル敷設や移動用M/Cの設置など復旧に長時間を要した。(3/20以降順次受電)
- 福島第一5号機では、全てのM/Cが水没・被水で使用できなかったものの、6号機からの電源融通により、3/12には直流電源の一部が復旧できた。
- 非常用M/CとP/Cの一部が水没した福島第二1号機では、使用可能な常用のP/C又は電源車から仮設ケーブルを敷設し、復旧を進めた。
- いずれも、概ね個々の設備毎に使用可能なM/C、P/C又は電源車から仮設ケーブルの敷設により給電復旧している。

	福島第一1～4号機	福島第一5号機	福島第二1号機
非常用高圧配電盤 (M/C)	全て使用不可	全て使用不可	ほとんど使用不可 (使用可能な盤でも、しゃ断器故障で給電できなかった)
非常用パワーセンタ (P/C)	2号機ではSLCポンプ等のP/Cで一部使用可能	全て使用不可	全て使用不可
復旧作業	<ul style="list-style-type: none"> ・電源系の復旧見通しがたたないことから、一般のバッテリー等を収集して計器類に給電。 ・照明は小型発電機を使用。 ・使用可能だったP/Cへ電源車から給電すべく建屋内に仮設ケーブルを敷設したものの、建屋爆発の影響で受電できなかった。 ・以降、作業環境のさらなる悪化で復旧が遅れ、仮設ケーブル敷設や移動用M/Cの設置などで3/20以降順次受電可能となった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・6号機からの電源融通の設備が設置されている直流電源系へのラインが使用可能だったため、3/12には直流電源の一部が復旧できた。 ・海水設備には電源車で給電。 ・建屋内の設備は個々の設備毎に仮設ケーブルを敷設し、6号機から給電。 	<ul style="list-style-type: none"> ・使用可能なM/Cに接続されているRHRポンプについては、しゃ断器を復旧して給電。 ・復旧したRHRに関連する機器について、個々の設備毎に、電源車のほか、仮設ケーブルを敷設し、使用可能なP/Cから給電。

＜表Ⅲ－５－１＞
所内電源関係設備に関する海外の動向

	米国	英国	独国	仏国	IAEA
電源系への要求と電源系構成	独立性を要求。(10CFR50, Appendix A :GDC Criterion17) 2系列ディーゼル発電機(DG)設置。	バックアップ供給源は容量を満たし信頼性を有し復旧までの十分な時間にわたって安全確保。(SAP) Sizewell Bの場合非常用DG4台。	独立性・多重性要求。 系統1と系統2を有し、系統1喪失時は系統2の外部衝撃防護補助給水建屋内の小型DG4台が補助給水ポンプを直接駆動。	独立性を要求。 2系列DG設置。	非常用電源の供給方法を組み合わせて、安全系に対する全ての要求に見合った信頼性及び型式の確保を要求。(DS414 (NS-R-1改訂案))
全交流電源喪失(SBO)要求事項	SBO規則(10CFR50.63)はSBO時間を想定しその時間に耐え復旧する能力を要求。この耐久時間は、所内非常用交流電源の多重性、信頼性、外部電源喪失予想頻度を検討しR.G.1.155により決定。 (なお、NRCの福島事故を受けたタスクフォース推奨の耐久時間は8時間、この間は恒久的設置の装置により対応。次に延長耐久時間として72時間を推奨し、その間は可搬型装置も含めて対応。)	共通要因故障の考慮を要求。複数系統必要なら追加の系統の設計、機能及び分離が多様であることを要求。	外部事象発生時に全非常用電源設備が同時に機能喪失することは許されない。非常用発電機連続運転最長許容時間までに非常用電力需要をカバーする方法の保証を要求。	起こり得る全ての状況で電力供給設備の故障の結果、許容範囲を超える影響がないよう十分な信頼性を確保。	外部電源及び非常用電源の信頼度が高くともSBOの可能性を考慮すること。(NS-G-1.8)
具体的なSBO対応	SBO規則施行後の状況(NUREG-1776) (a) SBO対処復旧手順作成 (b) 作成手順に対する訓練実施 (c) SBO規則に従うため必要に応じ改装 (d) 全プラントの耐久時間は、4時間あるいは8時間	Sizewell Bの場合 ①補助給水系、充てん系に既存の電動ポンプの他に蒸気駆動補助供給ポンプ2台と蒸気駆動充てんポンプ2台を追加設置 ②直流電源容量増強のためバッテリー充電用小型DG 2台追加	①非常用電源系統1は長期反応度制御と原子炉冷却材ポンプシールを補償するため緊急ホウ酸注入系に電源供給。 ②非常用電源系統2は外部衝撃から保護され(補助給水建屋内に設置)、原子炉停止と緊急熱除去に必要な系統に給電。	欧州事業者要求(EUR)では電源系統の自立的運転能力として72時間を要求。 ①PWR 900MWe:2台の電動ポンプ、1台の蒸気タービン駆動ポンプを有する補助給水系、1,300 MWe:さらに蒸気タービン駆動ポンプ1台を追加。 ②全プラントに75kWの蒸気駆動タービン発電機設置。原子炉冷却材ポンプシール注水系のバックアップ電源兼直流電源により72時間の余裕確保。	非常用電源の機能強化によりSBOへの耐性を図る方法はいくつか存在し得る。例えば、バッテリー容量増加あるいは代替交流電源の設置である。(NS-G-1.8) プラント要員はSBO事象を克服する準備をしておくこと。外部電源を復旧させ、また／あるいは所内電源を復旧させる手段を講じること。(IAEA-TECDOC-332)

IV 冷却設備について

<表IV-2-1>

福島第一原子力発電所各号機の冷却設備の被害状況

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	状況
高圧系の原子炉注水設備【HPCI, HPCS, RCIC, IC】(設置位置)	△(HPCI) 不明(IC)	△(HPCI) ◎(RCIC)	◎(HPCI) ◎(RCIC)	—(HPCI) —(RCIC)	—(HPCI) —(RCIC)	△(HPCS) —(RCIC)	<ul style="list-style-type: none"> ・1, 2号機HPCIは津波後の電源喪失により機能喪失。 ・6号機のHPCSは津波後の海水系喪失により機能喪失。
	R/B地下(HPCI) R/B4階(IC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCS) R/B地下(RCIC)	
低圧系の原子炉注水設備【CS, LPCS】(設置位置)	△(CS)	△(CS)	△(CS)	—(CS)	△(CS)	△(LPCS)	<ul style="list-style-type: none"> ・1~4, 6号機CS及び6号機LPCSは電源・海水系喪失により機能喪失。
	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(LPCS)	
原子炉格納容器冷却系【CCS, CCSW】 残留熱除去系【RHR, RHRS】(設置位置)	△(CCS) ×(CCSW)	△(RHR) ×(RHRS)	△(RHR) ×(RHRS)	—(A, C), △(B, D) (RHR) —(A, C), ×(B, D) (RHRS)	△(RHR) ×(RHRS)	△(RHR) ×(RHRS)	<ul style="list-style-type: none"> ・1号機CCSは電源・海水系喪失により機能喪失。 ・1号機CCSWは本体が津波に伴う海水の冠水し、かつ電源喪失により機能喪失。 ・2~6号機RHRは電源・海水系喪失により機能喪失。 ・2, 3, 5, 6号機及び4号機一部のRHRSは本体が津波に伴う海水の冠水により機能喪失。
	R/B地下(CCS) 屋外(CCSW)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	
代替冷却注水系【MUWC, CRD, SLC】(設置位置)	△(MUWC) △(CRD) △(SLC)	△(MUWC) △(CRD) △(SLC)	△(MUWC) △(CRD) △(SLC)	△(MUWC) —(CRD) —(SLC)	△(MUWC) △(CRD) —(SLC)	◎(MUWC) △(CRD) —(SLC)	<ul style="list-style-type: none"> ・1~5号機MUWCは津波後の電源喪失により機能喪失。 ・1~3, 5, 6号機CRD及び1~3号機SLCは津波後の電源喪失又は海水系喪失により機能喪失。
	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B5階(SLC)	

×：機器本体の機能喪失又は待機除外。△：電源喪失、海水系喪失等関連機器の影響による機能喪失。—：定検停止中。○：待機。◎：運転。

R/B：原子炉建屋、T/B：タービン建屋、Hx/B：海水熱交換器建屋

※本表の内容は今後の現場確認等の調査により変更される可能性あり。

＜表Ⅳ－２－２＞ 福島第一原子力発電所1号機の実際の操作状況

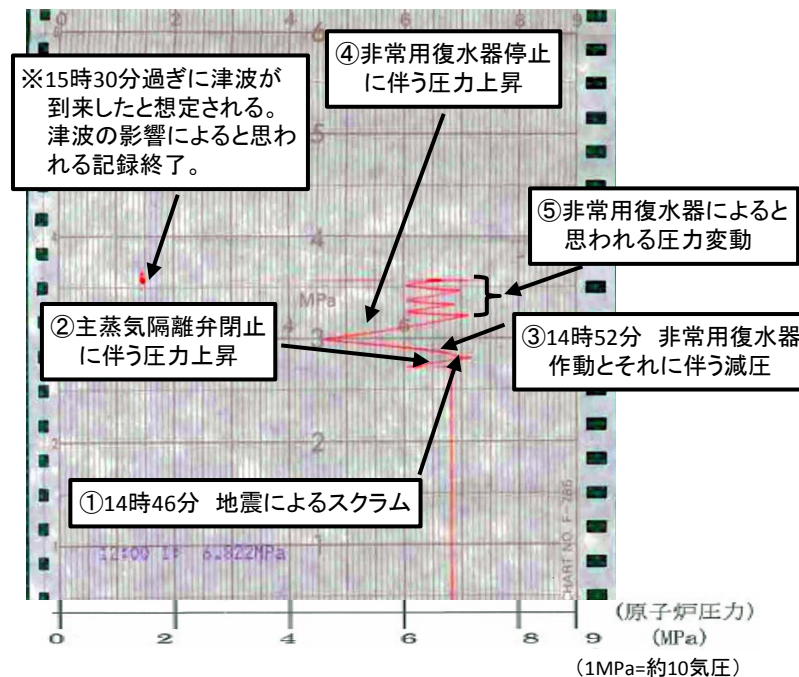
- 原子炉の水位、非常用復水器(IC)の状況などについて把握することに時間を要し、格納容器圧力の計測を再開した際には既にD/W圧力が600kPa[abs]を超えている可能性があった。
- 電源喪失や圧縮空気枯渇等の弁操作に係る不具合によりPCVベントに時間を要した。
- そのうち、原子炉建屋内の作業においては、既に線量が高くなった以降の作業になったために現場作業が困難になった。タービン建屋地下にあるD/D-FPは、燃料の枯渇、セルモータ地落等で使用できなかった。

	PCVベント	原子炉減圧	代替注水	その他
3月11日(金)		15:03頃 ICによる制御を開始 18:18 IC戻り配管隔離弁、供給配管隔離弁の開操作を実施し、蒸気発生を確認 18:25 IC戻り配管隔離弁閉操作 21:30 IC戻り配管隔離弁開操作を実施し、蒸気発生を確認	17:12 FPライン及び消防車使用の検討開始 17:30 DD-FP起動(待機状態)	21:51 R/B線量上昇(R/Bへの入域禁止) 23:00 T/B内放射線量上昇(北側二重扉前1.2m Sv/h等)
3月12日(土)	0:06 D/W圧力が600kPa[abs]を超えている可能性確認→PCVベント検討開始 2:30 D/W圧力が840kPa[abs]に到達(作業計画立案、装備準備等) 9:15頃 PCVベント弁(MO弁)を手動開 9:30頃 S/Cベント弁(AO弁)小弁の現場操作断念(高線量のため) 10:17 S/Cベント弁(AO弁)小弁を中操にて開操作 14:00頃 S/Cベント弁(AO弁)大弁操作のため仮設の空気圧縮機を設置 14:30 D/W圧力低下確認 <div style="border: 2px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;">代替注水に対してベント操作が遅れた。</div>		1:48 不具合によるDD-FP停止を確認 <div style="border: 2px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;">5:46 FPラインから消防車による淡水注入開始</div> 14:53 消防車による淡水注入、80トン(累計)注入完了 14:54 海水注入準備開始 15:30頃 電源車を用いたSLCによる注水準備完了 18:30頃 SLCの電源設備や注入ホースが損傷、使用不可能であることを確認 19:04 FPラインから消防車による海水注入開始 20:45 ほう酸を海水と混ぜて注入開始	4:23 構内の放射線量上昇(正門付近0.59μSv/h) R/B内に入域した東電社員1名の線量が100mSvを超過(106.30mSv) 15:36 R/Bで水素ガスによると思われる爆発発生 16:27 モニタリングポストで500μSv/hを超える線量(1.015μSv/h)を計測

[図Ⅳ-2-1]

福島第一原子力発電所1号機における地震後の原子炉圧力の変化

- 原子炉は地震を検知して自動停止。
- 地震により外部電源が喪失。これに伴い、給水ポンプ停止の他、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇して非常用復水器(IC)が自動起動。その後ICの操作により原子炉圧力を調整。
- 津波襲来により、非常用ディーゼル発電機が機能喪失して電動ポンプが使用できなくなり、さらには直流電源も機能喪失して、高圧注水系(HPCI)も使用できなくなり、ICは作動状況が不明となった。
- ただし、緊急時対策所において状況把握が十分でなく、通報連絡上ではICは作動中とされていた。



出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))に加筆

＜表Ⅳ－２－３＞
福島第一原子力発電所1号機の冷却系の一覧

冷却系	設置場所	電源	ポンプ冷却機器	津波襲来以降の使用可否	備考
炉心スプレイ系 (CS)	R/B地下	交流	CCSW	×	電源・冷却機器ともに喪失
格納容器冷却系 (CCS)	R/B地下	交流	CCSW	×	電源・冷却機器ともに喪失
補機冷却用海水系 (CCSW)	屋外	交流	-	×	本体冠水 電源喪失
高圧注水系 (HPCI)	R/B地下	直流 (弁操作・補機駆動源)	-	×	電源喪失
非常用復水器 (IC)	R/B4階	直流 (格納容器外側弁操作) 交流 (格納容器内側弁操作)	-	不明*	電源喪失 *一時的に電源回復が見られて 弁操作を実施している

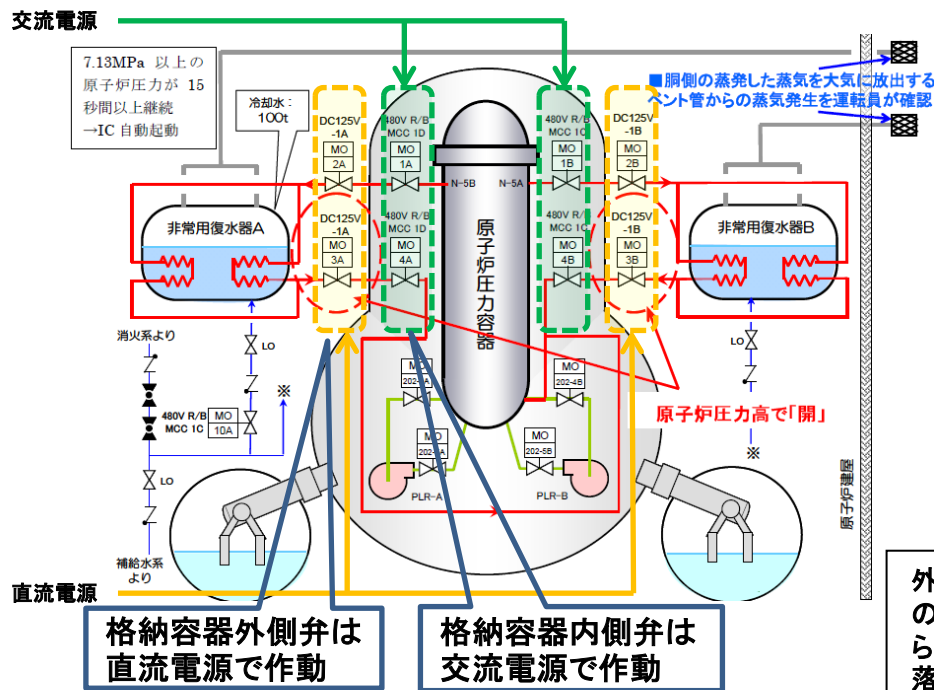
R/B: 原子炉建屋

福島第一原子力発電所1号機における非常用復水器(IC)の津波襲来時の状況

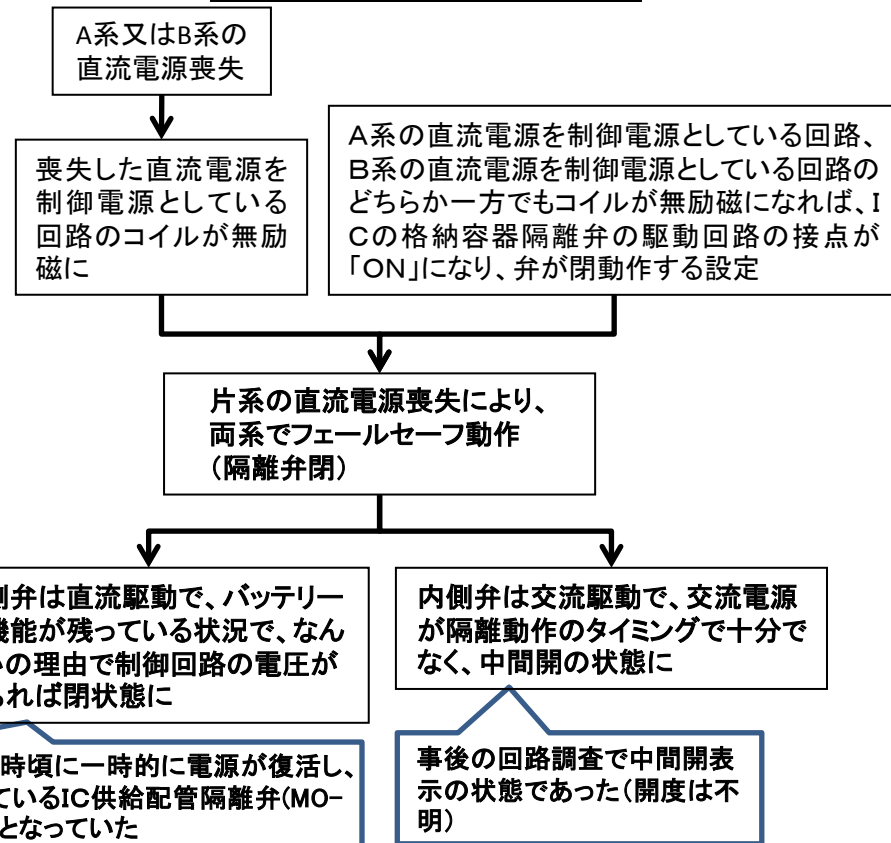
9月9日東京電力提出の事故報告によるとICの作動状況は以下のとおり。

- 津波襲来後の直流電源喪失により、弁の開閉状況の表示が消えるとともに、操作不能となった。
- 直流電源喪失で隔離弁作動のインターロックがフェールセーフ動作し、ICの弁も閉動作する仕組みとなっており、弁の動作だけで使用可能なICが機能しなかった可能性あり。
- さらに格納容器内側弁が交流電源作動であったため、直流電源が一時的に復活した際にも状況確認と操作ができなかった。

非常用復水器(IC)の系統概要図



IC隔離動作のメカニズム(推定)

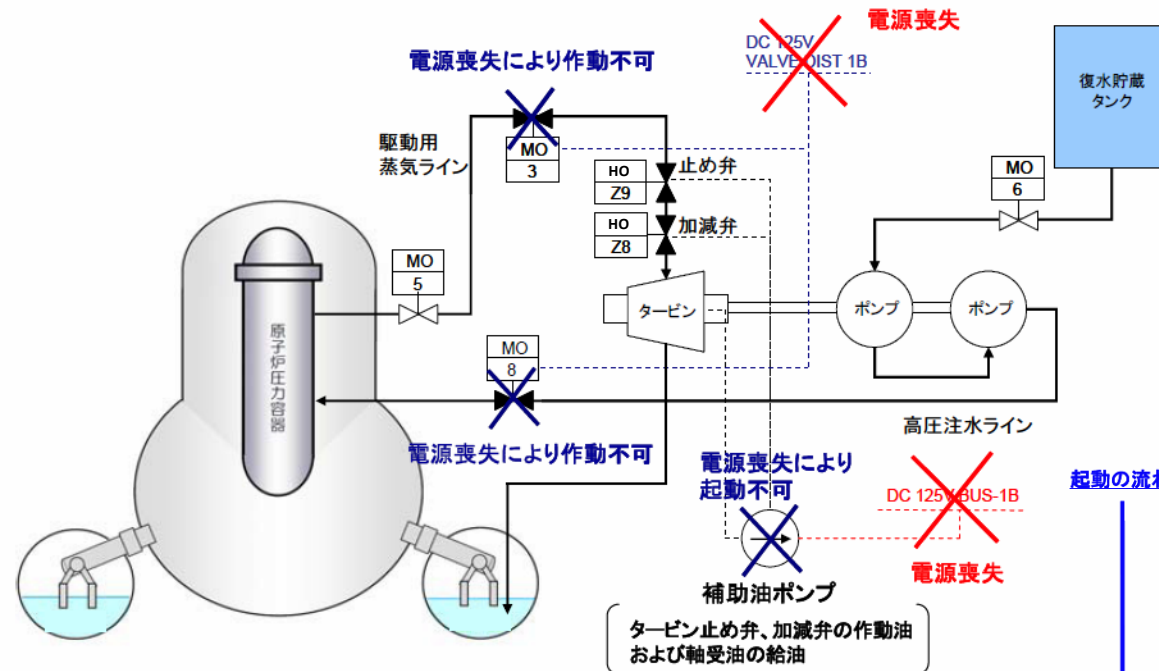


出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))に加筆

[図IV-2-3]

福島第一原子力発電所1号機における高圧注水系(HPCI)の津波襲来時の状況

- 地震発生後、給水ポンプにより原子炉水位が回復し、MSIVが閉止した後は、ICの作動により原子炉の水位・圧力が制御できており、津波の襲来まではHPCIは作動していない。
- 津波襲来以降は、直流電源喪失により、HPCI起動に必要な機器(補助油ポンプ、電動弁等)が作動できず、使用できない状況となった。



高圧注水系の系統概要図

高圧注水系の起動可否の状況

- HPCI自動起動信号**
- ~~補助油ポンプ起動~~ → タービン止め弁【HO-2301-Z9】、加減弁【HO-2301-Z8】の開動作不能
 - ハロトリックコンデンサ真空ポンプ起動
 - HPCI蒸気供給隔離弁(内側【MO-2301-4】、外側【MO-2301-5】)「開」
 - HPCIタービン入口弁【MO-2301-3】「開」
 - 復水貯蔵タンクからの吸込弁【MO-2301-6】「開」
 - 注入弁【MO-2301-8】「開」
 - 最小流量バイパス弁【MO-2301-14】「開」
 - 冷却水弁【MO-2301-240】「開」
 - テストバイパス弁【MO-2301-15, MO-2301-10】「開」

出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))に加筆

＜表Ⅳ－２－４＞

福島第一原子力発電所2号機の実際の操作状況

○電源喪失や圧縮空気の枯渇等の弁操作に係る不具合の他、2号機においてはPCV圧力が最高使用圧力近辺にあり、ラプチャーディスクが開かなかった可能性があり、圧力が低下しなかった。この結果、原子炉減圧が十分にできず、消防車による注水が十分に機能せず、炉心損傷の防止には至らなかった。

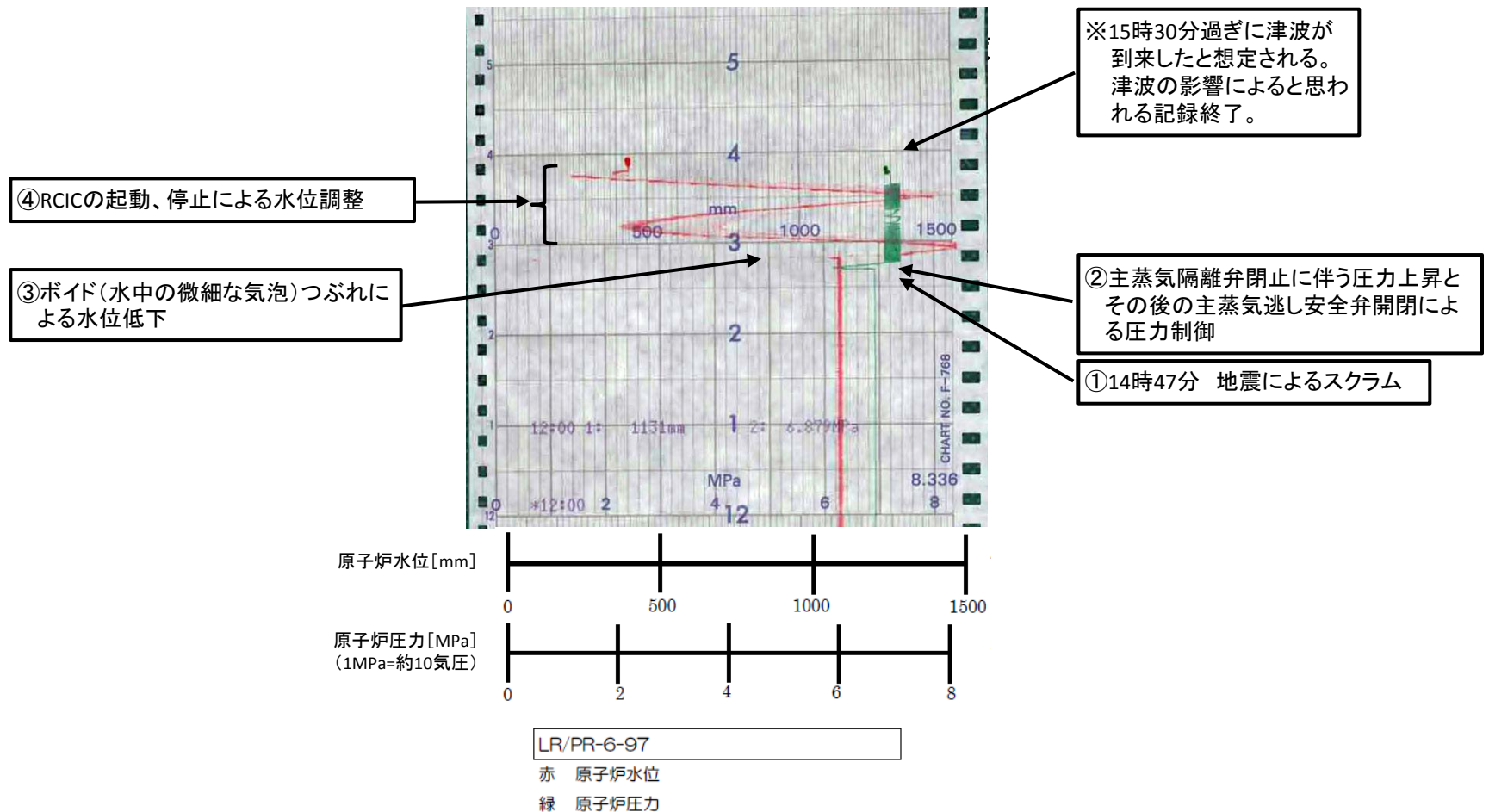
	PCVベント	原子炉減圧	代替注水	その他
3月11日(金)			17:12 FPライン及び消防車使用の検討開始	
3月13日(日)	8:10 PCVベント弁(MO弁)開 11:00ラプチャーディスクを除く、PCVベントライン構成完了			8:56 モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(882 μ Sv/h)を計測
3月14日(月)	11:01 3号機R/Bの爆発により、S/Cベント弁(AO弁)大弁が閉となる。開不能を確認 21:00頃 S/Cベント弁(AO弁)小弁開操作。ラプチャーディスクを除く、ベントライン構成完了	18:00頃 減圧開始(原子炉圧力5.4 MPa[gage]→19:03 0.63MPa [gage])	11:01 準備が完了していた注水ラインは、消防車及びホースが破損して使用不可能 13:05 消防車を含む海水注入のライン構成を再開 16:30 海水注入を行うため消防車を起動 19:20 海水注入のための消防車が燃料切れで停止していることを確認 19:54 消火系ラインから消防車(19:54、19:57に各1台起動)による海水注入開始。	21:35 モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(760 μ Sv/h)を計測
3月15日(火)	0:02 D/Wベント弁(AO弁)小弁開操作。ラプチャーディスクを除く、ベントライン構成完了(数分後に弁が閉であることを確認)			6:00～6:10頃 大きな衝撃音が発生 6:50 正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(583.7 μ Sv/h)を計測

十分ベントできなかった。

[図Ⅳ-2-4]

福島第一原子力発電所2号機における地震後の原子炉水位・圧力の変化

- 原子炉は地震を検知して自動停止。
- 地震により外部電源が喪失。これに伴い、給水ポンプ停止の他、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇したため原子炉隔離時冷却系(RCIC)を手動起動。
- 津波襲来により、非常用ディーゼル発電機が機能喪失して電動ポンプが使用できなくなり、さらには直流電源も機能喪失して高圧注水系(HPCI)も使用できなくなった。(ただし、起動していたRCICは運転が継続されていた。)



<表Ⅳ-2-5>

福島第一原子力発電所3号機の実際の操作状況

○HPCI停止時にSRV操作を確実にできず、DDFPをS/Cスプレイから代替注水に切り替えていないなど、準備状況に疑問点が多い。

○HPCI停止やTAF到達から判断・連絡までの時間がかかっており、連絡体制等に疑問。RCICの状態等についても確認が必要。

	PCVスプレイ・ベント	原子炉減圧	原子炉への注水	その他
3月11日 (金)			15:05 RCIC手動起動 15:25 原子炉水位高によりRCICトリップ 16:03 RCIC手動起動	RCIC状態表示灯が停止表示を示し、その後中央制御室で起動操作実施としているなど、電源は喪失していなかったものと思われる一方で、再起動には失敗。
3月12日 (土)	11:13 ディーゼル駆動消火ポンプ(DDFP)自動起動 11:36 DDFP停止 12:06 DDFP起動、S/Cスプレイ開始	HPCI作動期間中は原子炉圧力低下	11:36 RCICトリップ 12:35 原子炉水位低によりHPCI自動起動	4:23 構内の放射線量上昇(正門付近0.59μSv/h) HPCI停止時にSRV操作を確実にできず、DDFPをS/Cスプレイから代替注水に切り替えていないなど、準備状況に疑問点が多い
3月13日 (日)	3:05 S/Cスプレイ停止 5:08 原子炉代替注水からS/Cスプレイに切替、スプレイ開始 7:39 S/CスプレイからD/Wスプレイに切替、スプレイ開始 7:43 S/Cスプレイ停止 8:35 PCVベント弁(MO弁)開 8:40~9:10 D/Wスプレイ停止 8:41 S/Cベント弁(AO弁)大弁開により、ラプチャーディスクを除く、PCVベントライン構成完了 9:36 PCVベント操作により、9:20頃よりD/W圧力が低下していることを確認 11:17 S/Cベント弁(AO弁)大弁の開確認(作動用空気ポンベ圧低下のため) 12:30 S/Cベント弁(AO弁)大弁開(作動用空気ポンベ交換)	2:45~ 逃がし安全弁(SRV)開操作したが、弁全開動作せず。 3:44 原子炉圧力4.1MPaまで上昇 HPCIに使用するバッテリーを14時間にもわたって使用していたにもかかわらず、結果で見れば、HPCIの再起動性を確認せずに停止した可能性が高い。 9:08頃 SRVによる急速減圧を実施	2:42 DDFP代替原子炉注水への移行を図るためHPCI手動停止 原子炉圧力が上昇しDDFPによる注水は不可 3:35 HPCI起動できず 4:15 有効燃料頂部(TAF)到達と判断 5:08 RCIC起動できず RCIC起動不能判断までに機械機構部の状態確認・調整を実施したが起動できず。 8:40~9:10 D/Wスプレイから原子炉代替注水ラインへ切替、その後原子炉圧力減圧によりDDFPによる注水開始 9:25 FPラインから消防車による淡水注入開始(ほう酸入り) 12:20 淡水注入終了 13:12 FPラインから消防車による海水注入開始	HPCI停止やTAF到達から判断・連絡までの時間がかかっており、連絡体制等に疑問 5:58 RCICによる原子炉注水ができなくなったため、5:10に15条事象「原子炉冷却機能喪失」に該当すると判断した旨、官庁等に連絡 6:19 4:15に有効燃料頂部(TAF)到達したものと判断した旨、官庁等に連絡 8:56 モニタリングポストで500μSv/hを超える線量(882μSv/h)を計測 14:15 モニタリングポストで500μSv/hを超える線量(905μSv/h)を計測
3月14日 (月)	5:20 S/Cベント弁(AO弁)小弁開操作開始 6:10 S/Cベント弁(AO弁)小弁の開確認		1:10 逆洗弁ピット内への海水補給のために消防車を停止 3:20 消防車による海水注入再開 9:20 物揚場から逆洗弁ピットへの海水の補給を開始 11:01 消防車やホースが損傷し、海水注入停止 16:30頃 消防車とホースを入れ替えて物揚場から原子炉へ注入する新しいラインを構築し、海水注入を再開	2:20 正門付近で500μSv/hを超える線量(751μSv/h)を計測 2:40 モニタリングポストで500μSv/hを超える線量(650μSv/h)を計測 4:00 モニタリングポストで500μSv/hを超える線量(820μSv/h)を計測 9:12 モニタリングポストで500μSv/hを超える線量(518.7μSv/h)を計測 11:01 R/Bで爆発発生 21:35 モニタリングカーで500μSv/hを超える線量(760μSv/h)を計測
3月15日 (火)	16:00 S/Cベント弁(AO弁)大弁開確認 16:05 S/Cベント弁(AO弁)大弁開操作			6:00~6:10頃 大きな衝撃音が発生

出典：福島原子力事故調査報告書(中間報告書)(平成23年12月2日、東京電力(株))及び福島第一原子力発電所事故の初動対応について(平成23年12月22日、東京電力(株))の記載内容を踏まえ整理

[図Ⅳ-2-5]

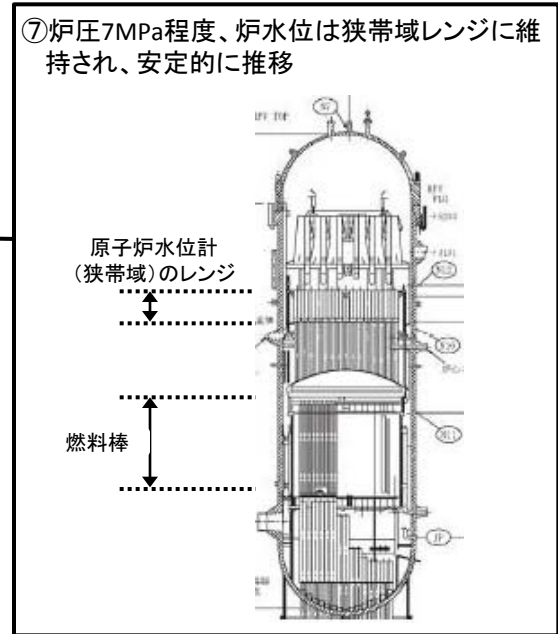
福島第一原子力発電所3号機における地震後の原子炉水位・圧力の変化

- 原子炉は地震を検知して自動停止。
- 地震により外部電源が喪失。これに伴い、給水ポンプ停止の他、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇したため原子炉隔離時冷却系(RCIC)を手動起動。
- 津波襲来により、非常用ディーゼル発電機が機能喪失して電動ポンプが使用できなくなったが、直流電源が機能しており、RCICの運転が継続された。

⑥原子炉隔離時冷却系の起動に伴う水位変動
16時03分 原子炉隔離時冷却系起動

⑤主蒸気逃し安全弁開閉、原子炉隔離時冷却系の起動・停止に伴う水位変動
15時05分 原子炉隔離時冷却系起動
15時25分 同型トリップ(水位高)

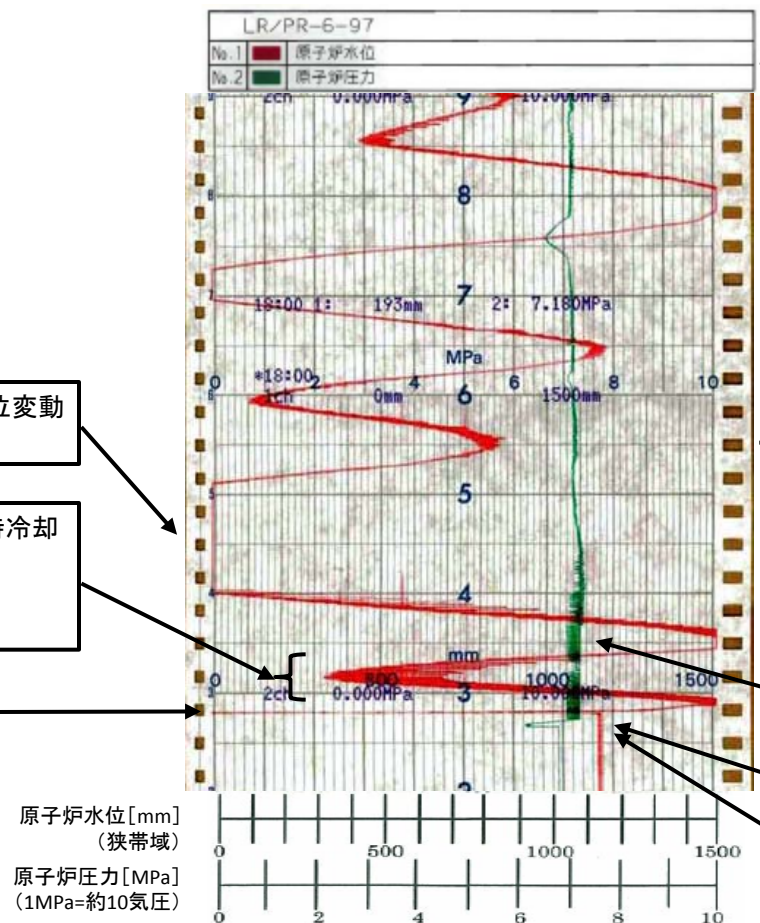
④ボイド(水中の微細な気泡)つぶれによる水位低下



③主蒸気逃し安全弁による炉圧制御(5回前後/5分間の頻度)

②出力低下による炉圧低下とそれに続く主蒸気隔離弁閉による炉圧増加

①14時47分 地震によるスクラム



出典: 福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))に加筆

＜表Ⅳ－２－６＞

残留熱除去設備の復旧により冷温停止に移行したプラントの状況

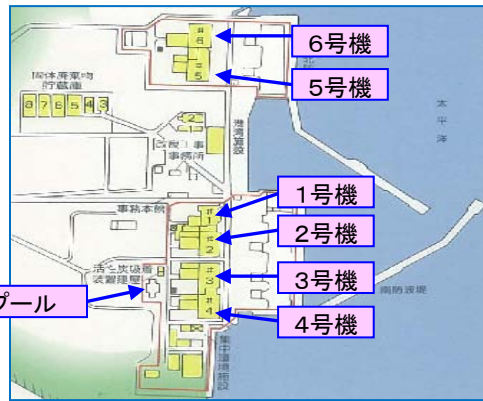
- 主蒸気隔離弁(MSIV)が閉止し、熱の逃がし場となる海水系統が機能喪失したものの、主蒸気逃がし安全弁(SRV)により圧力抑制室(S/C)へ蒸気放出し、放出した分の冷却水を注水することで原子炉冷却を維持。
- S/Cの温度・圧力が上昇したものの、福島第一5/6号機は水中ポンプにより、福島第二1/2/4号機は電動機交換や仮設ケーブル敷設により、残留熱除去設備の復旧を行い、冷却を再開して冷温停止に移行できた。(ただし、福島第二1/2/4号機は残留熱除去設備の復旧前にS/C水温が上がり圧力抑制機能喪失に至っている。)

	福島第一5号機	福島第一6号機	福島第二1号機	福島第二2号機	福島第二4号機
MSIV 作動状況	作動なし	作動なし	復水器使用不可及びタービングランドシール蒸気喪失に備え、手動全閉	復水器使用不可及びタービングランドシール蒸気喪失に備え、手動全閉	復水器使用不可及びタービングランドシール蒸気喪失に備え、手動全閉
確保された注水・冷却機能	電源と海水系が機能喪失したため使用できず	海水系が機能喪失したため、ポンプの冷却が必要な系統は使用できなくなったが、MUWCは使用可能	海水系が機能喪失したため、ポンプの冷却が必要な系統は使用できなくなったが、RCIC、MUWC、SRVは使用可能	海水系が機能喪失したため、ポンプの冷却が必要な系統は使用できなくなったが、RCIC、MUWC、MUWP、SRVは使用可能	海水系(HPCSの関連系除く)が機能喪失したため、ポンプの冷却が必要な系統は使用できなくなったが、RCIC、MUWC、MUWP、SRVは使用可能
地震前の原子炉の状態	耐圧漏えい試験中	冷温停止状態	定格熱出力運転	定格熱出力運転	定格熱出力運転
冷温停止までの流れ	海水系は仮設水中ポンプに電源車から給電。6号機から仮設ケーブルでRHRに給電し、冷却機能を確認。(3月20日14:30冷温停止)	MUWCでの注水で原子炉水位維持し、SRVにて原子炉圧力抑制。海水系は仮設水中ポンプに電源車から給電。海水系の機能回復によりRHRを用いた冷却機能を確認。(3月20日19:27冷温停止)	RCIC・MUWCでの注水で原子炉水位維持し、SRVにて原子炉圧力抑制。最終的な熱の逃がしができなかったことからS/C水温が100°Cを超えたため、MUWCを用いた格納容器スプレイ等を実施。海水系のモーター交換等を行うとともに、電源車の使用や仮設ケーブルによる給電で、RHRを用いた冷却機能を確認。(3月14日17:00冷温停止)	RCIC・MUWCでの注水で原子炉水位維持し、SRVにて原子炉圧力抑制。最終的な熱の逃がしができなかったことからS/C水温が100°Cを超えたため、MUWCを用いた格納容器スプレイ等を実施。海水系のモーター交換等を行うとともに、電源車の使用や仮設ケーブルによる給電で、RHRを用いた冷却機能を確認。(3月14日18:00冷温停止)	RCIC・MUWC・HPCSでの注水で原子炉水位維持し、SRVにて原子炉圧力抑制。最終的な熱の逃がしができなかったことからS/C水温が100°Cを超えたため、MUWCを用いた格納容器スプレイ等を実施。海水系のモーター交換等を行うとともに、電源車の使用や仮設ケーブルによる給電で、RHRを用いた冷却機能を確認。(3月15日7:15冷温停止)

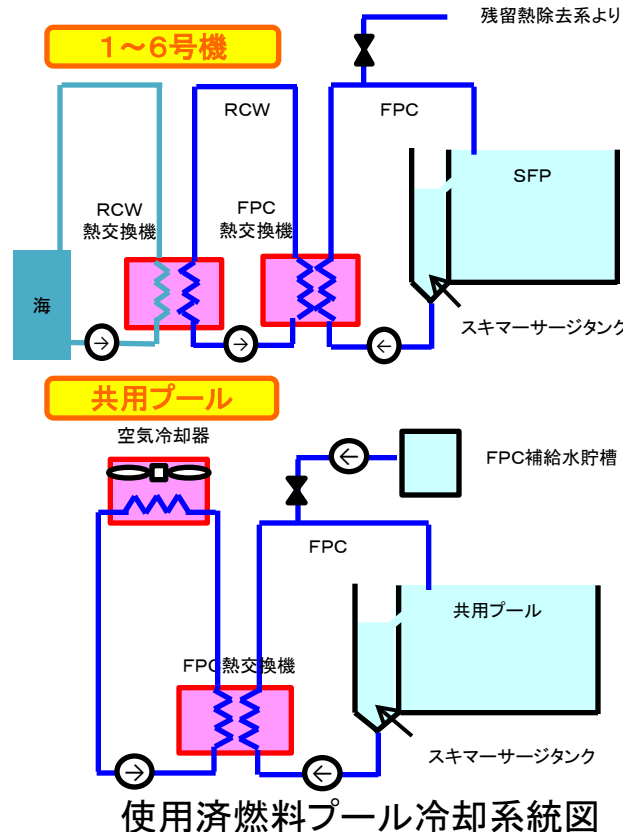
MUWC: 復水補給水系、MUWP: 純水補給水系

福島第一原子力発電所事故時における使用済燃料プールの状況

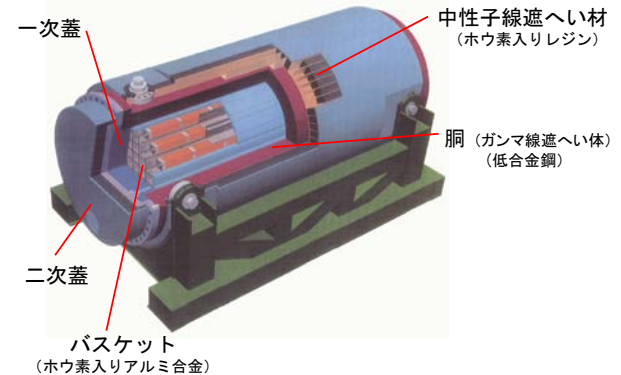
- 福島第一原子力発電所における使用済燃料の貯蔵は、各号機に設置されている使用済燃料プールの他、運用補助共用施設内に共用の使用済燃料プールが設置されている。また、乾式貯蔵キャスク保管建屋には、集合体52体収納の大型乾式貯蔵キャスクが5体、集合体37体収納の大型乾式貯蔵キャスクが4体あり、合計408体収納されている。
- 使用済燃料プールは、使用済燃料プール冷却設備で温度管理され、冷却水補給設備で水位維持されるが、全交流電源が喪失し、使用不能となった。さらに海水系の機能喪失により、水冷による冷却機能の回復は困難になった。ただし、空冷であった共用プールは電源回復とともに冷却できた。また、乾式貯蔵キャスクは自然対流により空冷されるため、建屋内に大量の海水、砂、瓦礫等が流れ込んだものの、冷却に問題は生じなかった。
- 1号機、3号機及び4号機においては、設置されている原子炉建屋上部が爆発したため、露天状態となった。



使用済燃料貯蔵施設の全体配置



使用済燃料プール冷却系統図



乾式貯蔵キャスクの構造



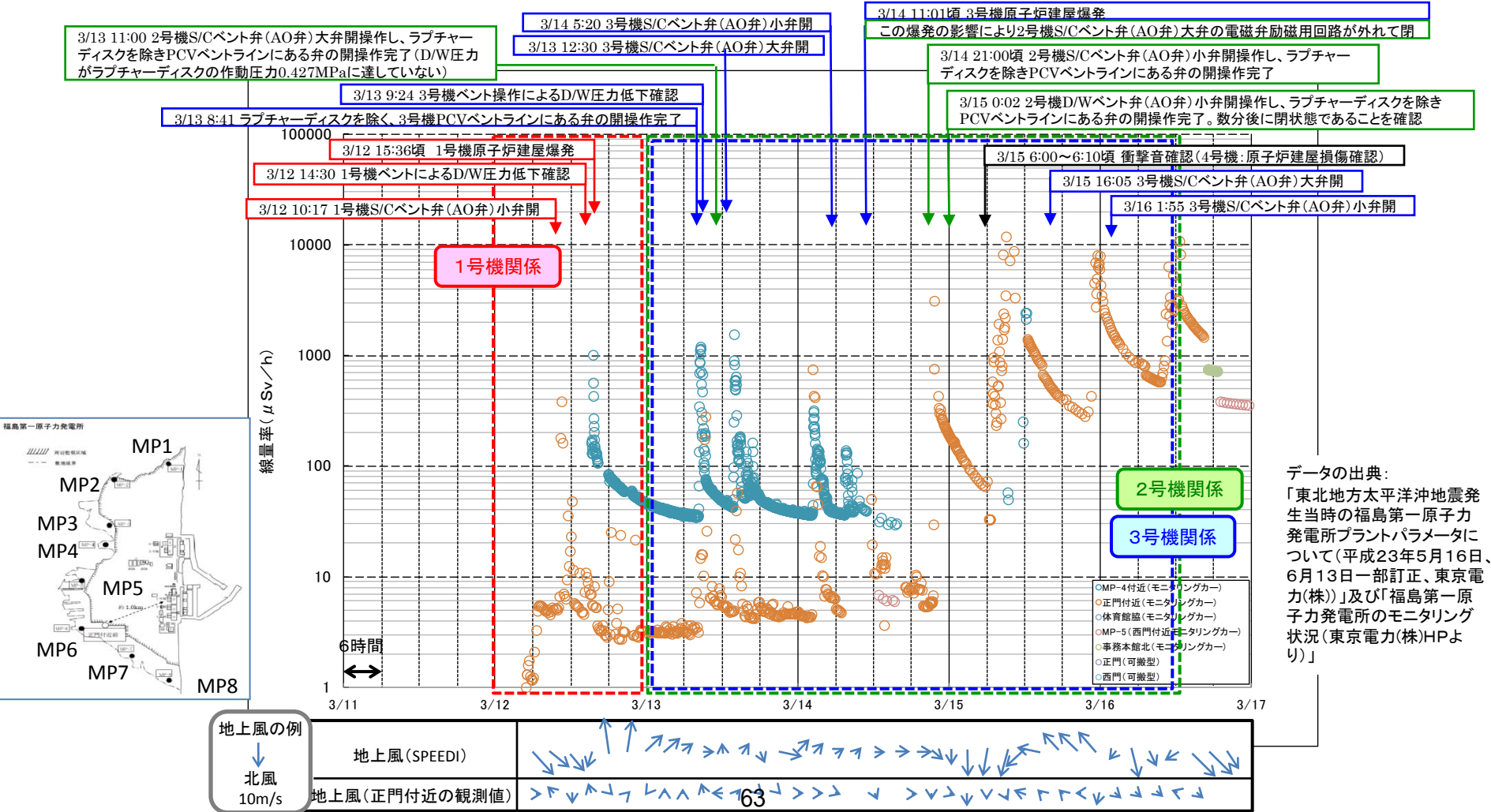
乾式貯蔵キャスク建屋の被害状況

V 閉込機能に関する設備について

〔図V-1-1〕

モニタリングデータからの放射性物質の放出時期の考察

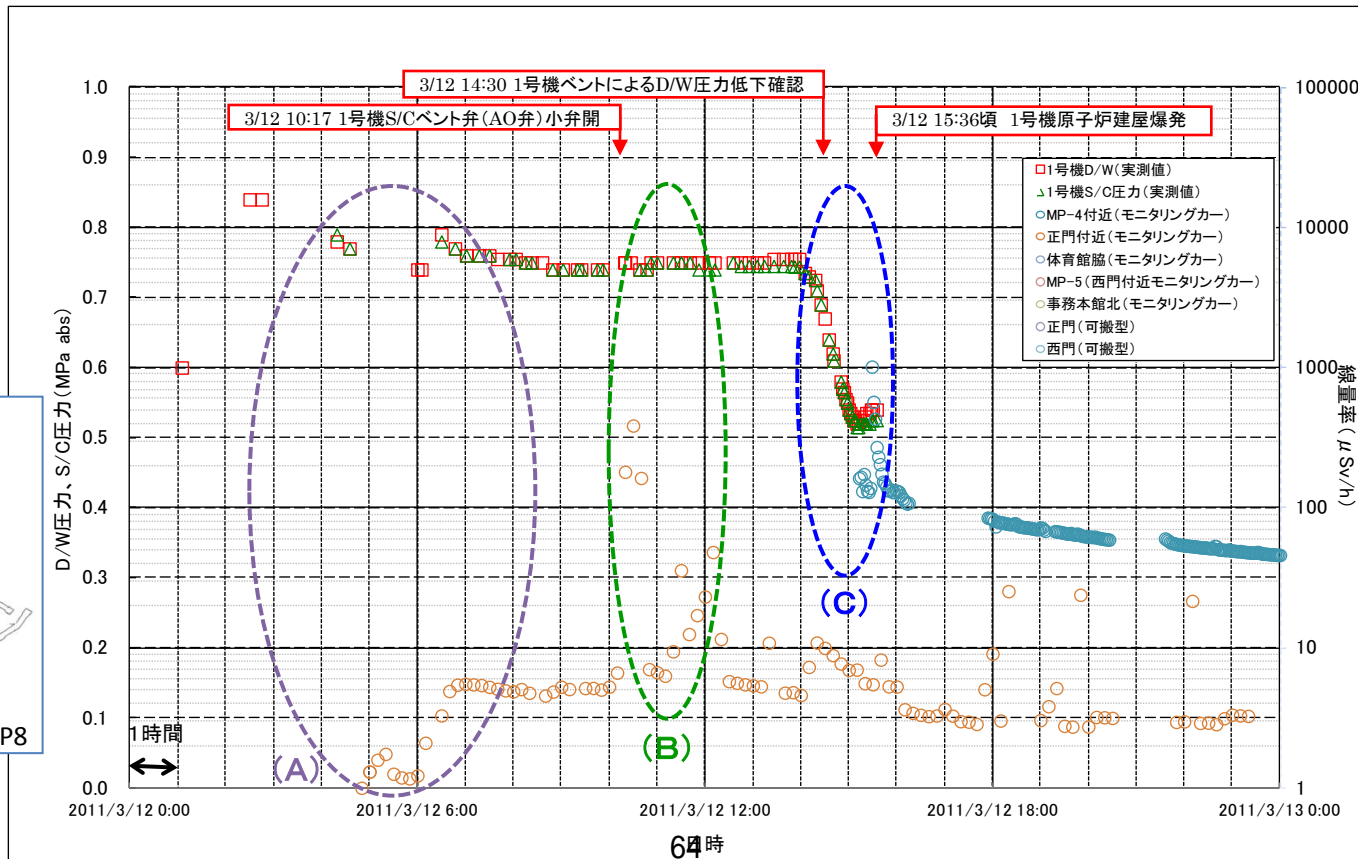
- 3月12日は2号機及び3号機がRCICの作動により原子炉が冷却されている一方、1号機でベント操作の実施及び建屋爆発があった。
- 3月13日は3号機で複数回にわたりベント操作が実施され、さらに3月14日には3号機で建屋爆発があった。
- 3月14日21時以降は、2号機及び3号機でベント操作の実施があり、それまでよりも高い線量率が確認されている。
- さらに各号機のPCV圧力の挙動を踏まえて、線量率の上昇の原因、放射性物質の放出時期について次ページ以降で考察する。



[図V-1-2]

「格納容器圧力上昇(ベント実施前)」、「ベント」、「建屋爆発」による放出(1号機)

- 3月12日5~6時頃、格納容器圧力が上昇したうえで若干の圧力低下が見られ、ベント前から線量率が上昇。(図中(A)の部分)
 - ➡ベント前に格納容器からの漏えいが発生し、大気中に放射性物質の放出があったものと推定。
- 12日昼までの間にベント操作を継続。D/W圧力は有意には低下していないが、線量率の一時的な上昇がみられている。(図中(B)の部分)
 - ➡圧力容器からの蒸気の追加流出分と同量程度の気体が格納容器から環境中に漏えいが続いていた可能性がある。
- 12日14時30頃からD/W圧力が低下し、線量率が上昇。15時36分頃の爆発後、線量率が上昇。(図中(C)の部分)
 - ➡ベントによる格納容器内の放射性物質の放出、及び建屋爆発により建屋内に漏えいし滞留していた放射性物質の放出があったものと推定。



データの出典:
「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントパラメータについて(平成23年5月16日、6月13日一部訂正、東京電力(株))」及び「福島第一原子力発電所のモニタリング状況(東京電力(株)HPより)」

[図 V-1-3]

「圧力低下がない程度のベント」、「大幅な圧力低下」による放出(2号機)

○14日21時ベント小弁開操作するもD/W圧力、線量率が急上昇。(図中(D)の部分)

➡これまでベントはなされていなかったとされているが、格納容器からの放出があった可能性に加えて、実際にはベントが成功していた可能性もある。(その後の圧力低下がないため詳細な検討が必要)

○15日7時頃までD/W圧力が0.7MPa以上であったが、その後16日6時頃までD/W圧力の大幅な低下がみられ、線量率が15日6時頃、23時頃、16日10時頃に上昇。(図中(E)の部分)

➡15日0時頃のベント操作以降、この期間中にベント操作等の特段の作業の実施については報告されていないが、ラプチャーディスクの作動によるD/Wベント成功又は他(ブローアウトパネル等)からの漏えいにより、放射性物質が大量に放出された可能性がある。ただし、3月15日のD/Wベント操作時には線量率の上昇は見られておらず、さらに検討していく。

○なお、15日6時頃には2号機で爆発音があったとも言われたが、S/C圧力がOMPa(abs)となっている点(図中(F)の部分)は、D/W圧力との相違や負圧の状態となっている点で物理的に整合しないことから、計測器の不具合によるものと考えられる。なお、当該爆発音は4号機のものと考えられ、その直後から線量率が急上昇しているが、4号機の建屋内の線量率が1~3号機に比べて高くなっていないこと(後述)から、4号機の爆発による放射性物質放出の影響は大きくなかったものと考えられる。

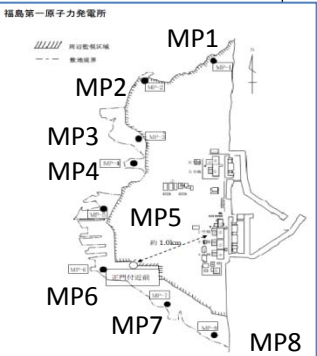
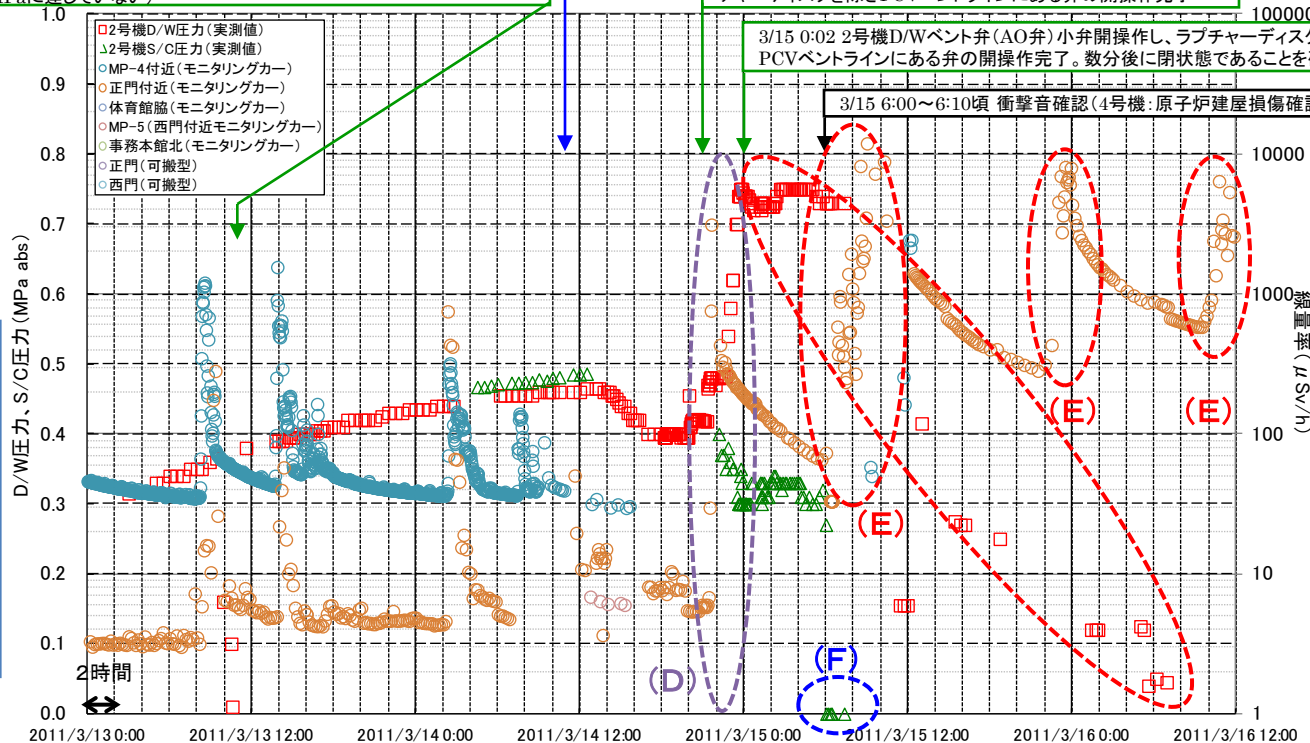
3/13 11:00 2号機S/Cベント弁(AO弁)大弁開操作し、ラプチャーディスクを除きPCVベントラインにある弁の開操作完了(D/W圧力がラプチャーディスクの作動圧力0.427MPaに達していない)

3/14 11:01頃 3号機原子炉建屋爆発
この爆発の影響により2号機S/Cベント弁(AO弁)大弁の電磁弁励磁用回路が外れて閉

3/14 21:00頃 2号機S/Cベント弁(AO弁)小弁開操作し、ラプチャーディスクを除きPCVベントラインにある弁の開操作完了

3/15 0:02 2号機D/Wベント弁(AO弁)小弁開操作し、ラプチャーディスクを除きPCVベントラインにある弁の開操作完了。数分後に閉状態であることを確認

3/15 6:00~6:10頃 衝撃音確認(4号機:原子炉建屋損傷確認)

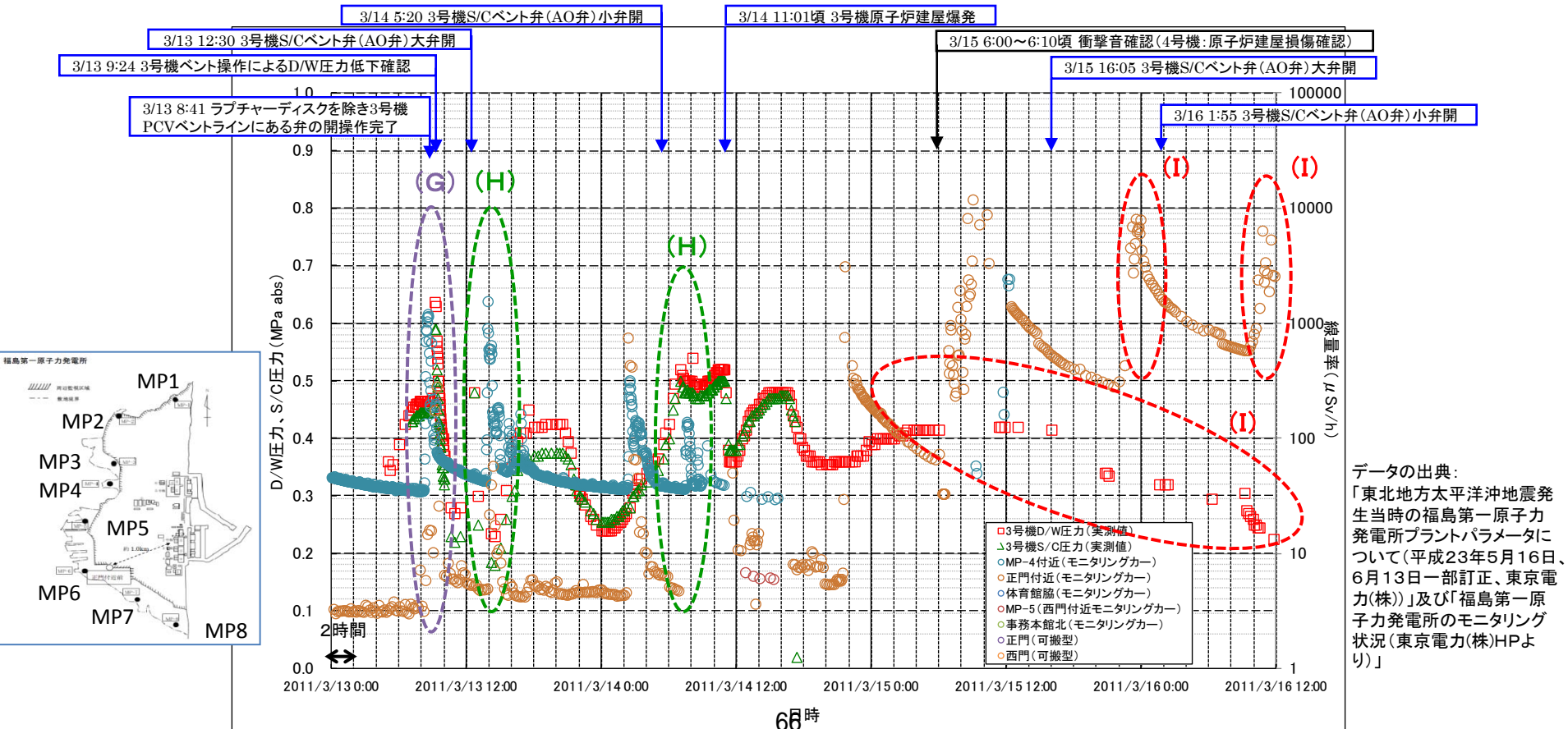


データの出典:
「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントパラメータについて(平成23年5月16日、6月13日一部訂正、東京電力(株))」及び「福島第一原子力発電所のモニタリング状況(東京電力(株)HPより)」

〔図V-1-4〕

「ベント」による放出(3号機)

- 13日8時からベント操作を実施しており、13日8時頃から圧力上昇とともに線量率が上昇。(図中(G)の部分)
ただしベント前から線量率の上昇が見られることからPCV漏えいの可能性も引き続き検討。 ➡ベント操作による影響
- ベント操作は複数回にわたって実施され、D/W 圧力の低下がみられ、有意に線量率が上昇。(図中(H)の部分)
- 15日21時頃までD/W 圧力が0.4MPa程度に保持されており、その後徐々に低下がみられ、線量率が15日23時頃、16日10時頃に上昇。
➡ 15日23時頃、16日10時頃については、ベント操作の時期と線量率の関係が対応していないため、2号機の影響も含め、放出源については特定できておらず、当時の気象条件の影響なども含めて引き続き検討。(図中(I)の部分)



[図 V-1-5]

漏えいの可能性のある箇所 (Mark-I 型原子炉の例)

原子炉格納容器には接合部や貫通部が存在し、有機シール材 (シリコンゴム等) を充填させることにより気密性を確保している。以下の接合部や貫通部については、今回の事象において漏えいの可能性が指摘される主な箇所である。

① トップヘッドマンホール

② トップヘッドフランジ

③ 配管貫通部

④ 所員用エアロック

⑤ S/Cマンホール

⑥ 電気配線貫通部

⑦ 機器ハッチ

⑧ ベント管ベローズ

その他、TIP貫通部、CRDハッチ、スタビライザ点検口などがある。

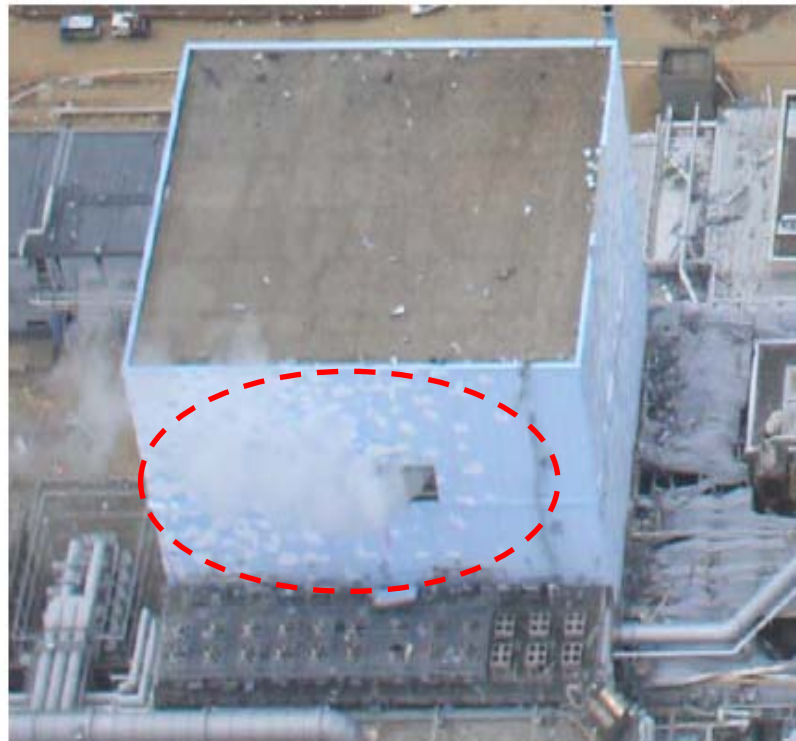
出典: 東北電力(株)女川発電所の例(トップフランジ写真は東京電力(株)提供)

[図V-1-6]

福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋上部から蒸気漏えい

○3月13日時点において、2号機ブローアウトパネルが開いていることが確認されており、3月20日時点において水蒸気がブローアウトパネルより蒸気が放出されていることが確認されている。

➡格納容器から漏洩した蒸気が、ブローアウトパネルから放出されていたものと推定



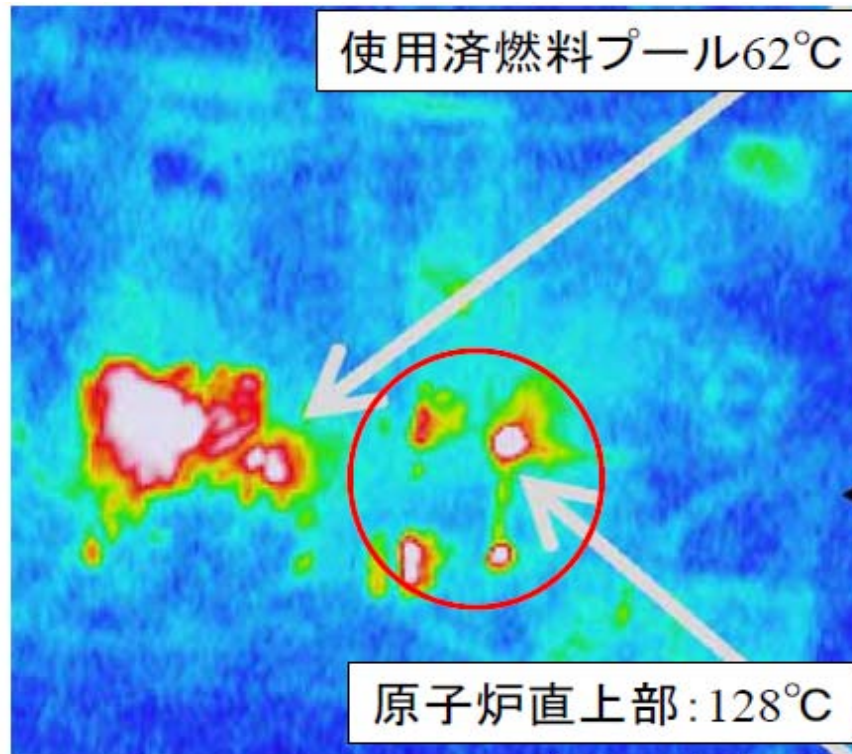
(3月20日撮影)

[図 V-1-7]

福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋上部から蒸気漏えい

○3月20日時点において、3号機格納容器の上部に高温の部位が確認されている。

➡ 格納容器上部フランジ付近から蒸気が放出されていたものと推定



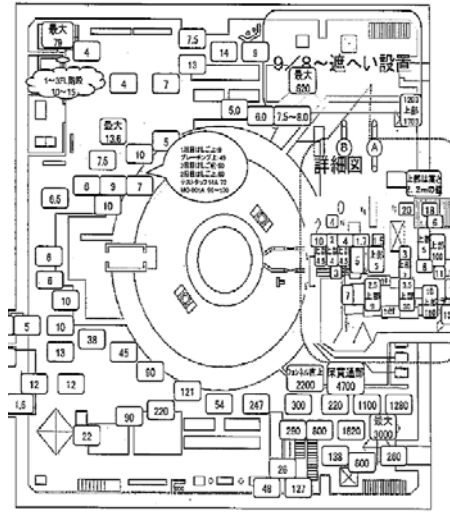
3月20日撮影(自衛隊)

[図 V-1-8]

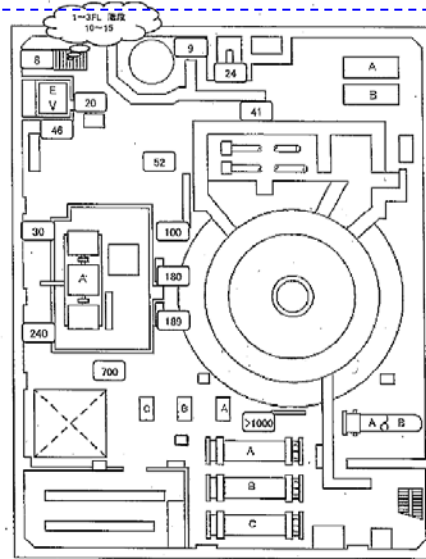
福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋各フロアにおける線量測定結果

○これまでの東京電力による線量測定結果では、各階ともに平均的に数十mSv/hとなっている。

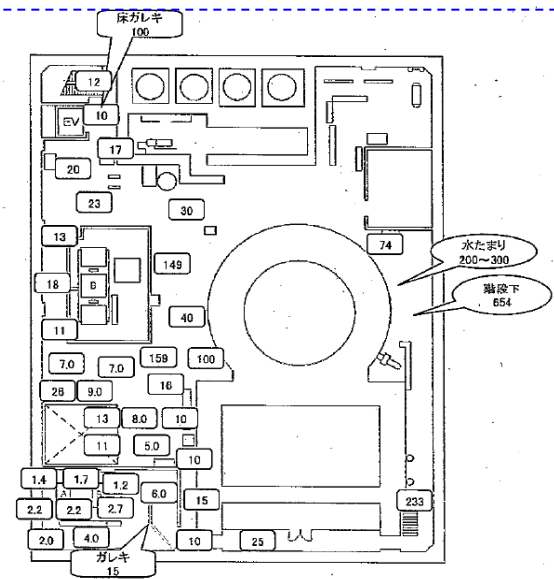
○ただし、5階は崩落した屋根の上2～2.5mでの測定であり、実際には測定値(60mSv/h)より高いと推測される。



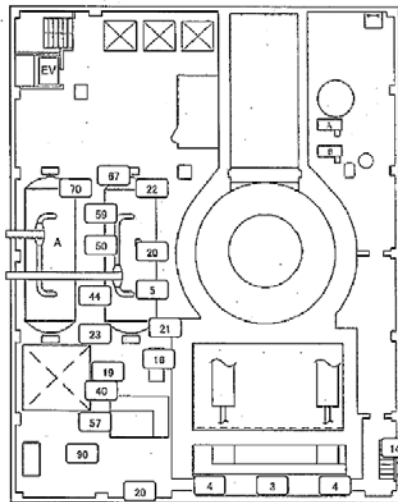
1号機原子炉建屋1階



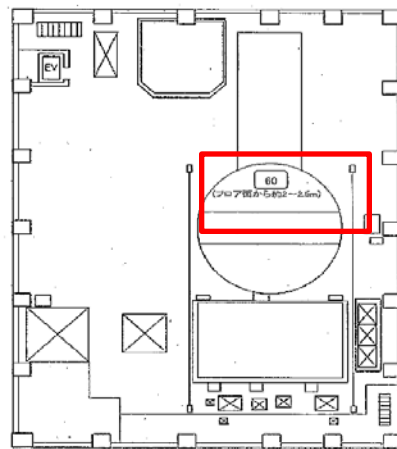
1号機原子炉建屋2階



1号機原子炉建屋3階



1号機原子炉建屋4階



1号機原子炉建屋5階

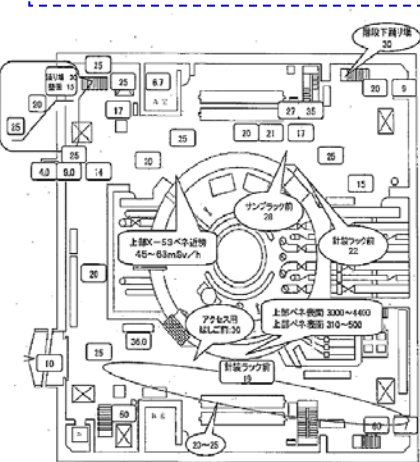
単位: mSv/h

[図 V-1-9]

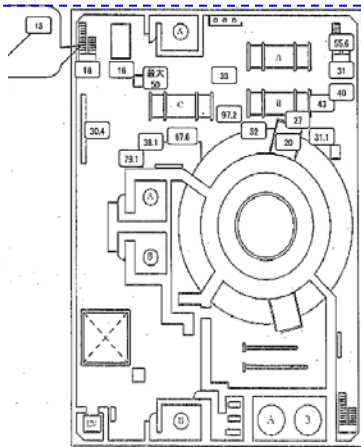
福島第一原子力発電所2、3号機原子炉建屋各フロアにおける線量測定結果

○これまでの東京電力による線量測定結果では、5階以外は平均的に数十mSv/h、5階は数百mSv/hとなっている。

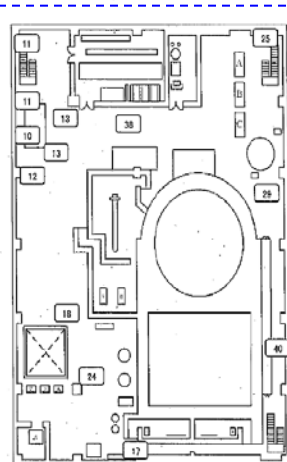
➡格納容器からの漏えい量は、相対的には上部からの漏えいが支配的であると考えられる。



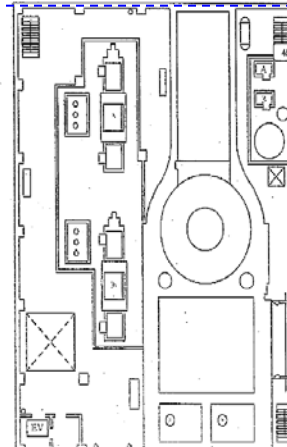
2号機原子炉建屋1階



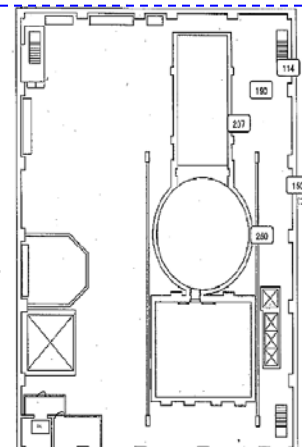
2号機原子炉建屋2階



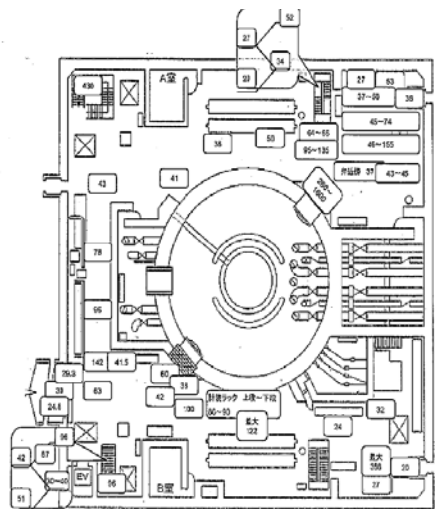
2号機原子炉建屋3階



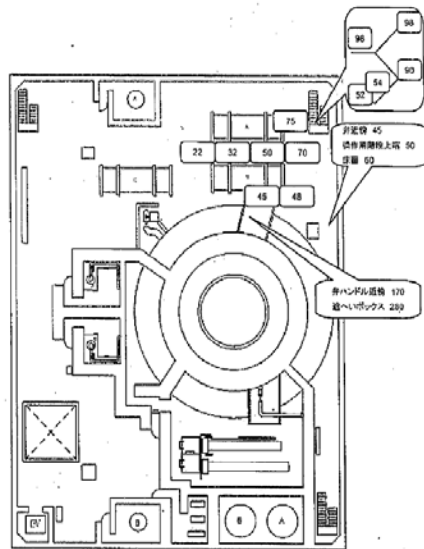
2号機原子炉建屋4階



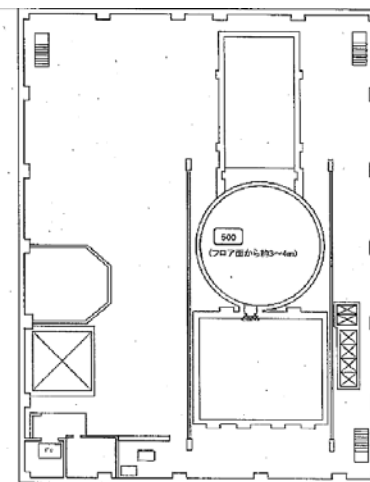
2号機原子炉建屋5階



3号機原子炉建屋1階



3号機原子炉建屋2階



3号機原子炉建屋5階

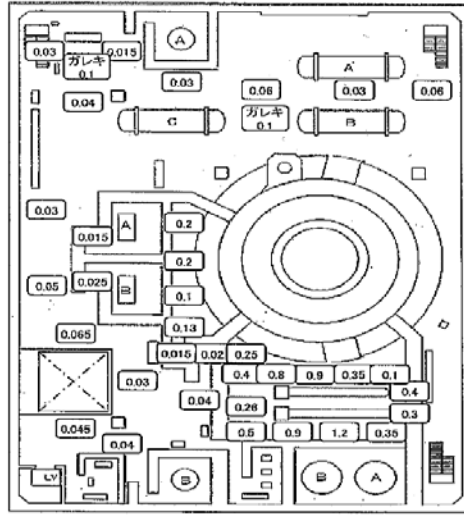
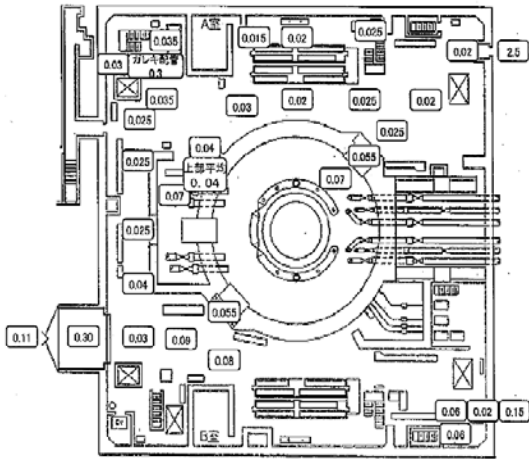
注:3号機は3階、4階については測定されていない。

単位:mSv/h

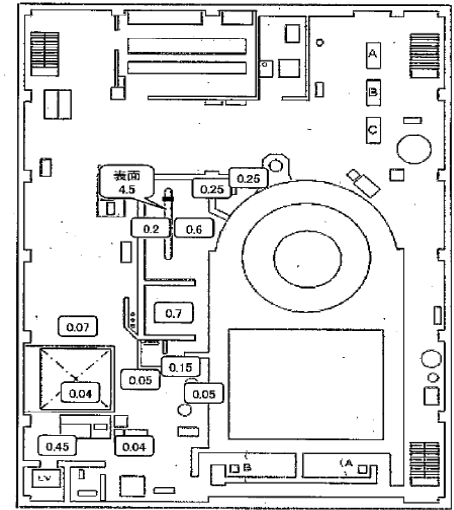
[図 V-1-10]

福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋各フロアにおける線量測定結果

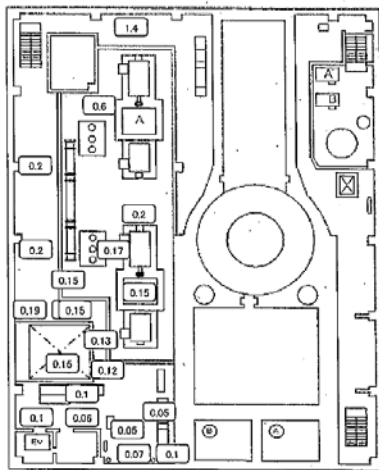
○これまでの東京電力による線量測定結果では、1階は数十 $\mu\text{Sv/h}$ 、2~4階は数十~数百 $\mu\text{Sv/h}$ 、5階は数百 $\mu\text{Sv/h}$ となっており、1~3号機に比べて、建屋内の線量率は4桁程度低い。



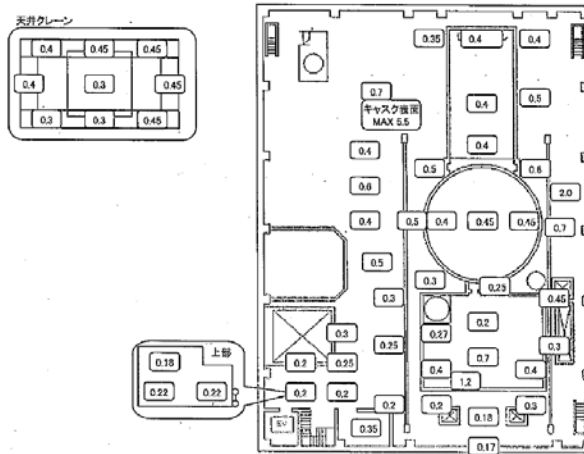
4号機原子炉建屋2階



4号機原子炉建屋3階



4号機原子炉建屋4階

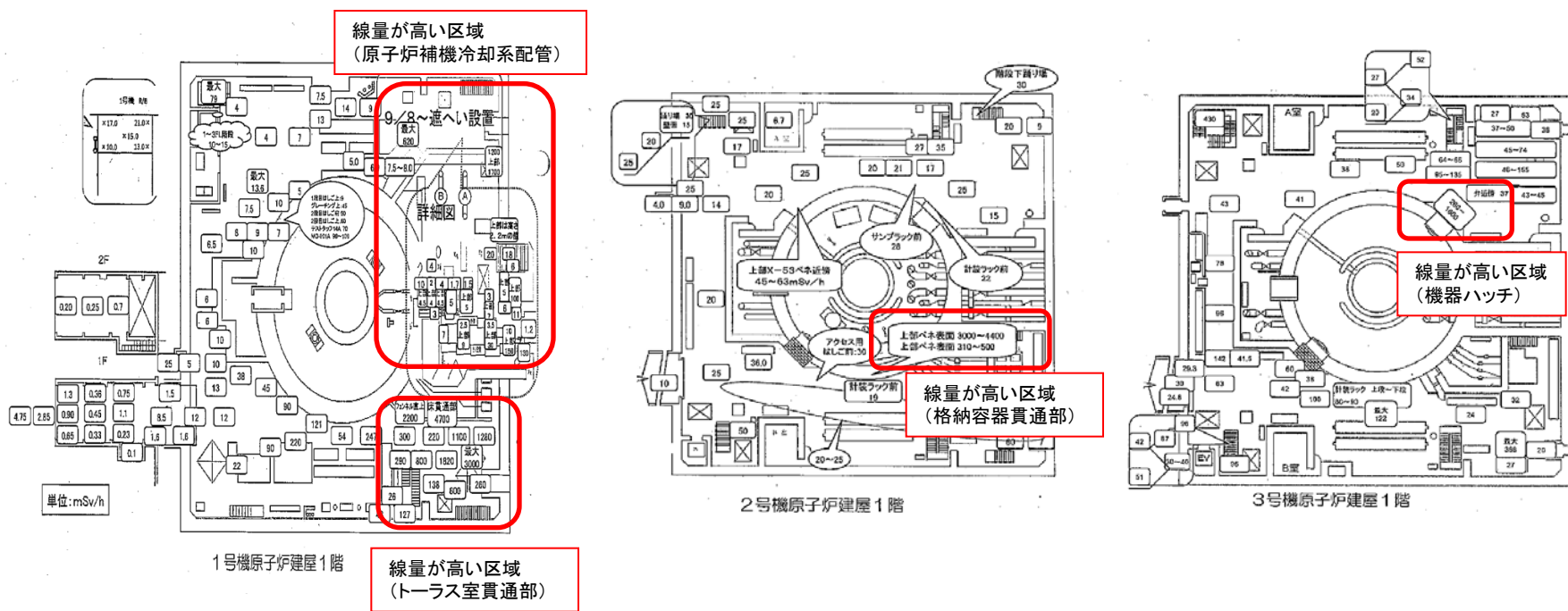


4号機原子炉建屋5階

単位: mSv/h

福島第一原子力発電所局所(原子炉補機冷却系、貫通部、機器ハッチ)における線量測定結果

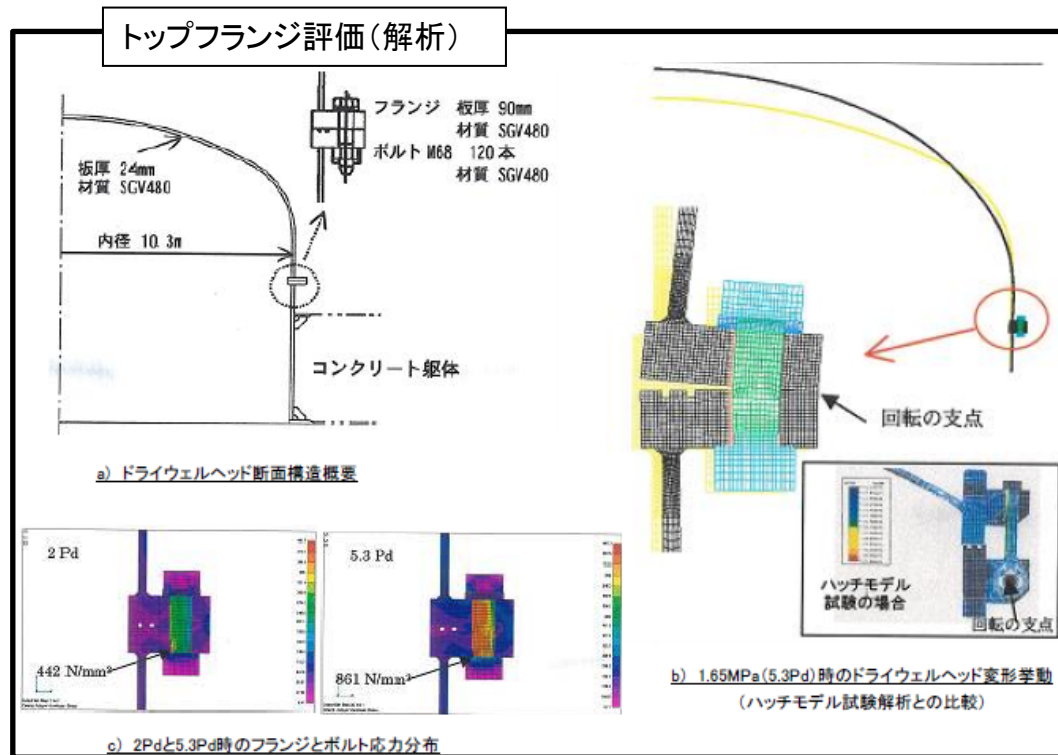
- 各号機とも各階で比べると、局所的には高い線量が測定されている箇所が存在する。
- 2号機では、原子炉建屋1階の格納容器貫通部表面、3号機では、原子炉建屋1階機器ハッチ周辺である。
- 1号機では、原子炉建屋1階のトラス室貫通部付近に加えて、原子炉補機冷却系(RCW)の配管付近の線量が高いが、これは2階のRCW熱交換器が設置されている付近も高いことから配管内の放射線物質の寄与が大きいと考えられる。



格納容器の過圧破損の可能性(トップフランジ評価)

○ これまでの安全研究結果を踏まえると、格納容器本体や格納容器貫通部等の主要な部位においては、加圧のみによる破損の可能性は低いものと考えられる。

トップフランジ: NUPECの縮尺1/10のMark II 格納容器限界耐圧試験に基づく評価手法^{文献1)}を適用したマーク I 型のFEM解析モデルによる過圧解析により、常温下で設計最高使用圧力の約6倍の圧力(6Pd^{*})でも耐圧健全性が確認されている。
(^{*}Pd=0.31MPa)



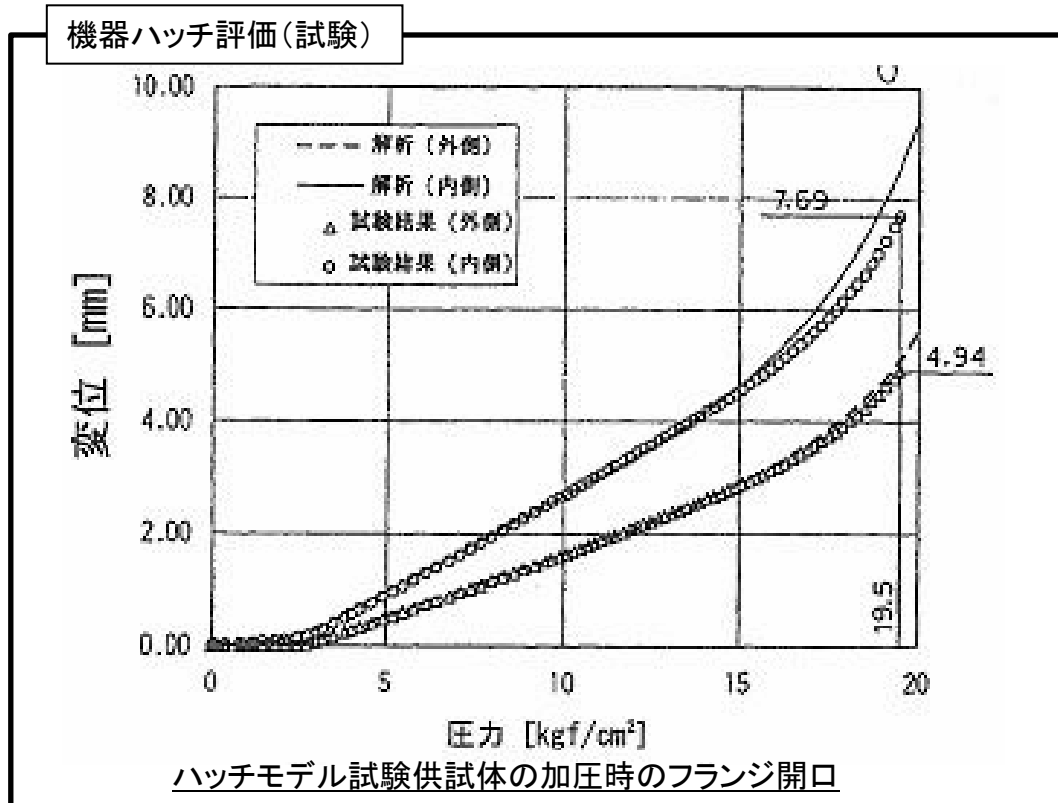
文献1) (財)原子力発電技術機構:重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書:平成15年3月4、4.構造挙動試験 4.1項SCV試験

[図V-1-13]

格納容器の過圧破損の可能性(機器ハッチ等評価)

○ これまでの安全研究結果を踏まえると、格納容器本体や格納容器貫通部等の主要な部位においては、加圧のみによる破損の可能性は低いものと考えられる。ただし、ベント管ベローズ部等で経年劣化などを想定した場合には最高使用圧力の2倍程度の圧力でも損傷の可能性が指摘されている。今後、状況を精査するとともに、圧力上昇と温度上昇との重畳についても検討を行う。

機器ハッチ：実規模ハッチモデル試験での常温下のフランジ構造及び耐圧健全性試験で6Pdの耐圧健全性が確認されている。
 ベント管ベローズ部：常温下で限界ひずみが70%のものが220℃程度で40%に低下することや、実機で過去に確認された25%の腐食を考慮して2Pdで10%、3Pdで90%以上の損傷の可能性がNRCのリスク評価レポート^{文献2)}で報告されている。



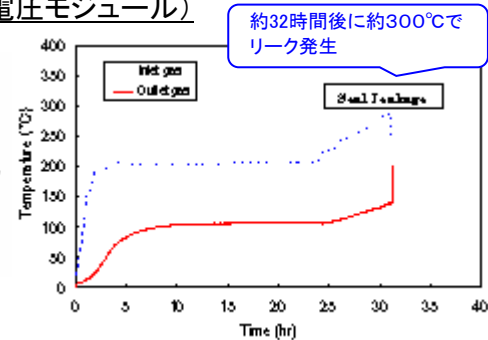
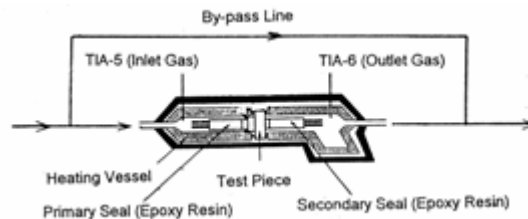
文献1) (財)原子力発電技術機構:重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書:平成15年3月4、4.構造挙動試験 4.1項SCV試験

文献2) "4.Risk Analysis of BWR Plant with Mark I Steel Containment" NUREG/CR-6920、75P

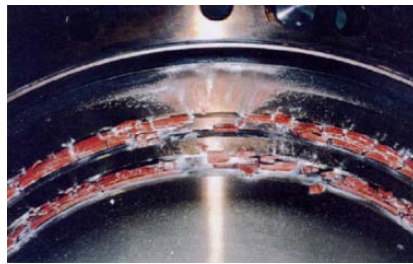
格納容器の過温破損の可能性

- NUPECの試験文献¹⁾から0.4~1MPaにおいても約250℃以上になると、フランジのガスケットや電線貫通部のシール材で漏えい発生の可能性があることが確認されている。
- 格納容器温度はJNESで実施したMELCOR解析文献²⁾の結果で1号機500℃以上、2号機約280℃、3号機400℃以上になっていることから、各号機とも過温によるシール材の劣化及び強度低下により漏えいが発生した可能性がある。

試験結果の例(低電圧モジュール)



フランジガスケットの過温劣化状況



電線貫通部の過温劣化状況



試験・評価結果概要

- (1)温度200℃以下、圧力約0.8MPa以下では、格納容器貫通部(フランジガスケット、電気ペネ)からのリークは無し
- (2)電気ペネ(低電圧モジュール)では266~324℃で、フランジガスケットでは276~349℃で微小リークが発生、一方、高電圧モジュールでは400℃までにリーク発生は無し(PCV内側は損傷するが外側は損傷無し)
- (3)リーク発生温度の圧力依存性は、フランジガスケットで圧力上昇とともに温度が低下、電気ペネで顕著な依存性無し
- (4)損傷試験体のリーク等価面積は、低電圧モジュールで約 6×10^{-6} m²/1体、フランジガスケットで約 1.3×10^{-5} mm²/1mと評価

(参考)

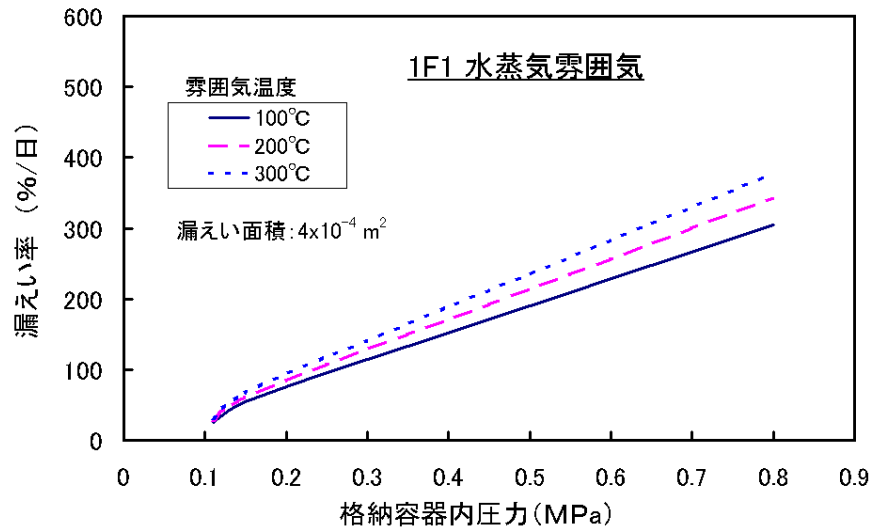
- 福島第一に使用されているトップヘッドシーリングの仕様
- ・バルカー社製品
 - ・バルカー材料記号:E1150(シリコンゴム)
 - ・使用温度範囲:-60~+200℃(使用条件により変わるので参考値)

文献1) 渡部ら、“シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでのFPエアロゾル捕集効果(1)貫通部の損傷クライテリア”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.8, No.3, pp254-263 (2009)
 文献2) “原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書 -東京電力福島原子力発電所の事故について-” 平成23年6月 原子力災害対策本部、添付IV-2

トップフランジガスケットの過温劣化時の漏えい率試算

○試験結果を踏まえて過温劣化時の水蒸気の漏えい率をJNESにて試算したところ、トップフランジガスケットの劣化だけで考えても格納容器圧力0.2MPa程度で100%/日にも達する状態であり、事故時の大規模な蒸気漏えいとも整合的であるものと考えられる。

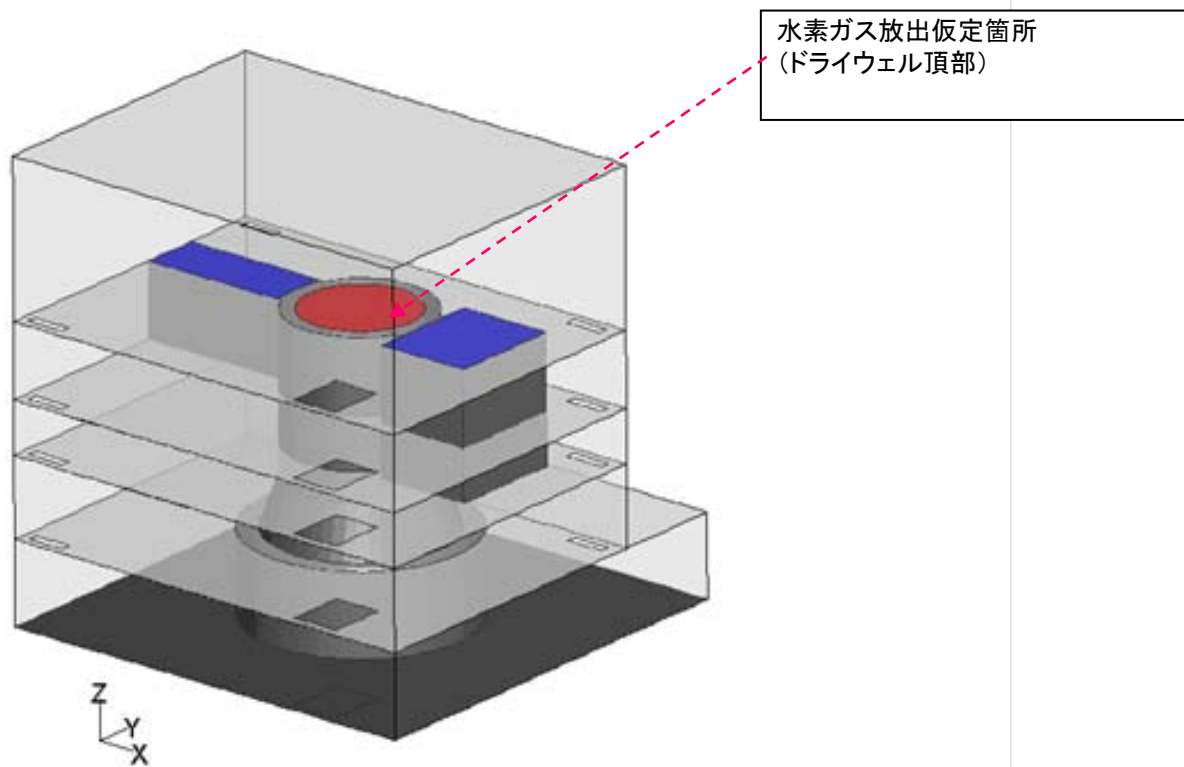
過温破損試験での劣化後に確認された漏えい面積を基に、トップフランジガスケットが全周劣化した場合の水蒸気の漏えい率を理想気体の流体公式を使用して試算。



格納容器貫通部の劣化状況も含めれば、さらに漏えい率は大きくなっているものと考えられる。

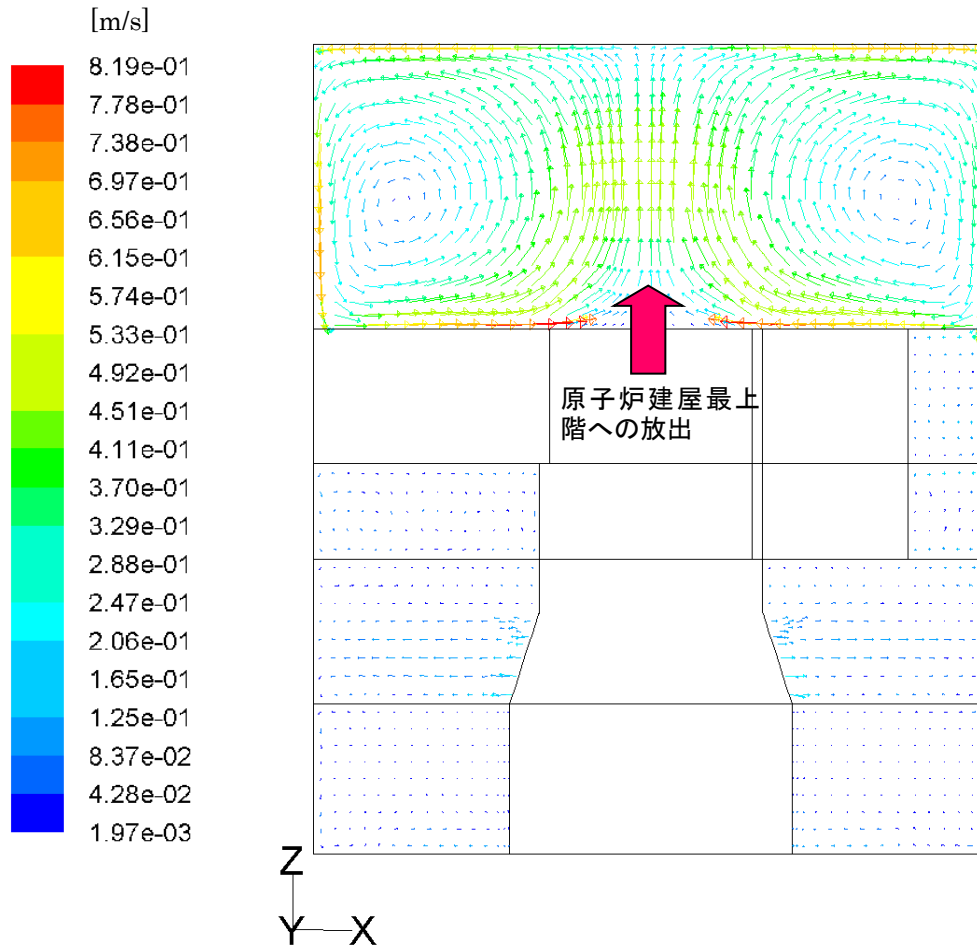
PCVフランジ等からの原子炉建屋最上階(5階)への漏えいモデル

- 原子炉建屋内の水素混合挙動解析を行い、水素爆発の発生場所から原子炉格納容器からの漏えい経路の検討を進めている。
- 原子炉格納容器からの漏えい経路として、PCVトップフランジから原子炉建屋最上階(5階)への放出を仮定して解析を実施。



[図 V-1-17]

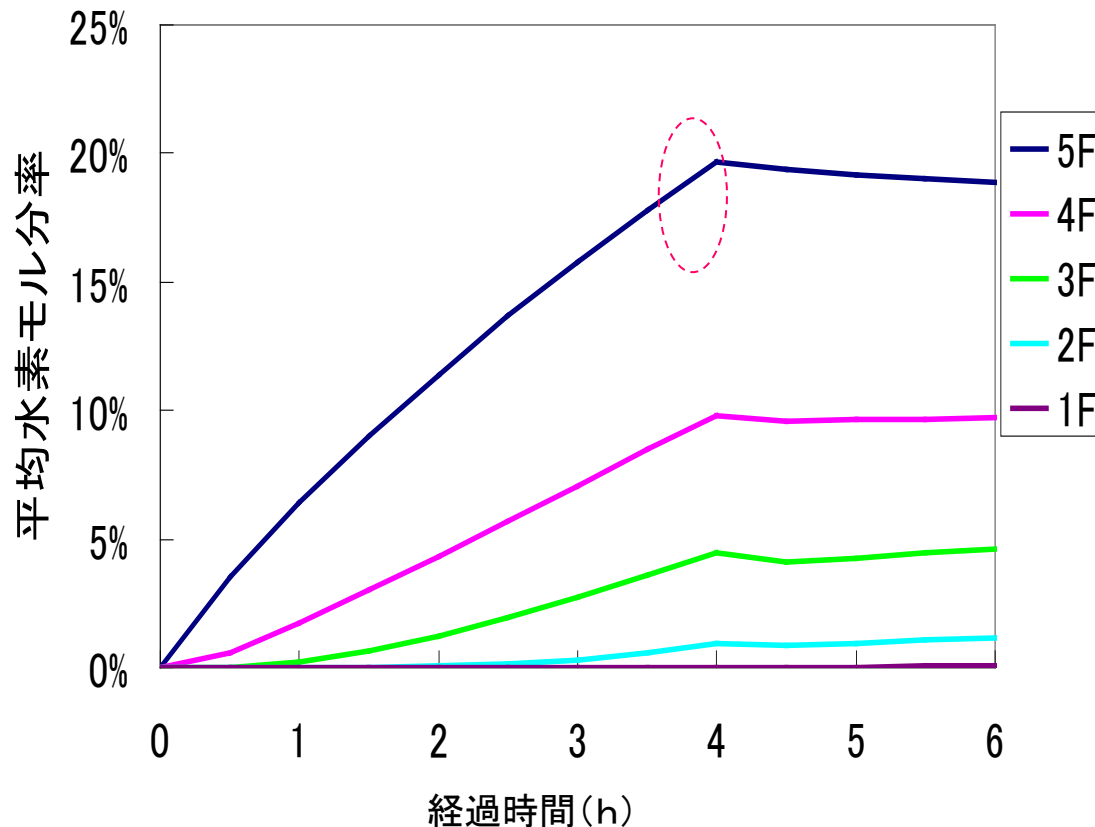
原子炉建屋最上階床面から400kgの水素放出を仮定した場合の水素ガスの挙動(流れ場)



[図 V-1-18]

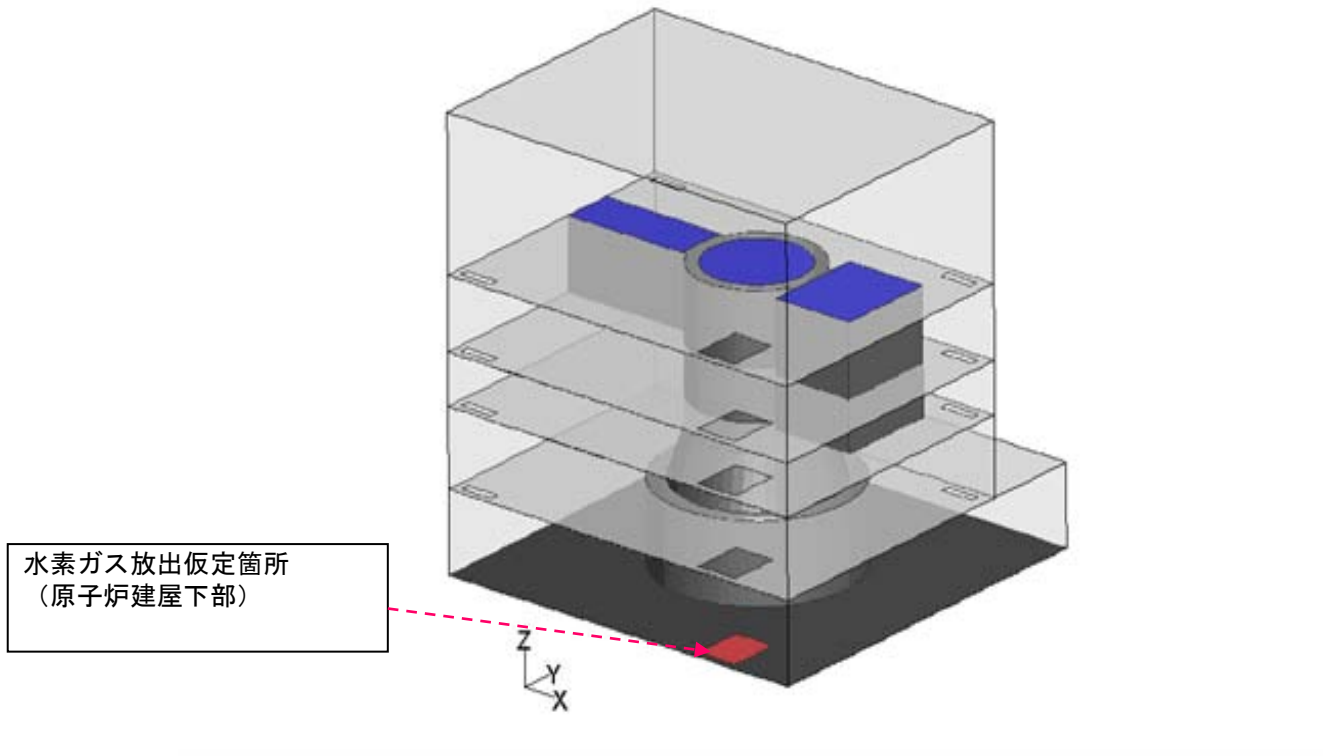
100kg/hで4時間の水素放出量を想定した場合の原子炉建屋内の水素濃度の時間変化

- 格納容器トップフランジから原子炉建屋最上階(5階)への水素の漏えいを仮定したケースでは、5階の水素濃度が高く爆轟領域に達しているが、1階は可燃領域に達していない。
- 1号機は、5階で爆発が発生していることから、主にトップフランジで漏えいした可能性が高い。
- 原子炉建屋最上階(5階)において建屋内に放出された水素は、最上階中心に蓄積(400kgの水素放出で水素濃度約20%)



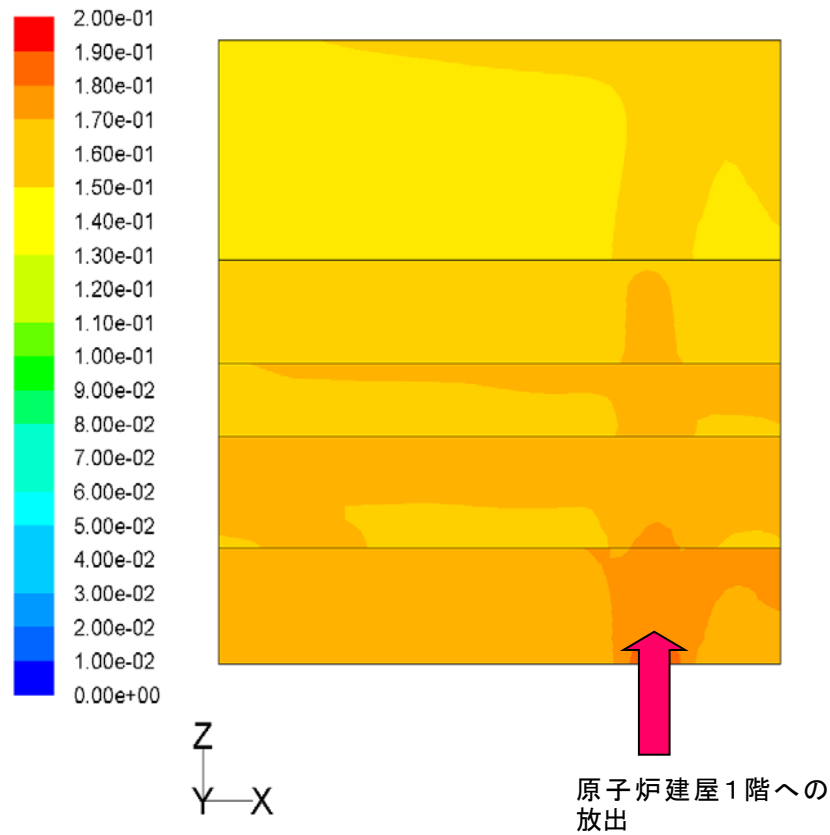
圧力抑制室、機器ハッチ(ドライウェル貫通部)等からの原子炉建屋1階への漏えいモデル

- 原子炉建屋内の水素混合挙動解析を行い、水素爆発の発生場所から原子炉格納容器からの漏えい経路の検討を進めている。
- 原子炉格納容器からの漏えい経路として、圧力抑制室や機器ハッチ等のドライウェル貫通部から原子炉建屋1階への放出を仮定して解析を実施。



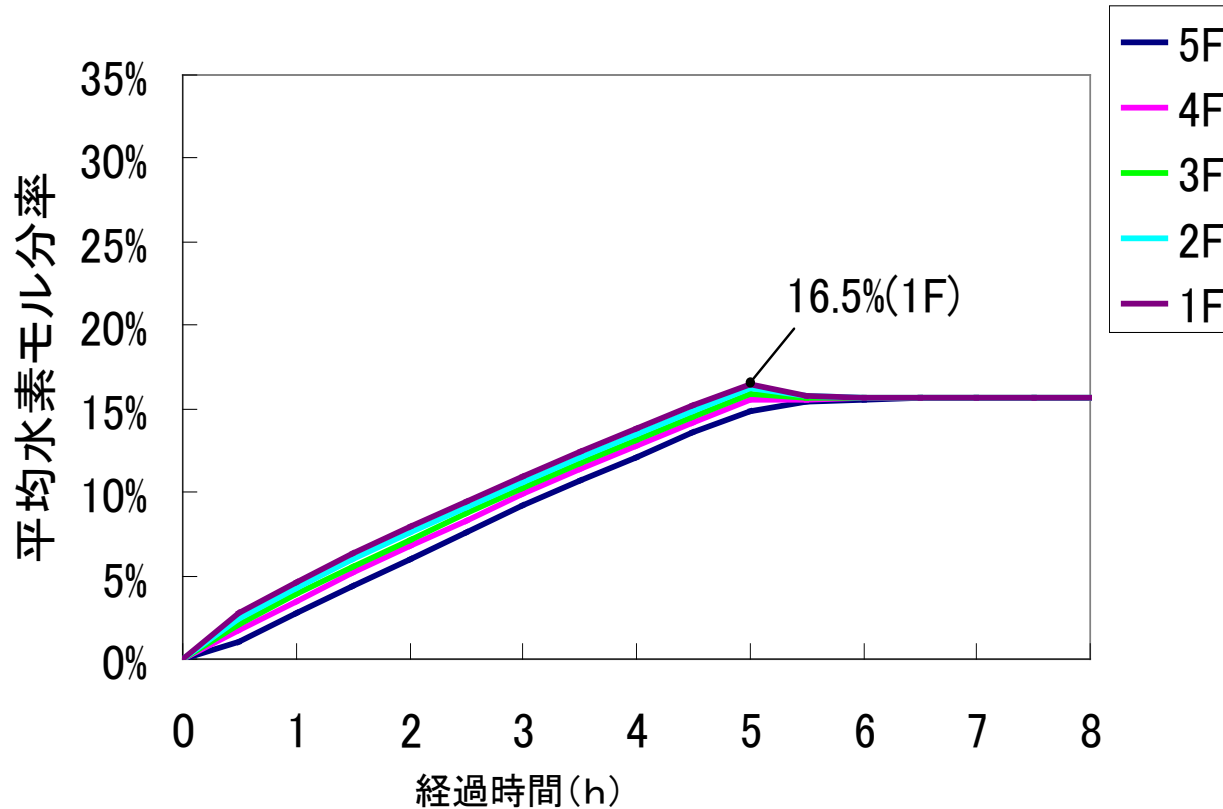
[図 V-1-20]

原子炉建屋1階床面から1000kgの水素放出を仮定した場合の水素ガスの濃度分布



200kg/hで5時間の水素放出量を想定した場合の原子炉建屋内の水素濃度の時間変化

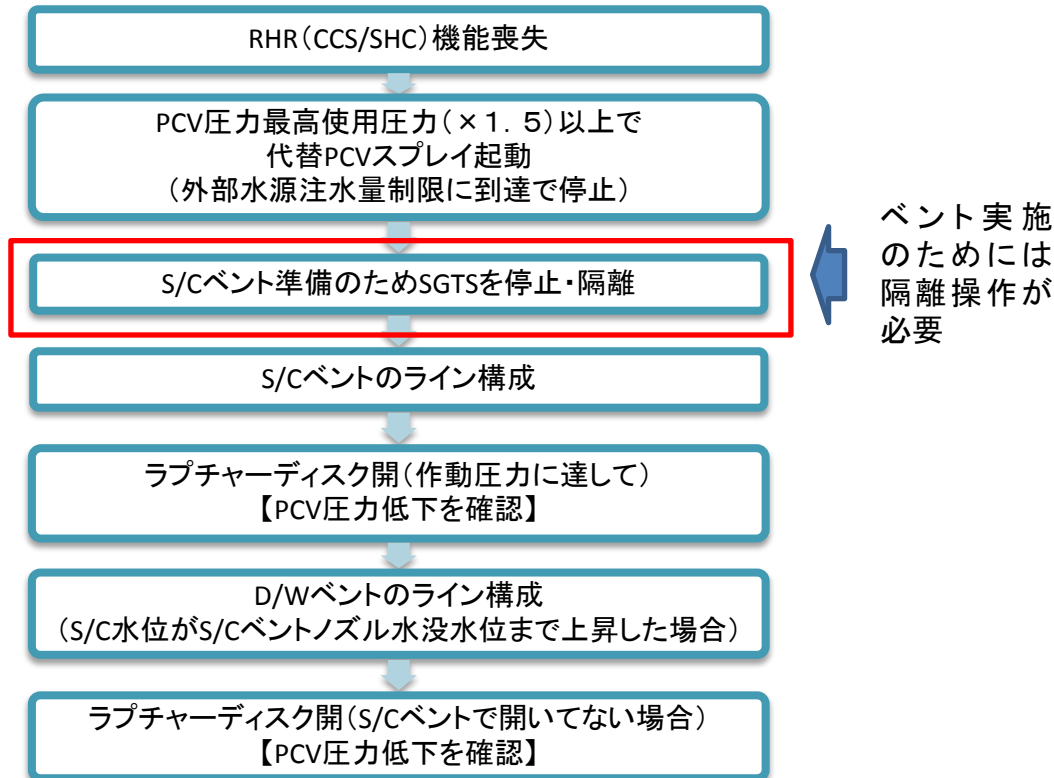
- 原子炉建屋1階における建屋内への水素の漏えいを仮定したケースでは、原子炉建屋全体に水素が拡散(1000kg(※MELCORで解析した水素発生量のほぼ全量に相当)の水素放出で水素濃度約16%)
- なお、1号機は5階でしか爆発が発生していないため、解析結果からは、1階から建屋内に放出された可能性は低いと考えられる。



[図 V-2-1]

基本的なPCVベント操作の流れ

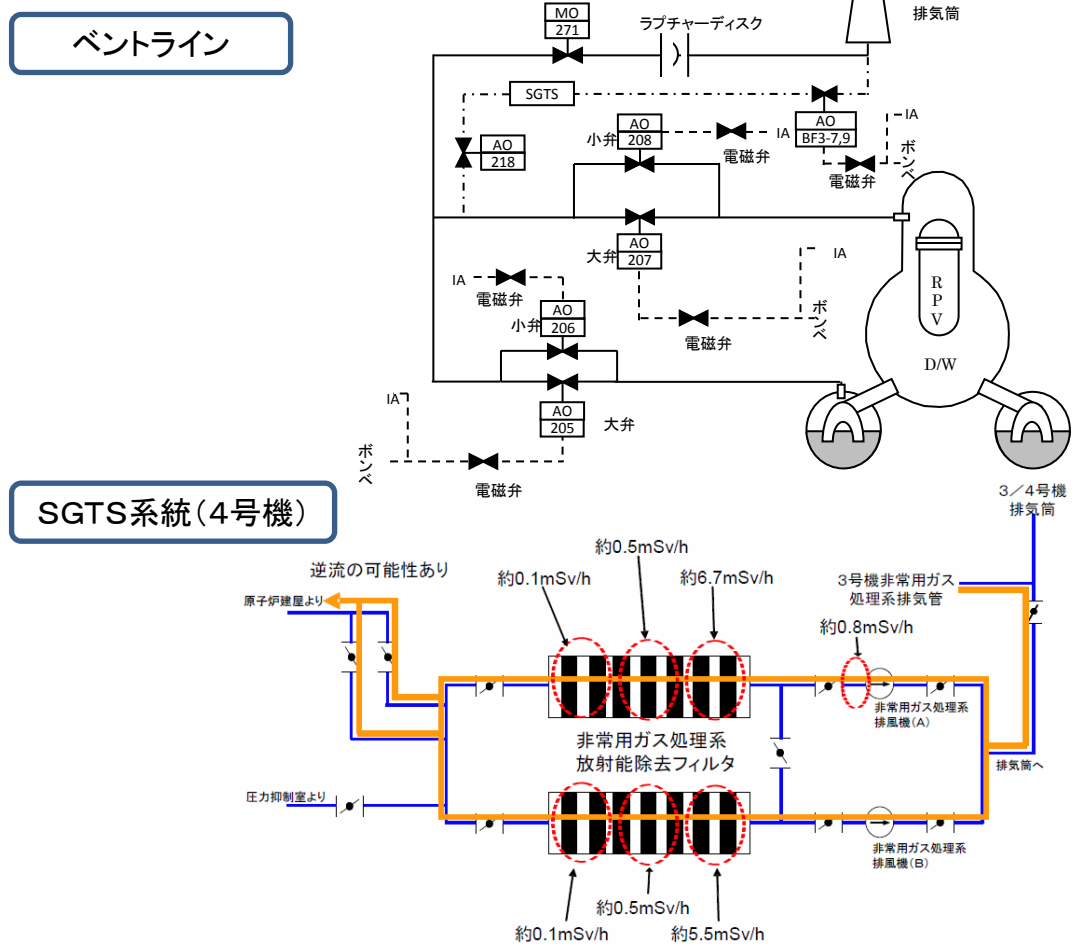
○ 格納容器(PCV)ベントの操作については、シビアアクシデント対策におけるPCV圧力の上昇抑制として、残留熱除去系(RHR)等での除熱の他、代替PCVスプレイでの蒸気凝縮が困難になった場合に、非常用ガス処理系(SGTS)をバイパスして耐圧性を強化したラインでの放出を行うものとなっている。そのため、格納容器ベントを行う際にはSGTSの停止・隔離が必要であるが、建屋からの排気系統については、フェイルオープン(注:故障等の発生時に開動作する)の設計となっており、電源喪失時は手動による閉操作が必要。



[図V-2-2]

格納容器ベントでの建屋側への逆流の可能性(3号機⇒4号機)

○4号機は3号機と排気筒を共用しており、4号機の排気管は排気筒手前で3号機の排気管と合流している。4号機のSGTSのフィルタの線量が出口側である排気筒側で高くなっていることから、3号機の放射性物質を含んだ気体がPCVベントにより4号機SGTSを逆流して建屋に流入した可能性がある。



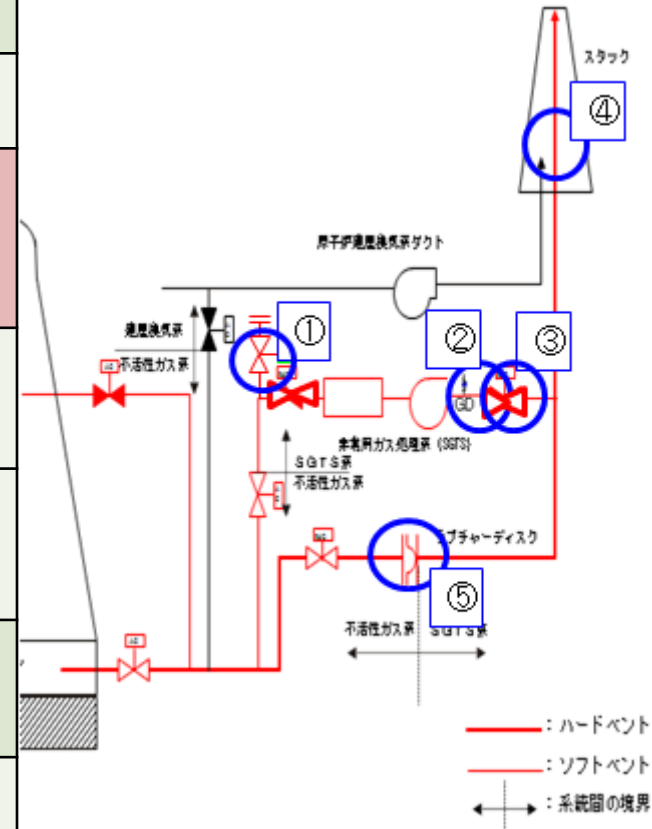
<表V-2-1>

電源喪失時の状態(ベントラインとSGTSとの隔離弁:一覧)

○国内の他プラントにおいても、全交流電源喪失時におけるSGTSの入口弁、出口弁の弁動作は福島第一と同じである。

	①SGTS入口弁(注1)	②逆流防止ダンパーの設置	③SGTS出口弁(注1)	SGTS動作時に全交流電源喪失が発生した場合の弁の動作(注2)	④排気筒の号機間共用	⑤ベントラインラプチャーディスクの作動圧
東通	AO弁	有	MO弁	FAIL OPEN(AO弁) AS IS(MO弁)	無し	427kPa
女川	AO弁	有	MO弁	FAIL OPEN(AO弁) AS IS(MO弁)	無し	427kPa
福島第1	AO弁	有(4号機は無)	・1~5号 AO弁 ・6号 MO弁	FAIL OPEN(AO弁) AS IS(MO弁)	有り	1号: 448kPa 2~5号: 427kPa 6号: 310kPa
福島第2	AO弁	有	MO弁	FAIL OPEN(AO弁) AS IS(MO弁)	無し	310kPa
柏崎刈羽	AO弁	有	MO弁	FAIL OPEN(AO弁) AS IS(MO弁)	無し	
浜岡(3~5号)	AO弁	有	MO弁	FAIL OPEN(AO弁) AS IS(MO弁)	無し	3~4号: 427kPa 5号: 310kPa
志賀	AO弁	有	MO弁	FAIL OPEN(AO弁) AS IS(MO弁)	無し	1号: 427kPa 2号: 310kPa
島根(1号)	AO弁	無	AO弁	FAIL OPEN(AO弁)	無し	1号: 450kPa 2号: 427kPa
島根(2号)	AO弁		MO弁	FAIL OPEN(AO弁) AS IS(MO弁)		
東海第二	AO弁	有	AO弁	FAIL OPEN(AO弁)	無し	310kPa

表中の番号と設備との関係は下記のとおり。



(注1) AO弁: 空気作動弁、MO弁: 電動弁
 (注2) FAIL OPEN: 故障等の発生時に開動作する。
 AS IS: 故障等の発生時に開状態維持する。

[図V-2-3]

3号機の事故時運転操作手順書

○3号機の事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)においては、PCVベントを行う前にシステムの弁状態を確認することとなっており、S/CやD/WからSGTSへ繋がる管の弁(格納容器・圧力抑制室ベント弁)やSGTS出口弁が全閉であることを確認し、全閉でない弁は全閉とすることとなっている。

○しかしながら、3号機のこれらの弁は全開の状態になっており、隔離操作が実施されていない。

○また、同手順書においては、系統図に4号SGTSと合流していることは示されているものの、操作内容において4号側の記載はなく、4号側への流入を防止できるものとはなっていない。

○隔離操作及び隔離状態の確認に係る事実関係等について東京電力に報告を求めたところ、1~4号機全てについて「現時点では確認できない」とされており、これらの弁を操作するに当たっての当時の状況等を含めて実態を把握すべく調査していく。

NW-51-5-1P-F1-007-3 3号機 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)
2010年 2月20日(13)

2-3-1項 S/Cベント(図-1参照)

操作順序	操作内容	確認事項	操作場所	確認
	S/Cベントは下記の4つの条件が成立したら実施する。 (1) RHRの復旧の見通しが無い。 (2) 格納容器圧力が85kPaに到達すると予測される場合。 (3) 外部水源総注水量が2300m ³ 以下。 (4) 緊急時対策本部長がベント操作を許可した時。			
1	外部水源総注水量が2300m ³ 以下であることを確認する。 S/Cベントラインが水没している場合は2-3-2項D/Wベント操作を実施する。	S/Cベントライン冠水レベル計(LL-174)で4470mm以下		
2	S/Cベント準備のためSGTSを2台とも停止する。 (1) SGTSファン(HVB-3-1C/D) COS「切」位置	③点灯、④消灯	9-34	
3	S/Cベントラインのラインナップを確認する。 全開でない弁は全閉とする。 (1) 格納容器ベント弁(AO-207)「全開」 (2) 格納容器ベント弁バイパス弁(AO-208)「全開」 (3) 圧力抑制室ベント弁(AO-205)「全開」 (4) 圧力抑制室ベント弁バイパス弁(AO-206)「全開」 (5) 格納容器・圧力抑制室ベント弁(AO-217)「全開」 (6) 格納容器・圧力抑制室ベント弁(非常用ガス処理系)(AO-218)「全閉」 (7) PCVベント弁(AO-211)「全閉」 (8) SGTS(C)出口弁(BF3-7)「全閉」 (9) SGTS(D)出口弁(BF3-9)「全閉」	③点灯、④消灯	9-3	

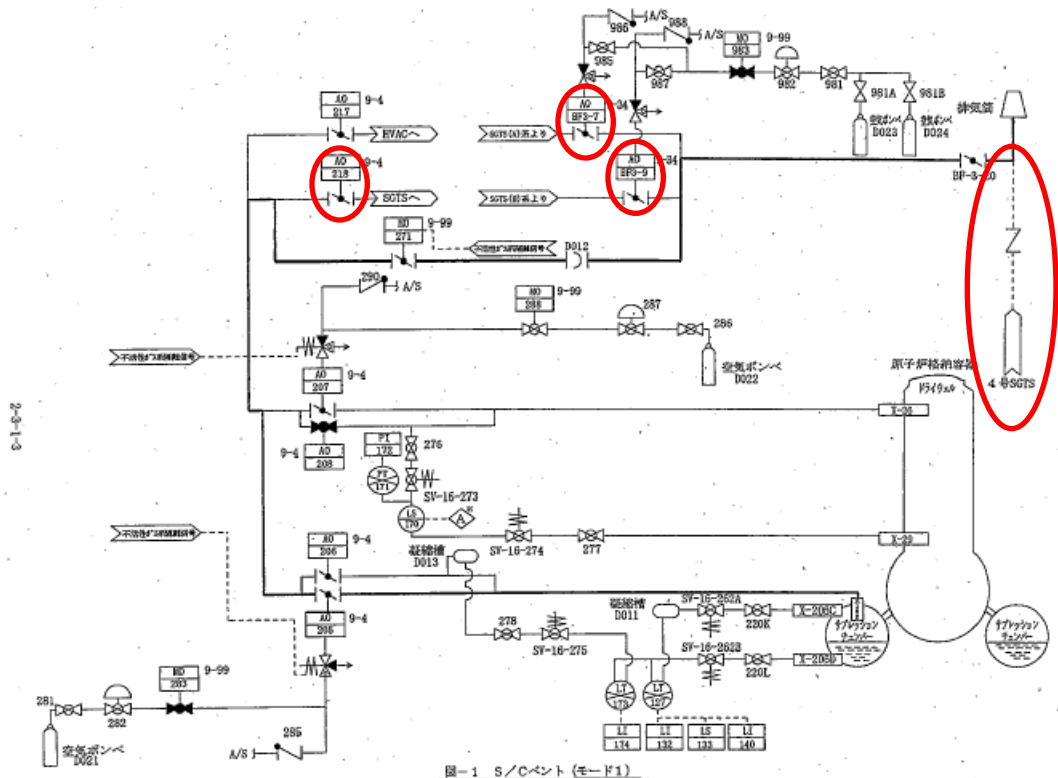


図-1 S/Cベント(モード1)

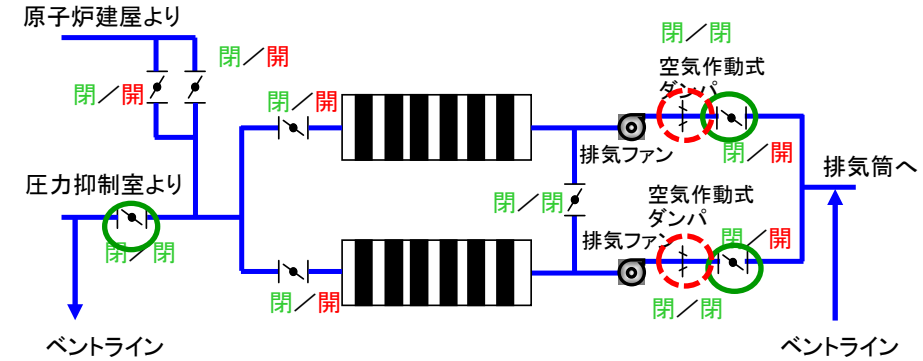
NW-51-5-1P-F1-007-3 3号機 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)
2010年 2月20日(13)

1～4号機におけるSGTSの隔離状態

○格納容器(PCV)ベントの際のSGTSの隔離については、手順書上SGTSの出口弁を閉める必要があるが、3号機SGTSの出口弁については現場確認の結果から隔離されていないことが確認されており、また、4号機についても前述のとおり隔離されていないと考えられる。

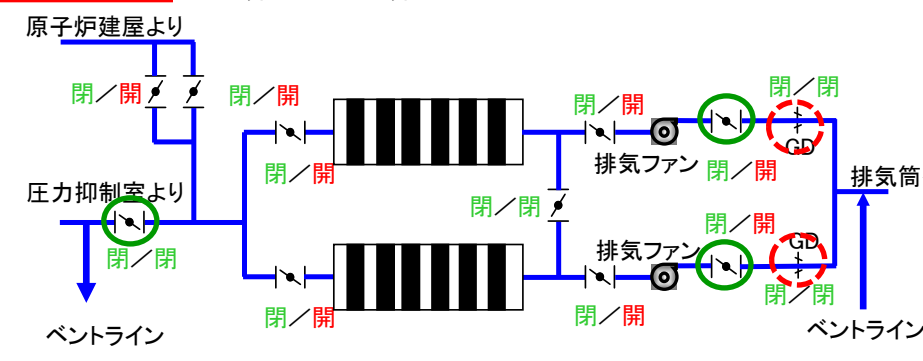
○1～3号機については電源喪失時に閉となるダンパが出口側に設置されていたため、4号機に比れば建屋側への流入は抑制されていたと考えられる。しかし、3号機SGTSフィルタの線量率が入口側と出口側で大きく変化しておらず明確な方向性が見られないことから、建屋側への一方向的な逆流はないものの、逆流そのものは否定し難いと考えられる。今後、閉状態であったと思われるダンパ等の性能についても検討を行う。

1号機

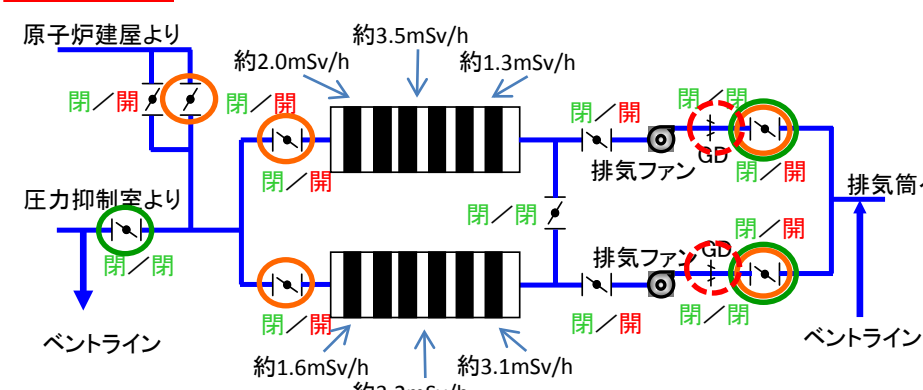


2号機

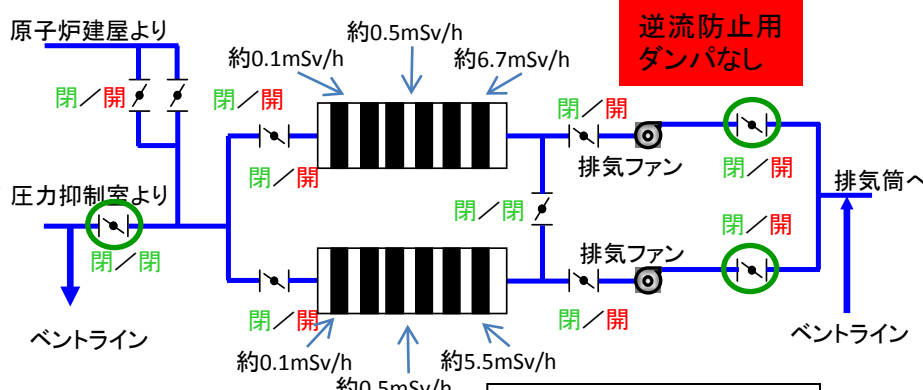
※GD: グラビティダンパ(重錘により閉状態を維持する逆止弁)
※弁は全てAO弁



3号機



4号機



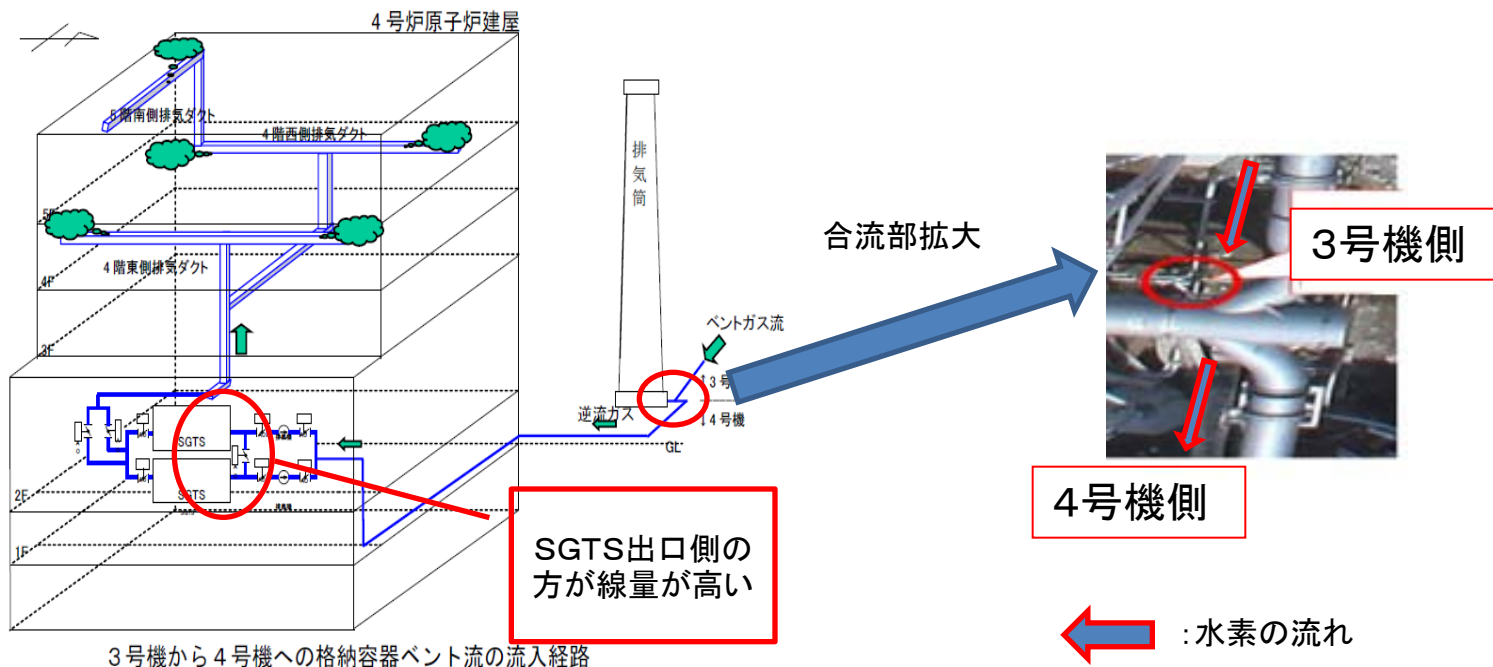
○ : 現場調査で全開を確認されているもの ● : ベントの際の隔離弁 ○ (赤点線) : 逆流防止用ダンパ

弁状態の凡例
通常待機時 / 電源喪失時

[図V-2-5]

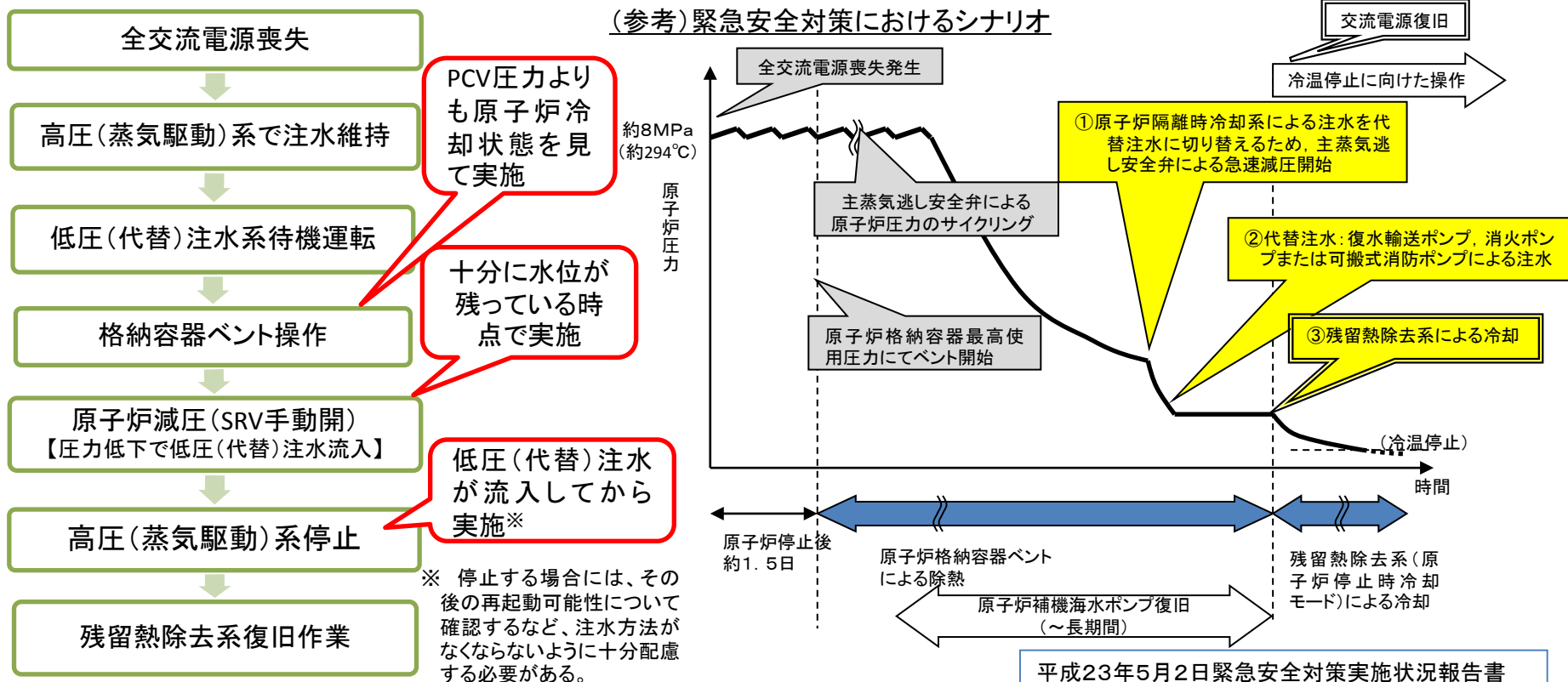
3号機から4号機への格納容器ベント流の流入経路

- 3号機で発生した水素は、4号機の非常用ガス処理系(SGTS)を逆流すると、建屋換気系を通して建屋内に放出されることとなる。
- 4号機は4階の床、天井等が膨らむ方向の変形が生じている。また、4号機の建屋内は1～3号機に比べて汚染が小さいため、主に格納容器から漏えいしたと考えられる1、3号機とは異なり、フィルタを通して建屋内に流入した水素により爆発が生じたものと考えられる。



低圧注水への移行に係る手順

- 低圧(代替)注水への移行にあたっては、逃がし安全弁(SRV)により、原子炉を減圧すると原子炉から蒸気が流出し急速に水位が低下するため、十分に水位が残っている時点で、減圧後直ちに低圧注水を実施できる態勢を整えてから減圧を行う必要がある。
- その際には、主に原子炉からの蒸気流出によりPCV圧力が上昇しないように、PCVベントによる格納容器からの除熱機能を確保した上で、準備できている低圧(代替)注水の吐出圧を十分下回る圧力まで減圧する必要がある。そのため、原子炉の減圧操作を行った時点でベントが機能せず減圧が不十分にならないことがないように、原子炉の減圧前にベントを実施する必要がある。
- これに対して、3号機においては、高圧注入系(HPCI)を手動停止させた時点において、低圧注水の実施やSRV操作についての準備状況が十分でなかったと考えられ、その結果、低圧注水に移行できず、炉心の損傷に至ることとなった。



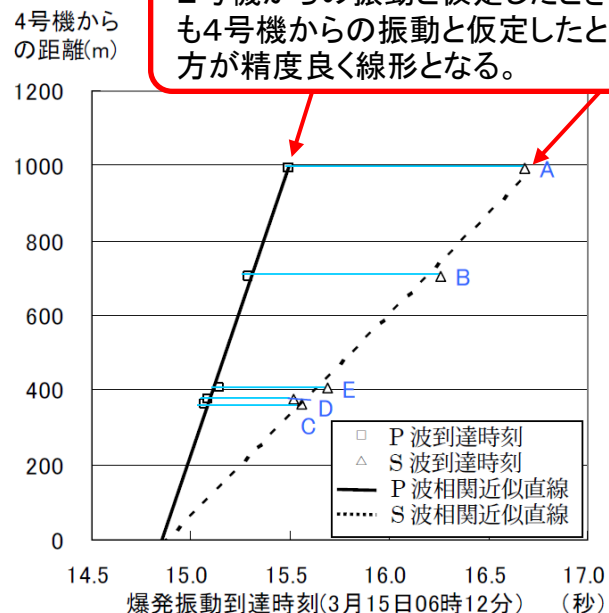
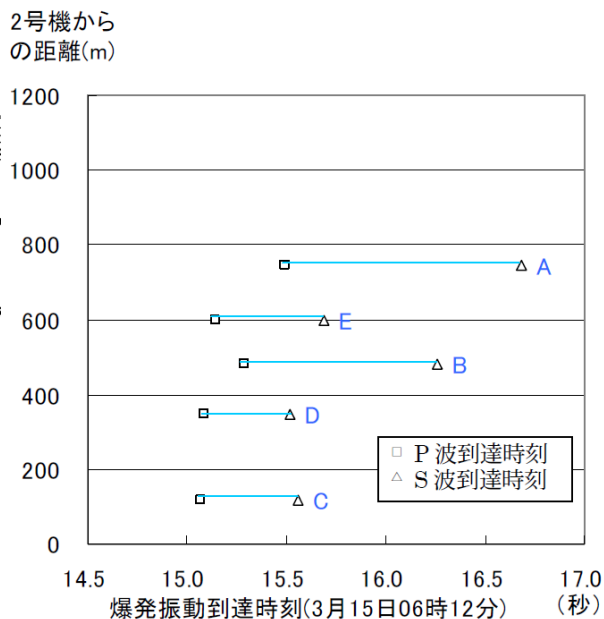
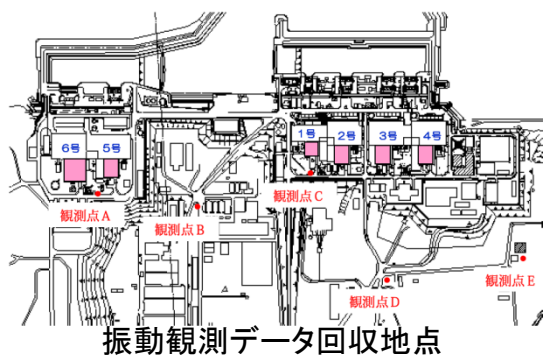
2号機の爆発でなく4号機のみの可能性について(東京電力の解析結果)

○15日6時過ぎに、2号機の圧力抑制室または4号機の原子炉建屋上部で爆発が発生した可能性について、爆発発生状況を把握するため、東京電力では敷地内に設置されている仮設の地震観測記録計のデータを分析を実施。

○15日6時00分～6時15分の振動記録について、P波(縦波)とS波(横波)の伝達速度を分析して地震動と爆発による振動を区別したところ、爆発による振動は6時12分の記録のみ。

○6時12分に記録されている振動について、各観測点におけるP波及びS波の到達時刻を2号機からの距離と4号機からの距離で整理した結果、2号機からの距離で整理した結果に比べて4号機からの距離で整理した方が明らかに精度良く線形(※)になることから、当該振動は4号機の爆発であると推定。

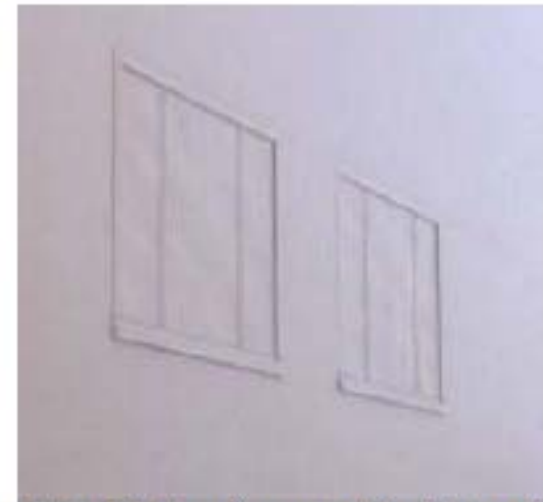
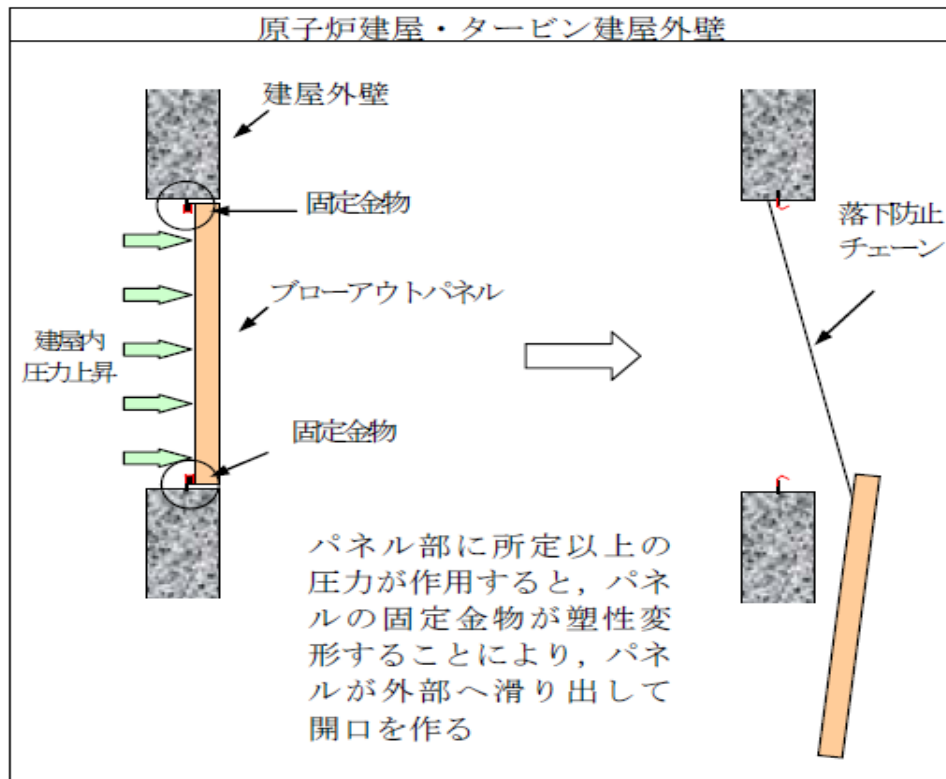
※振動源から観測点までの距離を縦軸に、P波及びS波の到達時刻を横軸にとると線形の関係となる。



[図V-4-2]

ブローアウトパネルの概要

ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外において主蒸気管破断が発生した場合に建屋の内圧上昇による天井・外壁等の破損を防止するために設置されているものであり、所定の圧力がパネルに作用すると固定している金物が塑性変形を起こし動作することが予定されている。



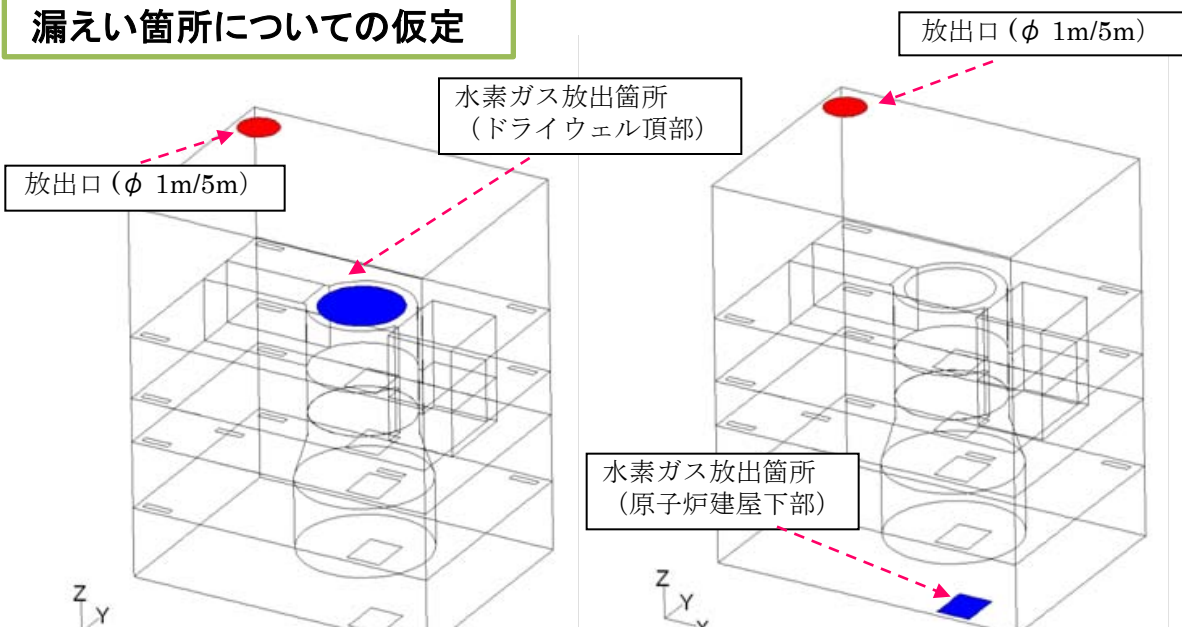
屋外から見たブローアウトパネル(例)
(閉じた状態)

出典: 中部電力資料

原子炉建屋開口部と水素滞留との関係(JNES解析結果)①

- 代表的な漏えい箇所として原子炉建屋上部及び下部からの水素漏えいを仮定し、原子炉建屋内の水素混合挙動解析を実施。その際に、原子炉建屋に開口部／放出口を想定した場合の水素滞留の状況についての評価を実施し、ブローアウトパネル相当の放出口(φ5m)の影響等について検討した。
- JNESが行ったMELCORによる解析結果によると、実際に水素爆発に至った1号機においては、総量として約1000kgの水素が発生し、水素爆発直前(図中②)までの約10時間～11時間の間に400kg～450kg程度の水素が原子炉建屋内へ漏えいした可能性が示唆される。
- そのため、解析条件としては、400kg、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい速度は50kg/hを基本ケースとした。

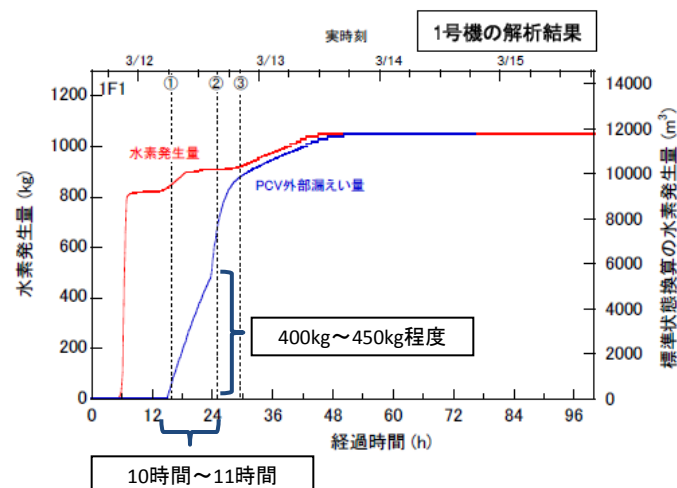
漏えい箇所についての仮定



PCVフランジ等からの原子炉建屋上部への漏えいモデル

S/C室、ドライウエル貫通部等からの原子炉建屋下部への漏えいモデル

原子炉格納容器からの漏えい量／漏えい速度についての仮定



1号機の解析結果を元に、漏えい量400kg、漏えい速度を50kg/hを仮定

＜表V-4-1＞

原子炉建屋開口部と水素滞留との関係(JNES解析結果)②

- 解析の結果、ブローアウトパネル相当の放出口(φ5m)を仮定した場合には、各階の水素濃度が爆轟条件である15%を下回ることから、ブローアウトパネルの開放により、水素爆発が回避された可能性がある。
- さらに、1Fに2m²の開口部を追加すると、より厳しい水素漏えい速度(100kg/h)を想定したとしても、各階の水素濃度は4%を下回る結果となった。そのため、水素爆発防止の観点からは、最上階及び1F部に放出口/開口部を設けることが有効と考えられる。

解析条件:

- 原子炉建屋最上階(5階)天井の放出口(なし/直径(φ)5mの円形)及び原子炉建屋1階に開口部(なし/2m²)
- 原子炉建屋1階もしくは最上階(5階)からの水素漏えいを仮定
- 放出量は400kg、漏えい速度は50kg/h、100kg/hを仮定

水素漏えい速度 (kg/h)	水素漏えい箇所	放出口 5F	開口部 1F	5F 水素濃度	4F 水素濃度	3F 水素濃度	2F 水素濃度	1F 水素濃度
33.3※	DW頂部(5F)	なし	なし	18.7%	12.4%	8.0%	1.8%	1.2%
50	DW下部(5F)	φ5m	なし	5.4%	4.8%	3.1%	1.2%	0.1%
100	DW頂部(5F)	なし	なし	19.7%	9.8%	4.5%	0.9%	0.0%
100	DW頂部(5F)	φ5m	なし	8.2%	6.7%	3.6%	1.0%	0.0%
100	DW頂部(5F)	φ5m	2m²	2.3%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
33.3※	DW下部(1F)	なし	なし	9.8%	10.0%	10.0%	10.2%	10.3%
50	DW下部(1F)	φ5m	なし	6.6%	7.0%	7.3%	7.6%	7.9%
100	DW下部(1F)	なし	なし	9.2%	9.7%	9.9%	10.2%	10.7%
100	DW下部(1F)	φ5m	なし	8.2%	8.9%	9.2%	9.7%	10.2%
100	DW下部(1F)	φ5m	2m²	1.6%	1.6%	1.6%	1.6%	1.2%

※他の解析結果より水素漏えい速度が33.3kg/hと50kg/hとでは、最終的な水素濃度はほぼ同様となるため基本ケース(50kg/h)相当と考えられる。

＜表V-5-1＞

格納容器ベントに関する海外対応状況

- 調査した各国において、欧州諸国ではイギリスを除きフィルタ付ベントを採用している。
- アメリカでは、BWRに対して耐圧強化ベントを採用したが、1F事故以降、フィルタ付ベントの設置について検討中。
- 格納容器設計圧力に達する前にベントを行うとしている例がある(ドイツ、スウェーデン)。

	アメリカ	イギリス	ドイツ	フランス	スウェーデン	スイス	IAEA
格納容器ベントに関する規制要件	耐圧強化ベントを自主的に実施するBWR事業者には改造スケジュールを、実施しない場合には費用対効果の評価を提出。(GL 89-16)	格納容器設計には、容認可能なレベルまで放射性物質放出を最小化する処理系付圧力逃がし系を含み、放出ルートを設定すること(SAP #424g)	<ul style="list-style-type: none"> • PWR格納容器にエアロゾルフィルタの設置 • BWR格納容器にベンチュリスクラバを設置 (RSK勧告) 	確率的リスクに対する安全目標を設定し、設計限界の状況に対して評価した結果から、格納容器内圧を設計値に低減し、環境放出を顕著に低減し、ろ過済ガスをスタックから放出する設備を設ける。	<ul style="list-style-type: none"> • 放射線障害により早期致命傷に至らないこと。 • 長期間にわたる広い区域の利用をできなくする土地の汚染が防止されるものとする。(スウェーデン政府決定) 	フィルタ付格納容器ベントの設置 (HSK-R-40/d)	<ul style="list-style-type: none"> • 格納容器ベントシステムを設置する場合、環境への放射性物質放出を制御するよう放出物をろ過すべきである。代表的なる過システムには、サンド、マルチベンチュリスクラバ、またはこれらの組み合わせを含む。 • HEPA・チャコールフィルタ、サンド、またはチャコールフィルタは、空気が水プールでスクラブされる場合、必要としなくてもよい。(DS-414 4.143項)
対応例	殆どのBWR事業者は耐圧強化ベントを自主的に設置 (作動条件例(BWR)) <ul style="list-style-type: none"> • 格納容器内の水素・酸素濃度が上昇しないように制御してベント。 格納容器ベントのろ過: <ul style="list-style-type: none"> • 1988年にフィルタ付ベントはスクラビング能力から、マークIIに対し正当化されない、と判断されていた • 1F事故以降の、フィルタ設置について遅延無く取り組むべき検討課題と提案している。(SRM(2011/12/15)) 	圧力逃がし系を水素ベント系として設置 (フィルタ付ベントは採用していない。)	全てのBWR/PWRにフィルタ付格納容器ベントをRSKの勧告に基づき設置。 (作動条件例) <ul style="list-style-type: none"> • 格納容器圧力が規定の設計圧力に達する前に、格納容器ベントを開始 	全てのPWRにフィルタ(例: サンドベッドフィルタ)付格納容器ベントを事業者提案の承認に基づき設置 (作動条件例) <ul style="list-style-type: none"> • 格納容器の設計圧力に達した場合にシステムを開放。余熱除去系の復帰でシステムを手動閉。 	全てのBWR/PWRにフィルタ付格納容器ベントを設置。 (作動条件例(BWR)) <ul style="list-style-type: none"> • 格納容器設計圧力に対して、2系列のラプチャディスク(設計圧力前に破裂、設計圧力を超えて破裂)で起動する。 	全てのBWR/PWRにフィルタ付格納容器ベントを設置。 (作動条件例(BWRマークI)) <ul style="list-style-type: none"> • 格納容器設計圧の1.5倍または格納容器破損圧の2/3の小さい方。 	

VI 指揮・計装制御装置及び非常事態への対応体制等について

<表VI-1-1>

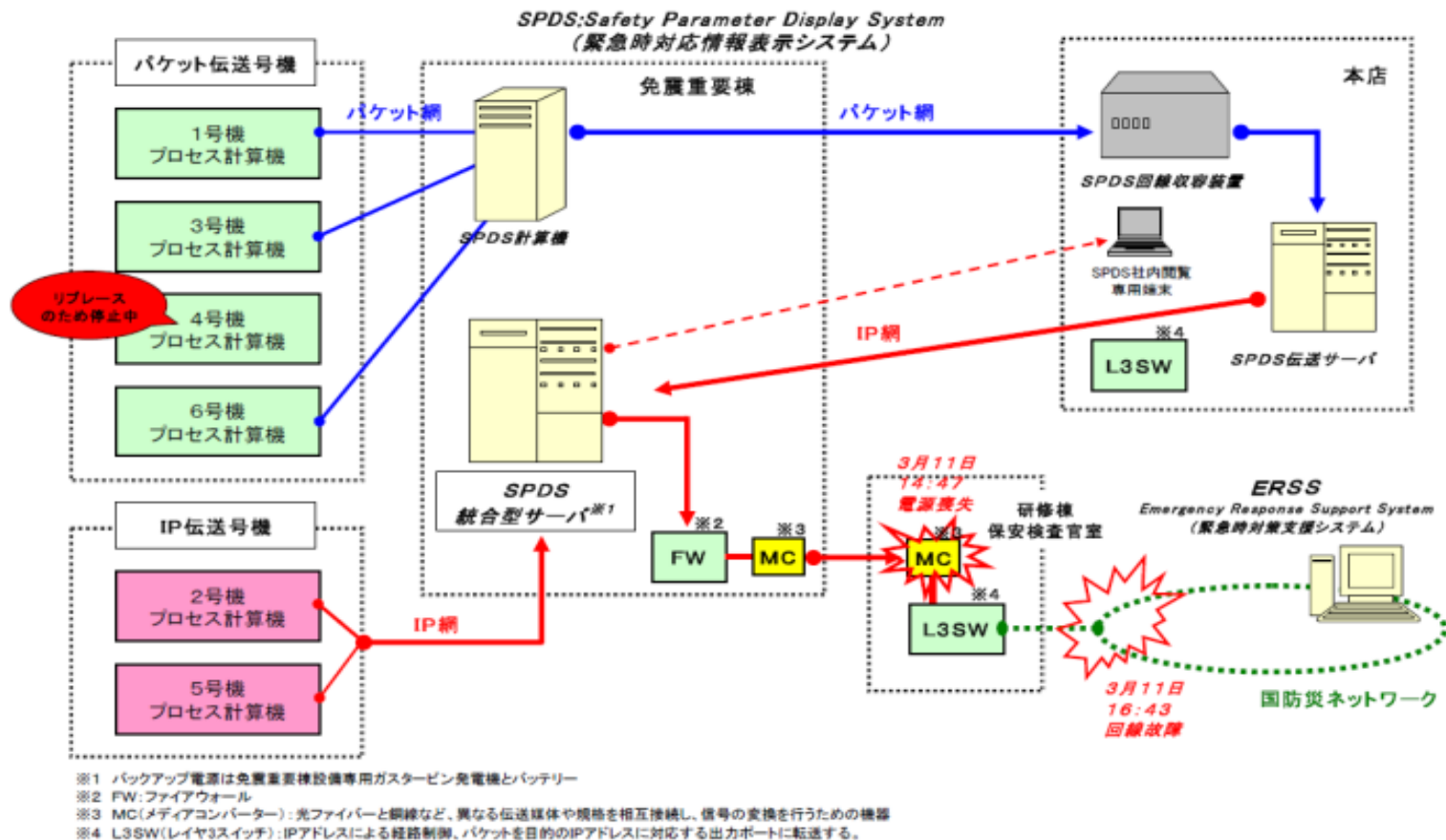
福島第一原子力発電所各号機の通信設備の被害状況

- ほとんどの設備は電源喪失等により使用できなくなった。無線設備についても受信場所が限定されるなど十分に利用できなかった。
- さらに、中央制御室と現場との連絡が取れず、現場との往復が必要で、作業に時間を要することとなった。
- 緊急時対策所における運転員への支援を円滑に行うために設置されていたプラント状態把握のための緊急時対応情報システム(SPD S)は、それ自身は免震重要棟に設置され維持していたが、データは各号機のプロセス計算機から伝送されるため、1、2号機では津波の影響でプロセス計算機も機能喪失しており、3号機等ではパケット回線での伝送で不安定な状態にあった。

		1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	
通信設備	通常通信手段	PHS (中操⇄現場)	PHSについて、地震直後は使用していたが、その後電源喪失等の影響で使用不能（電源：通常は2つのプラントの非常用・常用電源盤（切替）からの受電。なお、PHS装置にバッテリー有り。）					
		ページング (中操⇄現場)	有線ページング設備について、地震直後は地震発生と津波及び避難について一斉ページングするなど使用していたが、その後電源喪失等の影響で使用不能（電源：通常は各プラント等からの非常用・常用電源盤（切替）から受電。なお、ページング装置にバッテリー有。）					
		緊急時対応情報システム (SPDS)	SPDS自身は免震重要棟に設置され維持していたが、データは各号機のプロセス計算機から伝送されるため、1、2号機では津波の影響でプロセス計算機も機能喪失しており、3号機等ではパケット回線での伝送で不安定な状態にあった。（伝送が停止した場合等に行われる回線リセットがなされている。）なお、4号機は当時プロセス計算機取替中であった。					
		ホットライン・固定電話 (中操⇄本部)	ホットラインについて、1／2号、3／4号、5／6号各中央制御室と免震重要棟間で2回線あり、使用可能 固定電話について、津波後に電源喪失等の影響で使用不能					
	代替通信手段	移動無線機 (中操⇄現場)	移動無線機について、使用可能（モニタリングカーによる線量測定時、1F5/6の電源復旧時等に使用）					
		衛星電話	衛星携帯電話について、使用可能（外部との連絡に適宜使用）					

[図VI-1-1]

福島第一SPDS設備構成 ～3月11日地震発生後の伝送状態～



なお、SPDSのデータをERSSに伝送し、原子力災害対策本部での状況把握の一助としており、本図でも記載。

伝送経路にあるメディアコンバータ(発電所内の保安検査官室に設置)が、用意していた無停電電源装置ではなく、常用電源から給電していたため、地震後に電源喪失した。

今後は確実に無停電電源装置からの給電とするほか、伝送経路の多重化を図っていくこととしている。

＜表Ⅵ－1－2＞

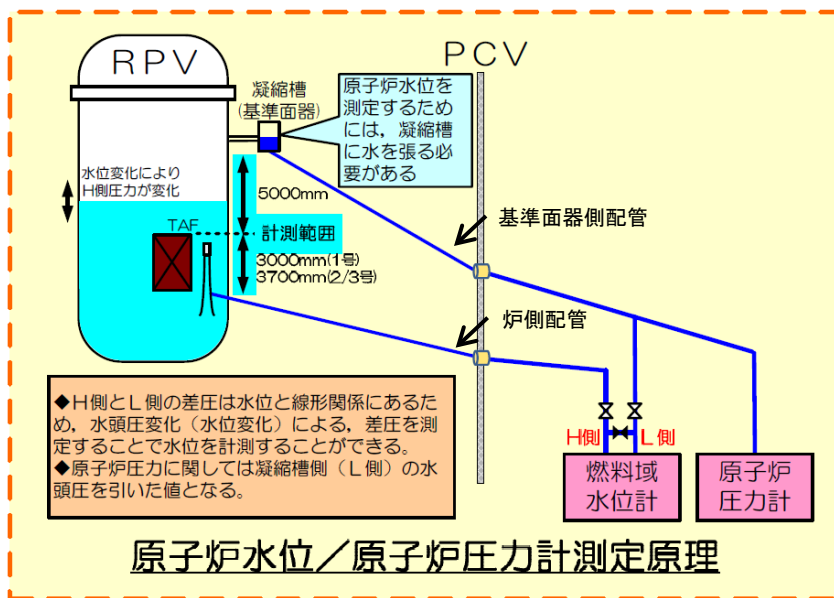
福島第一原子力発電所各号機の計装設備の被害状況

- 電源喪失によりプラント状態を把握する計器が使用できず、持ち込んだバッテリーを接続して測定を行ったため、監視計器は限定的になった。また、後からの校正結果によれば、原子炉水位などは基準水位が変動し適切な値が示されなかったものと考えられる。
- 原子炉格納容器内が高温、高圧の水蒸気雰囲気となり、測定できない計器が出るとともに、測定された指示値にもばらつきが見られた。また、計器の点検等は原子炉建屋に入る必要があり、高線量作業になるなど困難であった。なお、校正条件と測定時の環境の相違から、補正が必要な計器もあった。
- 施設外の状況を確認する上で重要な役割をもっているモニタリングポストは、複数の常用電源に接続した無停電電源装置から給電していたが、電源喪失のため、中央制御室等での監視ができなくなった。電源復旧後も、周囲の汚染によりバックグラウンドが高くなり、原子炉からの放出に対する監視が難しくなった。

		1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
計装設備	原子炉圧力容器温度計	津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。		津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。	定検停止中で全燃料を使用済燃料プールに取り出し中のため監視不要。	定検停止中であり、格納容器関係は監視不要。復旧操作を行う上で必要な炉内水位・圧力は直流電源で監視可能。（バッテリーは6号機からの電源融通で維持できた。）	非常用電源が確保されたため監視可能。
	格納容器内温度計			直流電源枯渇により監視不可。			
	事故時炉内水位計	津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。その後バッテリー、発電機等を用いて復旧。		直流電源枯渇により監視不可。その後バッテリーを用いて復旧。			
	事故時炉内圧力計			津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。その後バッテリー等を用いて復旧。			
	格納容器圧力計						
	格納容器雰囲気モニター（CAMS）	津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。その後バッテリー、発電機等を用いて復旧。		津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。その後バッテリー等を用いて復旧。			
	エリアモニター			津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可			
モニタリングポスト	複数の常用電源に接続した無停電電源装置から給電していたが、津波により中央制御室等での監視不可。モニタリングカーによる測定実施。						

計装設備の事故時の作動状況

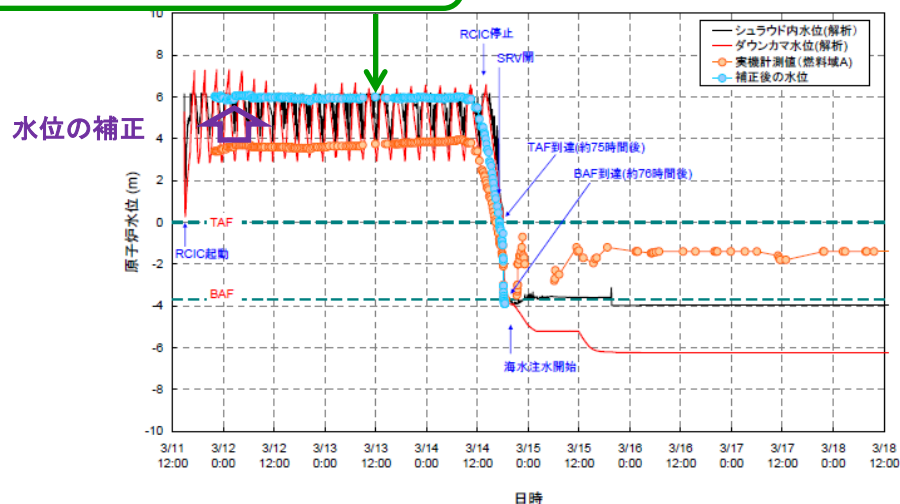
- 原子炉水位・圧力の測定は、原子炉圧力容器から計装配管を引き出して、引き出した位置の圧力を検出器まで伝えて測定している。さらに水位は、2箇所の圧力の差から水による圧力を測定し、水の密度で換算することで求めている。このため、校正時に想定した状態から原子炉内の圧力・温度が大きく変化すれば、実際の圧力・水位と異なる値を示すこととなる。
- したがって、事故時等の圧力・温度範囲を想定した上で、測定原理、特性を考慮し、適切な補正を可能とするように予め準備しておく必要がある。



出典：東京電力(株)公表資料に加筆

1号機では、5月に計測配管に水張りをを行い、水張り前に-1600mm程度を示していたものが、水張りの結果、ダウンスケール（-3000mm以下）となっており、計測配管内に水がなく、正確な水位を示していなかった。
2, 3号機についても、その後水張りを行っており、同様の傾向が確認されている。

原子炉水位が基準面器水面以上となると基準面器側配管圧力(Hs)と炉側配管圧力(Hr)の差圧(Hs-Hr)が一定となる。



出典：福島第一原子力発電所の事故状況及び事故進展の状況調査結果について（平成23年12月22日、東京電力(株)）に加筆

2号機では、事故発生から燃料域水位計にて原子炉水位を計測していたが、当該水位計は原子炉が高圧時及びD/Wが高温時には、実際の水位を示しておらず値の補正が必要であった。
計測された原子炉水位を補正したところ、水位計の基準面器水面（TAF+約5916mm）辺りを指示する結果となった。

別添資料1 地震による設備・機器等への影響

<図 i - 1>

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第一原子力発電所1号機)

設備等		地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4730	6110	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 計算値：93MPa 評価基準値：222MPa
		モーメント (kN・m)	45900	62200	
		軸力 (kN)	5250	3890	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	4270	5080	原子炉格納容器 (ドライウエル) 計算値：98MPa 評価基準値：411MPa
		モーメント (kN・m)	55900	64200	
		軸力 (kN)	2070	1560	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	3060	3370	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：103MPa 評価基準値：196MPa
		モーメント (kN・m)	15300	16600	
		軸力 (kN)	1020	792	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	21.2	26.4	制御棒 (挿入性) 評価基準値：40.0mm	
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.96	1.29	原子炉停止時冷却系ポンプ (基礎ボルト) 計算値：8MPa 評価基準値：127MPa
		震度 (鉛直) (G)	0.58	0.54	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.60	0.57	
		震度 (鉛直) (G)	0.51	0.32	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<原子炉建屋 (O.P. 18.70m) >				主蒸気系配管 計算値：269MPa 評価基準値：374MPa 原子炉停止時冷却系配管 計算値：228MPa 評価基準値：414MPa
	<p>IF-1 R/B O.P. 18.70m (減衰2.0%)</p> <p>(水平)</p>	<p>IF-1 R/B O.P. 18.70m (減衰2.0%)</p> <p>(鉛直)</p>			
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	<原子炉遮へい壁 (O.P. 16.14m) >				
	<p>IF-1 RSW O.P. 16.14m (減衰2.5%)</p> <p>(水平)</p>	<p>IF-1 RSW O.P. 16.14m (減衰2.5%)</p> <p>(鉛直)</p>			

＜図 i - 2＞

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第一原子力発電所2号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4960	5110	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 計算値：29MPa 評価基準値：222MPa
		モーメント (kN・m)	22500	25600	
		軸力 (kN)	5710	4110	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	7270	8290	原子炉格納容器 (ドライウエル) 計算値：87MPa 評価基準値：278MPa
		モーメント (kN・m)	124000	153000	
		軸力 (kN)	3110	2350	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	2590	3950	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：122MPa 評価基準値：300MPa
		モーメント (kN・m)	13800	21100	
		軸力 (kN)	760	579	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	16.5	33.2	制御棒 (挿入性) 評価基準値：40.0mm	
評価用 震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.97	1.21	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 計算値：45MPa 評価基準値：185MPa
		震度 (鉛直) (G)	0.56	0.70	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.54	0.68	
		震度 (鉛直) (G)	0.52	0.37	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	＜中間階 (O.P. 18.70m)＞			主蒸気系配管 計算値：208MPa 評価基準値：360MPa 残留熱除去系配管 計算値：87MPa 評価基準値：315MPa	
	(水平)	(鉛直)	(鉛直)		
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	＜原子炉遮へい壁基部 (O.P. 13.91m)＞				
	(水平)	(鉛直)	(鉛直)		

＜図 i - 3＞

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第一原子力発電所3号機)

設備等		地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4970	5750	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 計算値：50MPa 評価基準値：222MPa
		モーメント (kN・m)	30400	41700	
		軸力 (kN)	5780	4900	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	7070	8150	原子炉格納容器 (ドライウエル) 計算値：158MPa 評価基準値：278MPa
		モーメント (kN・m)	123000	153000	
		軸力 (kN)	2930	2080	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	2440	3010	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：100MPa 評価基準値：300MPa
		モーメント (kN・m)	13600	16600	
		軸力 (kN)	783	681	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	14.8	24.1	制御棒 (挿入性) 評価基準値：40.0mm	
評価用 震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.95	1.34	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 計算値：42MPa 評価基準値：185MPa
		震度 (鉛直) (G)	0.57	0.81	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.55	0.61	
		震度 (鉛直) (G)	0.53	0.29	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	＜原子炉建屋 (O. P. 32. 30m) ＞				主蒸気系配管 計算値：151MPa 評価基準値：378MPa 残留熱除去系配管 計算値：269MPa 評価基準値：363MPa
	(水平)	※シミュレーション解析上 生じると考えられるピーク ←		(鉛直)	
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	＜原子炉遮へい壁 (O. P. 16. 68m) ＞				
	(水平)			(鉛直)	

＜図 i - 4＞

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第一原子力発電所4号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4790	4000	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	38900	28000	
		軸力 (kN)	6660	6020	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	6840	4910	原子炉格納容器 (ドライウエル) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	113000	79900	
		軸力 (kN)	2460	1170	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	地震時炉心シュラウドの取替工事中で 炉心シュラウド無し		-
モーメント (kN・m)					
軸力 (kN)					
燃料 集合体	相対変位 (mm)	地震時定期検査中で 燃料集合体全取出し中		-	
評価用 震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.96	0.68	残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		震度 (鉛直) (G)	0.58	0.71	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.55	0.39	
		震度 (鉛直) (G)	0.52	0.25	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	＜中間階 (O.P. 18.70m)＞			主蒸気系配管 シュラウド取替工事に伴う 安全処置にて隔離中につき 評価不要 残留熱除去系配管 計算値：124MPa 評価基準値：335MPa	
	(水平)				
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	＜原子炉遮へい壁中央 (O.P. 19.43m)＞			(鉛直)	
	(水平)				

＜図 i - 5＞

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第一原子力発電所5号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	5200	6830	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 計算値：53MPa 評価基準値：222MPa
		モーメント (kN・m)	32200	43500	
		軸力 (kN)	5940	5060	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	8290	8830	原子炉格納容器 (ドライウエル) 原子炉格納容器バウンダリ は、容器が開放中につき、 機能維持不要
		モーメント (kN・m)	150000	169000	
		軸力 (kN)	3320	1820	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	2640	2820	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：84MPa 評価基準値：300MPa
		モーメント (kN・m)	16600	15700	
		軸力 (kN)	754	842	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	地震時定期検査中で 全制御棒が挿入されていた		—	
評価用 震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.94	1.17	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 計算値：44MPa 評価基準値：185MPa
		震度 (鉛直) (G)	0.55	0.68	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.56	0.67	
		震度 (鉛直) (G)	0.53	0.32	
床応答 スペクトル (原子炉 建屋)	＜原子炉建屋 (O.P. 21.70m)＞			主蒸気系配管 計算値：244MPa 評価基準値：417MPa 残留熱除去系配管 計算値：189MPa 評価基準値：364MPa	
	(水平)				
床応答 スペクトル (原子炉 遮へい壁)	＜原子炉遮へい壁 (O.P. 19.68m)＞				
	(水平)				

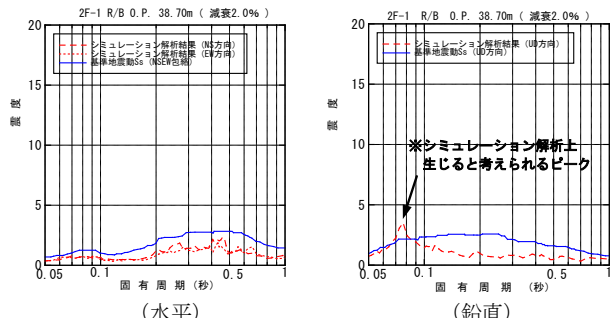
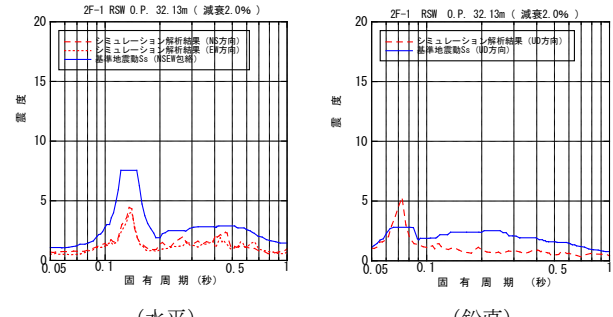
＜図 i - 6＞

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第一原子力発電所6号機)

設備等		地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	5260	3950	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	18500	11700	
		軸力 (kN)	9470	5930	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	21400	17700	原子炉格納容器 (ドライウエル) 原子炉格納容器バウンダリ は、容器が開放中につき、 機能維持不要
		モーメント (kN・m)	403000	314000	
		軸力 (kN)	5570	3200	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	6110	3880	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	36000	23800	
		軸力 (kN)	1190	882	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	地震時定期検査中で 全制御棒が挿入されていた		—	
評価用 震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	1.14	0.71	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		震度 (鉛直) (G)	0.67	0.41	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.55	0.53	
		震度 (鉛直) (G)	0.51	0.20	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	＜原子炉建屋 (O.P. 13.20m)＞				主蒸気系配管 計算値：211MPa 評価基準値 375MPa 残留熱除去系配管 計算値：88MPa 評価基準値 335MPa
	<p style="text-align: center;">(水平)</p>	<p style="text-align: center;">(鉛直)</p>			
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	＜原子炉遮へい壁 (O.P. 33.13m)＞				
	<p style="text-align: center;">(水平)</p>	<p style="text-align: center;">(鉛直)</p>			

<図 i -7>

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第二原子力発電所1号機)

設備等		地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	5340	3860	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	15000	11000	
		軸力 (kN)	9410	7930	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	20300	11800	原子炉格納容器 (ドライウエル) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	341000	185000	
		軸力 (kN)	6460	3170	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	6550	4740	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	41800	29800	
		軸力 (kN)	1180	1110	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	14.2	9.1	制御棒(挿入性) 評価基準値: 40.0mm	
評価用震度	燃料 交換床	震度(水平) (G)	1.02	0.66	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		震度(鉛直) (G)	0.80	0.48	
	基礎版	震度(水平) (G)	0.54	0.32	
		震度(鉛直) (G)	0.63	0.24	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O. P. 38.70m) ></p> 				<p>主蒸気系配管 計算値: 272MPa 評価基準値: 375MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値: 161MPa 評価基準値: 335MPa</p>
	<p><原子炉遮へい壁 (O. P. 32.13m) ></p> 				

＜図 i - 8＞

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第二原子力発電所2号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4730	2420	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	15200	12100	
		軸力 (kN)	8440	5280	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	25000	15100	原子炉格納容器 (ドライウエル) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	381000	228000	
		軸力 (kN)	13800	8410	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	3420	2760	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	21000	19400	
		軸力 (kN)	1310	819	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	14.4	7.2	制御棒 (挿入性) 評価基準値: 40.0mm	
評価用 震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.92	0.75	残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		震度 (鉛直) (G)	0.70	0.43	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.53	0.30	
		震度 (鉛直) (G)	0.62	0.28	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	＜原子炉建屋 (O.P. 18.00m)＞			主蒸気系配管 計算値: 164MPa 評価基準値: 374MPa 残留熱除去系配管 計算値: 104MPa 評価基準値: 364MPa	
	<p style="text-align: center;">(水平)</p>	<p style="text-align: center;">(鉛直)</p>			
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	＜原子炉遮へい壁 (O.P. 31.24m)＞				
	<p style="text-align: center;">(水平)</p>	<p style="text-align: center;">(鉛直)</p>			

＜図 i - 9＞

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第二原子力発電所3号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	5220	4060	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	17900	11800	
		軸力 (kN)	8700	6120	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	26700	16400	原子炉格納容器 (ドライウエル) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	433000	325000	
		軸力 (kN)	9740	6420	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	4990	2980	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	31800	19000	
		軸力 (kN)	1080	787	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	15.5	9.9	制御棒(挿入性) 評価基準値: 40.0mm	
評価用震度	燃料 交換床	震度(水平) (G)	0.91	0.72	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		震度(鉛直) (G)	0.70	0.56	
	基礎版	震度(水平) (G)	0.53	0.34	
		震度(鉛直) (G)	0.62	0.26	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	＜原子炉建屋 (O.P. 18.00m)＞			主蒸気系配管 計算値: 319MPa 評価基準値: 375MPa 残留熱除去系配管 計算値: 111MPa 評価基準値: 327MPa	
	<p style="text-align: center;">(水平)</p>	<p style="text-align: center;">(鉛直)</p>			
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	＜原子炉遮へい壁 (O.P. 35.26m)＞				
	<p style="text-align: center;">(水平)</p>	<p style="text-align: center;">(鉛直)</p>			

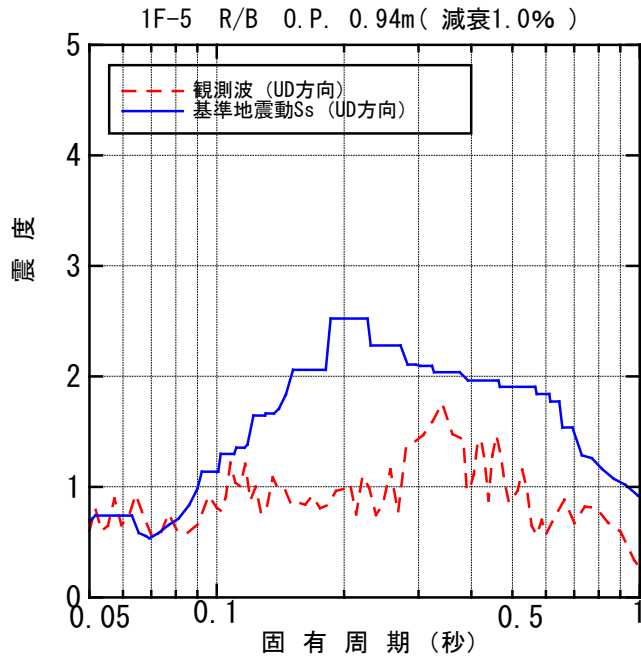
＜図 i - 10＞

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第二原子力発電所4号機)

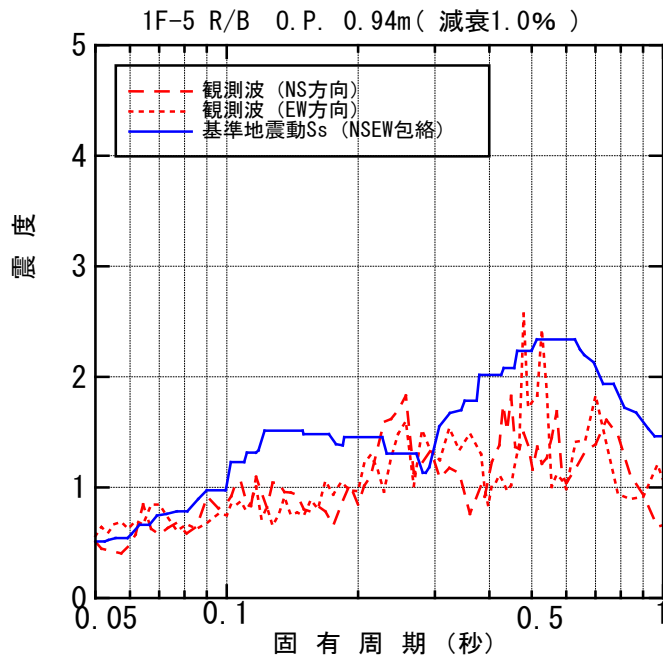
設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4360	2980	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	16200	9640	
		軸力 (kN)	8420	5980	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	25400	14000	原子炉格納容器 (ドライウエル) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	396000	236000	
		軸力 (kN)	13700	9670	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	5270	4660	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	34300	28800	
		軸力 (kN)	1330	930	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	14.1	7.3	制御棒(挿入性) 評価基準値：40.0mm	
評価用 震度	燃料 交換床	震度(水平) (G)	0.91	0.57	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		震度(鉛直) (G)	0.68	0.51	
	基礎版	震度(水平) (G)	0.51	0.26	
		震度(鉛直) (G)	0.62	0.36	
床応答 スペクトル (原子炉 建屋)	＜原子炉建屋 (O.P. 18.00m)＞			主蒸気系配管 計算値：140MPa 評価基準値：374MPa 残留熱除去系配管 計算値：123MPa 評価基準値：321MPa	
	<p style="text-align: center;">(水平)</p>	<p style="text-align: center;">(鉛直)</p>			
床応答 スペクトル (原子炉 遮へい壁)	＜原子炉遮へい壁 (O.P. 21.60m)＞				
	<p style="text-align: center;">(水平)</p>	<p style="text-align: center;">(鉛直)</p>			

<図 i - 11>

観測記録と基準地震動Ssの基礎版上の床応答スペクトルの比較



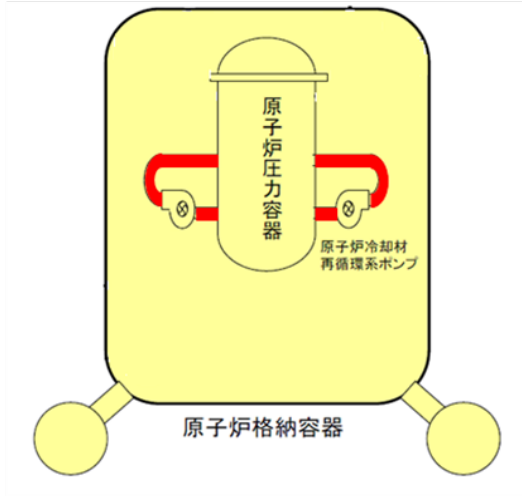
<水平方向>



<上下方向>

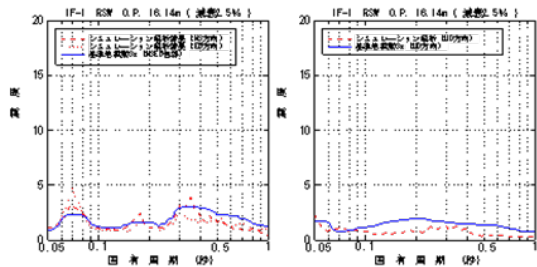
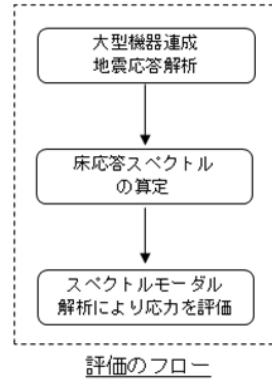
<図 i - 12>

福島第一原子力発電所1号機原子炉再循環系配管の耐震性評価の概要

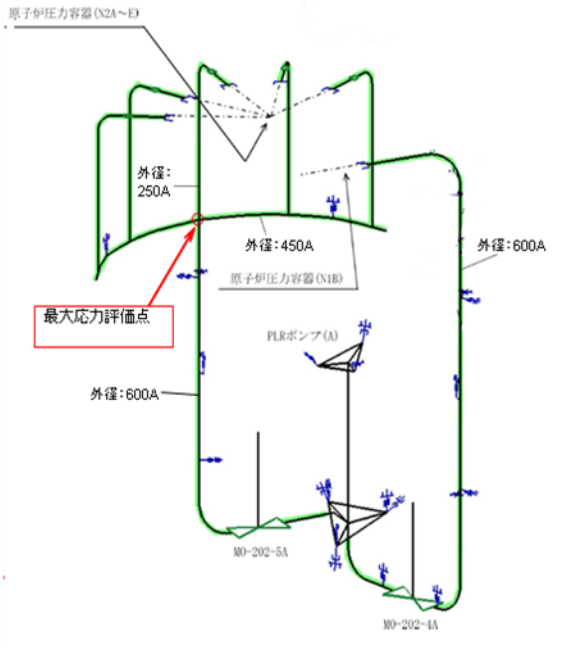


— : 評価対象配管

原子炉再循環系概略系統図



床応答スペクトル



構造強度評価結果

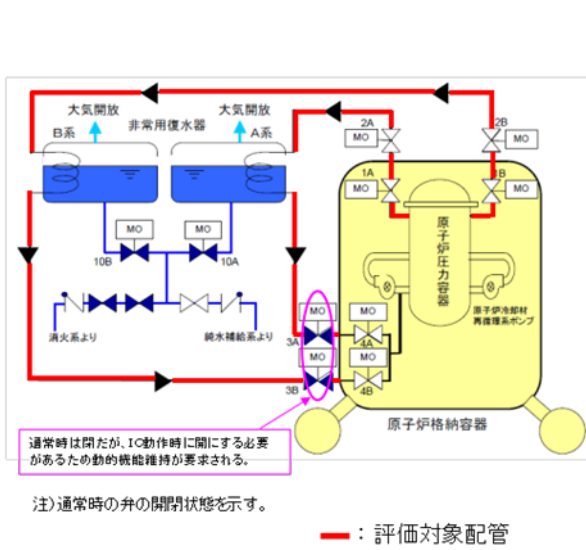
解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値 ^{※1} (MPa)	裕度
PLR-PD-1	160	262	1.63
PLR-PD-2	91	262	2.87

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針 JEA G 4601・補-1984」に示される許容応力状態 IV AS相当)

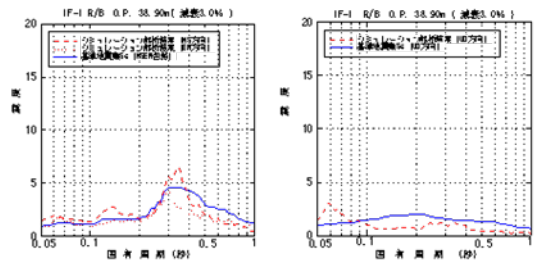
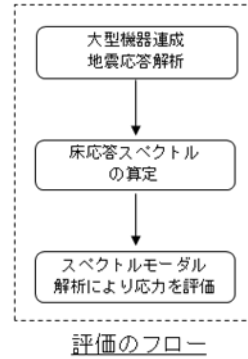
配管モデル (A系(PLR-PD-1)のモデルを示す)

<図 i - 13>

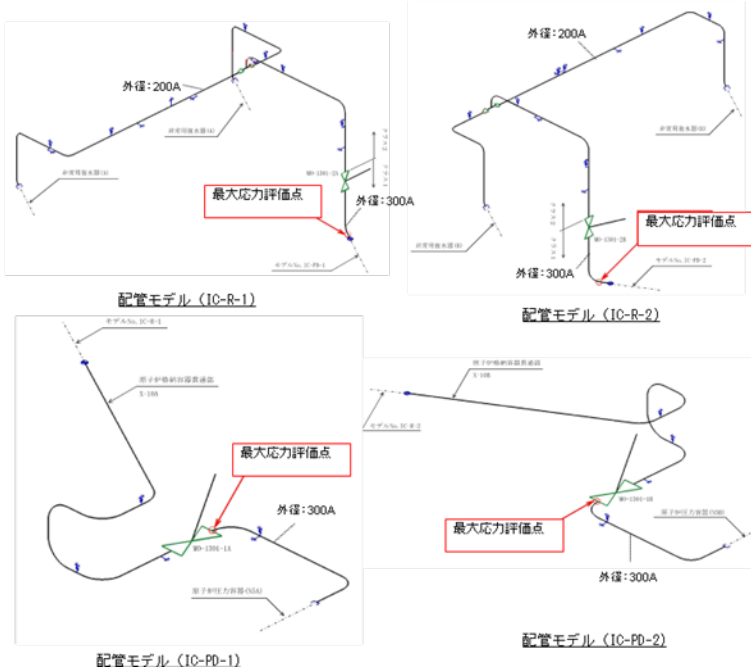
福島第一原子力発電所1号機非常用復水器系配管の耐震性評価の概要



非常用復水器系概略系統図



床応答スペクトル



構造強度評価結果

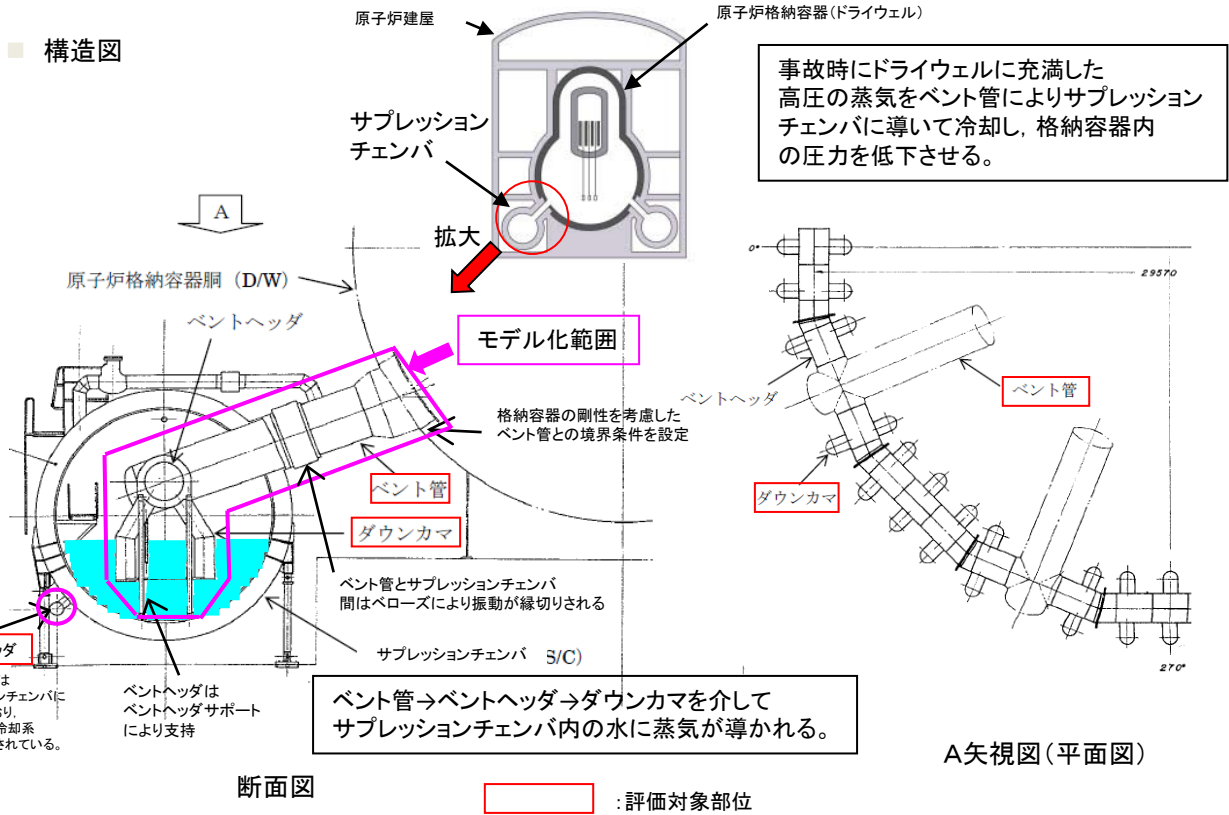
解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値 ^{※1} (MPa)	裕度
IC-P0-1	106	414	3.90
IC-P0-2	106	414	3.90
IC-R-1	94	414	4.40
IC-R-2	85	414	4.87

※1: 発電用原子力設備規格「設計・確認規格 JSME SMC1-2005J」に示される使用状態Dに対する許容値（「原子力発電所耐震設計技術指針 JEA4601」補.1984J）に示される許容応力状態IVAS相当）

<図 i - 14>

福島第一原子力発電所1, 2号機ベント管等の耐震性評価の概要(1)

● 福島第一 1号機 ベント管等の耐震性評価



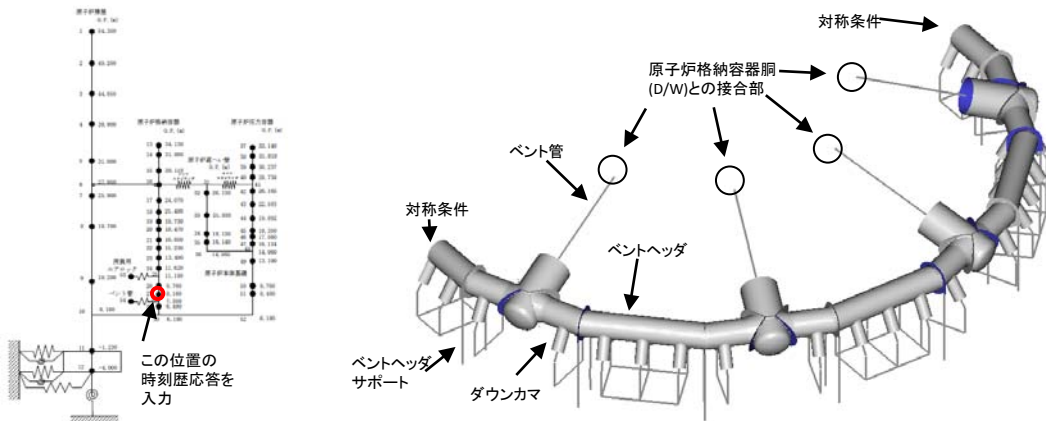
■ 評価方法(ベント管, ダウンカマ)

● 詳細評価

ビームモデルとシェルモデルによる複合モデルにより評価を行う。

● 評価条件

・原子炉格納容器胴との接合部(図の○部分)に、時刻歴応答(大型機器連成地震応答解析モデル質点における原子炉格納容器胴のベント管接合位置近傍の時刻歴応答)を入力する。



大型機器連成地震応答解析モデル(水平方向)

モデル図

＜図 i - 15＞

福島第一原子力発電所1, 2号機ベント管等の耐震性評価の概要(2)

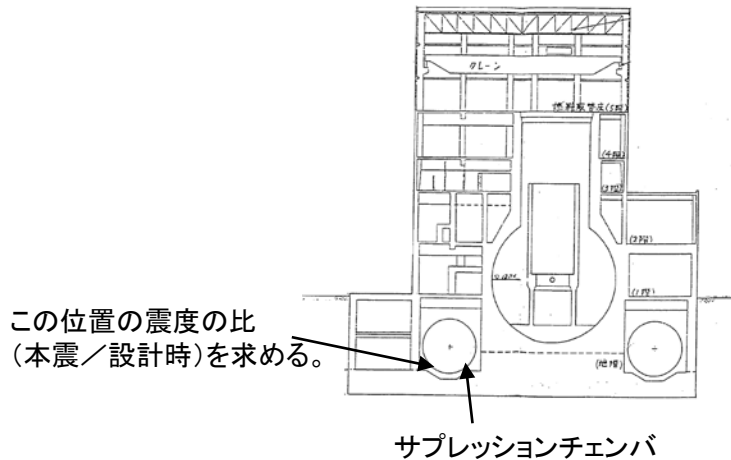
● 福島第一 2号機 ベント管等の耐震性評価

■ 評価方法(サプレッションチェンバ)

● 簡易評価(応答倍率法)

✓ 原子炉建屋基礎版上における本震の地震荷重(震度)を用いる。

✓ 本震の震度と設計時における震度との比を求め、設計時の計算値(応力)に乗じることにより、本震による計算値を算出(応答倍率法)。



● ベント管等の耐震性評価

■ 福島第一 1号機 評価結果

対象設備	計算値[MPa]	評価基準値[MPa]※1	裕度	評価方法
ベント管	75	411	5.48	詳細
ダウンカム	120	346	2.88	詳細
リングヘッド	122	432	3.54	詳細

※1:「発電用原子力設備規格設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

■ 福島第一 2号機 評価結果

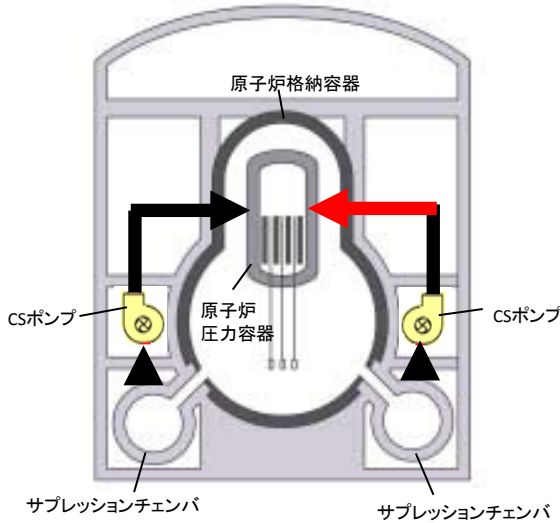
対象設備	計算値[MPa]	評価基準値[MPa]※1	裕度	評価方法
ベント管	91	418	4.59	詳細
ダウンカム	12	236	19.66	詳細
サプレッションチェンバ	181	288	1.59	簡易

※1:「発電用原子力設備規格設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

<図 i - 16>

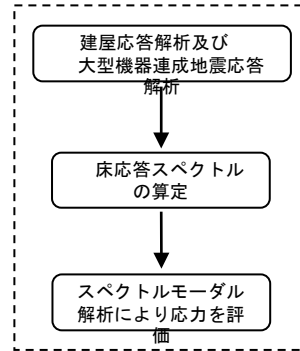
福島第一原子力発電所2号機炉心スプレイ系配管の耐震性評価の概要

現在原子炉の注水に用いている炉心スプレイ系について、本震による評価を追加で実施した。

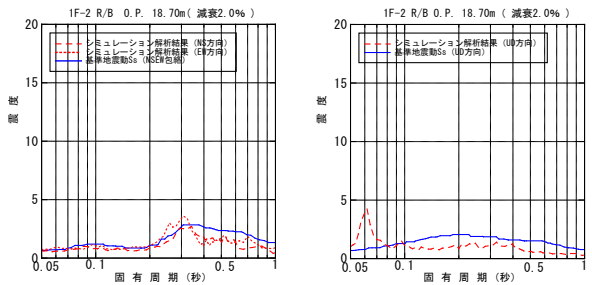


— : 評価対象配管

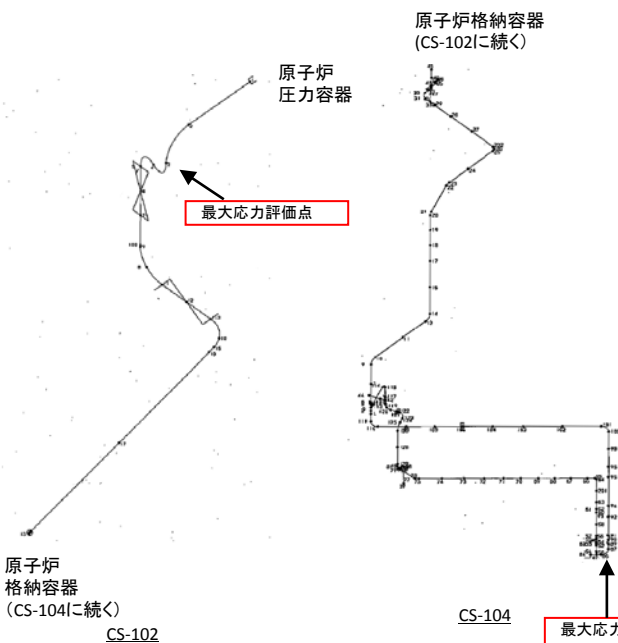
炉心スプレイ系概略系統図



評価のフロー



床応答スペクトル



配管モデル

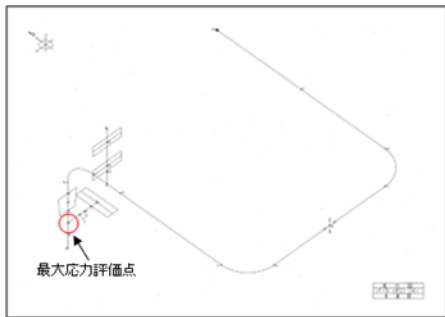
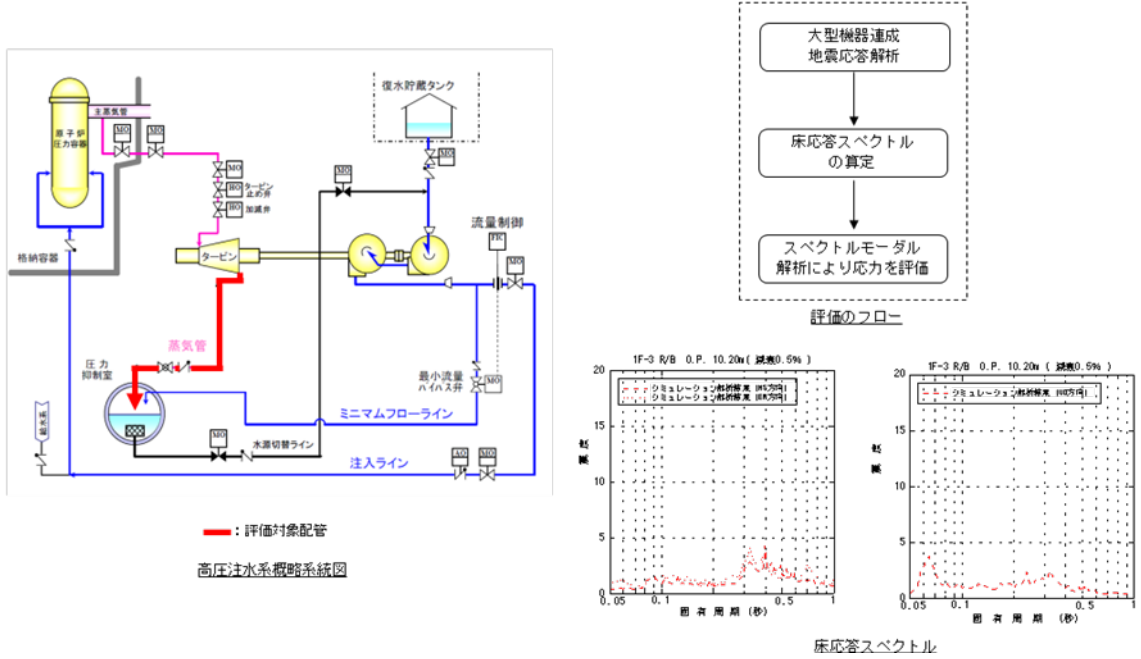
構造強度評価結果

解析モデル	計算値 [MPa]	評価基準値※1 [MPa]	裕度
CS-102	160	375	2.34
CS-104	200	364	1.82

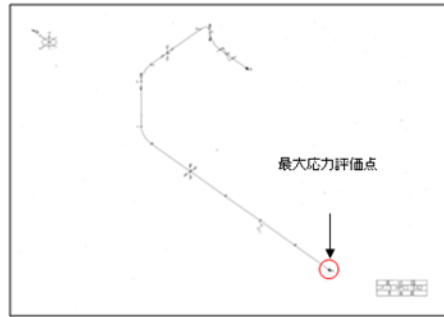
※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値 (「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IV AS相当)

<図 i - 17>

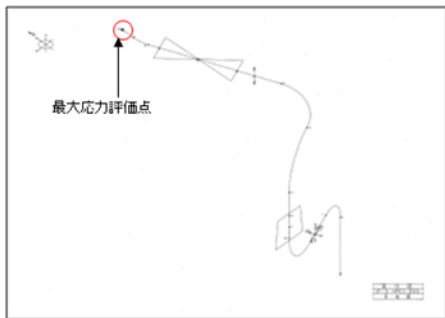
福島第一原子力発電所3号機高圧注水系配管の耐震性評価の概要



配管モデル (HPCI-001)



配管モデル (HPCI-002)



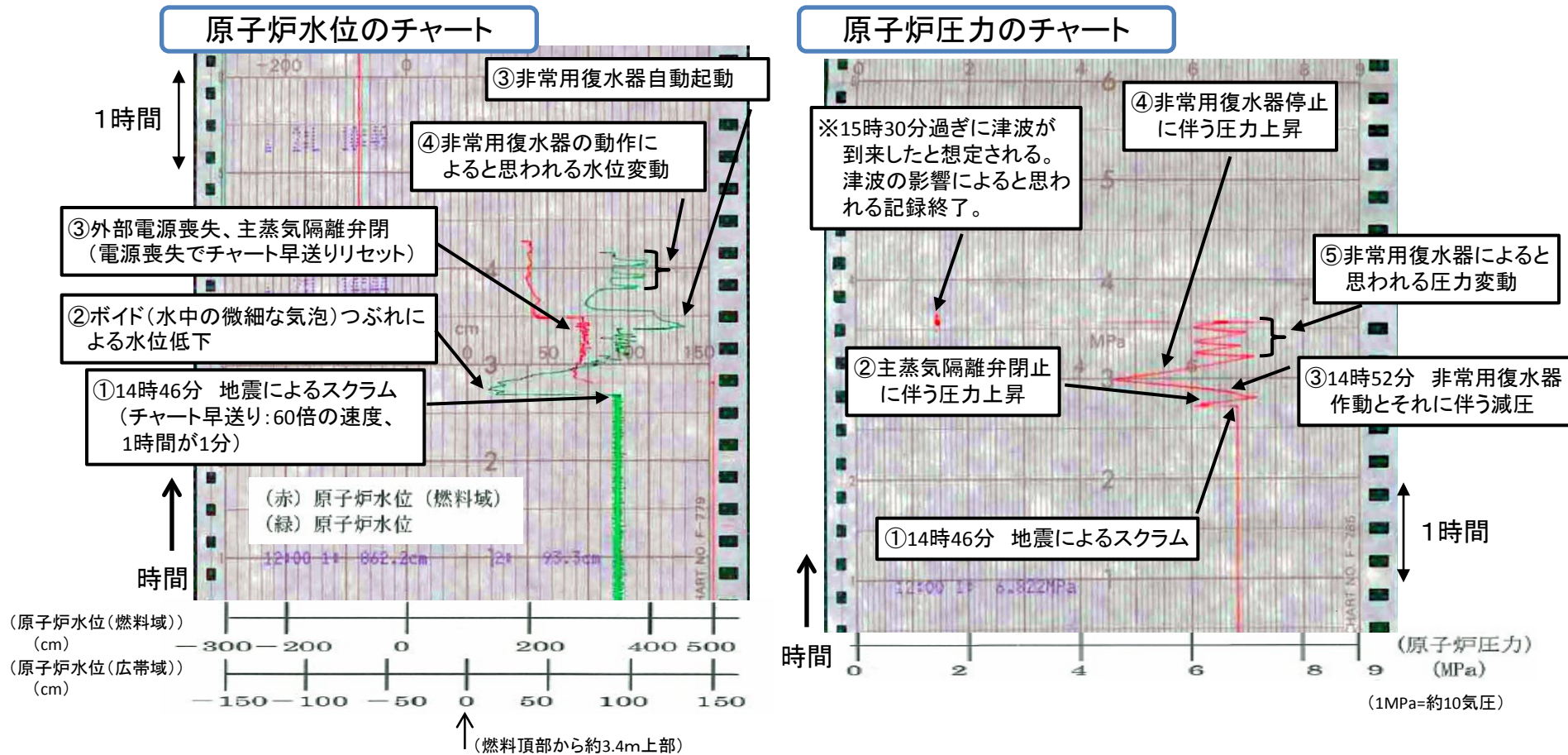
配管モデル (HPCI-003)

解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	応力比 (計算値/評価基準値)
HPCI-001	113	335	0.34
HPCI-002	52	335	0.16
HPCI-003	75	335	0.22

[図 i - 18]

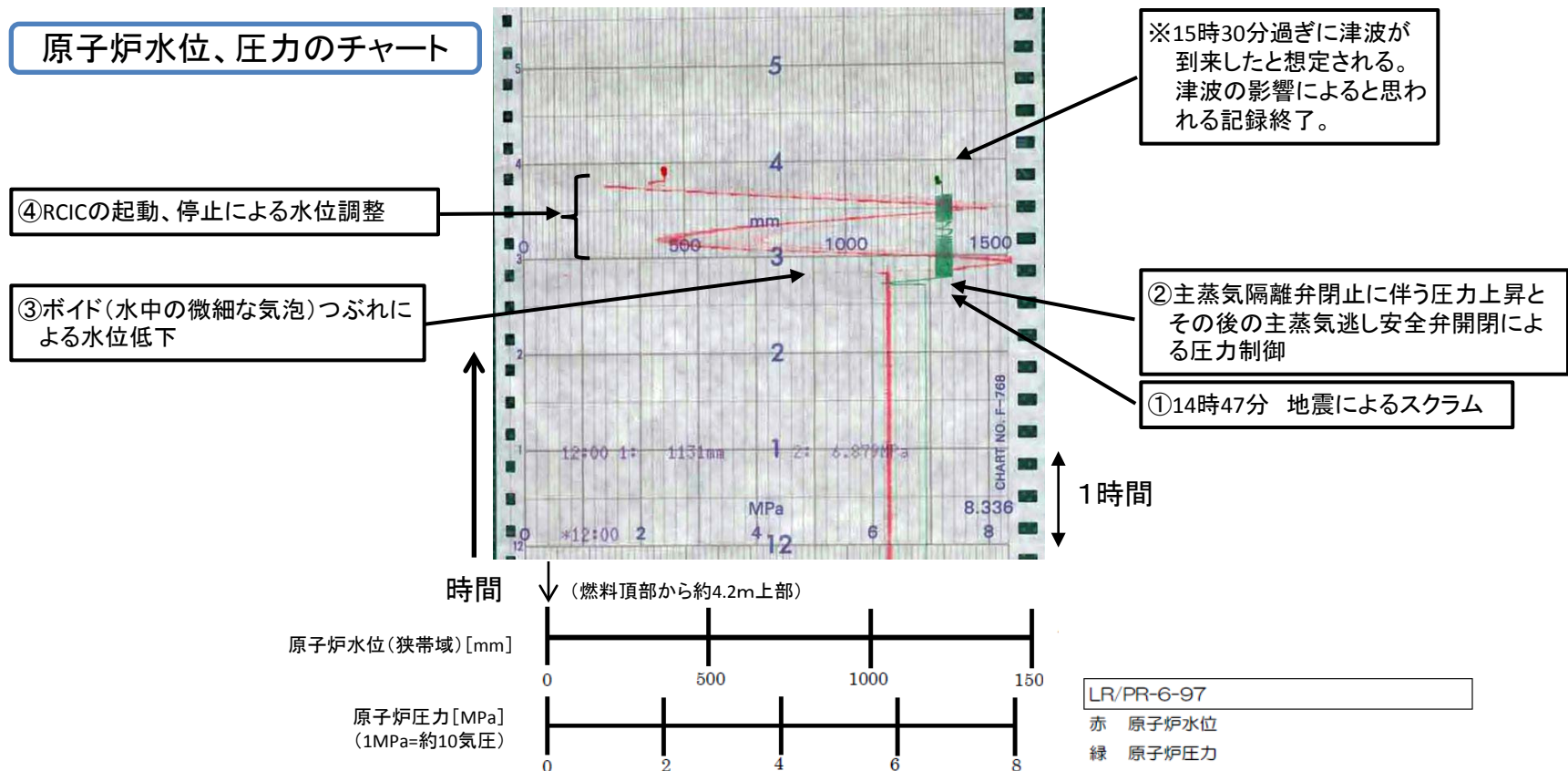
福島第一原子力発電所1号機プラントデータ評価(原子炉水位・圧力)

- 原子炉水位のチャートから、スクラム直後はボイド(水中の微細な気泡)がつぶれたことにより原子炉水位は低下したが、通常どおり回復していることを確認。
- 外部電源喪失による計器の電圧低下で発信したと思われる隔離信号で主蒸気隔離弁が閉止したため、水位・圧力とも上昇したが、非常用復水器ICの起動・停止操作により制御していることを確認。



福島第一原子力発電所2号機プラントデータ評価(原子炉水位・圧力)

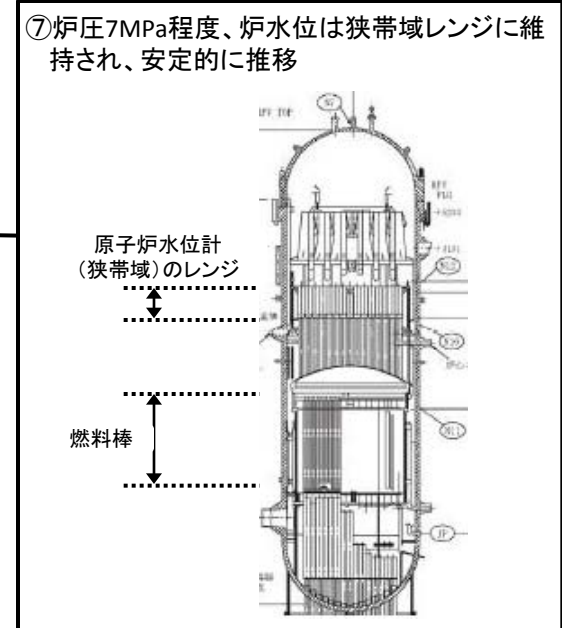
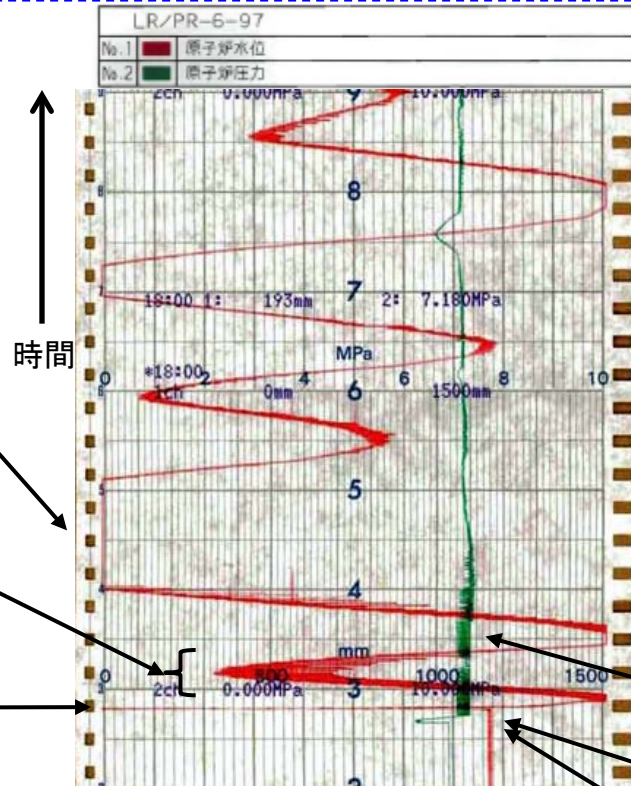
- 原子炉水位のチャートから、スクラム直後はボイド(水中の微細な気泡)がつぶれたことにより原子炉水位は低下したが、通常どおり回復していることを確認。
- 外部電源喪失による計器の電圧低下で発信したと思われる隔離信号で主蒸気隔離弁が閉止したため、水位・圧力とも上昇したが、主蒸気逃し安全弁の開閉動作及び原子炉隔離時冷却系RCICの起動・停止操作により制御していることを確認。



福島第一原子力発電所3号機プラントデータ評価(原子炉水位・圧力)

- 原子炉は地震を検知して自動停止。
- 地震により外部電源が喪失。これに伴い、給水ポンプ停止の他、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇したため原子炉隔離時冷却系(RCIC)を手動起動。
- 津波襲来により、非常用ディーゼル発電機が機能喪失して電動ポンプが使用できなくなったが、直流電源が機能しており、RCICの運転が継続された。

図：地震後の原子炉水位・圧力の変化



⑥原子炉隔離時冷却系の起動に伴う水位変動
16時03分 原子炉隔離時冷却系起動

⑤主蒸気逃し安全弁開閉、原子炉隔離時冷却系の起動・停止に伴う水位変動
15時05分 原子炉隔離時冷却系起動
15時25分 同型トリップ(水位高)

④ボイド(水中の微細な気泡)つぶれによる水位低下

③主蒸気逃し安全弁による炉圧制御(5回前後/5分間の頻度)

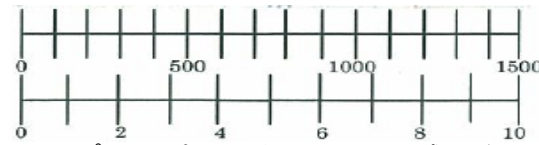
②出力低下による炉圧低下とそれに続く主蒸気隔離弁閉による炉圧増加

①14時47分 地震によるスクラム

出典：9月9日(9月28日一部訂正)東京電力(株)「福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について」に加筆

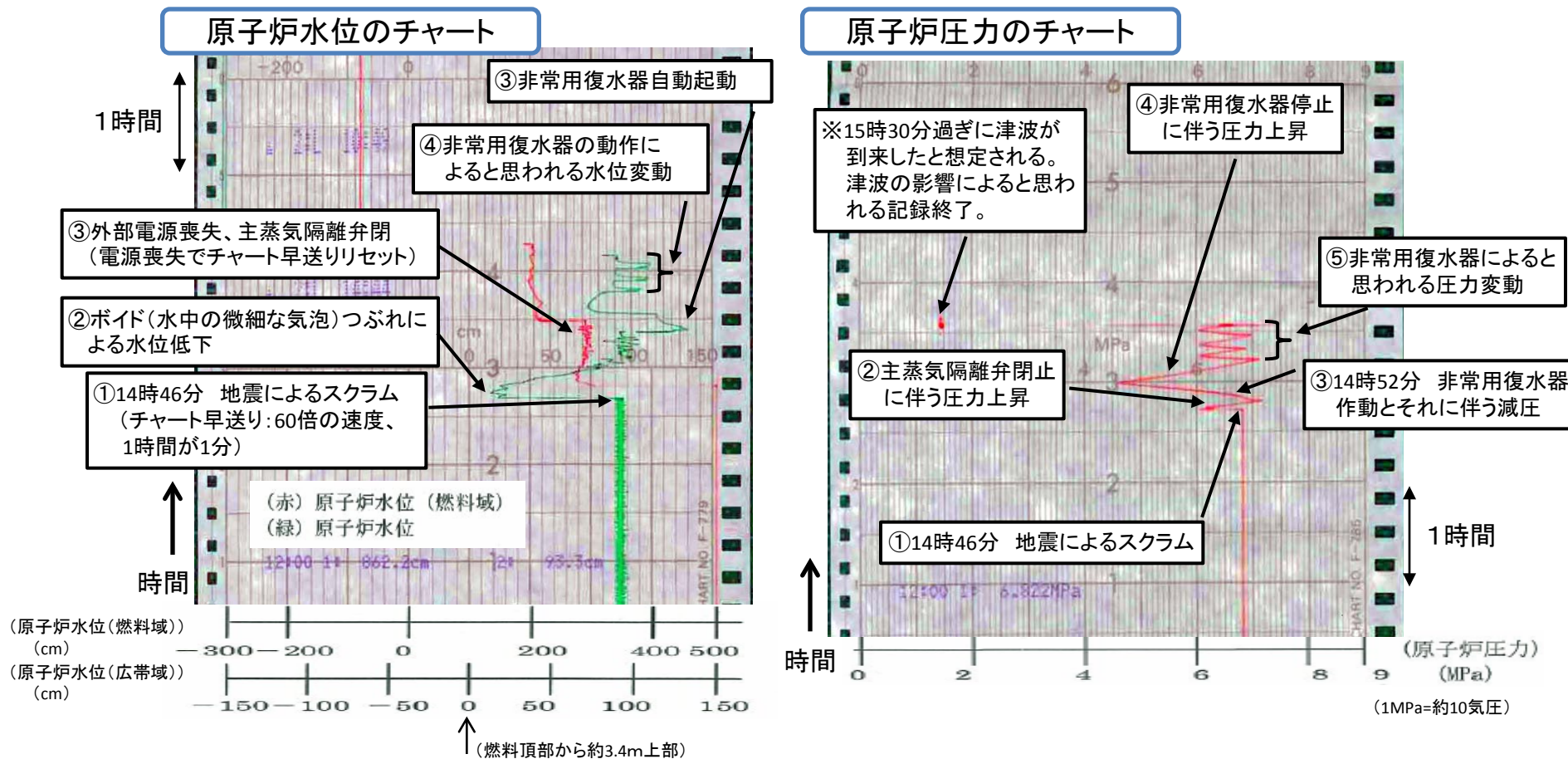
原子炉水位[mm]
(狭帯域)

原子炉圧力[MPa]
(1MPa=約10気圧)



福島第一原子力発電所1号機プラントデータ評価(格納容器圧力・温度)

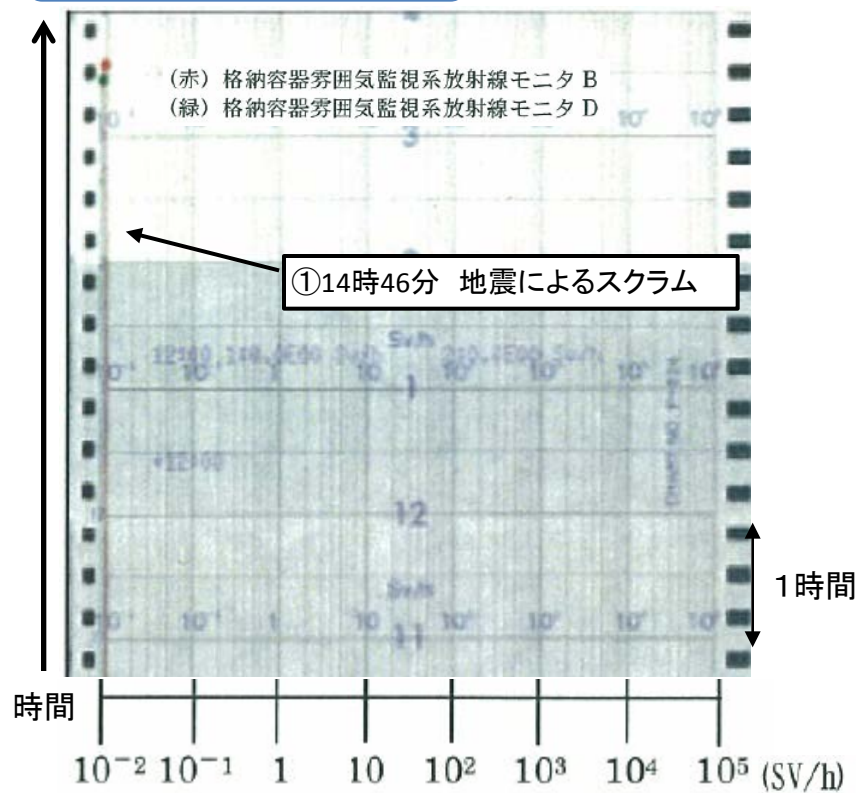
- 原子炉水位のチャートから、スクラム直後はボイド(水中の微細な気泡)がつぶれたことにより原子炉水位は低下したが、通常どおり回復していることを確認。
- 外部電源喪失による計器の電圧低下で発信したと思われる隔離信号で主蒸気隔離弁が閉止したため、水位・圧力とも上昇したが、非常用復水器ICの起動・停止操作により制御していることを確認。



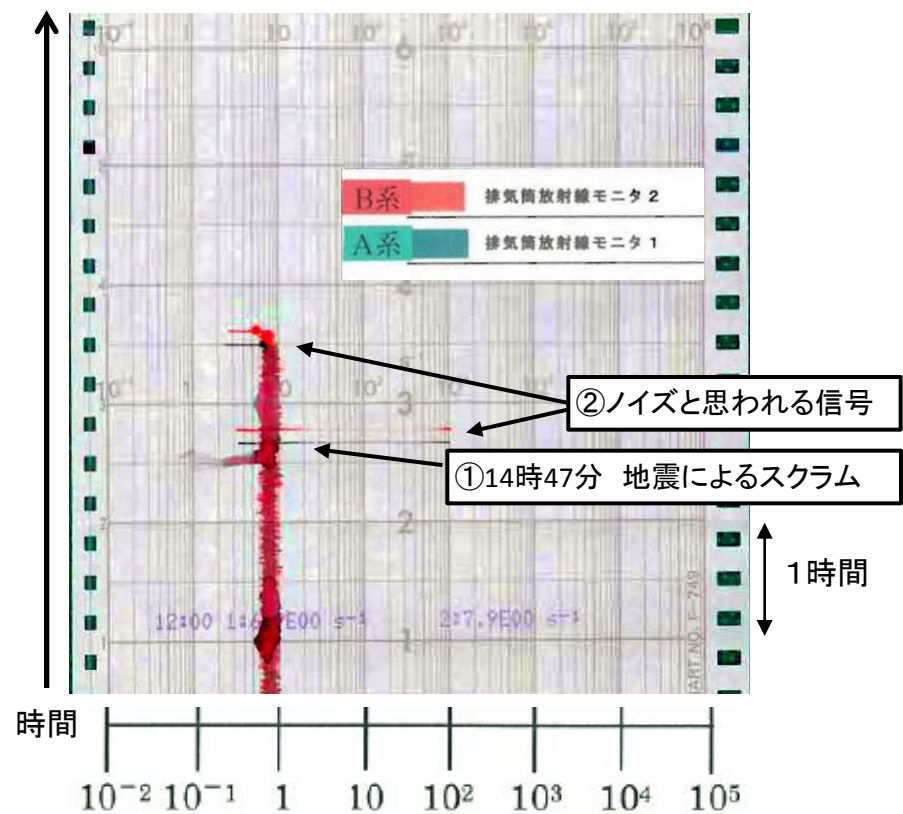
福島第一原子力発電所1号機プラントデータ評価(放射線モニタ)

○ノイズはあるものの安定した値を示しており、1次系等からの漏えいの兆候は見られず、外部への放射性物質による影響はないことを確認。

格納容器雰囲気監視系放射線モニタのチャート



排気筒放射線モニタのチャート



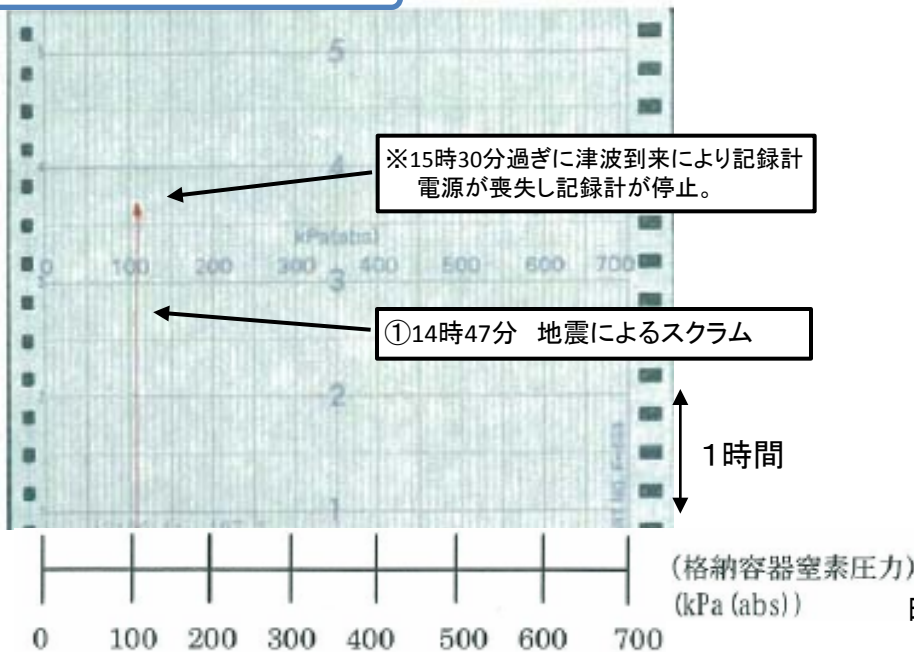
※排気筒放射線モニタは1-2号共通

福島第一原子力発電所2号機プラントデータ評価(格納容器圧力・温度)

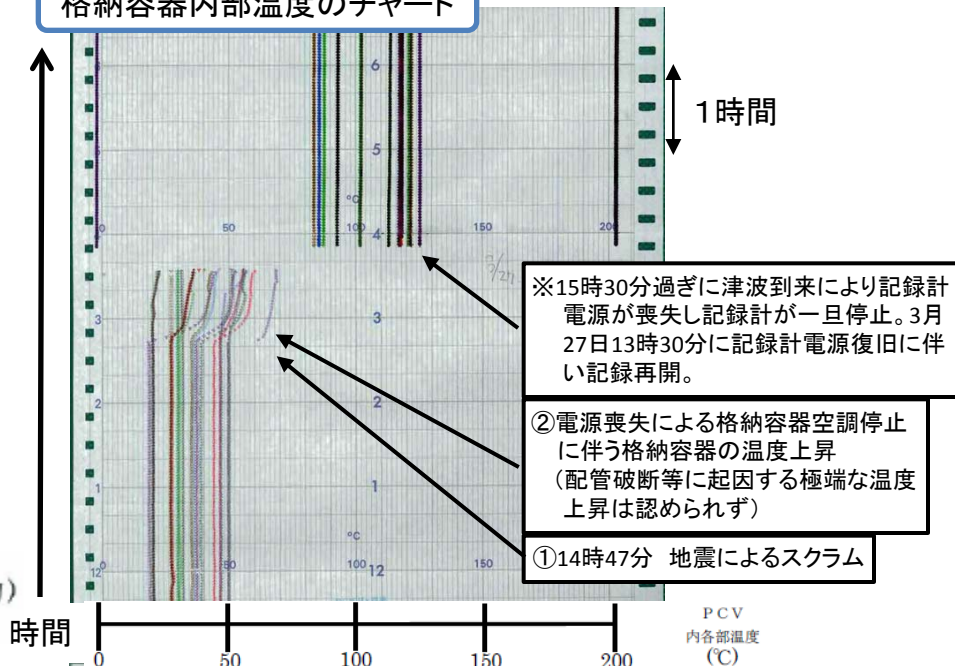
○大きな変動はなく、「閉じこめる」機能が低下している兆候はないことを確認。

(原子炉圧力容器や配管の損傷による急激な圧力上昇や、原子炉格納容器PCV等の損傷による圧力減少などは見られない。)

格納容器圧力等のチャート



格納容器内部温度のチャート

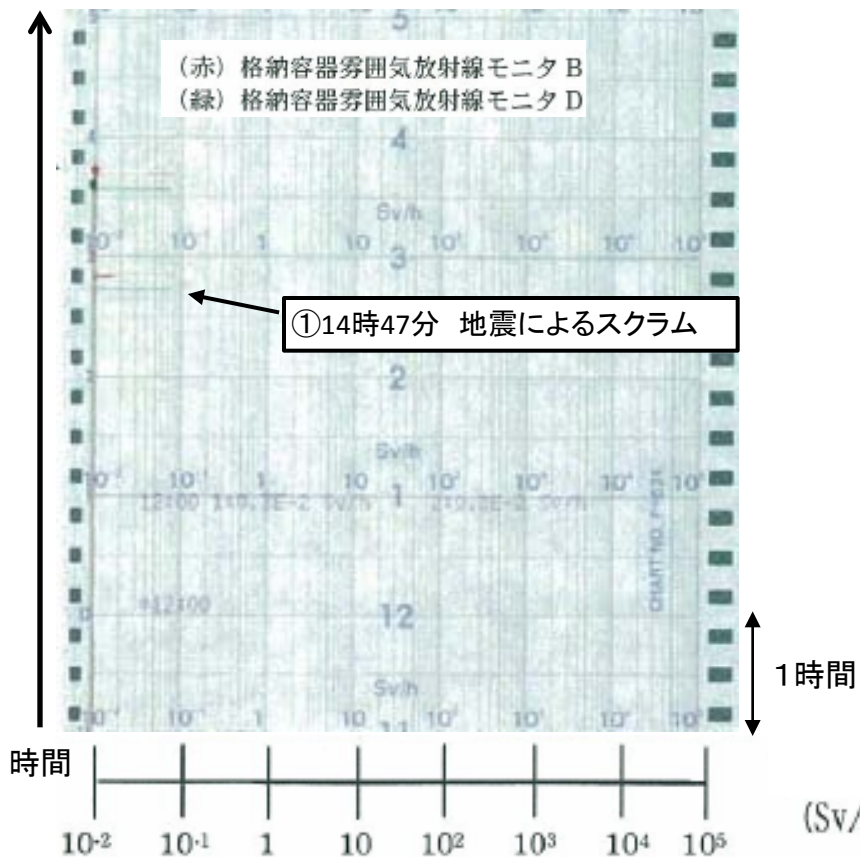


TRIS-16-115	測定箇所	Object of Measurement	異常値 (設定値)
●	1	戻り空気ドライフェルトークラHVH-16A	66.0°C
●	2	戻り空気ドライフェルトークラHVH-16B	66.0°C
○	3	戻り空気ドライフェルトークラHVH-16C	66.0°C
○	4	戻り空気ドライフェルトークラHVH-16D	66.0°C
+	5	戻り空気ドライフェルトークラHVH-16E	66.0°C
+	6	供給空気ドライフェルトークラHVH-16A	66.0°C
+	7	供給空気ドライフェルトークラHVH-16B	66.0°C
+	8	供給空気ドライフェルトークラHVH-16C	66.0°C
+	9	供給空気ドライフェルトークラHVH-16D	66.0°C
+	10	供給空気ドライフェルトークラHVH-16E	66.0°C
○	11	原子炉圧力監視ローテーションエリア	66.0°C
○	12	原子炉圧力監視ローテーションエリア	66.0°C
-	13	原子炉圧力監視ローテーションエリア	66.0°C
+	14	原子炉圧力監視ローテーションエリア	66.0°C
+	15	原子炉圧力監視ローテーションエリア	66.0°C
○	Y 16	圧力制御室ガス温度	65.5°C
●	● 17	圧力制御室ガス温度	65.5°C
●	● 18	圧力制御室ガス温度	65.5°C
○	○ 19	圧力制御室ガス温度	65.5°C
○	○ 20	予備	
+	+ 21	電気ベネレーション温度	
+	+ 22	電気ベネレーション温度	
+	+ 23	電気ベネレーション温度	
+	+ 24	電気ベネレーション温度	

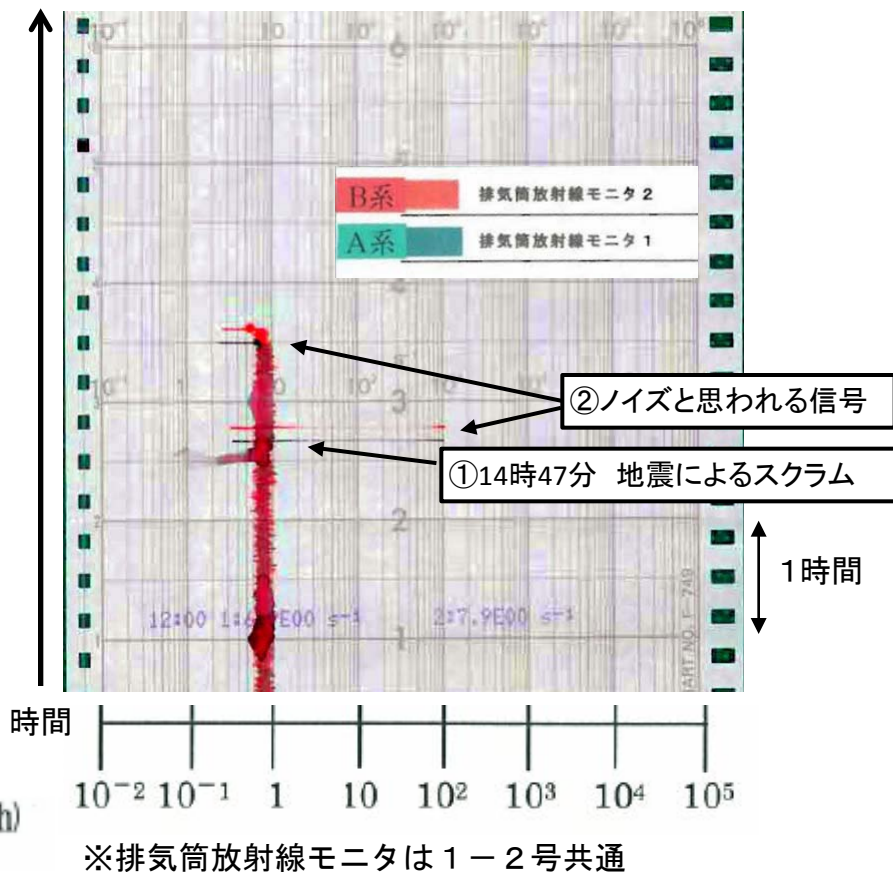
福島第一原子力発電所2号機プラントデータ評価(放射線モニタ)

○ノイズはあるものの安定した値を示しており、1次系等からの漏えいの兆候は見られず、外部への放射性物質による影響はないことを確認。

格納容器雰囲気放射線
モニタのチャート



排気筒放射線モニタのチャート

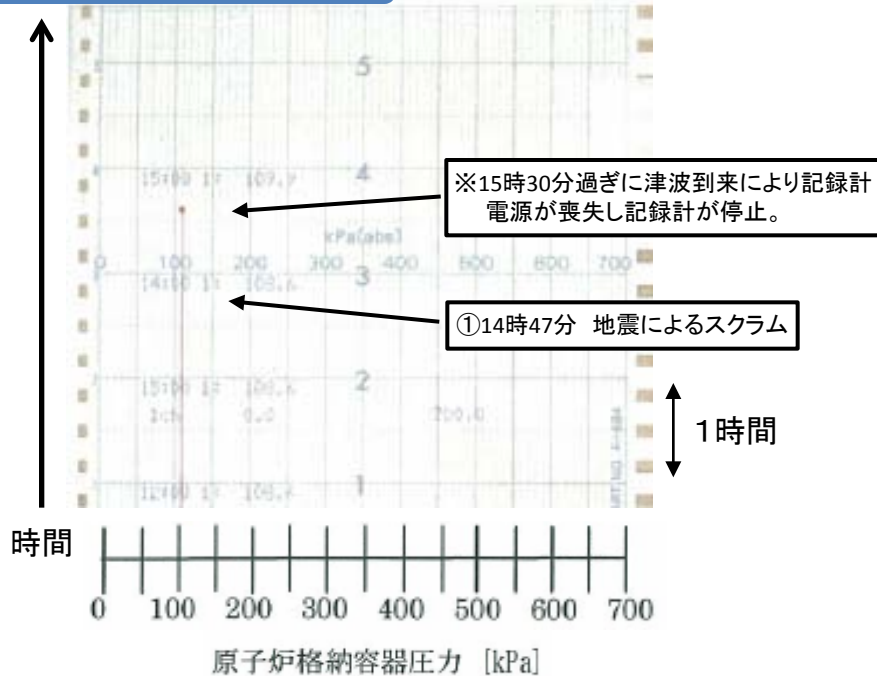


福島第一原子力発電所3号機プラントデータ評価(格納容器圧力・温度)

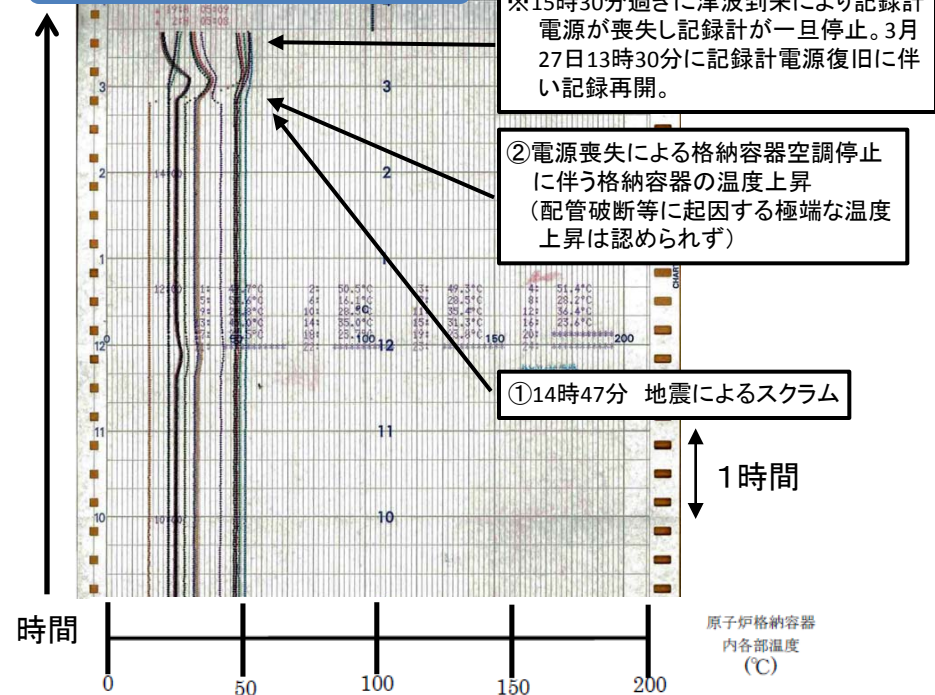
○大きな変動はなく、「閉じこめる」機能が低下している兆候はないことを確認。

(原子炉圧力容器や配管の損傷による急激な圧力上昇や、原子炉格納容器等の損傷による圧力減少などは見られない。)

格納容器圧力等のチャート



格納容器内部温度のチャート

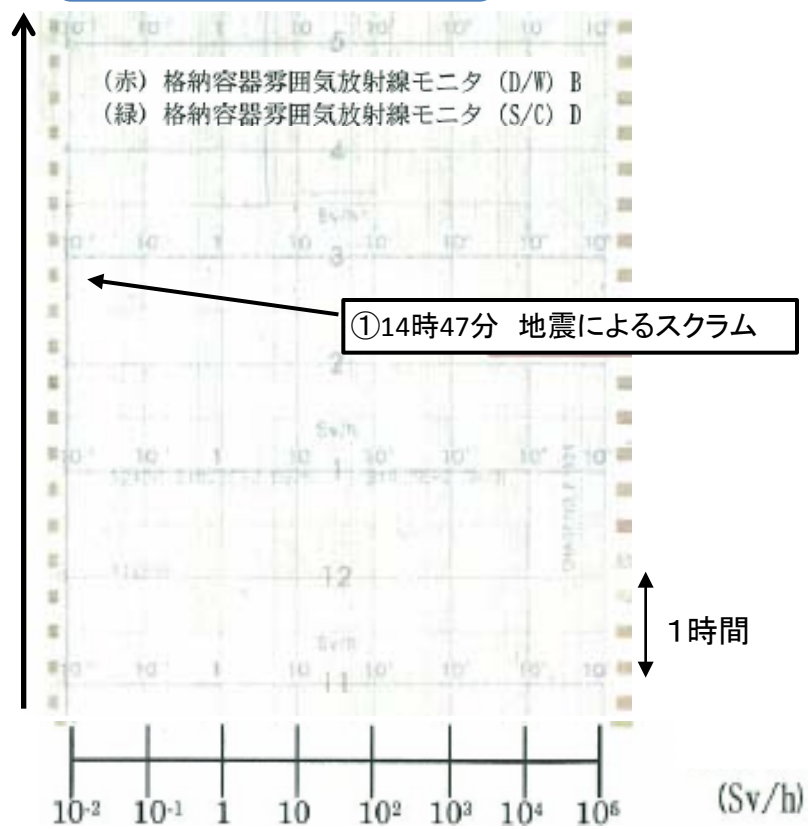


TRIS-16-115		ストアNo		3号機-19			
入力計番号	入力計種別	入力計測定点	スイッチ設定値	入力計番号	入力計種別	入力計測定点	スイッチ設定値
1	TE-16-114A	格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	13	TE-16-114N	原子炉ペローシール部温度	65.6°C
2	TE-16-114B	格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	14	TE-16-114D	原子炉ペローシール部温度	65.6°C
3	TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	15	TE-16-114E	原子炉ペローシール部温度	65.6°C
4	TE-16-114D	格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	16	TE-16-114F	原子炉ペローシール部温度	65.6°C
5	TE-16-114E	格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	17	TE-16-114G	圧力抑制室 ガス温度	65.6°C
6	TE-16-114F	格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	18	TE-16-114H	圧力抑制室 ガス温度	65.6°C
7	TE-16-114G	格納容器空調機供給空気温度	65.6°C	19	TE-16-114I	圧力抑制室 ガス温度	65.6°C
8	TE-16-114H	格納容器空調機供給空気温度	65.6°C	20	Y		
9	TE-16-114I	格納容器空調機供給空気温度	65.6°C	21	Y		
10	TE-16-114J	格納容器空調機供給空気温度	65.6°C	22	Y		
11	TE-16-114K	原子炉ペローシール部温度	65.6°C	23	Y		
12	TE-16-114L	原子炉ペローシール部温度	65.6°C	24	Y		

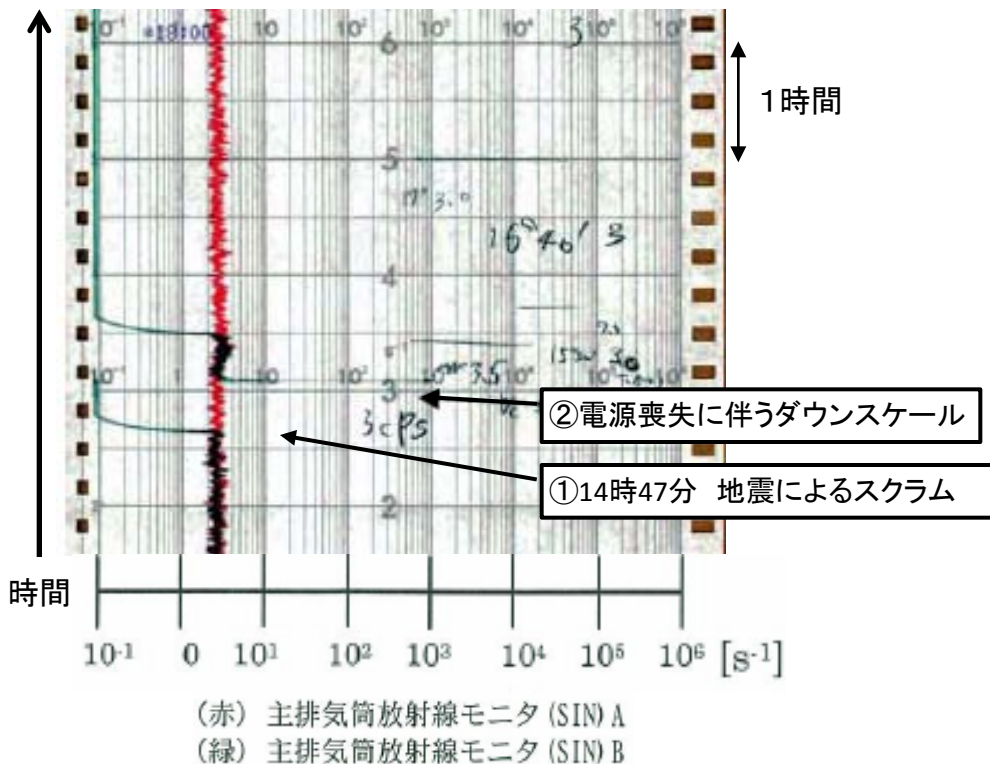
福島第一原子力発電所3号機プラントデータ評価(放射線モニタ)

○ノイズはあるものの安定した値を示しており、1次系等からの漏えいの兆候は見られず、外部への放射性物質による影響はないことを確認。

格納容器雰囲気放射線モニタのチャート



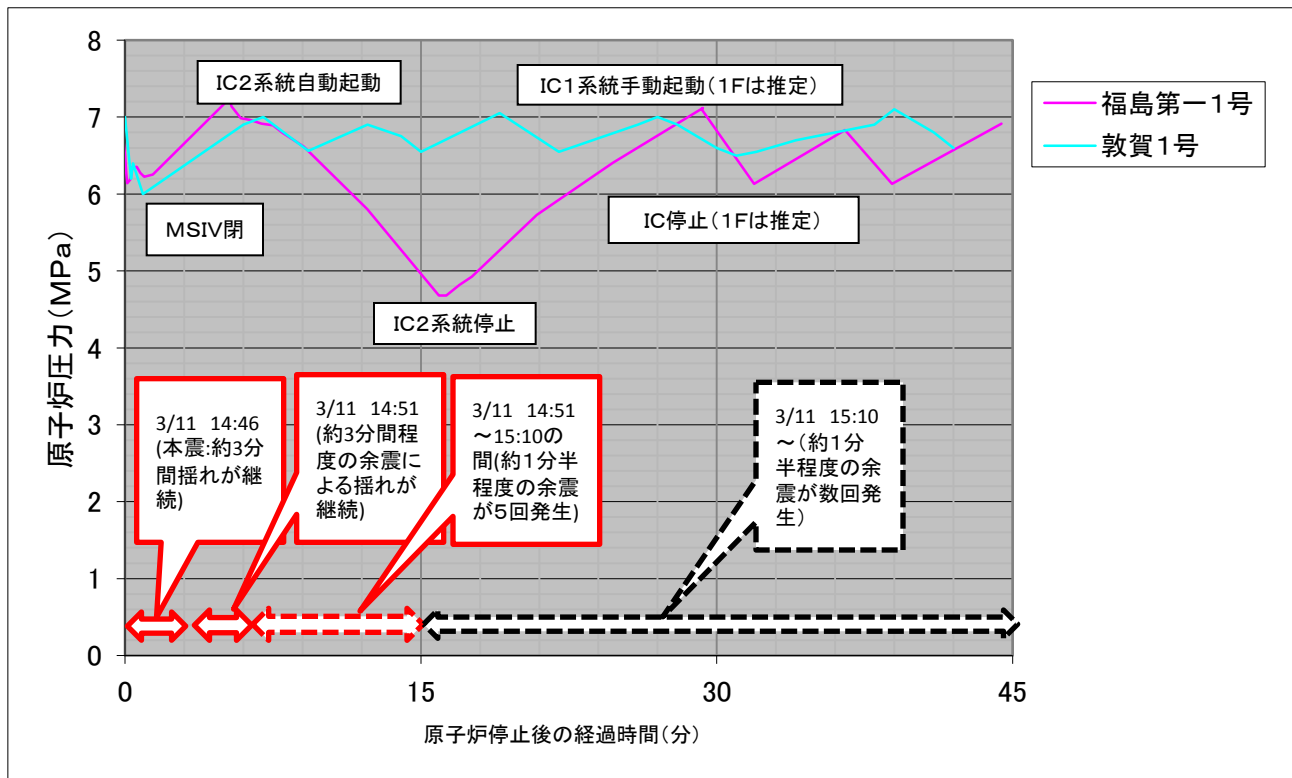
主排気筒放射線モニタのチャート



[図 i -27]

福島第一原子力発電所1号機における非常用復水器(IC)作動時の原子炉圧力の変化

- 1号機においては、非常用復水器(IC)が自動起動し、原子炉圧力は運転員が停止操作を行うまでに手順書に規定されている圧力(約6.3MPa)よりも低下。
- 同じICが設置されている敦賀1号機の状況とは圧力調整の幅に違いはあるものの、運転員の証言によると余震による影響のため手動により停止操作ができなかったとされている。さらに、JNESの解析評価の結果も踏まえると、大規模な配管破断は生じておらず、圧力調整は、IC戻り配管に設置されている弁の継続的な開閉で実施したものと考えられる。



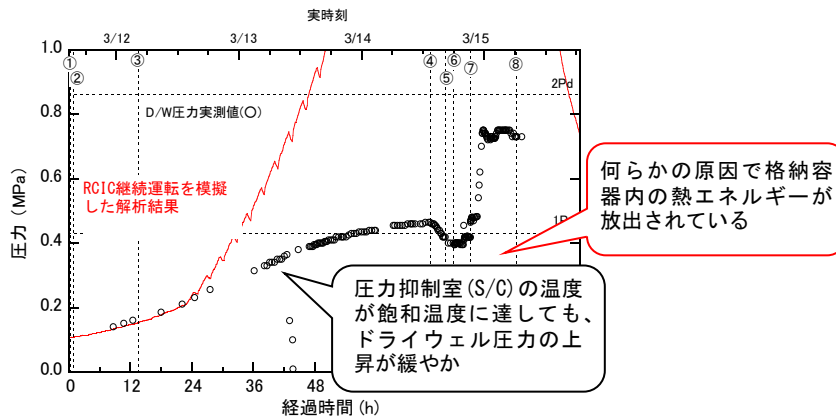
○福島第一1号機においては、非常用復水器(IC)が自動起動し、地震の揺れが収まり運転員が停止操作を行うまでの間に原子炉圧力は約4.7MPaまで低下。その後は6~7MPaの間で圧力調整されていたものと考えられる。

○敦賀1号機では、自動起動に至る前にIC1システムを手動で起動し、手順書(約6.4~6.9MPaに維持)に従って原子炉圧力を調整している。

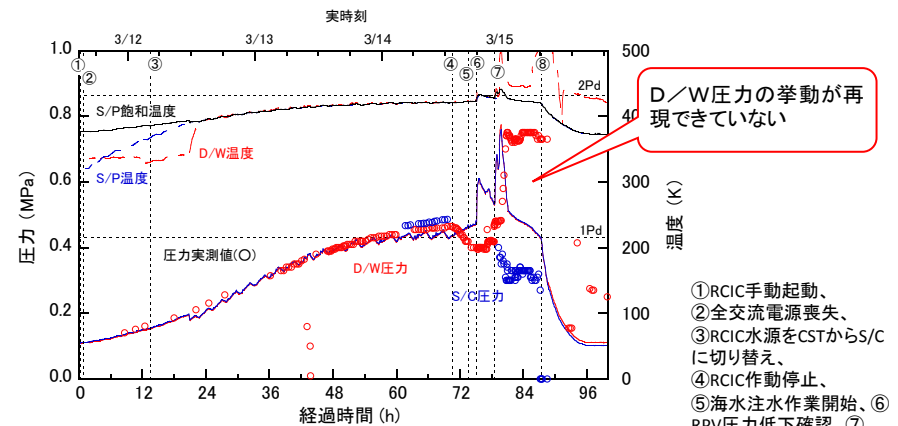
福島第一原子力発電所2号機格納容器の破損の可能性

○6月に公表した炉心状態解析においては、PCVからの漏えいがない前提では、RCICのS/Cを水源とした継続運転において測定されているPCV圧力の挙動と整合しない。一方、PCVからの漏えいを想定した場合は、3月15日にドライウェル(D/W)圧力が8時間にわたって0.7MPa以上であったことと整合しない。

○こうした状況を考慮すると、3月14日までのPCV圧力の上昇が緩慢であった原因については、圧力抑制室(S/C)の設置階(地下1階)にあるRCIC室へ3月12日時点で水の侵入が確認されていることから、この浸入した水の影響を含め何らかのPCVの温度上昇を抑える要因が作用した可能性があり、検討を継続している。



2号機の原子炉格納容器ドライウェル(D/W)圧力の変化

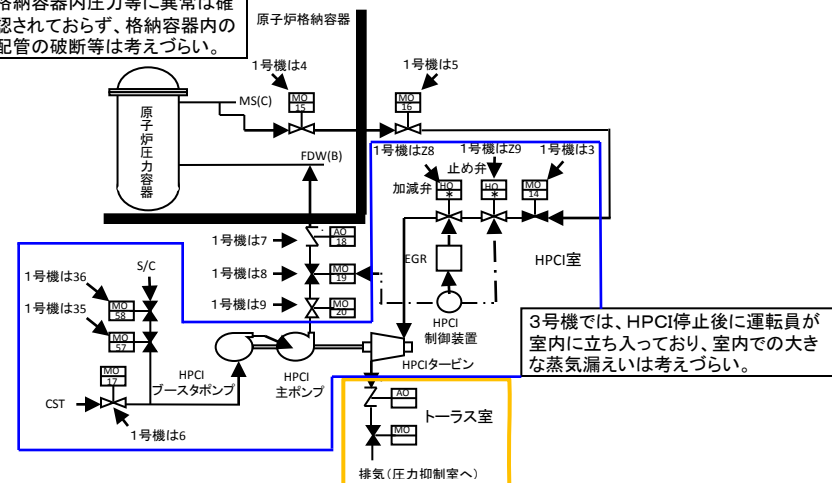


2号機の格納容器温度・圧力の変化
(実線はPCV漏えいを想定した解析結果)

福島第一原子力発電所3号機の高圧注水系の配管破損の可能性

- 原子炉隔離時冷却系(RCIC)の停止後、RCICに使用されたものとは別系統の直流電源により、原子炉水位低でHPCIが自動起動。その後、原子炉圧力は徐々に低下し、約1MPaで推移し、HPCIがトリップすると再び約7MPaに戻っている。
- HPCI運転中にPCV圧力の上昇等は確認されておらず、また、HPCI室に設置され、HPCIと同一の電源によって管理されている温度検知型の警報装置の作動が確認されていない(異常信号によりHPCIは自動停止することから、HPCI系統での大きな蒸気漏えいは考え難い。なお、HPCI停止後13日5時までには冷却機能復旧のためHPCI室に運転員が入室し、さらに5時頃にはPCVベントの系統構成のためトラス室にも入室したが、蒸気充満等の異常は確認されていない。
- 通常、HPCIが定格流量で注水していた場合には原子炉水位が上昇し原子炉水位高でトリップするにもかかわらず、運転が続いている。こうした運転状態の継続及び停止の原因については引き続き検討が必要。

格納容器内圧力等に異常は確認されておらず、格納容器内の配管の破断等は考えづらい。



※1: 通常運転時、MO-15, 16, 17, 20弁およびHO弁は「開」、MO-14, 19弁は「閉」、起動時14弁, 19弁「開」。
 ※2: MO-15弁はAC電源、電源喪失にて動作不能(as is)。
 ※3: MO-14, 16, 17, 19, 20弁はDC電源(隔離論理回路とは別電源)、電源喪失にて動作不能(as is)。
 ※4: DC電源喪失時は隔離(閉)論理回路作動。その時、各弁駆動電源(※2, ※3に記載)が活きていれば各弁閉。既に各弁駆動電源が喪失していれば動作不能(as is)。

出典:「原子力安全に関するIAEA関係会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について—(平成23年6月)」に加筆

(RCIC室、HPCI室)

3/12 11:36 RCIC停止
 3/12 12:35 高圧注水系自動起動
 3/13 2:42 高圧注水系停止
 3/13 5:00頃

HPCI室を経由してRCIC室に向かい、現場の状況を確認し、RCICによる原子炉注水を試みるが起動できず。

(トラス室)

3/13 朝方

S/Cベント弁(AO弁)大弁の弁開度を確認するため入室。逃がし安全弁からのS/Cへの原子炉の高温蒸気の吹き出し等によるトラス室下部にあるS/C内の温度上昇の影響で室内は高温になっており、また、照明がなく真っ暗であり、厳しい作業環境であった。S/Cベントの作業のため現場に出かけた。トラス上部に足をかけ作業しようとしたら黒い長靴がズルッと溶けた。

各種異常信号等の発信

- 地震発生に伴う外部電源喪失により、非常用発電機等による給電が立ち上がるまでの間で原子炉保護系などの電源が一時的に停止し、各種の異常信号が発信。その結果、一次格納容器隔離系(PCIS)や主蒸気隔離弁(MSIV)「閉」などの回路がフェールセーフ動作している。(PCISは過渡的な水位の低下による作動も考えられる。)
- これは、信号が発信している回路の電源は、無停電電源装置からの給電ではないため、非常用発電機等による給電が立ち上がるまでの間に電圧が一時的になくなる構成であることによる。
- 炉心スプレイ系については、地震発生後津波到来前に、ホワイトボードに「15:16 CS(B)室 漏洩ANN発生中」、その後「15:18ANNリセット」との情報がある。なお、炉心スプレイ系については作動していない。

アラームタイパーの打出し記録(3号機)

(一次格納容器隔離系(PCIS)作動信号)

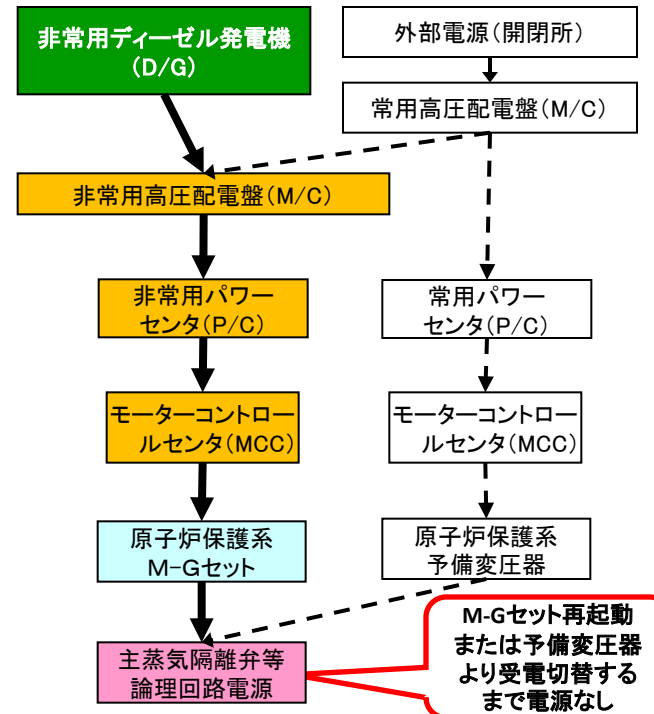
*1447	C200	原子炉水位 (狭帯域)	A	下限(過渡)	846 T/H
*1447	C201	原子炉水位 (狭帯域)	B	下限(過渡)	1313 T/H
*1447	F094	原子炉 給水ポンプ(T) 入口流量	B	1350 >	1002 MM
*1447	F096	原子炉 給水ポンプ(M) 入口流量	B	2<	オン
*1447	C004	原子炉 水位	エーカム駆動給水ポンプ A	過渡	

(主蒸気隔離弁(MSIV)作動記録)

1448	A621	主蒸気隔離弁	内側	A	全閉	オン
1448	A622	主蒸気隔離弁	外側	A	全閉	オン
1448	A623	主蒸気隔離弁	内側	B	全閉	オン
1448	A624	主蒸気隔離弁	外側	B	全閉	オン
1448	A625	主蒸気隔離弁	内側	C	全閉	オン
1448	A626	主蒸気隔離弁	外側	C	全閉	オン
1448	A627	主蒸気隔離弁	内側	A	全閉	オン
1448	A628	主蒸気隔離弁	外側	A	全閉	オン
1448	A629	主蒸気隔離弁	内側	B	全閉	オン
1448	A630	主蒸気隔離弁	外側	B	全閉	オン
1448	A631	主蒸気隔離弁	内側	C	全閉	オン
1448	A632	主蒸気隔離弁	外側	C	全閉	オン
1448	L078	炉心スプレイ系	水位		38.72 %	正常 復帰
1448	B013	S/C	水位		5.5 CM	正常 復帰

出典:東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントパラメータについて (平成23年5月16日、6月13日一部訂正、東京電力(株))

発信している信号の電源の状況



<表 i - 1>

福島第一原子力発電所3号機における代替注水・PCVベントの状況

○当院が行った保安調査において、消火系を用いた代替注水、格納容器ベントの操作において、耐震性が低い配管等に係る損傷等についての懸念が示された。

○しかしながら、格納容器ベントについては、以下に示すように一度は開を確認した空気作動弁(AO弁)がその後ポンベの圧力が低下して閉止するなど対応操作に時間を要しているものの、その後、仮設コンプレッサーを設置して開としており、大きな漏えいが発生したものではないと考えられる。

	原子炉注水関係	PCVベント関係	その他
3月12日(土)			4:23 構内の放射線量上昇(正門付近0.59 μ Sv/h)
3月13日(日)	<p>9:25 FPラインから消防車による淡水注入開始(ほう酸入り)</p> <p>12:20 淡水注入終了</p> <p>13:12 FPラインから消防車による海水注入開始</p>	<p>8:35 PCVベント弁(MO弁)開</p> <p>8:41 S/Cベント弁(AO弁)大弁開により、ラプチャーディスクを除く、PCVベントライン構成完了</p> <p>9:36 PCVベント操作により、9:20頃よりD/W圧力が低下していることを確認</p> <p>11:17 S/Cベント弁(AO弁)大弁の閉確認(作動用空気ポンベ圧低下のため)</p> <p>12:30 S/Cベント弁(AO弁)大弁開(作動用空気ポンベ交換)</p>	<p>8:56 モニタリングポストで500μSv/hを超える線量(882μSv/h)を計測</p> <p>14:15 モニタリングポストで500μ Sv/hを超える線量(905μ Sv/h)を計測</p>
3月14日(月)	<p>1:10 逆洗弁ビット内への海水補給のために消防車を停止</p> <p>3:20 消防車による海水注入再開</p> <p>9:20 物揚場から逆洗弁ビットへの海水の補給を開始</p> <p>11:01 消防車やホースが損傷し、海水注入停止</p> <p>16:30頃 消防車とホースを入れ替えて物揚場から原子炉へ注入する新しいラインを構築し、海水注入を再開</p>	<p>5:20 S/Cベント弁(AO弁)小弁開操作開始</p> <p>6:10 S/Cベント弁(AO弁)小弁の開確認</p>	<p>2:20 正門付近で500μ Sv/hを超える線量(751μ Sv/h)を計測</p> <p>2:40 モニタリングポストで500μ Sv/hを超える線量(650μ Sv/h)を計測</p> <p>4:00 モニタリングポストで500μ Sv/hを超える線量(820μ Sv/h)を計測</p> <p>9:12 モニタリングポストで500μSv/hを超える線量(518.7μ Sv/h)を計測</p> <p>11:01 R/Bで爆発発生</p>

別添資料2 1～3号機の事象進展に関する整理と考察

<表 ii - 1>

福島第一原子力発電所使用済燃料プールの燃料貯蔵状況と崩壊熱

表 2 - 1 SFPの燃料貯蔵状況

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

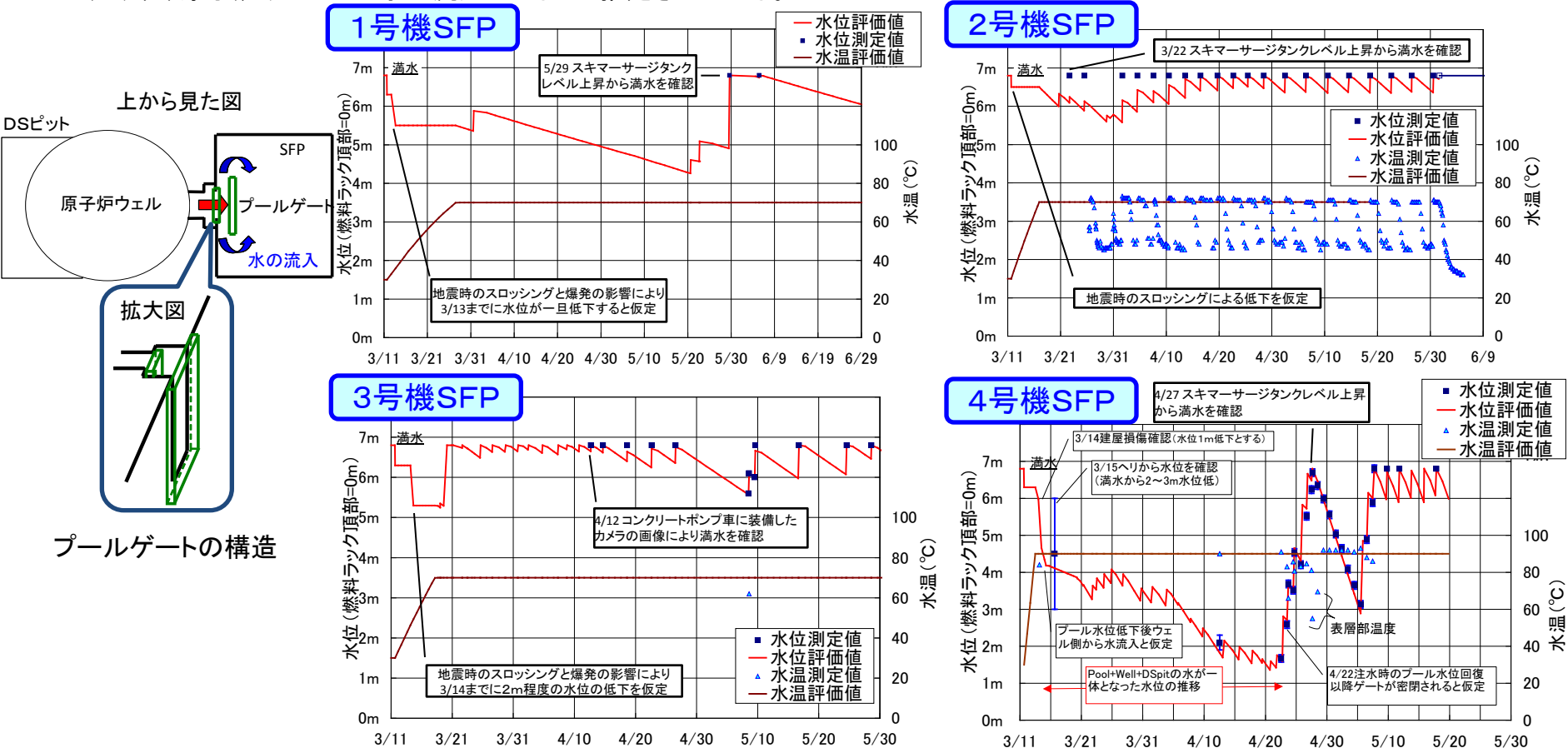
表 2 - 2 SFPの崩壊熱

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

[図 ii - 1]

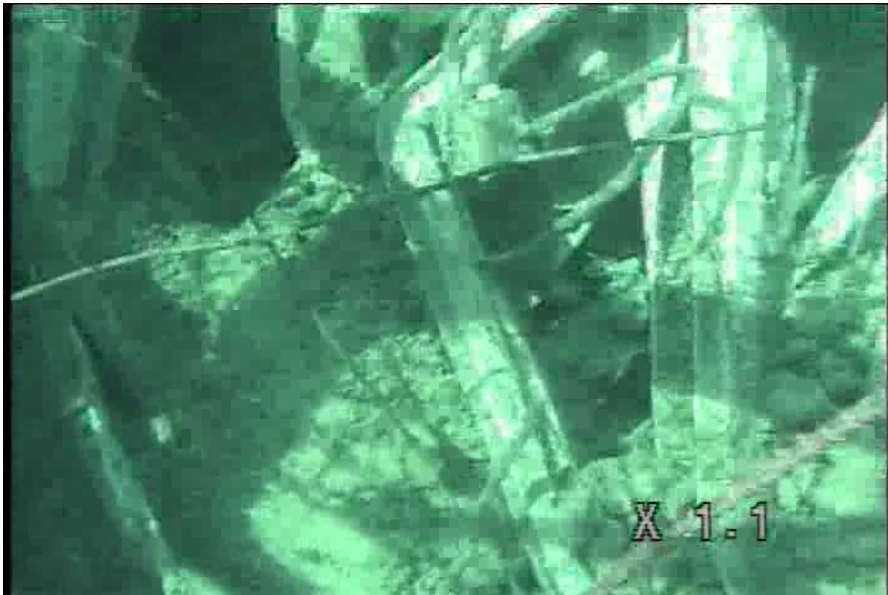
使用済燃料プールの水位と温度の推移

- 全交流電源が喪失したことから、冷却及び水補給ができなくなり、地震影響として漏えいが発生していないかの確認もできなかったため、貯蔵している使用済燃料の崩壊熱により水が蒸発するなど、水位が低下して燃料が露出し、燃料温度が上昇することが懸念された。
- そのため、3月17日以降、1, 3, 4号機ではヘリコプター、放水車、消防車、コンクリートポンプ車により上部から、2号機では冷却系ラインを使用して、水(3月28日までは海水)を補給し、崩壊熱等を踏まえた東京電力の水位評価において、露出はなかったものとされている。
- 4号機については、定期検査中で原子炉ウェル等にも水が張られており、プール水位が低下傾向にあった時期には、ゲートの押し込みが足りず、原子炉ウェルから水が流入したものと推定されている。



[図 ii - 2] 使用済燃料プール内の状況

- 3号機、4号機の使用済燃料プール内には、原子炉建屋爆発の影響で瓦礫が落下していることが確認されており、3号機では燃料の状態が確認できなかったが、4号機では燃料はラックに収納された状態で維持され、大量の燃料破損はないことが確認されている。(同様に原子炉建屋が爆発した1号機については、使用済燃料プールが原子炉建屋天井に覆われており、現段階においてもプール内の状況は確認できていない。)
- 使用済燃料プール水を採取して核種分析を実施した結果、原子炉での事象進展があった1～3号機では建屋地下の滞留水の一桁程度低い濃度のセシウムが確認され、4号機では1～3号機よりも2桁以上低い濃度であった。また、冷却期間の長い使用済燃料にはほとんど存在しないヨウ素131も確認された。
- これらのことから、確認された放射性物質は事故時の炉心由来の可能性が高く、貯蔵していた燃料の溶融といった大規模な損傷はなかったものと考えられる。(ただし、瓦礫の影響で一部の燃料において機械的な損傷あった可能性までは否定できない。)



3号機のSFP水中の状態



4号機のSFP水中の状態

<表 ii - 2>

福島第一原子力発電所1～4号機使用済燃料プールスキーマーサージタンク水の分析結果

1号機スキーマーサージタンク水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)			
		6/22採取	8/19採取	(参考) 1号機SFP水 (2/11)	(参考) 1号機T/B地下階た まり水 (3/26)
セシウム134	約2年	1.2 × 10 ⁴	1.8 × 10 ⁴	検出限界未満	1.2 × 10 ⁵
セシウム137	約30年	1.4 × 10 ⁴	2.3 × 10 ⁴	7.8 × 10 ⁻²	1.3 × 10 ⁵
よう素131	約8日	68	検出限界未満	検出限界未満	1.5 × 10 ⁵

2号機スキーマーサージタンク水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)			
		4/16採取	8/19採取	(参考) 2号機SFP水 (2/10)	(参考) 2号機T/B地下階た まり水 (3/27)
セシウム134	約2年	1.6 × 10 ⁵	1.1 × 10 ⁵	検出限界未満	3.1 × 10 ⁶
セシウム137	約30年	1.5 × 10 ⁵	1.1 × 10 ⁵	0.28	3.0 × 10 ⁶
よう素131	約8日	4.1 × 10 ³	検出限界未満	検出限界未満	1.3 × 10 ⁷

3号機スキーマーサージタンク水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)				
		3号プール水				(参考) 3号機T/B地下階 たまり水 (4/22)
		5/8採取	7/7採取	8/19採取	(参考) 3/2採取	
セシウム134	約2年	1.4 × 10 ⁵	9.4 × 10 ⁴	7.4 × 10 ⁴	検出限界未満	1.5 × 10 ⁶
セシウム137	約30年	1.5 × 10 ⁵	1.1 × 10 ⁵	8.7 × 10 ⁴	検出限界未満	1.6 × 10 ⁶
よう素131	約8日	1.1 × 10 ⁴	検出限界未満	検出限界未満	検出限界未満	6.6 × 10 ⁵

4号機スキーマーサージタンク水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)					
		4号プール水				(参考) 4号機T/B地下 階たまり水 (3/24)	
		4/12採取	4/28採取	5/7採取	8/20採取		(参考) 3/4採取
セシウム134	約2年	88	49	56	44	検出限界未満	31
セシウム137	約30年	93	55	67	61	0.13	32
よう素131	約8日	220	27	16	検出限界未満	検出限界未満	360

赤字: コンクリートポンプ車を用いてSFP水を採取して分析

青字: FPC系サンプリング配管からスキーマーサージタンクにオーバーフローしたSFP水を採取して分析

使用済燃料プール冷却の代替手段に関する海外対応状況

○海外では、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合を想定した対応(冷却水の注入、代替除熱系の用意)を準備している例がある。

	アメリカ	イギリス	ドイツ	フランス	スイス	IAEA
使用済燃料貯蔵プール冷却の代替手段に関する規制要件	<p>爆発・火災によりプラントの広域が喪失した状況下で、炉心冷却、格納容器及び燃料プール冷却の能力を維持するか、復帰させることを意図したガイドダンスと戦略を策定し実施すること。 (10CFR50.54(hh)(2))</p>	<p>通常運転・損傷状態の両方の施設内での熱移送に必要な系統にかかわり、原子炉、化学施設、燃料貯蔵プール等を規定する。 熱移送系が安全系・非安全系として役割を果たす場合、工学安全系に適用される一般原則も適用される。(SAP #458)</p>	<p>燃料プールの熱除去系は最低二重系列の設計とする。二重系列または共通の静的機器の損傷に対処するため、第三の系列または他の追加冷却能力が利用でき、補助的手段も許されること。(KTA 3303の燃料貯蔵プールの熱除去系5.1項)</p>	<p>使用済燃料冷却及び浄化系の基本的な安全機能は次のもの。 ・反応度制御 ・余熱除去 ・放射性物質の封じ込み 冷却系熱交換容量は、燃料集合体の余熱を十分除去し、適切な余裕をもって沸騰を防ぐこと。</p>	<p>施設の内外のどちらかで発生する可能性のある事故を防止するよう、予防・防護措置を講ずること。 (原子力エネルギー規則第8条) 容認できる照射済燃料の最大崩壊熱を燃料貯蔵プールから外部のヒートシンクに排出できること。 (HSK-R-101 第6.3.2項)</p>	<p>原子力発電プラントの燃料の取扱系及び貯蔵系は、燃料の取扱と貯蔵において、その健全性と特性を常に維持することを確実にできなければならない。(要件80) 照射済燃料の取扱系及び貯蔵系の設計(6.67項) ・運転状態及び事故の状態 燃料からの適切な熱除去ができること。 ・損傷又は疑いのある燃料要素や燃料集合体を安全に維持すること。 (原子力発電所の安全:設計(SS NS-R-1の改訂案))</p>
対応例	<ul style="list-style-type: none"> ● 全交流電源喪失、全駆動源喪失に備え、既設の電源/駆動源に依存せず仮設/可搬式装置(水補給、冷却水注入、独立電源等)を用いて、使用済燃料プール対策を整備し訓練。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 復水貯蔵タンクからの給水に加え、手動で水道貯水槽からも給水可能。 ● 幾つかのホウ酸水補給源があり、最終的に建屋外から消火用水を敷設配管で注水可能。 	<ul style="list-style-type: none"> ● プール冷却には4系列のうち2系列の余熱除去系を利用。必要な場合、第三の余熱除去系を使用。外部ハザードには、プール冷却系を原子炉余熱除去に用いることも可能。 ● ヒートシンク喪失時、異なる水源から可搬式ポンプ・消火用水ポンプを用いて注水。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 外部電源喪失時、SFP冷却をEDGでバックアップ。ただし、EDG 2台に強化を提案。 ● 消火用水の注入は不確実なため、貯水池からの注水を提案。 	<ul style="list-style-type: none"> ● SFPへの非常用注入継手を設置。 ● 物理的分離した追加SFP給水の遡及適用。 	

福島第一原子力発電所3号機における格納容器の圧力変動に関する考察

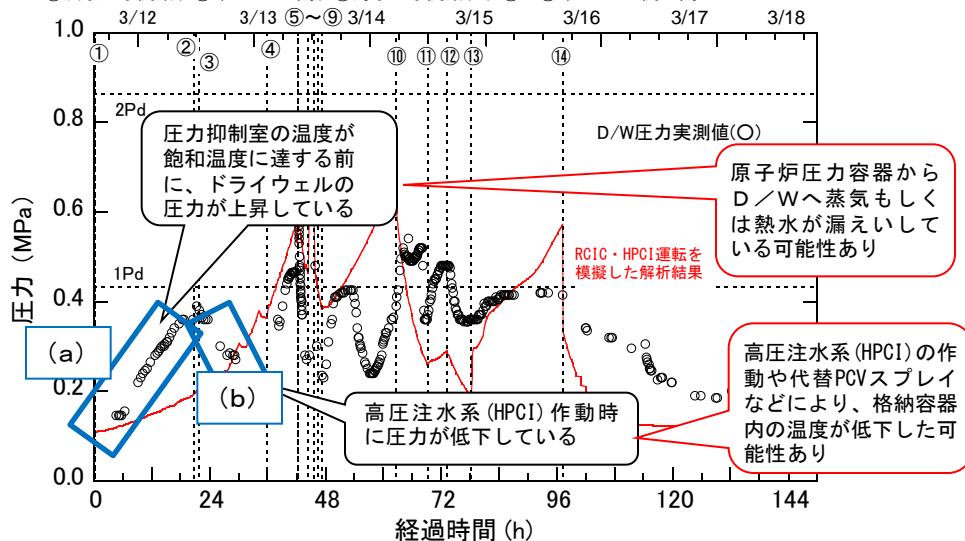
【(a)の部分について】

- 東京電力によると、この期間でのSRVやRCICの作動による蒸気はS/Cのプール水において凝縮し格納容器の圧力上昇が抑制されることから、D/Wに直接エネルギーが移行する経路としては、外部電源喪失時に制御棒駆動機構(CRD)ポンプからのシール水の供給が失われることによるPLRポンプメカニカルシールからの漏えいの可能性があるが、シール水のD/Wサンプルへの流量と同じ約3リットル/分と仮定した解析結果では、圧力上昇が再現できなかつたとしている。
- なお、津波襲来までの間において、格納容器圧力・温度のチャート及び排気筒放射線モニタのチャートからは、1次系等からの漏えいの兆候は見られない。今後、どの程度の漏えいであれば格納容器圧力・温度に変動が現れるかなどについての整理を進め、地震による損傷の合理的な可能性の有無についても引き続き検討を行っていく。

【(b)の部分について】

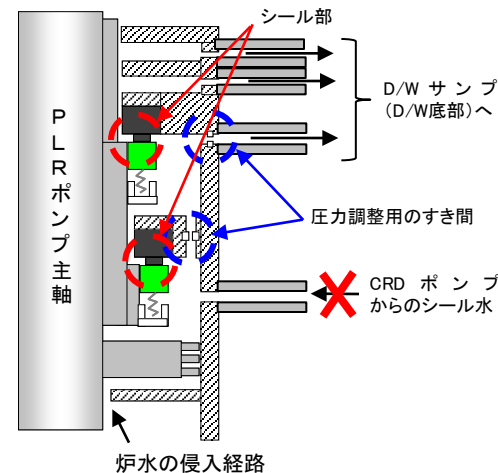
- 東京電力によると、3月12日12時以降、代替格納容器スプレイを実施していたとしているが、代替格納容器スプレイの実施を仮定した解析結果では、D/W圧力の下降について再現できていないとしている。
- このため、原子炉冷却材の漏えいが格納容器温度・圧力に及ぼす影響について定量的に評価するとともに、HPCIの作動状況による影響や、RCIC蒸気配管出口が上部にあることによって、S/C内の上側の温度が高く、下側の温度が低くなる温度成層化が生じた可能性なども含めて、引き続き調査・検討を行っていく。(次回検討予定)

①RCIC手動起動、②RCIC作動停止、③HPCI起動、④HPCI停止、⑤S/R弁開、⑥W/W弁ト(圧力低下)、
⑦淡水注水開始、⑧W/W弁ト閉、⑨海水注水開始、⑩～⑭W/W弁ト開閉



3号機のドライウェル圧力の変化(実線は解析結果)

6月6日原子力安全・保安院「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る1号機、2号機及び3号機の炉心の状態に関する評価について」に加重



PLRメカニカルシールで想定される漏えい状況

交流電源がある状況では、CRD水ポンプから供給される高圧水(シール水)で原子炉冷却水の侵入を防止し、シール水は圧力調整用のすき間を通してD/W底部に設置されているD/Wサンプル(水溜め)へ流れ、そこからD/W外へ排出される。そのため、CRDポンプの駆動源がなくなれば、原子炉冷却材が軸封部に侵入し、D/Wサンプルへ流れ込むこととなる。

別紙1
(第7回意見聴取会資料2)

過圧・過温による原子炉格納容器フランジ部 漏えいへの影響の検討

平成24年2月1日

独立行政法人 原子力安全基盤機構

耐震安全部

目次

1. 目的

2. 検討内容

2.1 200°C時の過圧時シール部開口量特性

2.2 ボルト材及びトップフランジ材の高温時の材料特性の調査

2.3 各温度における圧力とフランジシール部開口量特性推定

3. まとめ

1. 目 的

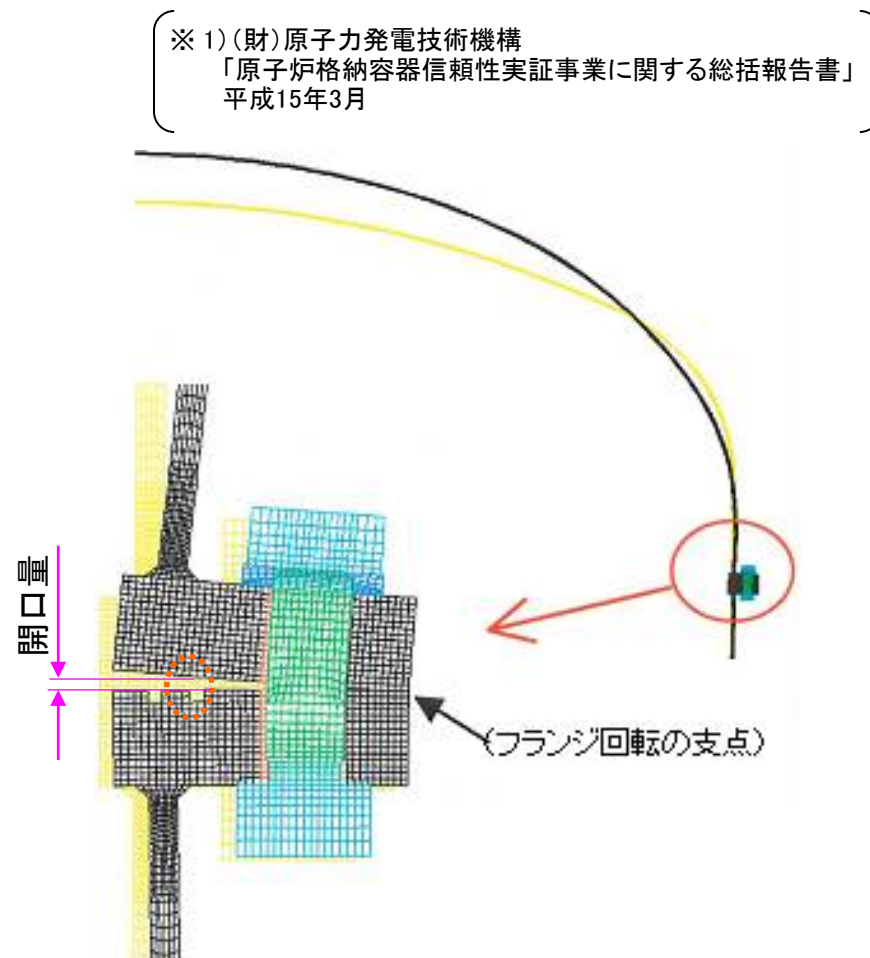
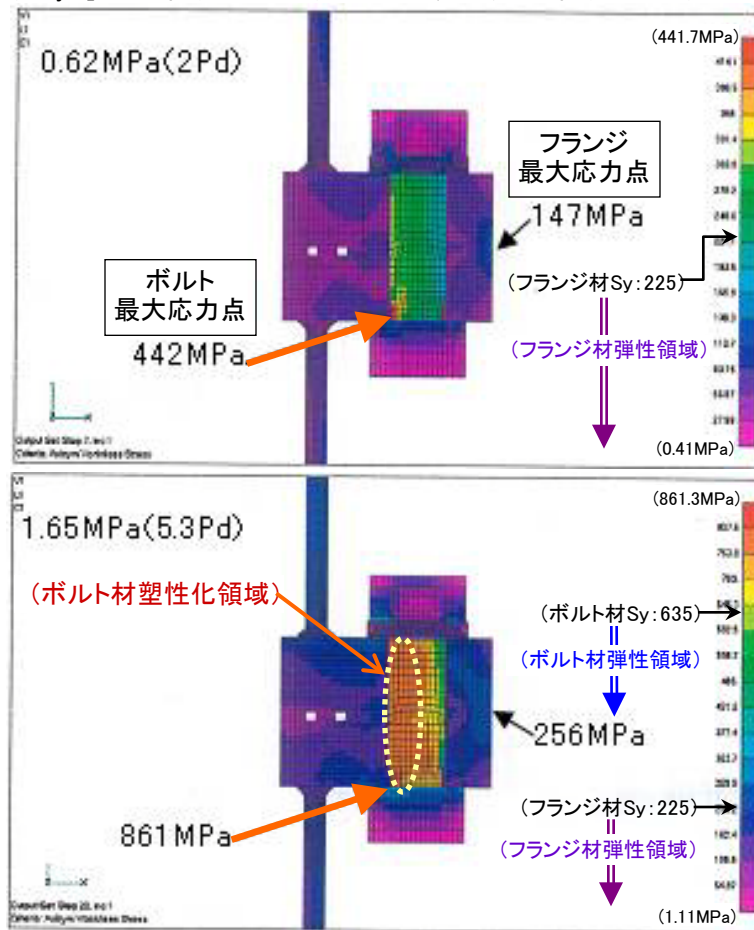
過圧及び過温による原子炉格納容器の漏えいに関して特に大口径フランジ部の200°C時の過圧挙動は既往の類似解析モデル※¹⁾に1.65MPaまでの漏えいに対する耐力を有することが示されている。雰囲気温度が500°C程度まで昇温する過程でのフランジ漏えいに係るフランジシール部開口量の評価を行う。

〔※1) (財)原子力発電技術機構「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書」平成15年3月〕

2.1 200°C時の過圧時シール部開口量特性[既往類似解析※1)に基づく分析](1/2)

既往類似解析におけるトップフランジシール部開口量に係る200°C時の内圧0.62MPa(2Pd)及び1.65MPa(5.3Pd)に対する応力分布と1.65MPa時の変形状況を下図に示す。0.62MPaではいずれの箇所も弾性範囲内であるが1.65MPaではボルトの断面の大部分が塑性化し、開口が生じていることが判る。

200°C材料降伏点 S_y [ボルト材(SNCM439):635MPa、フランジ材(SGV480):225MPa]



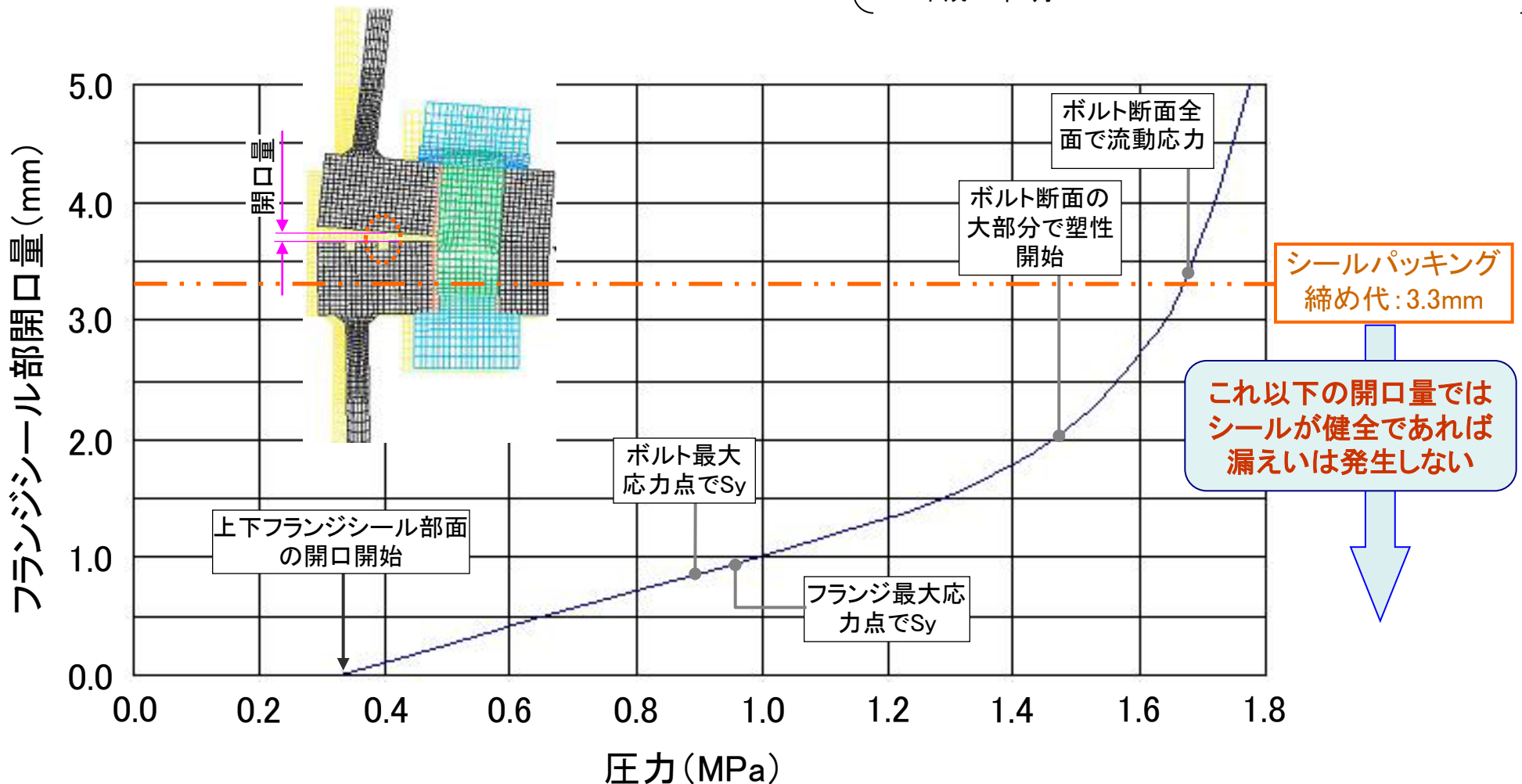
内圧0.62MPa及び1.65MPa時のボルト・フランジ部応力分布

内圧1.65MPa時の変形拡大図

2.1 200°C時の過圧時シール部開口量特性[既往類似解析※1)に基づく分析](2/2)

フランジシール部開口量は200°Cでは0.3MPa付近から開き始め1.3MPa近傍までは線形的に変形し1.4 MPa近傍から塑性的な挙動で急拡大する。

※ 1) (財)原子力発電技術機構
「原子炉格納容器信頼性実証事業に関する総括報告書」
平成15年3月



2.2 ボルト材及びトップフランジ材の高温時の材料特性の調査 (1/2)

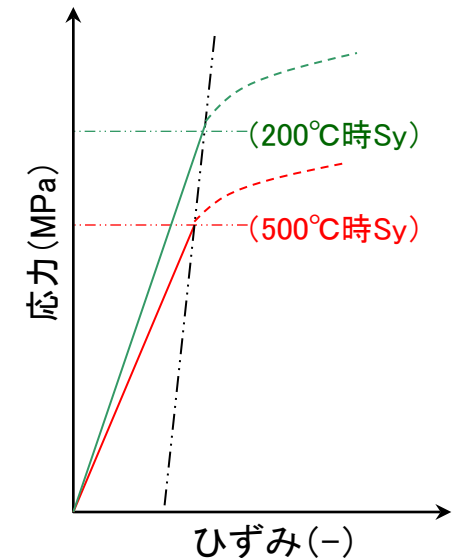
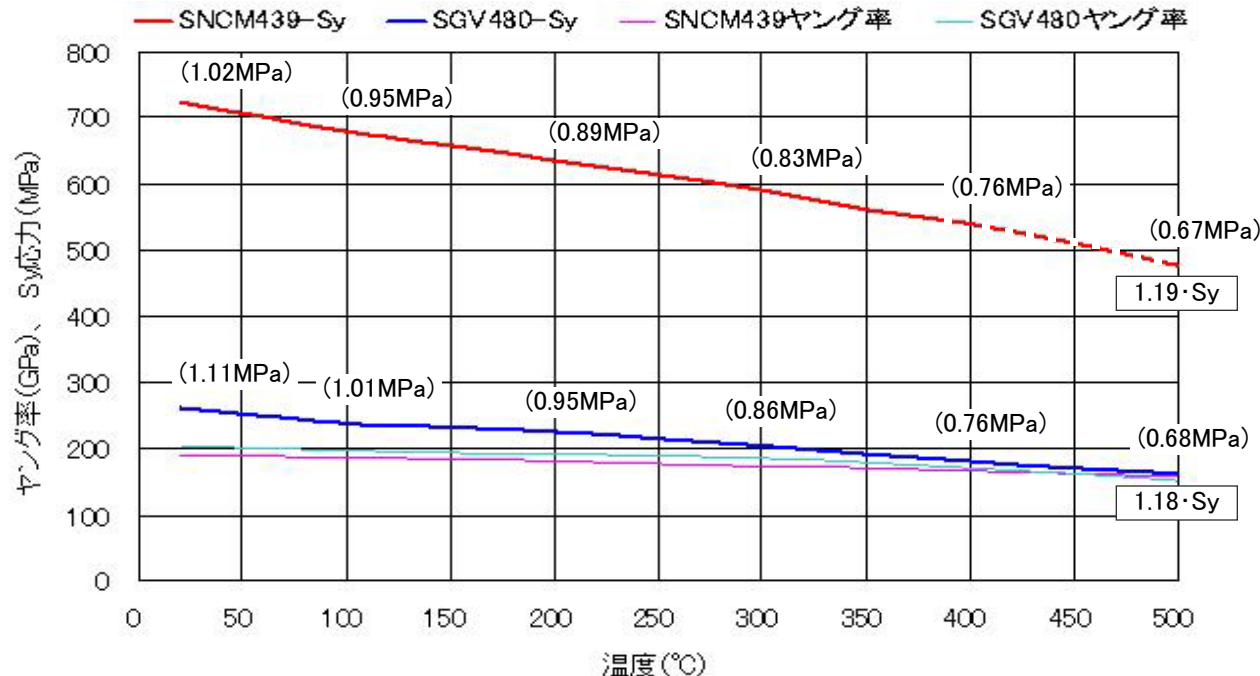
高温時のフランジシール部開口量の評価するためにはボルト材(SNCM439)とフランジ材(SGV480)の温度特性を調査して開口量と関係付けることが必要である。

ASMEの材料特性表(SECTION II, PART D(METRIC))に示されている500°CまでのSNCM439とSGV480の降伏点応力 S_y 及びこのボルト部とフランジ部の最大応力点が各温度で S_y に達する格納容器内圧をカッコ内で下図に示す。

今回の事故で確認されている格納容器内圧0.8MPaまでを評価対象とすると300°C以下で全ての領域が弾性領域で350°C近傍でボルト及びフランジの最大応力点が S_y に達し、500°C時に最大応力点で S_y の1.2倍になる。しかし200°C時のフランジ最大応力点 S_y (0.95MPa)の1.2倍の1.14MPa程度までは開口挙動がほとんど線形であることから1.2倍程度の圧力範囲では塑性領域有効体積の割合は十分小さいと推定できる。

このことから0.8MPa以下では温度500°Cでも弾性問題として妥当に評価できると考えられる。

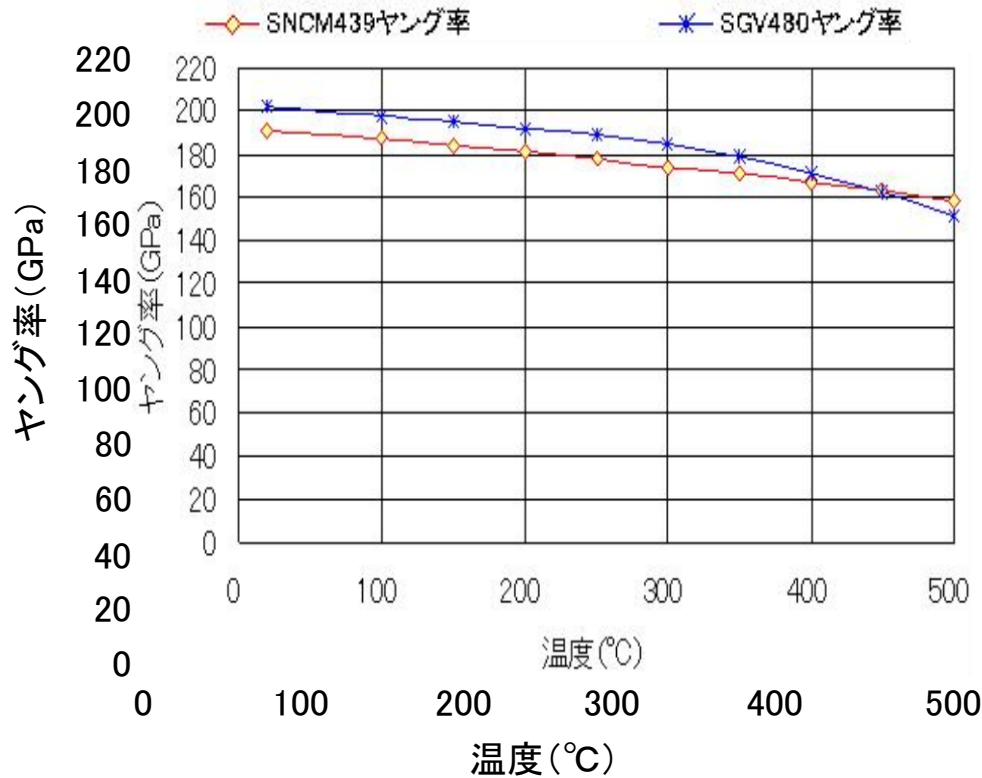
特記事項) ボルト材の S_y は375°Cまでしか記載されていないが類似組成の鍛造材は記載されているため375°C以上はこの鍛造材の低下率を適用した。



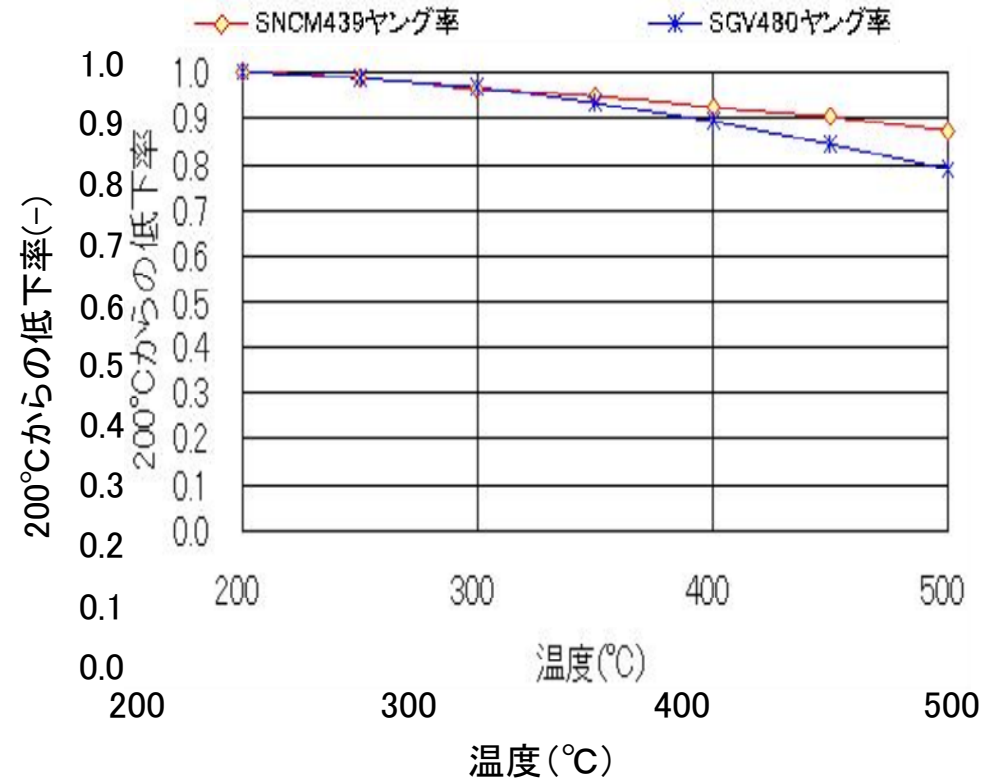
2. 2 ボルト材及びトップフランジ材の高温時の材料特性の調査 (2/2)

評価対象の格納容器圧力は0.8MPa、500°C以下の弾性問題とすると、構造材の各所の変位量はヤング率の低下率に反比例するものと評価できる。

このため先ずSNCM439とSGV480の各ヤング率(ASME: SECTION II, PART D(METRIC))の温度による低下特性と200°Cを基準とした低下率を下図の通り整理する。



SNCM439及びSGV480のヤング率の温度特性

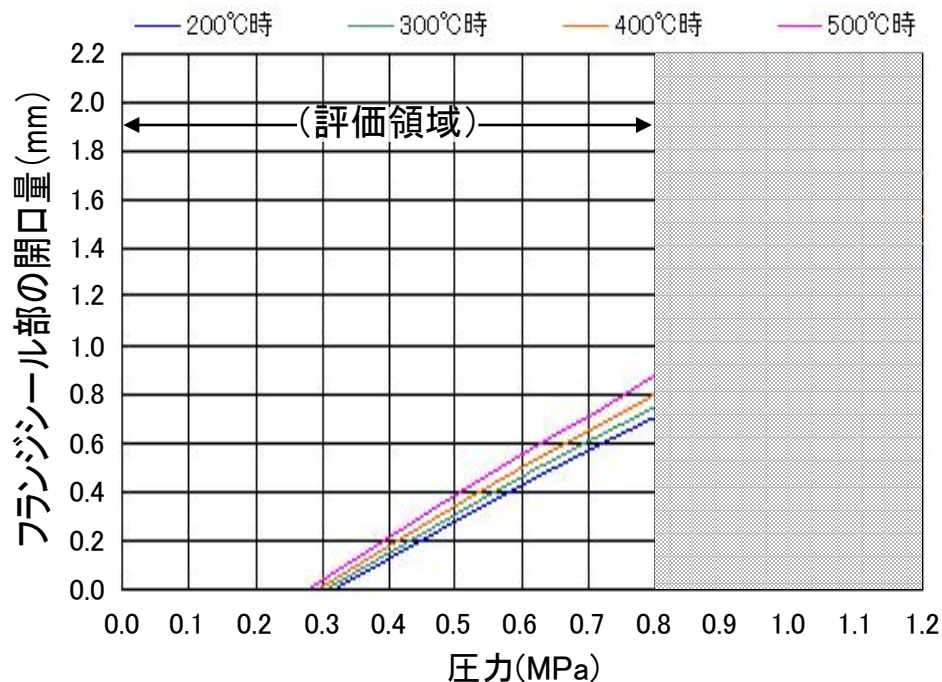


左記材各温度でのヤング率の温度による低下率特性

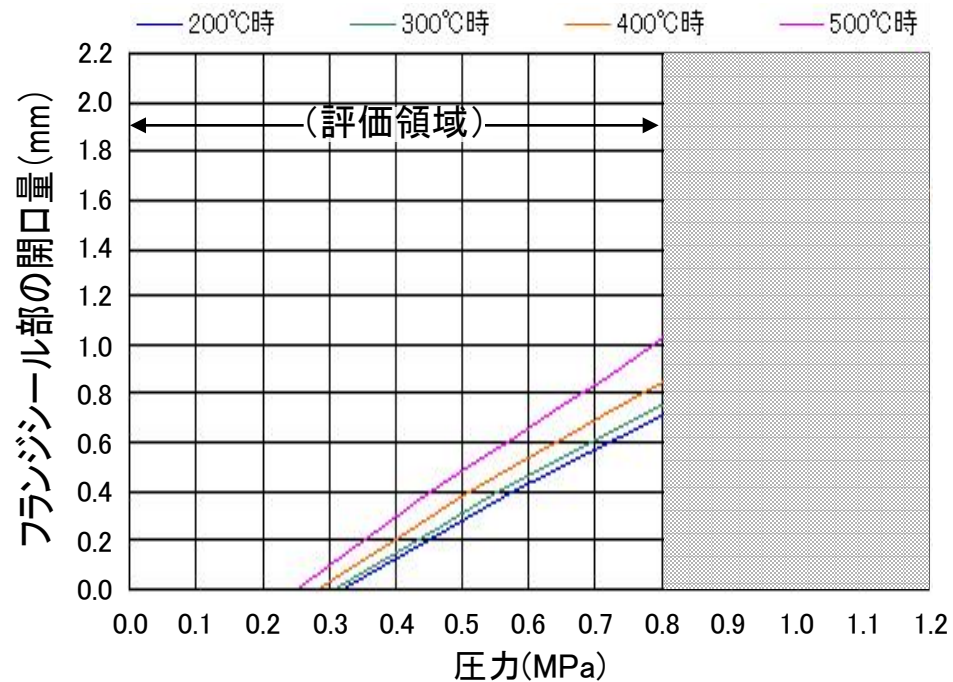
2.3 各温度における圧力とフランジシール部開口量特性推定

ボルト材(SNCM439)のヤング率の低下率を適用した場合の最小開口量評価と、フランジ材(SGV480)のヤング率の低下率を適用した場合の最大開口量評価を下記図に示す。評価対象の格納容器内圧力は0.8MPa以下であるため開口量は各温度で開口し始める限界圧力からこの圧力との差圧に対してほとんど直線的に開口すると考えられる。

格納容器内圧力0.8MPaの場合、200℃時の開口量は約0.7mmであったものが、500℃時には約0.9～1.0mmまで開口するものと考えられる。



SNCM439のヤング率の低下率適用時の最小開口量評価特性



SGV480のヤング率の低下率適用時の最大開口量評価特性

3. まとめ

1. 既往研究※¹⁾から、200°C時の評価では、シールが健全であるため、フランジシール部の開口量は締め代3.3mmを超えるまでフランジからの漏えいは発生せず、原子炉格納容器内圧1.65MPa程度まで漏えい健全性が保たれる。
2. しかし、350°Cの条件で、シールの健全性が失われ、圧力が大きく掛からない条件でも漏えいすることが既往研究※¹⁾で確認されており、今回の評価での開口量の増加(約0.7mm→約0.9～1.0mm)でも、漏えい量の増加に繋がるものと考えられる。
3. 開口部でのシールによる閉塞などもある程度は想定されるため、漏えい量との関係で定量的な漏えい面積を求めることは難しいが、1mmの開口量がそのまま漏えいに寄与するとした場合には、300cm²程度の開口面積となる。

〔※1) (財)原子力発電技術機構「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書」平成15年3月〕

別紙2
(第7回意見聴取会資料4)

福島第一原子力発電所1号機 冷却材微小漏えい時の 格納容器圧力・温度の挙動について

平成24年2月1日

独立行政法人 原子力安全基盤機構
原子力システム安全部

目次

1. 目的
 2. 実測値データ
 3. 解析体系(MELCORモデル)
 4. 初期事象解析
 - 4.1 漏えい面積 0.3cm^2 、 0.1cm^2 の格納容器圧力・温度の変化
 - 4.2 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ 相当の冷却材漏えいが生じた場合の格納容器圧力・温度の変化
 - 4.3 ドライウェルクーラ停止を模擬した場合の格納容器圧力・温度の変化
 5. まとめ
- 付録1 MELCORによる微小な液相漏えいの解析結果について
参考 蒸気相漏えい、液相漏えいによるドライウェル圧力差が小さい理由について
付録2 微小漏えい時に初期ドライウェル湿度を20%と100%に仮定した場合の格納容器圧力・温度変化の比較

1. 目的

- 福島第一原子力発電所1号機の地震後における冷却材の微小漏えいを想定した格納容器圧力・温度の挙動について、一次冷却系と格納容器系を同時に解析できるMELCORコードで解析した結果と実測値を比較し、格納容器内で冷却材の微小漏えいが生じた可能性を検討する。

2. 実測値データ

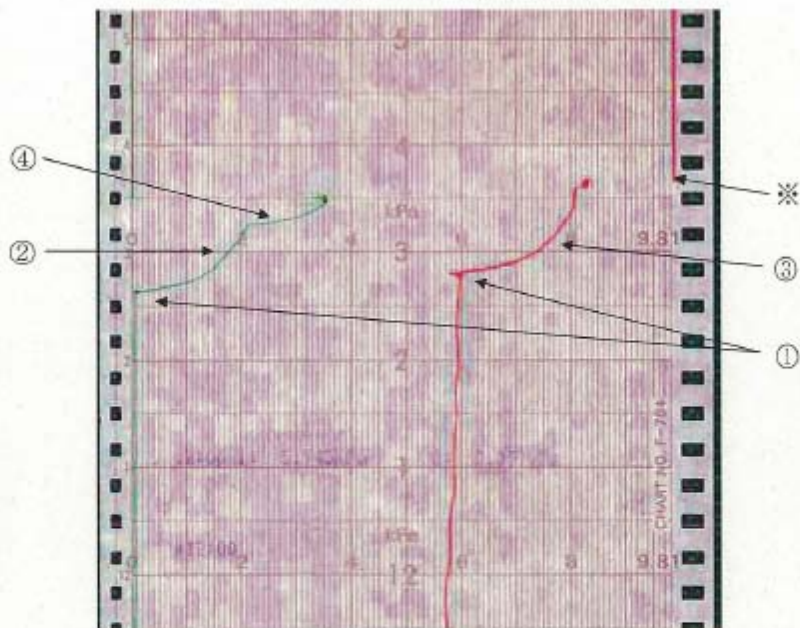
(「東電報告書:東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について(H23/5/23)」から抜粋)

記録計チャートのデータ

添付資料-1-16

添付資料-1-18

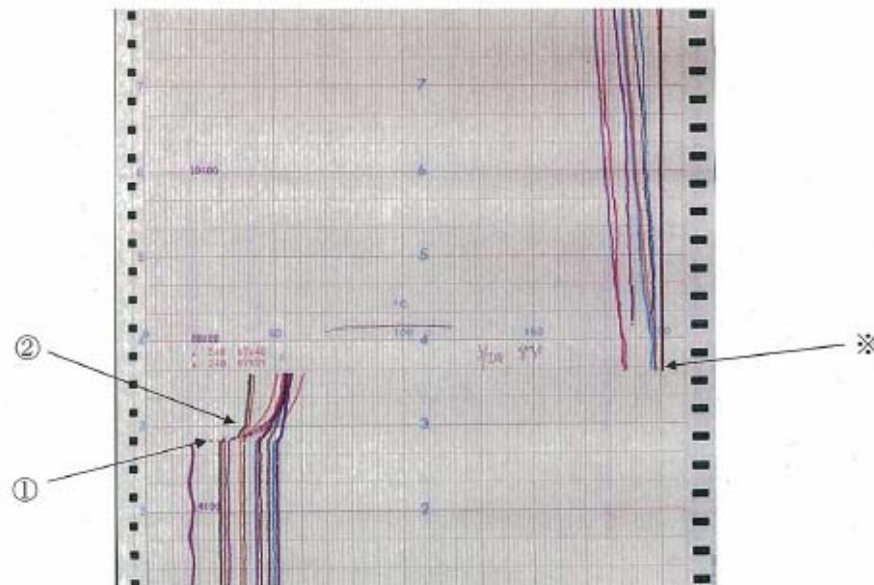
【1号 原子炉格納容器圧力、圧力抑制室差圧】



DPR/PR-1602-20	
No.1	原子炉格納容器圧力
No.2	圧力抑制室差圧

- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 格納容器圧力上昇に伴う圧力抑制室差圧上昇
- ③ 格納容器空調停止に伴う格納容器圧力上昇
- ④ 圧力抑制室冷却に伴う圧力抑制室側圧力低下(さらなる差圧上昇を意味する) = 変曲点
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。

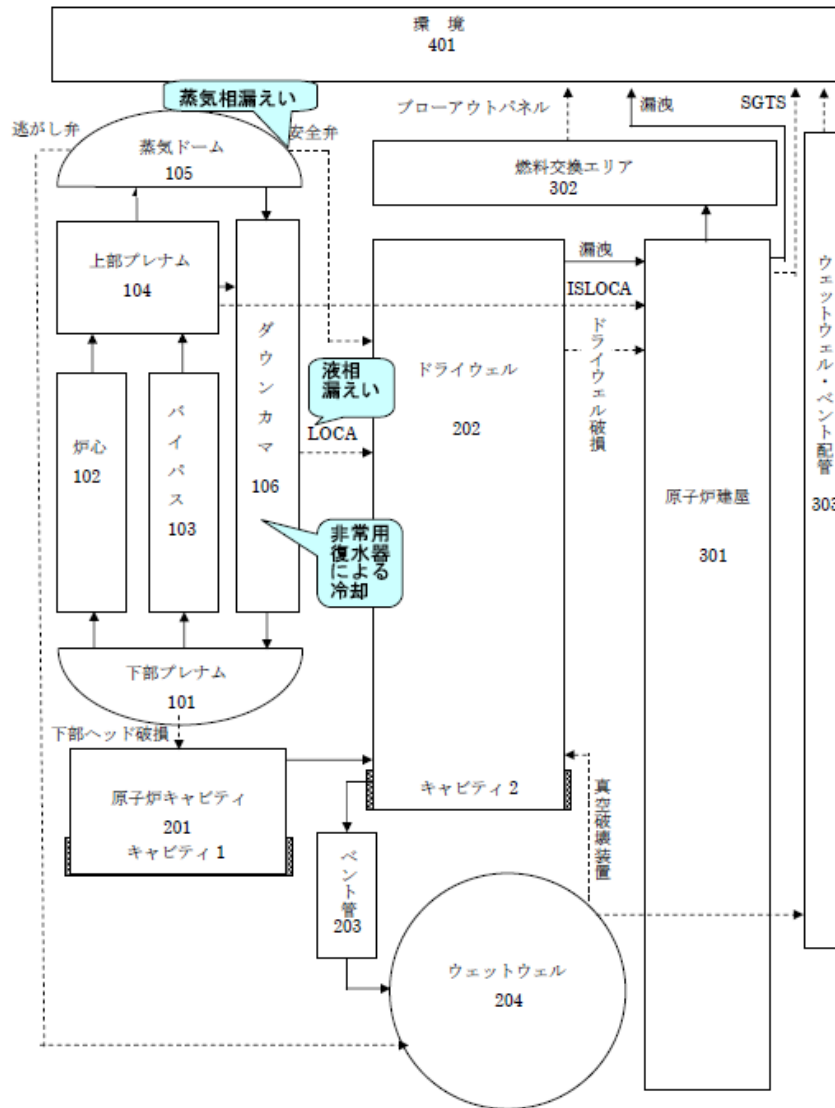
【1号 原子炉格納容器内各部温度】



TR-1602-5			
1	RE TURB AIR DUCT HH-12A	13	+ EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625A
2	RE TURB AIR DUCT HH-12B	14	+ EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625B
3	RE TURB AIR DUCT HH-12C	15	+ EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625A
4	RE TURB AIR DUCT HH-12D	16	+
5	RE TURB AIR DUCT HH-12E	17	+
6	SUPP. FAIR DUCT HH-12A	18	+
7	SUPP. FAIR DUCT HH-12B	19	Y
8	SUPP. FAIR DUCT HH-12C	20	Y
9	SUPP. FAIR DUCT HH-12D	21	Y
10	SUPP. FAIR DUCT HH-12E	22	Y
11	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625A	23	Y
12	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625B	24	Y

- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止に伴う格納容器の温度上昇(配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず)
- ※ 15時30分過ぎに津波の到来により記録計電源が喪失し記録計が一旦停止。3月24日に記録計電源復旧に伴い記録再開。

3. 解析体系 (MELCORモデル)



- 一次冷却系と格納容器系を同時に解析できるMELCORコードを使用。
- 東京電力によれば、地震後の福島第一1号機では格納容器空調が停止していたとのことであり、原子炉圧力容器等からの放熱により温度・圧力が上昇したことが考えられる。
- しかしながら、原子炉圧力容器等からの放熱を考慮していないので、格納容器空調による除熱は、MELCORモデルで考慮していない。
- そのため、基本的には原子炉圧力容器等からの放熱及び格納容器空調による除熱ともないものと仮定した解析となり、漏えい量の想定観点からは保守的なものである。
- 今回は、地震後の1号機の状態を検討するため、原子炉圧力容器等からの放熱を模擬して、ドライウェル内に熱源を設定した解析も行った。
- なお、MELCORコードには、非常用復水器のモデルが整備されていないため、本解析ではダウンカメラ水の冷却で模擬した。

BWR-3 Mark-IのMELCORボリューム分割と流路

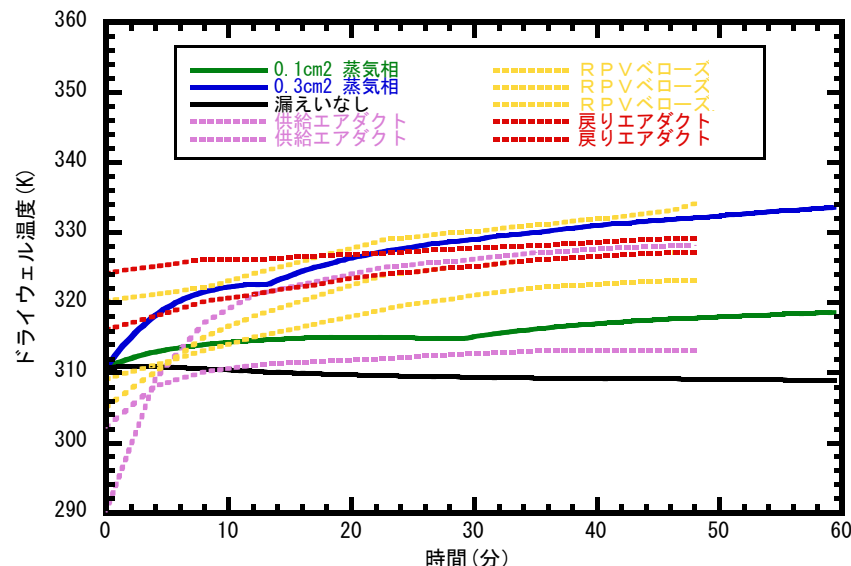
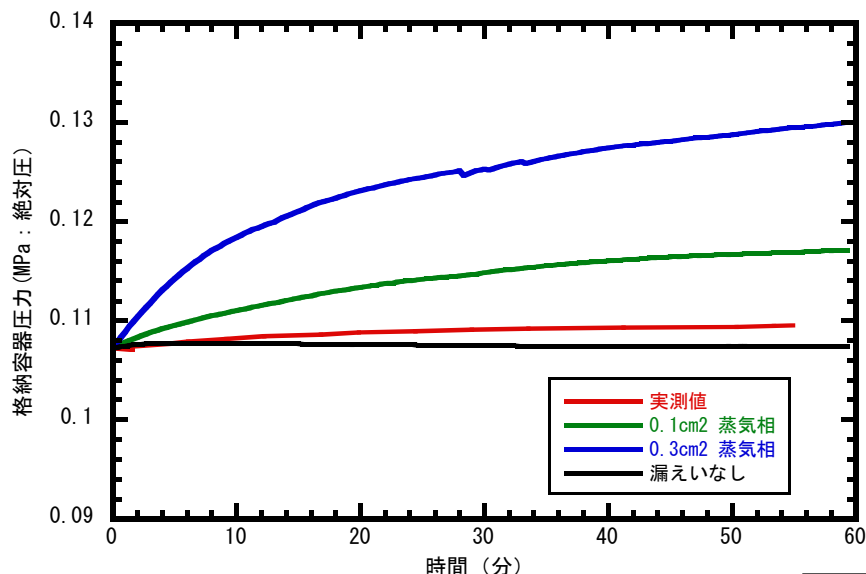
解析初期条件

- 解析条件は、できる限り実機の状態と一致させた。
- ①初期原子炉出力、圧力は、過渡記録装置のデータを使用。
- ②初期格納容器圧力は記録計チャートのデータを使用。
- ③格納容器の初期ドライウエル温度は記録計チャートデータの平均値を使用。
- ④初期サブプレッションプール温度は記録計チャートデータを使用。
- ⑤崩壊熱はORIGENデータを使用

	MELCOR	実機
初期原子炉出力	1380MWt	1380MWt
初期原子炉圧力	6.92MPa(絶対圧)	6.82MPa(ゲージ圧)
初期格納容器圧力	0.107MPa(絶対圧)	5.94KPa(ゲージ圧)
初期格納容器温度		
・ドライウエル温度	311K(38°C)	18~50°C(平均38°C)
・サブプレッションプール温度	294K(21°C)	21°C

4. 初期事象解析

4.1 漏えい面積 0.3cm^2 、 0.1cm^2 の格納容器圧力・温度の変化 (蒸気相漏えいの場合)

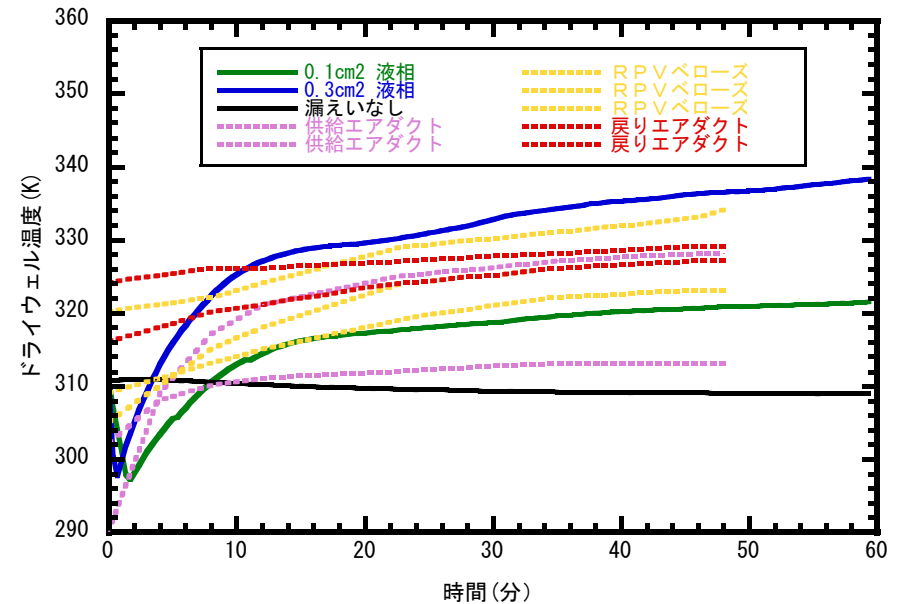
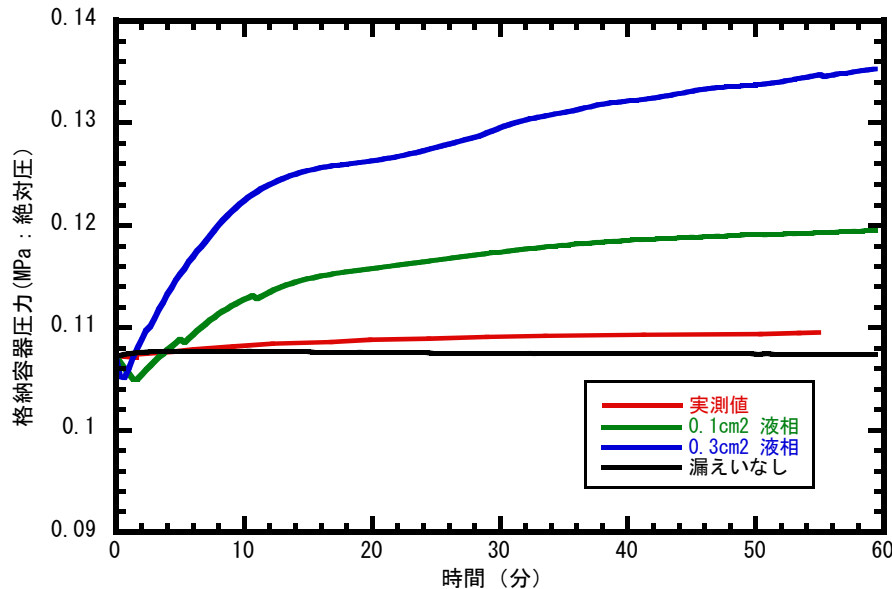


温度の実測値データは空調系の供給／戻りエアダクト、RPVベローズの温度であり、代表的な挙動を示す複数のデータを読み取って例示した。格納容器空調系はドライウエルの雰囲気に戻りエアダクトで吸気して冷却コイルで冷却し、供給エアダクトでドライウエル上部に供給している。そのため、供給エアダクトは局所的なデータであり、それ以外のデータは概ね $5\sim 20^\circ\text{C}$ 程度の上昇となっている。

- ・漏えい面積 0.3cm^2 、 0.1cm^2 を想定した格納容器圧力の解析結果は、実機の圧力変化に対して、それぞれ約9.7倍、約4.2倍となった。
- ・格納容器温度の解析結果は、初期温度からそれぞれ約22度、約8度の上昇であり、実機のばらつきの範囲がそれ以上となった。

・なお、漏えいなしの場合の解析結果は、圧力抑制室側の冷温の影響により約2度低下しているが、実際には原子炉圧力容器等からの放熱により温度は低下しないものと考えられ、解析でこの放熱を模擬していないことが原因と考えられる。

4.1 漏えい面積 0.3cm^2 、 0.1cm^2 の格納容器圧力・温度の変化 (液相漏えいの場合)

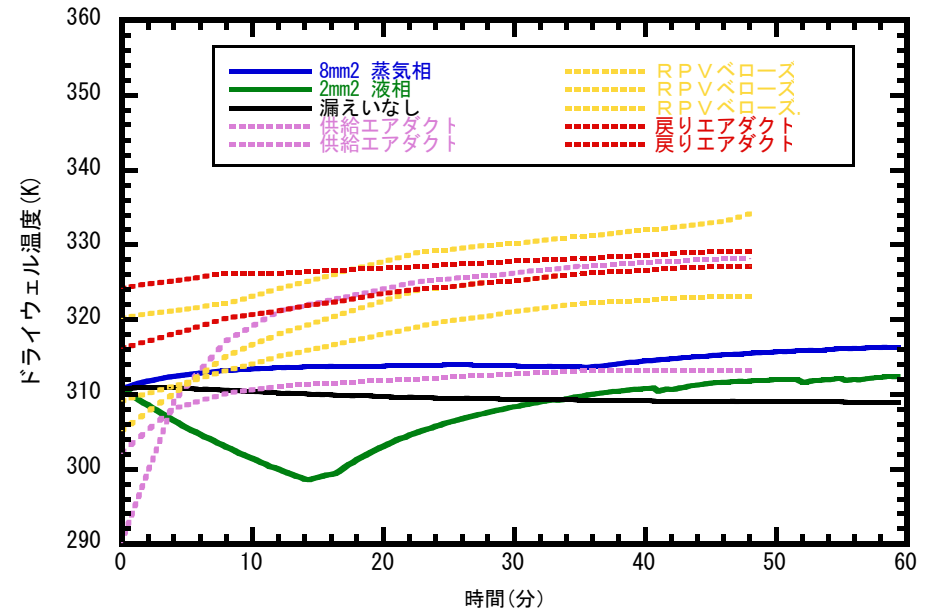
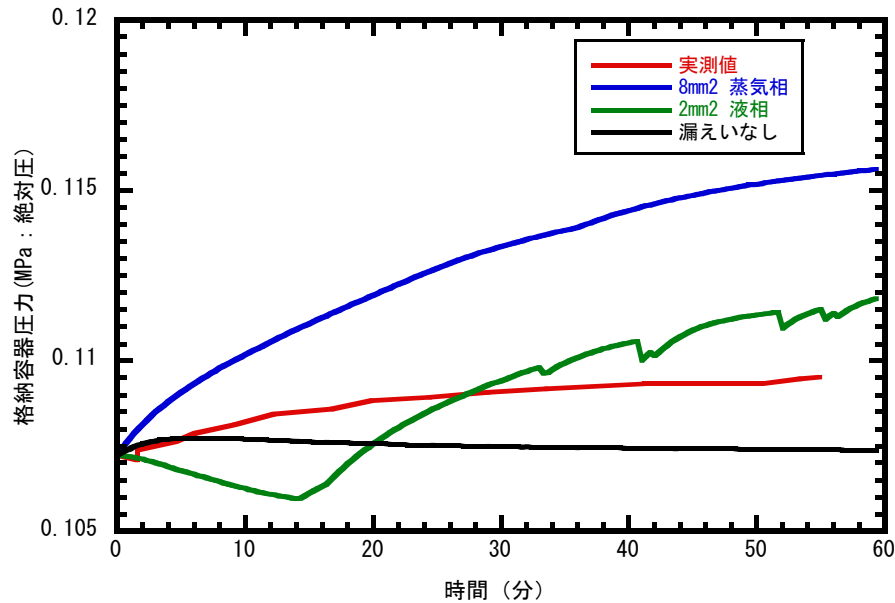


- ・漏えい面積 0.3cm^2 、 0.1cm^2 を想定した格納容器圧力の解析結果は、実機の圧力変化に対して、それぞれ約12倍、約5.3倍となった。
- ・格納容器温度の解析結果は、初期温度からそれぞれ約27度、約10度の上昇であり、実機のばらつきの範囲がそれ以上となった。

・なお、解析結果では漏えい開始初期に格納容器圧力・温度の低下が見られるが、この現象に関するMELCORモデルの説明は、付録2に示す。

4.2 0.23m³/h相当の冷却材漏えいが生じた場合の格納容器圧力・温度の変化

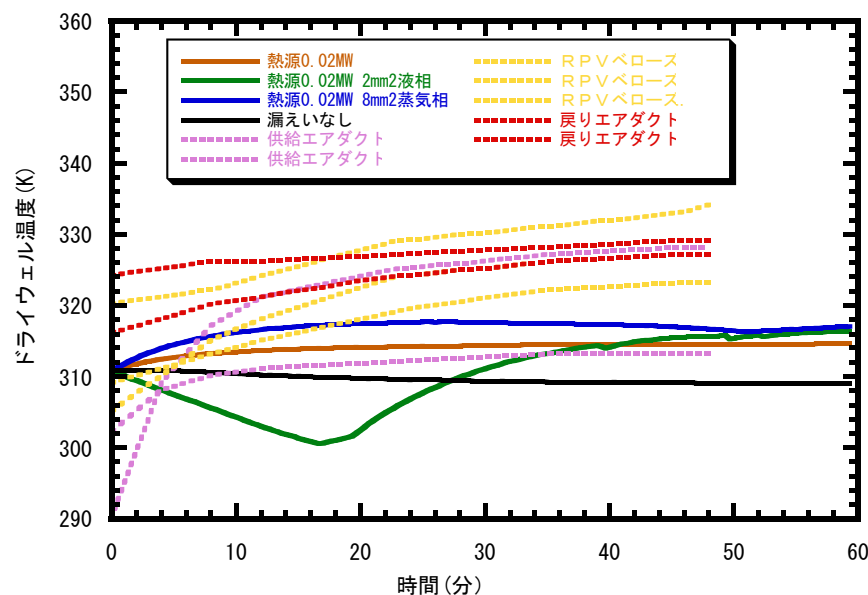
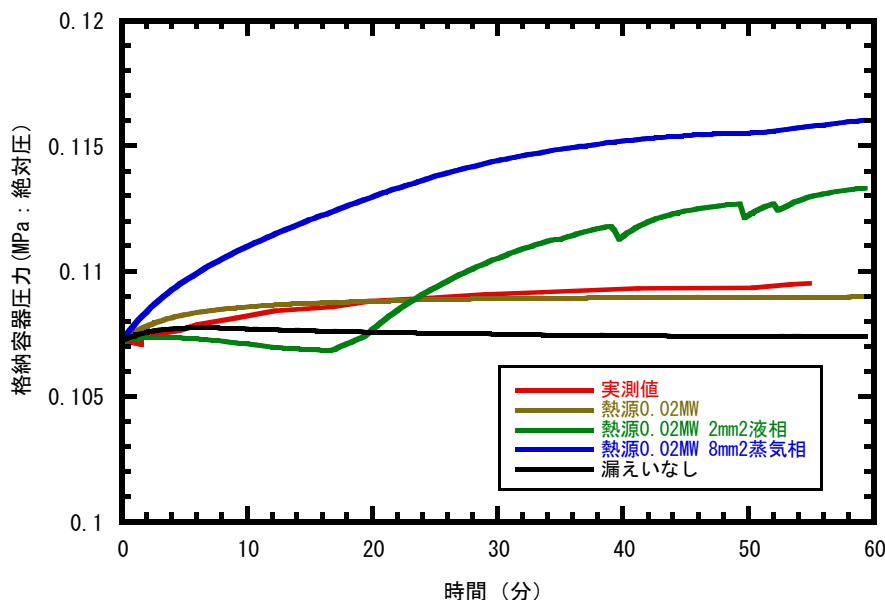
保安規定において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率（不明確な箇所からの漏えい率）は0.23m³/hに運転上制限されていることから、0.23m³/h相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積（蒸気相の場合で8mm²、液相の場合で2mm²）での解析を実施。



- ・保安規定上許容されている0.23m³/h相当の冷却材漏えいを想定した解析結果においても、漏えい面積0.3cm²、0.1cm²を想定した解析と同様、実機の圧力変化よりも大きな変化となった（蒸気相で約3.6倍、液相で約1.9倍大きい）。
- ・温度の解析結果は、蒸気相で約5度、液相で約1.3度の上昇であり、実機のばらつきの範囲以下となった。
- ・温度変化は小さいものの、圧力変化は実測よりも大きいことから、保安規定で運転上の制限とされている漏えい率0.23m³/h相当以上の漏えいが発生していた可能性は低いと思われる。

4.3 ドライウェルクーラ停止を模擬した場合の格納容器圧力・温度の変化

ドライウェルクーラ停止による格納容器圧力・温度の変化を解析するため、ドライウェル内に熱源を設定して解析を実施。あわせて、運転継続が許容される $0.23\text{m}^3/\text{h}$ 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積(蒸気相の場合で 8mm^2 、液相の場合で 2mm^2)での冷却材漏えいの想定を加えた解析についても実施。



- ・実機の格納容器圧力変化が原子炉圧力容器等からの放熱によるものとすれば、ドライウェルに熱源 0.02MWt を仮定した場合、実機の圧力変化に比較的好く一致した。(約55分後の格納容器圧力の上昇幅は、実機の約 0.0023MPa に対して、解析では約 0.0017MPa)
- ・格納容器温度変化は、圧力変化が比較的好く一致する熱源 0.02MWt を仮定した場合で、実機のばらつき下限程度の約4度になった。
- ・ $0.23\text{m}^3/\text{h}$ の漏えいが重畳して生じると、圧力上昇は実機の約3.6倍(蒸気相)、約2.2倍(液相)となった。温度上昇は実機のばらつき下限程度の約5~6度になった。

・このため、格納容器の圧力変化は、ドライウェル内での原子炉圧力容器等からの放熱の寄与により生じたと思われるが、実機の温度上昇は、測定位置により高めになる可能性があり、また機器の放熱の状況でばらつきが生じているものと考えられ、本解析でこれらの定量的な評価まではできない。

5. まとめ

■福島第一原子力発電所1号機の地震後における冷却材の微小漏えいを想定した格納容器圧力・温度の挙動について解析し、これらの実測値(記録計チャート)と比較することにより、微小漏えいが生じた可能性について検討した。

(1) 漏えい面積 0.3cm^2 、 0.1cm^2 の冷却材漏えいを仮定した解析結果は、温度上昇については実機のばらつきの範囲かそれ以上であり、圧力上昇は実測値よりも大きい。また、保安規定で運転継続が許容される $0.23\text{m}^3/\text{h}$ 相当の冷却材漏えいを仮定した場合についても、温度上昇は実機のばらつきの範囲以下であったが、圧力上昇は実測値よりも大きい。

この結果、 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ 相当以上の冷却材漏えいの可能性については、温度変化からは判断が困難であるが、圧力変化から可能性は低いと思われる。

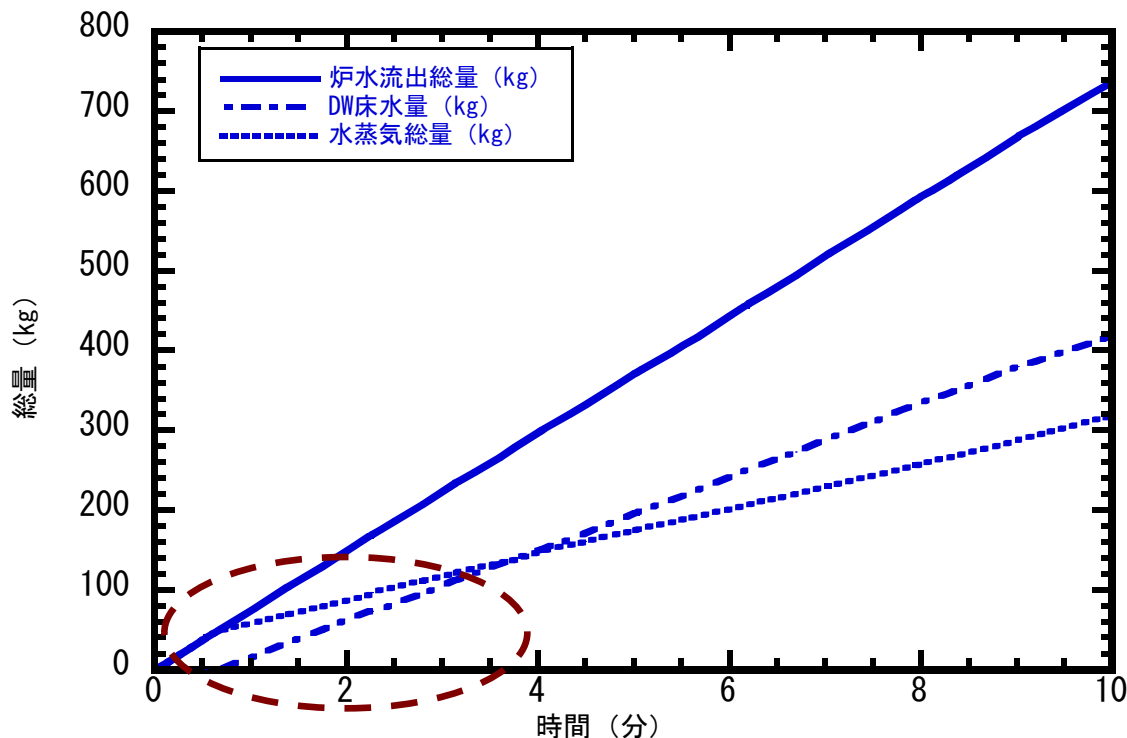
(2) さらに、ドライウェルクーラ停止を模擬した解析結果から、ドライウェルに熱源 0.02MWt を仮定した場合、温度変化については約4度の上昇に留まり、実機のばらつきの範囲以下となったが、実機の圧力変化には比較的よく一致した。

この結果、格納容器の圧力変化からは、ドライウェル内での原子炉圧力容器等からの放熱の寄与により生じたと思われるが、温度変化はその測定場所や放熱の状況でばらつきが生じているものと考えられ、本解析でこれらの定量的な評価まではできない。

付録1

MELCORによる微小な液相漏えいの解析結果について

漏えい面積 0.3cm^2 を仮定した場合のドライウエルへの流出総量



・液相漏えいでも、全てが気化するわけではなく、気化熱を放出した一部は液体のままドライウエル床に溜まっていく。

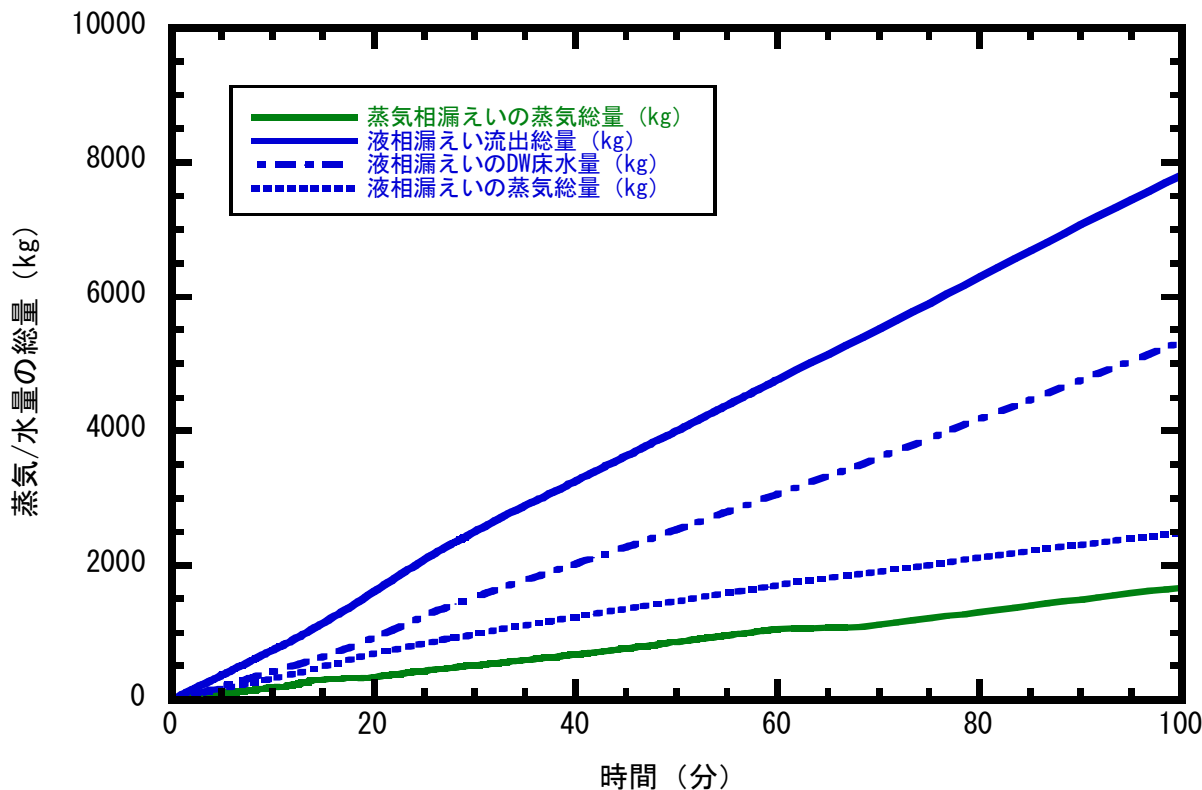
- ・MELCORを用いた液相の微小漏えいの解析では、漏えい開始時に飽和状態になるまで気化が進むモデルであり、漏えい量が小さければ飽和状態になるまでに時間を要する。
- ・このため、MELCORの解析での漏えい開始直後の結果は、実機とは異なる挙動になる可能性がある。

・なお、 6.82MPa (ゲージ圧)での飽和水のエンタルピーは、 301.8kcal/kg 、ドライウエル平均温度 37.8°C での飽和蒸気のエンタルピーは 613.7kcal/kg であり、両者の差 311.9kcal/kg が気化エンタルピーとなる。

参考

蒸気相漏えいと液相漏えいでドライウエル圧力差が小さい理由について

漏えい面積 0.3cm^2 を仮定した場合のドライウエルへの流出総量



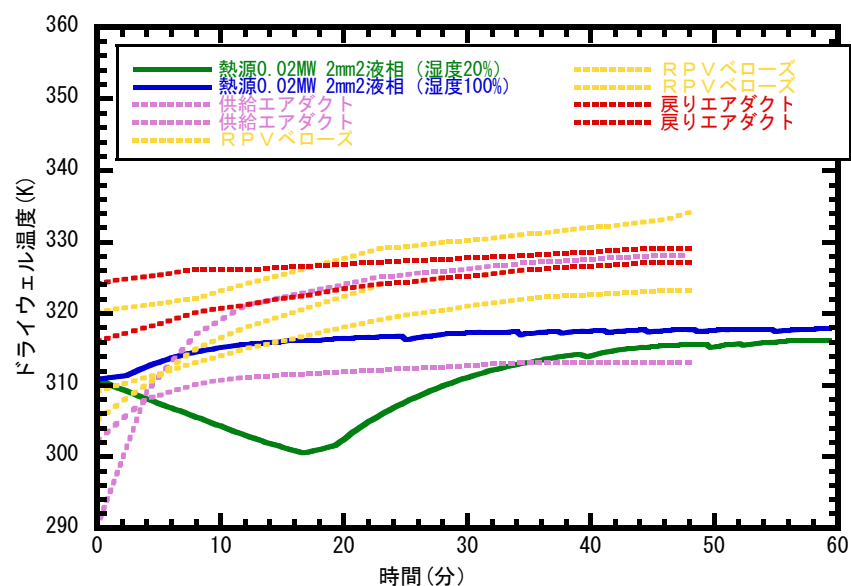
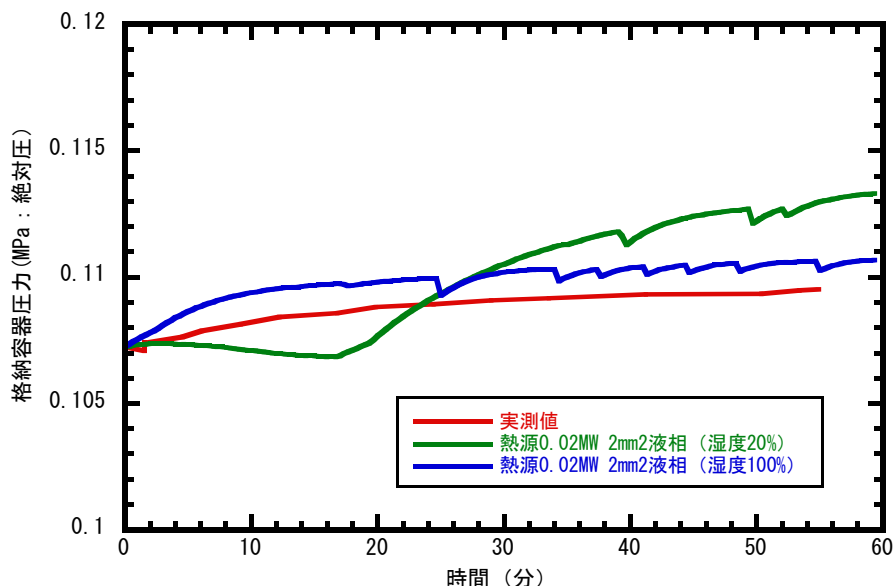
- ・液相漏えいでも、全てが気化するわけではなく、気化熱を放出した一部は液体のままドライウエル床に溜まっていく。このため、蒸気相漏えい、液相漏えいに対して、同じ漏えい面積を仮定した場合、ドライウエルへの蒸気総量の差によって、ドライウエル圧力の差が生じる。
- ・左図に、それぞれの場合のドライウエルへの流出総量を示す。

・蒸気総量に着目すると、蒸気相漏えい、液相漏えいの差は比較的小さく、このためドライウエル圧力上昇の差も、比較的小さい結果になったと考えられる。

付録2

微小漏えい時に初期ドライウェル湿度を20%と100%に仮定した場合の格納容器圧力・温度変化の比較

- ・液相漏えいのMELCOR解析では漏えい開始後にドライウェルが飽和状態(初期条件は湿度20%)になるまで気化するものとしており、ドライウェルの雰囲気から気化熱を奪うことになり、格納容器圧力・温度が一時的に低下する。実際には一部は気化することなく液相のままドライウェル床に溜まっていくものと考えられ、格納容器圧力・温度の初期の低下は小さくなると思われる。
- ・このため、初期ドライウェル湿度の影響がある液相漏えいに関して、ドライウェルクーラ停止を模擬する熱源を入れて、0.23m³/h相当の冷却材漏えい面積(液相の場合は2mm²)を仮定した場合の解析結果を比較した。



- ・格納容器圧力の変化については、初期湿度20%ではドライウェル温度低下による減圧の効果が、漏えい蒸気の加圧効果より若干大きく、初期、圧力は緩やかに低下する。その後、緩やかに上昇し、実機の約2.2倍まで大きくなる。初期湿度100%では、圧力低下することなく、緩やかに上昇し、実機の約1.4倍まで大きくなる。
- ・ドライウェル温度の変化について、初期湿度20%では、ドライウェル雰囲気からの気化熱の吸収により一旦温度が低下(約10度)した後、上昇し初期値から約5度上回った。初期湿度100%では、気化熱の吸収が無いため、ドライウェル温度は低下することなく、緩やかに約7度上昇した。どちらも実機のばらつきの範囲になった。

別紙3
(第7回意見聴取会資料3)

圧力抑制室保有水の温度成層化による 原子炉格納容器圧力等への影響等の検討

平成24年2月1日

独立行政法人 原子力安全基盤機構

原子力システム安全部

目次

1. 目的
2. 圧力抑制室保有水の温度成層化の想定
3. トーラス室に流入した海水による除熱の想定
4. 1～3号機のプラント挙動への影響
5. 環境への放射性物質の放出量の推定
6. まとめ

1. 目的

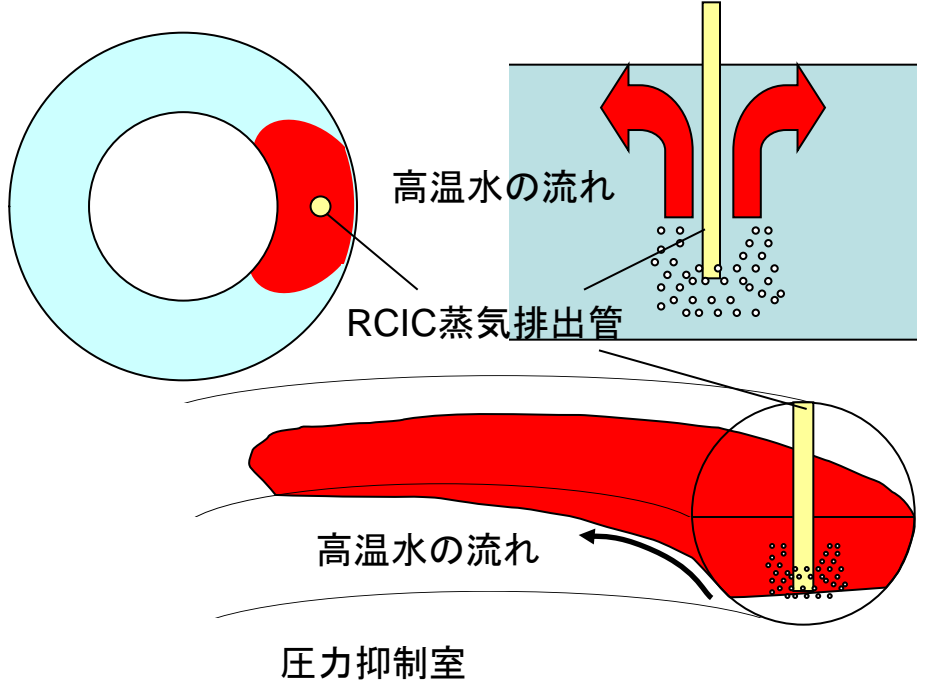
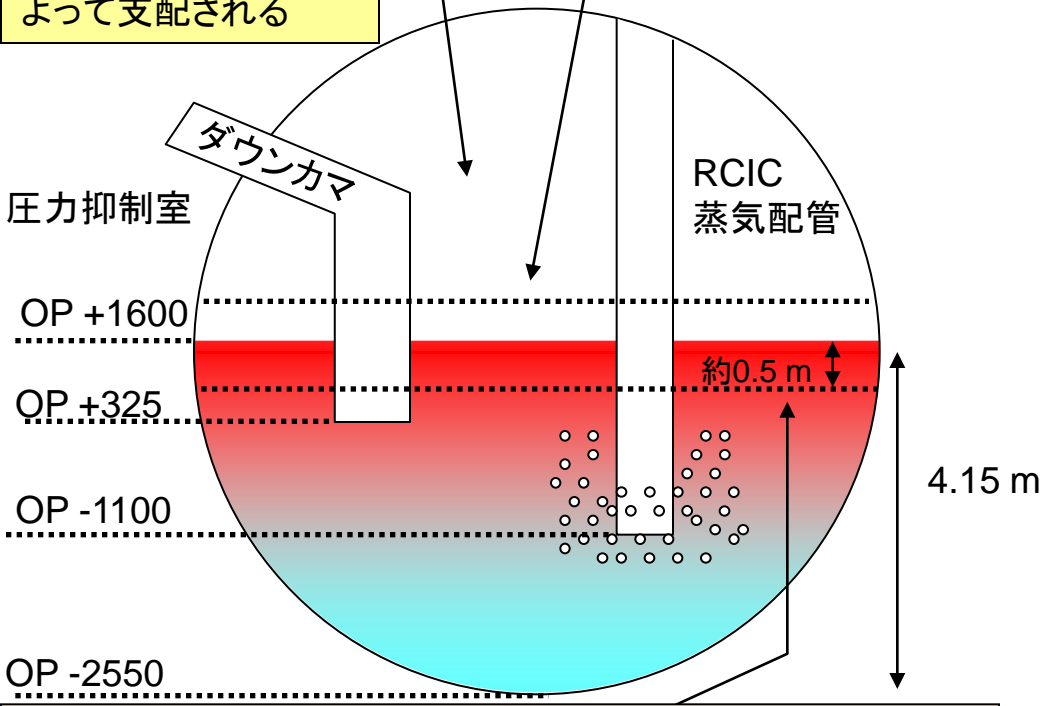
- これまでの事故初期(約100時間)のMELCOR解析結果では、格納容器圧力について実測値と解析値に差異が見られた。
 - 2号機の逃し安全弁開放後
 - 3号機のRCIC作動中、HPCI起動後
- そのため、3号機のRCIC作動中のPCV圧力上昇の要因として圧力抑制室保有水の温度成層化を想定した場合について、MELCOR解析のモデルを改良してプラント挙動への影響を確認。
- さらに2号機でPCV圧力の上昇が緩やかであった要因としてトーラス室に流入した海水による除熱を想定した場合について、MELCOR解析のモデルを改良してプラント挙動への影響を確認。
- そのうえで、上述の2点の想定について各号機間の整合性を検討。
- 今回の想定でのシナリオにおける環境への放射性物質の推定放出量を試算。

2. 圧力抑制室保有水の温度成層化の想定

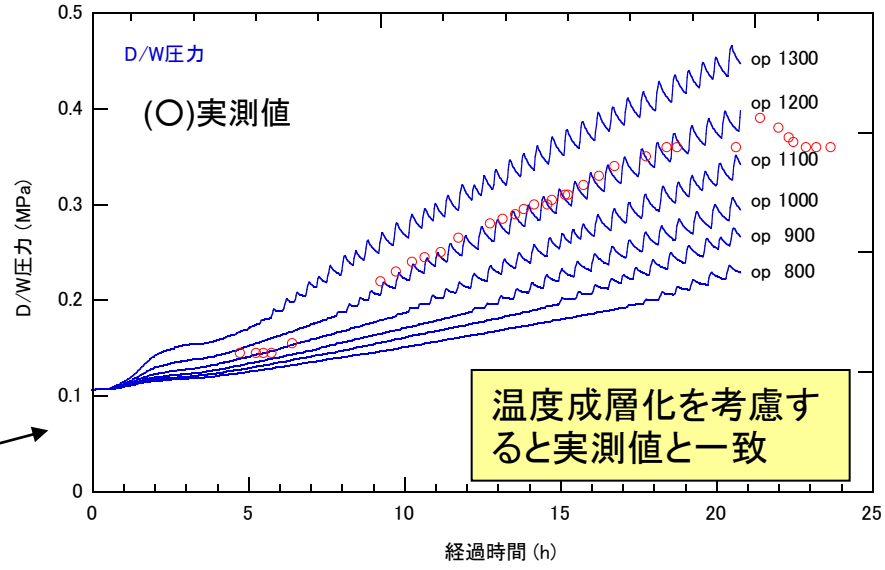
RCICの排出蒸気によって排出管近傍の温度が上昇。高温水が水面近傍を周方向に拡がることにより、S/P全体では上部の温度が高く、下部の温度が低くなり温度成層化が生じると想定

圧力抑制室の圧力はプール水面の温度によって支配される

RCICの注水による増量+約0.6 m

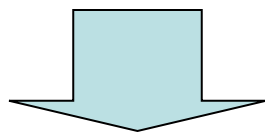


温度成層化が生じた場合、S/Pの温度を平均温度として計算すると、水面温度を低く評価
 →D/W圧力を低く評価
 ↓
 温度成層化をモデル化
 ・S/Pを垂直方向に2分割
 ・分割高さはパラメータとして感度解析を実施し、3号機の実測値と比較



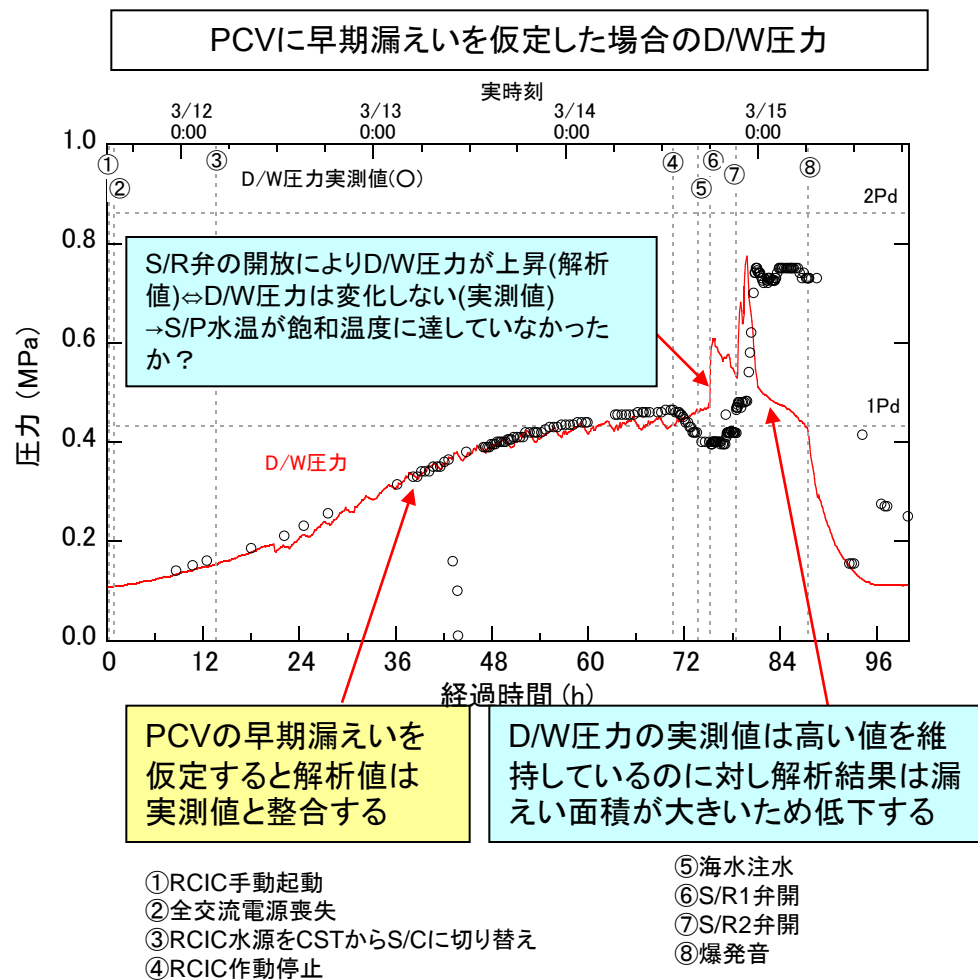
3. トーラス室に流入した海水による除熱の想定

- 早期PCV漏えいを仮定した解析ではRCIC動作時のD/W圧力がよく一致するが、S/R弁を開放した後の圧力挙動は実測値と整合しない。



2号機では、3月12日1時頃にRCIC室に長靴程度の水、同日2時頃に水たまりの量の増加が確認されており*、以下の仮定に基づき解析を実施

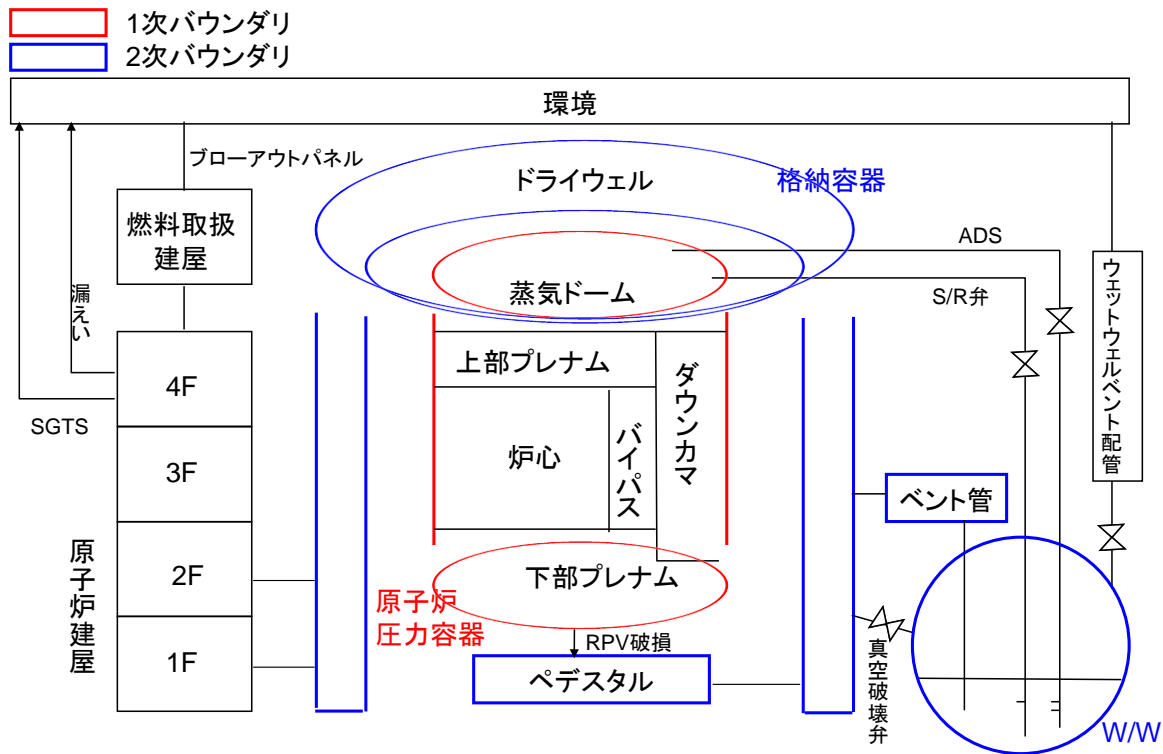
- 早期PCV漏えいは想定しない
- RCICによる排気熱量が系外へ除熱されたと仮定
 トーラス室に流入した海水により除熱された可能性を想定
 (RCICによる排気熱量の約60%分がS/Cから除熱されたと仮定し、S/Cのエントルピーを計算)



出典：原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書、JNES-RE-2011-0002

*東京電力「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」平成23年12月22日

解析体系 (MELCORモデル)



- 原子炉格納容器は圧力が一定の空間毎にボリュームを分割
- 一つのボリューム内部では温度勾配がなく、均一になる。
- S/Cの温度成層化を仮定するため、S/Cのボリュームを上下に分割し、温度差を模擬
- S/C外面での海水冷却は、実際の水位の増減等が不明であるため、エンタルピーの計算により除熱
- 原子炉建屋内の放射性物質の移行挙動を検討するため、建屋内の空間についてもボリュームを分割
- 図示しているものの他、地震後に作動している冷却系、仮定される漏えいについて、蒸気、冷却水、FPの移行を計算

BWR-3 Mark-IのMELCORボリューム分割と流路

- 1号機: 非常用復水器
- 2号機: 原子炉隔離時冷却系
- 3号機: 原子炉隔離時冷却系、高圧注水系

解析コード: MELCOR1.8.5

4.1 3号機のプラント挙動への影響

解析条件

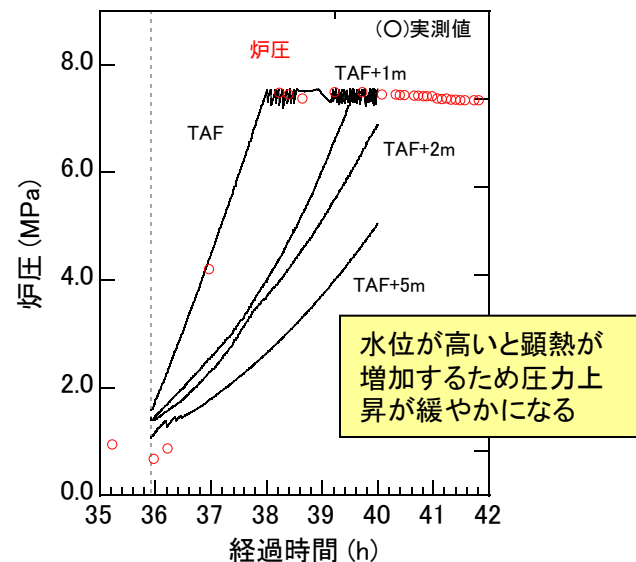
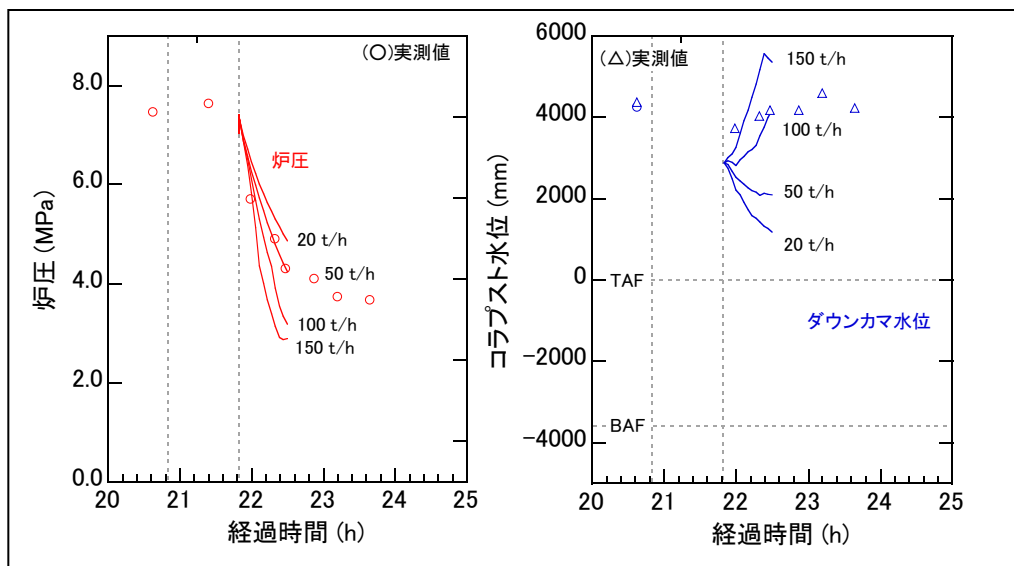
- RCIC・HPCIの注水量はテストライン(CSTへの戻りライン)を模擬し、注水量は感度解析を踏まえて設定
- S/Cは温度成層化を模擬。上下に2分割。
 - プール上部はRCIC駆動蒸気によって温度上昇(感度解析からOP1200mmと設定)
 - HPCI起動時はHPCI蒸気配管出口近傍の水温が低いと仮定
- 原子炉圧力容器下部ヘッド破損(42.4 h)を仮定
この時間以降のRPV圧力とD/W圧力がほぼ等しい値で推移していることから推定
- S/Cスプレイ、D/Wスプレイの流量は事業者からの情報に基づき 50 m³/hに設定
- 現状モデルではMCCIを過大評価すると考えられるためMCCI反応は考慮せず
- トーラス室に流入した海水による除熱の想定は、3号機ではHPCI停止後の13日3時頃にもRCIC室に入室している*ことから、考慮していない

*東京電力「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」平成23年12月22日

4.1.1 HPCIの運転状態に関する検討

HPCI起動後の原子炉圧力低下の挙動について、原子炉への注水流量をパラメータとして感度解析を実施

HPCI停止以降S/R弁が開くまでの原子炉圧力上昇の挙動について、HPCI停止時の水位をパラメータとして感度解析を実施



テストライン等の制御により50~100 t/h程度に調整されていたと推定される

HPCI停止時の水位はTAF程度であったと推定される
→水位が計測されなかった時間帯は十分な注水量でなかった可能性も考えられる

4.1.2 原子炉圧力・水位・D/W圧力の解析結果

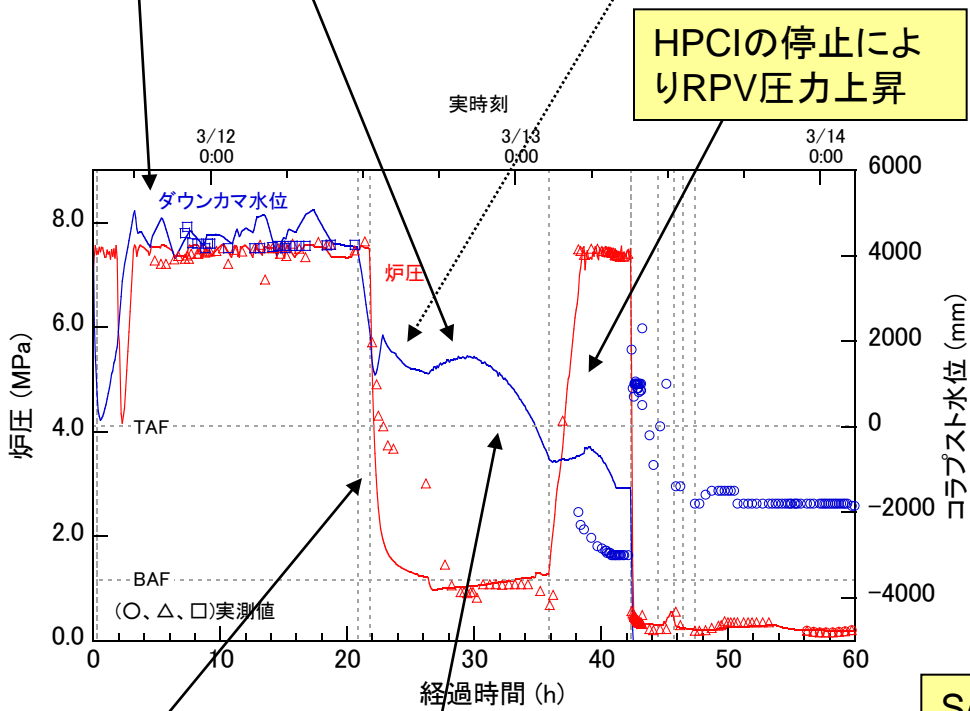
テストラインの調整等により注水量を調整

テストライン等の制御により50~100 t/h程度に調整されていたと推定される

温度成層化のモデル化によりD/W圧力上昇が速い

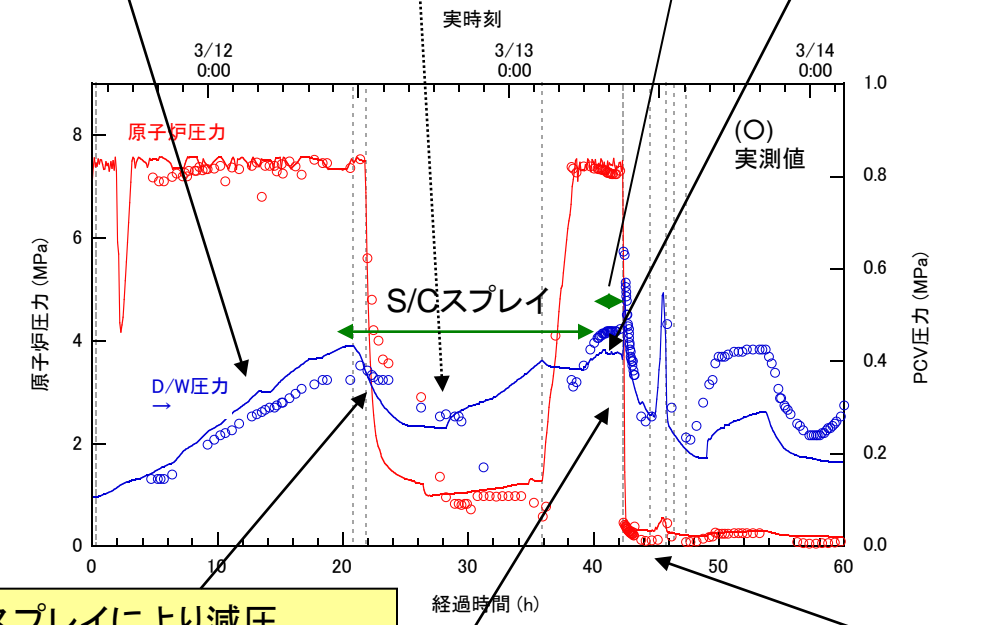
S/C全体がほぼ飽和温度に達する

S/R弁が開き始めるため圧力上昇



HPCIの連続動作によりRPV圧力が低下

前項の解析に基づき、後半の注水量は少ないと仮定



S/Cスプレイにより減圧

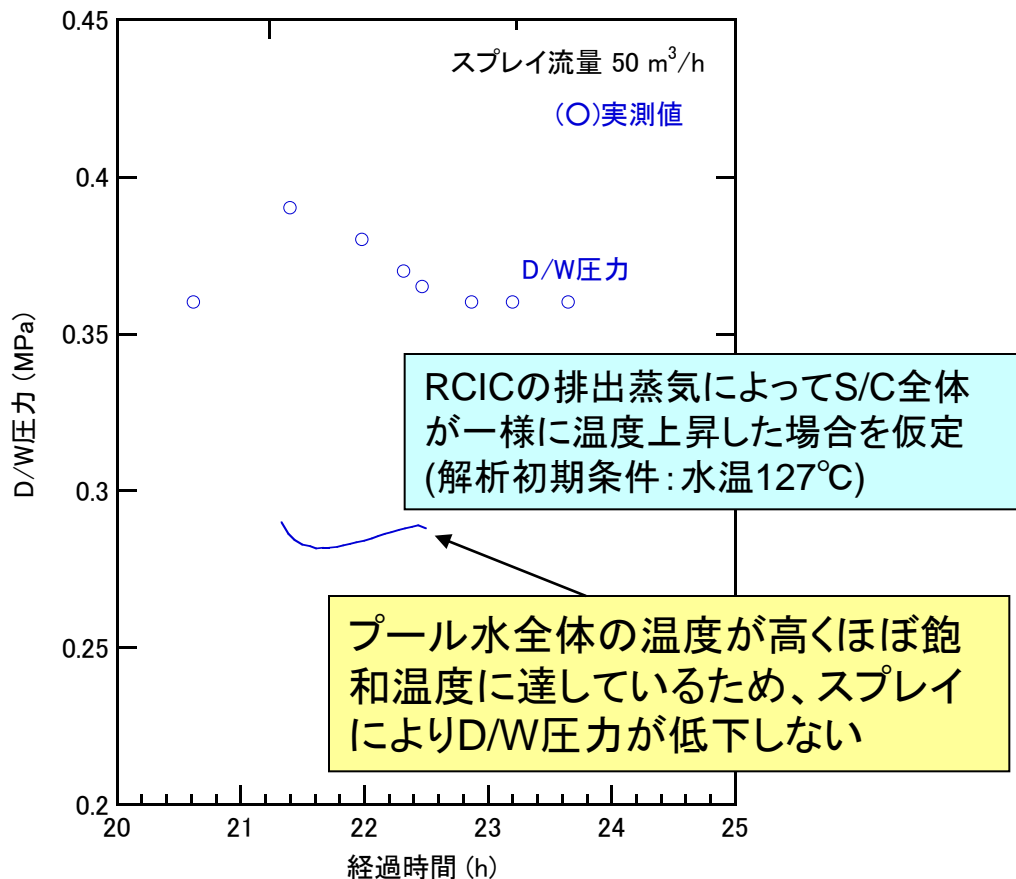
PCV漏えい(5cmφ相当)を仮定

下部ヘッド破損を仮定(42.4h)

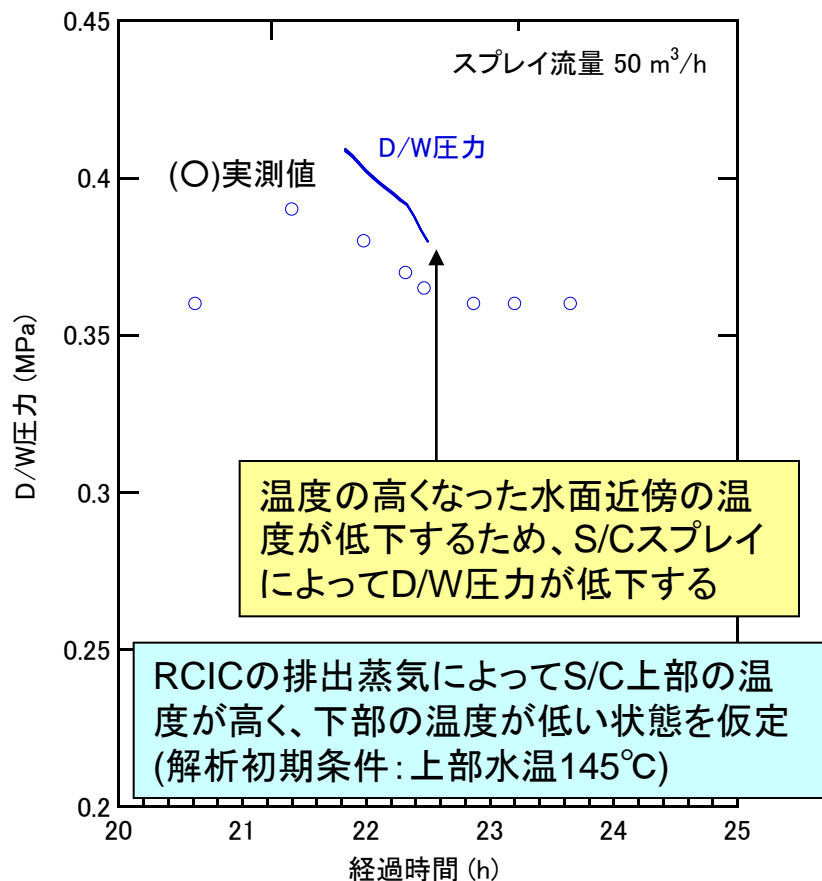
S/C温度成層化、S/Cスプレイ、運転員による注水流量の調整等を考慮すると概ね解析値は実測値と整合する

4.1.3 S/Cスプレイの効果

S/C全体の温度一様を仮定するとS/CスプレイによってD/W圧力はほとんど低下しない



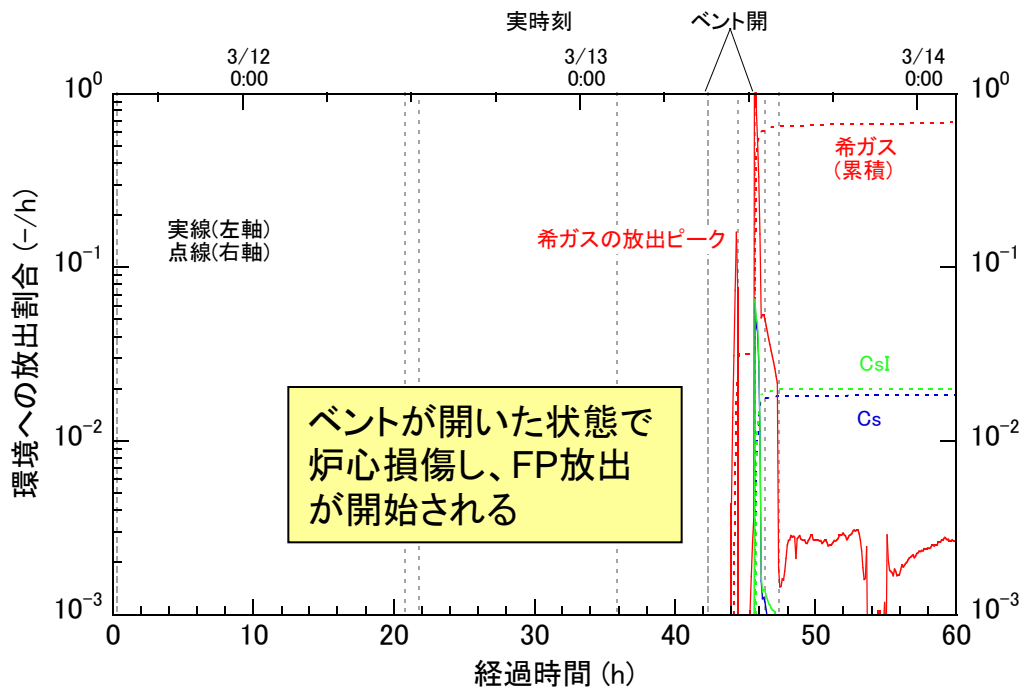
S/Cの温度成層化を仮定すると、S/CスプレイによってD/W圧力が低下する



(注)S/Cスプレイの効果のみを確認するため、HPCIからの蒸気排出を考慮していない

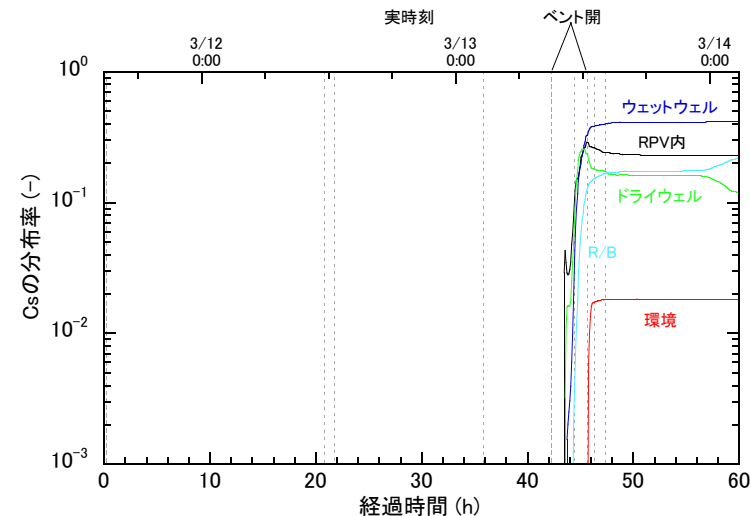
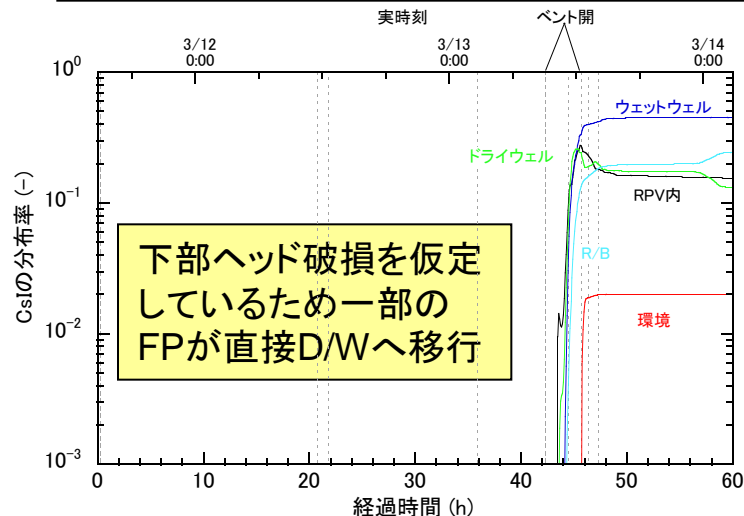
4.1.4 環境への放射性物質放出

希ガスの放出挙動



- PCVの漏えい及びベントにより環境へFPが放出される
- 本解析では、希ガスは主としてベントにより放出されている
- ただし、漏えい口からの漏えい量とベントによる放出量は、漏えいの設定及びベントラインの開いていた時間等により変化するため、今後検討が必要

ヨウ素、セシウムの分布



PCV漏えいを仮定すると、ヨウ素、セシウムの放出量は、初期インベントリの約2%

4.1.5 1F3プラント挙動のまとめ

- RCIC動作時のD/W圧力挙動
 - RCICの排出蒸気はS/Cの一カ所に継続して放出されるため温度成層化が生じると考えられる
 - S/Cの温度成層化を模擬した解析ではD/W圧力挙動は実測値と整合
- HPCI起動時のD/W圧力挙動
S/Cの温度成層化を考慮するとHPCI起動直前からS/Cスプレーが行われることで、D/W圧力が低下
- ただし、以下の点は今後の課題として引き続き検討していく
 - 数値流体力学(CFD)によるS/C温度成層化の解析
 - PCV漏えいの発生タイミングについて各種情報を踏まえて精査
 - PCV漏えい挙動に加え、ベントラインが実際に開いていた時間が大きく影響するため、操作実績について精査し、環境への放射性物質放出量を評価

4.2 2号機のプラント挙動への影響

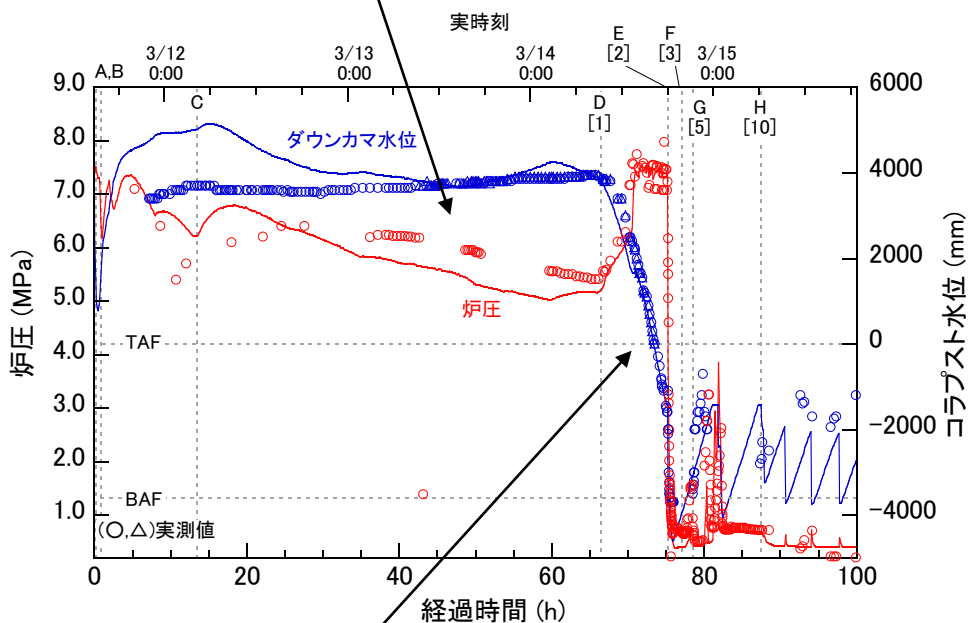
解析条件

- 早期PCV漏えいは想定しない
 - プラント実測値のD/W圧力がやや低下する時間(約70時間)に微小漏えいを仮定
 - プラント実測値のD/W圧力が大きく低下する時間(約90時間)に漏えいの拡大を仮定
 - 漏えい箇所を、D/W気相部とS/C気相部で比較
- RCICによる排気熱量が系外へ除熱されたと仮定
 - トーラス室に流入した海水により除熱された可能性を想定
 - S/C外面での海水冷却は、実際の水位の増減等が不明であるため、エンタルピーの計算により除熱(RCICによる排気熱量の約60%分がS/Cから除熱されたと仮定)
- 東電の想定を踏まえ、直流電源喪失時のRCICによる注水量は不確定であることから、水位がTAFを切る時間をプラント実測値と整合するように調整
- S/Cは温度成層化を模擬。(1F3と同モデル)
- 現状モデルではMCCIを過大評価すると考えられるためMCCI反応は考慮せず

4.2.1 2号機の解析結果 (S/C気相部漏えい仮定)

炉圧及び水位

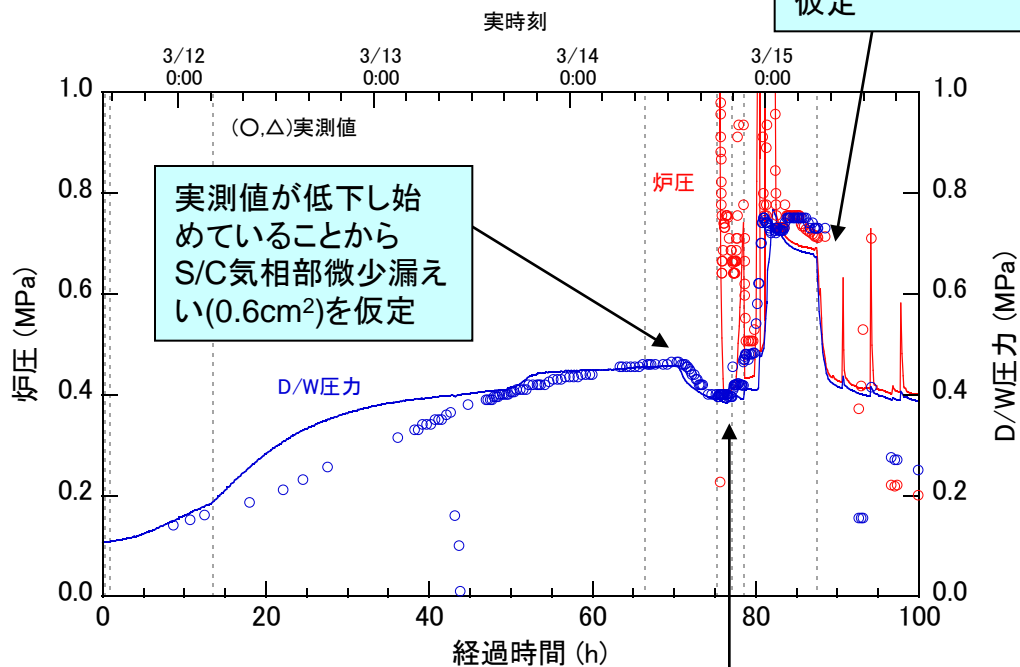
RPV圧力挙動が概ね一致



RCICの注水量はTAFを切る時間が一致するように調整

A: RCIC手動起動, B: 全交流電源喪失, C: RCIC水源をCSTからS/Cに切り替え, D[1]: RCIC作動停止, E[2]: S/R1弁開, F[3]: 海水注水, G[5]: S/R2弁開, H[10]: 異音発生

炉圧及びD/W圧力



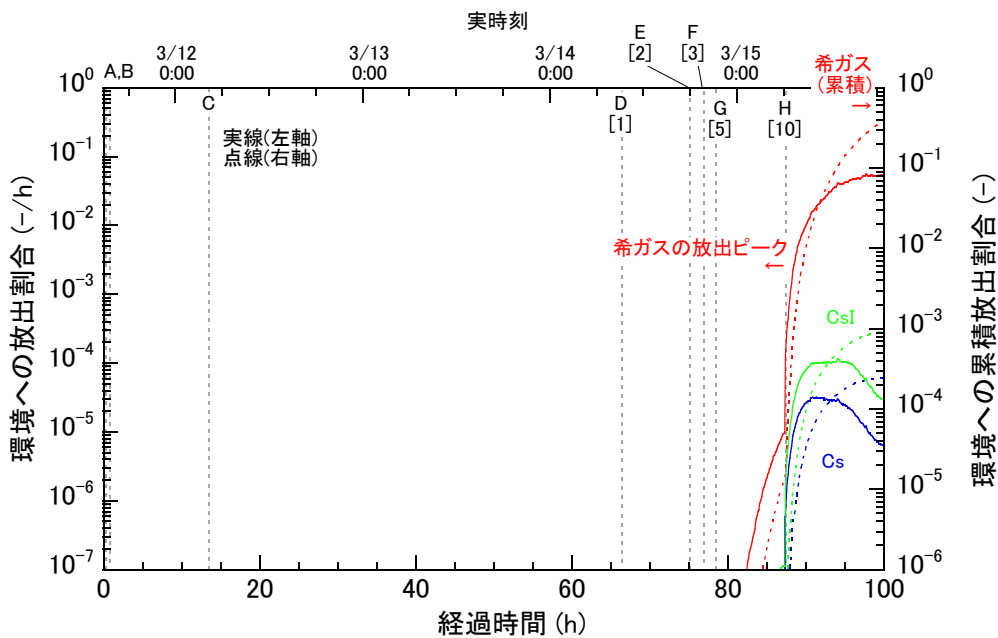
温度成層化を仮定しているため、S/C下部でS/R弁の開放により放出された蒸気が凝縮され、D/W圧力はほとんど上昇していない

- D/W圧力が階段状に上昇する傾向が一致。
- 高いD/W圧力が維持されている。

4.2.2 環境への放射性物質放出 (S/C気相部漏えい仮定)

PCV漏えい箇所: S/C気相部

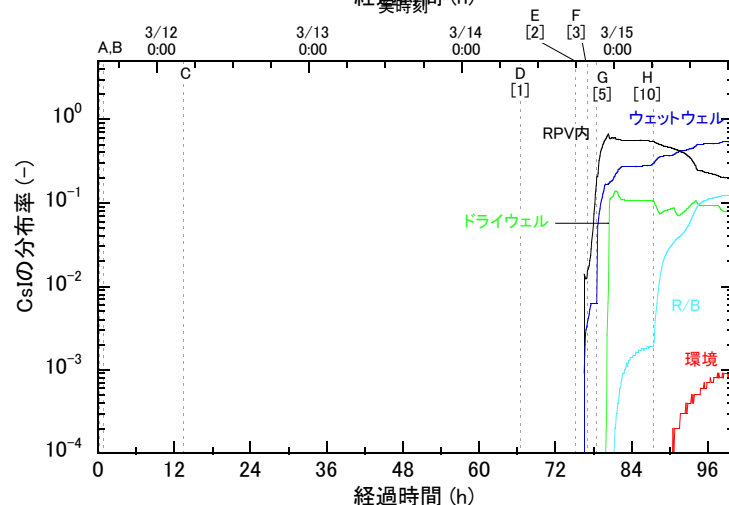
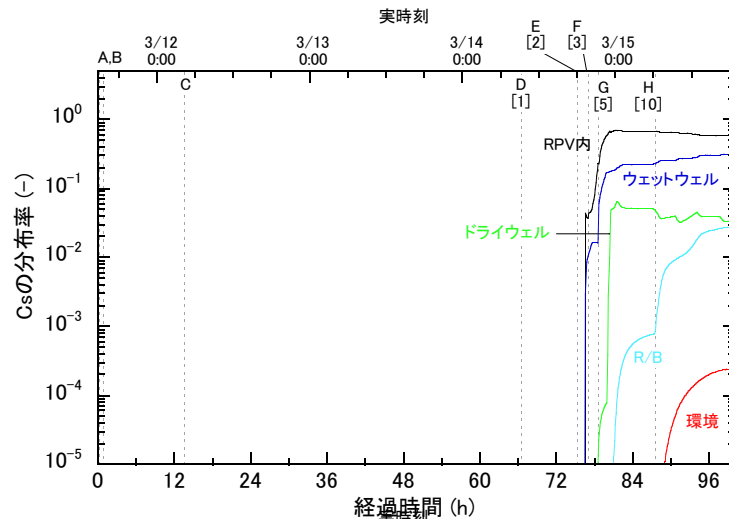
希ガスの放出挙動



- ・PCVの漏えい量が少ないため、漏えい開始時の環境への放出速度が遅い
- ・PCVの漏えい箇所をS/C気相部と仮定しているため放出量は少ない

約90時間で仮定したPCVの漏えい面積によって放出量は変化する

ヨウ素、セシウムの分布

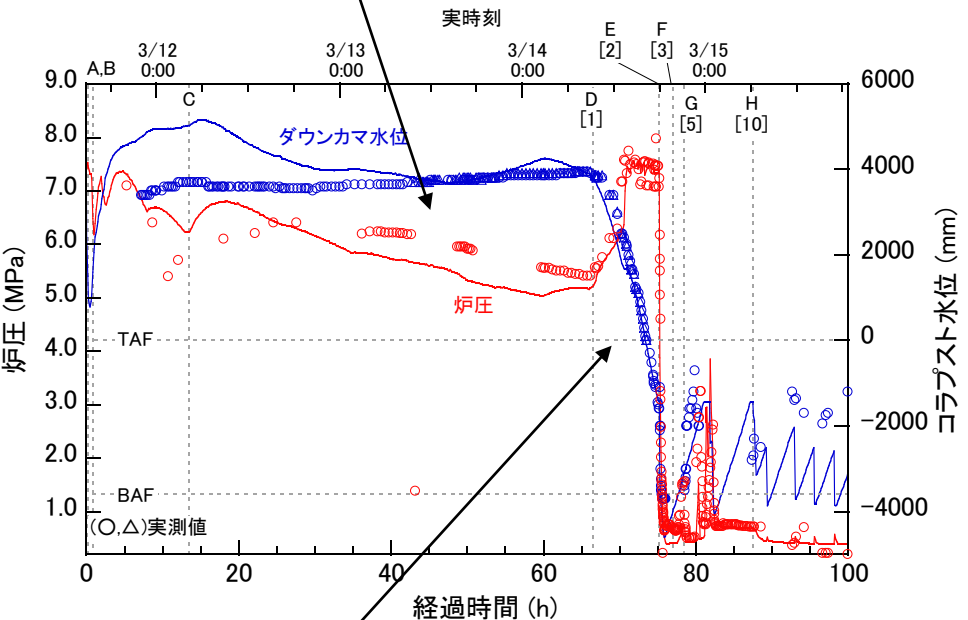


ヨウ素、セシウムの放出量は、初期インベントリの0.1%未満

4.2.3 2号機の解析結果 (D/W気相部漏えい仮定)

炉圧及び水位

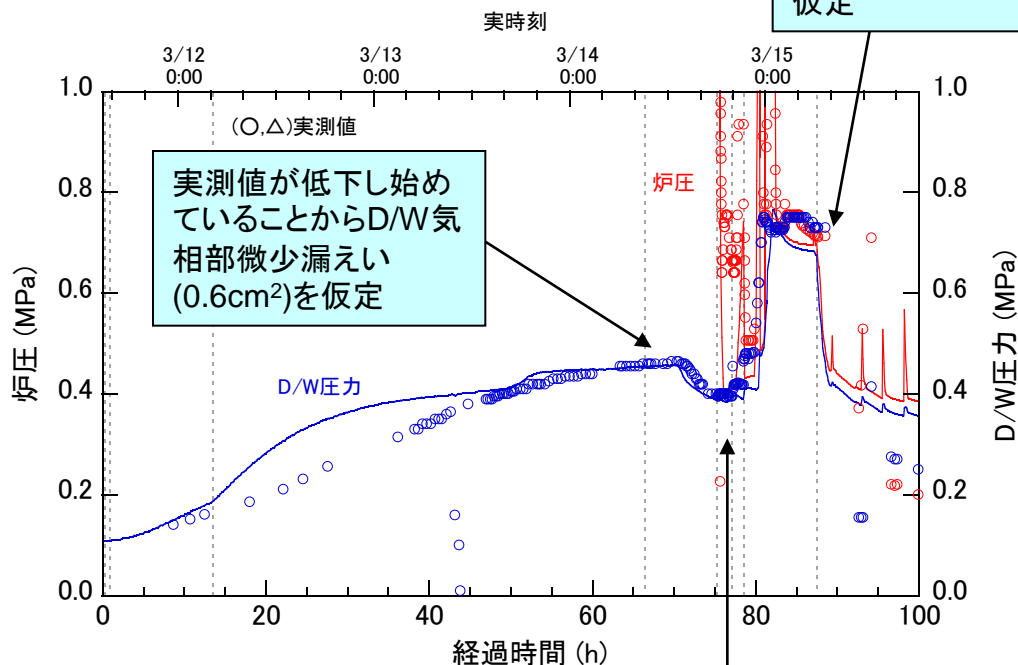
RPV圧力挙動が概ね一致



RCICの注水量はTAFを切る時間が一致するように調整

A: RCIC手動起動, B: 全交流電源喪失, C: RCIC水源をCSTからS/Cに切り替え, D[1]: RCIC作動停止, E[2]: S/R1弁開, F[3]: 海水注水, G[5]: S/R2弁開, H[10]: 異音発生

炉圧及びD/W圧力



実測値が大幅に低下することからD/W気相部の漏えい拡大(32 cm²)を仮定

実測値が低下し始めていることからD/W気相部微小漏えい(0.6cm²)を仮定

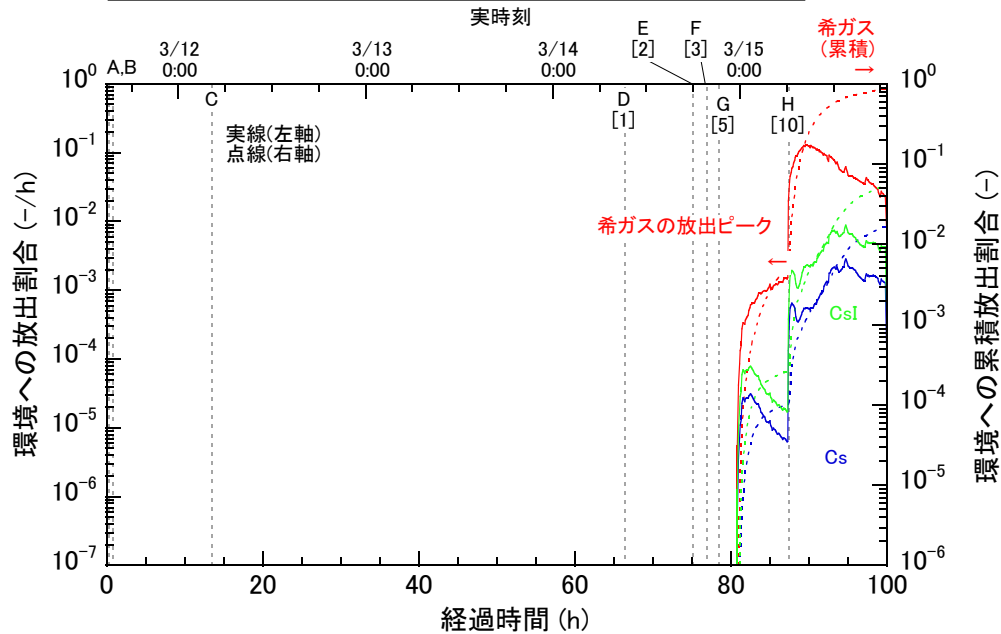
温度成層化を仮定しているため、S/C下部でS/R弁の開放により放出された蒸気が凝縮され、D/W圧力はほとんど上昇していない

- D/W圧力が階段状に上昇する傾向が一致。
- 高いD/W圧力が維持されている。

4.2.4 環境への放射性物質放出(D/W気相部漏えい仮定)

PCV漏えい箇所:D/W気相部

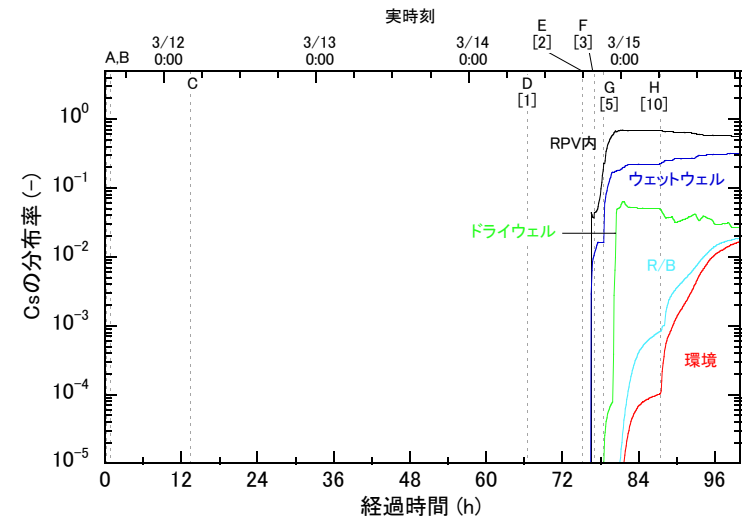
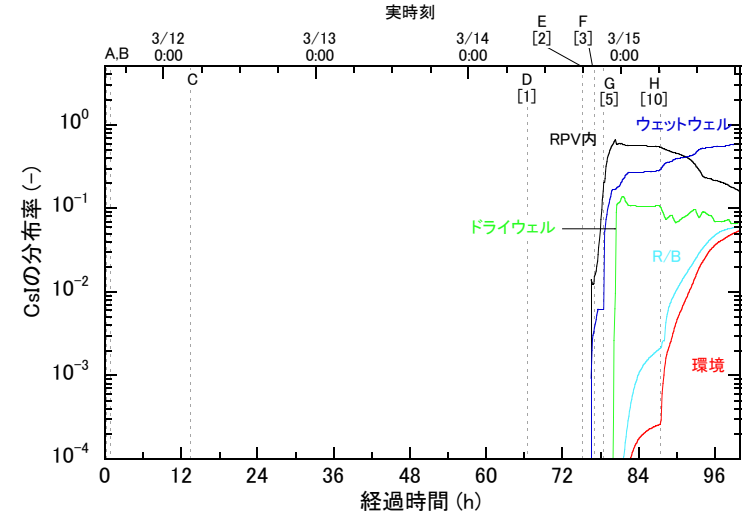
希ガスの放出挙動



- ・PCVの漏えい量が少なかったため、漏えい開始時の環境への放出速度が遅い
- ・PCVの漏えい箇所をD/W気相部と仮定しているため放出量が多い

約90時間で仮定したPCVの漏えい面積によって放出量は変化する

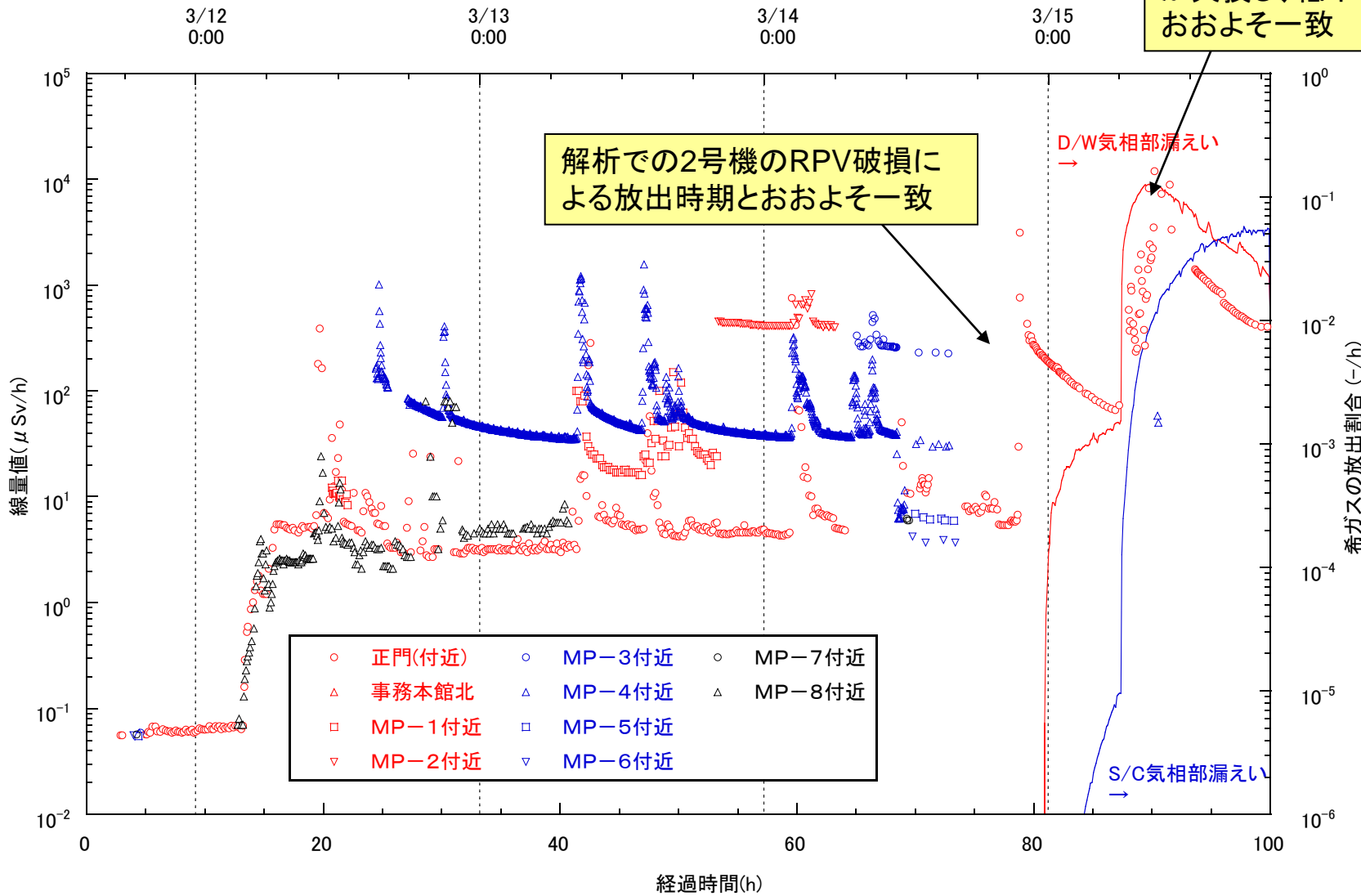
ヨウ素、セシウム の分布



初期インベントリに対する放出割合は、ヨウ素が約5%、セシウムが約2%

4.2.5 モニタリング値との比較

2号機のPCV圧力の測定値が欠損し、低下する時期とおおよそ一致



D/W気相部の漏えいを仮定した場合の希ガスの放出挙動の方がモニタリングと類似している

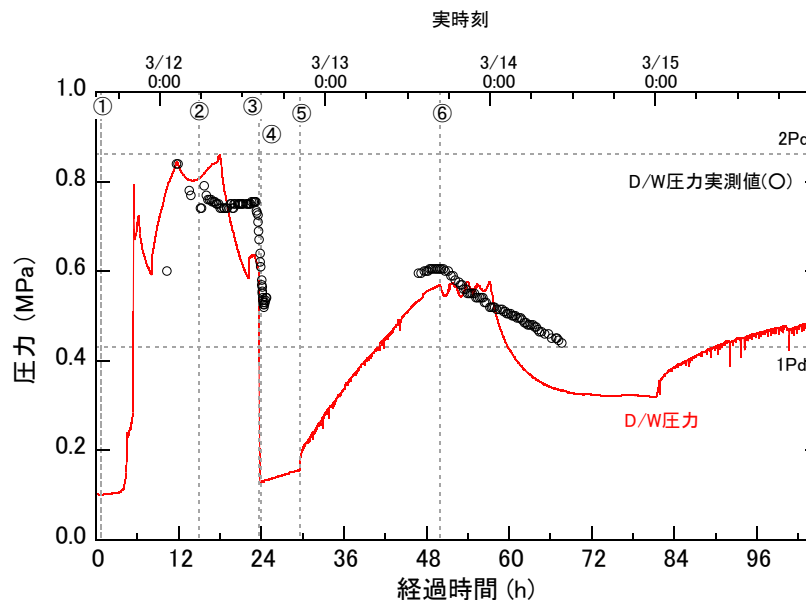
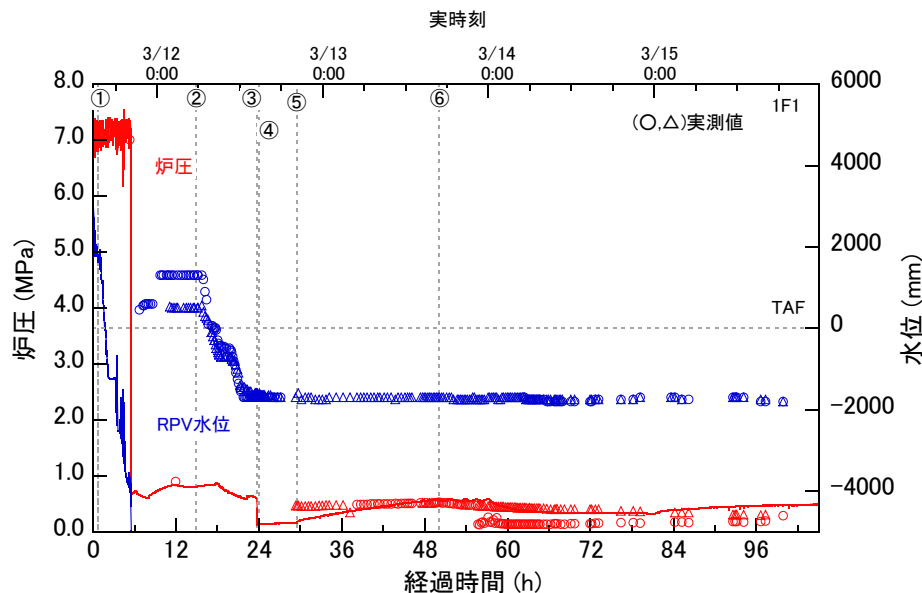
4.2.6 1F2プラント挙動のまとめ

- S/Cの温度成層化を考慮し、約90時間まではPCVバウンダリに大きな漏えいが無く、RCICからの排気熱量の一部が除熱されていると仮定すると、D/W圧力は概ね実測値と整合した。
- その結果、想定されるPCVの漏えい面積が小さくなり、約90時間までの環境への放出量は少なくなった。
- 環境への放射性物質放出タイミングは、D/Wでの漏えいを想定した結果の方が、よりモニタリング結果と整合した。
- PCVの漏えい箇所の変動によって放出量は変化するため、今後とも精査していく。

4.3 1号機のプラント挙動への影響

- 1号機は2, 3号機に比べ事象進展が早いこと、また、RCICと類似機構のHPCIは作動しなかったことから、S/C水の温度成層化が生じた可能性は低い
 - ただし、RPV圧力が高い期間に設定圧の最も低い特定のS/R弁が連続して開いていたと考えられるため、S/R弁の連続開による局所的な水温上昇の効果については検討が必要
- 海水によるS/C外面冷却は無かったと推定される
 - S/Cベント弁小弁の手動開操作のためにトーラス室へ入っているが、蒸気や湿度を確認したとの情報はない*

*東京電力、「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」、平成23年12月22日



5. 環境への放射性物質の放出量の推定

環境への放射性物質の放出量は、原子炉停止時に炉心に存在していた放射性物質の量に、事象進展解析で求まる放出割合をかけて推定する。

・原子炉停止時に炉心に存在していた放射性物質の量は、地震で停止するまでの直近の連続運転時間を踏まえて一般的な炉心での放射性物質の生成等をORIGEN2にて解析した結果を使用

・MELCORでの初期インベントリに対する放出割合の計算では減衰を考慮しないため、主要な10核種について下記のように減衰を考慮して放出量を算出

ある放射性核種Zが、時間tからt+Δtの間に放出される放出量 Q_t は

$$Q_t = A_t \times R_t$$

A_t : 核種Zの時刻tにおける放射能

R_t : 核種Zが属する元素群が時刻tからt+Δtの間に放出される割合

として算出。

総放出量は時刻t=0から解析時間の範囲で Q_t を積分して算出。

5.1 環境への放射性物質の放出量の推定(1号機)

D/W気相部漏えい口
約35 cm²

元素群	初期インベントリに対する放出割合(-)
希ガス	9.5×10^{-1}
CsI	6.6×10^{-3}
Cs	2.9×10^{-3}
Te	1.1×10^{-2}
Ba	4.0×10^{-5}
Ru	9.0×10^{-10}
Ce	1.4×10^{-7}
La	1.2×10^{-7}

核種	放出量 (Bq)
Xe-133	3.4×10^{18}
I-131	1.2×10^{16}
Cs-134	7.1×10^{14}
Cs-137	5.9×10^{14}
Sr-89	8.2×10^{13}
Ba-140	1.3×10^{14}
Te-132	2.5×10^{16}
Ru-103	2.5×10^{09}
Pu-241	3.5×10^{10}
Cm-242	1.1×10^{10}

5.2 環境への放射性物質の放出量の推定(2号機)

初期インベントリに対する環境への放出割合

環境への放出量(Bq)

元素群	早期PCV漏えいを仮定した場合の放出割合*	S/P温度成層化を仮定した場合の放出割合	
	PCV上部 (約50 cm ²)**	S/C (約32 cm ²) **	PCV上部 (約32 cm ²) **
希ガス	9.6×10^{-1}	3.9×10^{-1}	8.6×10^{-1}
CsI	6.7×10^{-2}	9.1×10^{-4}	5.4×10^{-2}
Cs	5.8×10^{-2}	2.4×10^{-4}	1.7×10^{-2}
Te	3.0×10^{-2}	3.8×10^{-4}	2.1×10^{-2}
Ba	2.6×10^{-4}	7.4×10^{-6}	6.8×10^{-4}
Ru	5.4×10^{-10}	1.2×10^{-11}	2.0×10^{-9}
Ce	4.0×10^{-6}	1.3×10^{-12}	1.1×10^{-10}
La	8.4×10^{-7}	9.7×10^{-10}	1.87×10^{-7}

核種	早期PCV漏えいを仮定した場合*	S/P温度成層化を仮定した場合	
	PCV上部 (約50 cm ²)**	S/C (約32 cm ²) **	PCV上部 (約32 cm ²) **
Xe-133	3.5×10^{18}	1.3×10^{18}	3.0×10^{18}
I-131	1.4×10^{17}	1.8×10^{15}	1.0×10^{17}
Cs-134	1.6×10^{16}	6.8×10^{13}	4.5×10^{15}
Cs-137	1.4×10^{16}	6.0×10^{13}	4.0×10^{15}
Sr-89	6.8×10^{14}	1.9×10^{13}	1.7×10^{15}
Ba-140	1.1×10^{15}	3.1×10^{13}	2.7×10^{15}
Te-132	5.7×10^{16}	6.6×10^{14}	3.4×10^{16}
Ru-103	1.8×10^9	4.0×10^7	6.4×10^9
Pu-241	1.2×10^{12}	3.7×10^5	3.2×10^7
Cm-242	7.7×10^{10}	9.0×10^7	1.6×10^{10}

*原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書、JNES-RE-2011-0002記載の2号機に関する事業者解析2の結果
 **主たる漏えい口

5.3 環境への放射性物質の放出量の推定(3号機)

初期インベントリに対する放出割合(-)

元素群	PCV漏えいが ない場合*	PCV漏えいを仮 定した場合 (今回の解析結 果)
希ガス	9.9×10^{-1}	8.8×10^{-1}
CsI	3.0×10^{-3}	1.6×10^{-2}
Cs	2.7×10^{-3}	1.4×10^{-2}
Te	2.4×10^{-3}	1.5×10^{-2}
Ba	4.3×10^{-4}	1.8×10^{-4}
Ru	8.6×10^{-10}	9.1×10^{-9}
Ce	5.0×10^{-8}	9.2×10^{-10}
La	1.3×10^{-7}	6.6×10^{-7}

環境への放出量(Bq)

核種	PCV漏えいが ない場合*	PCV漏えいを仮 定した場合 (今回の解析結果)
Xe-133	4.4×10^{18}	3.5×10^{18}
I-131	7.0×10^{15}	3.8×10^{16}
Cs-134	8.2×10^{14}	4.3×10^{15}
Cs-137	7.1×10^{14}	3.7×10^{15}
Sr-89	1.2×10^{15}	5.0×10^{14}
Ba-140	1.9×10^{15}	8.0×10^{14}
Te-132	6.4×10^{15}	3.9×10^{16}
Ru-103	3.2×10^{09}	3.3×10^{10}
Pu-241	1.6×10^{10}	2.9×10^{08}
Cm-242	1.4×10^{10}	7.0×10^{10}

*原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書、JNES-RE-2011-0002記載の3号機に関する感度解析2の結果

6. まとめ

- 3号機及び2号機はRCICからの排出蒸気によってサプレッションプール水に温度成層化が生じたと仮定すると、D/W圧力の解析値は実測値と概ね整合した。1号機は事象の進展が早く、RCICと類似機構のHPCIも起動されていないことから同様の事象が生じた可能性は低いと考えられる。
 - 2号機ではRCICからの排熱の一部が除熱される必要有り
 - 温度成層化の詳細な解析は別途数値流体力学(CFD)を用いた計算が必要
- 1, 3号機は、トーラス室に海水が流入したことを示唆する情報がなく、S/C外部冷却を考慮しない解析で概ね実測値と整合する。一方、2号機はトーラス室に海水が流入した情報があり、S/C外部冷却を考慮した解析の方が、D/W圧力挙動が実測値と整合した。
- IAEA6月報告書では2号機のD/W漏えい面積が1, 3号機に比べて大きい仮定を用いていたことから、環境への放射性物質放出量が最も大きくなっていた。D/W漏えいを仮定した3号機の解析ではヨウ素・セシウムが約2%放出されている。
- 放出量の評価はPCV漏えいの仮定(発生時間、漏えい箇所、面積)やベントの状況が大きく影響するため、各種情報を踏まえて精査していくことが必要。

解析条件の比較

添付

	1F1	1F2		1F3	
解析実施時期	昨年6月	昨年6月	本報告	昨年6月	本報告
S/P温度成層化	×	×	○	×	○
S/C外部冷却	×	×	○	×	×
PCV漏えい箇所	D/W気相部	D/W気相部 S/C気相部	D/W気相部 又は S/C気相部	漏えい無し	D/W気相部
PCV漏えい面積 (cm ²)	7→35	D/W: 50 S/C: 300	0.6→32	0	20
MCCI反応	○	○	×	○	×

別紙4
(第4回意見聴取会資料3-2一部改訂)

福島第一原子力発電所1号機 非常用復水器(IC)作動時の原子炉挙動解析

平成23年12月9日
(平成24年3月27日 一部改訂)

独立行政法人 原子力安全基盤機構
原子力システム安全部

目次

1. 目的
2. 実測値データ
3. 解析体系
4. 初期事象解析
5. 原子炉圧力急減に関する検討
6. 再循環ポンプ入口温度挙動の考察
7. 非常用復水器の継続運転を仮定した感度解析
8. まとめ

付録1 原子炉圧力急減に関するFTA

付録2 原子炉圧力急減に関する感度解析

付録3 IC蒸気流量の検討

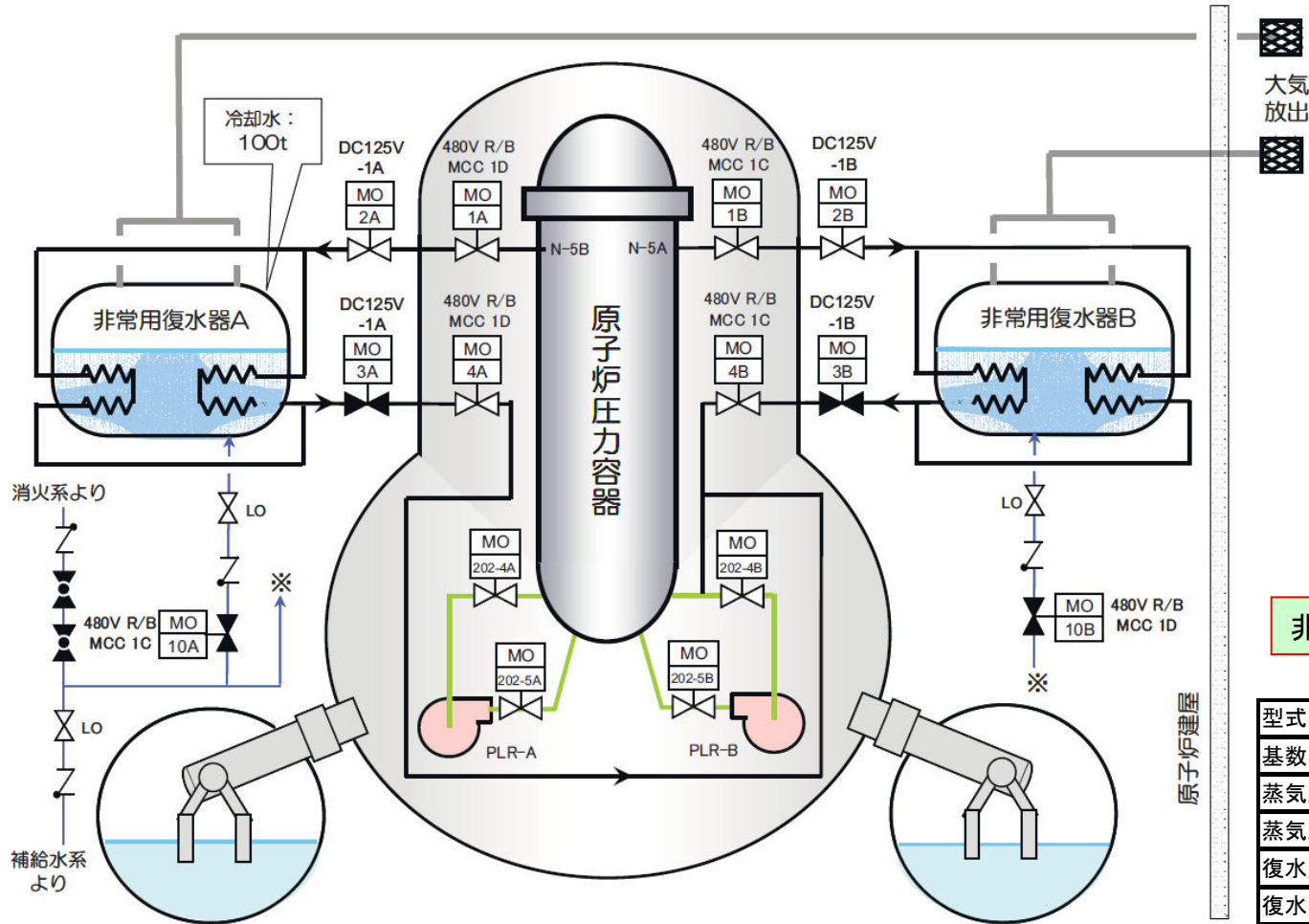
- (1) IC蒸気流量の検討
- (2) IC戻り水温度の検討
- (3) 伝熱管汚れ度の感度解析

※本改訂版では、IC戻り水温度等の情報に基づいて「付録3 IC蒸気流量の検討」を追加している。

1. 目的

- 福島第一原子力発電所1号機について、事故の初期事象を解析し、実測値と比較することにより、非常用復水器(IC)作動時の原子炉挙動を検討する。

非常用復水器(IC)の構成



非常用復水器(IC)の仕様

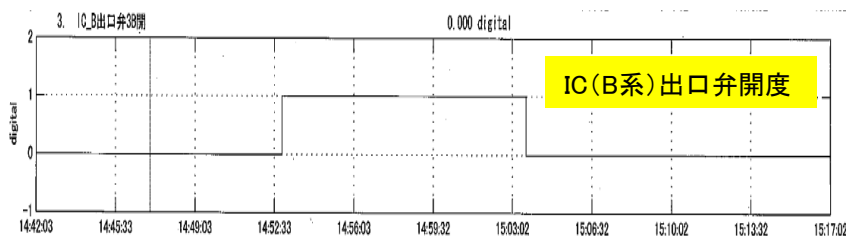
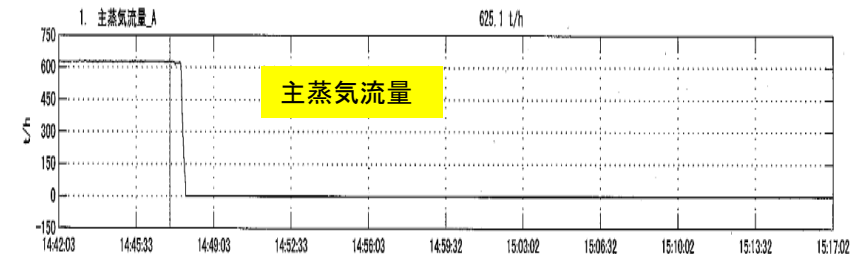
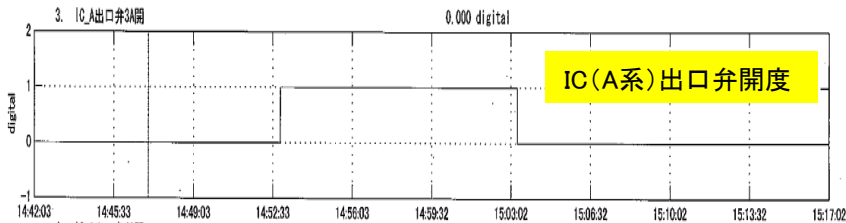
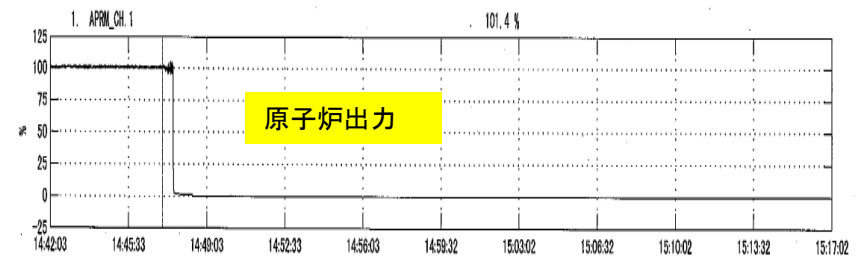
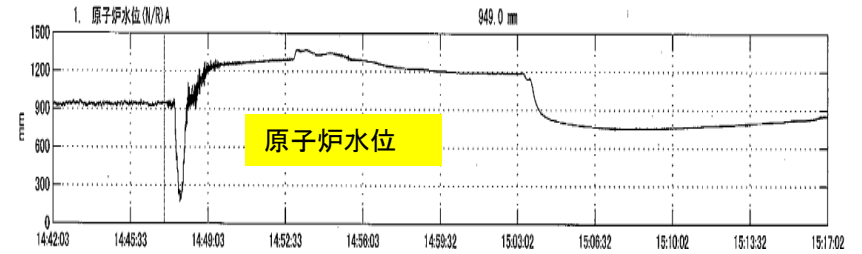
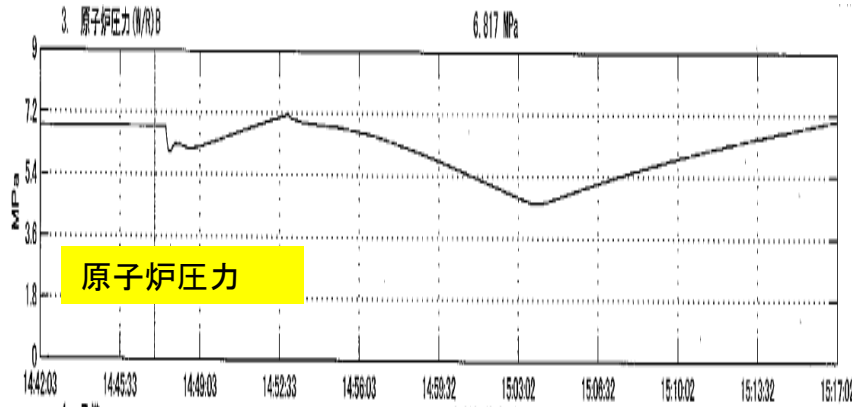
型式	タンク型
基数	2
蒸気流量	100.6 t/h
蒸気温度	286 °C
復水出口圧力	70.3 kg/cm ² g
復水出口温度	286 °C
伝熱容量	36.2 × 10 ⁶ kcal/h
タンク有効保有水量	106 m ³

(東電報告書に記載の図)

(設置許可申請書に記載の数値)

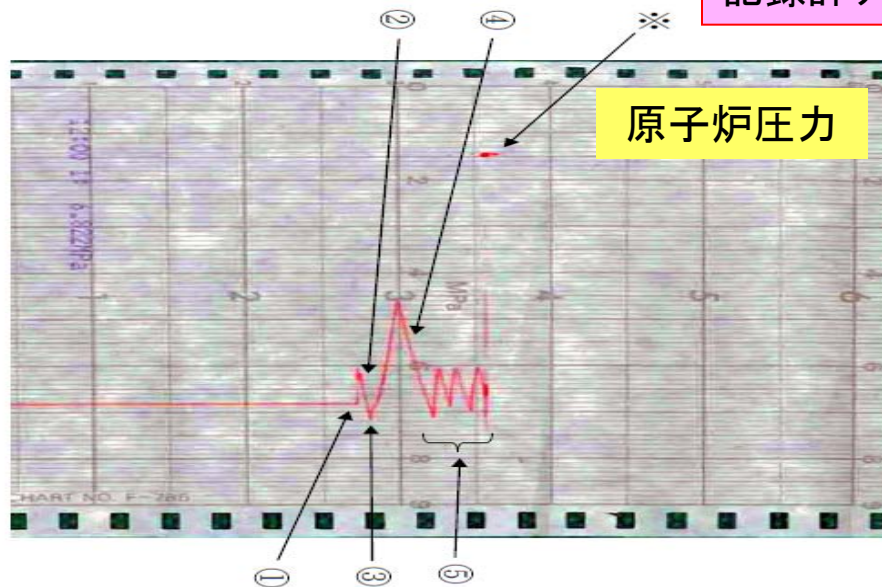
2. 実測値データ

過渡現象記録装置データ



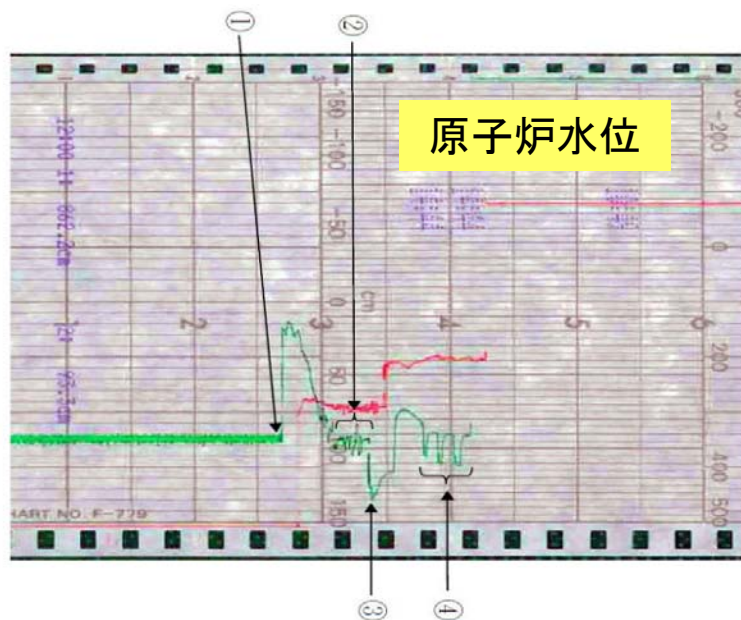
・事故初期の短時間の時系列データとしては、過渡現象記録装置データ(約30分間)と記録計チャート(多くは約50分間)が得られている。

記録計チャートのデータ



時間
↓
圧力 高

- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 主蒸気隔離弁閉止に伴う圧力上昇
- ③ 14時52分 非常用復水器作動とそれに伴う減圧
- ④ 非常用復水器停止に伴う圧力上昇
- ⑤ 非常用復水器によると思われる圧力変動
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。



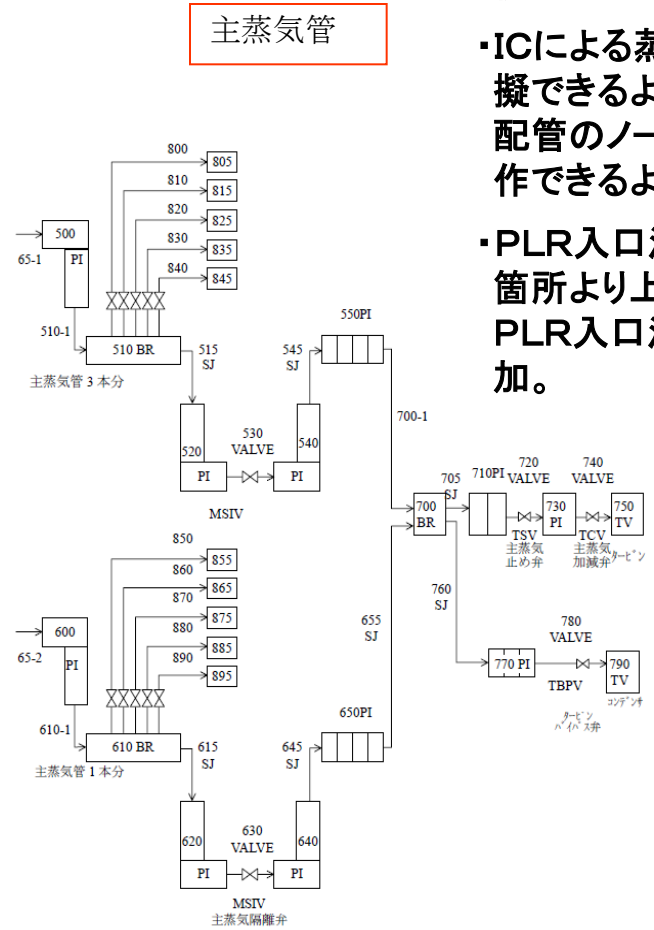
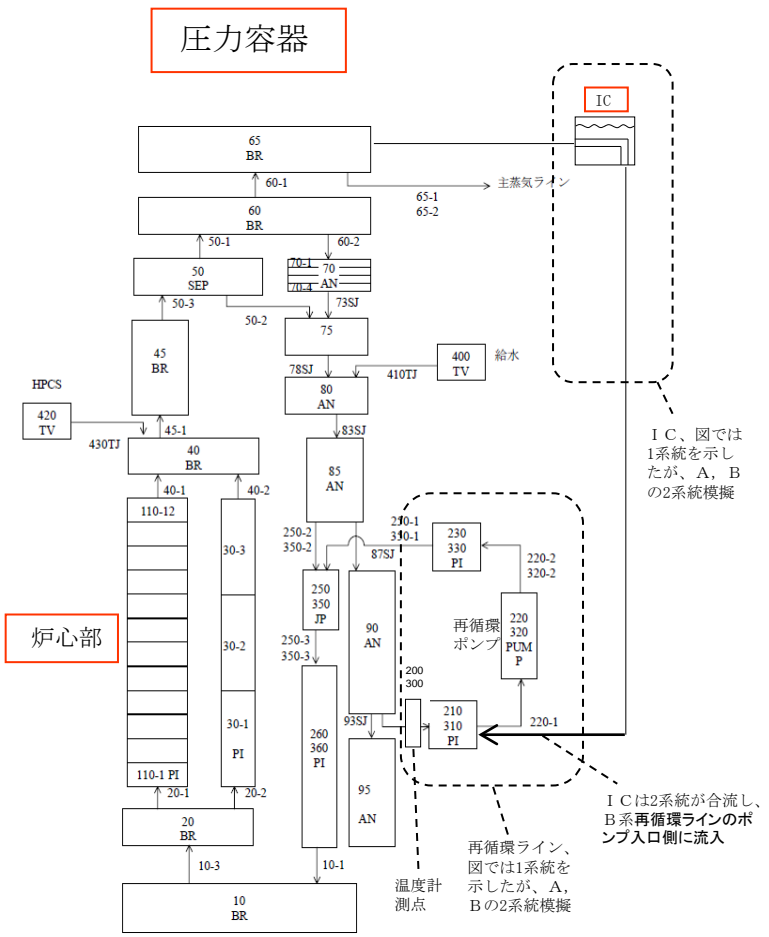
時間
↓
水位 高

- ① 14時46分 地震によるスクラム (チャート早送り: 60倍の速度、1時間が1分)
- ② このあたりで外部電源喪失、主蒸気隔離弁閉 (電源喪失でチャート早送りリセット)
- ③ 非常用復水器自動起動
- ④ 非常用復水器の動作によると思われる水位変動

緑 原子炉水位
赤 原子炉水位 (燃料域)

3. 解析体系

- ・RELAP5/MOD3.3 コードにより炉心溶融発生までの事象を解析。
- ・圧力容器内のノーディング、各部の体積、構造材等のデータは、実機プラントデータを元に作成。
- ・ICによる蒸気凝縮、自然循環を模擬できるように、タンク水、伝熱管、配管のノードを追加。独立して操作できるように2基をモデル化。
- ・PLR入口温度計測点が、IC注入箇所より上流にある点を考慮して、PLR入口温度計測点のノードを追加。



RELAP5コードの解析体系

解析条件

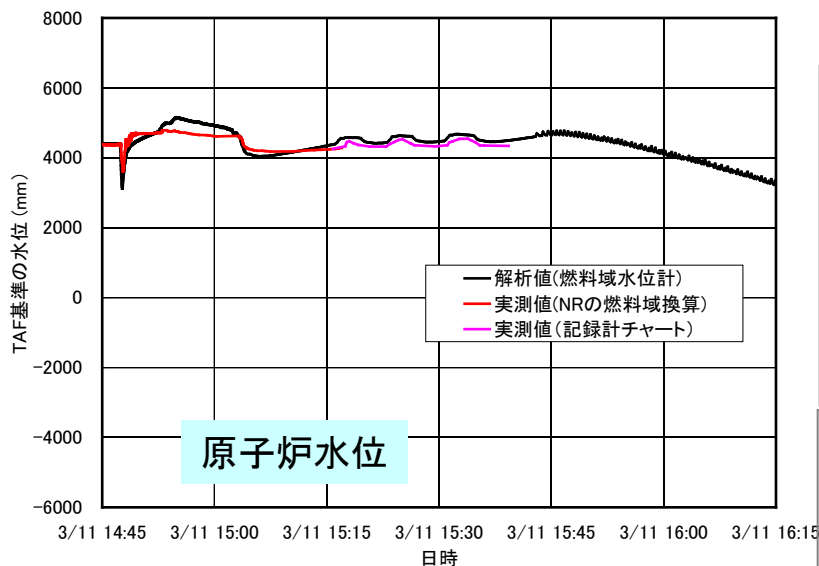
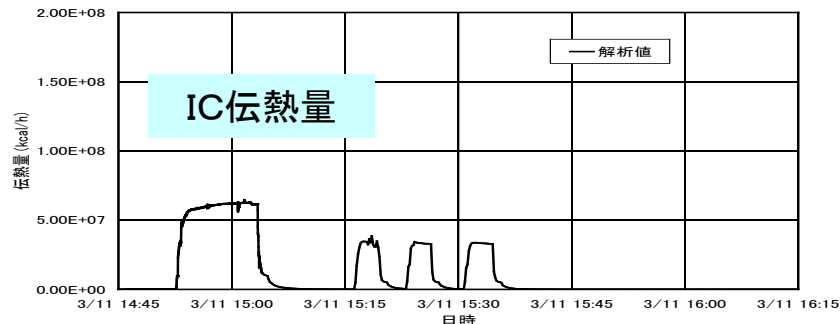
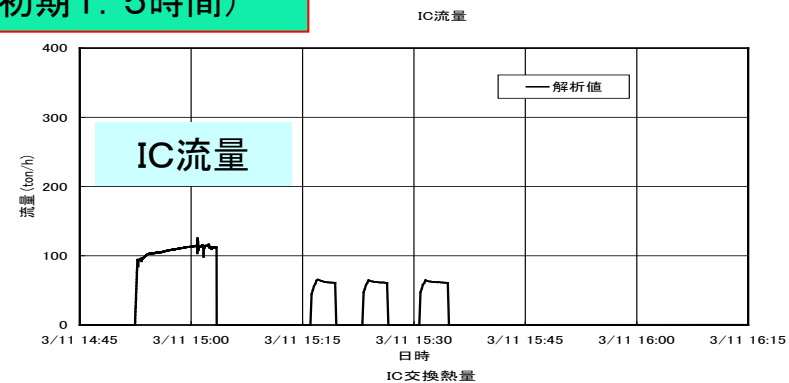
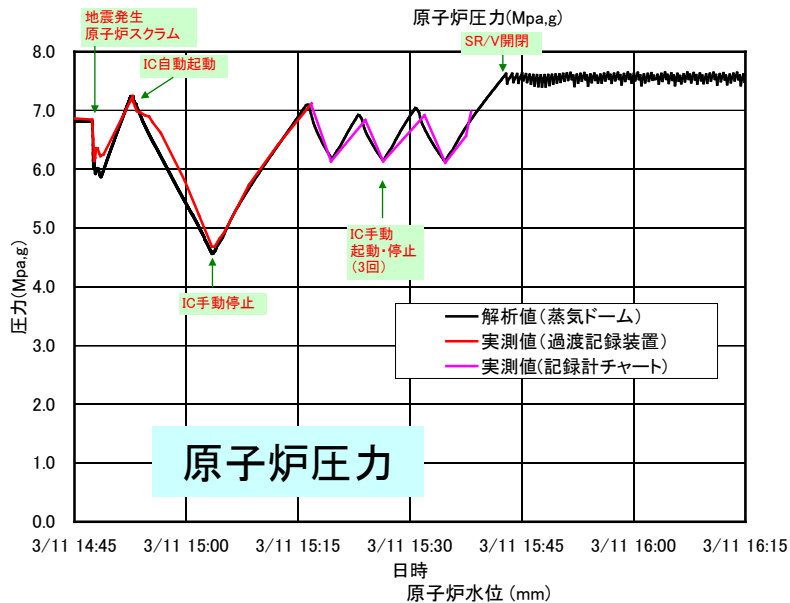
初期条件

項目	条件
初期原子炉出力	1380MWt(定格出力)
初期原子炉圧力	6.817MPa[gage](実機データ)
初期原子炉水位	通常水位

- 解析条件は、できる限り実機の状態と一致させた。
- ① 初期原子炉出力、圧力は、過渡記録装置のデータと一致させた。
- ② 崩壊熱は、MELCORコードでを使用した値（ORIGENモデル）を使用した（RELAPコードの標準は保守的なANSモデル）。
- ③ 逃し安全弁は、安全弁モードでの開閉を仮定。
- ④ ICの伝熱特性は、伝熱管の伝熱面積（工認記載値）を入力して模擬した。

4. 初期事象解析

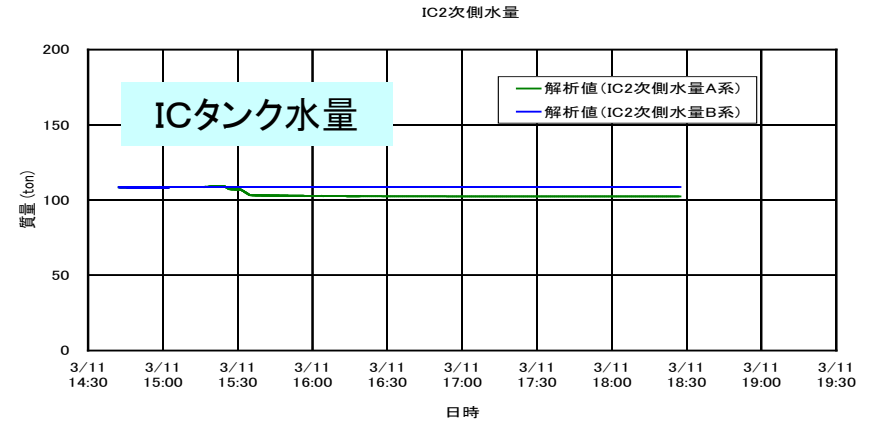
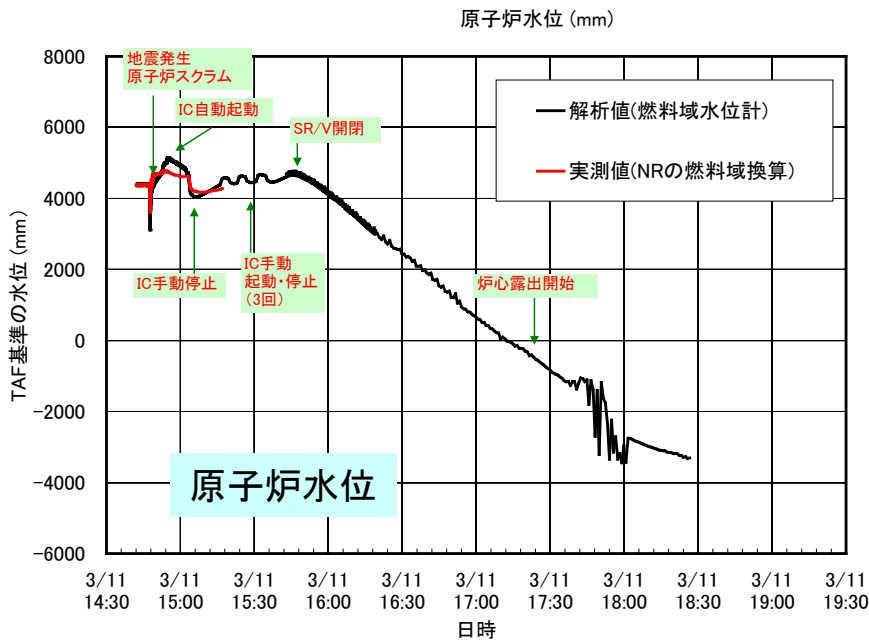
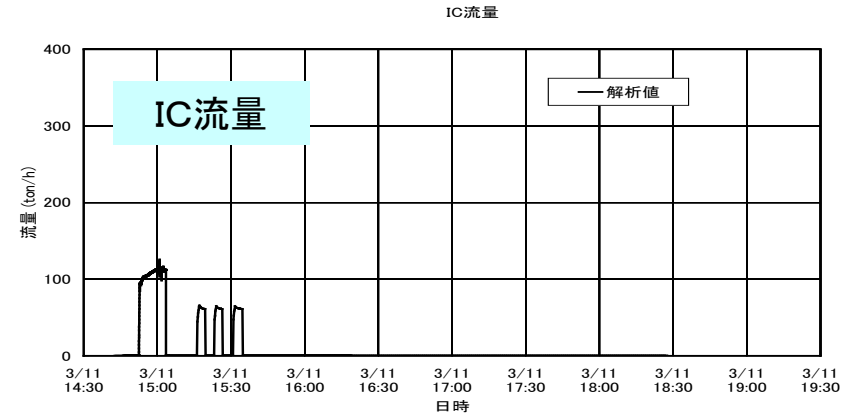
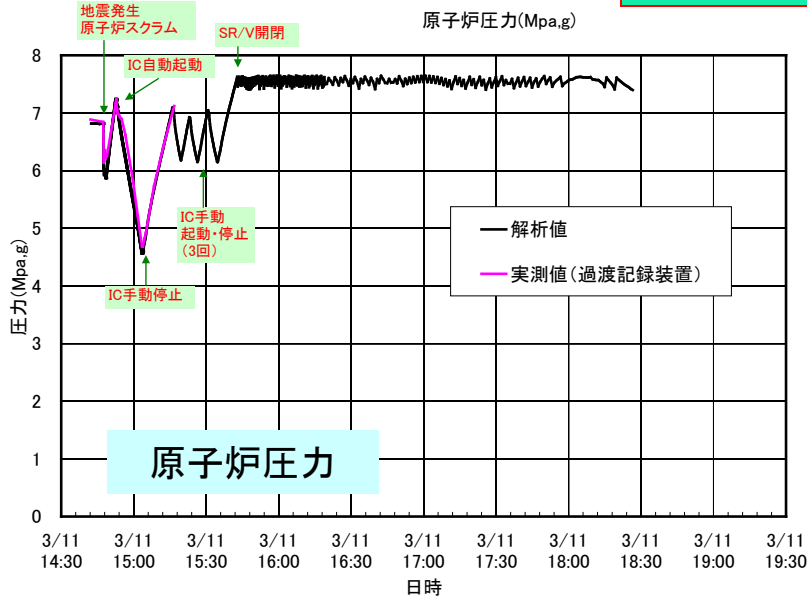
解析結果(初期1.5時間)



- 2台のIC起動時に実測値は、約7.2MPa→約4.6MPa[gage]、約2.6 MPa低下、解析値もほぼ同様の变化を示した。
- 伝熱容量は2台のIC起動時に約 6.3×10^7 kcal/h、1台のIC起動時に約 3.3×10^7 kcal/hとの解析結果となった。
その際の蒸気流量はそれぞれ約110t/h及び約60t/hであり、設置許可申請書記載値(100.6t/h/台)とは一致していないが、これは「付録3」に示すように、作動時の条件が設定条件とは異なっていることによるものと考えられる。
- 水位の解析値は、減圧時にやや高目、圧力上昇時にやや低目になっている。炉心ボイド率が解析の方がやや大きい可能性がある。

- IC(1台)の手動起動・停止操作が3回行われた部分の水位の解析値は、記録計チャートのデータと良く一致している。
- 最後にICが停止した後は、原子炉圧力は上昇し、主蒸気逃し安全弁の開放設定圧まで上昇し、逃し安全弁の開閉が続いている。

解析結果(初期3時間)



・逃し安全弁の開閉が続くと、蒸気が压力容器から失われるため、原子炉水位は、低下していく。事象開始から約2.5時間後(17:20頃)に炉心の露出が開始している。

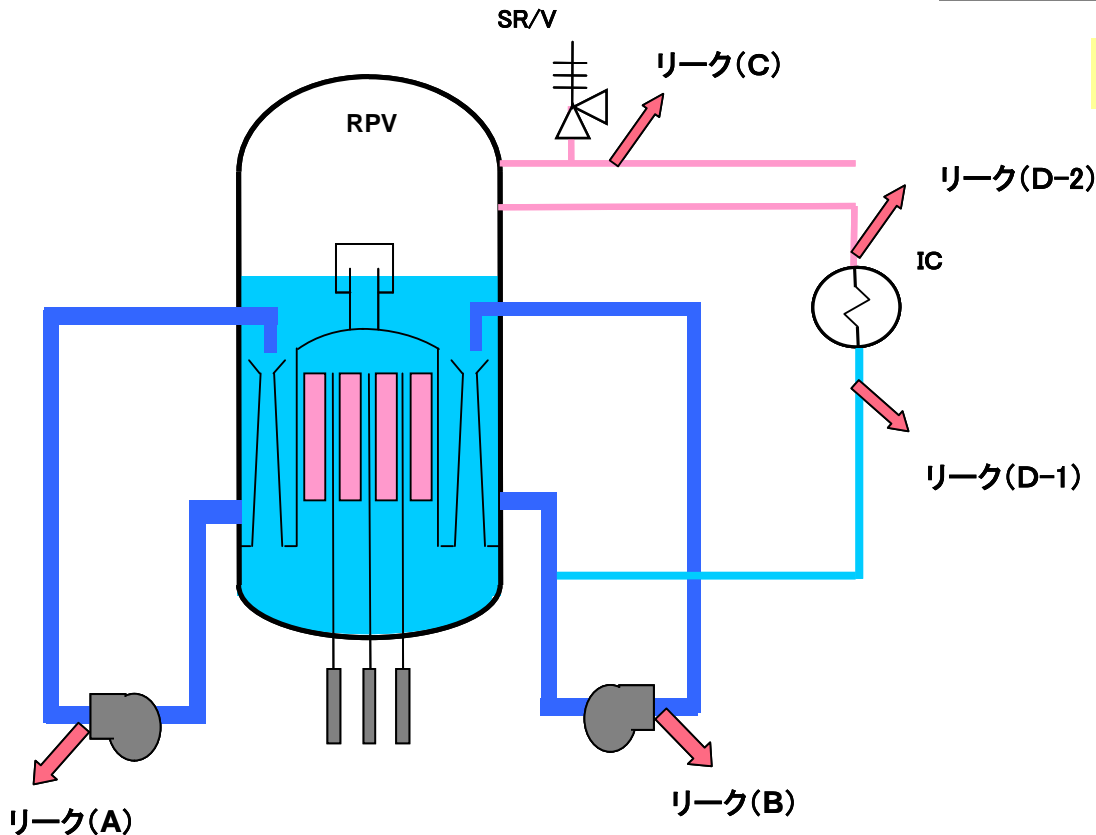
5. 原子炉圧力急減に関する検討

- 地震スクラム後にMSIVが閉鎖することにより、原子炉圧力は上昇する。その後、IC2台が自動起動すると、原子炉圧力は急速に低下している。この圧力低下が、漏えい等の他の原因で生じている可能性が議論されている。
- この検討のため、FTAにより圧力低下に至る要因を抽出し検討を行った(付録1参照)。
- IC以外に原子炉圧力低下に至る要因として、特に一次系からのインベントリ流出の観点から、漏えい(気相、液相)、SRV作動(手動)考えられる。これらの事象について解析を行い、検討した(付録2参照)。

漏えい解析結果

・申請書記載の中小破断事故(破断面積74cm²)や大破断事故(破断面積0.28m²)の場合は、水位が数十秒の短時間で炉心露出まで低下している。今回の事象初期に漏えいが発生したとしても、極小の漏えい面積と考えられる。直径2cm程度の配管破断に相当するリーク面積(3cm²)の場合を中心に解析を行った。

漏洩箇所の設定



ここでは、液相漏えい、気相漏えいの代表ケースとして下記の網掛けの結果を示す。(他のケースは、付録2参照)

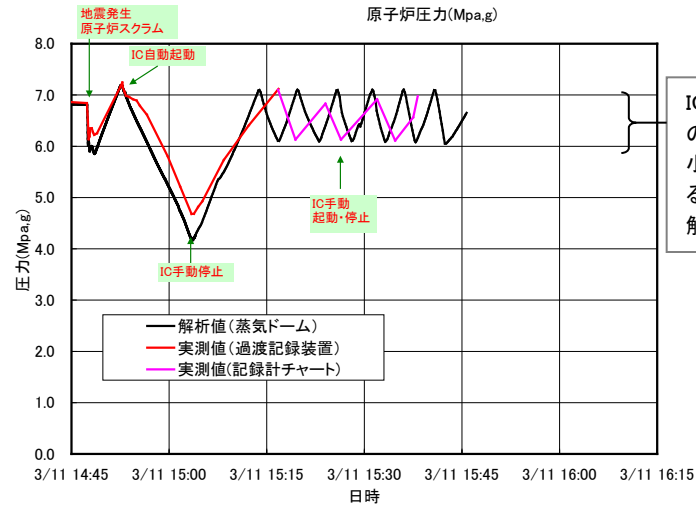
解析ケース

漏えい箇所	漏えい面積(cm ²)
再循環ライン、IC非接続側(A)	0.1
	0.3
	3
再循環ライン、IC接続側(B)	0.3
	3
蒸気相(主蒸気ライン)	0.1
	0.3
	3
IC戻り水配管(液相)	3
IC配管(蒸気相)	3

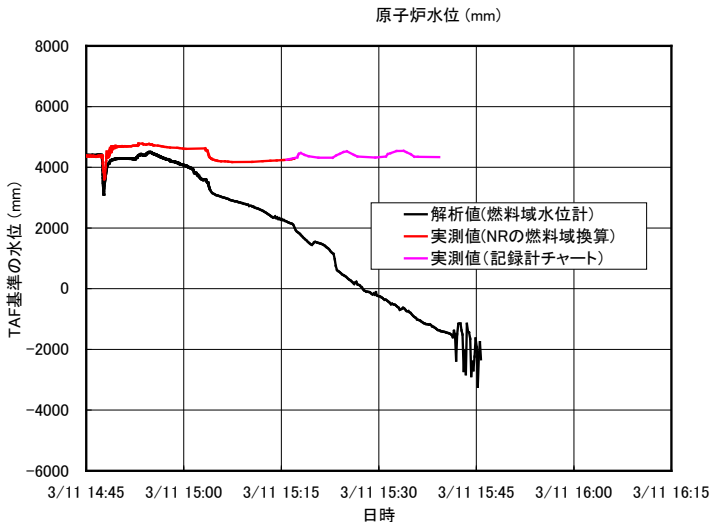
【1】再循環ライン漏えい、IC非接続側(A)

漏えい面積 3cm² のケース

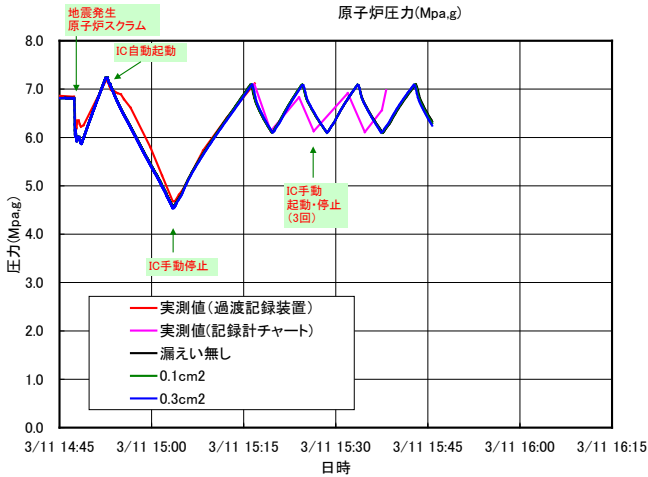
(初期の漏えい流量は約72T/H (20kg/s))



ICの手動操作は、実際の圧力データの最大最小の幅の中で、操作するとして解析した。他の解析も同様。



- ・漏えいが発生するとインベントリが失われていくので、次第に原子炉圧力の上昇速度は大きくなる。(同じ崩壊熱に対して、水が少ないため。)このため圧力を一定範囲に保つため頻繁に起動・停止する必要がある。
- ・水位は、漏えいにより低下し、実測値と次第に乖離していく。

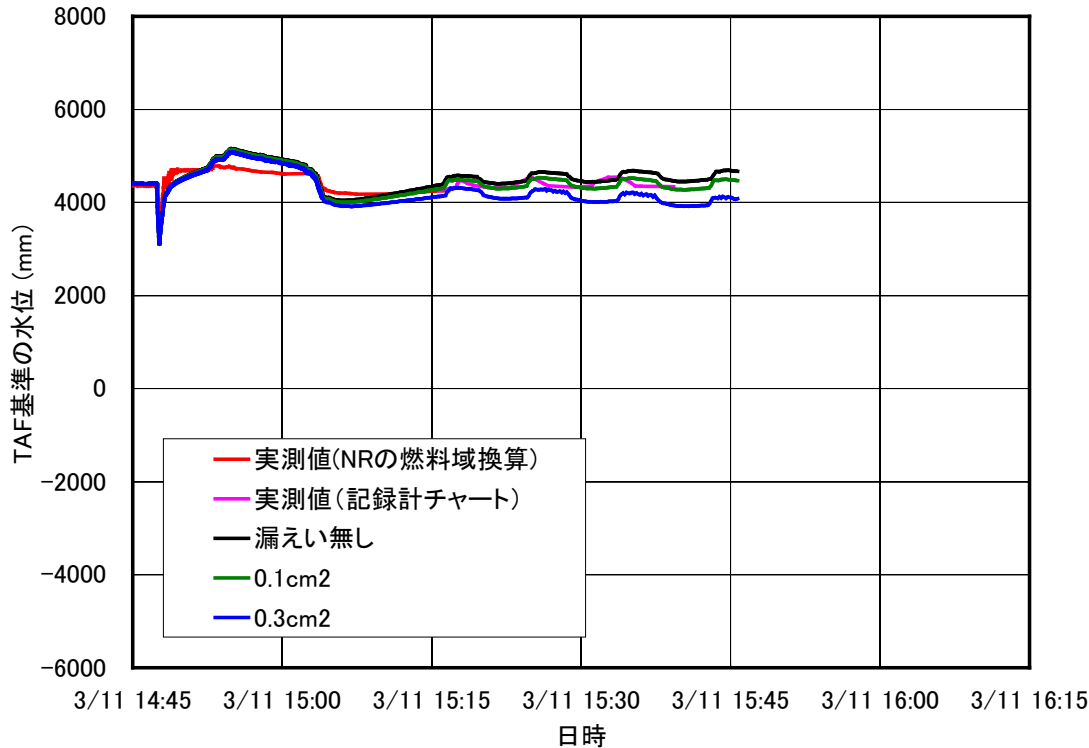


【1】再循環ライン漏えい、IC非接続側(A)

漏えい面積 0~0.3cm²のケース

(0.3cm²の場合、初期の漏えい流量は約7.2T/H (2.0kg/s))

原子炉水位 (mm)

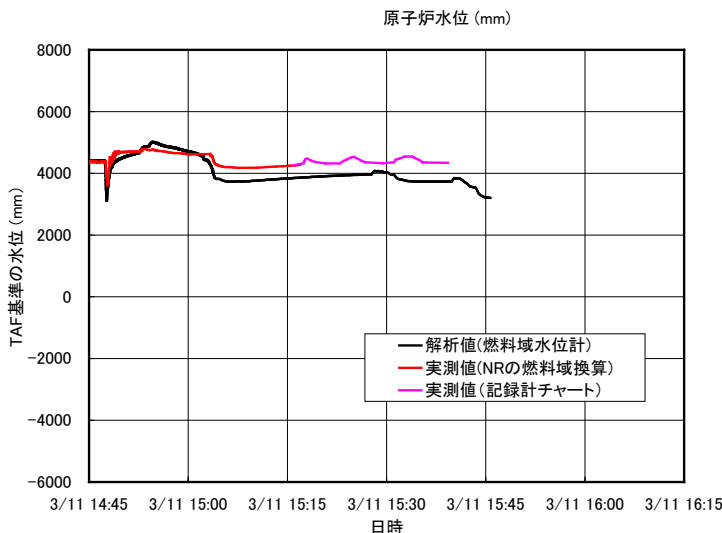
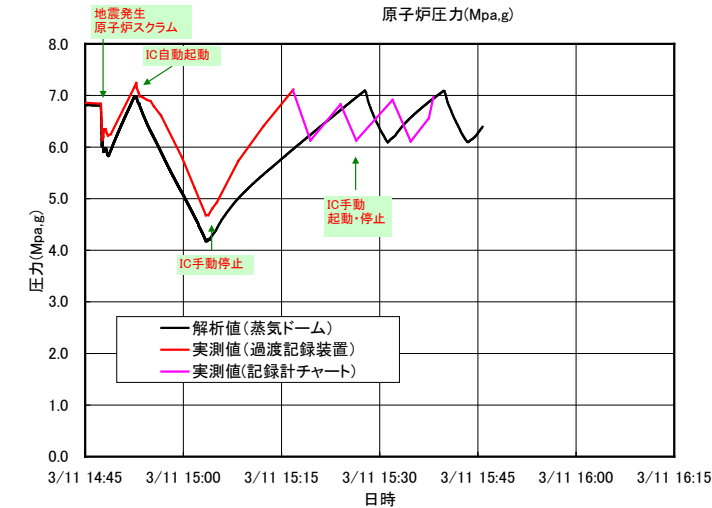


・漏えい面積が0.3cm²以下の場合は、原子炉圧力や原子炉水位の応答の実測データとの差はほとんど無い。

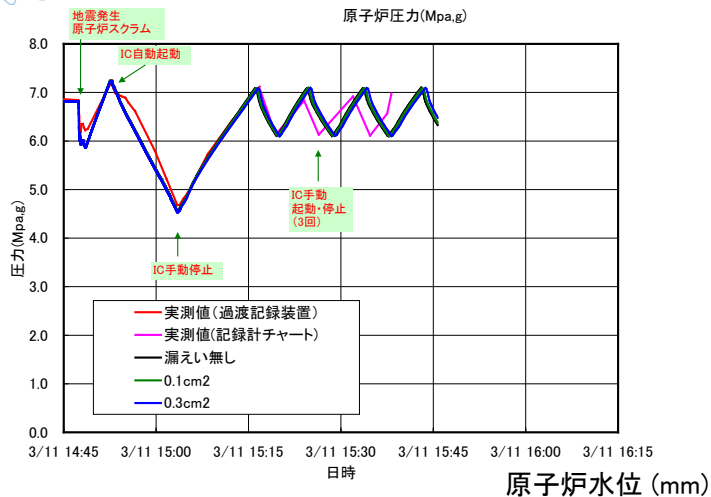
【2】 蒸気相漏えい(主蒸気ライン)

漏えい面積 3cm² のケース

(初期の漏えい流量は約9.0T/H (2.5kg/s))



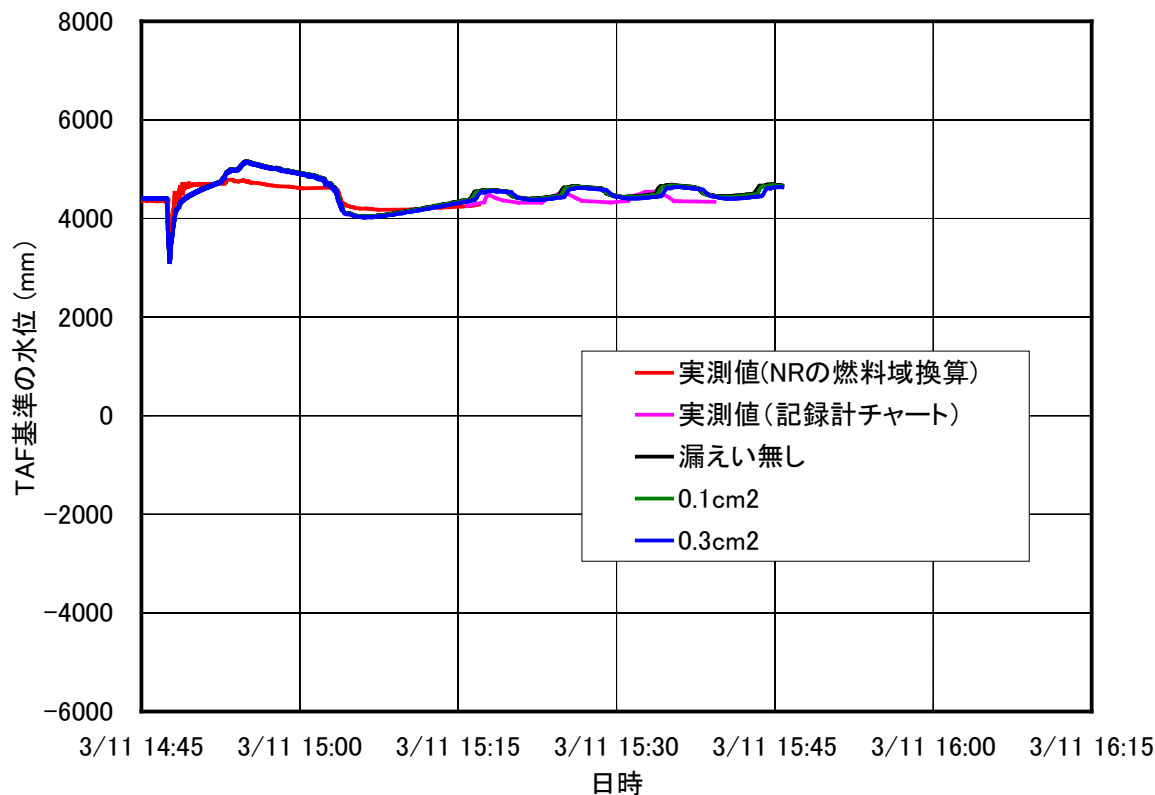
- ・蒸気相の漏えいの場合、圧力の低下が大きい。圧力の上昇速度も小さくなる。
- ・水位は、漏えいにより低下し、実測値と次第に乖離していくが、蒸気相の漏えいの場合には同じ漏えい面積に対し質量流量は小さいので、水位変化も小さい。



【2】 蒸気相漏えい(主蒸気ライン)

漏えい面積 0~0.3cm²のケース

(0.3cm²の場合、初期の漏えい流量は約0.72T/H (0.2kg/s))



・漏えい面積が0.3cm²以下の場合
は、原子炉圧力や原子炉水位の応
答の実測データとの差はほとんど
無い。

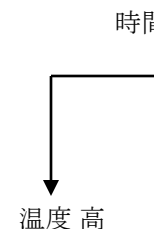
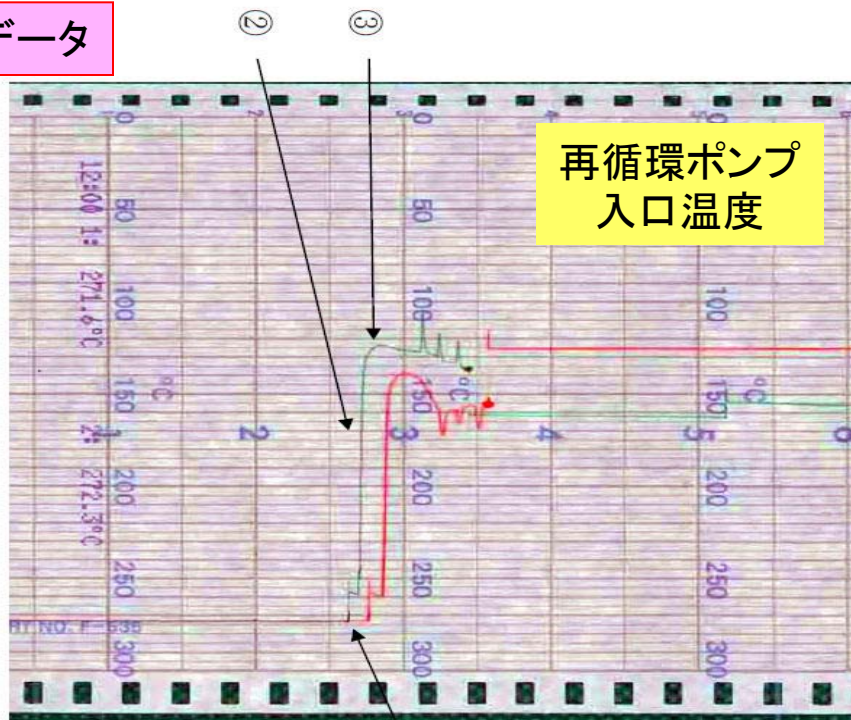
6. 再循環ポンプ入口温度挙動の検討

ICからの戻り水配管は、IC2基分が合わせてB系の再循環ポンプ入口に接続されている。IC作動時、冷たい戻り水により再循環ポンプB系入口温度が低下するが、IC戻り水配管が接続されていないA系も、B系の温度挙動に呼応した挙動を示している。

このため、A系再循環配管の漏えい等の異常の可能性が議論されている。この温度挙動について検討した。

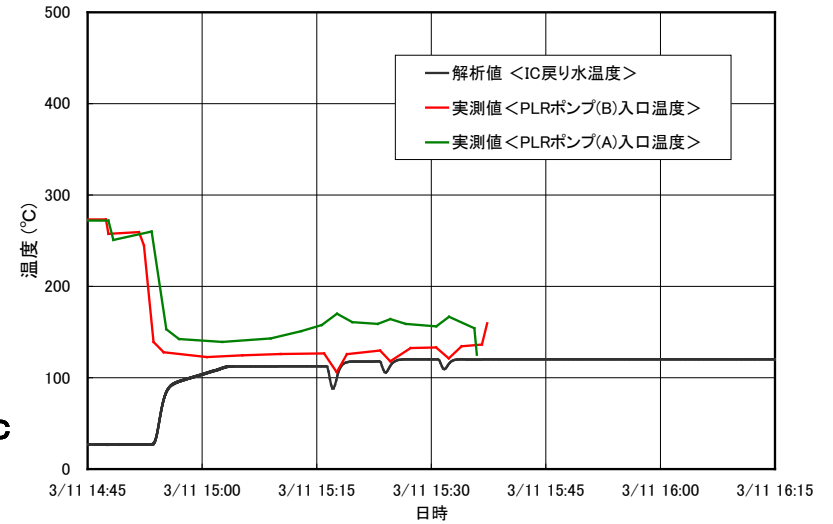
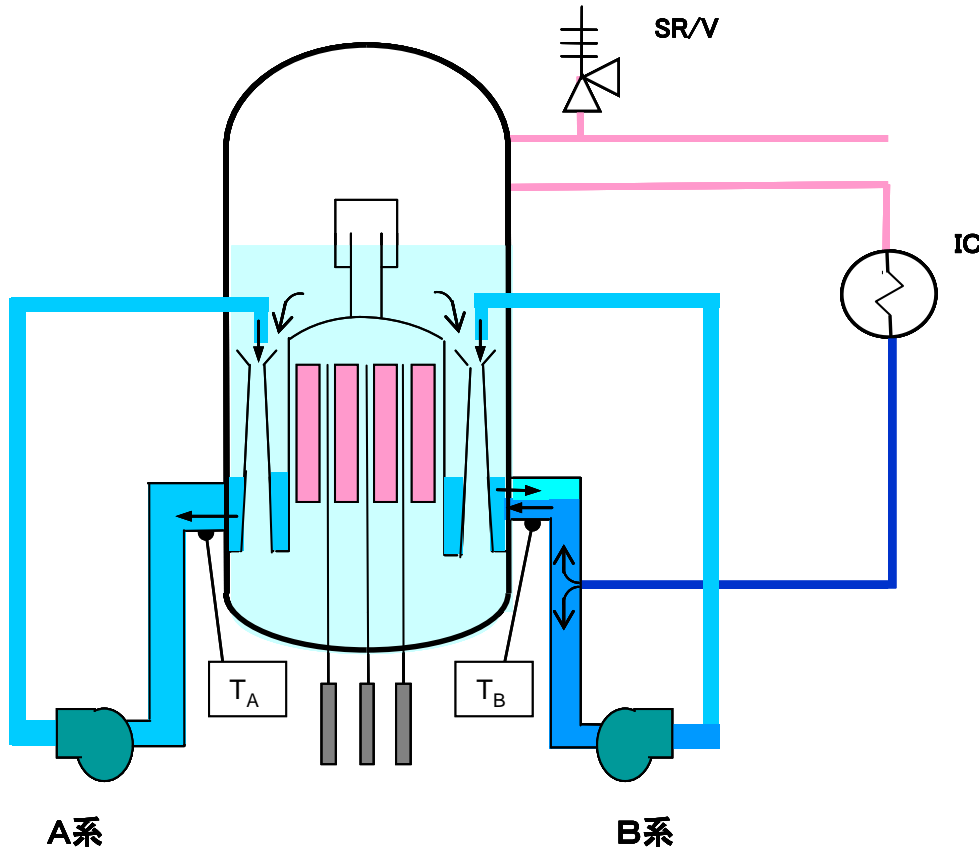
記録計チャートのデータ

TR-260-11	
No.1	原子炉再循環ポンプ(A)入口温度
No.2	原子炉再循環ポンプ(B)入口温度



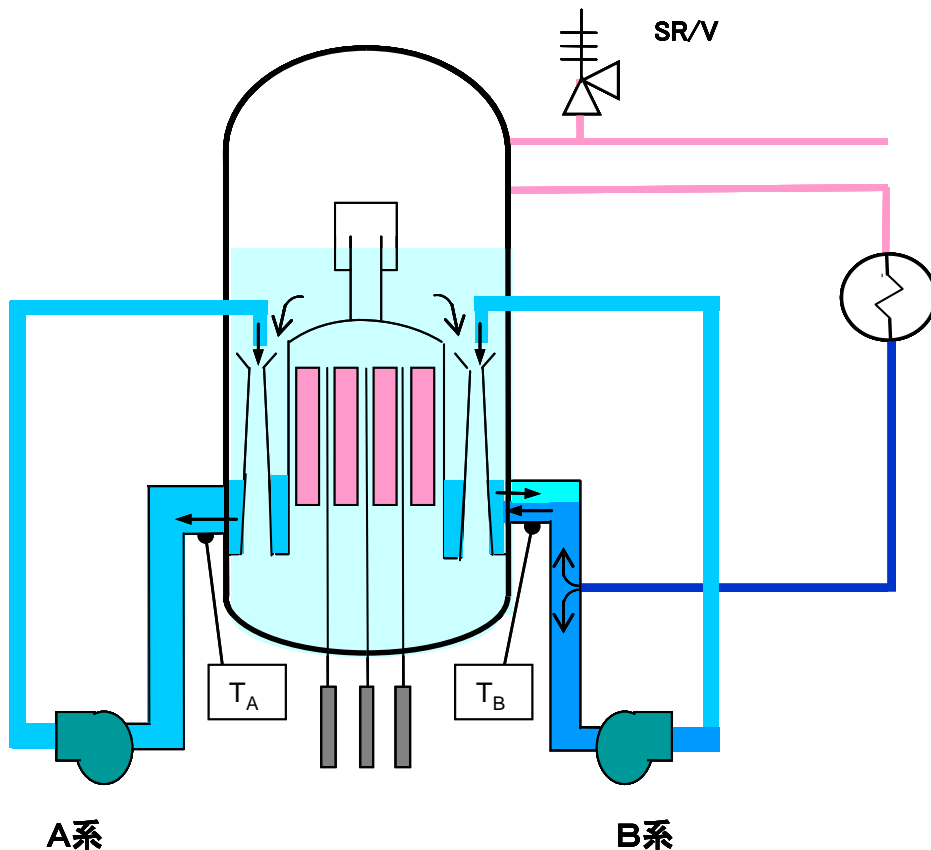
- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② スクラムによる出力低下、非常用復水器作動による減圧、低温水注入による温度低下
- ③ 自動起動した非常用復水器の停止

再循環ポンプ入口温度挙動の考察



- ①ICの作動により、再循環ラインB系に冷たい水が注入されると、再循環ラインの自然循環が減少していく。
- ②IC戻り水の一部は、ダウンカマ側に逆流する。温度計(B)は、IC注入箇所より圧力容器側に設置されているため、この温度が低下する。
- ③ダウンカマ下部は流れが停滞している部分なので、この部分の温度も低下していく。
- ④再循環ラインA系は、ポンプトリップ後もわずかに自然循環しているため、このダウンカマの低温の水が、流れ込んでいく。このため、温度計(A)の温度も低下する。
- ⑤ICが停止すると、これらの部分の温度は上昇していくが、圧力容器内のダウンカマ部の温度の上昇が大きい。
- ⑥IC(1台)が3回操作されたときには、温度計(B)は、戻り水と同じように、温度低下する。
- ⑦A系の温度計(A)は、ダウンカマの高温水が流入するので、IC作動時に高くなるような変化をする。

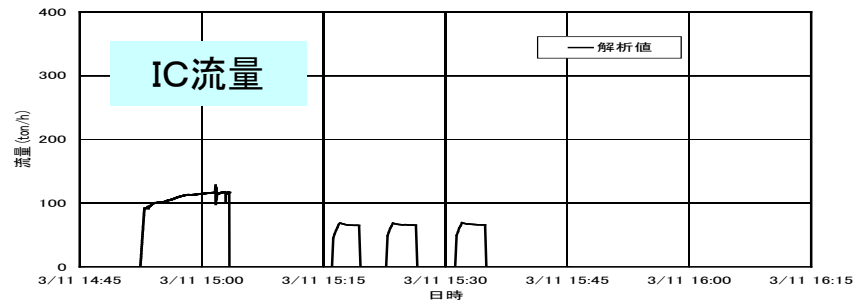
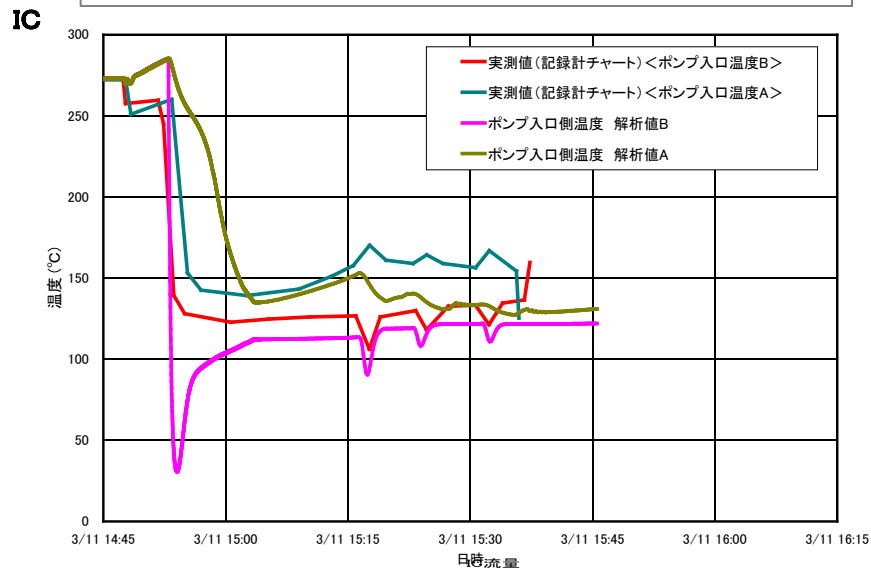
再循環ポンプ入口温度挙動の検討



・RELAPコードは、1次元コードであり、低温水が管内の下方を逆向きに流れる様な状態は模擬できない。1次元コードでは、正味の流れに対するバランスを解いている。

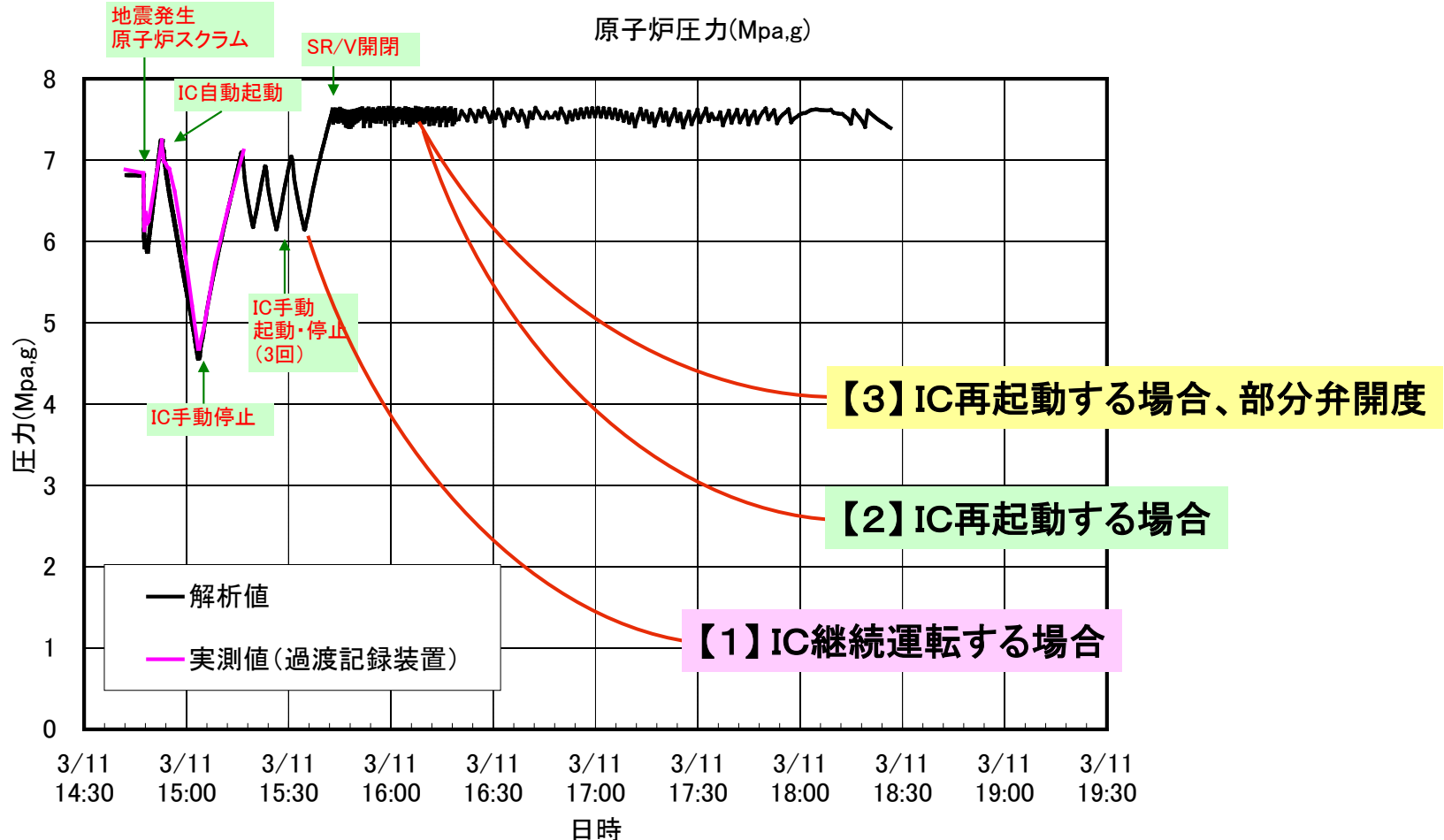
・IC注入時に強制的にB系の流動抵抗を大きくし、冷水が全て逆流する極端なケースを解析した。ICからの注入水が逆流し、温度計(B)が低下する。ダウンカマを通過し、温度計(A)も低下する様子が、解析されている。

・さらに検討する必要があるが、ある程度、温度挙動が説明可能と思われる。



7. 非常用復水器の継続運転を仮定した感度解析

ICの運転操作とそれに伴う原子炉挙動を検討するため、津波襲来以降、仮にICが継続運転された場合、あるいは直流電源が復旧されるなどによりICが再起動された場合を仮定して感度解析を行った。ICが再起動のケースについては、弁が全開でない場合についても検討した。



IC継続運転を仮定した感度解析ケース

【1】IC継続運転の場合（津波襲来時にICが運転状態）

- ・ ケース1A : ICタンクへの補給水無しの場合
- ・ ケース1B : ICタンクへの補給水有りの場合

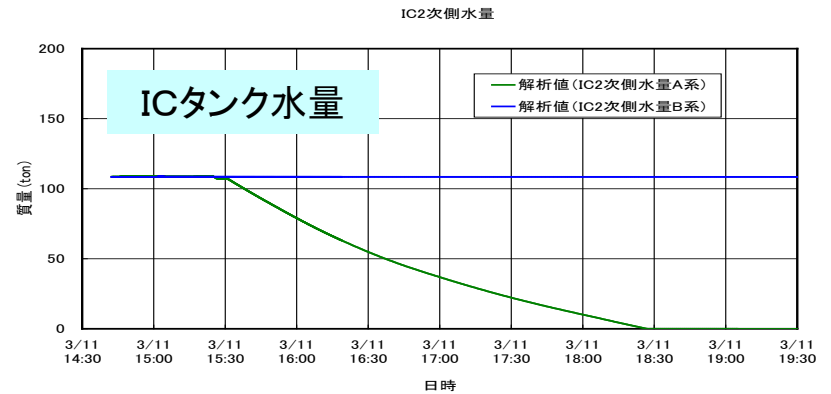
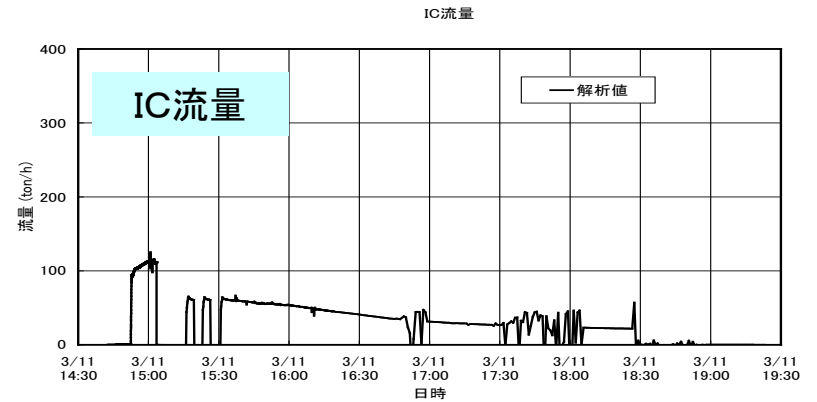
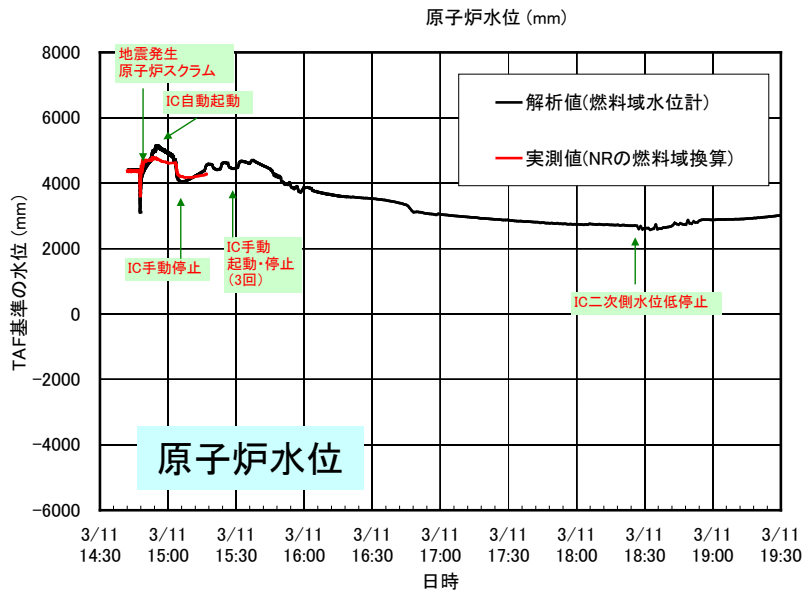
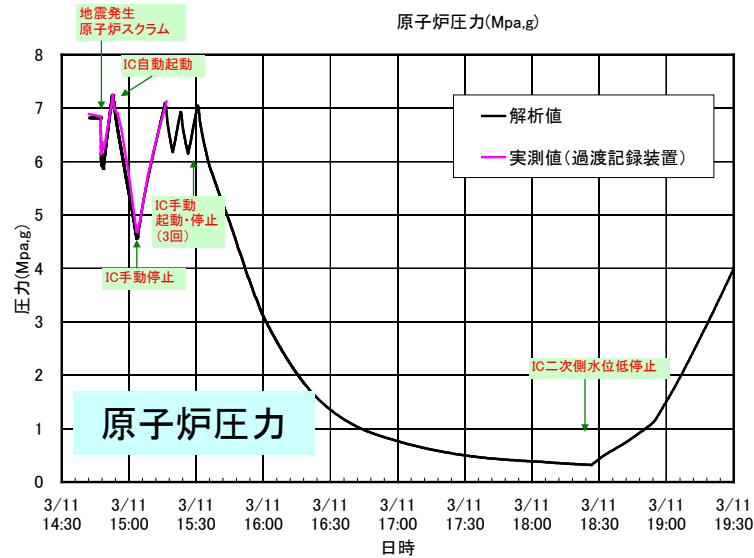
【2】IC再起動に成功する場合（津波襲来時にICが停止状態）

- ・ ケース2A : 炉心が露出後にIC再起動の場合
- ・ ケース2B : 炉心が露出前にIC再起動の場合

【3】IC再起動に成功する場合、部分開度の影響

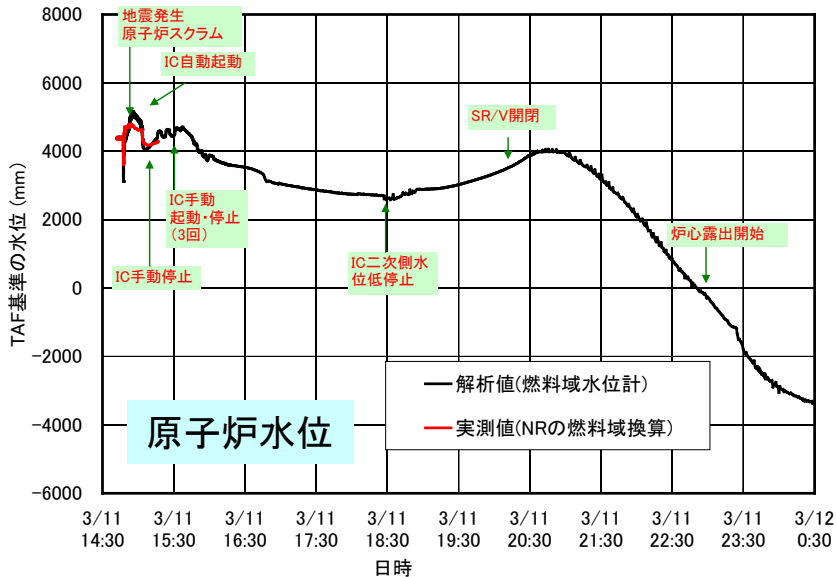
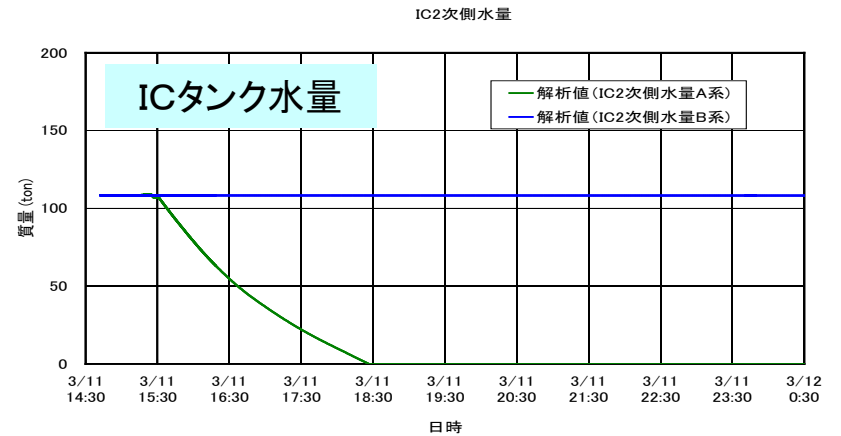
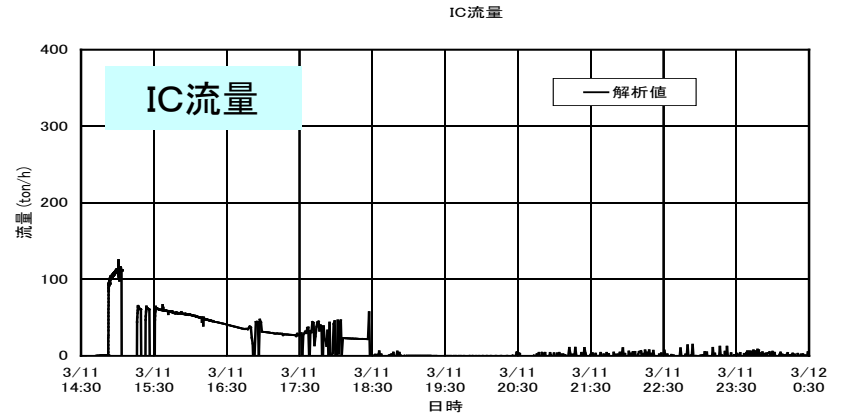
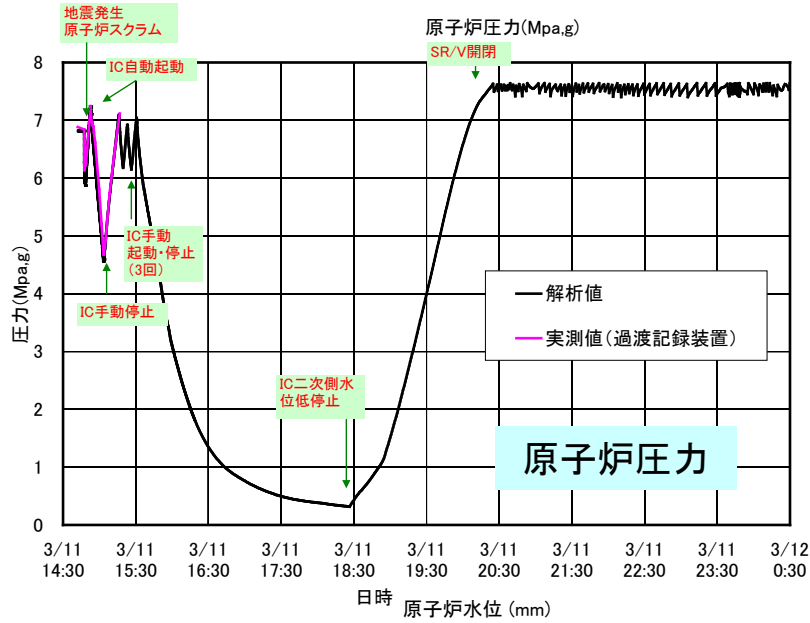
- ・ ケース3A : 50%開度のケース
- ・ ケース3B : 25%開度のケース
- ・ ケース3C : 10%開度のケース

【1】ケース1A : IC継続運転、ICタンクへの補給水無し(初期5時間)



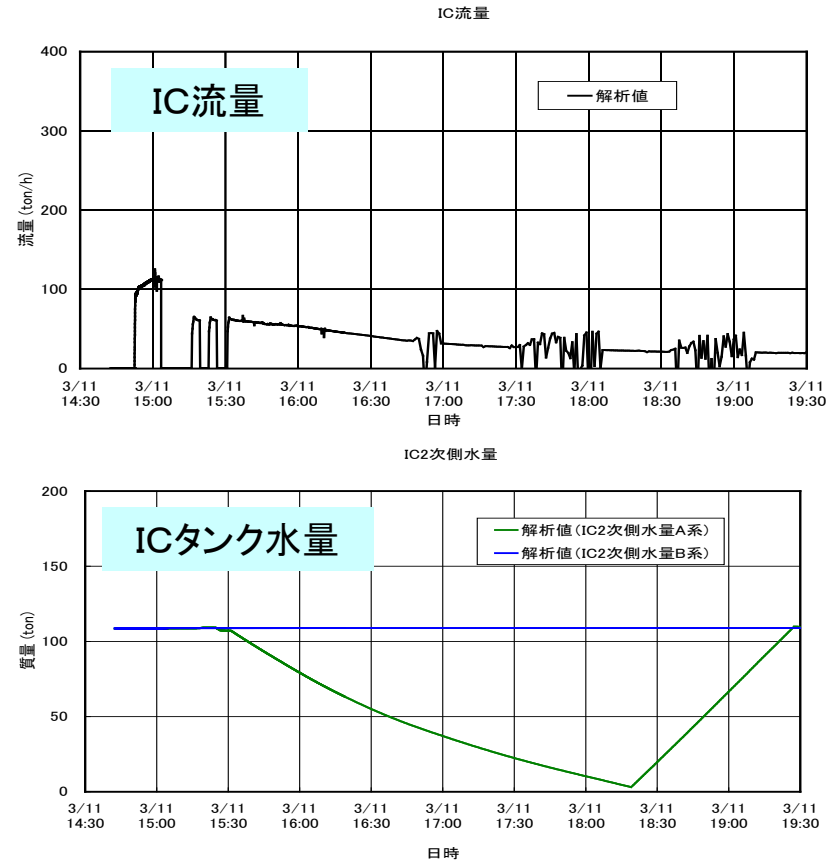
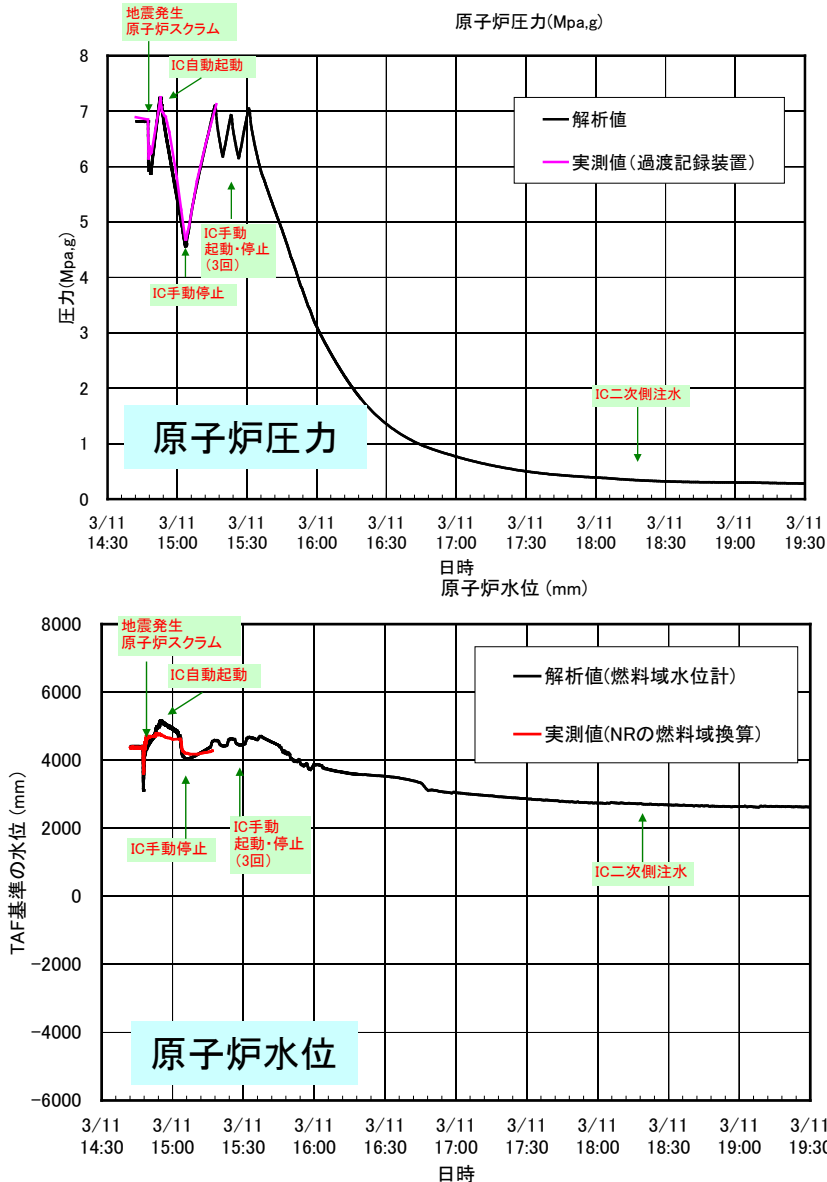
・津波襲来時にICが運転状態であり、運転が継続できた場合は、原子炉圧力は低下していくが、原子炉水位は維持される。事象開始後約3.5時間には、ICの二次側保有水が無くなるので、ICが停止する。このため、原子炉圧力は上昇していく。

【1】ケース1A : IC継続運転、ICタンクへの補給水無し(初期10時間)



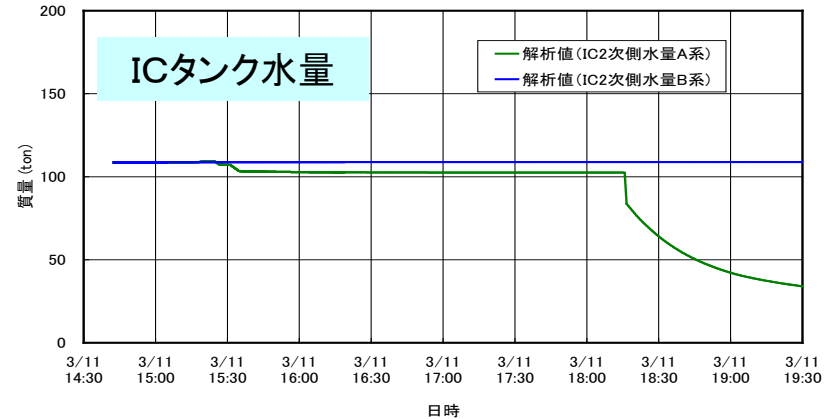
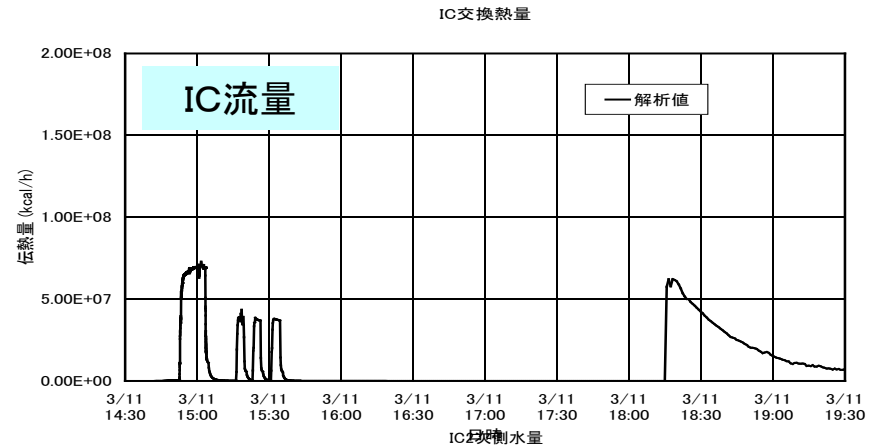
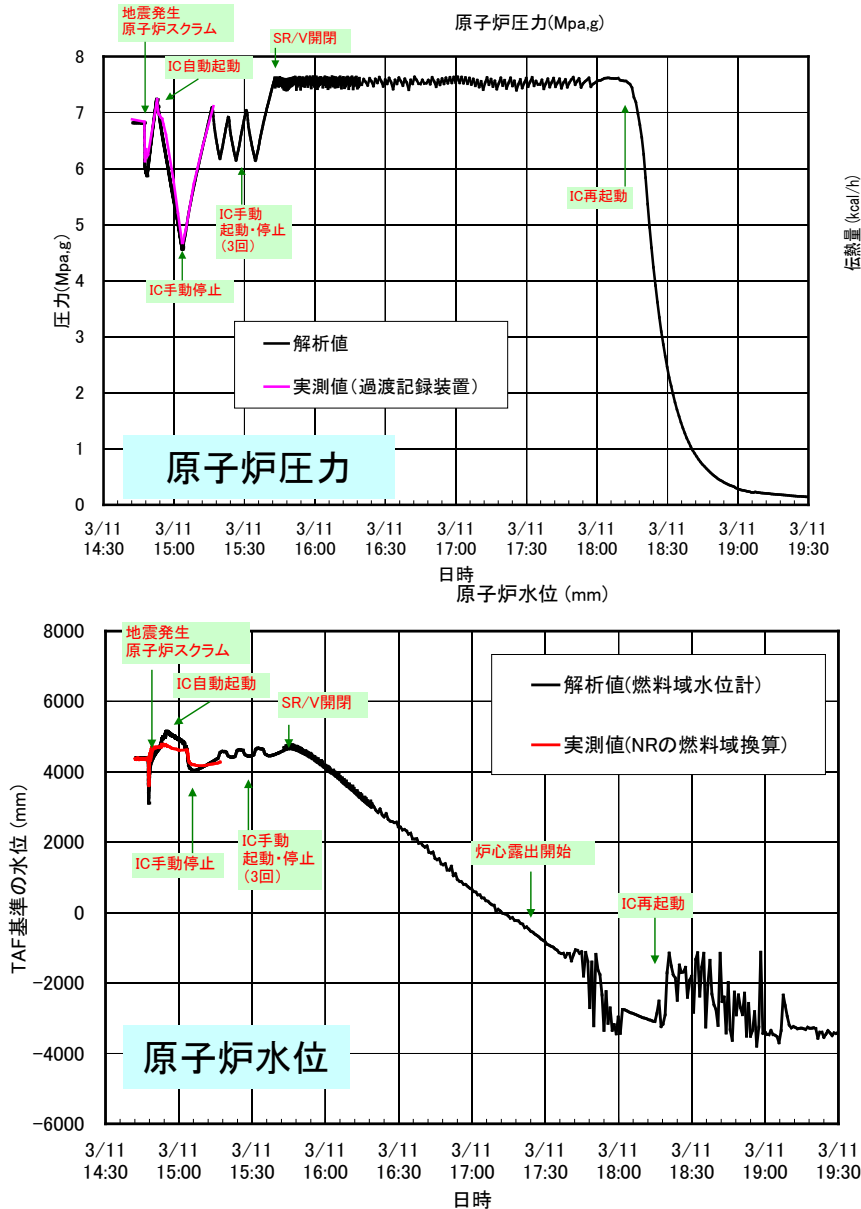
・ 事象開始後約5時間には逃し安全弁が開き、開閉が続く。これにより、原子炉水位が低下して行き、事象開始後約8時間(22:40頃)に炉心の露出が開始している。

【1】ケース1B : IC継続運転、ICタンクへの補給水有り(初期5時間)



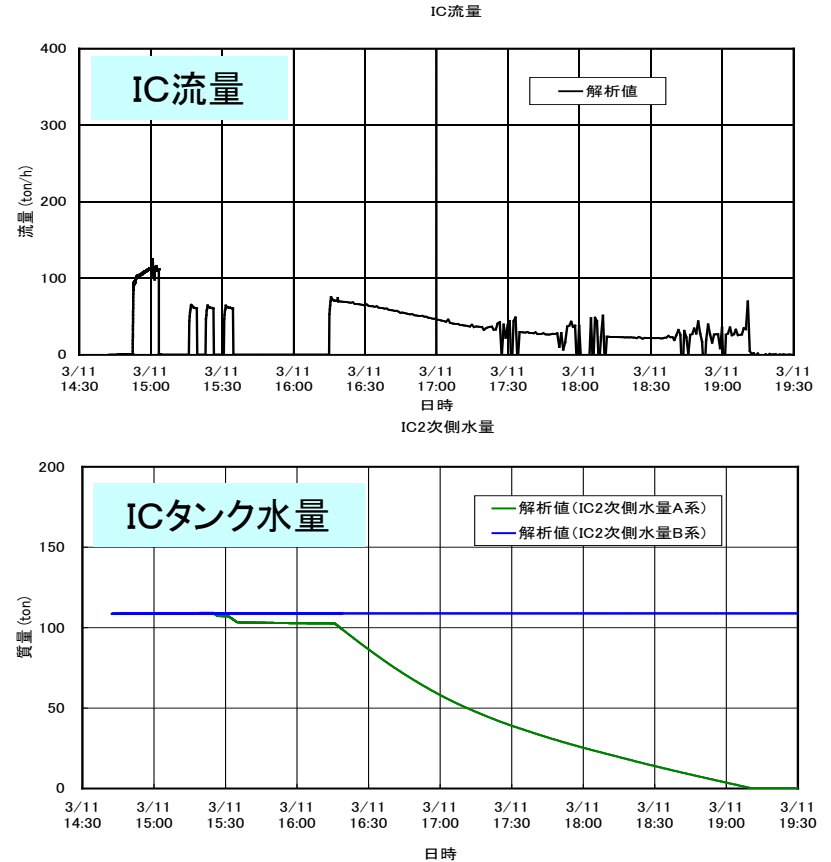
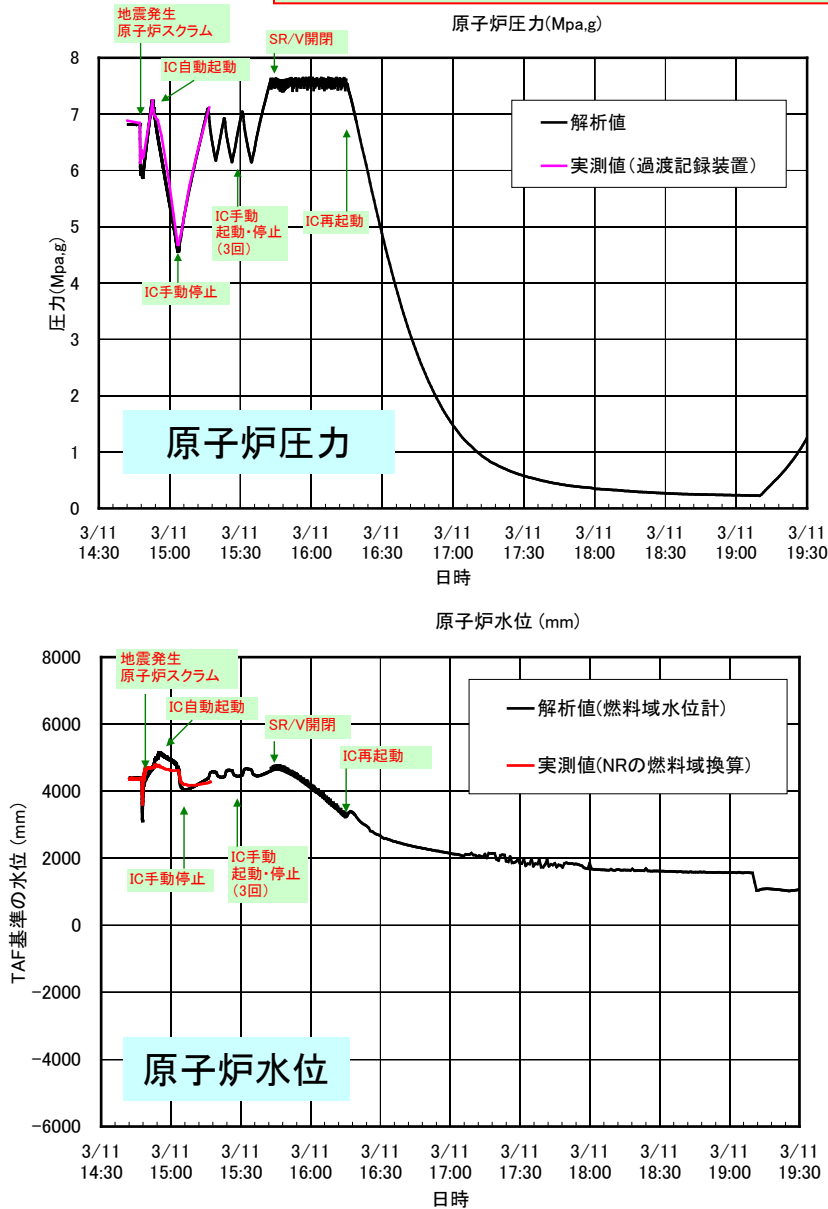
・津波襲来時にICが運転継続できた場合は、事象開始から約3.5時間後には、ICの二次側保有水が無くなるが、さらに、ICタンクへの補給水が成功した場合は、ICの運転が継続する。逃し安全弁は開かないため原子炉水位は低下せず、炉心は健全に保たれる。

【2】ケース2A : IC再起動、炉心露出後(初期5時間)



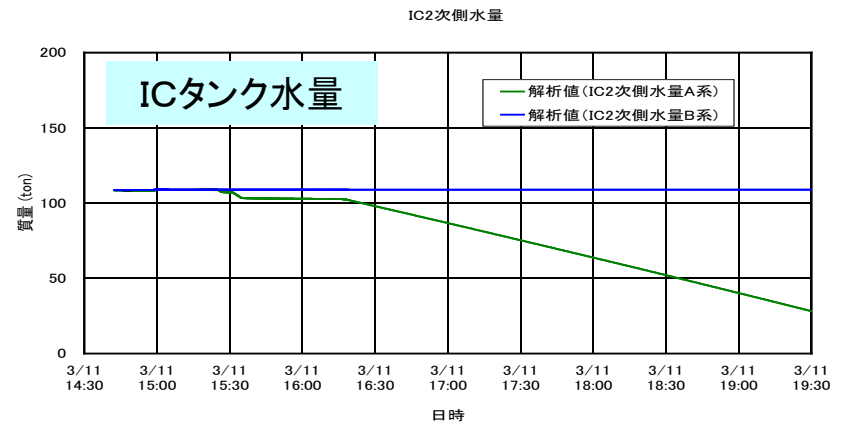
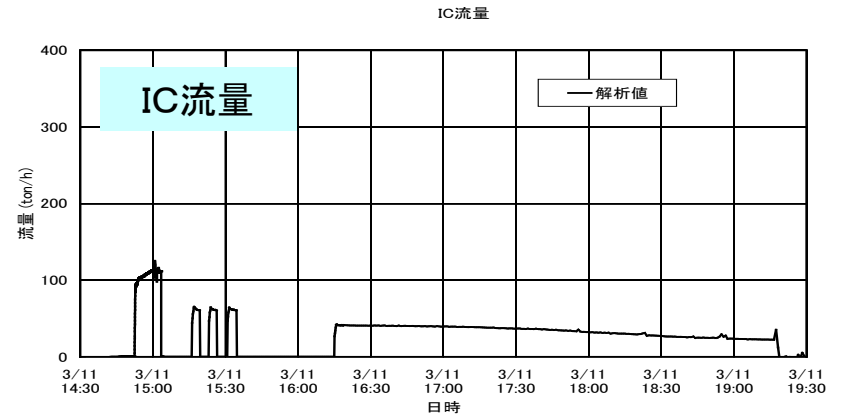
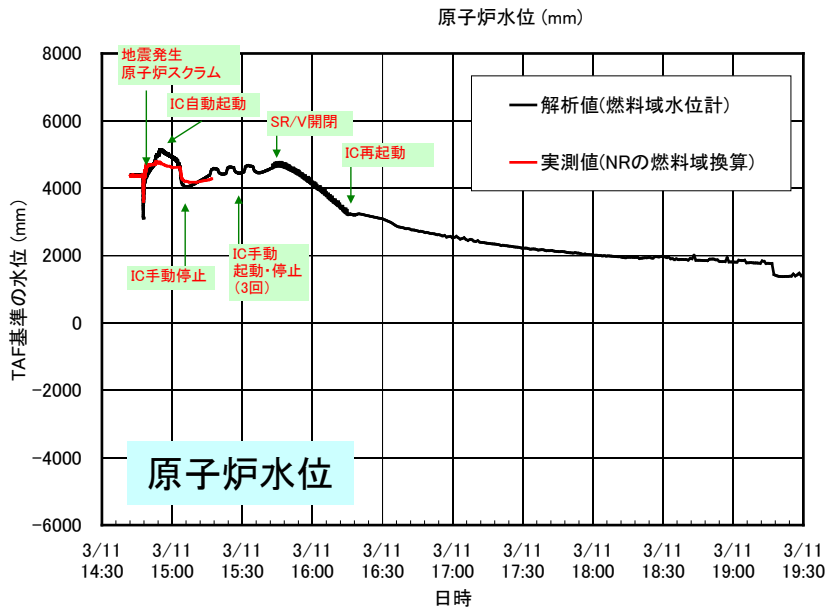
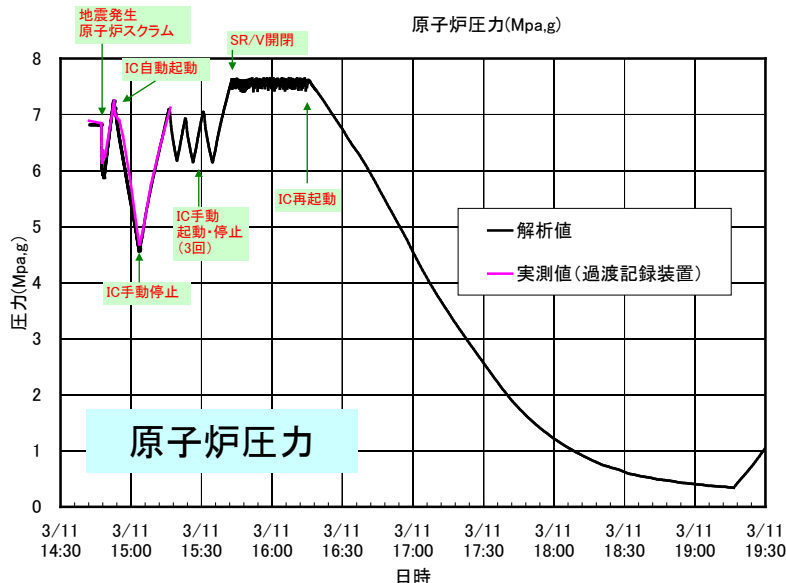
・ICの弁操作により、ICが再起動した(18:15と仮定)ケースを解析した。(時系列記録によれば、18:18頃にICの弁開操作が行われている。)この時点で、炉心は露出しているため、原子炉水位は回復することなく、炉心露出が継続している。

【2】ケース2B : IC再起動、炉心露出前(初期5時間)



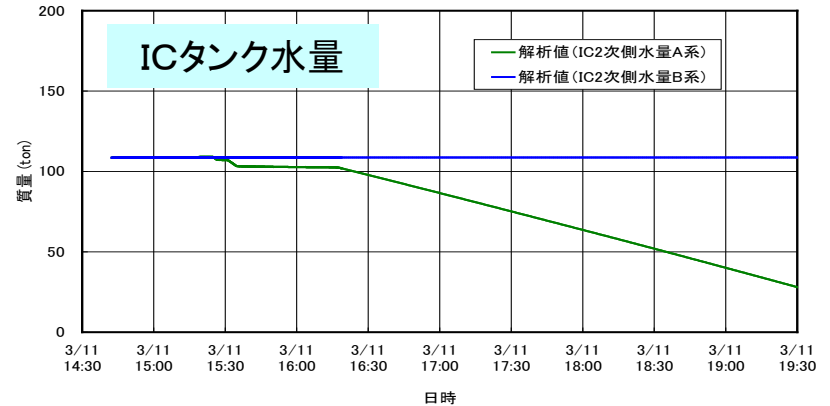
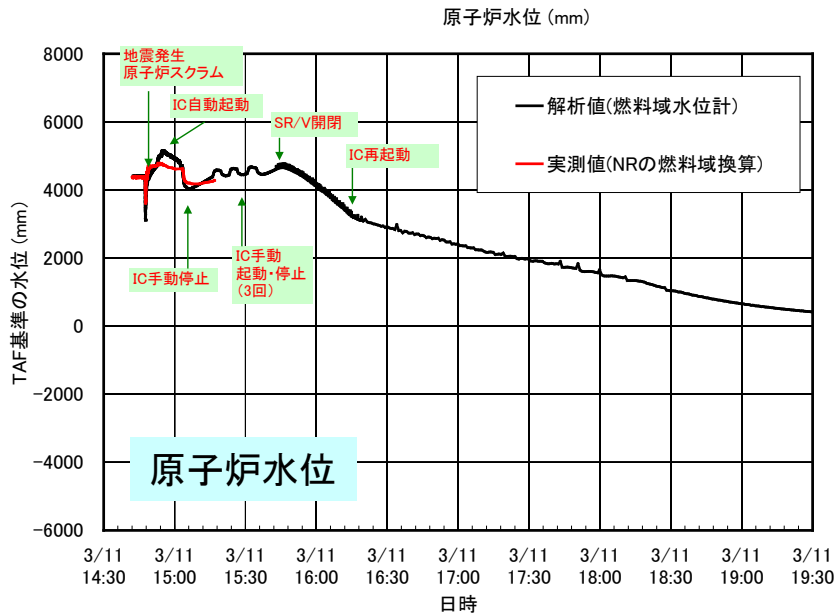
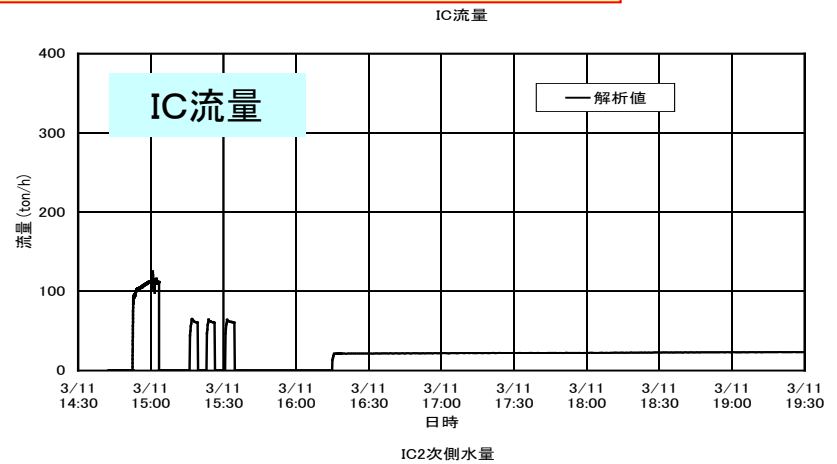
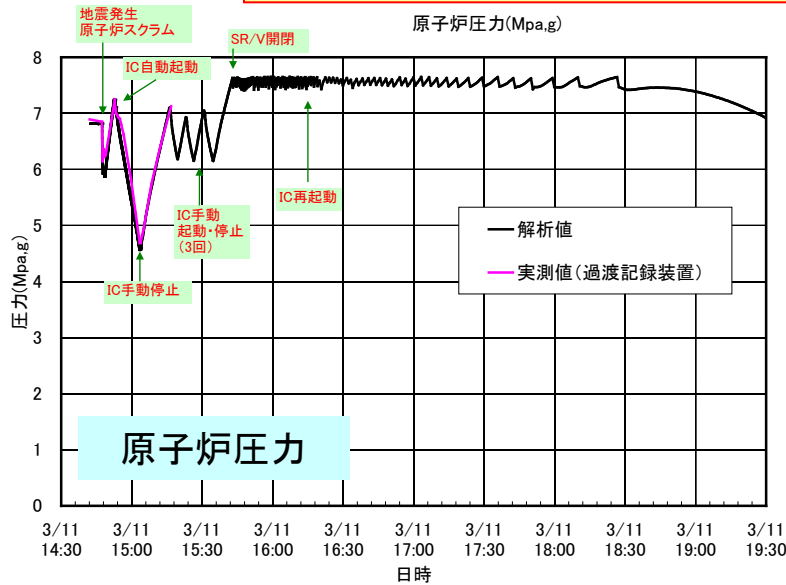
・ICの弁操作により、ICが再起動した(16:15と仮定)ケースを解析した。この時点で、炉心は露出していないため、原子炉水位は維持される。ただし、ICにより崩壊熱は除去されるが、ICタンクの水位は低下していくので、補給水が必要となる。

【3】ケース3A : IC再起動、50%開度(初期5時間)



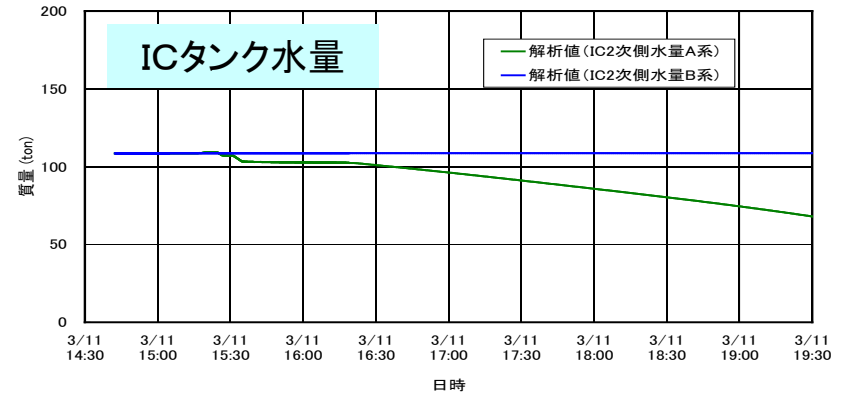
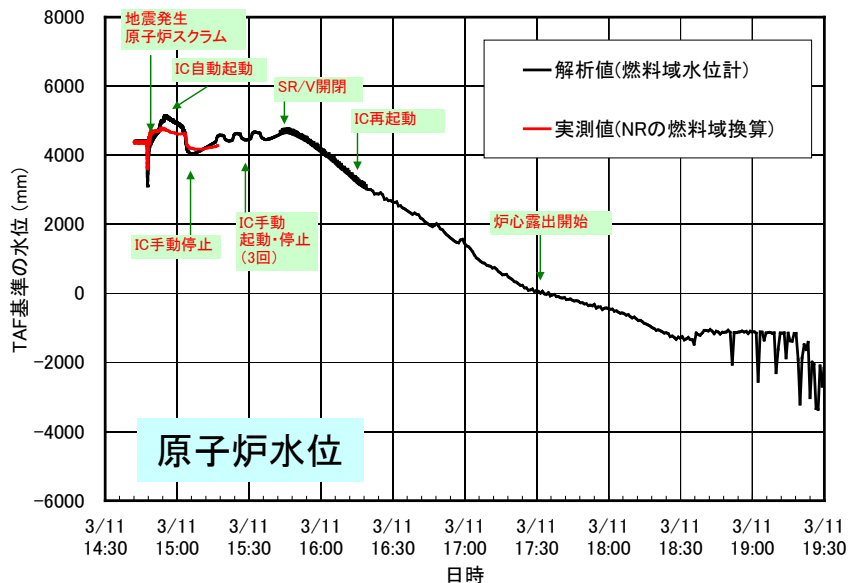
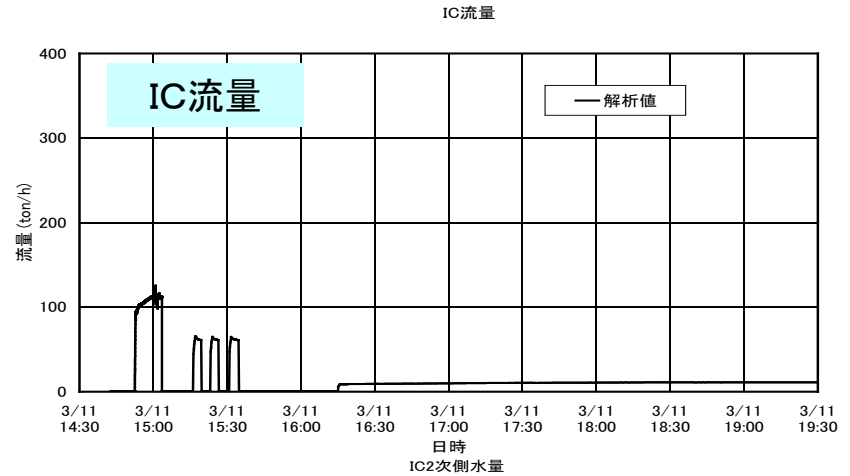
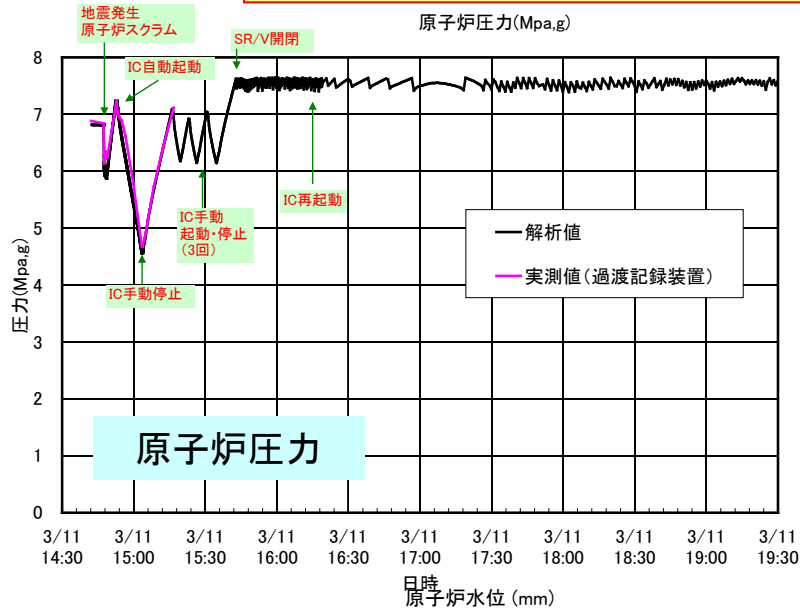
・ICの弁操作により、ICが再起動した(16:15と仮定)条件で、かつ、弁が全開で無い場合の解析を行った。弁開度を50%に絞り、ICの流量を60%程度とした。このIC流量でも崩壊熱は除去されるため、原子炉圧力は低下して、原子炉水位は維持される。

【3】ケース3B : IC再起動、25%開度(初期5時間)



・弁開度を25%に絞り、ICの流量を30%程度とした。このIC流量では、原子炉圧力は低下せず逃し安全弁の開閉が続く、原子炉水位は低下していく。崩壊熱が減衰し、ICの除熱量が勝る時間になると原子炉圧力は低下し、逃し安全弁は閉止する。水の流出が無くなるため、その後は原子炉水位は維持されることとなる。

【3】ケース3C : IC再起動、10%開度(初期5時間)



・弁開度を10%に絞り、ICの流量を10%程度とした。
 このIC流量では、原子炉圧力は低下せず逃し安全弁の開閉が続き、原子炉水位は低下していく。崩壊熱がICの除熱量より大きいため、逃し安全弁の開閉が続き、炉心露出に至ることとなる。

8. まとめ

- 福島第一原子力発電所1号機について、事故の初期事象を解析し、実測値(過渡記録装置データ及び記録計チャート)と比較することにより、非常用復水器(IC)作動時の原子炉挙動を検討した。
- IC作動時に原子炉圧力が急速に低下している点に関して、破損による漏えい等の可能性が議論されているため、漏えいを仮定した感度解析を行った。ここで仮定した漏えい面積 0.3cm^2 以下の場合には、原子炉圧力・原子炉水位の解析結果と実機データとに有意な差は無い。
- IC作動時の再循環ポンプ入口温度(A,B)挙動に関して検討した。解析コードの制約により詳細な模擬は出来ないが、B系に注入されたIC戻り水が、ダウンカマを介してA系へ流入しているものと推定される。
- 津波襲来以降、仮にICが継続運転された場合、あるいは再起動された場合の原子炉挙動について検討した。炉心露出以前にICが作動し、ICタンクへの補給水が可能な場合には、逃し安全弁の長時間の作動が回避され、原子炉水位が維持される。

【付録1】原子炉圧力急減に関するFTA

原子炉圧力急減に関するFTA

地震スクラム後のMSIV閉鎖による原子炉圧力の上昇は、IC作動による急速圧力低下により抑制されたとされている。IC作動の圧力低下はかなり大きいため、他の要因(漏洩等)も考えられ、議論が行われている。

この検討のため、次頁のFTAにより圧力低下に至る要因を抽出し検討した。IC以外に原子炉圧力低下に至る要因としては、

- (1) SRV等の作動
- (2) 漏洩・破断(液相、気相)
- (3) 一次系の急速冷却
- (4) 原子炉出力急減

が考えられるが、ここでは(3)(4)は考えにくいことから、(1)(2)について解析を行うこととした。

福島第一原子力発電所1号機 原子炉圧力急速低下に関するFTA

解析ケース

***** 評価結果 *****

(発生事象)

原子炉圧力急低下
(地震・MSIV閉による
圧力上昇後)

(破損無し)

IC性能の異常
(冷却過多)

他システム作動による
減圧

一次系からの漏洩
(破損有り)

冷却材圧力バウンダ
リ破損(気相)

冷却材圧力バウンダ
リ破損(液相)

一次系の異常な急速
冷却

給水流量急増
(ボイド凝縮)

ECCS等誤起動
(蒸気凝縮)

再循環ポンプ誤起動
(ボイド凝縮)

原子炉出力急減
(発生蒸気急減)

IC断続運転
(自動/手動)

熱交換性能急増

逃がし安全弁誤開放
(自動)

逃がし安全弁開放
(手動)

IC蒸気配管漏洩

RPV(蒸気相)漏洩

主蒸気管漏洩
(MSIV含む)

RPVに繋がる配管小
漏洩(小LOCA)

RPV(液相)小漏洩

IC戻り配管漏洩

(原子炉圧力挙動)

原子炉一次系、及びICの設計情報に基づく各種機器の特性を用いて、原子炉圧力急減が模擬できる

(地震による性能向上は考えにくい)

原子炉圧力は逃がし弁の開設定圧に達しておらず、開放しない。(但し過渡現象記録装置の記録無し)

逃がし弁開操作を想定して解析した結果、1弁あたり除熱容量がIC1基の容量よりも大きいため、圧力変化はIC作動の場合よりも大きい。また、圧力を一定範囲に保つため頻りに開閉する必要がある。しかしながら、このような圧力挙動は実機データでは見られていない。

気相部(IC蒸気配管)からの小漏洩を想定した解析では、ICでの熱交換量が減少するが、蒸気漏洩による除熱のため原子炉圧力の低下量は大きい。また、MSIV閉鎖後の圧力上昇は緩やかとなる。

RPV圧力への影響としては、漏洩蒸気と崩壊熱による発生蒸気のバランスで決まるので、下記の主蒸気管からの蒸気漏洩を想定した場合と同様の影響となる。

気相部(主蒸気管)からの漏洩を想定した解析では、原子炉圧力は漏洩開始後、漏洩が大きい場合はMSIV閉時の圧力上昇は緩やかとなる。

小漏洩(3cm2)を想定した解析では、崩壊熱による蒸気発生が十分なため、初期には原子炉圧力は殆ど低下しない。このためIC(またはSRV)の作動が必要となる。したがって、圧力挙動のみから小漏洩の有無は推定できない。

RPV液相部からの小漏洩では、漏洩量と崩壊熱による蒸気発生によりRPV圧力へ影響するので、上記の配管小漏洩(小LOCA)と同じ。

IC戻り配管からの小漏洩は、IC流量が増加するため一時的に熱交換量が大きくなり除熱が促進されること、及び、RPVからの蒸気も放出することになるので、原子炉圧力は大きく低下する。(気相部漏洩に近い応答となる)

外電喪失時点で給水ポンプは停止しており給水流量はゼロ。給水の急増は無い。給水増加によりボイド量が急激に減少したとは考えられない。

ECCS等の炉内への注水はない。したがって、ECCS注水により圧力が変動したとは考えられない。

再循環ポンプは停止しており、外電喪失時点で再循環ポンプ電源は無く、ポンプ起動は無い。

原子炉出力(APRM)は既にゼロ(崩壊熱のみ)であり更なる出力低下は無い。(更に蒸気発生量が急減して圧力が低下したとはいえない)

(原子炉水位挙動)

原子炉一次系及びICの設計情報に基づく各種機器の特性を用いて、原子炉水位挙動が模擬できる

(地震によるIC性能向上は考えにくい)

原子炉圧力は逃がし弁の開設定圧に達しておらず、開放しない。仮に逃がし弁が開放すれば、これに伴い原子炉水位は鋸歯状の応答を示すはずであるが、実機データでは見られていない。

逃がし弁開手動操作を想定した解析では、逃がし弁開放に伴い原子炉水位は徐々に低下する。しかしながら、実機データではこの傾向は見られない。

気相部(IC蒸気配管)からの小漏洩を想定した解析では、RPVのインベントリ量は徐々に流出することになるので、原子炉水位は除所に低下する。(下記の主蒸気管漏洩とほぼ同じ影響)

RPVインベントリへの影響としては、給水量(電源喪失以降は無し)と漏洩蒸気量で決まるので、下記の主蒸気管からの蒸気漏洩を想定した場合と同様の影響となる。

気相部(主蒸気管)からの漏洩を想定した解析では、原子炉水位は漏洩開始後、継続的に低下していく。一方、実機挙動では、SRV開放まで水位低下は見られていない。

小漏洩(3cm2)を想定した解析では、原子炉水位は徐々に低下していく。また、0.3cm2漏洩の場合も、原子炉水位低下が見られる。しかしながら、実機データでは、SRV作動前は原子炉水位の低下は見られない。

RPV液相部からの小漏洩では、RPV冷却材インベントリへの影響としては上記と同じである。したがって、水位低下も同様となるものと考えられる。

IC戻り配管からの小漏洩は、RPVからの蒸気を放出することになるので、インベントリの減少により原子炉水位は徐々に低下する。

外電喪失時点で給水ポンプは停止しており給水流量はゼロ。給水の急増は無い。給水増加により、ボイド変化、RPVインベントリが急激に変化したとは考えられない。

ECCS等の炉内への注水はない。(注水があれば原子炉水位の上昇として現れるはず)

再循環ポンプは停止しており、外電喪失時点で再循環ポンプ電源は無く、ポンプ起動は無い。

原子炉出力(APRM)は既にゼロ(崩壊熱のみ)であり更なる出力低下は無い。(更に出力低下して、炉内ボイド量が変化(水位が変化)したとはいえない)

【付録2】原子炉圧力急減に関する感度解析

原子炉圧力急減に関する感度解析

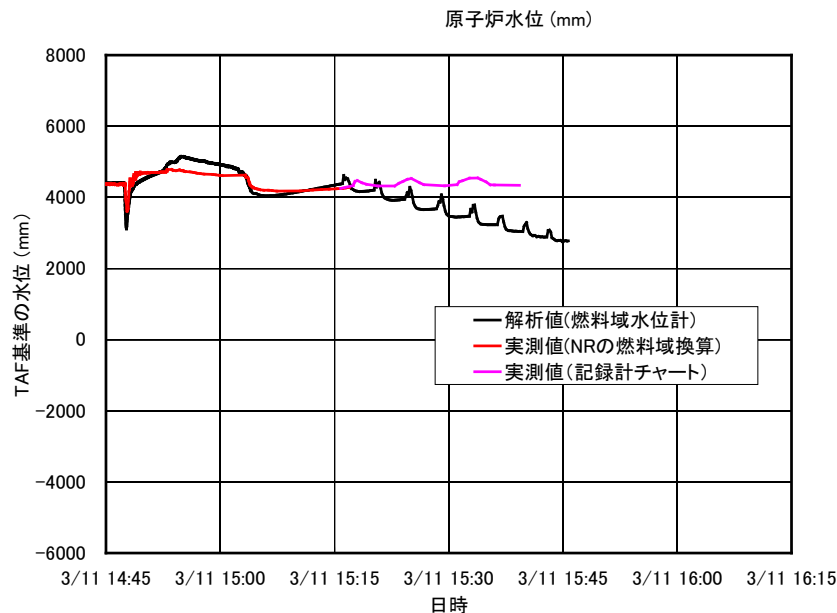
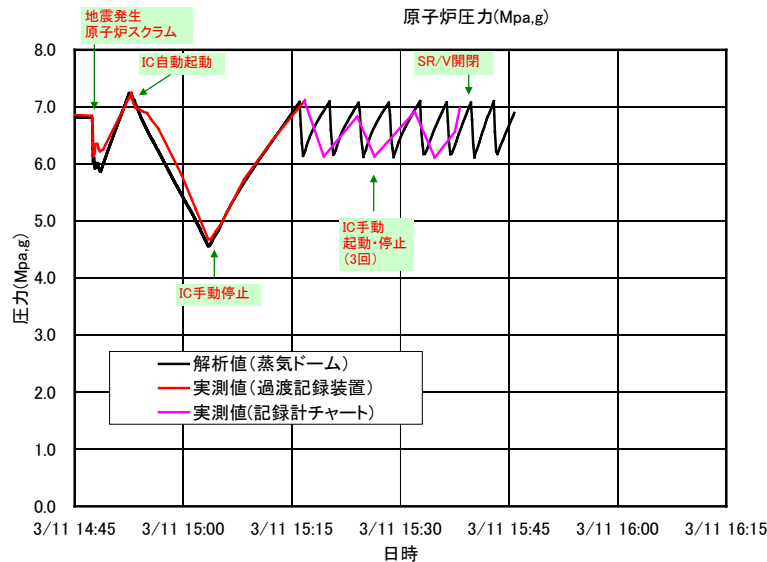
炉圧急速低下の要因(付録1参照)のなかで、可能性が考えられる以下の解析を実施した。

(1) 圧力抑制として、ICではなくSRVが作動した場合について、原子炉圧力、原子炉水位への影響を評価した。

(2) 炉内インベントリの変化の観点から主蒸気漏えい(気相)、再循環配管漏えい(液相)について、原子炉圧力、原子炉水位への影響を評価した。

また、今回の注目機器であるICの入口蒸気配管、戻り水配管からの漏えいについても評価した。

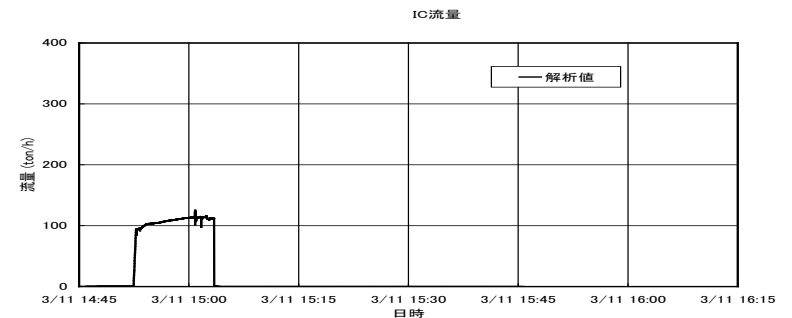
(1) 逃し弁による圧力調整操作の解析



・IC(1台)の手動起動・停止操作が3回行われたとされているが、この圧力調整操作が、逃し安全弁で行われたとした場合の解析を行った。

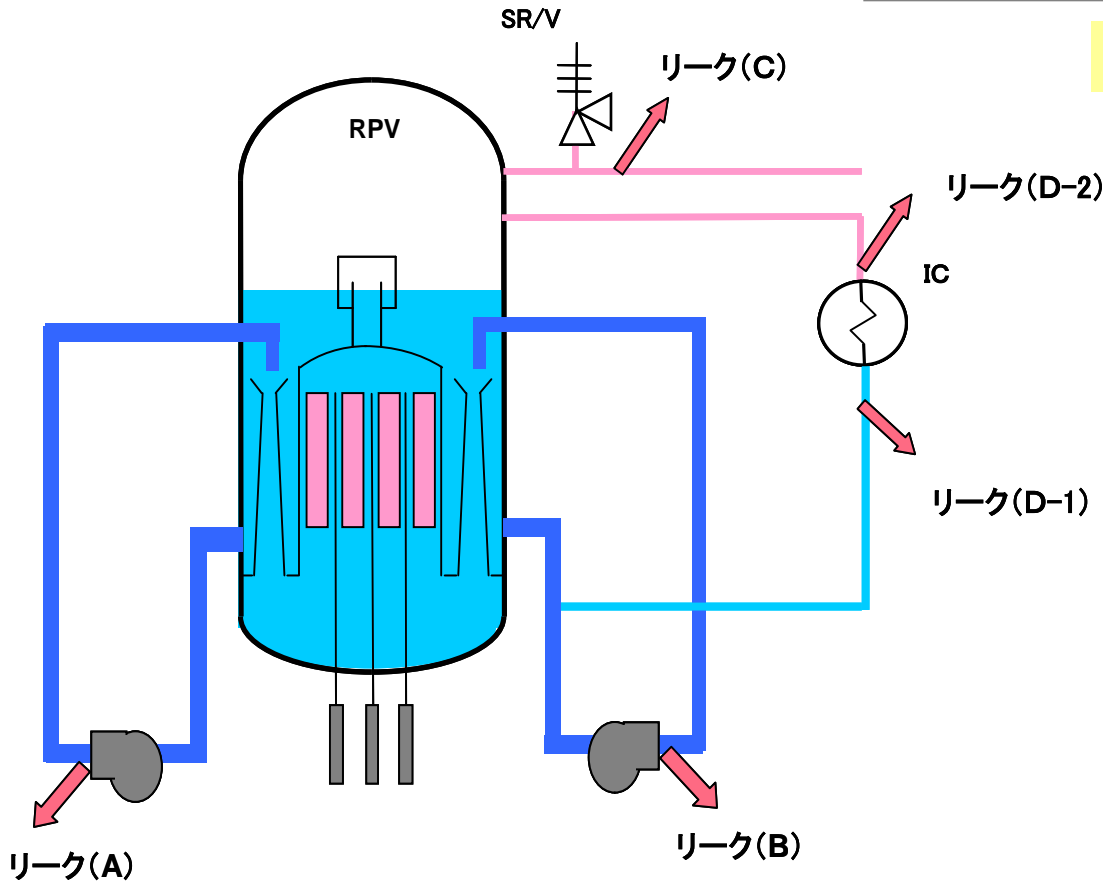
・逃し安全弁1弁の方が、IC1台の蒸気流量より大きいので、圧力変化は大きくなる。このため圧力を一定範囲に保つため頻繁に開閉する必要がある。また、水位がこれにより、低下していく。

・しかしながら、このような圧力・水位挙動は実機データでは見られていないことから、逃し弁が操作された可能性は、小さいものと考えられる。



(2) 漏えい解析

漏洩箇所の想定



・申請書記載の中小破断事故(破断面積74cm²)や大破断事故(破断面積0.28m²)の場合は、水位が数十秒の短時間で炉心露出まで低下している。今回の事象初期に漏えいが発生したとしても、極小の漏えい面積と考えられる。直径2cm程度の配管破断に相当するリーク面積(3cm²)の場合を中心に解析を行った。

解析ケース

漏えい箇所	漏えい面積(cm ²)	ケース名
再循環ライン、IC非接続側(A)	0.1	A-1
	0.3	A-2
	3	A-3
再循環ライン、IC接続側(B)	0.3	B-1
	3	B-2
蒸気相(主蒸気ライン)	0.1	C-1
	0.3	C-2
	3	C-3
IC戻り水配管(液相)	3	D-1
IC配管(蒸気相)	3	D-2

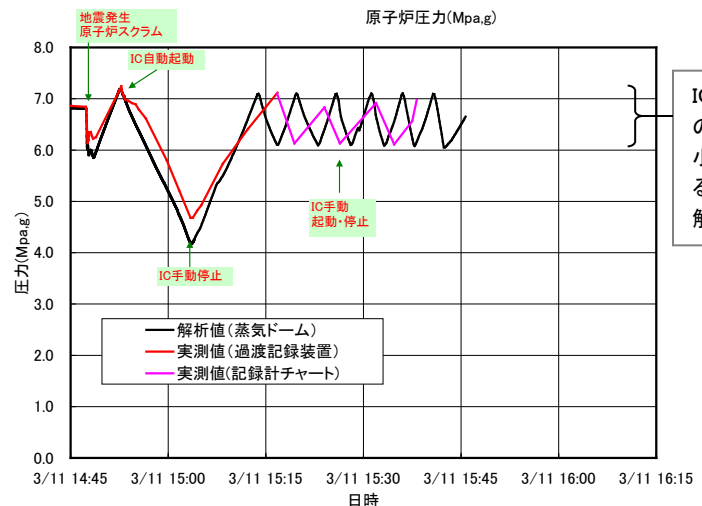
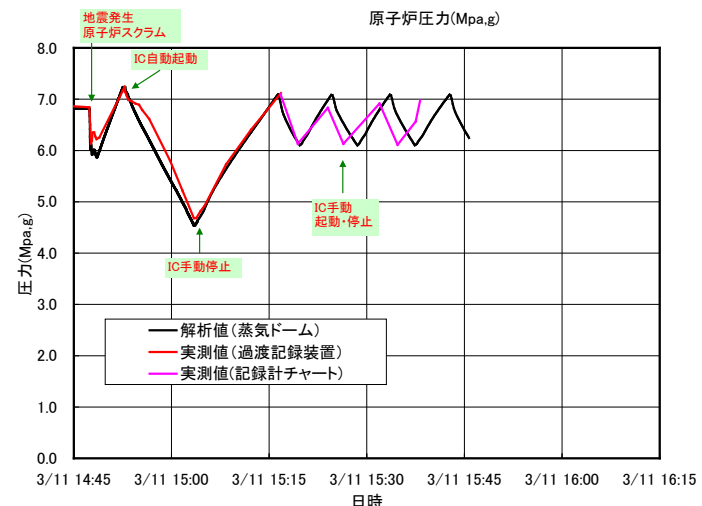
A-1、C-1の図は、A-2、C-2の図とほぼ類似であり、本文中に示したので、以下では省略した。

① 再循環ライン漏えい、IC非接続側(A)

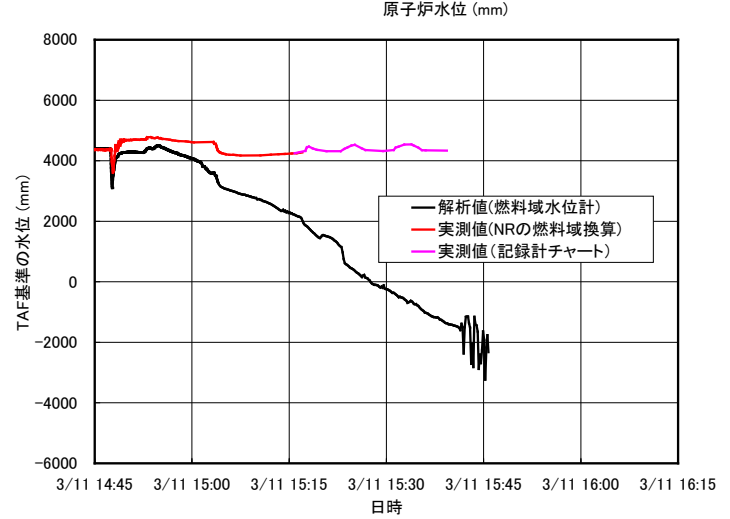
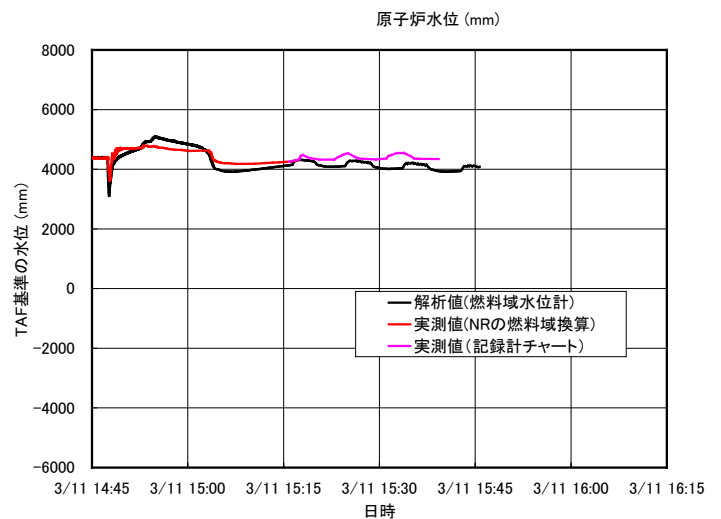
・漏えいが発生するとインベントリーが失われていくので、次第に圧の上昇速度は大きくなる。(同じ崩壊熱に対して、水が少ないため。) 水位は、実測値と次第に乖離していく。

A-2 漏えい面積 0.3cm²

A-3 漏えい面積 3cm²



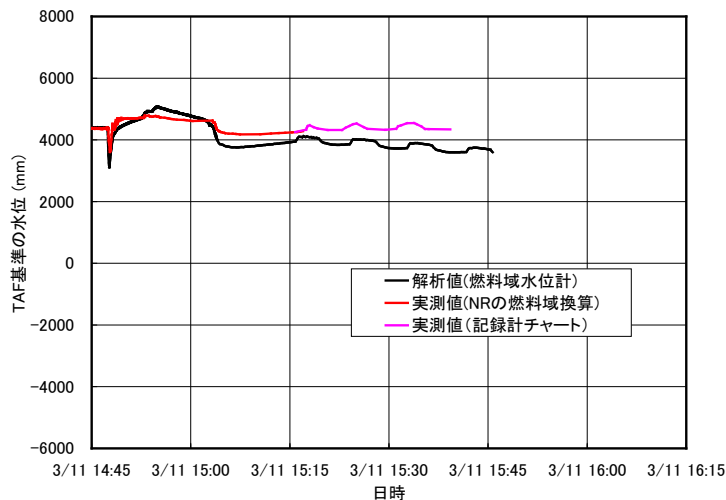
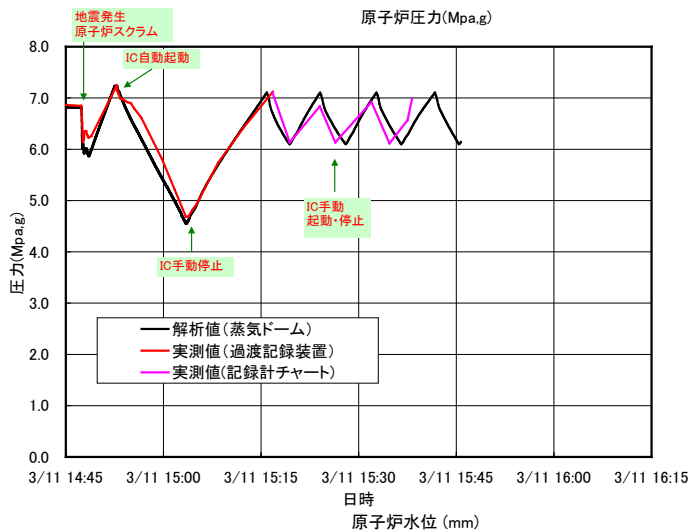
ICの手動操作は、実際の圧力データの最大最小の幅の中で、操作するとして解析した。他の解析も同様。



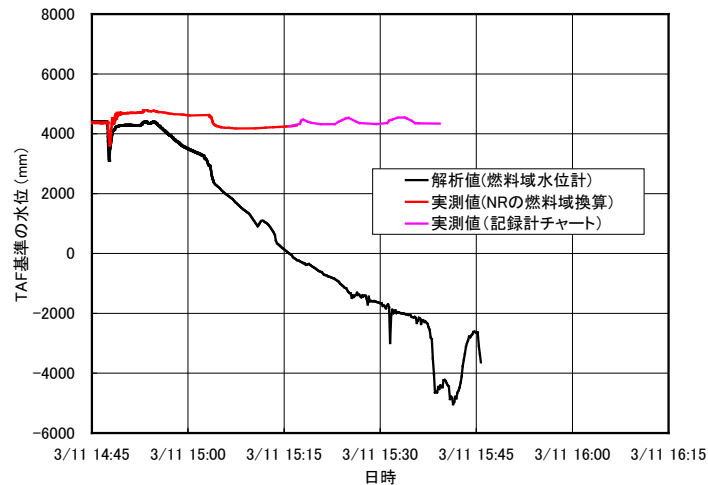
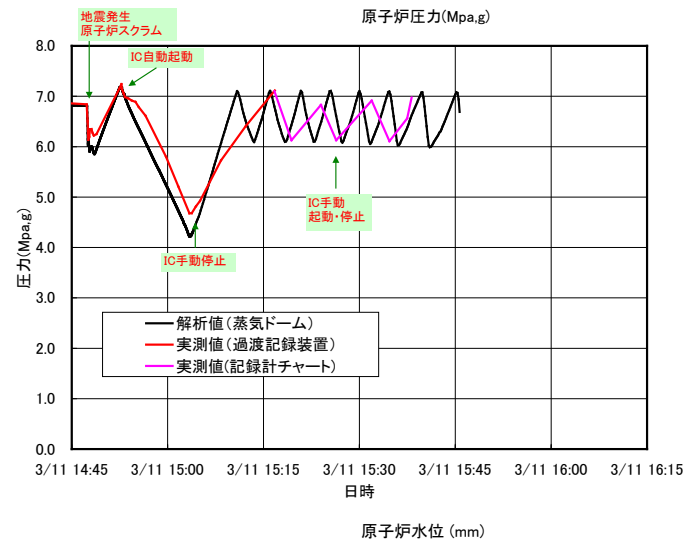
② 再循環ライン漏えい、IC接続側(B)

・IC接続側の漏えいの方が、漏えい水のエンタルピー小さい(冷たい)ために、臨界流量は大きくなり、水位の低下速度は、やや大きくなる。

B-1 漏えい面積 0.3cm²



B-2 漏えい面積 3cm²

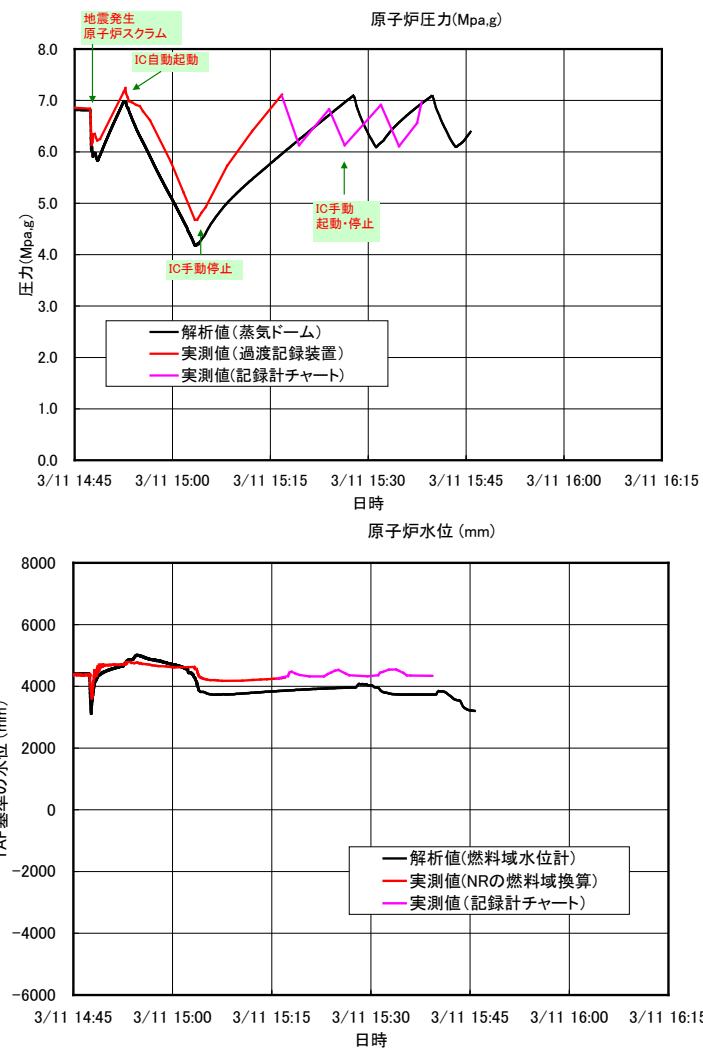
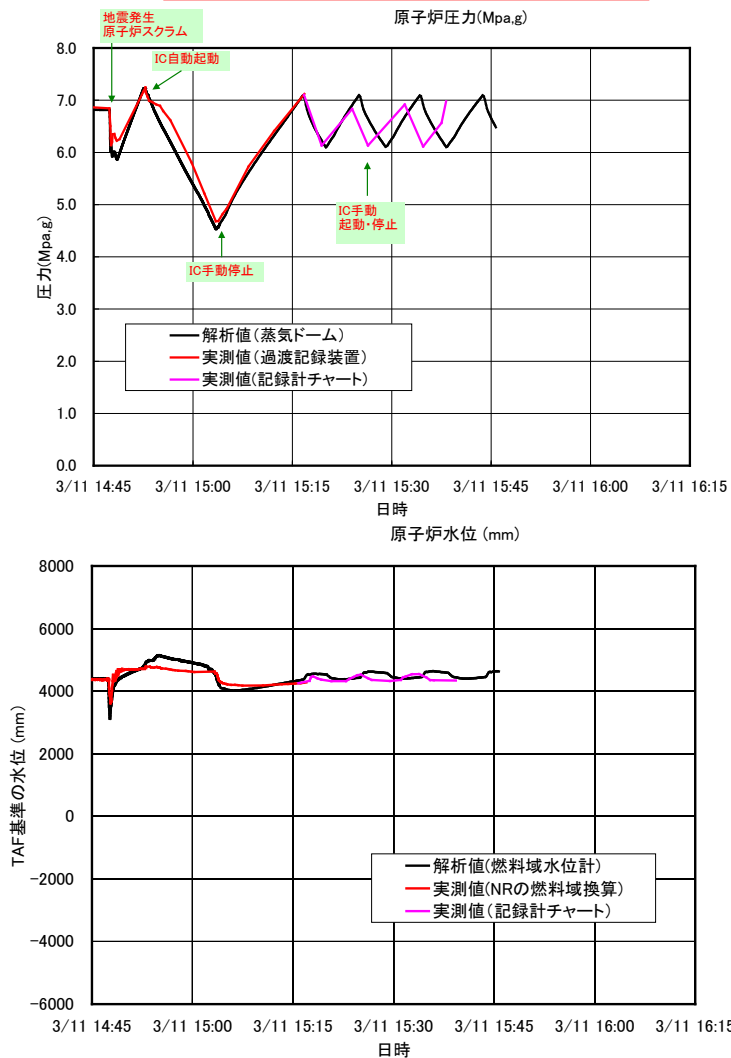


③ 蒸気相漏えい(主蒸気ライン)

・蒸気相の漏えいの場合、圧力の低下が大きい。圧力の上昇速度も小さくなる。

C-2 漏えい面積 0.3cm²

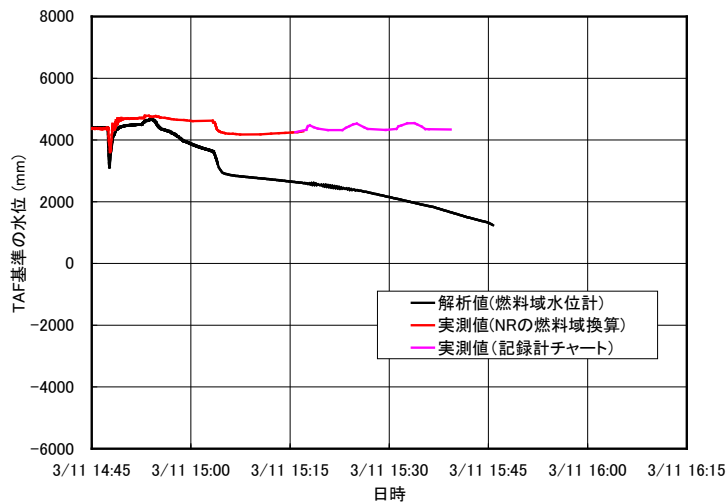
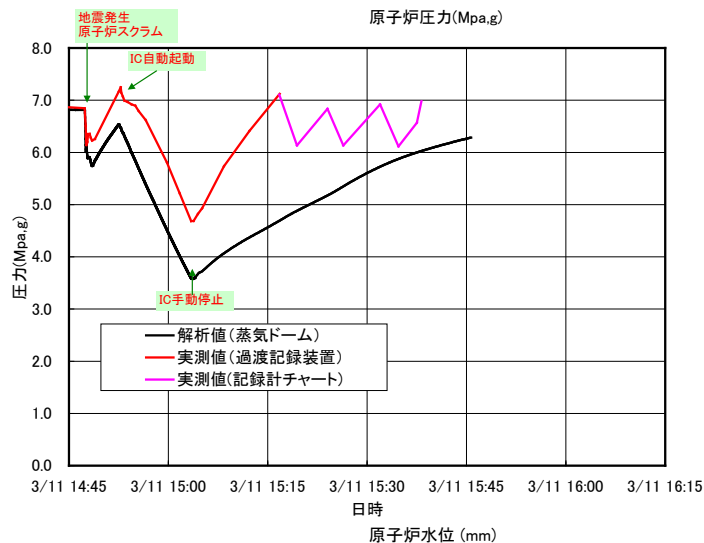
C-3 漏えい面積 3cm²



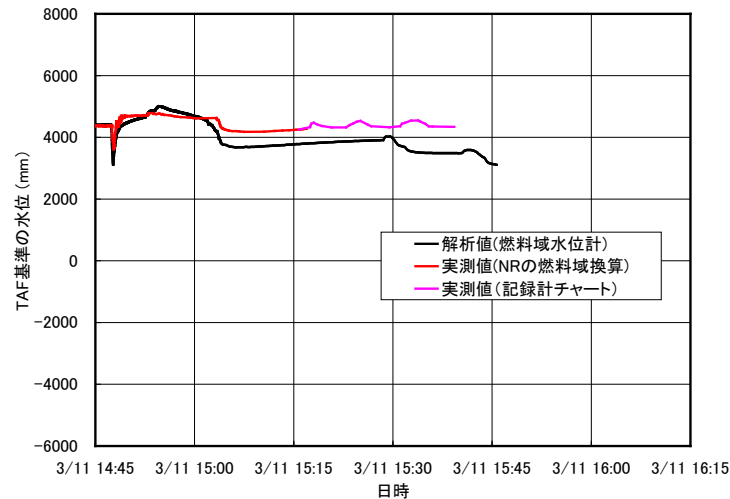
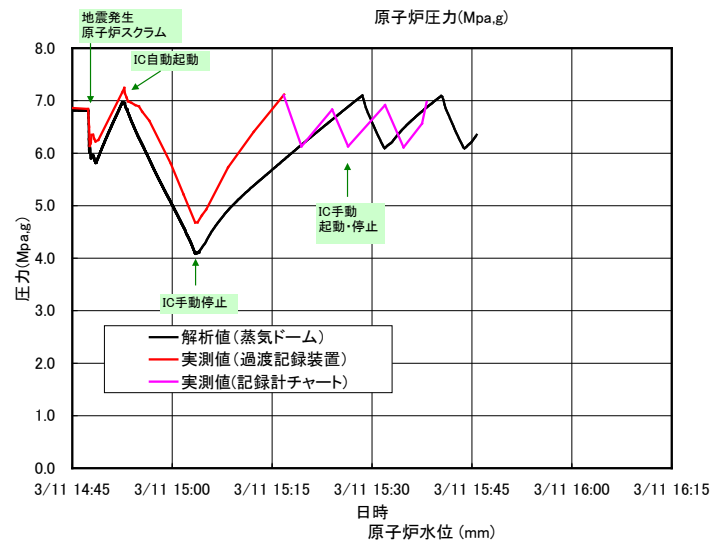
④ IC配管漏えい

・液相漏えいの場合は、ICでの蒸気の凝縮量が増え、圧力の低下は大きくなる。蒸気相の漏えいの場合は、主蒸気ラインの蒸気漏えいと同様である。

D-1 液相、漏えい面積 3cm²



D-2 蒸気相、漏えい面積 3cm²



【付録3】IC蒸気流量の検討

- (1) IC蒸気流量の検討
- (2) IC戻り水温度の検討
- (3) 伝熱管汚れ度の感度解析

(1) IC蒸気流量の検討

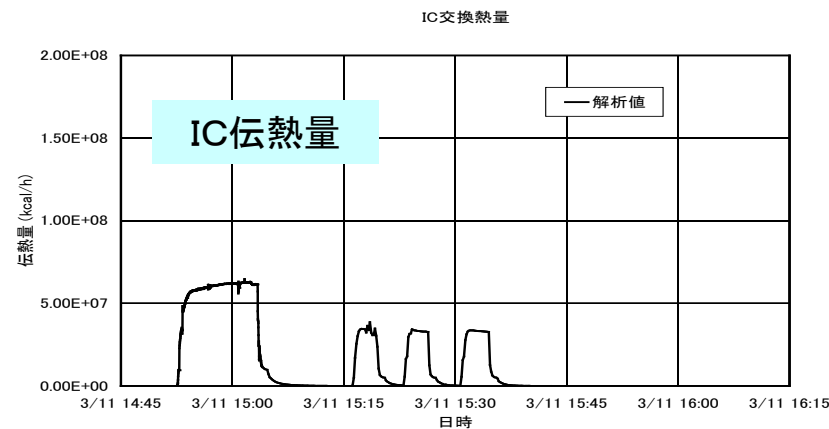
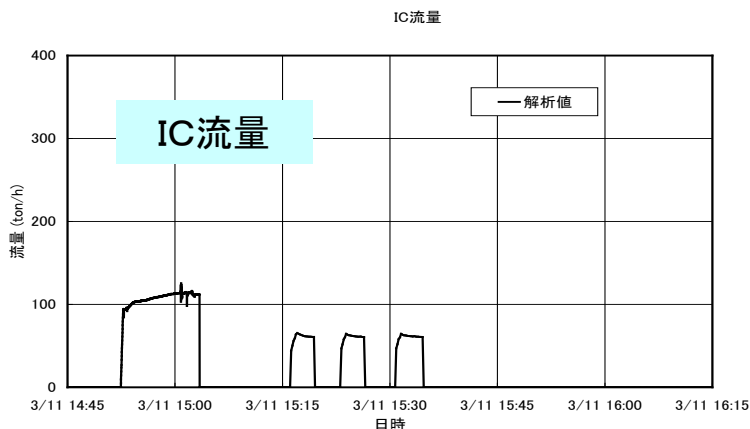
・申請書では、ICの蒸気流量は100.6t/hと記載されているが、解析値は下図のように、2台作動時に110t/h程度、1台作動時に60t/h程度と申請書記載値と異なっている。

・この原因は、実機と設計計算の条件との違いによるものと考えられ、これについて検討した。

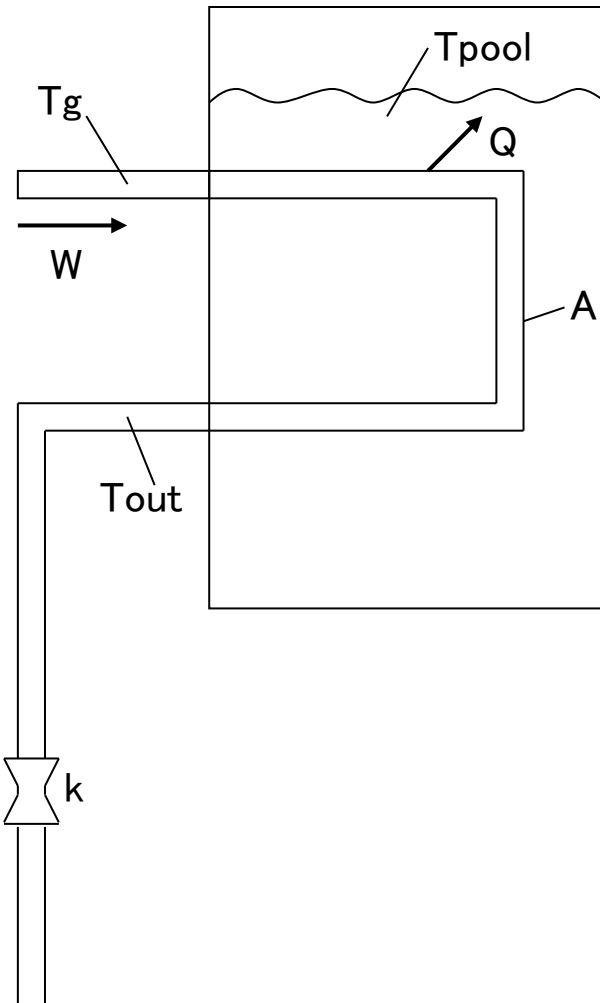
非常用復水器(IC)の仕様

型式	タンク型
基数	2
蒸気流量	100.6 t/h
蒸気温度	286 °C
復水出口圧力	70.3 kg/cm ² g
復水出口温度	286 °C
伝熱容量	36.2 × 10 ⁶ kcal/h
タンク有効保有水量	106 m ³

(設置許可申請書に記載の数値)



$$Q = W (H_g - H_{out})$$



ICの熱バランス

- ICでの除熱量を Q 、流量を W 、流入蒸気のエンタルピーを H_g 、出口水のエンタルピーを H_{out} とすると、

$$Q = W (H_g - H_{out})$$

が成立する。

設計計算の条件

- 申請書には、 $W=100.6\text{t/h}$ の蒸気流量が記載されている。

設計では、 $70.3\text{kg/cm}^2\text{g}$ の圧力、 $Q=36.2 \times 10^6\text{kcal/h}$ の除熱量の下で、飽和蒸気が飽和水となる ($H_{out} = H_f$) 条件としていると推定される。

この場合、流量については、

$$W = Q / (H_g - H_f) \quad \text{となるが、}$$

$Q=36.2 \times 10^6\text{kcal/h}$ 、 $H_g=662\text{kcal/kg}$ 、 $H_f=302\text{kcal/kg}$ を入力し、 $W=100.6\text{t/h}$ となることが確認できる。

設計の条件

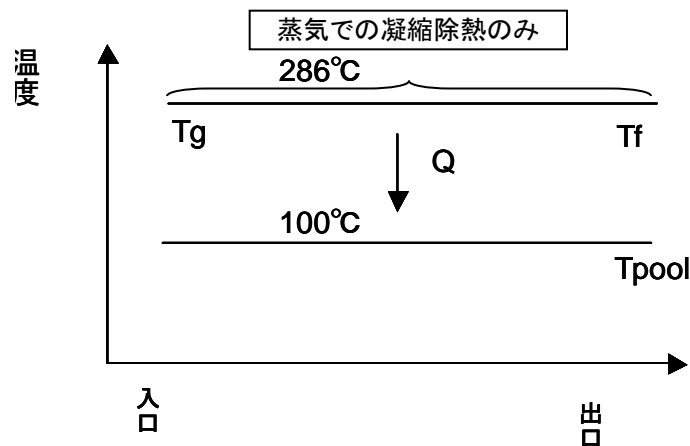
- ・2台ICの除熱量は崩壊熱の約6%

$Q=36.2 \times 10^6 \text{kcal/h}$ は、定格出力1380MWtの約3%の除熱容量(2台で約6%)となる。

- ・蒸気相での除熱

ICは、飽和蒸気が出口で飽和水となる条件で、必要伝熱面積を求め、この面積に余裕を加えて設計していると推定される。

設計計算の条件



実機の条件

- ・IC起動時の崩壊熱は約2%

ICが2台起動したときの崩壊熱レベルは、約2%であり、設計の条件の約6%(2台)と異なっている。

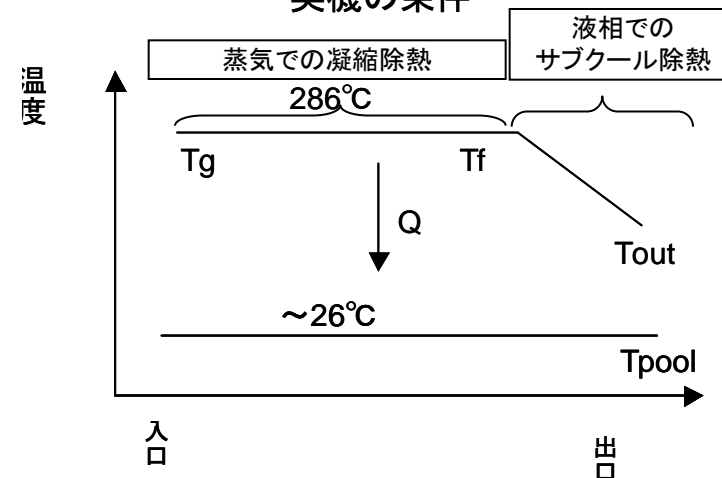
- ・蒸気相及び液相での除熱

- ①崩壊熱レベル(2%)はICの設計条件(6%)に比べて低かった。
- ②実機のICでは、伝熱面積は設計より余裕を持って製作されている。
- ③実機の2次側プールの温度は、設計の100°Cではなく26°Cである。



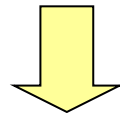
実機では、蒸気を飽和水まで凝縮し、さらに液相でも除熱し、その結果出口はサブクール水となったと考えられる。

実機の条件



設計計算と実機の条件の違い

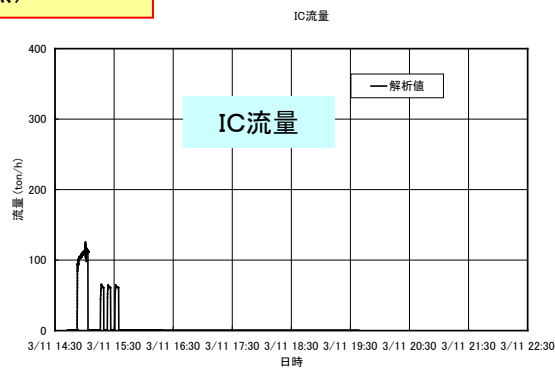
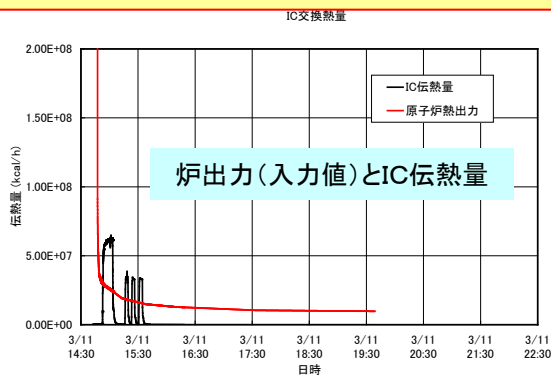
- 設計: 2系統で崩壊熱の6%を除熱
今回のIC起動時: 崩壊熱は2%
→ 作動条件が異なっている
- 設計: 蒸気はIC伝熱管内で凝縮され出口は飽和温度(蒸気での凝縮除熱のみ)
今回のIC起動時: 蒸気凝縮後さらに液相が除熱され出口温度はサブクール水となる
→ 除熱状態が異なっている



設計条件を再現するため、

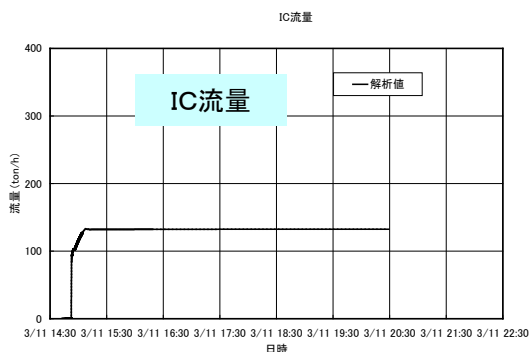
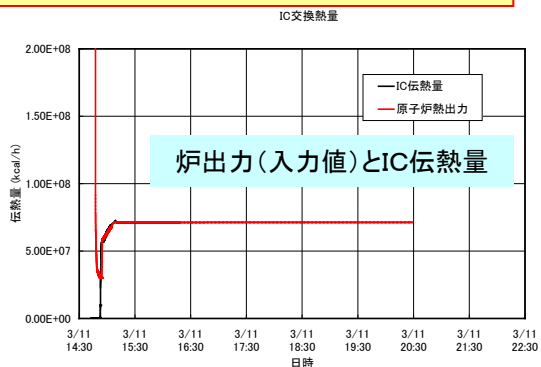
- IC2台起動時に崩壊熱を6%に増加させ、作動条件を設計条件に近づける。
- 設計の条件(蒸気凝縮のみ)となるように、伝熱面積を設定し、除熱状態を合わせる。
の二段階の解析を行い、ICの蒸気流量に関して、解析値と申請書記載値との差を説明できるか検討した。

(1) 再現解析 (崩壊熱2%、蒸気凝縮+サブクール除熱)



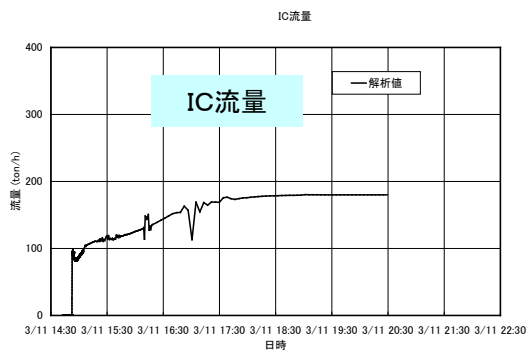
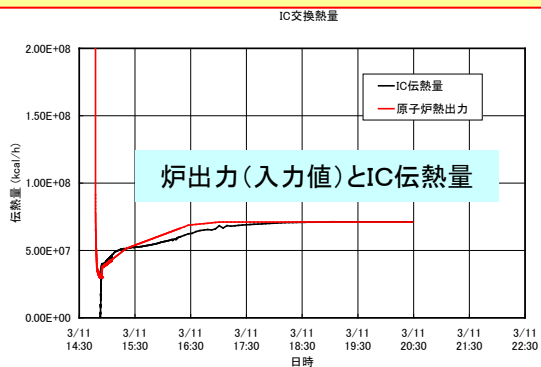
・ICが2台作動する時点で、崩壊熱は、約2%となっており、IC蒸気流量は、120t/h程度となっている。

(2) IC2台起動時に崩壊熱を6%に変更



・崩壊熱を6%とした場合、ICの除熱量もそれに相応して増加し、IC蒸気流量は、140t/h程度となる。

(3) 蒸気での凝縮除熱のみの伝熱現象に変更

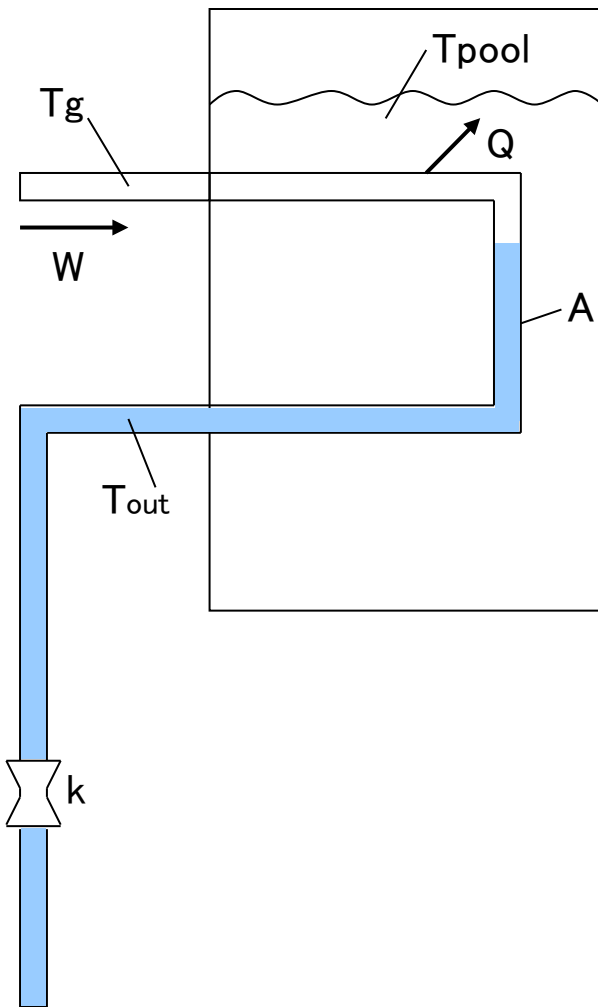


・蒸気凝縮のみの除熱としたことで、崩壊熱はすべて蒸気で凝縮除熱され、(2)のケースに比べて蒸気流量が増え、180t/h程度となり、申請書記載値(1台で100.6t/h)の2倍(2台分)に近づいた。

再現解析では、崩壊熱が低かったことと、伝熱面積に余裕があったため、IC出口はサブクール水となり、炉心からの蒸気発生量は減少するため、IC蒸気流量が低下していると考えられる。

(2) IC戻り水温度の検討

$$W = Q / (H_g - H_{out})$$



●ICでの除熱量Qは、蒸気相での凝縮除熱($W H_{fg}$)と、サブクール除熱($W \Delta H$)となる。

$$Q = W H_{fg} + W \Delta H$$

●IC戻り水温度の計測値(*)があるため、同戻り水温度と比較することにより、サブクール除熱を介して流量の予測精度が評価できる。

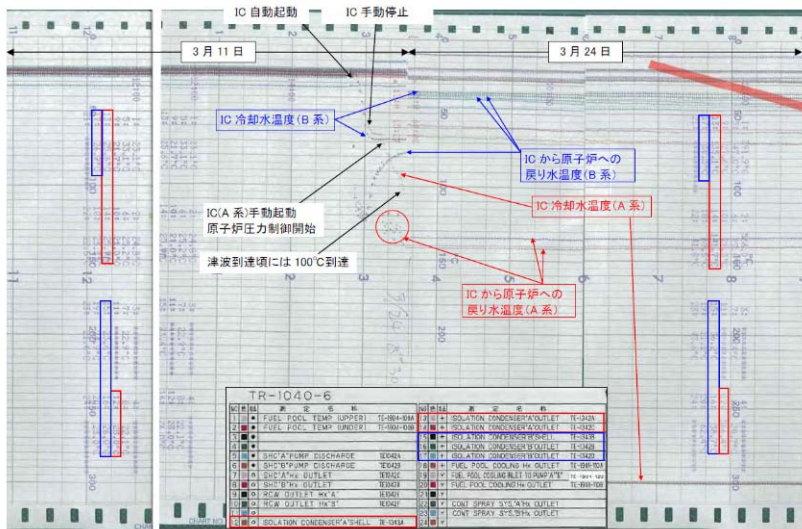
(計測値の戻り水温度より ΔH を求め、 W の解析精度を推定することができる。)

$$W = Q / (H_{fg} + \Delta H)$$

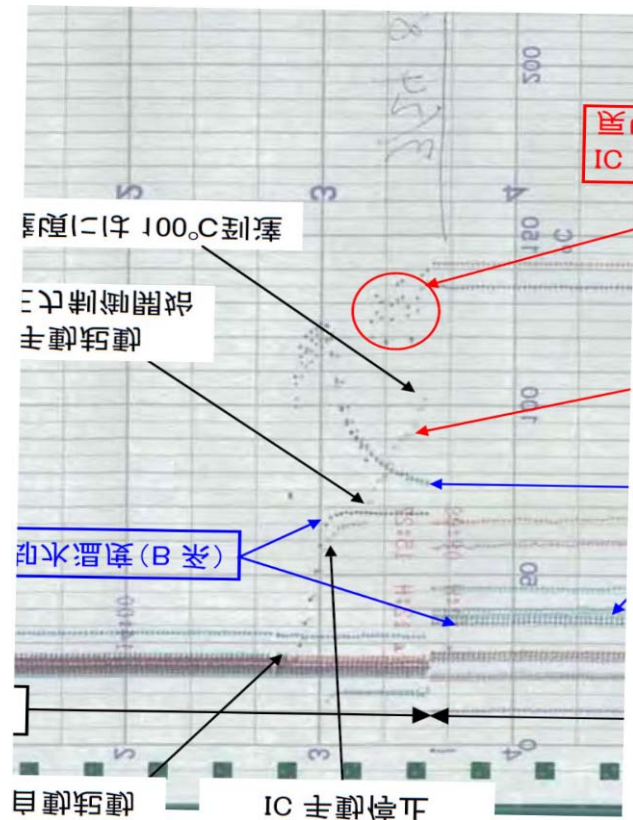
ただし、 H_{fg} : 気化潜熱、 ΔH : サブクール度、 W : IC流量、 Q : IC除熱量、 T_g : 蒸気温度、 T_{pool} : ICプール水温度、 T_{out} : 戻り水温度、 A : 伝熱面積を示す。

IC戻り水温度の計測値

チャートの温度データ



拡大図

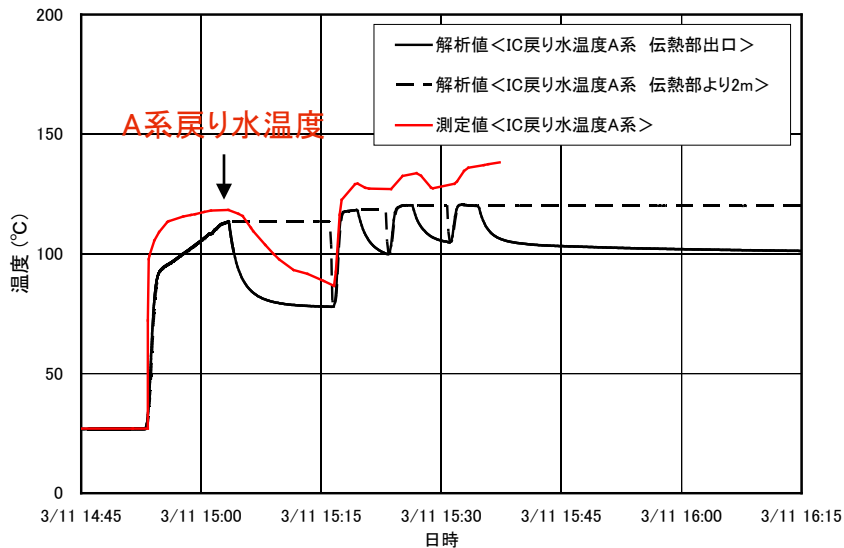


温度高
↑
時間 →

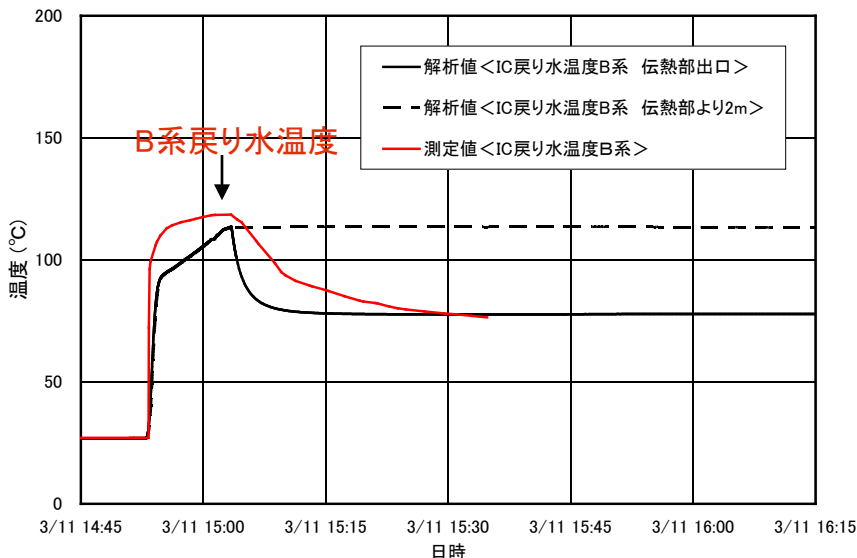
・事故時の戻り水の温度に関しては、ICの出口部近くに設置されている温度計データが、チャートに記録されている(*)。図にこれを示す。この図からデータ点を読み取り、解析と比較している。データ点はばらついており、戻り水温度の測定値には±5°C程度の幅がある。

(*) 出典: 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書(中間報告書), 添付10-5”, 平成23年12月2日.

IC戻り水温度の計測値と解析値の比較

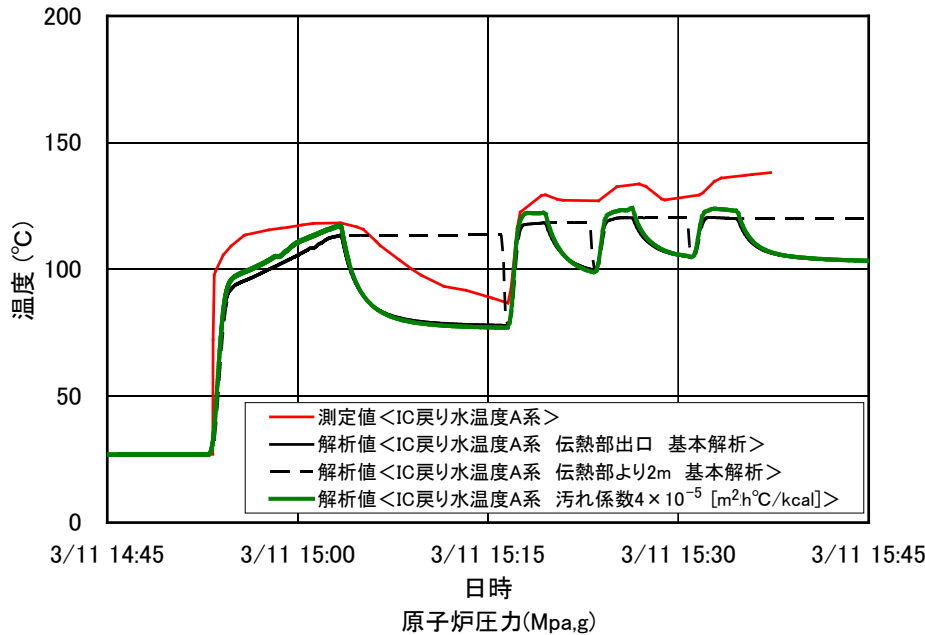


- ・解析は一点で温度を代表するため、IC出口での温度を実線で、出口から2m下流での温度を破線で示す。
- ・赤線の実測値に±5°C程度のデータのばらつきが有るので、ICの作動時の戻り水温度の解析は実測値と良く合っていると考えられる。
- ・従って、蒸気流量(自然循環流量)に関しても適切に模擬されているものと考えられる。

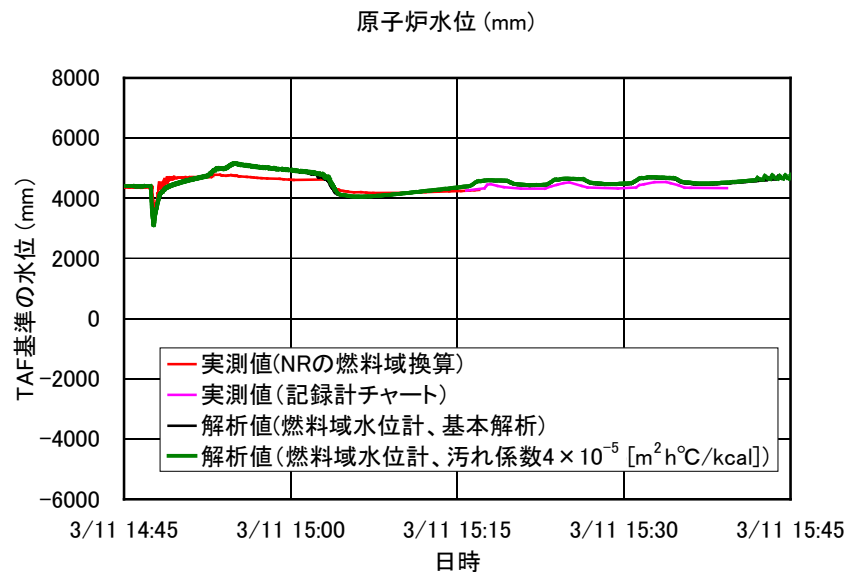
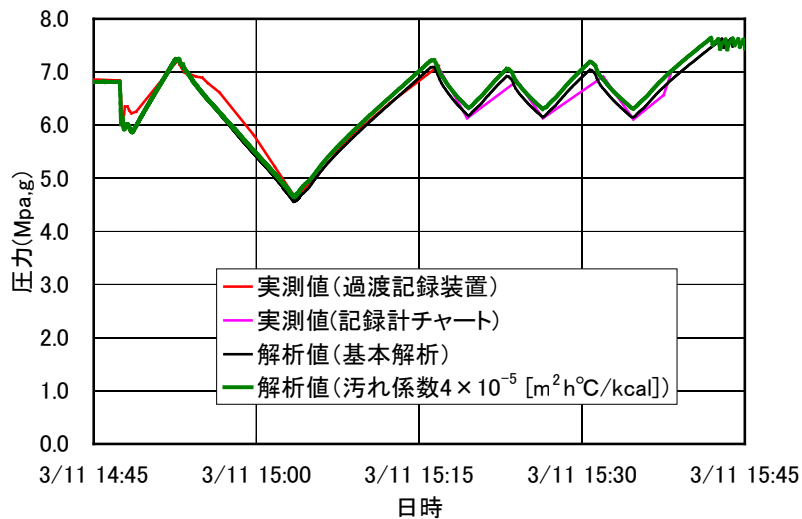


- ・B系のICは後半停止した。IC出口上部からの熱対流によりIC側から冷水が流れ込み、温度が徐々に低下していくものと考えられる。

(3) 伝熱管汚れ度の感度解析



- ・IC伝熱管における熱伝達は、表面状態によっても変動し、基本解析(黒色)では表面がきれいな状態を仮定しているが、ここでは、仮に伝熱管表面の汚れ係数が大きくなった状態を想定して解析した(緑色)。
- ・本解析(緑色)は、基本解析(黒色)に比べて、実機の戻り水温度(赤色)に近づく傾向があった。
- ・以上の解析から、基本解析の戻り水温度はやや低い可能性があるが、実機の汚れ係数は正確には分からないため、汚れは考慮せずに評価した。



原子力発電所の外部電源に係る 状況について

平成23年 10月24日
原子力安全・保安院

4. 参考

①送変電設備及び開閉所における現行の耐震基準

(1)送電設備

○鉄塔の耐震設計値については、法令上具体的な規定はないが、鉄塔の強度については、電気設備に関する技術基準を定める省令において、風速40m/sの風圧荷重に耐えるよう求めており、平成7年の電気設備防災検討会(資源エネルギー庁長官の私的検討会)において、この基準で設計された鉄塔は兵庫県南部地震の地震動(最大加速度818gal)に耐えることが確認されている。

(2)変電設備

○変電所における電気設備の耐震設計値については、法令上具体的な規定はないが、日本電気技術規格委員会 電気技術指針 JEAG 5003「変電所等における電気設備の耐震設計指針」において、下表のとおり機器耐震設計地震力を規定。

がいし形機器・アルミパイプ母線・変圧器ブッシングの設計地震力

項目	がいし形機器及びアルミパイプ母線	変圧器ブッシング
機器設計地震力	機器の架台下端に対し、共振正弦3波3m/s ²	ブッシングポケット下端に対し、共振正弦3波5m/s ²

※. がいし形機器及び変圧器ブッシングについては1980年、アルミパイプ母線については1999年に上表の基準を規定。

(3)開閉所設備

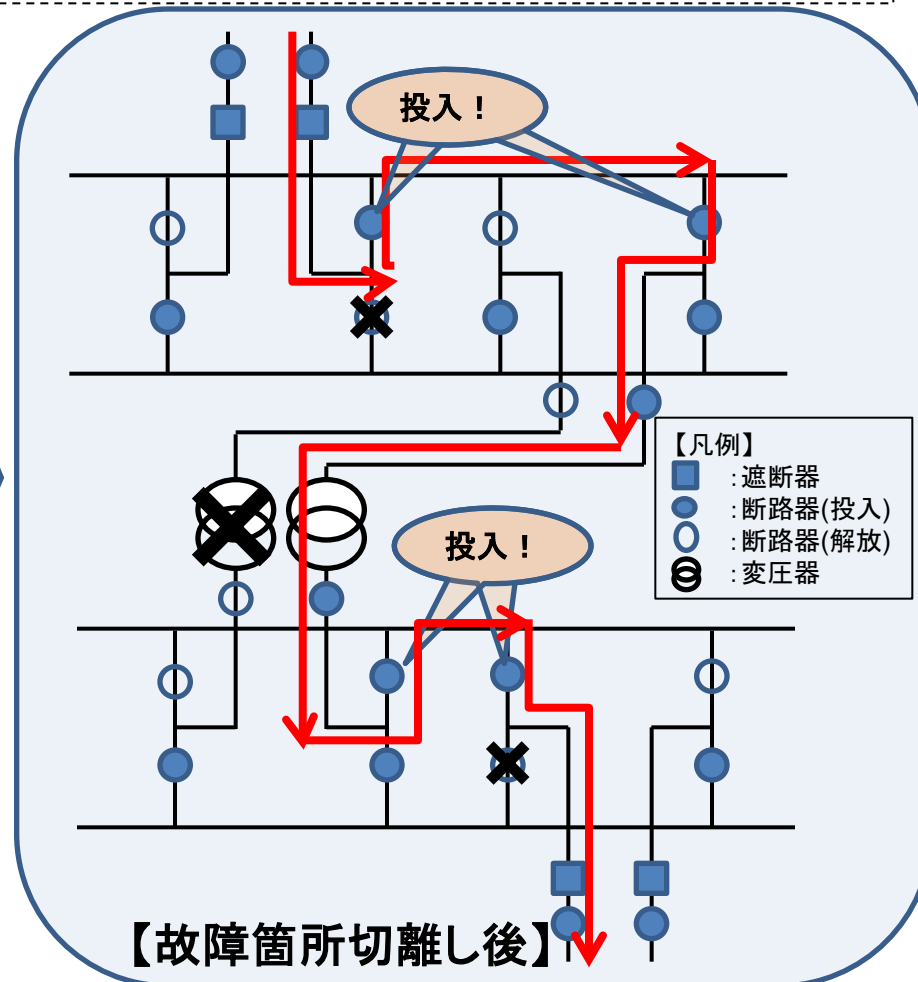
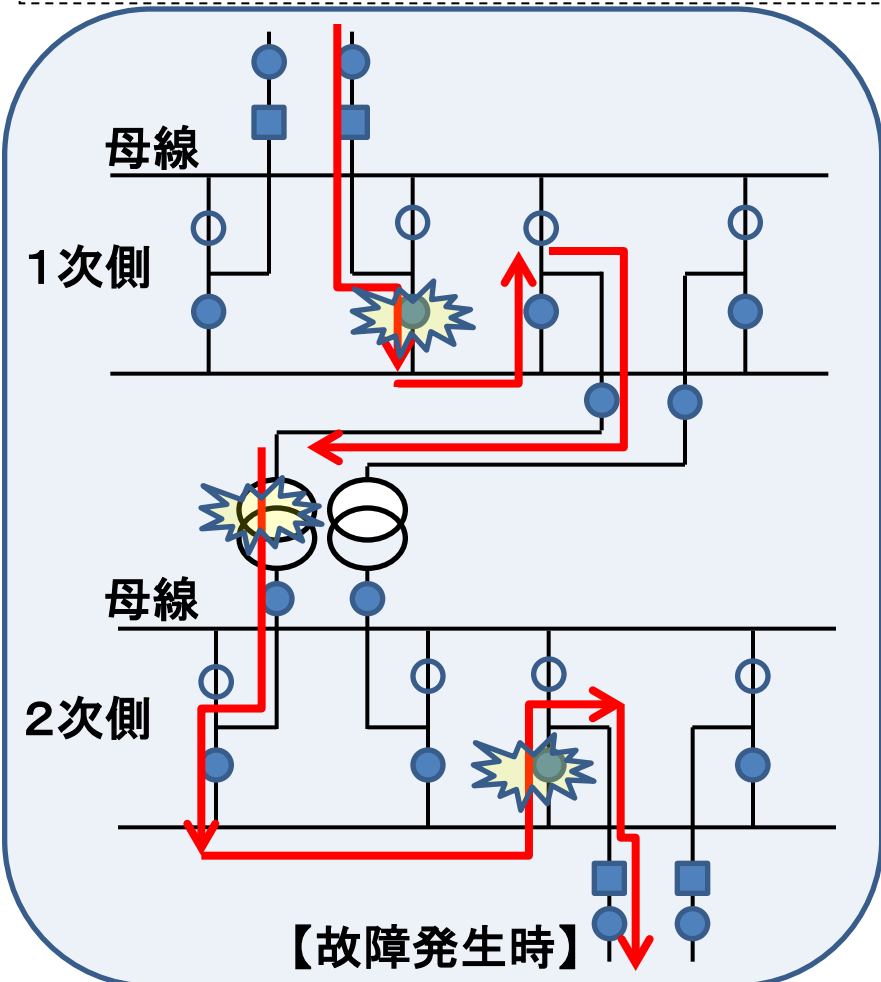
○耐震設計については、発電所構内の開閉所は、耐震設計審査指針の耐震重要度分類の考え方に基づいて、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよい耐震Cクラスに分類。各事業者は日本電気技術規格委員会電気技術指針JEAG5003を活用。

(参考)非常用所内電源系は耐震Sクラス

4. 参考

②変電所の多重性について(一般的な構成)

- 変電所の母線、変圧器などは一般的に多重化されており、部分的な故障が発生した場合でも、当該故障箇所を切り離すことにより、送電能力に支障が生じない。
- 設備が損傷した場合であっても、一定の絶縁能力等を有している場合には、応急的に使用することは可能。



4. 参考

- ③東北地方太平洋沖地震による送変電設備の被害状況
(出典:第1回電気設備地震対策WG資料より抜粋)

4. 参考(③東北地方太平洋沖地震による送変電設備の被害状況)

i) 送電設備の被害状況

- 主な設備被害を、項目別・震度別に整理した。震度5以上で被害が発生し、震度が高いほど被害率が高くなる傾向にあるが、震度7でも地震動による長期間に亘る著しい設備被害は生じていない。

今回の地震の被害数と被害率<主な被害>

東北電力

		設備数	被害数	被害率
鉄塔 (基)	合計	28,205	6	0.02%
	震度7	63	1	1.59%
	震度6	9,814	3	0.03%
	震度5	18,328	2	0.01%
がいし (基)	合計	28,205	17	0.06%
	震度7	63	0	0.00%
	震度6	9,814	13	0.13%
	震度5	18,328	4	0.02%
電線 (径間)	合計	28,205	4	0.01%
	震度7	63	0	0.00%
	震度6	9,814	4	0.04%
	震度5	18,328	0	0.00%

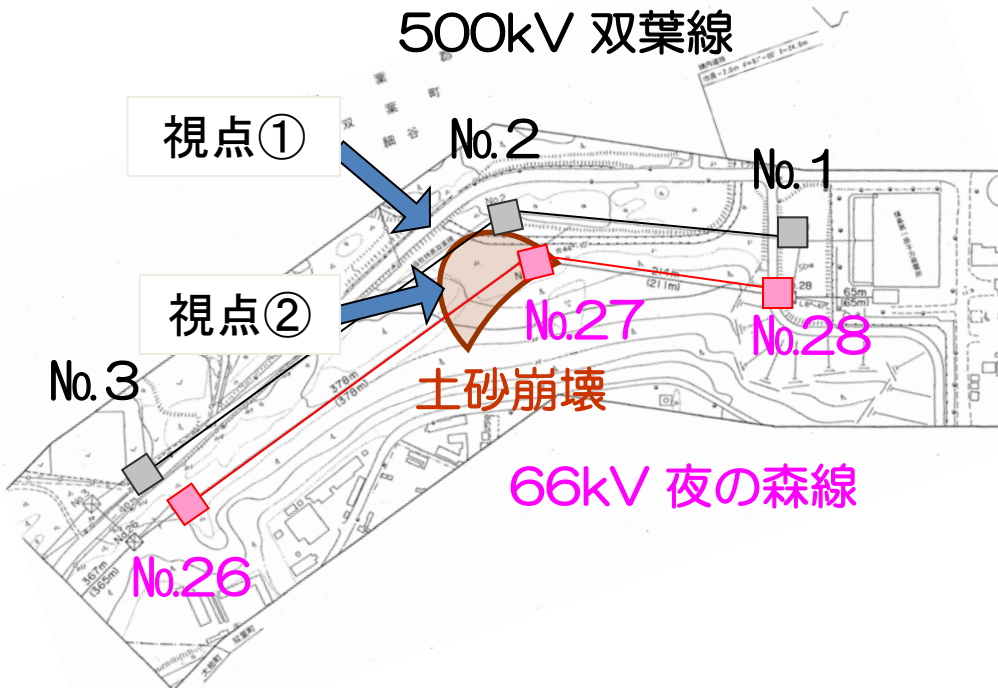
東京電力

		設備数	被害数	被害率
鉄塔 (基)	合計	30,555	15	0.05%
	震度7	21	0	0.00%
	震度6	6,271	8	0.13%
	震度5	24,263	7	0.03%
がいし (基)	合計	30,555	41	0.13%
	震度7	21	0	0.00%
	震度6	6,271	33	0.53%
	震度5	24,263	8	0.03%
電線 (径間)	合計	30,555	3	0.01%
	震度7	21	0	0.00%
	震度6	6,271	0	0.00%
	震度5	24,263	3	0.01%

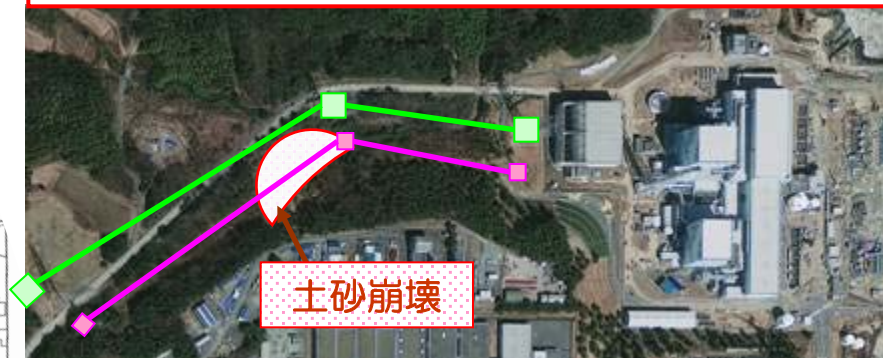
※鉄塔倒壊は、盛土の崩壊による土砂により倒壊した66kV夜の森線1基のみ。その他の鉄塔の被害は鉄塔敷地の地盤亀裂による二次的要因による傾斜、部材変形であり、地震動により倒壊・折損等の送電機能を喪失する被害はなかった。

架空送電設備の主な被害状況 1/2

盛土崩落による鉄塔倒壊(夜の森線No.27)



法面の土砂崩落



(C)GeoEye

法面の土砂崩落(視点①)



鉄塔の倒壊(視点②)



○復旧関係

- ・3/18 迂回ルートにより仮復旧 (双葉線No.2への迂回)
- ・双葉線66kV化工事(7月完了)

架空送電設備の主な被害状況 2/2

V吊長幹支持がいしの折損



4. 参考(③東北地方太平洋沖地震による送変電設備の被害状況)

ii) 変電設備の被害状況

東北電力の電圧・震度別被害状況について

- 震度5以上で被害が発生し、震度が高いほど被害率が高くなる傾向であった。なお、震度7の地域に配電用変電所が1箇所所在するが、被害は発生していない。
- 275kVおよび154kV変圧器の被害率が他機器に比べ相対的に高く、その他は1%程度の被害率であった。

※被害数 運転継続不可の被害数

		全数			500kV			275kV			154kV			66kV		
		設備数	被害数	被害率	設備数	被害数	被害率	設備数	被害数	被害率	設備数	被害数	被害率	設備数	被害数	被害率
変圧器	合計	1,712	30	1.8%	14	0	0.0%	92	8	8.7%	264	14	5.3%	1,342	8	0.6%
	震度7	2	0	0.0%	0	0	—	0	0	—	0	0	—	2	0	0.0%
	震度6	609	19	3.1%	5	0	0.0%	29	4	13.8%	95	8	8.4%	480	7	1.5%
	震度5	1,101	11	1.0%	9	0	0.0%	63	4	6.3%	169	6	3.6%	860	1	0.1%
遮断器	合計	4,104	4	0.1%	0	0	—	240	1	0.4%	593	0	0.0%	3,271	3	0.1%
	震度7	6	0	0.0%	0	0	—	0	0	—	0	0	—	6	0	0.0%
	震度6	1,274	3	0.2%	0	0	—	46	1	2.2%	171	0	0.0%	1,057	2	0.2%
	震度5	2,824	1	0.0%	0	0	—	194	0	0.0%	422	0	0.0%	2,208	1	0.0%
断路器	合計	6,975	32	0.5%	0	0	—	586	7	1.2%	1,555	10	0.6%	4,834	15	0.3%
	震度7	5	0	0.0%	0	0	—	0	0	—	0	0	—	5	0	0.0%
	震度6	2,027	26	1.3%	0	0	—	114	5	4.4%	443	7	1.6%	1,470	14	1.0%
	震度5	4,943	6	0.1%	0	0	—	472	2	0.4%	1,112	3	0.3%	3,359	1	0.0%

※本震(3/11)、余震(4/7,11,12)の延べ台数を計上

東京電力の電圧・震度別被害状況について

- 震度5以上で被害が発生し、震度が高いほど被害率が高くなる傾向。
- 断路器については各電圧階級で被害が発生しており、被害率が他機器に比べ、相対的に高い。

※被害数 運転継続不可の被害数

		全数			500kV			275kV			154kV			66kV以下		
		設備数	被害数	被害率	設備数	被害数	被害率	設備数	被害数	被害率	設備数	被害数	被害率	設備数	被害数	被害率
変圧器	合計	2,997	17	0.6%	61	0	0.0%	173	5	2.9%	374	9	2.4%	2,389	3	0.1%
	震度7	0	0	—	0	0	—	0	0	—	0	0	—	0	0	—
	震度6	339	13	3.8%	7	0	0.0%	19	3	15.8%	41	7	17.1%	272	3	1.1%
	震度5	2,658	4	0.2%	54	0	0.0%	154	2	1.3%	333	2	0.6%	2,117	0	0.0%
遮断器	合計	3,180	11	0.3%	146	0	0.0%	277	5	1.8%	541	5	0.9%	2,216	1	0.0%
	震度7	0	0	—	0	0	—	0	0	—	0	0	—	0	0	—
	震度6	566	7	1.2%	42	0	0.0%	55	4	7.3%	97	3	3.1%	372	0	0.0%
	震度5	2,614	4	0.2%	104	0	0.0%	222	1	0.5%	444	2	0.5%	1,844	1	0.1%
断路器	合計	8,388	104	1.2%	368	27	7.3%	662	16	2.4%	1,472	33	2.2%	5,886	28	0.5%
	震度7	0	0	—	0	0	—	0	0	—	0	0	—	0	0	—
	震度6	1,490	74	5.0%	114	14	12.3%	138	11	8.0%	254	24	9.4%	984	25	2.5%
	震度5	6,898	30	0.4%	254	13	5.1%	524	5	1.0%	1,218	9	0.7%	4,902	3	0.1%

変電設備の主な被害状況 1/2

【275kV空気遮断器 全損】

健全品



遮断部 碍子全損



変電設備の主な被害状況 2/2

【500kV断路器 全損】



4. 参考(③東北地方太平洋沖地震による送変電設備の被害状況)

iii)まとめ

【送電設備】

※(カッコ)内は震度6以上の被害率

- 鉄塔の被害率は東北電力で0.02%(0.04%)、東京電力で0.05%(0.13%)であり、鉄塔は一定の耐震性能を有していると考えられる。
- 送電線路のがいしの被害率については、東北電力で0.06%(0.13%)、東京電力で0.13%(0.52%)であり、がいしは一定の耐震性能を有していると考えられる。

【変電設備】

- 変圧器の被害率は東北電力で1.8%(3.1%)、東京電力で0.6%(3.8%)であり、電圧階級によっては他の機器に比べ被害率が高かった。
 - 遮断器の被害率は東北電力で0.1%(0.2%)、東京電力で0.3%(1.2%)であり、遮断器は一定の耐震性能を有していると考えられる。
 - 断路器の被害率は東北電力で0.5%(1.3%)、東京電力で1.2%(5.0%)であり、他の機器に比べ被害率が高かった。
- 被害率の高かった変圧器、遮断器、断路器については、電気設備地震対策WGにおいて、被害原因の究明を行い、今後の設計への反映要否などについて検討を行う予定。

4. 参考(④外部電源喪失事故の事例)

番号	事業者名	プラント名	発生年月日	概要	原因
1	東京	福島第一2号機	S54年10月19日	台風による送電線事故により、福島幹線2号がトリップし、2号機がトリップ。1、2号機共用の起動用変圧器1Sが起動中の1号機に電源を供給していたため、2号機は起動用変圧器1Sの容量不足から起動用変圧器1Sを通じ電源を受電することができず外部電源を喪失。なお、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、必要な電源が供給されたため、原子炉施設への影響はなかった。	送電線事故 (台風)
2	四国	伊方1号機	S55年8月27日	落雷により予備送電線手動停止中に伊方北幹線1、2号線トリップし、外部電源喪失に至った。なお、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、必要な電源が供給されたため、原子炉施設への影響はなかった。	送電線事故 (落雷)
3	中国	島根1号機	S60年9月12日	落雷により山陰幹線1、2号線がトリップし、外部電源喪失に至った。なお、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、必要な電源が供給されたため、原子炉施設への影響はなかった。	同上
4	中国	島根1号機	S62年8月12日	同上	同上
5	北海道	泊2号機	H12年5月19日	午前3時50分頃、茅沼線(66kV)の送電線がいしへの鳥糞の付着による地絡事故発生により、1、2号機中央制御室にて「66kV系電圧低」警報が発信し、2号機の所内電源が一時停電。(2号機は定検で起動変圧器が隔離・点検中であり、泊幹線(275kV)からではなく、茅沼線(66kV)から予備変圧器にて受電中。)停電により非常用予備発電機が即座に自動起動し、所内電源が供給された。その後、茅沼線(66kV)の復旧により、午前4時15分に所内電源は通常状態(茅沼線受電)に復帰。	送電線事故 (がいしへの鳥糞付着による地絡)
6	日本原電	敦賀1号機	H17年12月15日	定期検査中、所内電源は275kV系敦賀線1号から受電していたが、7時43分、風雪による送電線事故が発生し、受電ができなくなった。(他の受電系統(敦賀線2号及び予備電源77kV系)は計画作業に伴い停電中。)9時34分に停電中の敦賀線2号を復旧させ、9時47分に送電線から受電し、10時43分に通常状態に復帰した。なお、停電にともない非常用ディーゼル発電機が自動起動し、必要な電源が供給されたため、原子炉施設への影響はなかった。	送電線事故 (風雪)
7	日本原電	敦賀1号機	H17年12月22日	定期検査中、所内電源は275kV系敦賀線2号から受電していたが、9時27分に、送電線事故により受電不能となった。敦賀線1号は計画作業に伴い停電中で、予備電源の77kV系送電線は充電状態にあったが、275kV系喪失後に予備電源の受電遮断器が自動投入されなかった。そのため、受電遮断器の点検を実施し、10時42分に予備電源から手動受電。なお、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、必要な電源が供給されたため、原子炉施設への影響はなかった。	送電線事故 (着雪・着氷による送電線の強震)
8	北陸	志賀1号機	H19年3月25日	停止中のところ、9時42分頃、能登半島地震(震度: 志賀 6弱)が発生した。この地震発生直後に、変電所の変圧器保護リレーが振動により動作したことから、変圧器がトリップし、志賀原子力線(27万5千ボルト)、赤住線(6万6千ボルト)が6分間停電。(原子炉施設保安規定で定められた運転上の制限を一時的に外れた(6分間の外部電源喪失))なお、非常用ディーゼル発電機は3台自動起動していた。	地震 (変電所設置変圧器のリレートリップ)
9	関西	大飯3号機	H20年3月18日	定期検査中、16時08分に発電所内の電源(所内電源)が停電した。この際、「非常用母線電圧低」信号が発信したことにより、待機中のB非常用ディーゼル発電機(以下、「D/G」という。A-D/Gは点検中。)が自動起動し、B非常用母線が充電され電源は確保。直ちに状況を確認したところ、当時、主変圧器(以下「主変」という)を介して、送電線から所内電源を確保していたが、主変と送電線の間にある主変しゃ断器が開放されたことにより、所内電源への供給系統がなくなり、停電したものと確認。このため、非常用DGが自動起動し、同日16時40分に開放した主変しゃ断器を投入し、順次、所内電源を停電前の状態に復旧する作業を実施し、同日17時14分に完了した。	しゃ断器の誤開放 (手順書の不備)
10	東京	福島第一2号機	H22年6月17日	午後2時52分頃、運転中の2号機において、「発電機界磁しゃ断器トリップ警報」が発生し、発電機の保護装置が作動して発電機が停止したため、タービンならびに原子炉が自動停止した。また、この事象にあわせて当該プラントの電源が停止し、非常用ディーゼル発電設備が自動起動するとともに、原子炉へ給水するポンプが停止したことから、原子炉の水位が一時的に低下したが、代替のポンプである原子炉隔離時冷却系を起動して給水を行い、原子炉の水位は通常の範囲内で安定した。	作業員の機器への接触による振動と推定

4. 参考

⑤東北地方太平洋沖地震に関連する原子力発電所の外部電源信頼性に係る報告書等

①電気事業法第106条第3項の規定に基づく報告の徴収に対する報告について(平成23年5月16日、東京電力(株))

<http://www.nisa.meti.go.jp/earthquake/files/houkoku230516-1.pdf>

②福島第一原子力発電所内外の電気設備の被害状況等に係る記録に関する報告を踏まえた対応について(指示)に対する報告について(平成23年5月16日、東京電力(株))

<http://www.nisa.meti.go.jp/earthquake/files/houkoku230523-2.pdf>

③原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について(指示)に対する報告(平成23年5月16日、一般電気事業者等)

<http://www.meti.go.jp/press/2011/05/20110516006/20110516006.html>

④福島第二原子力発電所の外部電源の信頼性確保について(平成23年7月7日、東京電力(株))

<http://www.meti.go.jp/press/2011/07/20110707002/20110707002.html>

外部電源喪失事故の原因と対策(1/2)

参考資料2(第3回意見聴取会参考資料8)

番号	事業者名	プラント名	発生年月日	概要	原因	対策 ※全て対策済
1	東京	福島第一2号機	S54年10月19日	台風による送電線事故により、福島幹線2号がトリップし、2号機がトリップ。1、2号機共用の起動用変圧器1Sが起動中の1号機に電源を供給していたため、2号機は起動用変圧器1Sの容量不足から起動用変圧器1Sを通じ電源を受電することができず外部電源を喪失。なお、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、必要な電源が供給されたため、原子炉施設への影響はなかった。	送電線事故 (台風)	微地絡を検出し主変圧器がトリップしてしまったことが2号機停止の原因であるため、主変圧器過中性点過電流継電器の設定値を適正值に変更した。
2	四国	伊方1号機	S55年8月27日	落雷により予備送電線手動停止中に伊方北幹線1、2号線トリップし、外部電源喪失に至った。なお、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、必要な電源が供給されたため、原子炉施設への影響はなかった。	送電線事故 (落雷)	伊方北幹線のうち事故実績のある鉄塔を対象に、鉄塔のサージ抵抗低減対策を実施した。(昭和56年2月完了) なお、現在は、伊方北幹線に加え伊方南幹線を敷設し、外部電源を多重化するとともに、伊方北幹線および伊方南幹線の各片回線に送電用避雷装置を設置し、多回線同時事故防止をはかっている。
3	中国	島根1号機	S60年9月12日	落雷により山陰幹線1、2号線がトリップし、外部電源喪失に至った。なお、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、必要な電源が供給されたため、原子炉施設への影響はなかった。	同上	・タービンバイパス弁の制御機構の調整 ・山陰幹線は旧式送電線であり、近傍に新設する送電線(日野幹線)にルートを変更
4	中国	島根1号機	S62年8月12日	同上	同上	・給水制御機構の調整 ・山陰幹線は旧式送電線であり、近傍に新設する送電線(日野幹線)にルートを変更
5	北海道	泊2号機	H12年5月19日	午前3時50分頃、茅沼線(66kV)の送電線がいしへの鳥糞の付着による地絡事故発生により、1、2号機中央制御室にて「66kV系電圧低」警報が発信し、2号機の所内電源が一時停電。(2号機は定検で起動変圧器が隔離・点検中であり、泊幹線(275kV)からではなく、茅沼線(66kV)から予備変圧器にて受電中。)停電により非常用予備発電機が即座に自動起動し、所内電源が供給された。その後、茅沼線(66kV)の復旧により、午前4時15分に所内電源は通常状態(茅沼線受電)に復帰。	送電線事故 (がいしへの鳥糞付着による地絡)	鳥害(感電・鳥糞)防止対策は従来から継続的に実施しており、パトロール点検の結果等から鳥害が懸念される鉄塔には、鳥がとまる行動を阻止する障害物(刺状の金具等)を取付けることとしている。 なお、275kV送電線では絶縁距離が大きいため、鳥害による地絡が発生しにくく、鳥害の実績もない。
6	日本原電	敦賀1号機	H17年12月15日	定期検査中、所内電源は275kV系敦賀線1号から受電していたが、7時43分、風雪による送電線事故が発生し、受電ができなくなった。(他の受電系統(敦賀線2号及び予備電源77kV系)は計画作業に伴い停電中。)9時34分に停電中の敦賀線2号を復旧させ、9時47分に送電線から受電し、10時43分に通常状態に復帰した。なお、停電にともない非常用ディーゼル発電機が自動起動し、必要な電源が供給されたため、原子炉施設への影響はなかった。	送電線事故 (風雪)	日本海側第一種線より日本海側の多導体線路において、電線着雪量を3kg/m(建設時は2kg/m)として鉄塔強度を検討し、強度不足となる箇所(腕)の腕金補強を実施。(H19年度完了)

外部電源喪失事故の原因と対策(2/2)

番号	事業者名	プラント名	発生日	概要	原因	対策
7	日本原電	敦賀1号機	H17年12月22日	定期検査中、所内電源は275kV系敦賀線2号から受電していたが、9時27分に、送電線事故により受電不能となった。敦賀線1号は計画作業に伴い停電中で、予備電源の77kV系送電線は充電状態にあったが、275kV系喪失後に予備電源の受電遮断器が自動投入されなかった。そのため、受電遮断器の点検を実施し、10時42分に予備電源から手動受電。なお、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、必要な電源が供給されたため、原子炉施設への影響はなかった。	送電線事故 (着雪・着氷による送電線の強震)	日本海側第一稜線より日本海側の多導体線路において、過去にギャロッピング事故が発生した箇所、および事故発生当時の気象条件でCAFSSIによりシミュレーションを行った結果、事故となる恐れがある箇所のスペーサをルーズスペーサに取替。(H20年度完了)
8	北陸	志賀1号機	H19年3月25日	停止中のところ、9時42分頃、能登半島地震(震度:志賀 6弱)が発生した。この地震発生直後に、変電所の変圧器保護リレーが振動により動作したことから、変圧器がトリップし、志賀原子力線(27万5千ボルト)、赤住線(6万6千ボルト)が6分間停電。(原子炉施設保安規定で定められた運転上の制限を一時的に外れた(6分間の外部電源喪失)なお、非常用ディーゼル発電機は3台自動起動していた。	地震 (変電所設置変圧器のリートリップ)	地震で誤動作した変圧器保護リレー(放圧管リレー:機械式)については、動作しても変圧器がトリップしない保護回路とした。(H19.3実施済) 更に、放圧管リレー以外の機械式リレーについて、地震発生時の誤動作を防止するため地震検出リレーを設置した。(H21.3実施済)
9	関西	大飯3号機	H20年3月18日	定期検査中、16時08分に発電所内の電源(所内電源)が停電した。この際、「非常用母線電圧低」信号が発信したことにより、待機中のB非常用ディーゼル発電機(以下、「D/G」という。A-D/Gは点検中。)が自動起動し、B非常用母線が充電され電源は確保。直ちに状況を確認したところ、当時、主変圧器(以下「主変」という)を介して、送電線から所内電源を確保していたが、主変と送電線の間にある主変しゃ断器が開放されたことにより、所内電源への供給系統がなくなり、停電したものと確認。このため、非常用DGが自動起動し、同日16時40分に開放した主変しゃ断器を投入し、順次、所内電源を停電前の状態に復旧する作業を実施し、同日17時14分に完了した。	しゃ断器の誤開放 (手順書の不備)	別冊作業要領書の記載が適切でなかったこと、隔離明細書(作業前の系統状態)を確認しなかったことにより、誤って窒素ガス機内封入スイッチを操作したことにより、停電が発生したもの。 3号機定期検査で実施する全操作、別冊作業要領書、隔離明細書の再確認を行うこととした。また、隔離明細書への追加、取り消し等の変更があった場合のチェックマンの再承認ルールを見直し、チェックマンの確認項目として「妥当性」「問題点の有無」を追加した。
10	東京	福島第一2号機	H22年6月17日	午後2時52分頃、運転中の2号機において、「発電機界磁しゃ断器トリップ警報」が発生し、発電機の保護装置が動作して発電機が停止したため、タービンならびに原子炉が自動停止した。また、この事象にあわせて当該プラントの電源が停止し、非常用ディーゼル発電設備が自動起動するとともに、原子炉へ給水するポンプが停止したことから、原子炉の水位が一時的に低下したが、代替のポンプである原子炉隔離時冷却系を起動して給水を行い、原子炉の水位は通常の範囲内で安定した。	作業員の機器への接触 による振動と推定	誤接触した継電器と同様に単体で制御盤内に設置されており誤接触の可能性のある継電器に接触防止の注意喚起を実施した。

所内電気関係設備の被害状況 と安全設備への影響について

平成23年11月8日
原子力安全・保安院

1. 所内電源設備の機能(1)(交流電源)

②非常用D/G

(機能)

非常用D/Gは、外部送電線からの電源が喪失し、非常用母線への電力供給が停止した場合に、自動起動し、非常用母線に電力供給し、冷却系システムの機能を維持する。

(主な供給先)

炉心スプレイポンプ
残留熱除去ポンプ
各非常用P/C



非常用D/Gの例

1. 所内電源設備の機能(1)(交流電源)

③高圧配電盤(M/C(メタクラ))

(機能)

高圧配電盤(M/C)は、主発電機または外部送電線から供給された電力を、変圧器を介して6.9kVで受電し、しゃ断器を介して、以下に示すような大型機器及びパワーセンター(P/C)に電力を供給する。

また、非常用高圧配電盤は、非常用D/Gが接続されており、主発電機及び外部送電線からの電力が供給されなくなった時においても、非常用D/Gによって電源供給を維持する。

(主な供給先)

< 常用母線 >

復水ポンプ
給水ポンプ
循環水ポンプ
各P/C

< 非常用母線 >

炉心スプレイポンプ
残留熱除去ポンプ
各非常用P/C



M/Cの例

1. 所内電源設備の機能(1)(交流電源)

④パワーセンター(P/C)

(機能)

パワーセンター(P/C)は、M/Cから受電した電力を480Vまで降圧した後、しゃ断器を介して、以下に示すような機器及びモーターコントロールセンター(MCC)に、電力を供給する。

(主な供給先)

<常用母線>

EHC高圧油ポンプ

相分離母線冷却送風機

主復水器真空ポンプ

主変圧器用冷却装置

各MCC

<非常用母線>

原子炉補機冷却水ポンプ

タービン補機冷却水ポンプ

各非常用MCC



P/Cの例

1. 所内電源設備の機能(1)(交流電源)

⑤モーターコントロールセンター(MCC)

(機能)

モーターコントロールセンター(MCC)は、P/Cから受電した電力を、小型開閉器を介して、各種の電動弁、小型ポンプ等に分配する。



MCCの例

2. 所内電源設備の機能(2) (直流電源設備)

(機能)

- 直流電源設備は、非常用のM/C、P/C、MCCを經由して接続された静止型整流装置(充電器)および蓄電池で構成され、各種制御装置および非常用機器(RCIC,HPCI,IC)の各電動弁等に直流電源を供給する。
- 通常時は、非常用のMCCから充電器を介して直流の電力が供給されるが、非常用交流電源の喪失等により充電器が使用不能となった場合には、蓄電池から供給することとなる。
- また、全交流電源喪失時にも原子炉水位・圧力等の重要な運転パラメータについては直流電源により継続的に監視できるようにしている。
- 電圧階級は、250V、125V、24Vの3種類ある。

(主な供給先)

- 250V タービン系非常用油ポンプ
RCIC、HPCI用電動弁
- 125V 中央制御室制御盤、現場制御盤、
各直流電動弁(含むIC)、各M/C,P/C遮断機操作用
- 24V 中性子モニタ、プロセス放射線モニタ、地震計

(直流電源から給電される監視項目例)

- 原子炉の水位、圧力、
ドライウエルの圧力、温度、
サプレッションプールの水位、水温、
復水貯蔵タンク水位



125V蓄電池室の例



250V蓄電池室の例

所内電気関係設備の対応状況について

平成23年 11月8日
原子力安全・保安院

所内電気関係設備に関する対応

【緊急安全対策】

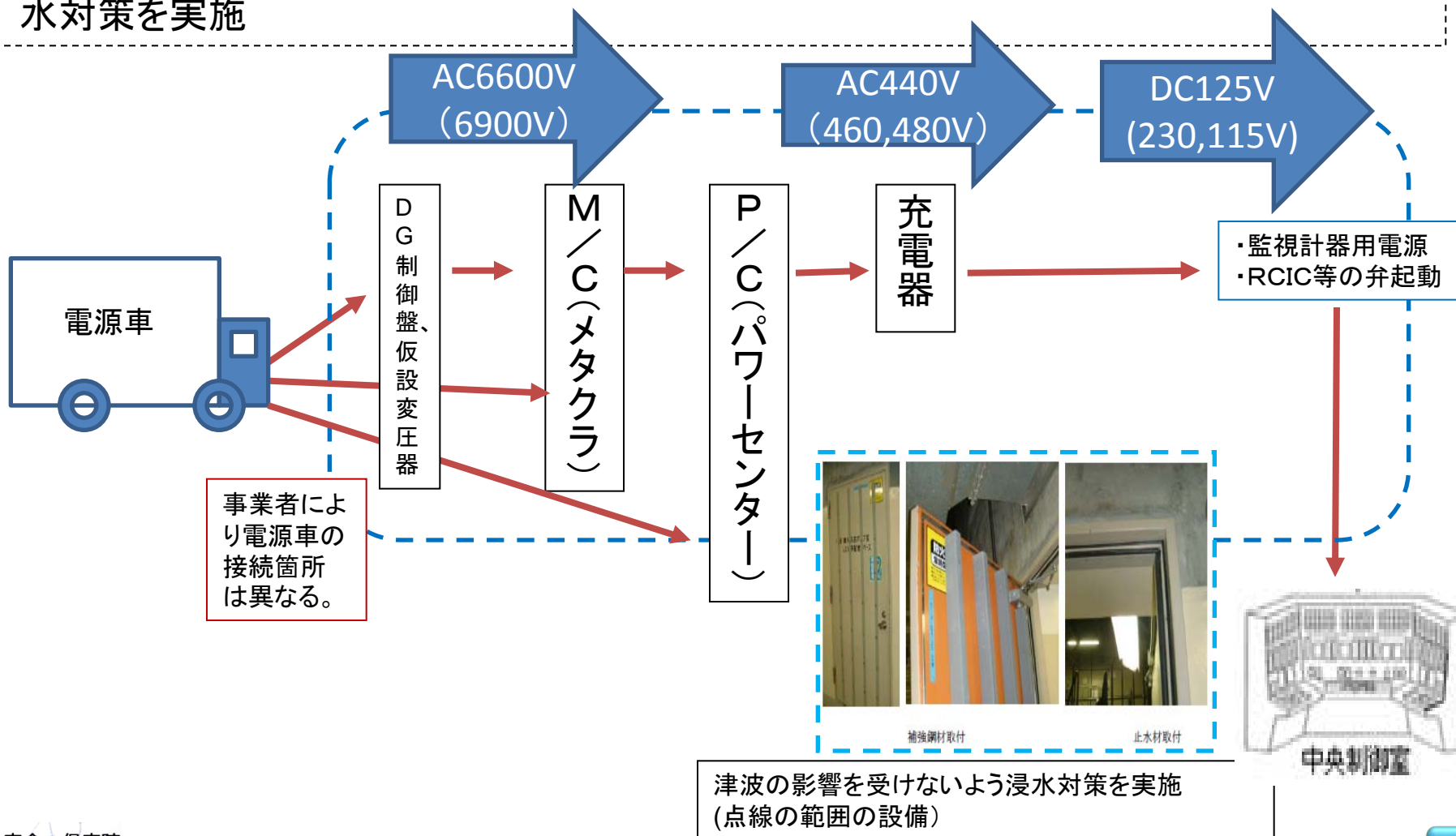
- 福島第一と同程度の地震・津波が襲来し、仮に全交流電源等を喪失したとしても、電源車等の配備により、安定的に炉心等を冷却する対策、必要な浸水対策及び津波の防御対策を講じる。

【外部電源の信頼性確保対策】

- 地震により盛土が崩壊し送電鉄塔が倒壊し、また、主要変電所の地絡事故を発端とした電力システムの停止により原子力施設への電力供給が停止した。これを踏まえ、所内の非常用電源の多重化(非常用DGの2台待機化)や外部電源の全号機接続など電力システムの信頼性向上対策を講じる。

電源確保に関する緊急安全対策（短期対策）

- 計測制御系、中央制御室での監視機能の維持や弁の駆動のために必要な電源車を配備
- 全交流電源等喪失対策に使用される機器について、津波の影響を及ぼさないよう浸水対策を実施



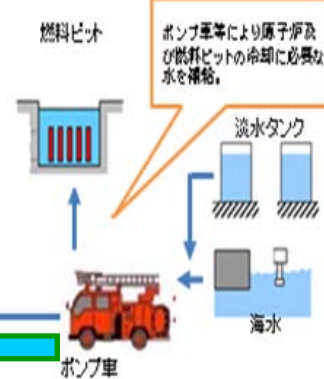
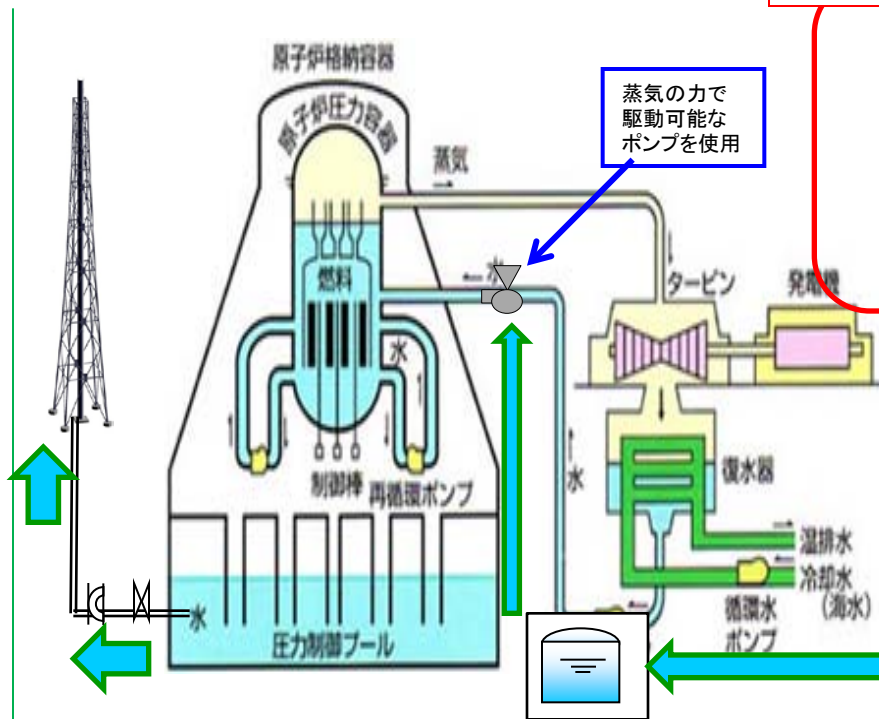
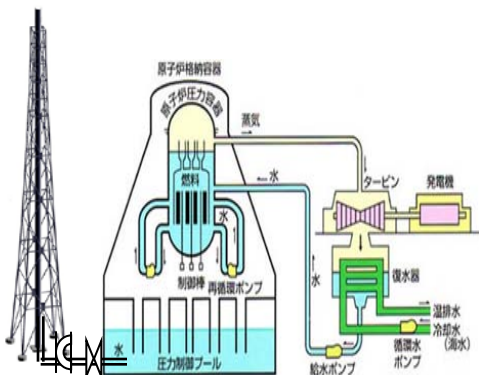
電源確保に関する緊急安全対策の実施例（BWRの例）

- 緊急安全対策の実施により、プラントの監視に必要な電源を長時間供給することが可能
- 給電のために必要な燃料は発電所内に備蓄

【緊急安全対策実施前】

【緊急安全対策実施後】

緊急安全対策（電源）での追加措置



- ①燃料から発生する熱により蒸気発生
- ②主蒸気逃がし安全弁から蒸気(熱)を格納容器内に逃がす
- ③ベント弁から蒸気を逃すことによる放熱操作を繰り返す
- ④原子炉内の温度を安定的な状態へ移行

	対策実施前	対策実施後
電源供給可能時間	蓄電池 (容量約8時間※単号機分)	電源車 (容量約7.2日(173時間))分※1~2号機

「中国電力株式会社島根原子力発電所における緊急安全対策の実施状況に係る評価(平成23年5月6日原子力安全・保安院)」より抜粋

電源確保に関する緊急安全対策の実施例（PWRの例）

- 緊急安全対策の実施により、プラントの監視に必要な電源を長時間供給することが可能
- 給電のために必要な燃料は発電所内に備蓄

緊急安全対策(電源)での追加措置

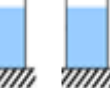
電源車により、プラントの監視や電動弁の駆動に必要な電源を供給



燃料ピット

ポンプ車等により原子炉及び燃料ピットの冷却に必要な水を補給

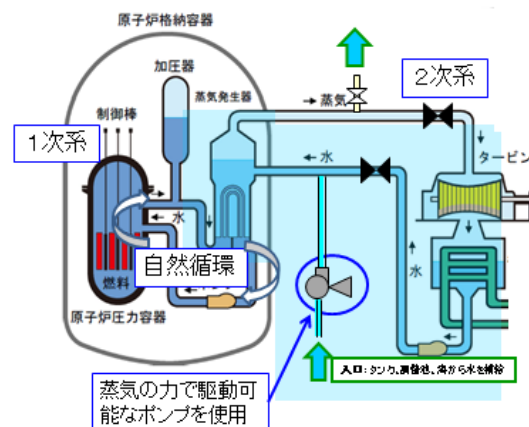
淡水タンク



海水



【緊急安全対策実施前】

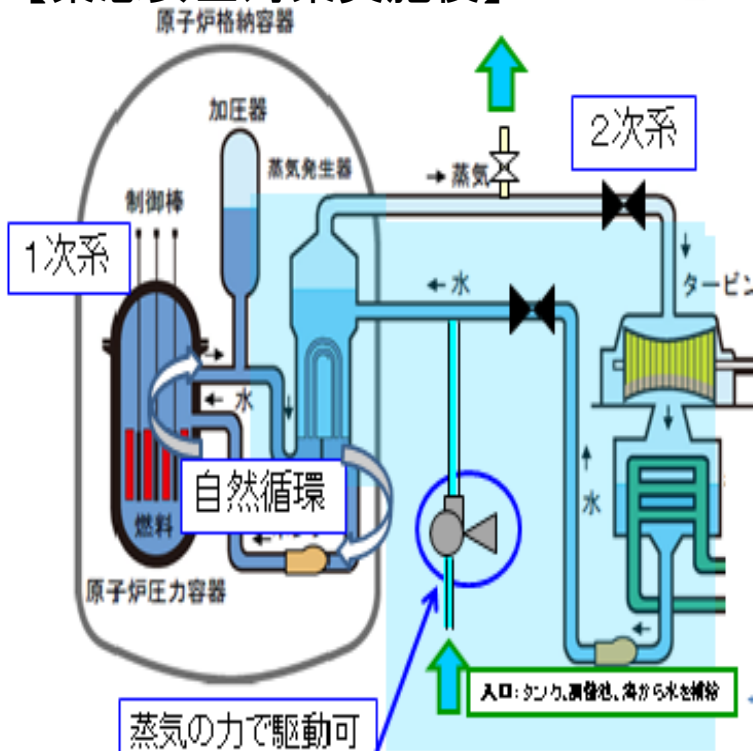


①燃料から発生した熱は蒸気発生器を通じて2次系に伝達

② 2次系の熱は、蒸気発生器への給水と主蒸気逃がし弁からの放熱により原子炉内の熱を除熱

③主蒸気逃がし弁から外部へ放出

【緊急安全対策実施後】



蒸気の力で駆動可

対策実施前

対策実施後

電源供給可能時間

蓄電池
(容量約5時間※単号機分)

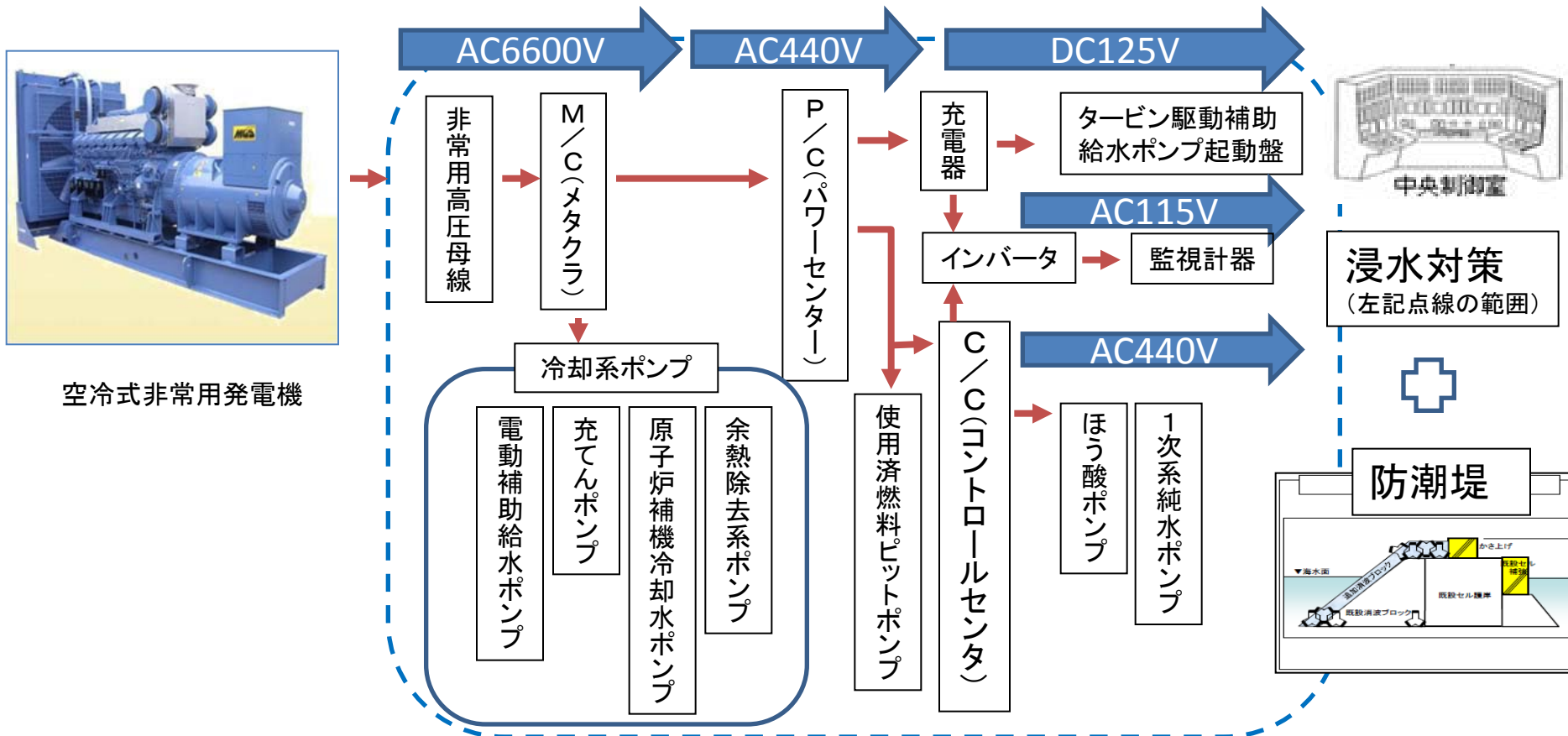
電源車

(容量約31日分※1~4号機分)

「関西電力株式会社大飯発電所における緊急安全対策の実施状況に係る評価(平成23年5月6日原子力安全・保安院)」より抜粋

電源確保に関する緊急安全対策（中長期対策）

- 冷温停止を迅速化することにより、数日程度での冷温停止移行のため、空冷式の大容量非常用発電機の設置など非常用電源を強化
- 原子炉の安全上全交流電源等喪失対策に使用される機器について、津波の影響を及ぼさないよう建屋の水密化や防潮堤の設置などの浸水対策を実施。



電源確保等に関する各社の緊急安全対策（中長期対策）実施状況（1/2）

			冷温停止を迅速化させる予備品の確保、 原子炉の安全機能を動作させる大容量非常用電源の設置		津波に対する防護措置			
			海水ポンプ等予備品の確保	大容量非常用電源の設置	短期対策として既に実施した浸水対策	原子炉建屋等の水密化	防潮壁の設置	防潮堤の設置
泊	1号 2号 3号	PWR	海水ポンプ電動機(平成24年度上期中) 代替海水ポンプ(平成24年度上期中)	移動発電機車2000kVAクラスの追加配備(平成24年度中)	タービン動補助給水ポンプ 安全系蓄電池 安全補機閉閉器 非常用ディーゼル発電機 等	安全確保の上で重要な設備エリアの水密化等(平成25年度中)	建屋出入口周辺の防潮壁の設置を検討(平成25年度中)	— (敷地高さ海拔+10m)
東通	1号	BWR	海水ポンプ電動機(平成24年度上期中) 代替海水ポンプ(平成24年6月中)	DG2000kVA4台(平成23年配備済)	RCIC 直流電源設備 非常用電源盤(メタクラ、パワーセンター等) 非常用ディーゼル発電機 非常用補機冷却海水ポンプ 等	建屋の扉の水密化等(平成25年度中)	海水除塵装置廻り等開口部に防潮壁を設置(平成25年度中)	敷地海側および側面に防潮堤を設置(標高15m, 平成25年度中)
女川	1号 2号 3号	BWR	海水ポンプ電動機(平成23年度中) 代替海水ポンプ(平成24年6月中)	DG5000kVA3台(平成23年度中)	RCIC 非常用電源盤(メタクラ、パワーセンター等) 直流電源設備 等	建屋の扉の水密化等(3年程度)	海水ポンプ室廻り等に防潮壁を設置(平成24年4月中)	敷地海側に防潮堤を設置(標高17m, 平成24年4月中)
柏崎刈羽	1号 2号 3号 4号 5号 6号 7号	BWR BWR BWR BWR ABWR ABWR	代替海水ポンプ(平成24年度上期頃) 代替熱交換器(平成24年度上期頃)	ガスタービン発電機車4500kVA2台(平成23年度下期頃)	RCIC 直流電源設備 非常用配電盤 補給水系ポンプ 等	原子炉建屋等の水密扉化(平成24年度下期頃)	防潮壁の設置(平成24年度下期頃)	敷地海岸線に防潮堤を設置(高さ15m程度、平成25年度上期頃)
浜岡	3号 4号 5号	BWR BWR ABWR	【予備品】 余熱除去系ポンプ・電動機(平成24年12月) 原子炉機器冷却系ポンプ・電動機(平成24年12月) 原子炉機器冷却海水系ポンプ(平成24年12月) 原子炉機器冷却海水系電動機(3.4号: 配備済み) (5号: 平成23年11月) 【代替手段】 ・緊急時海水取水設備の設置(平成24年12月) ・代替海水ポンプ(平成24年12月)	ガスタービン発電機車4000kVA3台(平成24年12月)	RCIC 直流電源設備 非常用メタクラ 非常用ディーゼル発電機 RHRポンプ 等	原子炉建屋、海水熱交換建屋の防水扉の信頼性強化(平成24年12月)	海水ポンプエリアへの防水壁設置(平成24年12月)	敷地海岸線に防潮堤を設置(長さ1.6km程度、高さ18m、平成24年12月)
志賀	1号 2号	BWR ABWR	原子炉補機冷却系ポンプ予備電動機(平成23年度中) 代替海水ポンプ(平成23年度中)	DG4000kVA程度2台(平成24年度中)	RCIC 等 *:その他原子炉の冷却に必要な設備(直流電源設備、非常用ディーゼル発電機など)は浸水対策を要しない場所に設置済み。	海水熱交換器建屋の扉の水密化(平成24年度中)	取水槽、放水槽廻りへの防潮壁の設置(標高15m、平成24年秋)	敷地西側(海側)に防潮堤を構築(標高15m、平成24年秋)

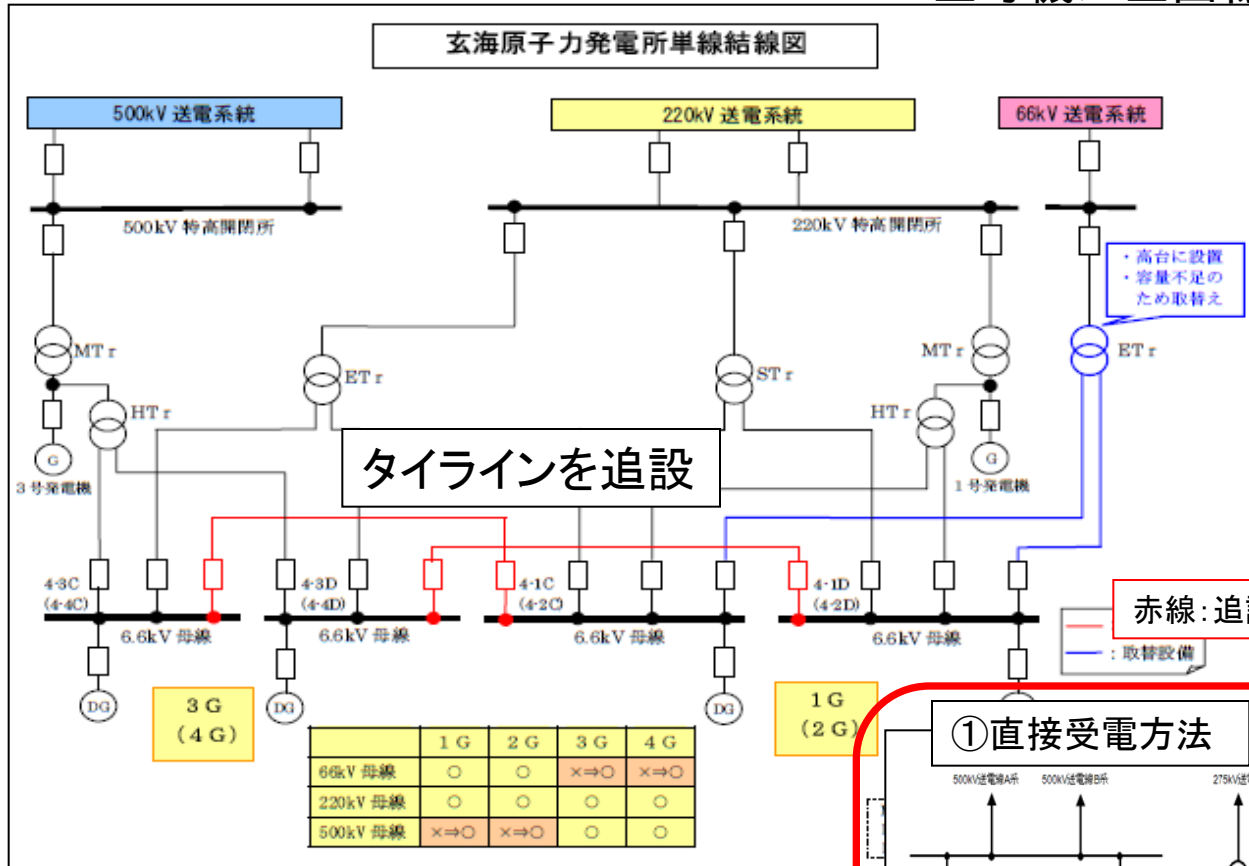
電源確保等に関する各社の緊急安全対策（中長期対策）実施状況（2/2）

			冷温停止を迅速化させる予備品の確保、 原子炉の安全機能を動作させる大容量非常用電源の設置		津波に対する防護措置			
			海水ポンプ等予備品の確保	大容量非常用電源の設置	短期対策として既に実施した浸水対策	原子炉建屋等の水密化	防潮壁の設置	防潮堤の設置
美浜	1号 2号 3号	PWR	海水ポンプ電動機（平成24年3月頃） 仮設大容量ポンプ（平成23年12月頃）	DG1800kVA5台（平成23年9月設置済）	タービン動補助給水ポンプ バッテリー 安全系開閉器 余熱除去ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 等	水密扉への取替等による浸水対策の強化（順次実施）	海水ポンプエリアの防護壁（平成24年3月頃） 淡水タンク等廻り（平成25年3月頃）	防潮堤を設置（平成24年3月頃）
大飯	1号 2号 3号 4号	PWR	海水ポンプ電動機（平成24年3月頃） 代替大容量ポンプ（平成23年12月頃）	DG1800kVA8台（平成23年9月配置済）	タービン動補助給水ポンプ バッテリー 安全系開閉器 原子炉補機冷却水ポンプ 等	水密扉への取替等による浸水対策の強化（順次実施）	海水ポンプエリアの防護壁（平成24年3月頃） 淡水タンク等廻り（平成25年3月頃）	防潮堤のかさ上げ（平成25年12月頃）
高浜	1号 2号 3号 4号	PWR	海水ポンプ電動機（平成24年3月頃） 仮設大容量ポンプ（平成23年12月頃）	DG1800kVA8台（平成23年9月設置済）	タービン動補助給水ポンプ バッテリー 安全系開閉器 原子炉補機冷却水ポンプ 等	水密扉への取替等による浸水対策の強化（順次実施）	海水ポンプエリアの防護壁（平成24年3月頃）	防潮堤を設置（平成24年3月頃）
島根	1号 2号	BWR	海水ポンプ電動機（1号機；平成23年内） （2号機は当初から確保済）	ガスタービン発電機14000kVA2台（平成23年内）	RCIC 直流電源設備 非常用電源盤（メクラ、ロードセクタ等） 非常用ディーゼル発電機 復水輸送ポンプ 等	建物の扉の水密化等（平成24年度内）	海水系ポンプエリアの防水壁（平成23年度内） （1号機は平成23年7月末に設置済み）	防波壁の強化（2年程度）
伊方	1号 2号 3号	PWR	海水ポンプ電動機（平成24年3月末） 代替海水ポンプ（1号機平成23年11月、2号機平成24年3月、3号機配備済）	・大容量電源車：1825kVA 4台（1,2号機用：平成23年12月） （3号機用：平成23年12月。当面は4500kVA：1台を配備済）	タービン動補助給水ポンプ 蓄電池 （安全系、非安全系）開閉器 非常用ディーゼル発電機 海水ポンプ 等	安全確保の上で重要な設備エリアの水密扉化等の防水対策（2～3年程度）	海水ポンプエリアの防水対策強化（2～3年程度）	— （敷地高さ海拔+10m）
玄海	1号 2号 3号 4号	PWR	海水ポンプ電動機（平成24年3月頃） 海水ポンプ（平成26年4月頃）	ガスタービン発電機 4000kVA4台（平成24年3月頃）	タービン動補助給水ポンプ 蓄電池 安全補機開閉器 非常用ディーゼル発電機 等	安全確保の上で重要な設備エリアの水密化等（平成26年4月頃）	海水ポンプエリアの防水対策強化（平成26年4月頃） タンク等の津波等に対する補強（平成26年4月頃）	— （敷地高さ海拔+11m）
川内	1号 2号	PWR	海水ポンプ電動機（平成24年3月頃） 海水ポンプ（平成26年4月頃）	ガスタービン発電機 4000kVA2台（平成24年3月頃）	タービン動補助給水ポンプ 蓄電池 安全補機開閉器 非常用ディーゼル発電機 等	安全確保の上で重要な設備エリアの水密化等（平成26年4月頃）	海水ポンプエリアの防水対策強化（平成26年4月頃） タンク等の津波等に対する補強（平成26年4月頃）	— （敷地高さ海拔+13m）
敦賀	1号 2号	BWR PWR	海水ポンプ電動機（平成23年度中） 代替海水ポンプ（1.5年程度）	DG1825kVA × 4台（平成23年度中）	[1号] 未完（長期停止中につき、燃料装荷前までに実施） [2号] タービン動補助給水ポンプ 蓄電池 安全系開閉器 非常用ディーゼル発電機 ディーゼル消火ポンプ 等	シールと水密扉の強化（1.5年程度）	海水ポンプ等への防護壁設置（1.5年程度）	詳細検討中
東海第二		BWR	海水ポンプ電動機（1.5年程度） 代替海水ポンプ（平成23年11月末）	DG1725kVA × 3台（平成23年度中）	RCIC 蓄電池 非常用ディーゼル発電機 ディーゼル消火ポンプ 等	シールと水密扉の強化（1.5年程度）	海水ポンプ防護壁強化（1.5年程度）	敷地海岸線に防潮堤の設置を検討中
もんじゅ		FBR	補機冷却海水ポンプ予備電動機（平成25年3月末頃） 補機冷却海水ポンプ代替ポンプ（平成23年6月配備済、ポンプ設置のための体制整備は平成23年12月末頃予定）	代替空冷電源設備の追加配備（4000kVAクラスを予定）		海水浸入経路の止水対策（順次実施）	海水ポンプ周りの防水壁の補強（平成24年3月頃）	— （敷地高さ海拔+21m）

外部電源信頼性の向上対策の例（玄海発電所）

全号機への全送電回線の接続（号機間接続）

・利用できない回線への接続。これにより全号機が全回線を利用可能。

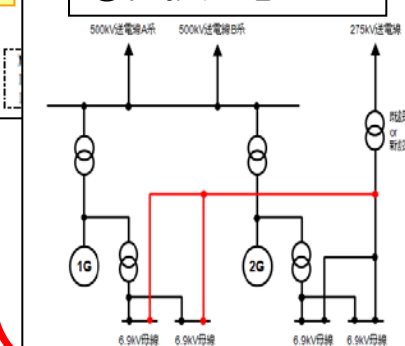


赤線：追設回線

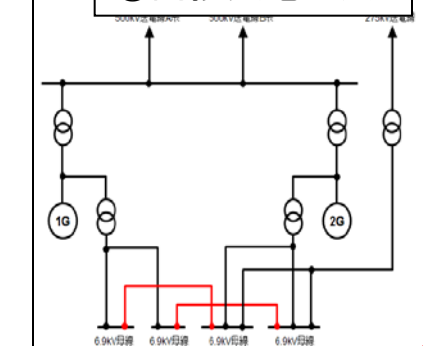
：取替設備

(参考)

①直接受電方法



②間接受電方法



全号機に全送電回路を接続するには、
 ①接続していない回線から直接受電する方法（直接受電）
 ②接続していない回線から隣接母線経由で間接受電する方法（間接受電）
 の2つの方法がある

各社の外部電源接続状況（1 / 2）

事業者	発電所	対策前の状況		対策内容		
		引き込み電源線	各号機の受電状況	必要な接続箇所	各号機の受電	備考
北海道	泊	①275kV×4回線 ②66kV×2回線 (合計6回線)	○ 1号:①+②(計6回線) ○ 2号:①+②(計6回線) × 3号:①(計4回線)	3号←②(直接方式)	○ 1号～3号 :①+②(計6回線)	処置完了時期:平成27年度上期中に完了予定
東北	東通	①500kV×2回線 ②66kV×1回線 (合計3回線)	○ 1号:①+②(計3回線)	対策不要	対策不要	
	女川	①275kV×4回線 ②66kV×1回線 (合計5回線)	○ 1号:①+②(計5回線) ○ 2号:①+②(計5回線) ○ 3号:①+②(計5回線)	対策不要	対策不要	
東京	福島第一	①275kV×4回線 ②66kV×2回線 ③66kV×1回線 (合計7回線) ・500kV×2回線(送電専用)	× 1号:①+③(計5回線) × 2号:①+③(計5回線) × 3号:①+③(計5回線) × 4号:①+③(計5回線) × 5号:②(計2回線) × 6号:②(計2回線)	-	-	
	福島第二	①500kV×2回線 ②66kV×2回線 (合計4回線)	○ 1号:①+②(計4回線) ○ 2号:①+②(計4回線) ○ 3号:①+②(計4回線) ○ 4号:①+②(計4回線)	対策不要	対策不要	
	柏崎刈羽	①500kV×4回線 ②154kV×1回線 (合計5回線)	○1号:①+②(計5回線) ○2号:①+②(計5回線) ○3号:①+②(計5回線) ○4号:①+②(計5回線) ○5号:①+②(計5回線) ○6号:①+②(計5回線) ○7号:①+②(計5回線)	対策不要	対策不要	
中部	浜岡	①500kV×4回線 ②275kV×2回線 (合計6回線)	○ 3号:①+②(計6回線) ○ 4号:①+②(計6回線) × 5号:①(計4回線)	5号←②(間接方式)	○ 3号～5号 :①+②(計6回線)	処置完了時期:平成24年12月までに完了予定
北陸	志賀	①500kV×2回線 ②275kV×2回線 ③66kV×1回線 (合計5回線)	× 1号:②+③(計3回線) × 2号:①+②(計4回線)	1号←①(間接方式) 2号←③(直接方式)	○1号～2号 :①+②+③(計5回線)	処置完了時期:2年程度で完了予定

(凡例)
○ 1号:①+②(計6回線)の意味線
(全ての引き込み電源線が1号機に接続されている)

× 3号:①(計4回線)の意味
(3号機には①275kV×4回線は接続されているが、②66kV×2回線が接続されていない)

各社の外部電源接続状況 (2 / 2)

		対策前の状況		対策内容		
事業者	発電所	引き込み電源線	各号機の受電状況	必要な接続箇所	各号機の受電	備考
関西	美浜	①275kV×4回線 ②77kV×1回線 (合計5回線)	○ 1号:①+②(計5回線) ○ 2号:①+②(計5回線) ○ 3号:①+②(計5回線)	対策不要	対策不要	
	大飯	①500kV×4回線 ②77kV×1回線 (合計5回線)	○ 1号:①+②(計5回線) ○ 2号:①+②(計5回線) × 3号:①(計4回線) × 4号:①(計4回線)	3号←②(直接方式) 4号←②(直接方式)	○ 1号~4号 :①+②(計5回線)	処置完了時期:3年程度
	高浜	①500kV×4回線 ②77kV×1回線 (合計5回線)	○ 1号:①+②(計5回線) ○ 2号:①+②(計5回線) ○ 3号:①+②(計5回線) ○ 4号:①+②(計5回線)	対策不要	対策不要	
中国	島根	①500kV×2回線 ②220kV×2回線 ③66kV×1回線 (合計5回線)	× 1号:②+③(計3回線) × 2号:②+③(計3回線) × 3号:①+②(計4回線)	1号←①(間接方式) 2号←①(間接方式) 3号←③(直接方式)	○ 1号~3号 :①+②+③(計5回線)	処置完了時期:平成24年度内目途
四国	伊方	①500kV×2回線 ②187kV×4回線 ③66kV×1回線 (合計7回線)	× 1号:②+③(計5回線) × 2号:②+③(計5回線) × 3号:①+②(計6回線)	1号←①(間接方式) 2号←①(間接方式) 3号←③(間接方式)	○ 1号~3号 :①+②+③(計7回線)	処置完了時期:平成25年7月完了予定
九州	玄海	①500kV×2回線 ②220kV×2回線 ③66kV×1回線 (合計5回線)	× 1号:②+③(計3回線) × 2号:②+③(計3回線) × 3号:①+②(計4回線) × 4号:①+②(計4回線)	1号←①(間接方式) 2号←①(間接方式) 3号←③(間接方式) 4号←③(間接方式)	○ 1号~4号 :①+②+③(計5回線)	処置完了時期:平成25年度までに完了予定
	川内	①500kV×2回線 ②220kV×1回線 (合計3回線)	○ 1号:①+②(計3回線) ○ 2号:①+②(計3回線)	対策不要	対策不要	
原電	東海第二	①275kV×2回線 ②154kV×1回線 (合計3回線)	○ ①+②(計3回線)	対策不要	対策不要	
	敦賀	①500kV×2回線 ②275kV×2回線 ③77kV×1回線 (合計5回線)	× 1号:②+③(計3回線) × 2号:①+②(計4回線)	1号機←①(直接方式) 2号機←③(直接方式)	○ 1号~2号 :①+②+③(計5回線)	処置完了時期: 1号機:平成24年度中に完了予定 2号機:平成25年度中に完了予定
JAEA	もんじゅ	①275kV×2回線 ②77kV×1回線 (合計3回線)	○ ①+②(計3回線)	対策不要	対策不要	

注) 直接方式; 利用できない回線から直接受電する方法、間接方式; 利用できない回線から受電している隣接母線経由で間接受電する方法

(参考資料)

各社のディーゼル発電機、蓄電池設置場所（参考資料 1）

補機冷却用海水ポンプに係る津波対策（参考資料 2）

各社のディーゼル発電機、蓄電池設置場所（1 / 2）

参考資料1

会社名	プラント名	DG台数	設置場所（凡例：○非常用DG、●蓄電池）				非常用DG設置位置	蓄電池設置位置	非常用電源系統数
			タービン建屋	制御建屋、中間建屋、原子炉補助建屋等	原子炉建屋	その他（専用建屋等）			
北海道	泊1号	非常用×2台			○●		原子炉建屋1階	原子炉補助建屋3階	2系統
	泊2号	非常用×2台			○●		原子炉建屋1階	原子炉補助建屋3階	2系統
	泊3号	非常用×2台			●	○	ディーゼル発電機建屋1階	原子炉補助建屋1階	2系統
東北※	女川1号	非常用×2台		○●			制御建屋B3F	制御建屋地下3階	2系統
	女川2号	非常用×2台、HPCS×1台		●	○		原子炉建屋1階	制御建屋地下1階	3系統
	女川3号	非常用×2台、HPCS×1台			○●		原子炉建屋1階	原子炉建屋地下2階	3系統
	東通	非常用×2台、HPCS×1台			○●		原子炉建屋B1階	原子炉建屋地下2階	3系統
東京	福島第一1号	非常用×2台	○	●			タービン建屋B1階	コントロール建屋地下1階	2系統
	福島第一2号	非常用×2台	○	○●			タービン建屋B1階 運用補助共用施設1階	コントロール建屋地下1階等	2系統
	福島第一3号	非常用×2台	○●				タービン建屋B1階	タービン建屋中1階	2系統
	福島第一4号	非常用×2台	○	○●			タービン建屋B1階 運用補助共用施設1階	コントロール建屋地下1階等	2系統
	福島第一5号	非常用×2台	○●				タービン建屋B1階	タービン建屋地下中1階	2系統
	福島第一6号	非常用×2台、HPCS×1台	●		○	○	原子炉建屋B1階 ディーゼル発電機建屋1階	タービン建屋地下中1階等	3系統
	福島第二1号	非常用×2台、HPCS×1台		●	○●		原子炉建屋B2階	コントロール建屋1階 原子炉建屋地下2階	3系統
	福島第二2号	非常用×2台、HPCS×1台		●	○●		原子炉建屋B2階	コントロール建屋1階 原子炉建屋地下2階	3系統
	福島第二3号	非常用×2台、HPCS×1台		●	○●		原子炉建屋B2階	コントロール建屋1階 原子炉建屋地下2階	3系統
	福島第二4号	非常用×2台、HPCS×1台		●	○●		原子炉建屋B2階	コントロール建屋1階 原子炉建屋地下2階	3系統
	柏崎刈羽1号	非常用×2台、HPCS×1台		○●			原子炉複合建屋B1階	原子炉複合建屋地下1階	3系統
	柏崎刈羽2号	非常用×2台、HPCS×1台			○●		原子炉建屋B1階	原子炉建屋地下1階	3系統
	柏崎刈羽3号	非常用×2台、HPCS×1台			○●		原子炉建屋B1階	原子炉建屋地下1階	3系統
	柏崎刈羽4号	非常用×2台、HPCS×1台			○●		原子炉建屋B1階	原子炉建屋地下1階	3系統
	柏崎刈羽5号	非常用×2台、HPCS×1台			○●		原子炉建屋1階	原子炉建屋3階 原子炉建屋2階	3系統
柏崎刈羽6号	非常用×3台		●	○		原子炉建屋1階	コントロール建屋地下1階	3系統	
柏崎刈羽7号	非常用×3台		●	○		原子炉建屋1階	コントロール建屋地下1階	3系統	

各社のディーゼル発電機、蓄電池設置場所（2 / 2）

会社名	プラント名	DG台数	設置場所(凡例:○非常用DG、●蓄電池)				非常用DG設置位置	蓄電池設置位置	非常用電源系統数
			タービン建屋	制御建屋、中間建屋、原子炉補助建屋	原子炉建屋	その他(専用建屋等)			
中部	浜岡3号	非常用×2台、HPCS×1台		●	○		原子炉建屋1階	補助建屋2階	3系統
	浜岡4号	非常用×2台、HPCS×1台			○●		原子炉建屋1階	原子炉建屋中地下1階	3系統
	浜岡5号	非常用×3台			○●		原子炉建屋1階	原子炉建屋地下1階	3系統
北陸	志賀1号	非常用×2台、HPCS×1台			○●		原子炉建屋1階	原子炉建屋1階	3系統
	志賀2号	非常用×3台			○●		原子炉建屋2階	原子炉建屋地下1階	3系統
関西	美浜1号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	中間建屋中2階	2系統
	美浜2号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	中間建屋中2階	2系統
	美浜3号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	中間建屋2階	2系統
	高浜1号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	中間建屋2階	2系統
	高浜2号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	中間建屋2階	2系統
	高浜3号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	中間建屋1階	2系統
	高浜4号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	中間建屋1階	2系統
	大飯1号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	原子炉補助建屋2階	2系統
	大飯2号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	原子炉補助建屋2階	2系統
	大飯3号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	原子炉周辺建屋2階	2系統
	大飯4号	非常用×2台		○●			制御建屋1階	原子炉周辺建屋2階	2系統
中国	島根1号	非常用×2台	○	●			タービン建物1階	制御室建物1階	2系統
	島根2号	非常用×2台、HPCS×1台		●	○		原子炉建物B2階	廃棄物処理建物地下1中階	3系統
四国	伊方1号	非常用×2台		○●			原子炉補助建屋1階	原子炉補助建屋地下1階	2系統
	伊方2号	非常用×2台		○●			原子炉補助建屋1階	原子炉補助建屋地下1階	2系統
	伊方3号	非常用×2台		○●			原子炉補助建屋1階	原子炉補助建屋1階	2系統
九州	川内1号	非常用×2台		○●			原子炉補助建屋1階	制御建屋地下1中階	2系統
	川内2号	非常用×2台		○●			原子炉補助建屋1階	制御建屋地下1中階	2系統
	玄海1号	非常用×2台		○●			原子炉補助建屋1階	原子炉補助建屋地下1中階	2系統
	玄海2号	非常用×2台		○●			原子炉補助建屋1階	原子炉補助建屋地下1中階	2系統
	玄海3号	非常用×2台		○●			原子炉周辺建屋1階	原子炉補助建屋地下1階 原子炉周辺建屋地下2階	2系統
	玄海4号	非常用×2台		○●			原子炉周辺建屋1階	原子炉補助建屋地下1階 原子炉周辺建屋地下2階	2系統
	玄海5号	非常用×2台		○●			原子炉周辺建屋1階	原子炉補助建屋地下1階 原子炉周辺建屋地下2階	2系統
原電	敦賀1号	非常用×2台	○●				タービン建屋1階	タービン建屋2階	2系統
	敦賀2号	非常用×2台		○●			原子炉補助建屋1階	原子炉補助建屋1階	2系統
	東海第二	非常用×2台、HPCS×1台		○●			原子炉複合建屋B1階	原子炉複合建屋1階	3系統
JAEA	もんじゅ	非常用×3台		●	○		ディーゼル発電機建屋2階	原子炉補助建物3階	3系統

補機冷却用海水ポンプに係る津波対策 (1/2)

参考資料2

会社名	発電所	設置場所等	引き波対策
北海道	泊 1号～3号	建屋内に設置済	手順書整備(1,2号)、 設備対策(3号)
東北	女川 1号～3号	海水ポンプエリアに防潮壁を設置予定	設備対策
	東通	建屋内に設置済	設備対策
東京	福島第一 1号～6号	屋外に設置	手順書整備
	福島第二 1号～4号	建屋内に設置済	設備対策、 手順書整備)
	柏崎刈羽 1号～7号	建屋内に設置済	設備対策
中部	浜岡 3号～5号	海水ポンプエリアに1.5mの防水壁を設置予定	設備対策
北陸	志賀 1号～2号	建屋内に設置済	手順書整備

※引き波対策の事例

手順書整備・・・水位確認に基づくプラント及びプラント停止及び
ポンプ停止運用手順書 など

設備対策・・・非常用ポンプ長尺化、取水槽内に貯留槽設置 など

補機冷却用海水ポンプに係る津波対策 (2/2)

会社名	発電所	設置場所等	引き波対策
関西	美浜 1号～3号	海水ポンプエリアに防護壁を設置予定	手順書整備
	高浜 1号～4号		
	大飯 1号～4号		
中国	島根 1号～2号	海水ポンプエリアに高さ2mの防水壁を設置済	手順書整備
四国	伊方 1号～3号	海水ポンプエリアに防潮壁等を設置予定	手順書整備
九州	川内 1号～2号	海水ポンプエリアに防護壁を設置検討中	手順書整備
	玄海 1号～4号		
原電	敦賀1号 敦賀2号	海水ポンプエリアに防護壁を設置予定	設備対策
	東海第二	海水ポンプエリアに高さ2.8mの防護壁を設置済	設備対策
JAEA	もんじゅ	海水ポンプエリアに1.2mの防水壁を設置予定	手順書整備、 設備対策

BWR 原子炉冷却系統設備の概要

平成23年11月25日
原子力安全・保安院

1. 冷却設備の種類

○原子炉を冷却するための設備には、次のようなものがある。

【主に非常時に使用する設備】

- ①原子炉への冷却水を注水するもの(原子炉注水設備)
- ②原子炉内の蒸気を取り出して気化熱を原子炉外に排出するもの(原子炉減圧設備)

【主に通常のプラント停止時に使用する設備】

- ③原子炉内の高温の冷却水を抽出して系外の冷媒と熱交換するもの(原子炉残留熱除去設備)

○この他、冷却設備としては、復水器、原子炉格納容器冷却系、使用済燃料プール冷却系、補機冷却系などがある。

○さらに原子炉冷却系や原子炉格納容器冷却系などが機能喪失した場合に代替注水系等も準備されている。

2. 原子炉注水設備の概要

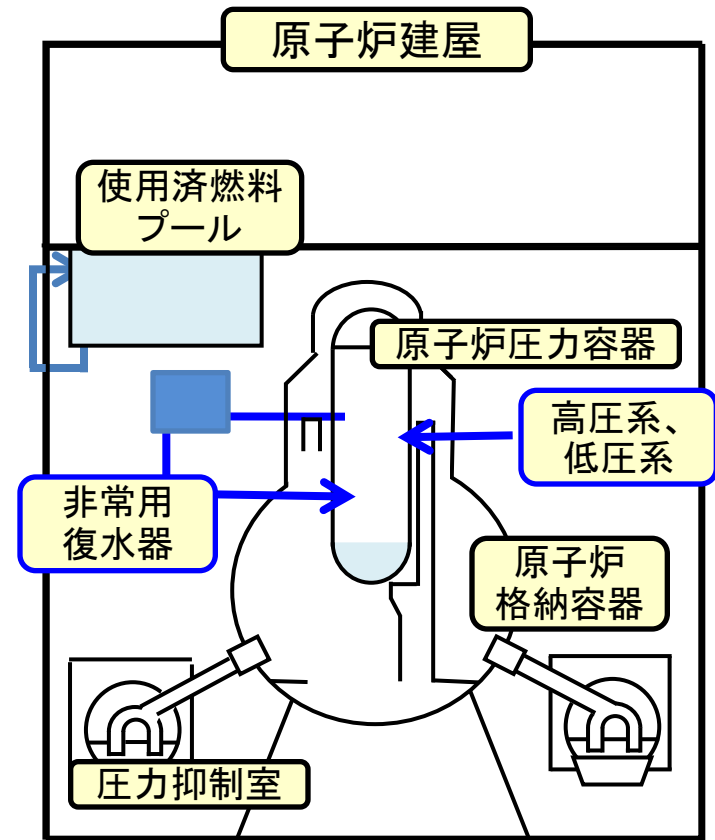
【注水系統】

○定格運転時の原子炉圧力以上の高圧でも注水ができる高圧系と、原子炉が減圧された後に大量の冷却水を注入する低圧系がある。

作動には、交流電源を必要とするものがほとんどであるが、蒸気によりタービンを駆動できる系統（原子炉隔離時冷却系；福島第一1号機、敦賀1号機以外）や駆動源を必要としない非常用復水器（福島第一1号機、敦賀1号機）が設置されている。

【要求される機能】

- 原子炉冷却材喪失事故（LOCA）への対応として特に設置されている非常用炉心冷却系（ECCS）と、起動停止を含めた通常運転に際して使用する設備に大別される。
- ECCSは、LOCAに対して燃料の重大な損傷、燃料を被覆する金属と水との反応を十分小さな量に制限できるように構成される。
- 通常運転に際して使用する設備においても、原子炉残留熱除去系等、非常時にも使用可能な設備がある。



MARK-I型原子炉

3. 高圧系の原子炉注水設備(1/2)

高圧系とは、定格運転時の原子炉圧力(約7MPa)以上の高圧でも炉内に注水ができるシステムであり、以下の2つに大別される。

【高圧注水系(HPCI)】

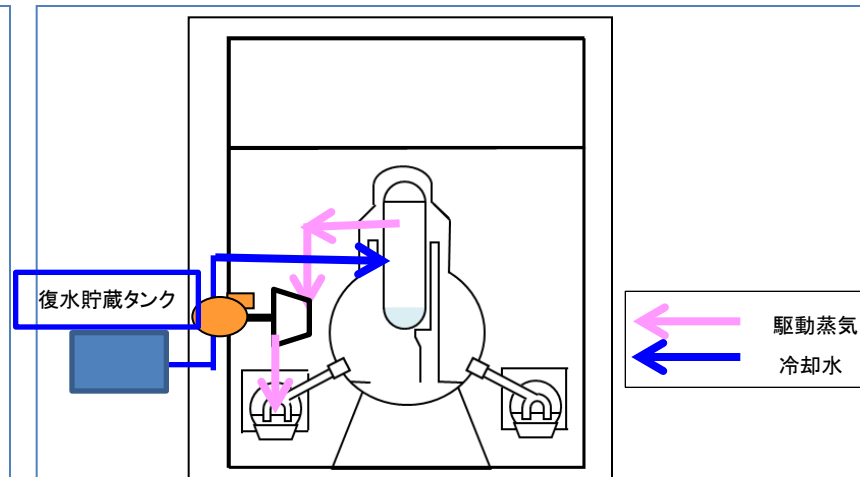
- 原子炉水位を適切に維持し、燃料の過熱を防止する。
- 主に中小規模のLOCAの場合に、原子炉水の確保を図り、一定期間原子炉の崩壊熱を除去する。

(設備概要:福島第一号機の例)1系統/1台、駆動源:主蒸気(計装電源:蓄電池)、
運転範囲:原子炉圧力78~9.8kg/cm²、水源(復水貯蔵タンク(CST)と圧力抑制室(S/P))

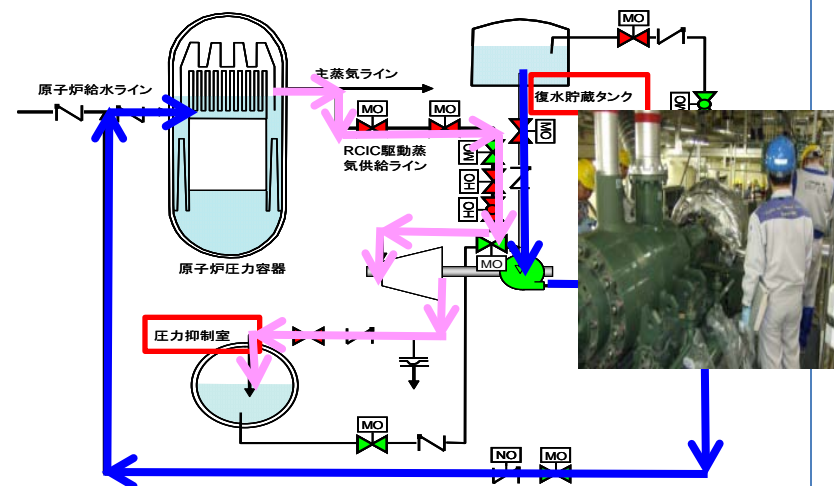
【原子炉隔離時冷却系(RCIC);福島第一号、敦賀1号以外)】

- 原子炉水位を適切に維持し、燃料の過熱を防止する。
- 何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、炉水の確保を図り、一定期間原子炉の崩壊熱を除去する。

(設備概要:福島第二号機の例)1系統/1台、駆動源:主蒸気(計装電源:蓄電池)、
運転範囲(1.04~7.86MPa)、水源(復水貯蔵タンク(CST)と圧力抑制室(S/P))



高圧注水系の概略系統図



原子炉隔離時冷却系の概略系統図

(JNES資料に加筆)

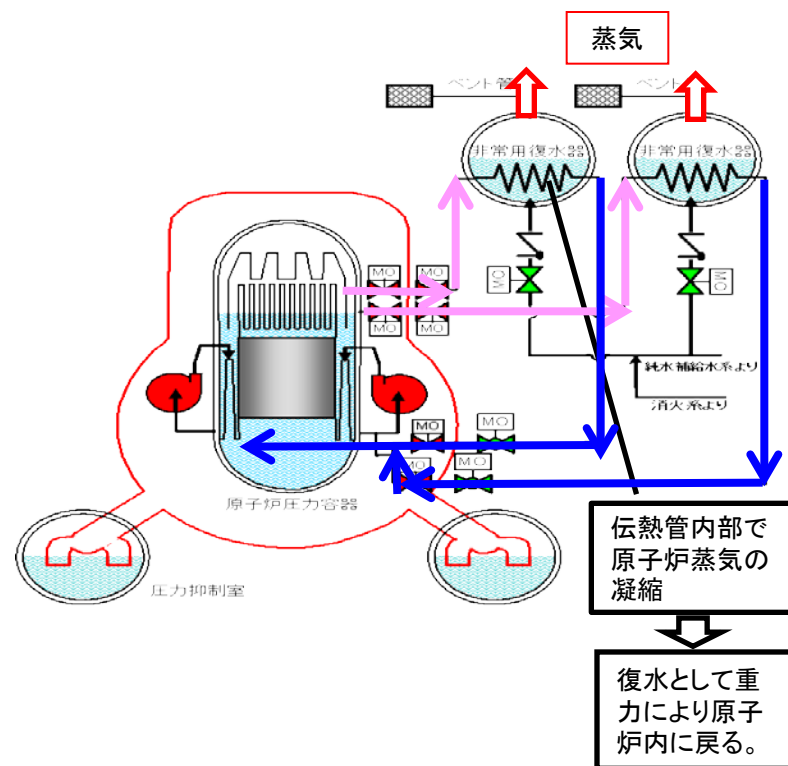
3. 高圧系の原子炉注水設備(2/2)

国内における建設初期のプラント(福島第一原子力発電所1号機と敦賀発電所1号機)には、非常用復水器(IC)が設置されている。

【非常用復水器(IC)】

○原子炉の圧力が上昇した場合に、原子炉の蒸気を抽出し、IC内のコイルで胴側の保有水へ熱を伝達して蒸気を凝縮させ、凝縮した水を原子炉に戻すことで一定期間、原子炉の崩壊熱を除去する。

(設備概要: 福島第一1号機の例)
横型置U字管型、2系統、保有水量: 約100トン/基、
全長約12m、内径3m、材料(胴部: 炭素鋼、伝熱管部: ステンレス鋼)



非常用復水器の概略系統構成図

(JNES資料に加筆)

4. 低圧系の原子炉注水設備(その1)

低圧系とは、高圧系により、原子炉が減圧された後に注水流量を確保するための系統である。

【炉心スプレー系(CS)】

○原子炉の圧力が急激に減少する大破断LOCA時等には、復水貯蔵タンク水又は圧力抑制プール水を炉心上部に取り付けられたノズルから燃料集合体上にスプレーすることによって炉心を冷却する。

(設備概要: 福島第一号機の例)

2系統/4台、駆動源(所内交流電源、非常時(DG供給交流電源、制御電源は蓄電池)、注入開始可能圧力約1.96MPa、水源は圧力抑制室(S/P))

【残留熱除去系(RHR)】

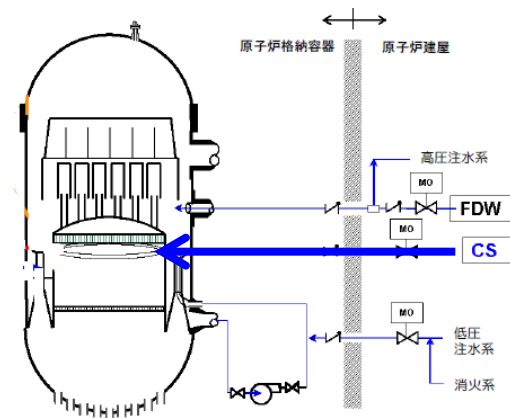
○原子炉停止後の崩壊熱を除去する停止時冷却及び原子炉隔離時(復水・給水停止状態)の崩壊熱と残留熱の除去並びにLOCA時の炉心冷却(低圧炉心注水系の一部として機能)などを行う。

(設備概要: 福島第二号機の例)

2系統/2台、駆動源(所内交流電源、非常時(DG供給交流電源、制御電源;蓄電池)、水源は圧力抑制室(S/P))

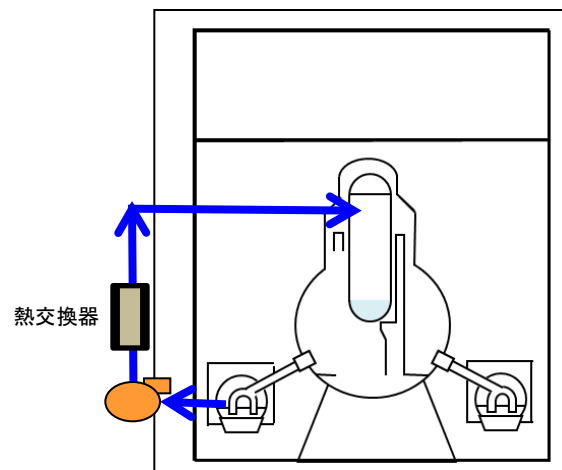
【蓄圧注水系(PWR)】

○加圧水型軽水炉(PWR)においては、冷却材が喪失して、原子炉圧力が約40気圧以下となった時、蓄圧タンク内のほう酸水が自動的に一次冷却管を経て炉心に注入し、冷却水量を保持する。



炉心スプレー系の概略系統図

(東京電力公表資料より)



残留熱除去系(低圧注水モード)の概略系統図

5. 原子炉減圧設備

高圧系の注水設備が使用できない場合に、燃料被覆管の温度上昇を基準値以下(1200°C以下)に押さえるために、低圧系での注水が短時間で可能となるように主蒸気逃がし安全弁(SRV)を開く設備(ADS)である。

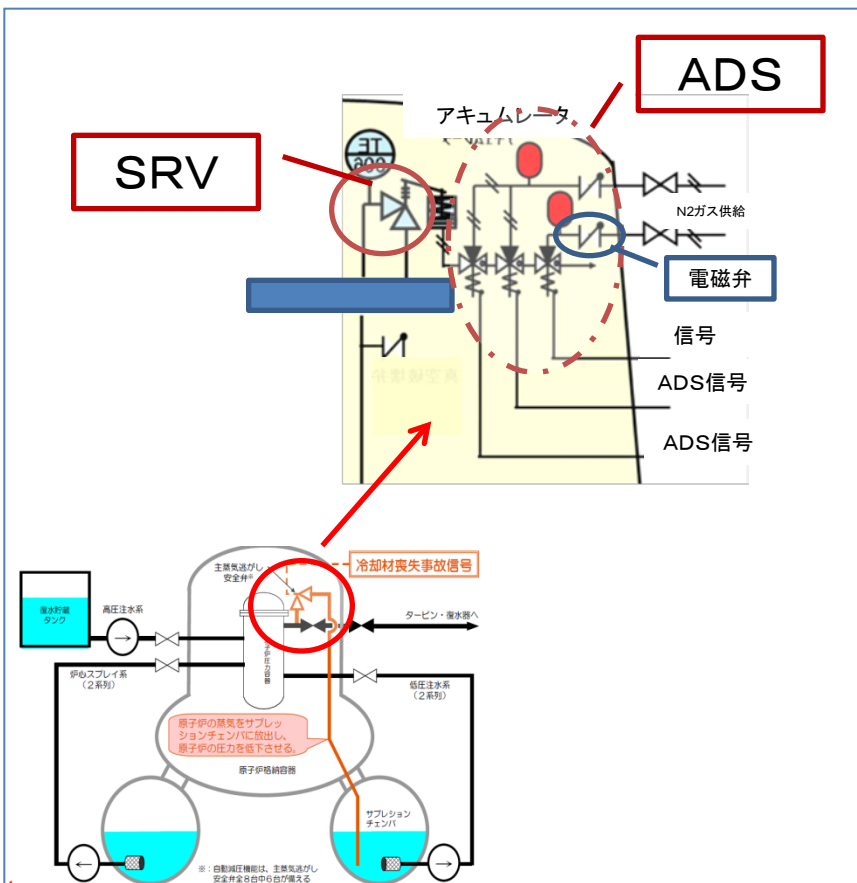
【自動減圧系(ADS)】

○LOCA時に、高圧系の原子炉注水設備の機能が十分発揮されず、原子炉水位を維持できない場合に作動。(HPCIのバックアップ機能)

○強制的にSRVを開いて蒸気をS/Cへ逃がし炉内圧力を迅速に減圧させ、低圧系の原子炉注水設備による注水を可能にし、炉心の冷却を行う。

(設備概要; 福島第一3号機の例)

6弁、作動圧力(7.44~7.58MPa)、駆動源(電磁弁電源; 蓄電池、弁本体駆動源; N2ガス、論理電源; 蓄電池)



自動減圧系の概略系統図

(東京電力公表資料より抜粋)

(JNES資料に加筆)

6. 原子炉格納容器冷却系

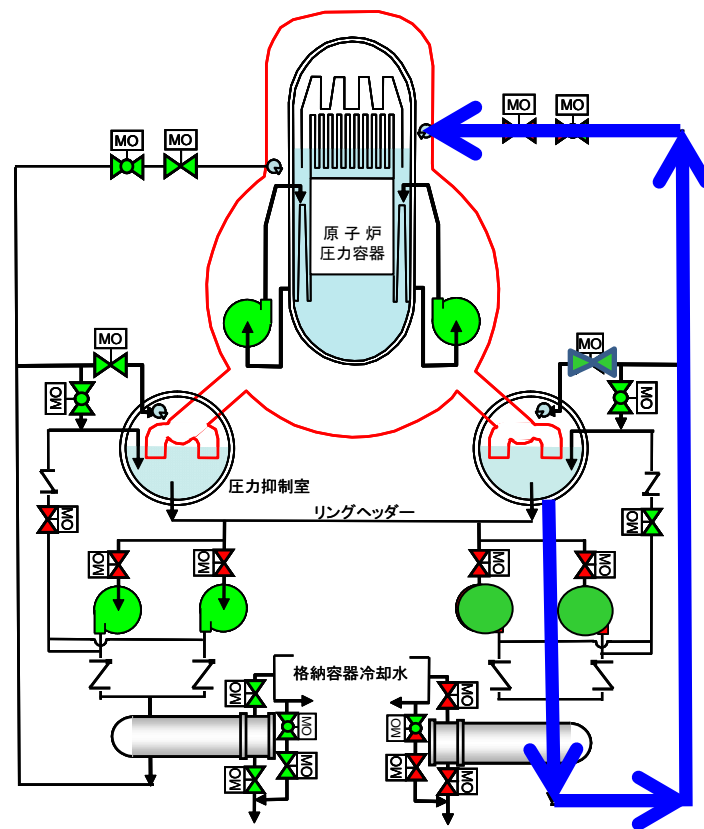
原子炉冷却材喪失事故(LOCA)後に、圧力抑制室(S/P)内のプール水を格納容器内にスプレイすることにより、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容器内に浮遊している放射性物質が漏洩するのを抑える系統である。

【原子炉格納容器スプレイ系】

- 格納容器内の蒸気凝縮、非凝縮性ガスの冷却、
よう素ガスの除去を行う。

(設備概要; 福島第一3号機の例)

残留熱除去系モードの1つ、2系統/4台、駆動源(所内交流電源、非常時(DG供給交流電源(制御電源は蓄電池))、水源はS/P。



原子炉格納容器冷却系の概略系統図

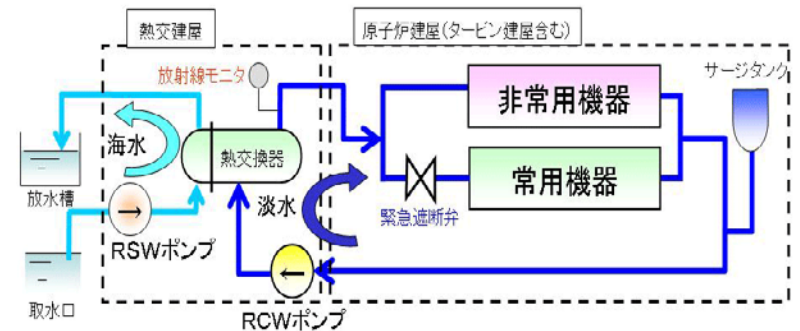
(JNES資料に加筆)

7. 原子炉補機冷却系

原子炉建屋内に設置された熱交換器、ポンプ、モータ等の機器(これらの設備を補機という。)から発生する熱及び原子炉停止時の崩壊熱を原子炉補機冷却水系(RCW; 淡水系)より除去し、原子炉補機冷却海水系(RSW: 海水系)を通じて、熱を海に放出する系統である。

【原子炉補機冷却系】

○ポンプ、熱交換機は予備機をもつ設計(A系、B系等)とし、常用系機器と非常用機器を分離し、緊急遮断弁によって非常用機器を優先して確保することができるように設計されている。



原子炉補機冷却系※

※一部のプラントは、海水による直接冷却

主要負荷	
非常用機器	RHR熱交換器、RHRポンプ、非常用DG、燃料プール冷却系ポンプなど
常用補器	CRDポンプ、再循環ポンプ、タービン補機など

(JNES資料に加筆)

8. 代替冷却注水系 (AM設備; MUWC、FP)

非常用炉心冷却系による原子炉への注水が十分でなく、原子炉の水位が低下し、炉心が大きく損傷するおそれのある緊急時には、補給水系、消火水系等を使用して原子炉へ注水する。アクシデントマネジメント (AM) の一環として整備されている。

【復水補給水系 (MUWC)】

○通常時は、復水器の水位制御等のための水の補給系統 (復水器移送ポンプ) を用いて、復水貯蔵タンク水等 (原子炉水の浄化に使用するフィルターの洗浄などに使用するプラント運用水) を注入する系統である。

(設備概要: 福島第一号機の例)

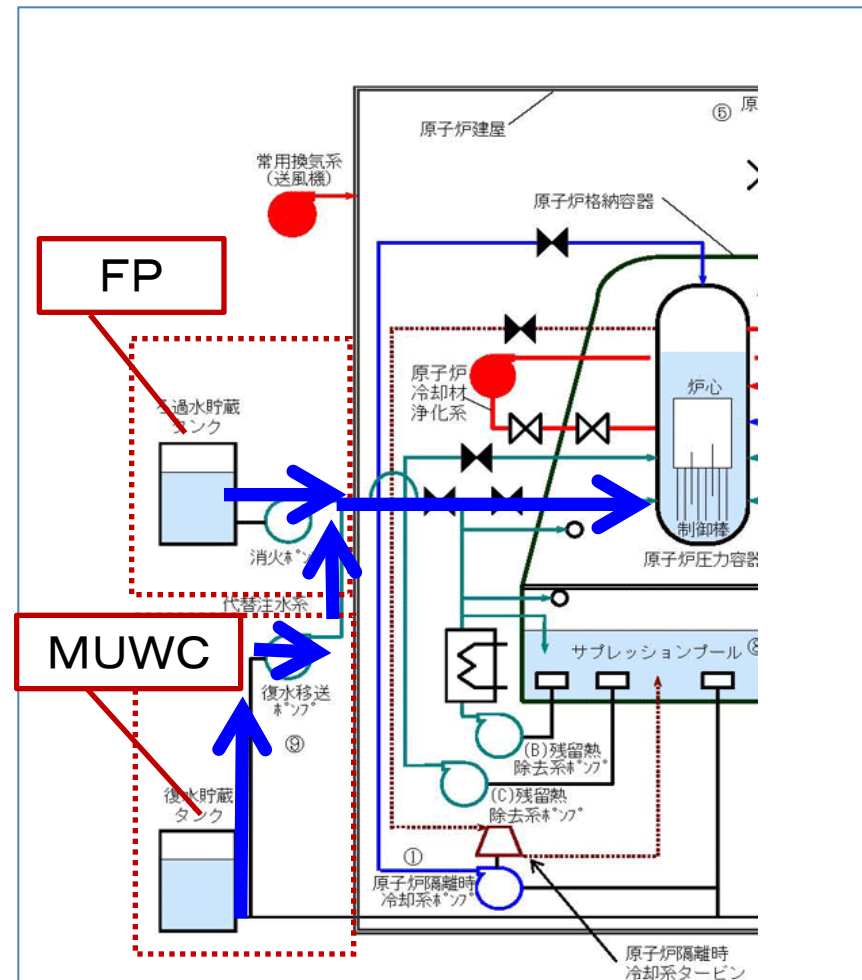
1系統/2台、原子炉圧力0.69MPa以下で作動、駆動源 (所内交流電源、非常時: DG供給交流電源)

【消火水系 (FP)】

○一般の建築物と同様、消防関係法規に従い設置されている系統である。

(設備概要: 福島第一号機の例)

1系統/1台、原子炉圧力0.69MPa以下で作動、駆動源 (モータ駆動 (制御電源含む); 所内交流電源、ディーゼル駆動 (軽油)、制御電源: ディーゼル専用蓄電池)



代替注水系の機器配置と概略系統図
(MARK-2型の例)

(JNES資料に加筆)

9. 代替冷却注水系(SLC、消防車等)

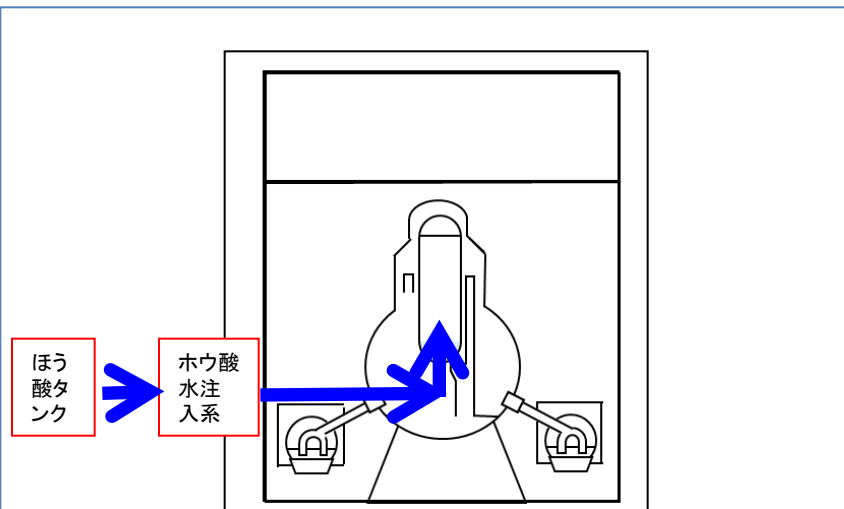
非常用炉心冷却系などによる原子炉への注水が十分でなく、原子炉の水位が低下する場合に原子炉へ注水する系統。

【ほう酸水注入系(SLC)】

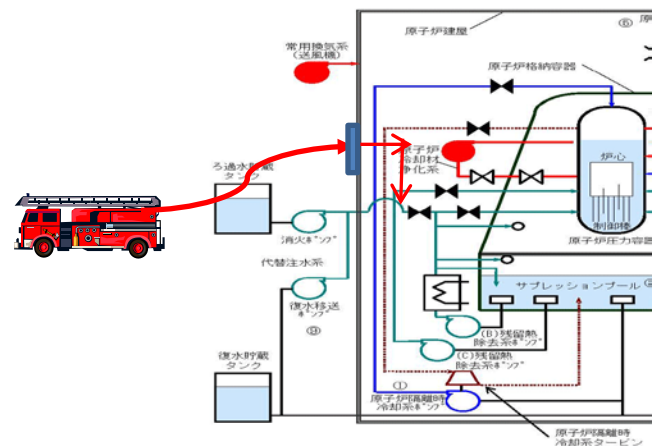
- 万一制御棒が挿入できなくて原子炉を冷温停止できないという状態になった場合に、中性子吸収材であるほう素を注入することによって、原子炉を停止させる機能を有している。
- ほう酸注入ポンプを使用して注水を行う。

【消防車等】

- 消防車等のポンプを使用して、海水等を炉内に注水する系統である。
- 原子炉建屋外に設置された連結送水管口に消防ポンプ車のホースを接続し、復水移送系～低圧注水系等の系統を利用して注水を行う。



ほう酸水注水系の概略系統図



消防車を使用した注水の概略系統図

(JNES資料に加筆)

10. 主要な弁(SRV、AOV、MOV、ラプチャーディスク)

【主蒸気逃がし安全弁(SRV)】

○原子炉格納容器内の主蒸気管に設置され、原子炉の圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないようにする機能と事故時の自動減圧機能をあわせて有する弁。バネ式(アクチュエータ付)で、アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。

【空気作動弁(AOV)】

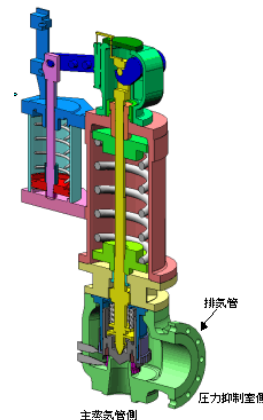
○圧縮空気により作動する弁。

【電動作動弁(MOV)】

○電気(交流又は直流)により作動する弁。

【ラプチャーディスク】

○圧力抑制室内等の蒸気を外部に放出させるための配管に設置された弁(ラプチャーディスク)であり、所定の圧力により破れる構造となっている。当該弁を作動させるためにはラプチャーディスクの手前の隔離弁を開操作する必要がある。



(中国電力公表資料より)

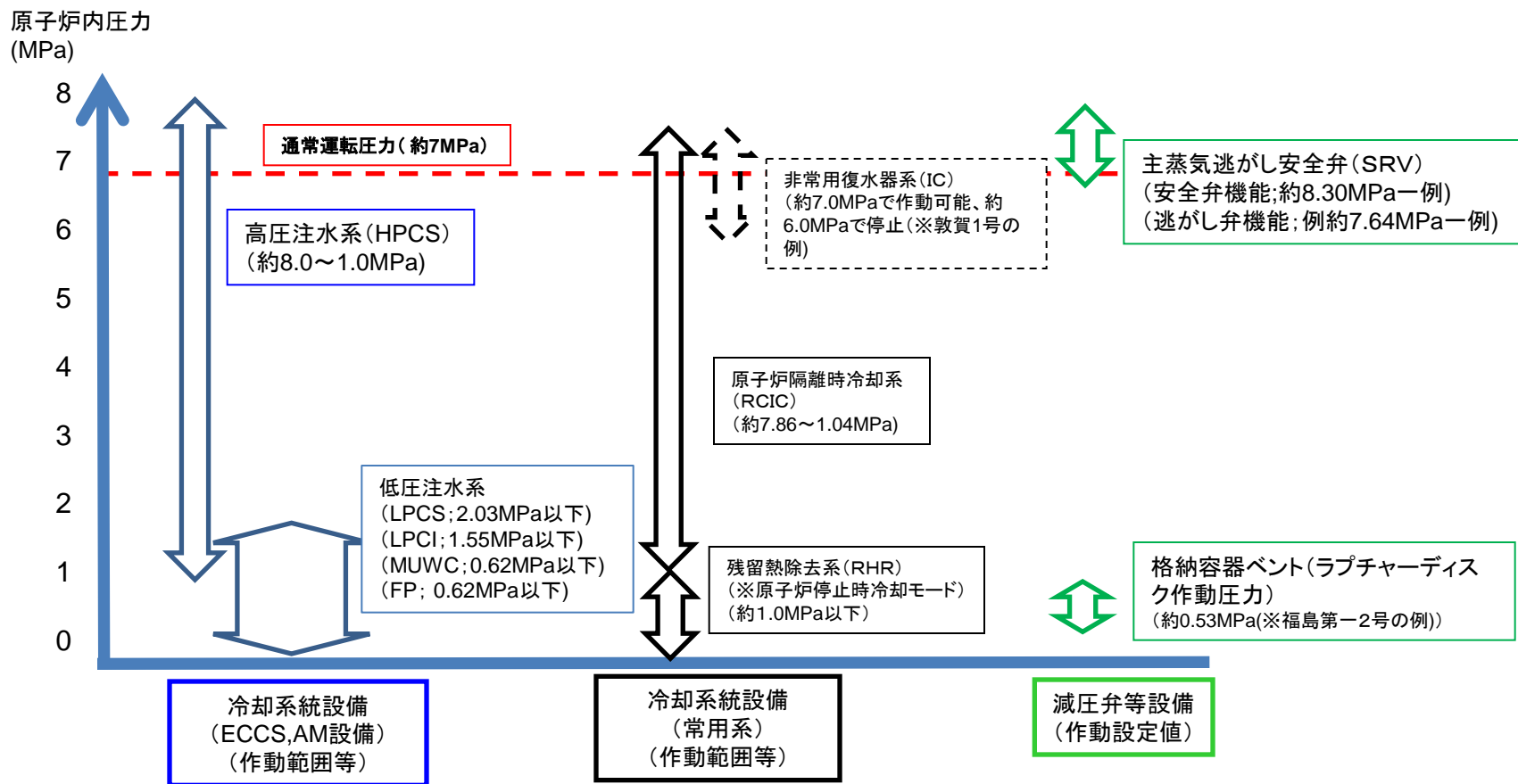
主蒸気逃がし安全弁の概略図



各隔離弁の概要

(中部電力公表資料より)

(参考) BWRにおける原子炉冷却設備等の作動範囲



(表中の数値は※を除き福島第二1号機の値)

原子炉冷却系統設備の対応状況について

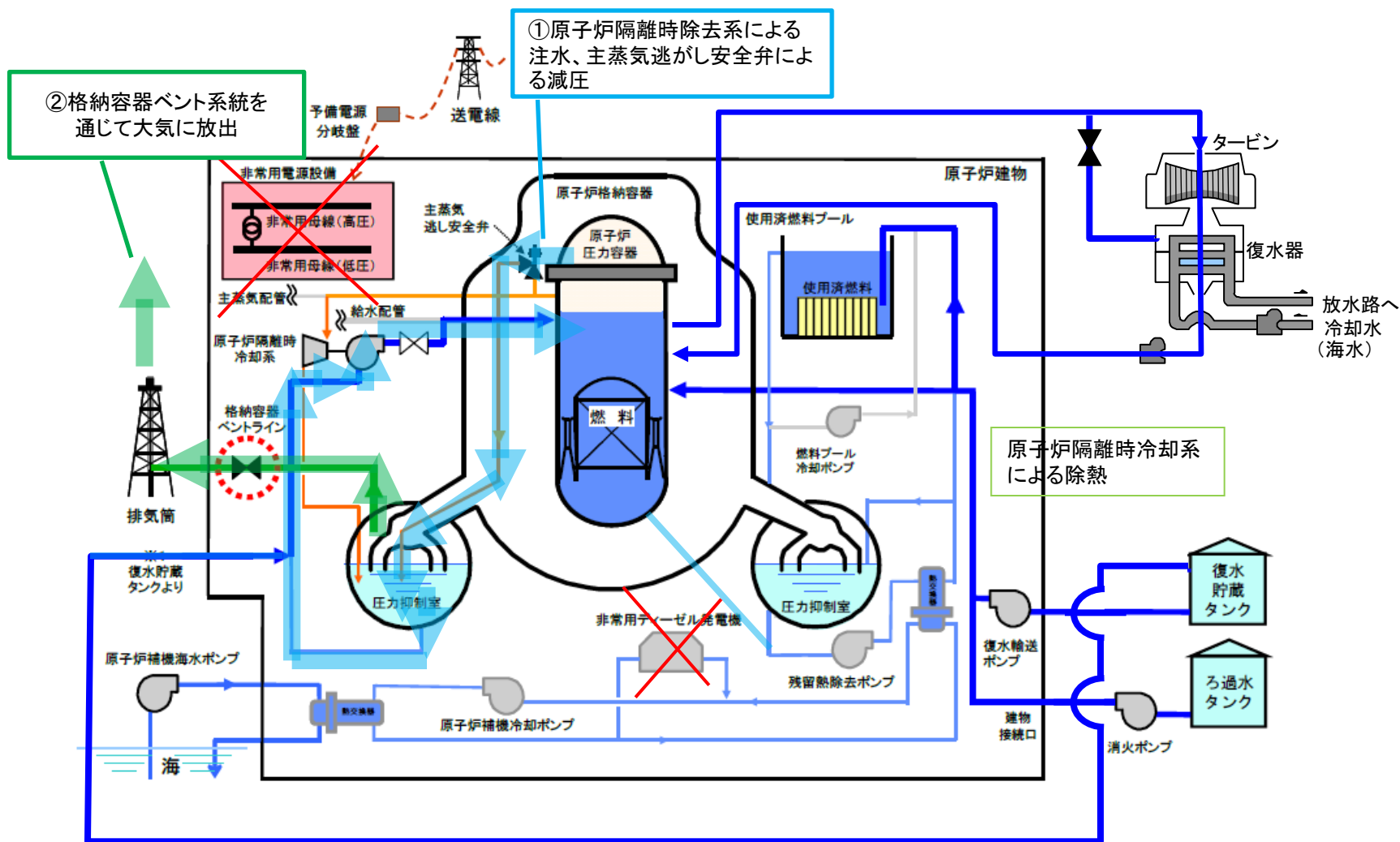
平成23年 11月25日
原子力安全・保安院

原子炉冷却システムの信頼性向上に関する対応

【緊急安全対策(平成23年3月30日指示)】

- 福島第一と同程度の地震・津波が襲来し、仮に全交流電源等を喪失したとしても、電源車やポンプ車等の配備により、安定的に炉心等を冷却する対策、必要な浸水対策及び津波の防御対策を講じることを指示。
- 全交流電源等喪失時における緊急事態対応計画については、原子炉停止後の崩壊熱を除去し冷却するために必要な水量を適切に解析評価し、この評価に基づいて、一定時間内にポンプ車や電源車等により給水及び電源供給が行われることが適切に手順書に記載され、訓練がなされていること、これらにより燃料が損傷することなく原子炉を高温停止状態に維持できることを確認した。
- さらに原子炉を安定的に冷却する状態を維持して、長期間の冷却を維持することにより、または、仮設ポンプの設置や海水ポンプ等の復旧により、冷温停止状態に繋げることができることを確認した。
- 緊急時における危険回避についての権限は、保安規定及び手順書で発電所長が行行使することが明確に定められている。ベント、注水(海水を含む)についても発電所長が決定することにより実施できることが定められている。これにより、緊急時において迅速に対応できることを確認した。

(1) 緊急安全対策実施前 (全交流電源喪失時の崩壊熱の除熱方法; BWR)



← RCICによる冷却系統、 ← 格納容器ベント系統

平成23年5月2日緊急安全対策実施状況報告書 (中国電力島根原子力発電所)に一部加筆

(2) 緊急安全対策実施後 (全交流電源喪失時の崩壊熱の除熱方法 ; BWR)

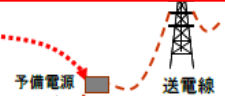
福島第一発電所事故においては、電源及び冷却水源の枯渇により、**高温停止状態、燃料プール水温を維持できなかつた**ことから、緊急安全対策として**電源設備の強化及び冷却水源の確保等**を指示。

【電源設備の強化】

対策蓄電池に加え、RCICポンプの制御、プラント状態の監視等に必要な電源の供給のため、**高圧電源車を配備**



高圧発電機車



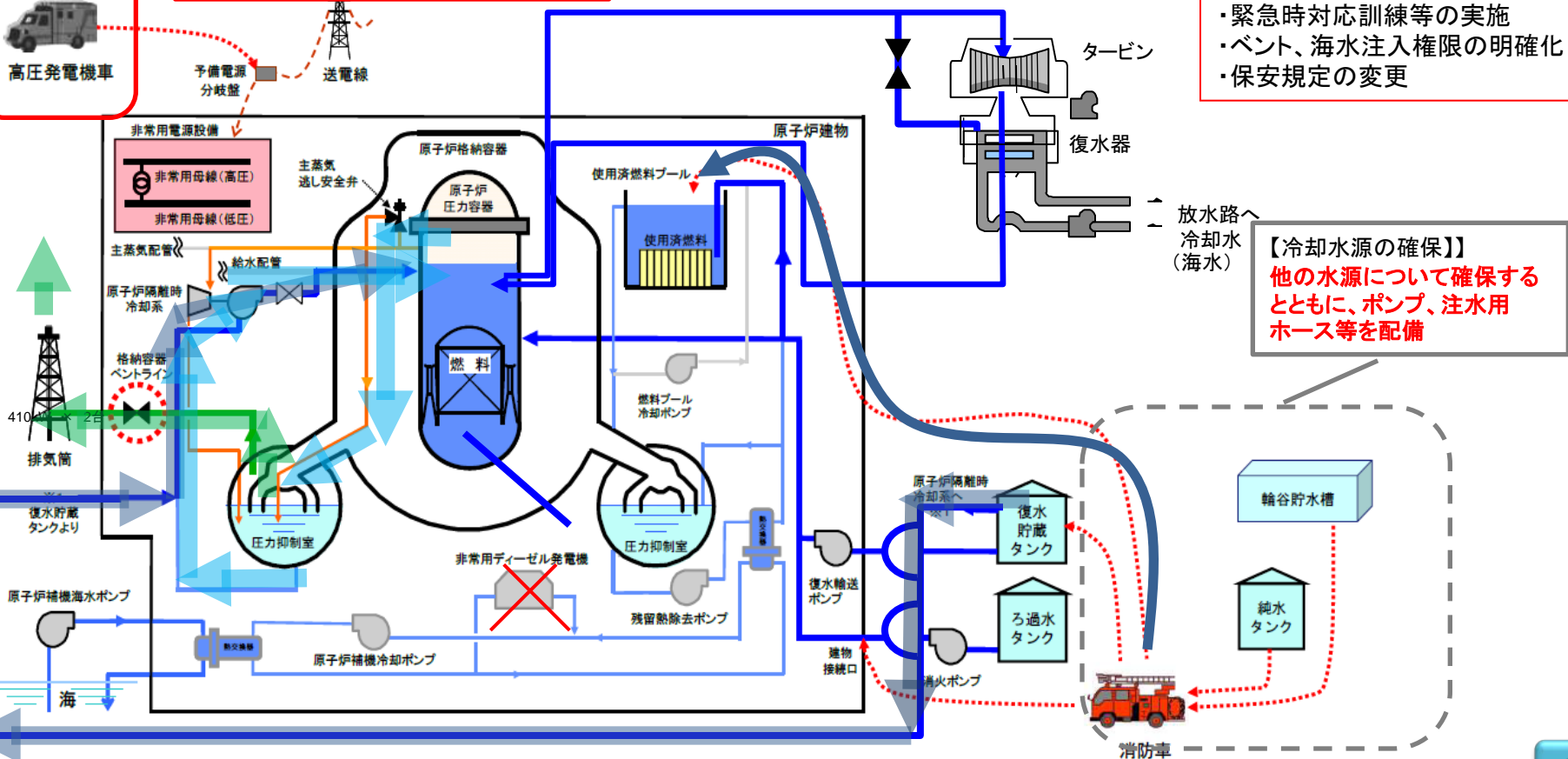
平成23年5月2日緊急安全対策実施状況報告書
(中国電力島根原子力発電所)に一部加筆

【その他】

- ・緊急時対応訓練等の実施
- ・ベント、海水注入権限の明確化
- ・保安規定の変更

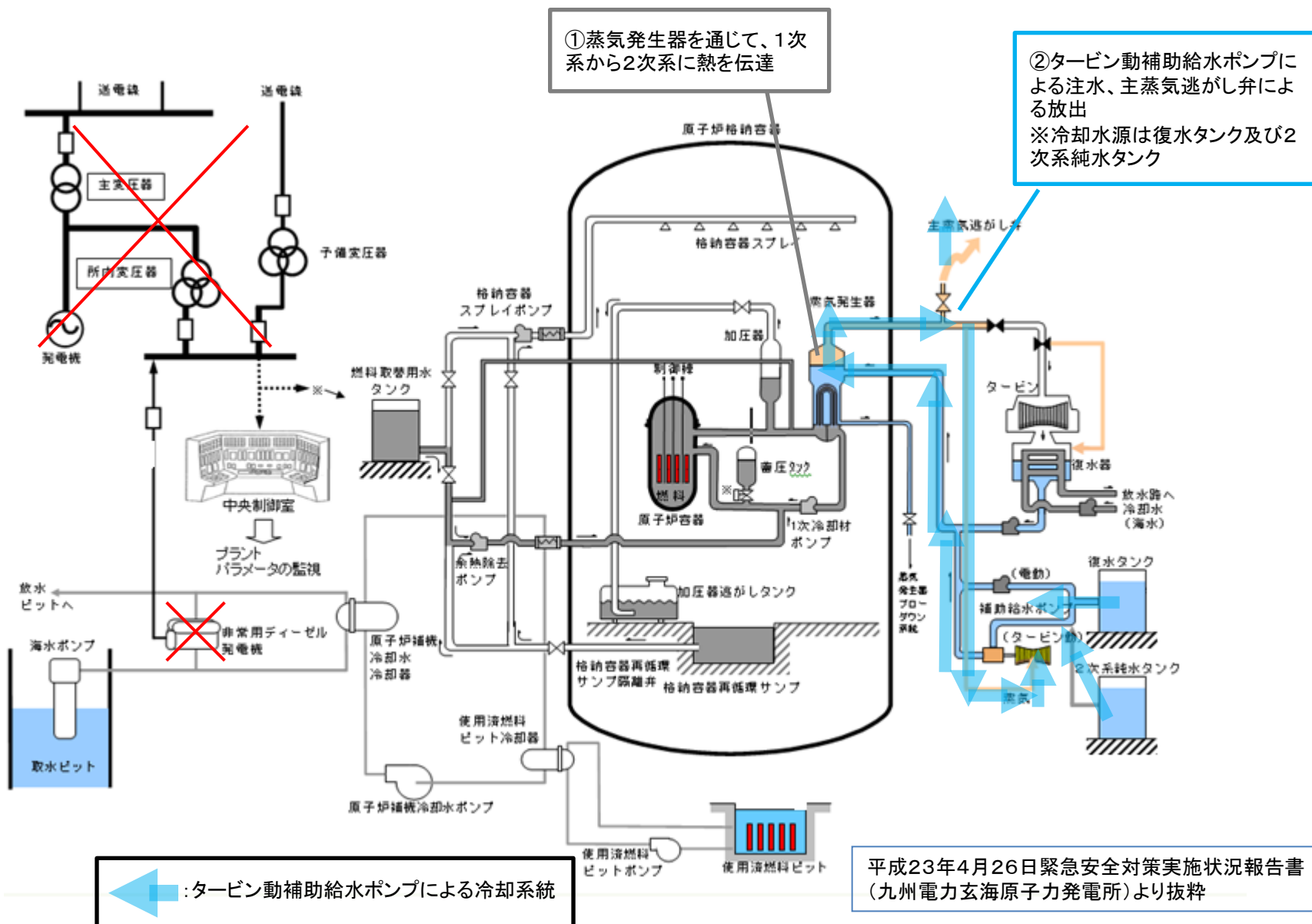
【冷却水源の確保】

他の水源について確保するとともに、ポンプ、注水用ホース等を配備



← RCICによる冷却系統、 ← 格納容器ベント系統、 ← 冷却水源供給系統

(3) 緊急安全対策実施前 (全交流電源喪失時の崩壊熱の除熱方法; PWR)

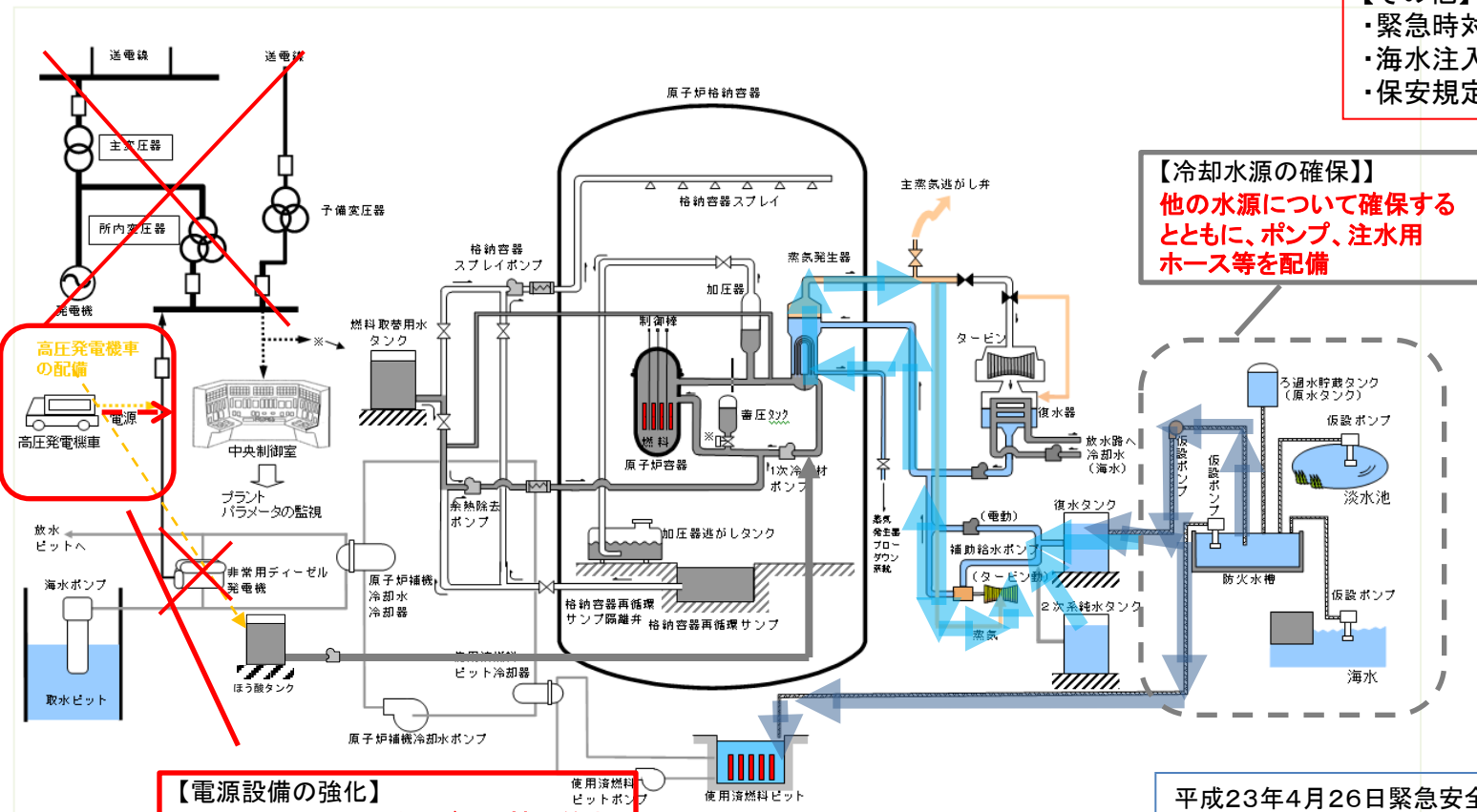


(4) 緊急安全対策実施後 (全交流電源喪失時の崩壊熱の除熱方法; PWR)

福島第一発電所事故においては、電源及び冷却水源の枯渇により、**高温停止状態、燃料プール水温を維持できなかった**ことから、緊急安全対策として**電源設備の強化及び冷却水源の確保等**を指示。

【その他】

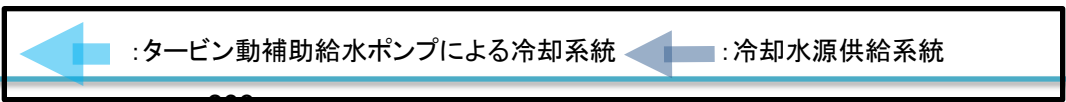
- ・緊急時対応訓練等の実施
- ・海水注入権限の明確化
- ・保安規定の変更



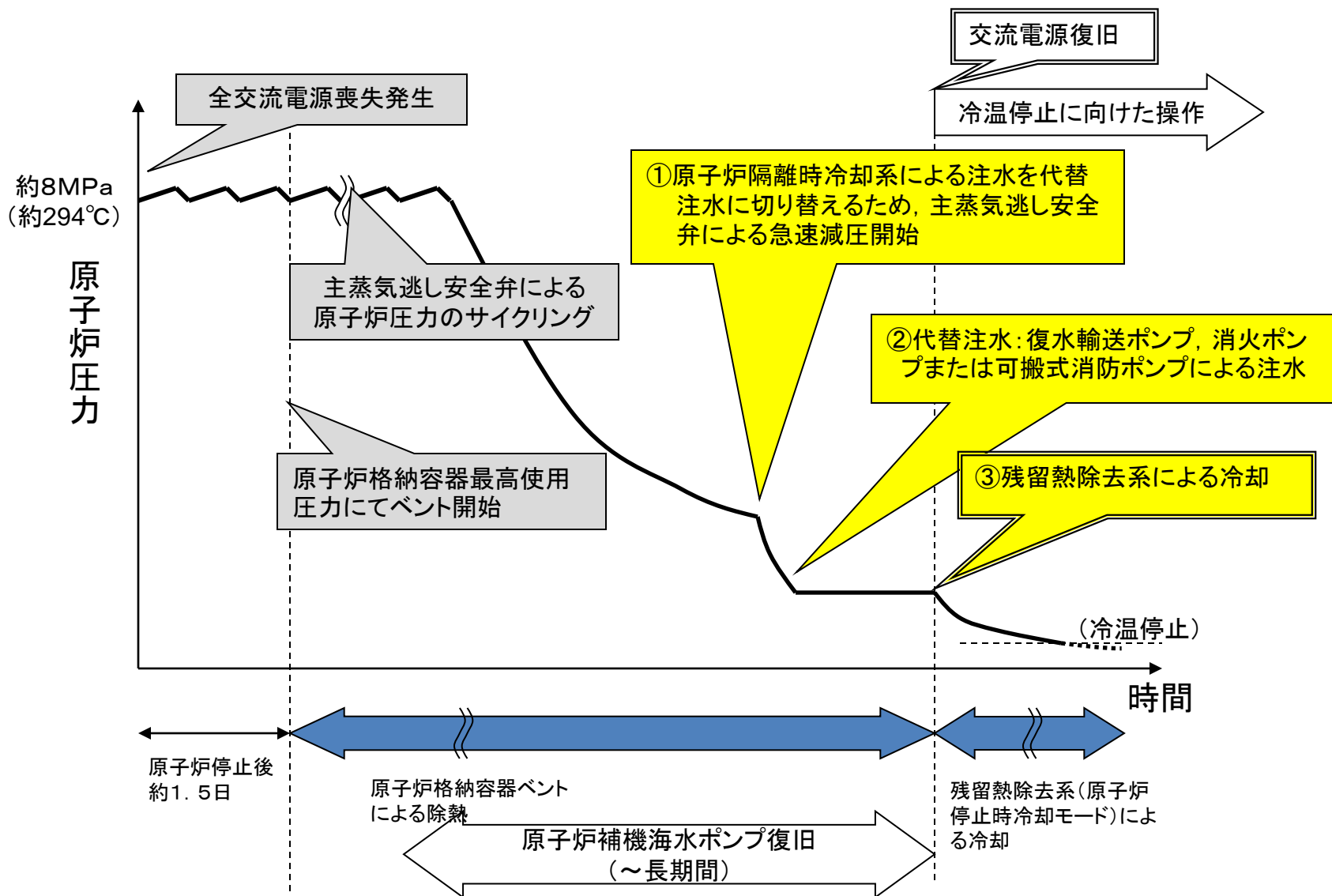
【冷却水源の確保】
他の水源について確保するとともに、ポンプ、注水用ホース等を配備

【電源設備の強化】
対策蓄電池に加え、タービン動補助給水ポンプの制御、プラント状態の監視等に必要の電源の供給のため、高圧電源車を配備

平成23年4月26日緊急安全対策実施状況報告書 (玄海原子力発電所)より抜粋

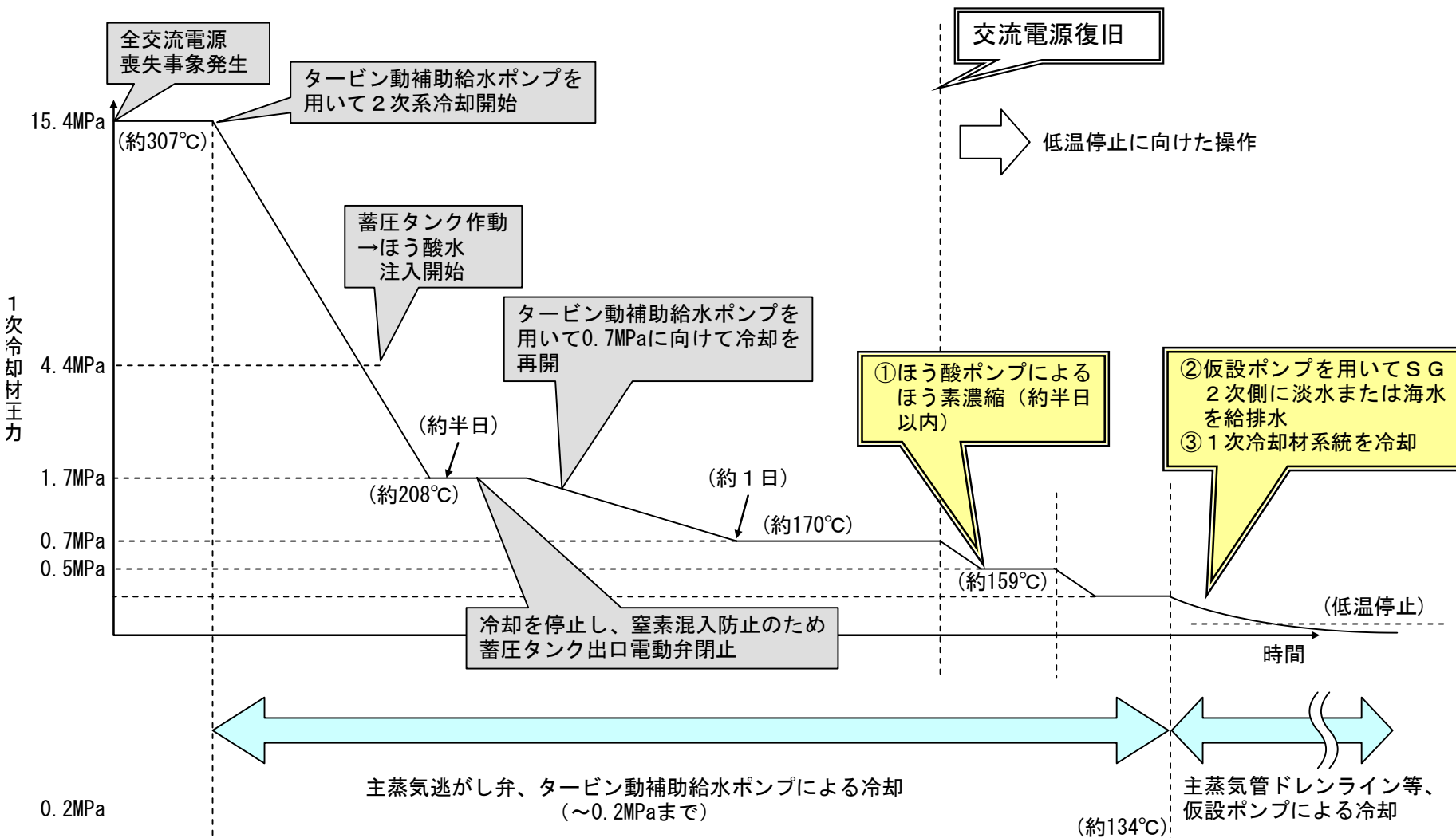


(参考) 冷温停止状態への移行 (BWR)



平成23年5月2日緊急安全対策実施状況報告書
(中国電力島根原子力発電所)より抜粋

(参考) 冷温停止状態への移行 (PWR)



平成23年4月26日緊急安全対策実施状況報告書
(玄海原子力発電所)より抜粋

(参考資料)

原子炉及び使用済燃料プールに係る冷却用ポンプ、水源確保等の状況 (参考資料 1)

補機冷却用海水ポンプに係る津波対策 (参考資料 2)

		原子炉及び使用済燃料プールの冷却			水源確保
		ポンプ等			
		必要能力	確保能力	保管場所等	
北海道	泊	<ポンプ> 1号:約20m ³ /h 2号:約20m ³ /h 3号:約32m ³ /h <ホース> 総延長約2,360m	<ポンプ> 1号:可搬式ポンプ30m ³ /h×2台 2号:可搬式ポンプ30m ³ /h×2台 3号:可搬式ポンプ30m ³ /h×4台 1～3号共用:可搬式ポンプ 45m ³ /h×3台、180m ³ /h×1台、 30m ³ /h×6台、消防車48m ³ /h×2台 <ホース> 2,710m(20m×136本 相当)	<保管場所> 構内高台 (TP31m,33m) 消防車車庫(TP10m) ※大津波警報発令時には、 常駐の自衛消防隊員により 構内高台 (TP31m) へ一時退 避 <要求時間> 10時間以内 <訓練確認時間> 3時間程度	<淡水タンク> 1号:825t(3基合計) 2号:825t(3基合計) 3号:1,310t(2基合計) 1～3号共用: 27,960t(16基合計) <海水> 取水口
	東通	<ポンプ> 約40m ³ /h <ホース> 総延長約1,500m	<ポンプ> 消防車120m ³ /h×2台 <ホース> 1,600m(20m×80本)	<保管場所> 消防車庫(TP13m) ※大津波警報発令時には、 常駐の自衛消防隊員により 固体廃棄物貯蔵所駐車場 (TP18m) へ一時退避 <要求時間> 8時間以内 <訓練確認時間> 約1.5時間	<淡水タンク> 3,166t(12基合計) <河川水> 日量2,300t <海水> 取水口
東北	女川	<ポンプ> 1号:約20m ³ /h 2号:約30m ³ /h 3号:約30m ³ /h <ホース> 総延長約1800m	<ポンプ> 消防車120m ³ /h×2台 <ホース> 約2,000m(20m×100本)	<保管場所> 消防車庫(O.P.+25m) <要求時間> 8時間以内 <訓練確認時間> 約1.5時間	<淡水タンク> 1号:2900t以上 2号:3000t以上 3号:3000t以上 <海水> 取水口

原子炉及び使用済燃料プールに係る冷却用ポンプ、水源確保等の状況（2 / 6）

		原子炉及び使用済燃料プールの冷却			
		必要能力	ポンプ等 確保能力	保管場所等	水源確保
東京	福島第二	<ポンプ> 1～4号共用:約30m ³ /h <ホース> 総延長約500m (1号に接続)	<ポンプ> 120m ³ /h×3台(消防車) <ホース> 2,000m(20m×100本)	<保管場所> 高台駐車場 (O.P. 18.5m) (O.P. 47m) <要求時間> 10時間以内 <訓練確認時間> 約1時間	<淡水タンク> 1号:509t 2号:430t 3号:509t 4号:466t 1～4号共用:7,180t (4基合計) <海水> 取水口
	柏崎刈羽	<ポンプ>(注) (運転中プラント) 1号:約30m ³ /h、5号:約30m ³ /h、6号:約40m ³ /h、7号:約40m ³ /h (停止中プラント) 2号:約1m ³ /h、3号:約1m ³ /h、4号:約1m ³ /h <ホース> 総延長1970m	<ポンプ> 1,2号:消防車約60m ³ /h×1台 3号:消防車約60m ³ /h×1台 4号:消防車約60m ³ /h×1台 5,6号:消防車約120m ³ /h×1台 7号:消防車約50m ³ /h×1台 <ホース> 2,080m(20m×104本)	<保管場所> 高台駐車場(TP35m) <要求時間> 8時間以内 <訓練確認時間> 約2時間	<淡水タンク> 1号:1,575t×1基 2号,3号,4号: 415t×1基 5号:1,550t×1基 6号:1,050t×1基 7号:1,050t×1基 1～7号共用: 12,500t(8基合計) <海水> 取水口

(注)長期停止中である柏崎刈羽原子力発電所2、3、4号機については、使用済み燃料貯蔵プールの冷却が可能であること等について確認した。

中部	浜岡	<ポンプ> 1号:0 m ³ /h ^{※1,2} 、2号:0.3m ³ /h ^{※1} 、 3号:40m ³ /h、4号:40m ³ /h、5号:45m ³ /h ※1廃止措置中のため使用済燃料貯蔵プール冷却のみ ※2使用済燃料貯蔵プールに使用済み燃料が1体しかないため、給水不要 <ホース> 総延長約1,420m	<ポンプ> 1,2号:可搬式ポンプ67.8 m ³ /h×2台、3号:可搬式ポンプ52.8 m ³ /h×2台、4号:可搬式ポンプ52.8 m ³ /h×2台、5号:可搬式ポンプ52.8 m ³ /h×2台 <ホース> 約1,440m(20m×72本)	<保管場所> 開閉所(TP25m) <要求時間> 約1.3日以内 <訓練確認時間> 約2時間	<淡水タンク> 1号:118t(2基合計) 2号:488t(3基合計) 3号:1,960t(2基合計) 4号:1,597t(2基合計) 3,4号共用:3,450t(2基合計) 5号:1,592t(2基合計) <海水> 2号海水連けいポンピット 3・4・5号機の取水槽 <河川水> 新野川
----	----	--	---	---	--

原子炉及び使用済燃料プールに係る冷却用ポンプ、水源確保等の状況（3 / 6）

		原子炉及び使用済燃料プールの冷却			
		ポンプ等		水源確保	
		必要能力	確保能力		保管場所等
北陸	志賀	<p><ポンプ> 1号機:16m³/h 2号機:40m³/h</p> <p><ホース> 総延長700m</p>	<p><ポンプ車等> 1,2号共用:消防車84m³/h×1台 消防車 60m³/h×1台 可搬式ポンプ 60m³/h×1台</p> <p><ホース> 1,000m(20m×50本)</p>	<p><保管場所> ポンプ車等:消防車庫、事務本館横車庫(TP11m) ホース:資機材庫(TP64m)、ポンプ車積載(TP11m) ※大津波警報発令時には、常駐の自衛消防隊員によりTP30mの高台へ一時退避</p> <p><要求時間> 約1日以内 <訓練確認時間> 約2時間</p>	<p><淡水タンク> 1号:972t×1基 2号:1,193t×1基 1,2号共用:1,243t(4基合計)</p> <p><ダム水> 36万t</p> <p><海水> 2号放水槽</p>
		関西	美浜	<p><ポンプ> 1号:約13m³/h 2号:約18m³/h 3号:約17m³/h</p> <p><ホース> 総延長約3,090m</p>	<p><ポンプ> 1号:可搬式ポンプ36m³/h×3台、52.8m³/h×1台 2号:可搬式ポンプ36m³/h×6台、52.8m³/h×1台 1,2号:可搬式ポンプ52.8m³/h×1台 3号:可搬式ポンプ36m³/h×3台、52.8m³/h×4台</p> <p><ホース> 3,640m(20m×182本)</p>
大飯	<p><ポンプ> 1号:19.88m³/h 2号:19.88m³/h 3号:19.44m³/h 4号:19.44m³/h</p> <p><ホース> 総延長約4,860m</p>			<p><ポンプ> 1号:可搬式ポンプ46m³/h×3台 2号:可搬式ポンプ46m³/h×3台 1,2号:可搬式ポンプ48m³/h×3台 3号:可搬式ポンプ36m³/h×4台、48m³/h×4台 4号:可搬式ポンプ36m³/h×4台、48m³/h×4台</p> <p><ホース> 5,720m(20m×286本)</p>	<p><保管場所> ホース、ポンプ:吉見トンネル内(TP62.8m)</p> <p><要求時間> 5時間以内 <訓練確認時間> 約70分</p>

原子炉及び使用済燃料プールに係る冷却用ポンプ、水源確保等の状況（4 / 6）

		原子炉及び使用済燃料プールの冷却			
		ポンプ等		水源確保	
		必要能力	確保能力		保管場所等
関西	高浜	<ポンプ> 1号:約17m ³ /h 2号:約17m ³ /h 3号:17.33m ³ /h 4号:17.33m ³ /h <ホース> 総延長約7,040m	<ポンプ> 1号:可搬式ポンプ46m ³ /h×4台、48m ³ /h×5台 2号:可搬式ポンプ46m ³ /h×6台、48m ³ /h×5台 3号:可搬式ポンプ46m ³ /h×9台、48m ³ /h×9台 4号:可搬式ポンプ46m ³ /h×7台、48m ³ /h×7台 <ホース> 8,280m(20m×414本)	<保管場所> ポンプ:蒸気発生器保管庫付近高台(TP32m) ホース:ヒンターズハウス付近高台(TP28.0m) 使用済燃料ピットエリア(TP32m) <要求時間> 5時間以内 <訓練確認時間> 約70分	<淡水タンク> 1号:680t(2基合計) 2号:680t(2基合計) 3号:660t(2基合計) 4号:660t(2基合計) 1号、2号、3号、4号共用: 26,160t(12基合計) <海水> 1号機:1,2号機取水路、放水路 2号機:1,2号機放水路 3号機:3,4号機取水路、1,2号機放水口 4号機:1,2号機放水路、放水口
中国	島根	<ポンプ> 1号機:約13m ³ /h 2号機:約22m ³ /h <ホース> 総延長約1,000m	<ポンプ> 消防車142.8m ³ /h×1台、92.4m ³ /h×1台 可搬式ポンプ76.8m ³ /h×1台、72.6m ³ /h×1台、 60m ³ /h×24台、 92.4m ³ /h×13台 <ホース> 4,580m(20m×229本)	<設置場所> 消防車庫(TP8.5m)および資機材置場(TP15m) ※津波警報発令時には、常駐の自衛消防隊員によりTP15mへ一時退避 <要求時間> 約4日 <訓練確認時間> 約30分	<淡水タンク> 1号:1,600t×1基 2号:1,400t×1基 1,500t×1基 1号,2号共用:5,792t(4基合計) 1号,2号共用貯水槽: 18,000t(4基合計) <海水> 輪谷湾内
四国	伊方	<ポンプ> 1号:約21m ³ /h 2号:約21m ³ /h 3号:約34m ³ /h <ホース> 総延長約1,960m	<ポンプ> 消防車84m ³ /h×2台、可搬式ポンプ73.2m ³ /h×2台 <ホース> 約4,000m(20m×200本)	<保管場所> タンクヤード(TP32m) <要求時間> 1,2号約5時間以内/3号約9時間以内 <訓練確認時間> 約1時間	<淡水タンク> 1号:1,505t(2基) 2号:1,505t(2基) 1,2号共用:12,400t(3基) 3号:8,410t(4基) <海水> 1,2号放水口 3号海水ピット

原子炉及び使用済燃料プールに係る冷却用ポンプ、水源確保等の状況（5 / 6）

		原子炉及び使用済燃料プールの冷却			
		ポンプ等		水源確保	
		必要能力	確保能力		保管場所等
九州	玄海	<p><ポンプ> 1号:約13m³/h 2号:約13m³/h 3号:約31m³/h 4号:約28m³/h</p> <p><ホース> 総延長:約4,920m</p>	<p><ポンプ> 可搬式ポンプ 1号:48.0m³/h×1台 30.0m³/h×1台 46.8m³/h×1台 4.8m³/h×1台 2号:48.0m³/h×1台 30.0m³/h×1台 46.8m³/h×1台 4.8m³/h×1台 3号:48.0m³/h×1台 46.8m³/h×1台 30.0m³/h×1台 4号:30.0m³/h×1台 46.8m³/h×1台 18.0m³/h×1台</p> <p><ホース> 約7,500m(20m相当×375本)</p>	<p><保管場所> 仮設ポンプ、ホース等:構内の高台(TP24.6m)</p> <p>(1,2号) <要求時間> 約5時間以内 <訓練確認時間> 約60分 (3,4号) <要求時間> 約6時間以内 <訓練確認時間> 約50分</p>	<p><淡水タンク> 1号:305t×1基 2号:305t×1基 3号:690t×1基 4号:690t×1基 1,2号共用:830t×2基、1,400t×2基 3,4号共用:1,430t×2基、6,500t×2基</p> <p><ほう酸水タンク> 1号:860t×1基 2号:860t×1基 1,2号共用:280t×1基</p> <p><河川水> 八田浦貯水池(保有水量約13万t)</p> <p><海水> 1号:1号取水ピット 2号:1号取水ピット 3号:3号取水ピット 4号:4号放水ピット</p>
九州	川内	<p><ポンプ> 1号:約25m³/h 2号:約25m³/h</p> <p><ホース> 総延長約2,000m</p>	<p><ポンプ> 可搬式ポンプ 1号:30.0m³/h×2台 7.8m³/h×1台 2号:30.0m³/h×2台 7.8m³/h×1台</p> <p><ホース> 約4,300m(20m相当×215本)</p>	<p><保管場所> 仮設ポンプ、ホース等:構内の高台(TP27.0m)</p> <p><要求時間> 約6時間以内 <訓練確認時間> 約80分</p>	<p><淡水タンク> 1号:520t×1基 2号:520t×1基 1,2号共用:930t×2基、2,100t×2基</p> <p><ほう酸水タンク> 1号:1,470t×1基 2号:1,470t×1基 1,2号共用:1,040t×1基</p> <p><河川水> みやま池(保有水量約34万t)</p> <p><海水> 1号:1号取水ピット 2号:2号取水ピット</p>

原子炉及び使用済燃料プールに係る冷却用ポンプ、水源確保等の状況（6 / 6）

		原子炉及び使用済燃料プールの冷却			
		ポンプ等		水源確保	
		必要能力	確保能力		保管場所等
日本原電	敦賀	<p><ポンプ> 1号: 20.7m³/h 2号: 50.8m³/h</p> <p><ホース> 1号: 総延長480m 2号: 総延長520m</p>	<p><ポンプ> 1号: 可搬式ポンプ67.8m³/h x 2 2号: 消防車120m³/h x 2 可搬式ポンプ67.8m³/h x 2</p> <p><ホース> 1号機: 480m (20m x 24本) 2号機: 520m (20m x 26本)</p>	<p><保管場所> 高台 (約TP20m) 消防車庫 (TP3m) ※大津波警報発令時には、常駐の自衛消防隊員によりTP20mの高台へ一時退避</p> <p>(1号機) <要求時間> 2.2日以内 <訓練確認時間> 約33分</p> <p>(2号機) <要求時間> 1.1日以内 <訓練確認時間> 約35分</p>	<p><淡水タンク> 1号: 1,977t (5基合計) 2号: 7,467t (8基合計)</p> <p><海水> 1,2号: 1号取水口</p>
	東海第二	<p><ポンプ> 36.3m³/h</p> <p><ホース> 総延長442m</p>	<p><ポンプ> 消防車168m³/h x 2台、可搬式ポンプ60m³/h x 1台</p> <p><ホース> 480m (24本)</p>	<p><保管場所> TP8.2m ※大津波警報発令時には、常駐の自衛消防隊員によりTP21mの高台へ一時退避</p> <p><要求時間> 1.9日以内 <訓練確認時間> 約2時間</p>	<p><淡水タンク> 2,750t (5基合計)</p> <p><海水> 取水口</p>

補機冷却用海水ポンプに係る津波対策 (1/2)

参考資料2

会社名	発電所	設置場所等	引き波対策
北海道	泊 1号～3号	建屋内に設置済	手順書整備(1,2号)、 設備対策(3号)
東北	女川 1号～3号	海水ポンプエリアに防潮壁を設置予定	設備対策
	東通	建屋内に設置済	設備対策
東京	福島第一 1号～6号	屋外に設置	手順書整備
	福島第二 1号～4号	建屋内に設置済	設備対策、 手順書整備)
	柏崎刈羽 1号～7号	建屋内に設置済	設備対策
中部	浜岡 3号～5号	海水ポンプエリアに1.5mの防水壁を設置予定	設備対策
北陸	志賀 1号～2号	建屋内に設置済	手順書整備

※引き波対策の事例

手順書整備・・・水位確認に基づくプラント及びプラント停止及び
ポンプ停止運用手順書 など

設備対策・・・非常用ポンプ長尺化、取水槽内に貯留槽設置 など

補機冷却用海水ポンプに係る津波対策 (2/2)

会社名	発電所	設置場所等	引き波対策
関西	美浜 1号～3号	海水ポンプエリアに防護壁を設置予定	手順書整備
	高浜 1号～4号		
	大飯 1号～4号		
中国	島根 1号～2号	海水ポンプエリアに高さ2mの防水壁を設置済	手順書整備
四国	伊方 1号～3号	海水ポンプエリアに防潮壁等を設置予定	手順書整備
九州	川内 1号～2号	海水ポンプエリアに防護壁を設置検討中	手順書整備
	玄海 1号～4号		
原電	敦賀1号 敦賀2号	海水ポンプエリアに防護壁を設置予定	設備対策
	東海第二	海水ポンプエリアに高さ2.8mの防護壁を設置済	設備対策
JAEA	もんじゅ	海水ポンプエリアに1.2mの防水壁を設置予定	手順書整備、 設備対策

各発電所の炉心冷却系及び関連弁等の一覧 (BWR、PWR)

平成23年11月25日
原子力安全・保安院

(一覧表の内容について)

- 1プラントにつき、2枚のシートから構成されており、BWR、PWRの順に並べてあります。
- 1枚目のシートは、原子炉内の冷却等に必要な系統(ECCS系統、常用系統、AM設備、燃料プール(ピット)冷却系統)について、主系統、間接冷却系統、海水冷却系統の順に、仕様や駆動に必要な電源等を記載。
- 2枚目のシートは、原子炉内の冷却等に必要な系統に設置してある隔離弁について、仕様や駆動に必要な電源等を記載。
- ロジック信号の欄に記載している用語については、以下のとおり。
 - 「FAIL CLOSE」;ロジック信号の入力に伴い、閉側に作動すること。
 - 「FAIL AS IS」;ロジック信号の入力に伴い、そのままの状態にとどまっている状態こと。
 - 「対象なし」;ロジック信号の入力に伴い動作する弁はないこと。

BWR



炉心冷却系及び関連弁の配置及び動作について【BWR総括表】

		ECCS系				原子炉隔離時冷却系(RCIC)			
		隔離弁の配置		弁の動作ロジック		弁の配置		弁の動作ロジック	
		PCV内側	PCV外側	交流電源喪失時	直流電源喪失時	PCV内側	PCV外側	交流電源喪失時	直流電源喪失時
東北	東通	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)	高圧系; FAIL AS IS ADS; 直流電源系により 動作可。その他: FAIL AS IS	ADS: CLOSE その他: FAIL AS IS	1	4	PCV内側のみ FAIL AS IS。他は直流電源により 動作可。	FAIL AS IS
	女川1	ADS(4)	HPCI(5) GS(2) LPCI(2)	高圧系(HPCI): 3弁が 直流電源系で動作可。A DS; 直流電源系により動 作可 その他: FAIL AS IS		1	5	PCV内側1弁, PCV外側 1弁については FAIL AS IS。他は直流電源により 動作可	
	女川2	ADS(6)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)	高圧系; FAIL AS IS ADS; 直流電源系により 動作可。その他: FAIL AS IS		1	4		
	女川3	ADS(6)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)			1	4		
東京	福島第一1 (※RCICの欄はICについて記載)	ADS(4)	HPCI(5) GS(2)	高圧系(HPCI); PCV外 側4弁は、直流電源系に より動作可。ADS; 直流 電源により動作可。その 他: FAIL AS IS。		2	2		FAIL CLOSE
	福島第一2	ADS(6)	HPCI(5) GS(2) LPCI(2)			1	4		PCV内側のみ FAIL AS IS。他は直流電源により 動作可
	福島第一3	ADS(6)	HPCI(5) GS(2) LPCI(2)			1	4		
	福島第一4	ADS(6)	HPCI(5) GS(2) LPCI(2)			1	4		
	福島第一5	ADS(6)	HPCI(5) GS(2) LPCI(2)			1	4		
	福島第一6	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)	1		4			
	福島第二1	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)	高圧系; FAIL AS IS ADS; 直流電源系により 動作可 その他: FAIL AS IS	1	4		FAIL AS IS	
	福島第二2	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)		1	4			
	福島第二3	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)		1	4			
	福島第二4	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)		1	4			

		ECCS系統				原子炉隔離時冷却系(RCIC)			
		隔離弁等の配置		弁の動作ロジック		弁の配置		弁の動作ロジック	
		PCV内側	PCV外側	交流電源喪失時	直流電源喪失時	PCV内側	PCV外側	交流電源喪失時	直流電源喪失時
東京	柏崎刈羽1	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)	高圧系: FAIL AS IS ADS: 直流電源系により 動作可。その他: FAIL A S IS	ADS: CLOSE その他: FAIL AS IS	1	4	PCV内側弁の みFAIL AS IS。他は直流電 源系により動作 可。	FAIL AS IS
	柏崎刈羽2	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)			1	4		
	柏崎刈羽3	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)			1	4		
	柏崎刈羽4	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)			1	4		
	柏崎刈羽5	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)			1	4		
	柏崎刈羽6	ADS(8)	HPCF(2) LPFL(3)			1	4		
	柏崎刈羽7	ADS(8)	HPCF(2) LPFL(3)			1	4		
中部	浜岡3	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)	高圧系(HPCI): 直流電 源系により動作可。AD S; 直流系により動作可。 RCS, LPCI: FAIL AS I S	FAIL AS IS	1	4	PCV内側弁の みFAIL AS IS。他は直流電 源系により動作 可。	FAIL AS IS
	浜岡4	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)			1	4		
	浜岡5	ADS(8)	HPCF(2) LPFL(3)			1	4		
北陸	志賀1	ADS(4)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)	高圧系: FAIL AS IS ADS: 直流電源系により 動作可。その他: FAIL A S IS	FAIL AS IS	1	4	PCV内側弁の みFAIL AS IS。他は直流電 源系により動作 可。	FAIL AS IS
	志賀2	ADS(8)	HPCF(2) LPFL(3)			1	4		
中国	島根1	ADS(3)	HPCI(2) RCS(4) LPCI(4)	高圧系: FAIL AS IS ADS: 直流電源系により 動作可。その他: FAIL A S IS	FAIL AS IS	1	5	PCV内側弁の みFAIL AS IS。他は直流電 源系により動作 可。	FAIL AS IS
	島根2	ADS(6)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)			1	4		
日本原電	東海第二	ADS(7)	HPCS(1) LPCS(1) LPCI(3)	高圧系: FAIL AS IS ADS: 直流電源系により 動作可。その他: FAIL A S IS	FAIL AS IS	1	5	PCV内側弁の みFAIL AS IS。他は直流電 源系により動作 可。	FAIL AS IS
	敦賀1 (※RCICの欄はICについて記載)	ADS(4)	HPCI(1) GS(4)			2	2		

プラント名	主系統										間接系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等 (定格流量時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動番号	停止番号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
東通1号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋地下3階	・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.38MPa(1492m ³ /h) ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(LB)」(注入隔離弁のみ全閉、ポンプは停止しない)	CSP S/P	-	高圧炉心スプレイ系補機冷却系(HPCW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 水源:純水タンク	1系統/1基	高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系(HPSW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	7井 (自動減圧機) ※その内、2井はAM設備含む	-	7.75MPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・電磁弁電源:蓄電池(125V) ・開閉駆動:N2ガス ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」および「高圧炉心スプレイ系または残留熱除去系出口圧力確立」	-	-	間接系:高圧要素ガス供給系(HPIN) 1系統 論理電源:蓄電池(125V)	-	-	
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋地下3階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.89MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.38MPa(1415m ³ /h) ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水タンク	1系統/2基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	3系統/3台	原子炉建屋地下3階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.55MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.14MPa(4815m ³ /h) ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水タンク	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋地下3階	136m ³ /h(1.04~7.86MPa[case])	・駆動源:主蒸気 ・針形制御弁:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(LB)」	CSP S/P	-	RCIC復水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロメリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	-	-
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/3台	原子炉建屋地下3階	120m ³ /h(85mAq)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV)	-	-	CSP	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台	給排水処理建屋1階	165m ³ /h(90mAq)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:所内交流電源系	-	-	FW	-	-	-	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/2台	原子炉建屋地下3階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水タンク	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系(RHRの一モード)		2系統/2台	原子炉建屋地下3階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水タンク	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋1階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・針形制御弁電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(0.9kV)	-	-	-	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内/外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号 発報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
東通1号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外(電動/1弁)	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FALE AS IS	対象なし	全閉 (ただし、ポンプ は停止しない)
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内(空気/7弁)	電磁弁:直流電源 閉閉用:常時補給用N2(常時) N2ガスポンプ(非常時)	・直流電源系に より動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外(電動/1弁)	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FALE AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外 (A系 電動/1弁) (B系 電動/1弁) (C系 電動/1弁)	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FALE AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV外 (電動/4弁) PCV内 (電動/1弁)	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) 所内電源喪失時は125V蓄電池 (ただし、蒸気ライン第一隔離弁 については、通常は所内交流電 源、所内交流電源喪失時は非常 用ディーゼル発電機(480V))	・直流電源系に より動作可 ただし、蒸気ライ ン第一隔離弁は FALE AS ISとな る。	対象なし	全閉
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁 (使用時手動開)	PCV外(電動/2弁)	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FALE AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁 (使用時手動開)	PCV外(電動/4弁)	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FALE AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV外 (A系 電動/2弁) (B系 電動/2弁) PCV内 (A系 電動/1弁) (B系 電動/1弁)	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FALE AS IS	全閉	対象なし
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		電動/1弁 (使用時手動開)	PCV外(電動/1弁)	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FALE AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁 (使用時手動開(ろ 過脱塩装置入口・出 口))	PCV外(電動/3弁)	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FALE AS IS	対象なし	対象なし

プラント名	主系統										閉鎖系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等*1 (定格流量時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	駆動番号 2	停止番号	水源	熱交換器(系統/基数)	閉鎖冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
女川1号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	1系統/1台 (タービンポンプ台数)	原子炉建屋地下2階	881m ³ /h(1.04~7.73MPa[avg])	・駆動源:主蒸気 ・計測制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	—	HPCI復水ポンプ、HPCI真空ポンプ、プロットリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:計測制御用:蓄電池(125V) 論理電源:蓄電池(125V)	—	—
		自動減圧系(ADS)	4井/8井 (自動減圧機能/主蒸気過し圧金付) ※安全弁2弁含む ※その内、2弁はAM設備含む	—	7.51MPa	電磁弁電源:蓄電池(125V) 開閉駆動:N2ガス 論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」および「CSまたはRHR出口圧力確立」	—	—	閉鎖系: 計測用圧縮空気系(窒素ガスボンベ装置)(1A) 1系統 論理電源:蓄電池(125V)	—	—	
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	2系統/2台	原子炉建屋地下2階	・注入開始可能な原子炉最高圧力:1.7MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.78MPa(88m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	—	S/P	—	非常用補機冷却系(ECW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/2基	非常用補機冷却系(ECWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	2系統/4台	原子炉建屋地下2階	・注入開始可能な原子炉最高圧力:1.7MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.14MPa(1030m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	—	S/P	—	非常用補機冷却系(ECW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/2基	非常用補機冷却系(ECWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービンポンプ台数)	原子炉建屋地下2階	90.8m ³ /h(1.04~7.73MPa[avg])	・駆動源:主蒸気 ・計測制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	—	RCIC復水ポンプ、RCIC真空ポンプ、プロットリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:計測制御用:蓄電池(125V) 論理電源:蓄電池(125V)	—	—
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/2台	T/B地下2階	95m ³ /h(65m ³ /h)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	—	—	—	—	—	—	—
		ろ過水系(FW)	1系統/3台 (1, 2, 3号共用)	給排水処理建屋1階	90m ³ /h(83m ³ /h)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:所内交流電源系	—	—	ろ過水タンク	—	—	—	—
	残留熱除去系(RHR)		2系統/4台	原子炉建屋地下2階	—	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	—	—	S/P	—	非常用補機冷却系(ECW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/2基	非常用補機冷却系(ECWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		2系統/4台	原子炉建屋地下2階	—	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	—	—	S/P	—	非常用補機冷却系(ECW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/2基	非常用補機冷却系(ECWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プールの冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋3階	—	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	—	—	—	—	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/4基	原子炉補機冷却系(RCWS) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

*1:機器設計仕様書記載(定格時全揚程から換算:小数点第三位四捨五入)
*2:AM(作動)番号は略す

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作 ※	原子炉格納容 器隔離信号発 報時の動作 ※	系統隔離信号 発報時の動作
女川1号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	電動/5弁	PCV外(電動/4 弁) PCV内(電動/1 弁)	起動用: 直流電源系 駆動用: 通常は所内電源(DC) 所内電源喪失時は125V蓄電池 (ただし、蒸気ライン第一・二隔離 弁については、通常は所内交流 電源、所内電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機)	・直流電源系に より動作可 ただし、蒸気ライ ン第一・二隔離 弁はFAILE AS ISとなる。	対象なし	全閉
		自動減圧系(ADS)	空気/4弁	PCV内(空気/4 弁)	電磁弁: 直流電源 開閉用: 常時補給用N2(常時) N2ガスボンベ(非常時)	・直流電源系に より動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外(電動/2 弁)	起動用: 直流電源系 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FALE AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外(電動/2 弁)	起動用: 直流電源系 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FALE AS IS	全閉 (原子炉格納容 器隔離信号)	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/6弁 (給水ライン: 3弁 蒸気ライン: 3弁)	PCV外(電動/5 弁) PCV内(電動/1 弁)	起動用: 直流電源系 駆動用: 通常は所内電源(DC) 所内電源喪失時は125V蓄電池 (ただし、蒸気ライン第一・二隔離 弁については、通常は所内交流 電源、所内交流電源喪失時は非 常用ディーゼル発電機)	・直流電源系に より動作可 ただし、蒸気ライ ン第一・二隔離 弁はFAILE AS ISとなる。	対象なし	全閉
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/1弁 (使用時全閉)	PCV外(電動/1 弁)	—	FALE AS IS	対象なし	対象なし
		ろ過水系	電動/3弁 (使用時全閉)	PCV外(電動/3 弁)	起動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FALE AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 共用 電動/2弁	PCV外(電動/3 弁) PCV内(電動/1 弁)	起動用: 直流電源系 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FALE AS IS	全閉	対象なし
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 (使用時全閉)	PCV外(電動/2 弁)	起動用: 直流電源系 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FALE AS IS	対象なし	対象なし

※ 動作しない場合は、通常の弁状態を()書きで記載下さい。

プラント名	主系統										関係系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等*1 (定格流量時の吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号*2	停止信号	水頭	熱交換器(系統/基數)	加熱冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基數)	海水系(台数/電源)	
女川2号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋地下3階	・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.38MPa(109cm ² /h) ※※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L3)」(注入開始弁の閉止前、ポンプは停止しない)	CST S/P	—	高圧炉心スプレイ系補機冷却系(HPCW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/1基	高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系(HPSW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	6井/11井 (自動減圧機能/主蒸気減し安全弁) ※その内、2井はAM設備含む	—	7.76MPa ※※原子炉とドライウエルの圧力差	—	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」および「LPCSまたはRHR出口圧力確立」	—	—	加圧系:高圧蒸気ガス供給系(HPIN) 1系統 論理電源:蓄電池(125V)	—	—	
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋地下3階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.83MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.78MPa(1050m ³ /h) ※※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	—	S/P	—	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/2基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPC) (RHRの一モード)	3系統/3台	原子炉建屋地下3階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.83MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.14MPa(340m ³ /h) ※※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	—	S/P	—	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉蒸気凝結冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービンポンプ台数)	原子炉建屋地下3階	90.6m ³ /h(1.04~7.66MPa(gage))	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L9)」	CST S/P	—	RCIC凝水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロムトリックコンデンサ(凝水用のため電源なし) 台数:各1台 電源:計装制御用:蓄電池(125V) 論理電源:蓄電池(125V)	—	—
	代替注水系 (AM設備)	凝水補給水系(MLWC)	1系統/3台	原子炉建屋地下2階	100m ³ /h(85m ² A)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV)	—	—	—	—	—	—	—
		ろ過水系(FW)	1系統/3台 (1、2、3号共用)	給排水処理建屋1階	90m ³ /h(84m ² A)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:所内交流電源系	—	—	ろ過水タンク	—	—	—	—
	蒸留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/2台	原子炉建屋地下3階	—	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	—	—	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	捨納容器スプレイ系(RHRの一モード)		2系統/2台	原子炉建屋地下3階	—	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	—	—	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋1階	—	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・計装制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(8.9kV)	—	—	—	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

*1:機器設計仕様書記載(定格時全揚程から換算、小数点第三位四捨五入)
*2:AM作動信号は除く

プラント名	系統名称		注水井・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作	系統隔離信号発報時の動作
女川2号機	高压系	高压炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高压炉心 スプレイ系ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	全閉 (ただし、ポンプ は停止しない)
		自動減圧系(ADS)	空気/6弁	PCV内	電磁弁:直流電源 開閉用:常時補給用N2(常時) N2ガスボンベ(非常時)	・直流電源系に より動作可	対象なし	対象なし
	低压系	低压炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低压注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内1弁 PCV外4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) 所内電源喪失時は125V蓄電池 (ただし、蒸気ライン第一・二隔離 弁については、通常は所内交流 電源、所内交流電源喪失時は非常 用ディーゼル発電機)	・直流電源系に より動作可 ただし、蒸気ライ ン第一・二隔離 弁はFAIL AS ISとなる。	対象なし	全閉
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁 (使用時手動開)	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		ろ過水系	電動/4弁 (使用時手動開)	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内2弁 PCV外4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	全閉	対象なし
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 (使用時手動開)	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁 (使用時手動開)	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし

プラント名	主系統										間接系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転時間等 *1 (定格試運転時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動番号 *2	停止番号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数・電源・水源)	熱交換器(系統/基数)	高水系(台数/電源)	
女川3号機	高圧系	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋地下3階	・定格スプレイス流量を注入する時の原子炉圧力:1.20MPa(1074m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」	CSP S/P	-	高圧炉心スプレイス系精製冷却系(HPCW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイス系非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/1基	高圧炉心スプレイス系精製冷却高水系(HPCSW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイス系非常用ディーゼル発電機
		自動減圧系(AOS)	6弁/11弁 (自動減圧機能/主高気圧し安全弁) ※その内、2弁はAM設備を含む	原子炉建屋地下3階	7.76MPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	-	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」または「LPCSまたはR出口圧力確立」	-	-	-	間接系:高圧窒素ガス供給系(HPIN) 1系統 論理電源:蓄電池(125V)	-	-
	低圧系	低圧炉心スプレイス系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋地下3階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.82MPa ・定格スプレイス流量を注入する時の原子炉圧力:0.784MPa(1050m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉精製冷却系(RCW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/2基	原子炉精製冷却高水系(RSW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCT) (RHRの一モード)	3系統/3台	原子炉建屋地下3階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.55MPa ・定格スプレイス流量を注入する時の原子炉圧力:0.14MPa(340m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	2系統/2基	原子炉精製冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	-	原子炉精製冷却高水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービンポンプ台数)	原子炉建屋地下3階	90.5m ³ /h(1.04~7.86MPa[avg])	・駆動系:主高気 ・制御制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CSP S/P	-	RCIC取水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロトルクアンテナ(取水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:制御制御用:蓄電池(125V) 論理電源:蓄電池(125V)	-	-
	代替注水系 (AM設備)	換水精給水系(MUWC)	1系統/2台	原子炉建屋地下3階	100m ³ /h(85mAQ)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV)	-	-	-	-	-	-	-
		ろ過水系(FW)	1系統/3台 (1, 2, 3号共用)	給排水処理建屋1階	50m ³ /h(50mAQ)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:所内交流電源系	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/2台	原子炉建屋地下3階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉精製冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉精製冷却高水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイス系 (RHRの一モード)		2系統/2台	原子炉建屋地下3階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉精製冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉精製冷却高水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋1階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・制御制御用:蓄電池(125V) ・射注制御用:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(8.9kV)	-	-	MUWC	2系統/2基	原子炉精製冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉精製冷却高水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

* 1:機器設計仕様書記載(定格時全揚程から換算:小数点第三位四捨五入)
* 2:AM作動番号は除く

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作 ※	系統隔離信号発報時の動作
女川3号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	全閉 (ただし、ポンプ は停止しない)
		自動減圧系(ADS)	空気/6弁	PCV内	電磁弁:直流電源 閉閉用:常時補給用N2(常時) N2ガスポンベ(非常時)	・直流電源系に より動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内1弁 PCV外4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) 所内電源喪失時は125V蓄電池 (ただし、蒸気ライン第一隔離弁 については、通常は所内交流電 源、所内交流電源喪失時は非常 用ディーゼル発電機)	・直流電源系に より動作可 ただし、蒸気ライ ン第一隔離弁は FAILE AS ISとな る。	対象なし	全閉
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/4弁 (使用時手動閉)	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		ろ過水系	電動/4弁 (使用時手動閉)	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内2弁 PCV外4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	全閉	対象なし
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 (使用時手動閉)	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁 (使用時手動閉)	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機	FAIL AS IS	対象なし	対象なし

プラント名	主系統										間接系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (棟号・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
福島第一 1号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	1系統/1台	原子炉建屋 地下1階	原子炉圧力:78~9.5kg/cm ² (0.78~0.95MPa)	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位異常低(L-L)」 または 「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L-H)」	CST S/P	-	-	-	
		自動減圧系(ADS)	4井	-	-	・電磁弁:蓄電池(125V) ・閉鎖動源:N ₂ ガス ・論理電源:蓄電池(125V)	「ドライウエル圧力高」及び 「原子炉水位異常低(L-L)」 +120秒	-	-	-	-	-	
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	2系統/4台	原子炉建屋 地下1階	・注入開始可能な原子炉圧力: 約1.98MPa(20kg/cm ²)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位異常低(L-L)」 または 「ドライウエル圧力高」	S/P	-	-	-	格納容器冷却海水系(CCSW系) 台数:ポンプ2系統/4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	非常用復水器(IC)	2系統/2基	-	-	・通常電源:蓄電池(125V) ・非常用電源:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉圧力高」+15秒	-	-	2系統/2基	格納:貯蔵タンク 供給弁及び供給水系:電動弁、蓄電池(125V) 水源:純水、消火水	-	-	
	代替注水系	復水補給水系	1系統/2台	タービン建屋 地下1階	原子炉圧力:0.69MPa以下	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機	-	-	CST	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台 (M/D 1台及びD/D 1台)	タービン建屋 地下1階	原子炉圧力:0.69MPa以下	モータ駆動 ・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・論理電源:所内交流電源系 ディーゼル補助 ・燃料:軽油 ・論理電源:ディーゼル専用蓄電池(125V)	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-
	原子炉停止時冷却系(SHC)	2系統/2台	原子炉建屋 地下1階	原子炉再循環ポンプ入口温度 177°C未満	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・論理電源:蓄電池(125V)/計装用電源(120V)	-	-	-	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW系) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/3基	格納容器冷却海水系(SW系) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	格納容器スプレイ系(CCS)	2系統/4台	原子炉建屋 地下1階	設計圧力:10.5kg/cm ² 設計流量:705t/h	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・論理電源:蓄電池(125V)	「ドライウエル圧力高」及び 「原子炉水位異常低(L-L)」	-	-	S/P	2系統/2基	-	-	格納容器冷却海水系(CCSW系) 台数:ポンプ2系統/4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	原子炉建屋 3階	1530L/min/1台	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・論理電源:計装用電源(120V)	-	-	-	-	1系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW系) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/3基	格納容器冷却海水系(SW系) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号 発報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
福島第一 1号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動・停止信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	PCV内側のみ AS IS (他はDCにより 動作可)	対象なし	電動/1弁
		自動減圧系(ADS)	【起動】 空気/4弁	PCV内	電磁弁:蓄電池(125V) 開閉用:N2ガス	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	【起動】 A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	非常用復水器系(IC)		【起動】 A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	外 2弁/2系	起動信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は蓄電池(125V) 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)により、 蓄電池(125V)へ電源供給可能	動作可	対象なし	A系 電動/3弁 B系 電動/3弁
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/5弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火系	電動/7弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉停止時冷却系(SHC)		【停止】 A系 電動/2弁 B系 電動/2弁 共通 電動/2弁	PCV内 2弁/共通 PCV外 4弁/2系	停止信号:計装用電源(120V) 駆動用:通常は蓄電池(125V)/ 所内交流電源 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	【DC弁】 CLOSE 【AC弁】 FAIL AS IS	A系 電動/2弁 B系 電動/2弁 共通 電動/2弁	A系 電動/2弁 B系 電動/2弁 共通 電動/2弁
	格納容器スプレイ系(CCS)		【起動】 A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		-	-	-	-	-	-

プラント名	主系統									副系統			
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (設置・設置層)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
福島第一 2号機	高圧系	高圧注水系(HPC)	1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋地下	99m ³ /h(10.5~79kg/cm ² gage)	・駆動源:主蒸気 ・針差制御用:蓄電池(125V) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」 または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(LB)」	CST S/P	-	-	-	
		自動減圧系(ADS)	6弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設備 含む	-	-	・電送弁電源:蓄電池(125V) ・駆動源:蓄電池(125V) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 および「ドライウエル圧力高」および「炉心スプレイ系または残留熱除去系出口圧力高」	-	-	-	-	-	
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	2系統/2台	原子炉建屋地下	定格流量:298t/h 定圧圧力:1.95MPa 0~2.28MPa(EOP)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	-	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
		低圧注水系(LPC) (RHRのモード)	2系統/4台	原子炉建屋地下	・注入開始可能な原子炉最低 圧力:3.11MPa ・定格スプレイ流量を注入する 時の原子炉圧力:0.14MPa (1750m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	-	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋地下	95m ³ /h(1.04~7.73MPa[gage])	・駆動源:主蒸気 ・針差制御用:蓄電池(125V) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(LB)」	CST S/P	-	-	-	
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/2台	タービン建屋地下1階	原子炉圧力 0.89MPa以下で注 入可	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機	-	-	CST	-	-	-	
		消火系	1系統/2台(M/D及び D/D)	タービン建屋地下	原子炉圧力 0.89MPa以下で注 入可	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルポンプ ・調理電源:所内交流電源系	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/4台	原子炉建屋地下	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	2系統/2基	-	-	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		2系統/4台	原子炉建屋地下	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	-	-	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋3階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・針差制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機	-	-	-	1系統/2基	原子炉種機冷却系(RCW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	RCW 1系統/3基	種機冷却海水系(ASW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作	系統隔離信号発報時の動作
福島第一 2号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動・停止信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	PCV内側のみ AS IS (他はDCIにより 動作可)	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/6弁	PCV内	電磁弁:直流電源 開閉用:HPIN(常時) N2ガスポンプ(非常時)	DCIにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) ※R/C蒸気ライン内隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/3弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/6弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系				対象なし			

プラント名	主系統									間接系			
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設備階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	漏水系(台数/電源)	
福島第一 3号機	高圧系	高圧注水系(HPCD)	1系統/1台	原子炉建屋・地下階	1.04~7.73MPa	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」 または「格納容器圧力高」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	-	-	-
		自動減圧系(ADS)	6井 (自動減圧機能) ※その内、2井はAM設備 含む	PCV内	7.44MPa~7.58MPa	・電磁弁電源:蓄電池(125V) ・駆動源:12V鉛蓄電池 ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 および「格納容器圧力高」 および「炉心スプレ イ系または残置熱除去 系出口圧力確立」	-	-	-	-	-	-
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	2系統/2台	原子炉建屋・地下階	・注入開始可能な原子炉最低 圧力:3.11MPa	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「格納容器圧力高」	-	S/P	-	1系統/2基	-	残置熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	2系統/4台	原子炉建屋・地下階	・注入開始可能な原子炉最低 圧力:3.11MPa	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「格納容器圧力高」	-	S/P	-	1系統/2基	-	残置熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋・地下階	1.04~7.73MPa	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	-	-	-
	代替注水系 (AM設備)	復水精給水系(MUW)	1系統/2台	タービン建屋・地下階	原子炉圧力が0.69MPa以下で あること	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機	-	-	CST	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(M/D及び D/D) (4号機共用)	タービン建屋・地下階	原子炉圧力が0.69MPa以下で あること	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:ディーゼル消火ポンプ ・論理電源:所内交流電源系	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-
	残置熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/4台	原子炉建屋・地下階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・論理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	2系統/2基	-	-	残置熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		2系統/4台	原子炉建屋・地下階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・論理電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	-	-	残置熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋・3階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・計装制御用:所内交流電源系、非常用ディー ゼル発電機	-	-	スキマサージ タンク	1系統/2基	原子炉格納冷却系(RCW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失 時は非常用ディーゼル発電機 水道:海水	RCW 1系統/3基	補給冷却水系(SW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作	系統隔離信号発報時の動作
福島第一 3号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動・停止信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	PCV内側のみ AS IS (他はDCIにより 動作可)	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/6弁	PCV内	電磁弁:直流電源 開閉用:HPIN(常時) N2ガスポンプ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	炉心スプレイ系(OS)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から一 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/3弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/5弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から一 全閉信号	全閉状態から一 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		対象なし					

プラント名	主系統									間接系			
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置層)	運転約因等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数・電源・水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
福島第一 4号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	1系統/1台	原子炉建屋・地下階	966m ³ /h(1.04~7.75MPa[gage])	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」 または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」 ※注入弁閉	CST S/P	-	-	-	-
		自動減圧系(ADS)	6弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設備含む	PCV内	-	・電圧弁電源:蓄電池(125V) ・閉鎖駆動:N2ガス ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 および「ドライウエル圧力高」および「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系出口圧力確立」	-	-	-	-	-	-
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:3.11MPa以下	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	-
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	2系統/4台	原子炉建屋・地下階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:3.10MPa以下	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	-
	原子炉隔離時冷却系(RGIC)		1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋・地下階	94m ³ /h(1.04~7.75MPa[gage])	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	-	-	-
	代替注水系 (AM設備)	海水補給水系(MUW)	1系統/2台	タービン建屋・地下1階	68m ³ /h ※ポンプ1台流量	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機	-	-	CST	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(M/D及びD/D) (3-4号機共用)	タービン建屋・地下1階	227m ³ /h ※ポンプ1台流量	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:ディーゼル消火ポンプ ・調理電源:所内交流電源系	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/4台	原子炉建屋・地下1階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	2系統/2基	-	-	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系(RHRの一モード)		2系統/4台	原子炉建屋・地下1階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	-	-	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋・3階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・計装制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機	-	-	スキマサージタンク	1系統/2基	原子炉格納冷却系(RCW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	RCW 1系統/3基	格納冷却海水系(SW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作	系統隔離信号発報時の動作
福島第一 4号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	電動/5弁	PCV外(電動/4弁) PCV内(電動/1弁)	起動・停止信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	PCV内側のみ AS IS (他はDCIにより 動作可)	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/6弁	PCV内	電磁弁:直流電源 開閉用:HPIN(常時) N2ガスポンプ(非常時)	DCIにより 動作可能	対象なし	対象なし
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディ ーゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/3弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/5弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 (使用時手動開)	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		対象なし					

プラント名	主系統									間接系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)
福島第一 5号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	1系統/1台	原子炉建屋・地下階	1.03~7.76MPa	・駆動源:主高気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」 または「格納容器壓力高」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	-	-
		自動減圧系(ADS)	6井 (自動減圧機能) ※その内、2井はAM設備 含む	PCV内	7.44MPa~7.58MPa	・電磁弁電源:蓄電池(125V) ・防振電源:122V ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 および「格納容器壓力 高」および「炉心スプレ イ系または残留熱除去 系吐出圧力確立」	-	-	-	-	-
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	2系統/2台	原子炉建屋・地下階	・注入開始可能な原子炉最低 圧力:3.11MPa	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「格納容器壓力 高」	-	S/P	-	1系統/2基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	2系統/4台	原子炉建屋・地下階	・注入開始可能な原子炉最低 圧力:3.11MPa	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「格納容器壓力 高」	-	S/P	-	1系統/2基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋・地下階	1.04~7.73MPa	・駆動源:主高気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	-	-
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/2台	タービン建屋・地下階	原子炉圧力が0.59MPa以下で あること	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機	-	-	CST	-	-	-
		消火系	1系統/2台(M/D及び D/D) (4号機共用)	タービン建屋・地下階	原子炉圧力が0.59MPa以下で あること	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:ディーゼル消火ポンプ ・調理電源:所内交流電源系	-	-	ろ過水タンク	-	-	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/4台	原子炉建屋・地下階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	2系統/2基	-	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系(RHRのモード)		2系統/4台	原子炉建屋・地下階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機 ・調理電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	-	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋・3階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・計装制御電源:所内交流電源系、非常用ディー ゼル発電機	-	-	スキマサージ タンク	1系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失 時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	RCW 1系統/3基

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作	系統隔離信号発報時の動作
福島第一 5号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動・停止信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	PCV内側のみ AS IS (他はDCにより 動作可)	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/6弁	PCV内	電磁弁:直流電源 閉閉用:HPIN(常時) N2ガスボンベ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/3弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/5弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		対象なし					

プラント名	主系統									間接系			
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起點信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
福島第一 8号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下2階	—	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」 または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」 ※注入非閉	CST S/P	—	—	—	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 海水系(HPCS DGSW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	7弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設置含む	PCV内	—	・電源弁電源: 蓄電池(125V) ・閉塞電源: N2ガス ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 および「ドライウエル圧力高」および「高圧炉心スプレイ系または残留熱除去系出口圧力確立」	—	—	—	—	—	—
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下2階	・注入開始可能な原子炉圧力: 4.60MPa以下	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	—	S/P	—	—	—	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	3系統/3台	原子炉建屋・地下2階	・注入開始可能な原子炉圧力: 4.62MPa以下	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	—	S/P	—	—	—	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービンポンプ台数)	原子炉建屋・地下2階	1.04~7.86MPa[gage]	・駆動源: 主蒸気 ・針袋制御用: 蓄電池(125V) ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	—	—	—	—
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/2台	タービン建屋・地下1階	原子炉圧力0.49MPa以下	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機	—	—	CST	—	—	—	—
		消火系	1系統/2台(M/D及びD/D) (5、6号機共用)	5号機 タービン建屋・地下1階	原子炉圧力0.49MPa以下	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル消火ポンプ ・論理電源: 所内交流電源系	—	—	2号機タンク	—	—	—	—
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/2台	原子炉建屋・地下2階	—	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 蓄電池(125V)	—	—	—	2系統/2基	—	—	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		2系統/2台	原子炉建屋・地下2階	—	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 蓄電池(125V)	—	—	S/P	2系統/2基	—	—	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋・4階	—	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・針袋制御電源: 所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機	—	—	スキマサージタンク	1系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	RCW 1系統/3基	排機冷却海水系(SW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水井・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作	系統隔離信号発報時の動作
福島第一 6号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁: 直流電源 開閉用: HPIN(常時) N2ガスボンベ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン: 2弁 蒸気ライン: 3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 直流電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		対象なし					

プラント名	主系統								間接系				
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
福島第二 1号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下2階	・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.37MPa (1419m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(6.9kV) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」※注入弁閉	CST S/P	-	高圧炉心スプレイ補機冷却系(HPCSC) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/1基	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系(HPCSS) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	7井 (自動減圧機能) ※その内、2井はAM設備含む	PCV内	7.7MPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・電磁弁電源:蓄電池(125V) ・閉路駆動電源:N2ガス ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」および「高圧炉心スプレイ系または残留熱除去系出口圧力確立」	-	-	間接系:高圧窒素ガス供給系(HPIN) 1系統 調理電源:蓄電池(125V)	-	-	
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下2階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:2.03MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.88MPa (1419m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/2基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	3系統/3台	原子炉建屋・地下2階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.55MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.18MPa (482m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービンポンプ台数)	原子炉建屋・地下2階	126m ³ /h(1.04~7.66MPa[grze])	・駆動源:主蒸気 ・針制御用:蓄電池(125V) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	RCIC僅水ポンプ、RCIC真空ポンプ、 バロトリックコンデンサ(僅水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	-	-	
	代替注水系 (AM設備)	僅水補給水系(MUWC)	1系統/3台	タービン建屋・地下1階	110m ³ /h(0.52MPa) ※ポンプ2台設置	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	CST	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(M/D及びD/D) (1~4号機共用)	屋外水処理建屋	80m ³ /h(0.52MPa) ※ポンプ1台設置	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用駆動:ディーゼル消火ポンプ ・調理電源:所内交流電源系	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)	2系統/2台	原子炉建屋・地下2階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・調理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	S/P	2系統/2基	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系(RHRのモード)	2系統/2台	原子炉建屋・地下2階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・調理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	S/P	2系統/2基	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	原子炉建屋・4階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・針制御用電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	-	スキマサージタンク	1系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW-1) 台数:ポンプ2台 原子炉補機冷却系(RCW-2) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	RCW-1 1系統/2基 RCW-2 1系統/3基	補機冷却海水系(SW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作	系統隔離信号発報時の動作
福島第二 1号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁: 直流電源 閉閉用: HPIN(常時) N2ガスポンペ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン: 2弁 蒸気ライン: 3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 直流電源系(125V) ※R/C蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から一 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から一 全閉信号	全閉状態から一 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		対象なし					

プラント名	主系統								間接系				
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建設・設置備)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
福島第二 2号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下2階	・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.38MPa (1446ns/a) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」※注入非閉	CST S/P	-	高圧炉心スプレイ機構冷却系(HPSCC) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/1基	高圧炉心スプレイ機構冷却海水系(HPSSS) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	7弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設備含む	PCV内	7.77MPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・電磁弁電源:蓄電池(125V) ・閉鎖動力:N2ガス ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」および「高圧炉心スプレイ系または残留熱除去系出口圧力低下」	-	-	-	閉鎖系:高圧窒素ガス供給系(HPIN) 1系統 論理電源:蓄電池(125V)	-	-
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下2階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:2.04MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.68MPa (1446ns/a) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/2基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	3系統/3台	原子炉建屋・地下2階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.95MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.18MPa (3076ns/a) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋・地下2階	136m ³ /h(1.04~7.86MPa(egge))	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	RCIC注水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロリックコンデンサ(注水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	-	-	
	仕給注水系 (AM設備)	供水補給水系(MUWC)	1系統/2台	タービン建屋・地下1階	210m ³ /h(0.62MPa) ※ポンプ2台流量	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV)	-	-	CST	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(M/D及びD/D) (1~4号機共用)	屋外水処理建屋	120m ³ /h(0.62MPa) ※ポンプ1台流量	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:ディーゼル消火ポンプ ・論理電源:所内交流電源系	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)	2系統/2台	原子炉建屋・地下2階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	S/P	2系統/2基	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系(RHRのモード)	2系統/2台	原子炉建屋・地下2階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	S/P	2系統/2基	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	原子炉建屋・4階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・計装制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(8.9kV)	-	-	-	スキマサージタンク	1系統/2基	原子炉格納冷却系(RCW-1) 台数:ポンプ2台 原子炉格納冷却系(RCW-2) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	RCW-1 1系統/2基 RCW-2 1系統/3基	格納冷却海水系(SW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
福島第二 2号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁: 直流電源 開閉用: HFIN(常時) N2ガスポンプ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン: 2弁 蒸気ライン: 3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 直流電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		対象なし					

プラント名	主系統										間接系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	高圧冷却系(台数・電源・水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
福島第二 3号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下2階	・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.37MPa(1419m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(LB)」※注入弁閉	CST S/P	—	高圧炉心スプレイ補機冷却系(HPGSC) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/1基	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系(HPGCS) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	7井 (自動減圧機能) ※その内、2井はAM設置済み	PCV内	2.77MPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・電機弁電源:蓄電池(125V) ・高圧駆動:AC2分 ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」および「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系出口圧力低下」	—	—	間接系:高圧蒸気ガス供給系(HPIN) 1系統 論理電源:蓄電池(125V)	—	—	
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下2階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:2.03MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.88MPa(1419m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	—	S/P	—	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/2基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPC) (RHRのモード)	3系統/3台	原子炉建屋・地下2階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.55MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.18MPa(4812m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	—	S/P	—	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋・地下2階	136m3/h(1.04~7.86MPa[gate])	・駆動源:主蒸気 ・針形制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(LB)」	CST S/P	—	RCIC復水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロメリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	—	—
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MJWC)	1系統/3台	タービン建屋・地下1階	210m3/h(0.82MPa) ※ポンプ2台流量	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV)	—	—	CST	—	—	—	—
		消火系	1系統/2台(M/D及びD/D) (1~4号機共用)	屋外水処理建屋	120m3/h(0.82MPa) ※ポンプ1台流量	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:ディーゼル消火ポンプ ・論理電源:所内交流電源系	—	—	ろ過水タンク	—	—	—	—
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/2台	原子炉建屋・地下2階	—	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	—	—	S/P	2系統/2基	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系(RHRのモード)		2系統/2台	原子炉建屋・地下2階	—	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	—	—	S/P	2系統/2基	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋・4階	—	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・針形制御用:蓄電池(125V)	—	—	スキマサージタンク	1系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW-1) 台数:ポンプ2台 原子炉補機冷却系(RCW-2) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	RCW-1 1系統/2基 RCW-2 1系統/3基	補機冷却海水系(SW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
福島第二 3号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流通電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁: 直流通電源 開閉用: HPIN(常時) N2ガスポンペ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流通電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流通電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン: 2弁 蒸気ライン: 3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流通電源系(125V) 駆動用: 直流通電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流通 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号: 直流通電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流通電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流通電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		対象なし					

プラント名	主系統								間接系				
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動係数	停止係数	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数・電源・水温)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
福島第二 4号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下2階	・定積スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.33MPa(1443m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」※注入弁閉	CST S/P	-	高圧炉心スプレイ補給冷却系(HPCSC) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/1基	高圧炉心スプレイ補給冷却海水系(HPCSS) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	7弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設備含む	PCV内	7.77MPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・電磁弁電源:蓄電池(125V) ・開閉電源:N2ガス ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」および「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系出口圧力確立」	-	-	-	間接系:高圧窒素ガス供給系(HPIN) 1系統 論理電源:蓄電池(125V)	-	-
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋・地下2階	・注入開始可能な原子炉建屋圧力:2.04MPa ・定積スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.88MPa(1443m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/2基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCJ) (RHRのモード)	3系統/3台	原子炉建屋・地下2階	・注入開始可能な原子炉建屋圧力:1.55MPa ・定積スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.18MPa(3076m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋・地下2階	135m ³ /h(1.04~7.88MPa[exa])	・駆動源:主蒸気 ・封鎖制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	RCIC直水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロッドリッコンデンサ(僅水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は交流電源系、非常時は蓄電池	-	-	
	代替注水系 (AM設備)	直水補給水系(MUWC)	1系統/3台	タービン建屋・地下1階	140m ³ /h(0.62MPa) ※ポンプ2台流量	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	CST	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(N/D及びD/D) (1~4号機共用)	屋外水処理機	80m ³ /h(0.62MPa) ※ポンプ1台流量	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:ディーゼル消火ポンプ ・論理電源:所内交流電源系	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)	2系統/2台	原子炉建屋・地下2階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	S/P	2系統/2基	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)	2系統/2台	原子炉建屋・地下2階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	S/P	2系統/2基	残留熱除去冷却系(RHRC) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去海水系(RHRS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	原子炉建屋・4階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・計測制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	-	スキマサージタンク	1系統/2基	原子炉補給冷却系(RCW-1) 台数:ポンプ2台 原子炉補給冷却系(RCW-2) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	RCW-1 1系統/2基 RCW-2 1系統/3基	補給冷却海水系(SW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
福島第二 4号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁:直流電源 閉閉用:HPIN(常時) N2ガスポンペ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用デー ゼーゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		対象なし					

プラント名	主系統										関係系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設備)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	トリップ信号	水源	熱交換器(系統/基数)	関係冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
柏崎刈羽 1号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	R/B B5F	・注入開始可能な原子炉最高圧力:7.7MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.7MPa(149m3/h) ※ ※原子炉との圧力差は圧力容器とサブプレッションタンクの圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(6.9kV) ・補理電源:蓄電池(125V H系)	「原子炉水位低(L2) ・ドライウエル圧力高」	・原子炉水位高(LB)	EOSP (CSP) S/P	-	高圧炉心スプレイ系補理冷却系(HPW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/1基	高圧炉心スプレイ系補理冷却海水系(HPSW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系
		自動減圧系(ADS)	7井 (自動減圧機能) ※その内、2井はAM設備含む	PCV内	7.76MPa[lega]	・電磁弁電源:蓄電池(125V) ・前駆動力:N2ガス(非常時はHPH) ・補理電源:蓄電池(125V)	-	-	-	-	-	-	-
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	R/B B5F	・注入開始可能な原子炉最高圧力:2.0MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.82MPa(412m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機A系(6.9kV) ・補理電源:蓄電池(125V A系)	「原子炉水位低(L1) または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	残留熱除去中間ループ系(RHW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/2基	残留熱除去冷却海水系(RHSW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		残留熱除去系(LPCI)	3系統/3台	R/B B5F	・注入開始可能な原子炉最高圧力:1.55MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.18MPa(4812m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機A・B系(6.9kV) ・補理電源:蓄電池(125V A・B系)	「原子炉水位低(L1) または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	残留熱除去中間ループ系(RHW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去冷却海水系(RHSW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	代給注水系 (AM設備)	原子炉隔離待冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	R/B B5F	126m3/h(1.14~7.96MPa)	・駆動系:主蒸気 ・設置制御用:蓄電池(125V A系) ・補理電源:蓄電池(125V A系)	「原子炉水位低(L2)」	・原子炉水位高(LB)	EOSP (CSP) S/P	-	RCIC取水ポンプ、RCIC真空ポンプ、 パロトロックコンデンサ(取水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は所内交流電源、非常時は蓄電池	-	-
		鎮水補給水系(MUWC)	1系統/3台	R/B B5F	120m3/h(0.95MPa/1.47MPa)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(480V)	-	-	CSP	-	-	-	-
	消火系	1系統/2台(M/D及I/D/D) (K1/2/3/4共用)	屋外水処理建屋 T.P.13m	350m3/h(1.5MPa) (K1/2/3/4共用)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:ディーゼル消火ポンプ ・補理電源:所内交流電源系	-	-	-	FW	-	-	-	-
	残留熱除去系(SHG)	2系統/2台	R/B B5F	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機A・B系(6.9kV) ・補理電源:蓄電池(125V A・B系)	-	-	原子炉水	2系統/2基	残留熱除去中間ループ系(RHW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去冷却海水系(RHSW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	残留熱除去系(S/Cクーリング)	2系統/2台	R/B B5F	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機A・B系(6.9kV) ・補理電源:蓄電池(125V A・B系)	-	-	S/P	2系統/2基	残留熱除去中間ループ系(RHW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去冷却海水系(RHSW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	残留熱除去系(D/Wスプレイ)	2系統/2台	R/B B5F	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機A・B系(6.9kV) ・補理電源:蓄電池(125V A・B系)	-	-	S/P	2系統/2基	残留熱除去中間ループ系(RHW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去冷却海水系(RHSW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	R/B IF	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(480V) ・計測制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(480V)	-	-	S/P	2系統/2基	残留熱除去中間ループ系(RHW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	残留熱除去冷却海水系(RHSW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	

プラント名	系統名称		注水井・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内/外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
柏崎刈羽 1号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁:直流電源 開閉用:HPIN(常時) N2ガスボンベ(非常時)	DCIにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用デー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし

プラント名	主系統										関係系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動番号	トリップ番号	水質	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
柏崎刈羽 2号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋 地下6階	・注入開始可能な原子炉最低圧力: 7.78MPa ・定積スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力: 1.38MPa(410m ³ /hr) ※ ※圧力容器とサブプレッションチェンバの圧力差	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 高圧炉心スプレイ系ディーゼルの発電機(6.9kV) ・給電電源: 蓄電池(125V H系)	「原子炉水位低(L2)」 または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」	CSP S/P	-	高圧炉心スプレイ系補機冷却系(HPCW) 台数: ポンプ1台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼルの発電機 水源: 純水	1系統/1基	高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系(HPCWS) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼルの発電機
		自動減圧系(ADS)	7弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設置済み	PCV内	7.78MPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・蓄電池電源: 蓄電池(125V) ・閉鎖電源: N2ガス(非待機)はHPN ・給電電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 および「ドライウエル圧力高」および「120秒」 および「高圧炉心スプレイ系または補機冷却系出口圧力高」	-	-	-	-	-	-
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋 地下6階	・注入開始可能な原子炉最低圧力: 1.99MPa ・定積スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力: 0.88MPa(410m ³ /hr) ※ ※圧力容器とサブプレッションチェンバの圧力差	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼルの発電機(A系)(6.9kV) ・給電電源: 蓄電池(125V A系)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数: ポンプ2台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源: 純水	1系統/2基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ2台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源: 海水
		残留熱除去系(LPCI)	3系統/3台	原子炉建屋 地下6階	・注入開始可能な原子炉最低圧力: 1.55MPa ・定積スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力: 0.14MPa(410m ³ /hr) ※ ※原子炉とサブプレッションチェンバの圧力差	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼルの発電機(A系)(6.9kV) ・給電電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源: 純水	2系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源: 海水
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋 地下6階	136m ³ /hr(1.04~7.86MPa _{max})	・駆動源: 主蒸気 ・計測制御用: 蓄電池(125V A系) ・給電電源: 蓄電池(125V A系)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CSP S/P	-	RCIC復水ポンプ、RCIC真空ポンプ、 パロメリックコンデンサ(復水器のための電源なし) 台数: 各1台 電源: 通常は所内交流電源系、非常時は蓄電池	-	-	
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MJWC)	1系統/3台	原子炉建屋 地下6階	120m ³ /hr(5.5MPa)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼルの発電機(6.9kV)	-	-	CSP	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(M/D及びD/D) (K1/2/3/4共用)	屋外水処理建屋 T.P.13m	350m ³ /hr(1.57MPa) (K1/2/3/4共用)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: ディーゼルの消火ポンプ ・給電電源: 所内交流電源系	-	-	FW	-	-	-	-
	残留熱除去系(SHC)	2系統/2台	原子炉建屋 地下6階	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼルの発電機(6.9kV) ・給電電源: 蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源: 純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源: 純水	
	残留熱除去系(S/Cクレーン)	2系統/2台	原子炉建屋 地下6階	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼルの発電機(6.9kV) ・給電電源: 蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源: 純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源: 純水	
	残留熱除去系(D/Wスプレイ)	2系統/2台	原子炉建屋 地下6階	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	原子炉建屋1階	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼルの発電機(6.9kV) ・計測制御電源: 所内交流電源系、非常用ディーゼルの発電機(6.9kV)	-	-	-	-	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源: 純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源: 純水

プラント名	系統名称		注水井・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
柏崎刈羽 2号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁:直流電源 開閉用:HPIN(常時) N2ガスポンプ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし

プラント名	主系統							間接系					
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (設置・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動値等	トリップ値等	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
柏崎刈羽 3号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋 地下6階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:7.6MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.38MPa(419m ³ /hr) ※ ※圧力容器とサブプレッションタンクの圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼルの発電機(6.9kV) ・編成電源:蓄電池(125V H系)	「原子炉水位低(L2)」 または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(LB)」	CSP S/P	-	高圧炉心スプレイ系機械冷却系(HPCW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼルの発電機 水源:純水	1系統/1基	高圧炉心スプレイ系機械冷却海水系(HPCW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼルの発電機
		自動減圧系(ADS)	7井 (自動減圧機能) ※その内、2井はAM設備含む	PCV内	7.7MPa[page]	・駆動電源:蓄電池(125V) ・加圧駆動系:N2ガス(非常時はHPDN) ・編成電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 および「ドライウエル圧力高」 または「高圧炉心スプレイ系またはサブプレッションタンク出口圧力確立」	-	-	-	-	-	-
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋 地下6階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.99MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.98MPa(419m ³ /hr) ※ ※圧力容器とサブプレッションタンクの圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機A系(6.9kV) ・編成電源:蓄電池(125V A系)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉機械冷却系(RCW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	1系統/3基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機
		残留熱除去系(LPCI)	3系統/3台	原子炉建屋 地下6階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.55MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.14MPa(4815m ³ /hr) ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(6.9kV) ・編成電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉機械冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービンポンプ台数)	原子炉建屋 地下6階	135m ³ /hr(1.04~7.86MPa[page])	・駆動系:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(125V A系) ・編成電源:蓄電池(125V A系)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(LB)」	CSP S/P	-	RCIC値水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロメトリックコンデンサ(値水用のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	-	-	
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/3台	原子炉建屋 地下6階	120m ³ /h(90Ma)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(480V)	-	-	CSP	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(M/D及びD/D) (K1/2/3/4共用)	屋外水処理建屋 T.P.10m	350m ³ /h(1.57MPa) (K1/2/3/4共用)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機 ・編成電源:所内交流電源系	-	-	FW	-	-	-	-
	残留熱除去系(SHC)	2系統/2台	原子炉建屋 地下6階	-	・通常電源:所内交流電源系 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 ・編成電源:蓄電池(125V)	-	-	原子炉水	2系統/2基	原子炉機械冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機	
	残留熱除去系(S/Oクーリング)	2系統/2台	原子炉建屋 地下6階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(6.9kV) ・編成電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉機械冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機	
	残留熱除去系(D/Wスプレイ)	2系統/2台	原子炉建屋 地下6階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(6.9kV) ・編成電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉機械冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機	
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	原子炉建屋1階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(480V) ・計装制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼルの発電機(480V)	-	-	スキマサージ タンク	1系統/2基	原子炉機械冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
柏崎刈羽 3号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁:直流電源 開閉用:HPIN(常時) N2ガスポンペ(非常時)	DCIにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし

プラント名	主系統										間接系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・位置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	トリップ信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数・電源・水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
柏崎刈羽 4号機	高圧系	高圧炉心スプレイス(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋 地下5階	・定格スプレイス流量を注入する時の原子炉圧力:1.8MPa(1462m ³ /h) ※ ※原子炉とサブプレッションチャンバ空間部との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイスディーゼル発電機(6.9kV) ・給電電源:蓄電池(125V H系)	「原子炉水位低(L2)」 または「ドライウェル圧力高」	「原子炉水位高(L-8)」	CSP S/P	-	1系統/1基	高圧炉心スプレイス機械冷却海水系(HPSW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイスディーゼル発電機 水源:純水	
		自動減圧系(ADS)	7弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設置含む	PCV内	7.81MPa ※ ※原子炉とドライウェルの圧力差 ※最小動作圧	・駆動電源:蓄電池(125V) ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(HPP) ・給電電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウェル圧力高」および「低圧炉心スプレイスまたは残留熱除去系出口圧力確立」	-	-	-	-	-	
	低圧系	低圧炉心スプレイス(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋 地下5階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.95MPa ・定格スプレイス流量を注入する時の原子炉圧力:0.93MPa(415m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・給電電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウェル圧力高」	-	S/P	-	1系統/2基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	
		残留熱除去系(LPCI)	3系統/3台	原子炉建屋 地下5階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.55MPa ・定格スプレイス流量を注入する時の原子炉圧力:0.14MPa(451m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・給電電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウェル圧力高」	-	S/P	-	2系統/4基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋 地下5階	142m ³ /h(0.93~7.78MPa@sscd)	・駆動源:主蒸気 計量制御用:蓄電池(125V) ・給電電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	原子炉水位高(L8)	CSP S/P	-	-	-	RCIC復水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パトリックコンデンサ(復水用のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	
	代替注水系 (AM設置)	復水補給水系(MUWC)	1系統/3台	原子炉建屋 付属棟 地下5F	120m ³ /h(85mA)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(480V)	-	-	CSP	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(M/D及びD/D) (K1/2/3/4共用)	屋外水処理建屋 TP.15m	350m ³ /h(1.57MPa) (K1/2/3/4共用)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:ディーゼル消火ポンプ ・給電電源:所内交流電源系	-	-	FW	-	-	-	-
	残留熱除去系(S/G)	2系統/2台	原子炉建屋 地下5階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・給電電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉機械冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	
	残留熱除去系(S/Cクーリング)	2系統/2台	原子炉建屋 地下5階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・給電電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉機械冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	
	残留熱除去系(D/Wスプレイス)	2系統/2台	原子炉建屋 地下5階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・給電電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉機械冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	
燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	原子炉建屋 1階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・計測制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	-	2系統/2基	原子炉機械冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉機械冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水		

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PGV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号 発報時の動作	系統隔離信号 発報時の動
柏崎刈羽 4号機	高压系	高压炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁		起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源 喪失時は高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁		電磁弁: 直流電源 開閉用: 空気(常時) N2ガス(非常時)	DCIにより 動作可	対象なし	対象なし
	低压系	低压炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁		起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源 喪失時は非常用ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低压注水系(LPCI) (RHRのモード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁		起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源 喪失時は非常用ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン: 2弁 蒸気ライン: 3弁)		起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 直流電源系(125V)	・蒸気内側隔離弁はFAIL AS IS ・その他は直流電源系により 動作可	対象なし	全開状態から → 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁		起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源 喪失時は非常用ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源 喪失時は非常用ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁		起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源 喪失時は非常用ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から → 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		電動/1弁		起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源 喪失時は非常用ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁		起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源, 所内交流電源 喪失時は非常用ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし

プラント名	主系統								間接系				
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動番号	トリップ番号	水種	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水種)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
柏崎刈羽 5号機	高圧系	高圧炉心スプレィ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋 地下4階	・注入開始可能な原子炉最高圧力:8.00MPa ・定格スプレィ流量を注入する時の原子炉圧力:1.38MPa(1420m ³ /h) ※ ※原子炉とS/C空間間の圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレィ系ディーゼル 発電機(6.9kV) ・補機電源:蓄電池(125V H系)	「原子炉水位低(L2)」 または「ドライウエル圧 力高」	「原子炉水位高(L8)」	CSP S/P	-	高圧炉心スプレィ系補機冷却系(HPCW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/1基	高圧炉心スプレィ系補機冷却海水系(HPCW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	7井 (自動減圧機構) ※その内、2井はAM設置機含む	PCV内	7.78MPa[range]	・電磁弁電源:蓄電池(125V) ・閉鎖動力:N2ガス(非常時はHPN) ・補機電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 および「ドライウエル圧 力高」および「200秒」 および「高圧炉心スプレィ 系または残留熱除去系 出口圧力確立」	-	-	-	-	-	-
	低圧系	低圧炉心スプレィ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋 地下4階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.55MPa ・定格スプレィ流量を注入する時の原子炉圧力:0.84MPa(4120m ³ /h) ※ ※原子炉とS/C空間間の圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・補機電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧 力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/3基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		残留熱除去系(LPCI)	3系統/3台	原子炉建屋 地下4階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.55MPa ・定格スプレィ流量を注入する時の原子炉圧力:0.14MPa(4815m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・補機電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧 力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離降圧冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	原子炉建屋 地下4階	136m ³ /h(1.04~7.86MPa[range])	・駆動源:主蒸気 ・計測制御用:蓄電池(125V) ・補機電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CSP S/P	-	RCIC取水ポンプ、RCIC真空ポンプ、 パロメリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	-	-	
	代替注水系 (AM設置)	注水補給水系(MUWC)	1系統/3台	原子炉建屋 付属棟 地下4F	125m ³ /h(85mAq)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(480V)	-	-	CSP	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(M/D及F/D/D) (K3/6/7共用)	屋外給水建屋 T.P.12m	177m ³ /h(0.98MPa) (K3/6/7共用)	・通常電源:所内交流電源系 ・補機電源:所内交流電源系 ・非常用駆動:ディーゼル消火ポンプ	-	-	FW	-	-	-	-
	残留熱除去系(SHC)	2系統/2台	原子炉建屋 地下4階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・補機電源:蓄電池(125V)	-	-	原子炉水	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	残留熱除去系(S/Cクーリング)	2系統/2台	原子炉建屋 地下4階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・補機電源:蓄電池(125V)	-	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	残留熱除去系(D/Wスプレィ)	2系統/2台	原子炉建屋 地下4階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・補機電源:蓄電池(125V)	-	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	原子炉建屋 2階	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(480V) ・計測制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(480V)	-	-	-	スキマサージ タンク	1系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称	注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)						
		弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作	系統隔離信号発報時の動作	
柏崎刈羽 5号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁: 直流電源 閉閉用: HPIN(常時) N2ガスボンベ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン: 2弁 蒸気ライン: 3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 直流電源系(125V) ※RCIC: 蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディ ーゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から 全閉信号	全閉状態から 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし

プラント名	主系統										副系統		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (設置・設置場所)	運転時間等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	トリップ信号	水源	熱交換器(系統/基数)	副冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
柏崎刈羽 6号機	高圧系	高圧炉心注水系(HPCF)	2系統/2台	R/B B3F	・注入開始可能な原子炉圧力: 1.16 MPa ・定格スプレッドを注入する時の原子炉圧力: 0.728 MPa(7.27 m ² /s) ※圧力容器と水源の空間部との圧力差	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・制御電源: 蓄電池(125V H系)	「原子炉水位低(L1.5)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L5)」	CSP S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/1基 3系統/2基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADG)	8弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設置含む	PCV内	7.76MPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・電機弁電源:蓄電池(125V) ・閉路電源:N2ガス(非常時はHPIN) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1.1)」および「ドライウエル圧力高」および「高圧炉心スプレッド異常」は圧力監視 熱除去系出口圧力確立」	-	-	-	-	-	-
	低圧系	低圧注水系(LPFL)	3系統/3台	R/B B3F	・注入開始可能な原子炉圧力: 1.59 MPa ・定格スプレッドを注入する時の原子炉圧力: 0.27 MPa ※ ※圧力容器と水源の空間部との圧力差	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1.1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/1基 3系統/2基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービンポンプ台数)	R/B B3F	設計流量:182(m ³ /h) (作動圧力:1.04~1.12 MPa _{abs})	・駆動源: 主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L-2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」	CSP S/P	-	RCIC排水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロメトリックコンデンサ(排水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は交流電源系、非常時は蓄電池	-	-	-
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/3台	廃棄物処理建屋 B3F	120m ³ /h(85m ³ /h) 125m ³ /h(88m ³ /h)?	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	CSP	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(M/D及びD/D) (K5/6/7共用)	屋外給水建屋 T.P.12m	177m ³ /h(0.58MPa) (K5/6/7共用)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: ディーゼル消火ポンプ ・論理電源: 所内交流電源系	-	-	FW	-	-	-	-
	残留熱除去系(停止時冷却モード)	3系統/3台	R/B B3F	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源: 蓄電池(125V)	-	-	S/P	3系統/3基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水 海水補給水系	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	残留熱除去系(サブプレッションプール冷却モード)	3系統/3台	R/B B3F	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源: 蓄電池(125V)	-	-	S/P	3系統/3基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水 海水補給水系	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	残留熱除去系(D/Wスプレイ)	3系統/3台	R/B B3F	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源: 蓄電池(125V)	-	-	S/P	3系統/3基	-	-	-	-
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	R/B 2F	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・計装制御電源: 所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	-	1系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水 海水補給水系	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	

プラント名	系統名称		注水井・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
柏崎刈羽 6号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁: 直流電源 閉閉用: HPIN(常時) N2ガスポンペ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPG) (RHRのモード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン: 2弁 蒸気ライン: 3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 直流電源系(125V) ※R/C蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用デー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全開状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	全閉状態から→ 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし

プラント名	主系統										間接系			
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動機号	トリップ機号	水源	熱交換機(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)		
柏崎刈羽 7号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCF)	2系統/2台	原子炉建屋 地下3階	・注入開始可能な原子炉最高圧力: 8.12MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力: 0.63MPa(0.21m ³ /h) ※ ※圧力容器と水源の空間前との差圧	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: テーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源: 蓄電池(125V H系)	「原子炉水位低(L1.3)」 または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(LB)」	CSP S/P	-	3系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	高圧系	自動減圧系(ADS)	8弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設備含む	PCV内	7.76MPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・電磁弁電源: 蓄電池(125V) ・開閉駆動: N ₂ ガス ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 および「ドライウエル圧力高」および「低圧炉心スプレイ系または排気熱除去系出口圧力確立」	-	-	-	-	間接系: 高圧減圧ガス供給系(HPIN) 1系統 論理電源: 蓄電池(125V)	-	
	低圧系	残留熱除去系(LPFL)	3系統/3台	原子炉建屋 地下3階	・注入開始可能な原子炉最低圧力: 1.55MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力: 0.27MPa ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	3系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RCW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
		原子炉補機冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービンポンプ台数)	原子炉建屋 地下3階	168m ³ /h(1.04~8.12MPa[ゲージ])	・駆動系: 主蒸気 ・計装制御用: 蓄電池(125V) ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」 または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(LB)」	CSP S/P	-	-	-	RCIC補機ポンプ、RCIC真空ポンプ、RCICトリップコンテナ(復水器のため電源なし) 台数: 各1台 電源: 通常は排気熱除去系、非常時は蓄電池	-
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/3台	廃棄物処理建屋 地下3階	125m ³ /h	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	CSP	-	-	-	-	
		消火系	1系統/2台(M/D及びD/D) (K3/6/7共用)	屋外給水建屋 T.P.12m	17m ³ /h(0.58MPa) (K3/6/7共用)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 所内交流電源系	-	-	FW	-	-	-	-	
		残留熱除去系(停止時冷却モード)	3系統/3台	原子炉建屋 地下3階	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源: 蓄電池(125V)	-	-	S/P	3系統/3基	原子炉補機冷却海水系(RCW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	3系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
		残留熱除去系(サブプレッションプール冷却モード)	3系統/3台	原子炉建屋 地下3階	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源: 蓄電池(125V)	-	-	S/P	3系統/3基	原子炉補機冷却海水系(RCW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	3系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
		残留熱除去系(O/Wスプレイ)	2系統/2台	原子炉建屋地下 3階	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源: 蓄電池(125V)	-	-	S/P	3系統/3基	原子炉補機冷却海水系(RCW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	3系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
		燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	原子炉建屋2階	250m ³ /h	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・計装制御電源: 所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	CSP	1系統/2基	原子炉補機冷却海水系(RCW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	3系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ6台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作	系統隔離信号発報時の動作
柏崎刈羽 7号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV内	電磁弁: 直流電源 開閉用: HPIN(常時) N2ガスポンペ(非常時)	DCにより 動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/5弁 (給水ライン: 2弁 蒸気ライン: 3弁)	PCV内/1弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 直流電源系(125V) ※RCIC蒸気ライン内側隔離弁 は、通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディー ゼル発電機(480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・その他は直流 電源系により動 作可	対象なし	全閉状態から一 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV内/2弁 PCV外/4弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉状態から一 全閉信号	全閉状態から一 全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		電動/1弁 (F005A/Bの2弁が 直列)	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし

プラント名	主系統										間接系			
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (種類・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)		
浜岡3号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	R/B B2FL	・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.38MPa(1419m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼルの発電機(0.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウェル圧力高」	「原子炉水位高(LB)」	CST S/P	-	1系統/2基	高圧炉心スプレイ系復熱冷却系(HPCW) 台数:ポンプ3台(LOCA発生時は2台に自動起動) 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼルの発電機 水源:純水	高圧炉心スプレイ系復熱冷却海水系(HPCWS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼルの発電機	
		自動減圧系(ADS)	7井 (自動減圧機能) ※その内、2井はAM設備含む	-	7.26MPa ※ ※原子炉とドライウェルの圧力差	・電磁弁電源:直流電源系(125V) ・閉鎖動力:N2ガス ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウェル圧力高」および「高圧炉心スプレイ系または余熱除去系出口圧力確立」	-	-	-	-	不活性ガス系(AG系) 1系統 論理電源:所内交流電源系 間接系:高圧窒素ガス供給系(HPIN) 2系統 論理電源:直流電源系(125V)	-	
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	R/B B2FL	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.59MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.84MPa(1419m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(0.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウェル圧力高」	-	S/P	-	1系統/3基	原子炉機器冷却水系(RCCW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機	
		低圧注水系(LPCJ) (RHRのモード)	3系統/3台	R/B B2FL	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.59MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.14MPa(5台計4915m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(0.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウェル圧力高」	-	S/P	-	2系統/6基	原子炉機器冷却水系(RCCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機	
	原子炉隔離冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービンポンプ台数)	R/B B2FL	136m3/h(103~7.60MPa(azara))	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:直流電源系(125V) ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(LB)」	CST S/P	-	-	-	RCIC復水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロメトリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	-
	代替注水系 (AM設備)	補給水系(MUWC)	1系統/3台	R/B B1FL	100m3/h(109mAa)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(0.9kV)	-	-	CST	-	-	-	-	
		消火系	1系統/2台	R/B B1FL	180m3/h(60mAa)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(0.9kV)	-	-	非常用消火タンク	-	-	-	-	
	余熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(0.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	-	-	原子炉	2系統/2基	2系統/6基	2系統/6基	原子炉機器冷却水系(RCCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		2系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(0.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	2系統/6基	2系統/6基	原子炉機器冷却水系(RCCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機
	燃料プールの冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼルの発電機(0.9kV) ・計装制御用:所内交流電源系、非常用ディーゼルの発電機(0.9kV)	-	-	-	2系統/2基	2系統/6基	2系統/6基	原子炉機器冷却水系(RCCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機 水源:純水	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼルの発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
浜岡3号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交 流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV外	電磁弁:直流電源 開閉用:常時補給用N2(常時) 高圧窒素ガス供給系 N2ガスポンペ(非常時)	FAIL CLOSE	対象なし	-
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交 流電源喪失時は非常用ディーゼル発電 機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交 流電源喪失時は非常用ディーゼル発電 機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
	原子炉隔離冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	<PCV内> ・RCICタビン入口蒸気管第1隔離弁 <PCV外> ・RCICタビン入口蒸気管第2隔離弁 ・RCICタビン入口弁 ・RCIC潤滑油冷却器入口弁 ・RCICポンプ出口弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) 蒸気管第一隔離弁のみ通常は所内交 流電源, 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	・蒸気管第1隔離弁は FAIL AS IS ・その他の電動弁は 直流電源系により動 作可	対象なし	入口蒸気管第 1、第2隔離弁 閉弁
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交 流電源喪失時は非常用ディーゼル発電 機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交 流電源喪失時は非常用ディーゼル発電 機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
	余熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	<PCV内> ・原子炉側入口第1隔離弁 <PCV外> ・原子炉側入口第2隔離弁 :停止時冷却注入第2隔離弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交 流電源喪失時は非常用ディーゼル発電 機(460V)	FAIL AS IS	全閉状態から→ 全閉信号	-
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系電動/1弁 B系電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交 流電源喪失時は非常用ディーゼル発電 機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交 流電源喪失時は非常用ディーゼル発電 機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-

プラント名	主系統								間接系				
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置層)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
浜岡4号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	R/B B2FL	・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.38MPa(1419m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L2)」 または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」	CSP S/P	-	高圧炉心スプレイ系機器冷却系(HPCCW) 台数:ポンプ3台(LOCA信号では2台に自動起動) 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/2基	高圧炉心スプレイ系機器冷却海水系(HPCWS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	7弁 (自動減圧機軸) ※その内、2弁はAM設備含む	-	7.7BMPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・電磁弁電源:直流電源系(125V) ・閉鎖電源:N2ガス ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L1)」 および「ドライウエル圧力高」および「高圧炉心スプレイ系または冷却除去系吐出圧力高」	-	-	-	-	-	-
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	R/B B2FL	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.99MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.84MPa(1419m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉機器冷却水(RCCW) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/3基	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	3系統/3台	R/B B2FL	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.69MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.14MPa(3台計4815m3/h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉機器冷却水(RCCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービンポンプ台数)	R/B B2FL	136m3/h(1.03~ 7.80MPa@age)	・駆動源:主蒸気 ・針程制御:直流電源系(125V) ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CSP S/P	-	RCIC海水ポンプ、RCIC真空ポンプ、 VCOトリックコンデンサ(海水溜のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	-	-	
	代補注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/3台	R/B B2FL	110m3/h(105mAq)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	CSP	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台(3号と共有)	3号 R/B B1FL	180m3/h(60mAq)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:所内交流電源系	-	-	常用消火タンク	-	-	-	-
	余熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)	2系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	-	-	原子炉	2系統/2基	原子炉機器冷却水(RCCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	格納容器スプレイ系(RHRのモード)	2系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉機器冷却水(RCCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・針程制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	-	2系統/2基	原子炉機器冷却水(RCCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/6基	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
浜岡4号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交流 電源喪失時は高圧炉心スプレイ系デー ゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
		自動減圧系(ADS)	空気/7弁	PCV外	電磁弁:直流電源 閉閉用:常時補給用N2(常時) 高圧窒素ガス供給系 N2ガスポンペ(非常時)	FAIL CLOSE	対象なし	-
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 (460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 (460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
	原子炉隔離冷却系		電動/5弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	<PCV内> ・RCICタービン入口蒸気管第1隔離弁 <PCV外> ・RCICタービン入口蒸気管第2隔離弁 ・RCICタービン入口弁 ・RCIC蒸気冷却器入口弁 ・RCICポンプ出口弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:直流電源系(125V) 蒸気管第一隔離弁のみ通常は所内交流 電源, 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	・蒸気管第1隔 離弁はFAIL AS IS ・その他の電動 弁は直流電源 系により動作可	対象なし	入口蒸気管第 1、第2隔離弁 閉弁
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	電動/2弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 (460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
		消火水系	電動/4弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 (460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
	余熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	<PCV内> ・原子炉側入口第1隔離弁 <PCV外> ・原子炉側入口第2隔離弁 ・停止時冷却注入第2隔離弁	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 (460V)	FAIL AS IS	全開状態から→ 全閉信号	-
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系電動/1弁 B系電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(125V) 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 (460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
	燃料プール冷却浄化系		電動/3弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源, 所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 (460V)	FAIL AS IS	対象なし	-

プラント名	主系統									間接系			
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基 数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
浜岡5号機	HPCF	2系統/2台	R/B B2FL	・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.69MPa (727m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L1, 5)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L1, 8)」	CSP S/P	-	原子炉機器冷却水系(RCCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	高圧系 自動減圧系(ADS)	8井 (自動減圧機能)	-	7.76MPa ※ ※原子炉とドライウエルの圧力差	・電磁弁電源:直流電源系(125V) ・調整電源:N2ガス ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」および「高圧炉心注入系または弁無除去系吐出圧力降立」	-	-	-	不活性ガス系(AG系) 1系統 論理電源:所内交流電源系 間接系:高圧重蒸気供給系(HPIN) 2系統 論理電源:直流電源系(125V)	-	-	
	原子炉隔離冷却系(RCID)	1系統/1台 (タービンポンプ台数)	R/B B2FL	152m ³ /h(1.03~0.12MPa)※ ※原子炉との圧力差	・駆動電源:主蒸気 ・針制御電源:直流電源系(125V) ・論理電源:直流電源系(125V)	●供給弁機能「原子炉水位低(L2)」 ●炉心冷却機能「原子炉水位低(L1, 5)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L1, 8)」	CSP S/P	-	RCIC海水ポンプ, RCIC真空ポンプ, 「ロッドリフトコンデンサ(復水器のための電源なし)」 台数:各1台 電源:通常は直流電源系, 非常時は蓄電池	-	-	
	低圧系 低圧注水系(LPFL) (RHRのモード)	3系統/3台	R/B B2FL	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.55MPa ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.27MPa(3台) 針2882m ³ /h) ※ ※原子炉との圧力差	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉機器冷却水系(RCCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	3系統/6基	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	代替注水系 (AM設備)	補給水系(MUWC)	1系統/3台	R/B B2FL	110m ³ /h(105mAq)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	CSP	-	-	-	-
		消火用水系	1系統/2台	屋外 用水ポンプ室	170m ³ /h(65mAq)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	No. 3清水タンク	-	-	-	-
	余熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)	3系統/3台	R/B B2FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	-	-	原子炉	3系統/3基	原子炉機器冷却水系(RCCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	3系統/6基	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)	2系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:直流電源系(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉機器冷却水系(RCCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	R/B 3FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・針制御電源:所内交流電源系, 非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	-	2系統/2基	原子炉機器冷却水系(RCCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉機器冷却海水系(RCWS) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源, 所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
浜岡5号機	高圧系	高圧炉心注入系(HPCF)	B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディーゼ ル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	
		自動減圧系(ADS)	N2/8弁	PCV内	電磁弁: 直流電源 開閉用: 常時補給用N2(常時) 高圧蒸気ガス供給系 N2ガスボンベ(非常時)	FAIL CLOSE	対象なし	
		原子炉隔離時冷却系	電動/6弁 (給水ライン: 2弁 蒸気ライン: 3弁)	<PCV内> ・RCICタ-ビン入口蒸気管第1隔離弁 <PCV外> ・RCICタ-ビン入口蒸気管第2隔離弁 ・RCICタ-ビン入口弁 ・RCIC潤滑油冷却器入口弁 ・RCICポンプ出口弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 直流電源系(125V) 蒸気管第一隔離弁のみ通常は所内 交流電源、所内交流電源喪失時は 非常用ディーゼル発電機(460V)	・蒸気管第1隔 離弁はFAIL AS IS ・その他の電動 弁は直流電源 系により動作可	対象なし	入口蒸気管第 1、第2隔離弁 閉弁
	低圧系	低圧注水系(LPFL) (RHRのモード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディーゼ ル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	
	代替注水系 (AM設備)	補給水系(MUWC)	電動/2弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディーゼ ル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	
		消火用水系	電動/4弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディーゼ ル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	
	余熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)	A系 電動/3弁 B系 電動/3弁 C系 電動/3弁	<PCV内> ・原子炉側入口第1隔離弁 <PCV外> ・原子炉側入口第2隔離弁 ・注入第2隔離弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディーゼ ル発電機(460V)	FAIL AS IS	全閉状態から一 全閉信号		
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)	B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディーゼ ル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし		
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	電動/3弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、所内 交流電源喪失時は非常用ディーゼ ル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし		

プラント名	主系統										関係系		
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設備階)	運転約四等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	関係冷却系(台数・電源・水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
志賀1号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	R/B B2F	220m ³ /h~770m ³ /h	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源: 直流電源系(115V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(LB)」ポンプは停止しないが、注水井「全閉」	CST S/P	-	高圧炉心スプレイ系補機冷却系(HPCW) 台数: ポンプ2台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 水源: 純水	1系統/2基	高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系(HPSW) 台数: ポンプ2台 電源: 通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	4井 (自動減圧機能) ※その内、2井はAM設備含む	-	80.9kg/cm ²	・電磁弁電源: 直流電源系(115V) ・開閉動力: N2ガス ・論理電源: 直流電源系(115V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」および「低圧炉心スプレイ系または残置熱除去系出口圧力高」	-	-	関係系: 窒素ガス供給系 2系統 論理電源: 所内交流電源	-	-	
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	R/B B2F	90m ³ /h~810m ³ /h	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源: 直流電源系(115V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数: ポンプ2台 電源: 通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	1系統/2基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ2台 電源: 通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRのモード)	3系統/3台	R/B B2F	炉圧との差圧15.8kg/cm ² 以下で原子炉へ注水可能。差圧1.4kg/cm ² において731m ³ /h以上	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源: 直流電源系(115V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)		1系統/1台 (タービンポンプ台数)	R/B B2F	85m ³ /h RCIC作動原子炉圧力(81.6~10.6kg/cm ²)	・駆動源: 主蒸気 ・論理電源: 直流電源系(115V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(LB)」	CST S/P	-	RCIC復水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロメトリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数: 各1台 電源: 通常は直流電源系、非常時は蓄電池	-	-
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/3台	T/B B2F	70m ³ /h(80mAq)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(460kV)	-	-	CST 純水タンク	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台	給水処理建屋 1F	633m ³ /h(83mAq)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(460V) ・論理電源: 直流電源系(115V)	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/2台	R/B B2F	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源: 直流電源系(115V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系 (RHRのモード)		2系統/2台	R/B B2F	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(8.9kV) ・論理電源: 直流電源系(115V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	R/B B2F	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(460V) ・制御動力電源: 所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(460kV)	-	-	-	1系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源: 純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数: ポンプ4台 電源: 通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
志賀1号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(115V) 駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時 は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	—
		自動減圧系(ADS)	窒素/4弁	PCV内	電磁弁:直流電源 開閉用:N2ガス	FAIL CLOSE	対象なし	—
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(115V) 駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時 は非常用ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	—
		低圧注水系(LPCI) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(115V) 駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時 は非常用ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	—
	原子炉隔離時冷却系		電動(AC)/1弁 電動(DC)/4弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内 PCV外	起動信号:直流電源系(115V) 駆動用:直流電源系(230V) 蒸気内側隔離弁のみ通常は所内交流電源、所内交流 電源喪失時は非常用ディーゼル発電機(460V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・直流電源系に より動作可	対象なし	隔離弁全閉
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	A系 電動/2弁 B系 電動/2弁	PCV外	起動信号:E11-F007(A,B)直流電源系(115V)E11- F040(A,B)所内交流電源または非常用ディーゼル発電機 (460V) 駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時 は非常用ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	—
		消火水系	A系 電動/4弁 B系 電動/4弁	PCV外	起動信号:E11-F007(A,B)のみ直流電源系(115V)他は 所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時 は非常用ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	—
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/4弁 B系 電動/4弁	PCV内 PCV外	起動信号:計装用無停電交流電源装置(105V)E11- F011AB,D12AB 直流電源系(115V)E11-F015A,B 所内交流電源E11-F13AB 駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時 は非常用ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	隔離弁全閉	隔離弁全閉
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(115V) 駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時 は非常用ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	—
	燃料プール冷却浄化系		電動/1弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時 は非常用ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	—

プラント名	主系統								間接系				
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
志賀2号機	高圧系	高圧炉心注水系(HPCF)	2系統/2台	R/B B2F	182m ³ ~727m ³ 原子炉圧力容器とポンプ水源との差圧(0.69~8.12MPa)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:直流電源系(115V)	「原子炉水位低(L1、5)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(LB)」ポンプは停止しないが、注入弁「閉」運号が発生	CST S/P	-	原子炉補機冷却水系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RCSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	8弁 (自動減圧機能)	-	7.92MPa	・電磁弁電源:直流電源系(115V) ・開閉電源:N2ガス ・論理電源:直流電源系(115V)	「原子炉水位低(L1)」および「ドライウエル圧力高」および「RHR(A,B,C)HPCF(B,C)いずれかの出口圧力確立」	-	-	間接系:高圧窒素ガス供給系(HPIN) 2系統 論理電源:所内交流電源	-	-	
	低圧系	低圧注水系(LPFL) (RHRのモード)	3系統/3台	R/B B2F	954m ³ /h 注入開始可能な原子炉との差圧:1.55MPa	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:直流電源系(115V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	3系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		原子炉隔離時冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービン・ポンプ台数)	R/B B2F	182m ³ /h(1.03~8.12MPa _{average})	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:直流電源系(115V) ・論理電源:直流電源系(115V)	「原子炉水位低(L2)」 「原子炉水位低(L1.5)」 または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(LB)」	CST S/P	-	RCIC復水ポンプ、RCIC真空ポンプ、バロメトリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池 ・間接系駆動電源:直流電源系(115V) ・間接系論理電源:直流電源系(115V)	-	-
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(MUWC)	1系統/3台	R/B B2F	300m ³ /h(70mAq)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(460V) ・論理電源:直流電源系(115V)	-	-	CST	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台	給水処理建屋 1F	553m ³ /h(85mAq)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(460V) ・論理電源:直流電源系(115V)	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-
		残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)	3系統/3台	R/B B2F	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:直流電源系(115V)	-	-	S/P	3系統/3基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	3系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ6台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		格納容器スプレイ系(RHRのモード)	2系統/2台	R/B B2F	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・論理電源:直流電源系(115V)	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	R/B 3F	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(460V) ・計測制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(460V)	-	-	-	1系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発 報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作
志賀2号機	高圧系	高圧炉心注水系(HPCF)	B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:ロジックモニタ 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
		自動減圧系(ADS)	窒素/8弁	PCV内	電磁弁:直流電源系(115V) 開閉用:N2ガス	FAIL CLOSE	対象なし	-
	低圧系	低圧注水系(LPFL) (RHRの一モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(115V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
	原子炉隔離時冷却系		電動(AC)/1弁 電動(DC)/4弁 (給水ライン:2弁 蒸気ライン:3弁)	PCV内 PCV外	起動信号:直流電源系(115V) 駆動用:直流電源系(115V) 蒸気内割隔離弁のみ通常は所 内交流電源、所内交流電源喪失 時は非常用ディーゼル発電機 (460V)	- 蒸気内割隔離 弁はFAIL AS IS - 直流電源系に より動作可	対象なし	隔離弁全開
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
		消火水系	電動/3弁	PCV外	起動信号: P13-F090.09: 所内交流電源 E11-F032A,B 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/4弁 B系 電動/4弁 C系 電動/4弁	PCV内 PCV外	起動信号:直流電源系(115V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	隔離弁全開	隔離弁全開
	格納容器スプレイ系 (RHRの一モード)		B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号:直流電源系(115V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-
	燃料プール冷却浄化系		A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	PCV外	起動信号:所内交流電源 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(460V)	FAIL AS IS	対象なし	-

プラント名	主系統	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
島根1号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	1系統/1台、1台、1台 (タービンポンプ、昇圧ポンプ台数)	R/B B2FL	890m ³ /h(全揚程718~135m)	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(115V) 計装用CVCFより給電 ・論理電源:蓄電池(115V)	「原子炉水位低(L1H)」 または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	非商用ガス処理系(SGT) 台数:ファン2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	-	-	
		自動減圧系(ADS)	3弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設備 含む	-	-	・電源:蓄電池(115V) ・駆動源:N2ガス ・論理電源:蓄電池(115V)	「原子炉水位低(L1)」 かつ、「ドライウエル圧力高」+2分 ※「原子炉水位低(L1)」かつ、「RGSまたはRHR運転」+10分	-	-	-	-	-	-	
	低圧系	炉心スプレイ系(RCS)	2系統/2台	R/B B2FL	595m ³ /h(全揚程200m)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(115V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	
		低圧注水系(LPCI) (RHRポンプ)	2系統/4台	R/B B2FL	1704m ³ /h(全揚程約100m)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(115V)	「原子炉水位低(L1)」 または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	
	原子炉隔離時 冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービンポンプ台数)	R/B B2FL	93.6m ³ /h(全揚程853~160m)	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(115V) 計装用CVCFより給電 ・論理電源:蓄電池(115V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	RCIC復水ポンプ、RCIC真空ポンプ、 バロメトリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	-	-	-	
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系(CWT)	1系統/3台	R/B 1FL	80m ³ /h(全揚程55m)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	CST	-	-	-	-	-
	消火系	1系統/4台	別建屋(5過水装置室)	60m ³ /h(全揚程50m)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	-	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-	-
	残留熱除去系 (RHR) (原子炉停止時 冷却系)	2系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(115V)	-	-	-	※	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	
	格納容器スプレ イ系 (RHRポン プ)	2系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・論理電源:蓄電池(115V)	-	-	-	S/P	2系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	
	プール冷却系(FPC)	1系統/2台	R/B 3FL	92m ³ /h(全揚程92m)	・通常電源:所内交流電源系 ・計装制御電源:所内交流電源系	-	-	-	※	1系統/2基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	2系統/4基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	

プラットフォーム	系統名称	圧力非・温度非(起動・停止時で動作する部分)						
		弁駆動方式	弁駆動機用 (PCV内/外)	弁駆動機	SBO時の動作	原子炉保護係 有関係の動作	系統保護係 有関係の動作	
高圧1号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	【注水弁】 電動/1弁	HPCI注水弁 (MV24-1) PCV外	起動信号:蓄電池(115V) 駆動用:通常は所内交流電源(115V)、所内交流電源喪失時は蓄電池(115V)	駆動電源系により動作可	対象なし	—
			【隔離弁】 電動/2弁	HPCI蒸気内側隔離弁 (MV24-1) PCV内	起動信号:蓄電池(115V) 駆動用:通常は所内交流電源(440V)、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	FAIL AS IS (常時全閉)	対象なし	全閉※1
				HPCI蒸気外側隔離弁 (MV24-2) PCV外	起動信号:蓄電池(115V) 駆動用:通常は直流電源系(115V)、所内交流電源喪失時は蓄電池(115V)	駆動電源系により動作可	対象なし	全閉※1
	自動減圧系(ADS)	電動/3弁	PCV内	電送弁:直流電源 駆動用:12.2kV(電送) N2ガスポンプ(非常時)	直流電源系により動作可	対象なし	—	
	低圧系	炉心スプレイ系(RCS)	【注水弁】 A系 電動/2弁 B系 電動/2弁 白熱 電動/2弁	PCV外	起動信号:蓄電池(115V) 駆動用:通常は所内交流電源(440V)、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	FAIL AS IS (注水弁は常時全閉、高圧注水弁は常時全閉)	対象なし	—
			低圧注水系(LPCI) (RHRポンプ)	1系 電動/2弁 2系 電動/2弁	PCV外	起動信号:蓄電池(115V) 駆動用:通常は所内交流電源(440V)、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	FAIL AS IS (注水弁は常時全閉、高圧注水弁は常時全閉)	対象なし
	原子炉隔離降圧抑制系(RDCC)	電動(AC)/1弁 MV21-1	PCV内	起動信号:蓄電池(115V) 駆動用:通常は所内交流電源(440V)、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	FAIL AS IS (常時全閉)	対象なし	全閉※1	
			電動(DC)/5弁 MV21-2 MV21-3 MV21-7 MV21-8 MV21-11	PCV外	起動信号:蓄電池(115V) 駆動用:通常は所内交流電源(440V)、所内交流電源喪失時は蓄電池(115V)	駆動電源系により動作可	対象なし	全閉※1 (MV21-2) その他は“—”
	代位注水系 (AM設備)	取水輸送系(CWT)	電動/1弁	1-2H代位取水弁 (MV22-13) PCV外	駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	FAIL AS IS (常時全閉)	対象なし	—
			電動/2弁	1-RH代位取水弁 (MV22-12) PCV外	駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	FAIL AS IS (常時全閉)	対象なし	—
	CWT系・取水系 遮断弁 (MV21-10) PCV内	電動/2弁		PCV内	駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	FAIL AS IS (常時全閉)	対象なし	—
		隔離弁 電動/2弁	RHR取水入口内側 隔離弁 (MV22-12) PCV内	【注水弁】 1系 電動/2弁 2系 電動/2弁	PCV外	起動信号:蓄電池(115V)※ 駆動用:通常は所内交流電源(440V)、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	FAIL AS IS (注水弁は常時全閉、高圧注水弁は常時全閉)	対象なし
	RHR取水入口外側 隔離弁 (MV22-14) PCV外			起動信号:蓄電池(115V) 駆動用:通常は直流電源系(115V)、所内交流電源喪失時は蓄電池(115V)	直流電源系により動作可	全閉	全閉	
	格納容器スプレイ系 (RHRポンプ)	【PCV】 1系 電動/2弁 2系 電動/2弁	PCV外	起動信号:蓄電池(115V)※ 駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	FAIL AS IS (常時全閉)	対象なし	—	
			【S/P】 1系 電動/2弁 2系 電動/2弁	PCV外	起動信号:蓄電池(115V)※ 駆動用:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	FAIL AS IS (常時全閉)	対象なし	—
	燃料プール冷却系(FPC)	—	—	—	—	—	—	—

※CS系動作時に必要な電源

※1:配管破断
時隔離

プラント名	主系統												
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
高圧2号機	高圧系	高圧炉心スプレイス(HPCS)	1系統/1台	R/B B2FL	・定格スプレイス流量を注入する時の原子炉圧力: 7.90MPa(315m ³ /h) 原子炉圧力: 1.44MPa(1050m ³ /h) 原子炉圧力: 0.14MPa(1140m ³ /h)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 高圧炉心スプレイスディーゼル発電機 ・調理電源: 蓄電池(115V)	「原子炉水位低(L1H)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	1系統/1基	高圧炉心スプレイス系補機冷却系(HPCW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイスディーゼル発電機 水源:純水	高圧炉心スプレイス系補機冷却海水系(HPSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイスディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	6弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設備を含む	-	-	・電磁弁電源:蓄電池(115V) ・開閉駆動:N2ガス ・調理電源:蓄電池(115V)	「原子炉水位低(L1)」かつ、「ドライウエル圧力高」+2分 ※「原子炉水位低(L1)」かつ、「LPCSまたはRHR運転」+10分	-	-	-	-	間接系:窒素ガス制御系(NGC) 1系統 調理電源:蓄電池(115V)	-
	低圧系	低圧炉心スプレイス(LPCS)	1系統/1台	R/B B2FL	・定格スプレイス流量を注入する時の原子炉圧力:0.62MPa(1050m ³ /h) 原子炉圧力:0.14MPa(1140m ³ /h)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・調理電源: 蓄電池(115V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	2系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRポンプ)	3系統/3台	R/B B2FL	・定格スプレイス流量を注入する時の原子炉圧力: 0.14MPa(1140m ³ /h) ※原子炉圧力かつドライウエルとの選圧	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・調理電源: 蓄電池(115V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	2系統/6基	原子炉補機冷却海水系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	1系統/1台 (タービンポンプ台数)	R/B B2FL	97.2m ³ /h(0.77~8.54MPa[gage])	・駆動源: 主蒸気 ・駆動用電源: 蓄電池(230V) ・計装制御用: 蓄電池(115V) ・調理電源: 蓄電池(115V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	-	-	RCIC僅水ポンプ、RCIC真空ポンプ、パロトリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:通常は直流電源系、非常時は蓄電池	-
	代替注水系 (AM設備)	僅水補給水系(CWT)	1系統/3台	R/B B1FL	85m ³ /h(全揚程70m)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機	-	-	CST	-	-	-	-
		消火系	1系統/4台 (1号機共用)	別建屋(ろ過水装置室)	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・調理電源: 所内交流電源、非常用ディーゼル発電機	-	-	ろ過水タンク	-	-	-	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)	2系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・調理電源: 蓄電池(115V)	-	-	-	※	2系統/2基	2系統/6基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイス (RHRポンプ)	2系統/2台	R/B B2FL	-	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機(6.9kV) ・調理電源: 蓄電池(115V)	-	-	-	S/P	2系統/2基	2系統/6基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却系(FPC)	1系統/2台	R/B M2FL	395m ³ /h(全揚程88m)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・計装制御用: 蓄電池(115V)	-	-	-	※	1系統/2基	2系統/6基	原子炉補機冷却系(RCW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	原子炉補機冷却海水系(RSW) 台数:ポンプ4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称	弁動機方式	注:水圧・温度・流量(配管)停止信号で動作する弁			弁制御回路 (PCV/PLC)	弁動作機	SISの動作	緊急停止装置 等特別の動作	系統固有の動作
			弁動機方式	弁動機機	弁動機機					
島根2号機	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁 MV22-1-3	PCV弁	配管番号:高圧炉(115V) 配管種:高圧炉内交流電線、 所内交流電線並列は非常用 サイーセル電線	FAL AS 15 (高圧:全閉)	対象なし	—	—	
		自動減圧系(ADS)	立圧/0弁	PCV弁	配管番号:高圧電線(115V) 配管種:N2ガス(高圧) N2ガス(立圧)	高圧電線による 号動作	対象なし	—	—	
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁 MV22-3-3	PCV弁	配管番号:高圧炉(115V) 配管種:高圧炉内交流電線、 所内交流電線並列は非常用 サイーセル電線	FAL AS 15 (高圧:全閉)	対象なし	—	—	
		低圧注水系(LPCI) (RH+RHLP)	A系 電動/1弁 MV22-5A B系 電動/1弁 MV22-5B C系 電動/1弁 MV22-5C	PCV弁	配管番号:高圧炉(115V) 配管種:高圧炉内交流電線、 所内交流電線並列は非常用 サイーセル電線	FAL AS 15 (高圧:全閉)	対象なし	—	—	
	原子炉隔離時冷却系		電動/6弁 取水ポンプ/1弁 MV22-1-1 MV22-1-2 MV22-1-3 MV22-1-4 MV22-1-5 MV22-1-6 MV22-1-7	PCV内 MV22-1-10 PCV弁 MV22-1-1 MV22-1-2 MV22-1-3 MV22-1-4 MV22-1-5 MV22-1-6 MV22-1-7	配管番号:高圧炉(115V) 配管種:高圧炉内交流電線、 所内交流電線並列は非常用 サイーセル電線 注:高圧電線(230V) MV22-2, 21, 12, 7	FAL AS 15 MV22-1-9 (高圧:全閉) MV22-1-1 (高圧:全閉) MV22-1-21 (高圧:全閉) MV22-1-21 (高圧:全閉) MV22-1-7 (高圧:全閉)	対象なし	全閉 MV22-1- 10, 11, 12 その他	—	
	代替注水系 (CSA設備)	取水輸送系(CWT)	電動/2弁 FPP注水 A-FPP注水 MV22-8-1 B-FPP注水 MV22-8-2 C-FPP注水 MV22-8-3 D-FPP注水 MV22-8-4	PCV弁	配管番号:注水用高圧電線 注:注水用高圧電線 注:注水用高圧電線 注:注水用高圧電線 注:注水用高圧電線	FAL AS 15 (高圧:全閉)	MV22-1-10:全閉	—	—	
		所水系	電動/2弁 CWT系-所水系統 止弁: MV22-1-10 FPP注水 A-FPP注水 MV22-8-1 B-FPP注水 MV22-8-2 C-FPP注水 MV22-8-3 D-FPP注水 MV22-8-4	PCV弁	配管番号:所内交流電線 注:注水用高圧電線 注:注水用高圧電線 注:注水用高圧電線 注:注水用高圧電線	FAL AS 15 MV22-1-10 (高圧:全閉) MV22-8-1 MV22-8-2 MV22-8-3 MV22-8-4 (高圧:全閉)	MV22-1-10:全閉	—	—	
	超常運転時注水系(HPC) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/2弁 FPP注水 MV22-8-7 B-FPP注水 MV22-8-8 C系 電動/3弁 FPP注水 MV22-8-9 D-FPP注水 MV22-8-10	PCV弁	配管番号:高圧炉(115V) 配管種:高圧炉内交流電線、 所内交流電線並列は非常用 サイーセル電線	FAL AS 15 (高圧:全閉)	全閉状態から 全閉番号	全閉状態から 全閉番号	—	
	格納容器スプレイ系 (RH+RHLP)	A系	A1-1 A1-2 A1-3 A1-4 A1-5 A1-6 A1-7 A1-8 A1-9 A1-10 A1-11 A1-12 A1-13 A1-14 A1-15 A1-16 A1-17 A1-18 A1-19 A1-20 A1-21 A1-22 A1-23 A1-24 A1-25 A1-26 A1-27 A1-28 A1-29 A1-30 A1-31 A1-32 A1-33 A1-34 A1-35 A1-36 A1-37 A1-38 A1-39 A1-40 A1-41 A1-42 A1-43 A1-44 A1-45 A1-46 A1-47 A1-48 A1-49 A1-50	PCV弁	配管番号:高圧炉(115V) 配管種:高圧炉内交流電線、 所内交流電線並列は非常用 サイーセル電線	FAL AS 15 (高圧:全閉)	対象なし	—	—	
			B系	B1-1 B1-2 B1-3 B1-4 B1-5 B1-6 B1-7 B1-8 B1-9 B1-10 B1-11 B1-12 B1-13 B1-14 B1-15 B1-16 B1-17 B1-18 B1-19 B1-20 B1-21 B1-22 B1-23 B1-24 B1-25 B1-26 B1-27 B1-28 B1-29 B1-30 B1-31 B1-32 B1-33 B1-34 B1-35 B1-36 B1-37 B1-38 B1-39 B1-40 B1-41 B1-42 B1-43 B1-44 B1-45 B1-46 B1-47 B1-48 B1-49 B1-50	PCV弁	配管番号:高圧炉(115V) 配管種:高圧炉内交流電線、 所内交流電線並列は非常用 サイーセル電線	FAL AS 15 (高圧:全閉)	対象なし	—	—
C系		C1-1 C1-2 C1-3 C1-4 C1-5 C1-6 C1-7 C1-8 C1-9 C1-10 C1-11 C1-12 C1-13 C1-14 C1-15 C1-16 C1-17 C1-18 C1-19 C1-20 C1-21 C1-22 C1-23 C1-24 C1-25 C1-26 C1-27 C1-28 C1-29 C1-30 C1-31 C1-32 C1-33 C1-34 C1-35 C1-36 C1-37 C1-38 C1-39 C1-40 C1-41 C1-42 C1-43 C1-44 C1-45 C1-46 C1-47 C1-48 C1-49 C1-50	PCV弁	配管番号:高圧炉(115V) 配管種:高圧炉内交流電線、 所内交流電線並列は非常用 サイーセル電線	FAL AS 15 (高圧:全閉)	対象なし	—	—		
燃料プール冷却系(FPC)		電動/3弁 FPCポンプ/1弁 MV21-4 A-FPC配管入口弁 MV21-5A B-FPC配管入口弁 MV21-5B	PCV弁	配管番号:所内交流電線 配管種:高圧炉内交流電線、 所内交流電線並列は非常用 サイーセル電線	FAL AS 15 (高圧:全閉) 注:注水用高圧電線 注:注水用高圧電線 注:注水用高圧電線	対象なし	—	—		

※C系手動操作時に必要な電線

※1:配管種別内
※2:RH+RHLP

プラント名	主系統								関係系				
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水質	熱交換器(系統/基数)	関係冷却系(台数・電源・水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
東海第二	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	1系統/1台	原子炉建屋 地下2F	・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:1.38MPa ^g (1419h) ※圧力容器と水源との差圧	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(0.9kV) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」または「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	(海水系直接冷却)	(海水系直接冷却)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 海水系(HPCS D/G SW) 台数:ポンプ1台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	7弁 (自動減圧機能) ※その内、2弁はAM設備含む	PCV内	・原子炉圧力7.76MPaにて約360t/h/1弁	・電磁弁電源:蓄電池(125V) ・開閉電源:N2ガス ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」又は「ドライウエル圧力高」120秒継続および「高圧炉心スプレイ系または残留熱除去系出口圧力確立」	-	-	-	関係系:窒素ガス供給系-1系統 (バックアップN2ポンプ含む) 調理電源:蓄電池(125V)	-	-
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	1系統/1台	原子炉建屋 地下2F	・注入開始可能な原子炉最低圧力:2.94MPa ^g ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.84MPa ^g (1419h) ※圧力容器と水源との差圧	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	(海水系直接冷却)	(海水系直接冷却)	残留熱除去系海水系(RHRS) 台数:ポンプ2台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		低圧注水系(LPCI) (RHRの1モード)	3系統/3台	原子炉建屋 地下2F	・注入開始可能な原子炉最低圧力:1.00MPa ^g ・定格流量を注入する時の原子炉圧力:0.14MPa ^g (1605h) ※圧力容器と水源との差圧	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L1)」または「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	(海水系直接冷却)	(海水系直接冷却)	残留熱除去系海水系(RHRS) 系統数/ポンプ台数:2系統/4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	原子炉隔離降圧冷却系(RGIC)		1系統/1台 (タービンポンプ台数)	原子炉建屋 地下2F	137t/h(1.04~7.85MPa ^g size)	・駆動源:主蒸気 ・計装制御用:蓄電池(125V) ・調理電源:蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」	「原子炉水位高(L8)」	CST S/P	-	RGIC復水ポンプ、RGIC真空ポンプ、パロメトリックコンデンサ(復水器のため電源なし) 台数:各1台 電源:計装制御用:蓄電池(125V) 調理電源:蓄電池(125V)	-	-
	代替注水系 (AM設備)	爐水移送系(CST)	1系統/2台	タービン建屋 地下1F	145.4m ³ /h(85.4m)	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV)	-	-	CST	-	-	-	-
		消火系	1系統/1台	タービン建屋 地下1F	228m ³ /h(90m)	・駆動源:ディーゼルエンジン	-	-	ろ過水	-	-	-	-
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		2系統/2台	原子炉建屋 地下2F	原子炉圧力0.93MPa以下	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・調理電源:蓄電池(125V)	-	-	RPV	2系統/2基	(海水系直接冷却)	(海水系直接冷却)	残留熱除去系海水系(RHRS) 系統数/ポンプ台数:2系統/4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	格納容器スプレイ系(RHRの1モード)		2系統/2台	原子炉建屋 地下2F	1691.9t/h/1台	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・調理電源:蓄電池(125V)	-	-	S/P	2系統/2基	(海水系直接冷却)	(海水系直接冷却)	残留熱除去系海水系(RHRS) 系統数/ポンプ台数:2系統/4台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)		1系統/2台	原子炉建屋 4F	125m ³ /h/1台	・通常電源:所内交流電源系 ・非常用電源:非常用ディーゼル発電機(0.9kV) ・計装制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(0.9kV)	-	-	-	2系統/2基	原子炉格納冷却水系(RCW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:CST	1系統/3基	補機海水系(ASW) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)					
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SBO時の動作	原子炉隔離信号発報時の動作	系統隔離信号発報時の動作
東海第二	高圧系	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機 (480V)	FAIL AS IS	対象なし	全閉信号
		自動減圧系(ADS)	N2ガス/7弁	PCV内	電磁弁: 直流電源 開閉用: N2ガス系(通常時) N2バックアップポンプ(非 常時)	直流電源系によ り動作可	対象なし	対象なし
	低圧系	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		低圧注水系(LPCI) (RHRの1モード)	A系 電動/1弁 B系 電動/1弁 C系 電動/1弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	原子炉隔離時冷却系		電動/6弁 (給水ライン: 2弁 蒸気ライン: 4弁)	・PCV内 1弁 (タービン入口蒸気ラ イン第一隔離弁) ・PCV外 5弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 直流電源系(125V) 蒸気内側隔離弁のみ通常は所 内交流電源、所内交流電源喪失 時は非常用ディーゼル発電機 (480V)	・蒸気内側隔離 弁はFAIL AS IS ・直流電源系に より動作可	対象なし	全開状態から→ 全閉信号
	代替注水系 (AM設備)	復水移送系(GST)	電動/3弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
		消火水系	電動/3弁	PCV外	起動信号: 所内交流電源 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)		A系 電動/4弁 B系 電動/4弁	PCV内1弁 PCV外3弁	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	全閉信号	全閉信号
	格納容器スプレイ系 (RHRの1モード)		A系 電動/3弁 B系 電動/3弁	PCV外	起動信号: 直流電源系(125V) 駆動用: 通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし
	燃料プール冷却浄化系		-	-	-	-	対象なし	対象なし

プラント名	主系統									間接系			
	系統名	系統数/ポンプ台数等	ポンプ設置場所 (建屋・設置階)	運転範囲等	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(系統/基数)	海水系(台数/電源)	
秋葉1号機	高圧系	高圧注水系(HPCI)	1系統/1台	タービン建屋 1階	原子炉圧力: 0.34MPa(3.5kg/cm ²)以上	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」 または 「ドライウエル圧力高」	「原子炉水位高(L8)」	CST	-	【積貯冷却】 機間直結の冷却水ポンプ	1系統/1基	格納容器冷却海水系(GCS系) 台数:ポンプ 2系統/4台 電源:通常は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
		自動減圧系(ADS)	4井	-	-	・電磁弁:蓄電池(125V) ・閉路電源:N ₂ ガス ・論理電源:蓄電池(125V)	「ドライウエル圧力高」及び「原子炉水位低(L2)」+120秒	-	-	間接系:窒素ガス供給系(1系統) 論理電源:蓄電池(125V)	-	-	
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	2系統/4台	原子炉建屋 地下1階	・注入開始可能な原子炉最低圧力:約1.68MPa(16.9kg/cm ²) ・定格スプレイ流量を注入する時の原子炉圧力:0.78MPa(7.7kg/cm ²)(435,000kg/h)	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 蓄電池(125V)	「原子炉水位低(L2)」及び「原子炉圧力低」 または 「ドライウエル圧力高」	-	S/P	-	-	-	
	非常用復水器系(IC)	2系統/2基	-	原子炉冷却材温度100℃以上	・通常電源:蓄電池(125V) ・非常用電源:蓄電池(125V) ・論理電源:蓄電池(125V)	「原子炉圧力高」+15秒	-	-	2系統/2基	供給:貯電タンク 2系統/4基 補給弁及び供給水系:電動弁、蓄電池(125V) 水源:純水、消火水、CST	-	-	
	代替注水系	復水補給水系	1系統/1台	屋外	30m ³ /h(約785kPa[約80mAq])	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機	-	-	CST	-	-	-	-
		消火系	1系統/2台 (1台ディーゼル駆動)	サービス建屋 2階	228t/h/1台	ボーク駆動 ・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 所内交流電源系 ディーゼル駆動 ・燃料: 軽油 ・論理電源: ディーゼル専用蓄電池	-	-	発電用水 タンク	-	-	-	-
	原子炉停止時冷却系(SHG)	2系統/2台	原子炉建屋 1階	原子炉再循環ポンプ入口温度177℃未満	・通常電源: 所内交流電源系/蓄電池(125V) ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 蓄電池(125V)/計装用電源(120V)	-	-	-	2系統/2基	原子炉積貯冷却系(RCW系) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/3基	積貯冷却海水系(SGW系) 台数:ポンプ3台 電源:通常時は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機	
	格納容器スプレイ系(CC)	2系統/4台	原子炉建屋 地下1階	454m ³ /h/1台	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 蓄電池(125V)	「ドライウエル圧力高」 及び「原子炉水位低(L2)」	-	-	S/P	2系統/2基	-	-	格納容器冷却海水系(GCS系) 台数:ポンプ 2系統/4台 電源:通常時は所内交流電源系、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機
	燃料プール冷却浄化系(FPC)	1系統/2台	原子炉建屋 3階	85.2m ³ /h/1台	・通常電源: 所内交流電源系 ・非常用電源: 非常用ディーゼル発電機 ・論理電源: 計装用電源(120V)	-	-	-	-	1系統/2基	原子炉積貯冷却系(RCW系) 台数:ポンプ3台 電源:通常は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機 水源:純水	1系統/3基	積貯冷却海水系(SGW系) 台数:ポンプ3台 電源:通常時は所内交流電源、所内交流電源喪失時は非常用ディーゼル発電機

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)						
			弁駆動方式	弁設置場所 (PCV内or外)	弁駆動源	SSO時の動作	原子炉隔離信号 発報時の動作	系統隔離信号 発報時の動作	
敦賀1号機	高圧系	高圧注水系(HPC)	(注水弁) 電動/1弁	外	起動・停止信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	全閉信号	<p>起動信号(原子炉圧力高)リセット後は、手で弁を閉としなければ弁が閉とならない。(論理回路をリセットすれば、自動位置で閉となる。なお、系統の隔離信号が発信された場合は、自動閉となる。)</p> <p>系統隔離信号で動作する弁は、系統待機中の状態からの動作する弁として記載。</p> <p>系統運転中の状態から隔離信号が動作した場合を記載した。(プラント定格運転中は、該当弁がすべて閉となっている。)</p> <p>DCの"CLOSE"は、論理回路であるAC電源喪失により、DC駆動電源の弁が閉弁するため、記載した。AC駆動電源の弁は、駆動電源が喪失しているため動作しない。</p>
		自動減圧系(ADS)	空気/4弁	内	電磁弁:蓄電池(125V) 開閉用:N2ガス	直流電源系により動作可能	対象なし	対象なし	
	低圧系	炉心スプレイ系(CS)	(注水弁) A系 電動/2弁 B系 電動/2弁	外	起動信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は所内交流電源、 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	FAIL AS IS	対象なし	対象なし	
	非常用復水器系(IC)		(隔離弁) A系 電動/1弁 B系 電動/1弁	外 2弁/2系	起動信号:蓄電池(125V) 駆動用:通常は蓄電池(125V) 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)により、 蓄電池(125V)へ電源供給可能	直流電源系により動作可能	全閉信号	全閉信号	
	代替注水系 (AM設備)	復水補給水系	-	-	-	-	-	-	
		消火系	-	-	-	-	-	-	
	原子炉停止時冷却系(SHC)		(隔離弁) A系 電動/2弁 B系 電動/2弁 共通 電動/2弁	内 2弁/共通 外 4弁/2系	停止信号:計装用電源(120V) 駆動用:通常は蓄電池(125V)/ 所内交流電源 所内交流電源喪失時は非常用 ディーゼル発電機(480V)	【DC弁】 FAIL CLOSE 【AC弁】 FAIL AS IS	全閉信号	全閉信号	
	格納容器スプレイ系(CC)		-	-	-	-	-	-	
燃料プール冷却浄化系(FPC)		-	-	-	-	-	-		

PWR



炉心冷却系統等の仕様										炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等			
プラント名	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格運転時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水渠	熱交換器(系統/基礎)	間接冷却系(台数、電源、水渠)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
泊1号機	蓄圧注入系	2系統/2基(蓄圧タンク)	特納容器/2階(18.3m)	最高使用圧力 5.5MPa (55k)	-	-	-	蓄圧 タンク	-	-	-	-	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポン プ)	補助建屋/1階(9.8m)	容量 168m ³ /h 揚程 1000m	起動論理回路用:計装用電源 (100V)、直流電源(125V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	燃料取扱 用水タンク	-	原子炉補償冷却水ポンプ(4台、非 常用電源(6.6kV)、原子炉補償冷 却水サージタンク(貯塩水))	原子炉補償冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補償冷却海水系統 (4台、非常用電源(6.6kV))
		低圧注入系 (蓄圧注入系は余熱除去 系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポン プ)	補助建屋/B1階(3.3m)	容量 454m ³ /h 揚程 86m	起動論理回路用:計装用電源 (100V)、直流電源(125V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	燃料取扱 用水タンク	余熱除去冷却器 (2基/2系統)	同上	同上	同上
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピッ トポンプ)	原子炉建屋/1階(10.3m)	容量 250m ³ /h 揚程 65m	運転用:非常用電源、非常用 DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	-	安全注入信号 非常用母線電圧低信号	使用済 燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器 (2基/2系統)	同上	同上	同上	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポ ンプ)	原子炉建屋/1階(10.3m)	容量 70m ³ /h 揚程 930m	起動論理回路用:計装用電源 (100V)、直流電源(125V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	-高気発生時水位低信号(AorB) -主給水センタートリップ(1台以上)とす べての主給水ポンプ停止の一斉信号 -安全注入信号 -日よ信号	非常用母線電圧低信号	補助給水 タンク	-	-	-	-	
1系統/1台(タービン動補助 給水ポンプ)		原子炉建屋/1階(10.3m)	容量 110m ³ /h 揚程 930m	起動論理回路用:計装用電源 (100V)、直流電源(125V) 起動弁駆動用:直流電源(125 V) 操作回路用:直流電源(125V)	-高気発生時水位低信号(A&B) -非常用母線電圧低信号(C&D)	-	補助給水 タンク	-	-	-	-		

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
泊1号機	蓄圧注入系		電動/2台	電動:C/V内	起動論理回路 用:計装用電源 (100V),直流電源 (125V) 電動/非常用電 源非常用 DG(440V)	電動/Fail As Is	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/6台 空気/3台	電動:C/V外 空気:C/V外	起動論理回路 用:計装用電源 (100V),直流電源 (125V) 電動/非常用電 源非常用 DG(440V) 空気/制御用空 気、直流電源 (125V)	電動/Fail As Is 空気/Fail Close	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼 ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	電動/2台 (T/Dと共用2台)	電動:C/V外	起動論理回路 用:計装用電源 (100V),直流電源 (125V) 駆動用/非常用 電源 非常用 DG(440V)	電動/Fail As Is	—
		タービン駆動補助給水	電動(AC)/2台 (M/Dと共用2台) 電動(DC)/2台	電動:C/V外	起動論理回路 用:計装用電源 (100V),直流電源 (125V) 駆動用(AC)/非 常用電源 非常 用DG(440V)、蒸 気入口弁駆動 用:直流電源 (125V)	電動(AC)/Fail As Is 電動(DC)/動作可 能	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	據置設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格質量吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水罐	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水罐)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
池2号機	高圧注入系	2系統/2基(高圧タンク)	格納容器/2階(10.3m)	最高使用圧力 6.5MPa (56kg)	-	-	-	高圧 タンク	-	-	-	-	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポン プ)	補助建屋/1階(9.8m)	容量 159m ³ /h 揚程 1000m	起動論理回路用:計装用電源 (100V)、直流電源(125V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	燃料貯留 用水タンク	-	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非 常用電源(6.6kV)、原子炉補機冷 却水サーージタンク(脱塩水))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (4台、非常用電源(6.6kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去 系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポン プ)	補助建屋/B1階(8.3m)	容量 454m ³ /h 揚程 85m	起動論理回路用:計装用電源 (100V)、直流電源(125V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	燃料貯留 用水タンク	余熱除去冷却器 (2基/2系統)	同上	同上	同上
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピット ポンプ)	原子炉建屋/1階(10.3m)	容量 280m ³ /h 揚程 85m	運転用:非常用電源、非常用 DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	-	安全注入信号 非常用母線電圧低信号	使用済 燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器 (2基/2系統)	同上	同上	同上	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポン プ)	原子炉建屋/1階(10.3m)	容量 70m ³ /h 揚程 930m	起動論理回路用:計装用電源 (100V)、直流電源(125V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	-高圧発生器水位低信号(A&B) -主給水ポンプ停止(1台以上)とす べての主給水ポンプ停止の一致信号 -安全注入信号 -C&D信号	非常用母線電圧低信号	補助給水 タンク	-	-	-	-	
1系統/1台(タービン動補助 給水ポンプ)		原子炉建屋/1階(10.3m)	容量 110m ³ /h 揚程 930m	起動論理回路用:計装用電源 (100V)、直流電源(125V) 起動非駆動用:直流電源(125 V) 操作回路用:直流電源(125V)	-蒸気発生器水位低信号(A&B) -非常用母線電圧低信号(C&D)	-	補助給水 タンク	-	-	-	-		

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
泊2号機	蓄圧注入系		電動/2台	電動:C/V内	起動論理回路 用:計装用電源 (100V),直流電源 (125V) 電動/非常用電 源非常用 DG(440V)	電動/Fail As Is	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/6台 空気/3台	電動:C/V外 空気:C/V外	起動論理回路 用:計装用電源 (100V),直流電源 (125V) 電動/非常用電 源非常用 DG(440V) 空気/制御用空 気、直流電源 (125V)	電動/Fail As Is 空気/Fail Close	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	電動/2台 (T/Dと共用2台)	電動:C/V外	起動論理回路 用:計装用電源 (100V),直流電源 (125V) 駆動用/非常用 電源 非常用 DG(440V)	電動/Fail As Is	—
タービン駆動補助給水		電動(AC)/2台 (M/Dと共用2台) 電動(DC)/2台	電動:C/V外	起動論理回路 用:計装用電源 (100V),直流電源 (125V) 駆動用(AC)/非 常用電源 非常 用DG(440V)、蒸 気入口弁駆動 用:直流電源 (125V)	電動(AC)/Fail As Is 電動(DC)/動作可 能	—	

炉心冷却系統等の仕様										炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等			
プラント名	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格流量時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水質	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
泊3号機	蓄圧注入系	3系統/3基(蓄圧タンク)	格納容器/3階(24.8m)	最高使用圧力 4.8MPa	-	-	-	蓄圧タンク	-	-	-	-	
	安全注入系	蓄圧注入系	2系統/2台(蓄圧注入ポンプ)	補助建屋/地下2階(-1.7m)	容量 260m ³ /h 揚程 950m	起動論理回路用:計装用電源(AC100V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	燃料取替用水ピット	-	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.6kV)、原子炉補機冷却水サージタンク(脱塩水))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.6kV))
		低圧注入系 (蓄圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	補助建屋/地下2階(-1.7m)	容量 852m ³ /h 揚程 73.3m	起動論理回路用:計装用電源(AC100V) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	-	燃料取替用水ピット	余熱除去冷却器(2系統/2基)	同上	同上	同上
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	原子炉建屋/1階(10.3m)	容量 550m ³ /h 揚程 75m	運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	-	安全注入信号	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器(2系統/2基)	同上	同上	同上	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	原子炉建屋/1階(10.3m)	容量 90m ³ /h 揚程 900m	起動論理回路用:計装用電源(AC100V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	・高気圧発生時水位低信号(AerBerG) ・主給水ポンプトリップ(1台以上)上での主給水ポンプ停止信号の一致 ・安全注入信号 ・Bの信号	非常用母線電圧低信号	補助給水ピット	-	-	-	-	
1系統/1台(タービン動補助給水ポンプ)		原子炉建屋/1階(10.3m)	容量 115m ³ /h 揚程 800m	起動論理回路用:計装用電源(AC100V) 起動弁駆動用、AOP、EOP起動用:直流電源(125V) 操作回路用:直流電源(125V)	・高気圧発生時水位低信号(A、B、Cのうち2基以上) ・常用母線電圧低信号等(O1、C2、D号機のうち2階層以上)	-	補助給水ピット	-	-	-	-		

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発報 時の動作
泊3号機	蓄圧注入系		電動/3台	電動:C/V内3台	起動論理回路用:計 装用電源(100V) 駆動用(電動):非常 用電源 非常用DG (440V)	電動:Fail As Is	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/4台 空気/3台	電動:C/V外4台 空気:C/V外3台	起動論理回路用:計 装用電源(100V) 駆動用(電動):非常 用電源 非常用 DG(440V) 駆動用(空気):制御 用空気、直流電源 (125V)	電動:Fail As Is 空気:Fail Close	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼 ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	電動/3台 (T/Dとの共用3台)	電動:C/V外3台	起動論理回路用:計 装用電源(100V) 駆動用(電動):非常 用電源 非常用 DG(440V)	電動:Fail As Is	—
		タービン駆動補助給水	電動(AC)/3台 (M/Dとの共用3台) 電動(DC)/2台	電動:C/V外5台	起動論理回路用:計 装用電源(100V) 駆動用(AC):非常用 電源 非常用 DG(440V)、蒸気入 口弁駆動用:直流電 源(125V)	電動(AC):Fail As Is 電動(DC)/動作可 能	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様							炉心冷却用機器等に依る冷却系統の仕様等					
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格質量吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	閉鎖冷却系(台数、電源、水端)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
美浜1号機	蓄圧注入系	2系統/2基(蓄圧タンク)	C/V -2.15m	最高使用圧力 (49.2kg/cm2G)	—	—	—	ACC	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	A/B -6.15m	823m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線低電圧信号	RWST	—	1次系冷却水ポンプ(3台、非常用電源(440V))	1次系冷却水クーラ(2基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(440V))
		低圧注入系 (高圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	A/B -13.25m	85.5m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線低電圧信号	RWST	余熱除去クーラ(2基/2系統)	1次系冷却水ポンプ(3台、非常用電源(440V))	1次系冷却水クーラ(2基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(440V))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	A/B -1.25m	46m	運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:非常用電源(440V/110V)	—	—	使用済燃料ピット	使用済燃料ピットクーラ(2基/2系統)	1次系冷却水ポンプ(3台、非常用電源(440V))	1次系冷却水クーラ(2基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(440V))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	L/B 4.0m	95kg/cm2G	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	給水ポンプが3台とも停止したとき、 ・A・B・S/Gのいずれかが「水位異常高(13%以下)」となったとき、 ・S・SI番号発信の43秒後にA(B)が起動 ・3-1C2(1D2)母線停電でBO信号が発信後、A(B)非常用ディゼル発電機しや断電投入または4-0C(1ED)と3-1C2(1D2)投入の43秒後にA(B)が起動	非常用母線低電圧信号	取水タンク 取水ポンプ	—	—	—	—	
1系統/1台(タービン駆動補助給水ポンプ)		1/B 4.0m	95kg/cm2G	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動非駆動用:直流電源(125V) 操作回路用:直流電源(125V)	・4-1A・1B母線の電圧低下(両方) ・A・B・S/G水位13%以下(両方)	—	取水タンク	—	—	—	—		

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
美浜1号機	蓄圧注入系		電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/6台 空気/2台	電動 C/V内:2台 C/V外:4台 空気 C/V外:2台	起動信号:計器用電 源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源 非常用DG (440V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(125V)	電動弁: FAIL AS IS 空気弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼 ねる)	電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン駆動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:直流電源 (125V)	電動弁: FAIL AS IS	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様							炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等					
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転電圧等 (定格運転時吐出圧力)	起動電圧 (作動に必要な全ての電圧)	起動信号	停止信号	水素	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
美浜2号機	蓄圧注入系	2系統/2基(蓄圧タンク)	C/V -2.15m	最高使用圧力 55kg/cm ²	—	—	—	ACC	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	A/B -6.15m	762m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線低電圧信号	RWST	—	放射性機器冷却水ポンプ(3台、非常用電源(440V))	放射性機器冷却水クーラ(2基/2系統)	原子炉種補冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))
		低圧注入系 (高圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	A/B -13.26m	73.2m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線低電圧信号	RWST	余熱除去クーラ(2基/2系統)	放射性機器冷却水ポンプ(3台、非常用電源(440V))	放射性機器冷却水クーラ(2基/2系統)	原子炉種補冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(燃料ピットポンプ)	A/B -1.26m	40m	運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:非常用電源(440V/110V)	—	—	使用済燃料ピット	使用済燃料ピットクーラ(2基/2系統)	放射性機器冷却水ポンプ(3台、非常用電源(440V))	放射性機器冷却水クーラ(2基/2系統)	原子炉種補冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	1/B 4.0m	930m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	<ul style="list-style-type: none"> 給水ポンプが3台とも停止したとき。 A-B-S/Gのいずれかが「水位異常低(10%以下)」となったとき。 4-20・2D母線に電圧があり、S信号発信の44秒後にA(B)が起動。 4-20(2D)母線停電でA(B)非常用ディーゼル発電機レバ断器投入または4-20・2D投入の44秒後にA(B)が起動。 	非常用母線低電圧信号	取水タンク 取水槽	—	—	—	—	
1系統/1台(タービン駆動補助給水ポンプ)		1/B 4.0m	930m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動非駆動用:直流電源(125V) 操作回路用:直流電源(125V)	<ul style="list-style-type: none"> 4-2A・2B母線の電圧低下(両方) A-B-S/G水位10%以下(両方) 	—	取水タンク	—	—	—	—		

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
美浜2号機	蓄圧注入系		電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/6台 空気/2台	電動 C/V内:2台 C/V外:4台 空気 C/V外:2台	起動信号:計器用電 源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源 非常用DG (440V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(125V)	電動弁: FAIL AS IS 空気弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼 ねる)	電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン駆動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:直流電源 (125V)	電動弁: FAIL AS IS	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格流量時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水素	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
美浜3号機	蓄圧注入系	3系統/3基(蓄圧タンク)	C/V EL24M	最高使用圧力 50kg/cm ² G	—	—	—	ACC	—	—	—	—	
	安全注入系	高压注入系	2系統/3台(充てん/高压注入ポンプ)	A/B EL17M	充てん用 1770m 高压注入用 732m	起動検知回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用高压母線低電圧信号	RWST	—	1次系冷却水ポンプ(4台)、非常用電源(6.6kV)	1次系冷却水クーラ(3基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))
		低圧注入系 (蓄圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	A/B EL-1.6M	82.4/73.3m	起動検知回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用高压母線低電圧信号	RWST	余熱除去クーラ(2基/2系統)	1次系冷却水ポンプ(4台)、非常用電源(6.6kV)	1次系冷却水クーラ(3基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(燃料ピットポンプ)	A/B EL17M	38m	運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	—	—	使用済燃料ピット	燃料ピットクーラ(2基/2系統)	1次系冷却水ポンプ(4台)、非常用電源(6.6kV)	1次系冷却水クーラ(3基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	1/B EL4M	950m	起動検知回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	—高気発生器水位異常低信号(AorDerC) —主給水ポンプトリップ(1台以上)上全での主給水ポンプ停止一致信号 —安全注入信号 —B信号	—	非常用高压母線低電圧信号	復水タンク	—	—	—	—
1系統/1台(タービン駆動補助給水ポンプ)		1/B EL4M	950m	起動検知回路用:計器用電源(115V) 起動弁駆動用:直流電源(125V) 操作回路用:直流電源(125V)	—高気発生器水位異常低信号(2/250) —非常安全保護系母線電圧低信号(2/3母線)	—	—	復水タンク	—	—	—	—	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
美浜3号機	蓄圧注入系		電動/3台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/10台 空気/5台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源 非常用DG (440V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(125V)	電動弁: FAIL AS IS 空気弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼 ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン駆動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:直流電源 (125V)	電動弁: FAIL AS IS	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格流量/吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
高浜1号機	蓄圧注入系	3系統/3基(蓄圧タンク)	格納容器/EL24.0m	最高使用圧力 4.9MPa (50kg/cm ²)	—	—	—	ACDT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/3台(高圧注入ポンプ)	原子炉補助建屋/EL17.0m	732m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	原子炉補助冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補助冷却水冷却器(5基/2系統)	海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (高圧注入系は余熱除去系と兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	原子炉補助建屋/EL-1.6m	73.9m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	余熱除去クーラ(2基/2系統)	原子炉補助冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補助冷却水冷却器(3基/2系統)	海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(燃料ピットポンプ)	原子炉補助建屋/EL17.0m	38m	運転用:常用電源(480V) 操作回路用:直流電源(125V)	—	—	燃料ピット	燃料ピットクーラ(2基/2系統)	原子炉補助冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補助冷却水冷却器(5基/2系統)	海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	中間建屋/EL4.0m	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	—	—	—	—	—	—	—	—
1系統/1台(クレーン動補助給水ポンプ)		中間建屋/EL4.0m	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動/停止動作:直流電源(125V) 操作回路用:直流電源(125V)	—	—	—	—	—	—	—	—	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
高浜1号機	蓄圧注入系		電動/3台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/10台 空気/5台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源 非常用DG (460V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(129V)	電動弁: FAIL AS IS 空気弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼 ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン駆動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:直流電源 (129V)	電動弁: FAIL AS IS	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定常運転時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電圧)	起動信号	停止信号	本系	熱交換器(系統/基軸)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基軸/系統)	海水系(台数/電源)	
高浜2号機	蓄圧注入系	3系統/3基(蓄圧タンク)	特納容器/EL24.0m	最高使用圧力 4.8MPa (50kg/cm ²)	—	—	—	ACCT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/3台(高圧注入ポンプ)	原子炉補助建屋/EL17.0m	732m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(128V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(3基/2系統)	海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	原子炉補助建屋/EL-1.6m	73.3m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(128V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	余熱除去クーラ(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(3基/2系統)	海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(燃料ピットポンプ)	原子炉補助建屋/EL17.0m	38m	運転用:常用電源(460V) 操作回路用:直流電源(128V)	—	—	燃料ピット	燃料ピットクーラ(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(3基/2系統)	海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	中間建屋/EL4.0m	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(128V)	-異常発生水位異常低信号(1/3) -生検水ポンプリップ(1台以上)上流での生検水ポンプ停止一発信号 -安全注入信号 -支停信号	安全保護系母線電圧低信号	海水タンク	—	—	—	—	
		1系統/1台(タービン動補助給水ポンプ)	中間建屋/EL4.0m	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動弁駆動用:直流電源(128V) 操作回路用:直流電源(128V)	-異常発生水位異常低信号(2/3) -非安全保護系母線電圧低信号(2/3)	—	海水タンク	—	—	—	—	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
高浜2号機	蓄圧注入系		電動/3台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/10台 空気/3台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源 非常用DG (460V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(129V)	電動弁: FAIL AS IS 空気弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン駆動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:直流電源 (129V)	電動弁: FAIL AS IS	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定常運転時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
高浜3号機	蓄圧注入系	3系統/3基(蓄圧タンク)	C/V/24m	最高使用圧力 4.9MPa (50kg/cm ²)	—	—	—	蓄圧タンク	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/3台(赤てん/高圧注入ポンプ)	A/B/10.5m	732m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号 ・Bφ信号	安全保護系母線電圧低信号 (4-3A(B)母線電圧低)	RWST	—	原子炉補機冷却水ポンプ(5台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (3台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	A/B/-2m	82.4m(2台運転時) 73.3m(1台運転時)	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号 (4-3A(B)母線電圧低)	RWST	余熱除去冷却器 (2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(5台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (3台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	FH/B/17.5m	73m	運転用:非常用電源、非常用DG(460V) 操作回路用:直流電源(125V)	—	安全保護系母線電圧低信号 (3-3A(B)母線電圧低)	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器 (3基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(5台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (3台、非常用電源(6.9kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	I/B/-2m	900m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	—	安全保護系母線電圧低信号 (4-3A(B)母線電圧低)	噴水タンク	—	—	—	—	—
		1系統/1台(タービン駆動補助給水ポンプ)	I/B/-2m	900m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動弁駆動用:直流電源(125V) 操作回路用:直流電源(125V)	—	—	噴水タンク	—	—	—	—	—

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
高浜3号機	蓄圧注入系		電動/3台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/10台 空気/3台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源、非常用DG (460V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(129V)	電動弁: FAIL AS IS 空気弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼 ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:直流電源 (129V)	電動弁: FAIL AS IS	—

炉心冷却系統等の仕様										炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等			
プラント名	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/層)	運転範囲等 (定格流量時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水庫	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水庫)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
高浜4号機	蓄圧注入系	3系統/3基(蓄圧タンク)	C/V/24m	最高使用圧力 4.9MPa (50kg/cm ²)	—	—	—	蓄圧タンク	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/3台(充てん/高圧注入ポンプ)	A/B/10.5m	732m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 換作回路用:直流電源(128V)	・安全注入信号 ・Bφ信号	安全保護系母線電圧低信号(4-3A(B)母線電圧低)	RWST	—	原子炉補機冷却水ポンプ(5台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(3台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系と兼わる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	A/B/-2m	82.4m(2台運転時) 73.3m(1台運転時)	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 換作回路用:直流電源(128V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号(4-3A(B)母線電圧低)	RWST	余熱除去冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(5台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(3台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	FH/B/17.5m	73m	運転用:非常用電源、非常用DG(460V) 換作回路用:直流電源(128V)	—	安全保護系母線電圧低信号(3-3A(B)母線電圧低)	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器(3基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(5台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(3台、非常用電源(6.9kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	I/B/-2m	900m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 換作回路用:直流電源(128V)	・高圧発生時水位異常低信号(A~O-S/Oの2号、1号) ・主給水ポンプ(1台以上)と全ての主給水ポンプ停止一致信号 ・安全注入信号 ・Bφ信号	安全保護系母線電圧低信号(4-3A(B)母線電圧低)	復水タンク	—	—	—	—	
		1系統/1台(タービン駆動補助給水ポンプ)	I/B/-2m	900m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動弁駆動用:直流電源(128V) 換作回路用:直流電源(128V)	・高圧発生時水位異常低信号(A~O-S/Oの2号、2号) ・常用母線電圧低信号(2/3母線)	—	—	復水タンク	—	—	—	—

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
高浜4号機	蓄圧注入系		電動/3台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/10台 空気/3台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源 非常用DG (460V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(129V)	電動弁: FAIL AS IS 空気弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼 ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:直流電源 (129V)	電動弁: FAIL AS IS	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様							炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等					
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格質量吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動番号	停止番号	水素	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
大飯1号機	蓄圧注入系	4系統/4基(蓄圧タンク)	格納容器EL18.0m	最高使用圧力 4.9MPa (60kg/cm ²)	—	—	—	ACGT	—	—	—	—	
	安全注入系	蓄圧注入系	2系統/2台(蓄圧注入ポンプ)	補助建屋EL11.3m	823m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(129V)	安全注入番号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	放射性機器冷却水ポンプ(3台、非常用電源(6.9kV))	放射性機器冷却水冷却器(2基/2系統)	海水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))(12号機共用)
		安全注入系	2系統/2台(先てん蓄圧注入ポンプ)	補助建屋EL11.3m	397m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(129V)	安全注入番号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	放射性機器冷却水ポンプ(3台、非常用電源(6.9kV))	放射性機器冷却水冷却器(2基/2系統)	海水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))(12号機共用)
		低圧注入系(低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	補助建屋EL4.9m	914m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(129V)	安全注入番号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器(2基/2系統)	放射性機器冷却水ポンプ(3台、非常用電源(6.9kV))	放射性機器冷却水冷却器(2基/2系統)	海水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))(12号機共用)
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)(12号機共用)	補助建屋EL11.3m	38.1m	運転用:常用電源(440V) 操作回路用:直流電源(129V)	—	—	使用済燃料ピット(12号機共用)	使用済燃料ピット冷却器(2基/2系統)(12号機共用)	放射性機器冷却水ポンプ(3台、非常用電源(6.9kV))	放射性機器冷却水冷却器(2基/2系統)	海水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))(12号機共用)	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	補助建屋EL2.2m	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(129V)	—	—	補助給水タンク	—	—	—	—	—
2系統/2台(タービン駆動補助給水ポンプ)		補助建屋EL2.2m	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動非駆動用:直流電源(129V)	—	—	補助給水タンク	—	—	—	—	—	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
大飯1号機	蓄圧注入系		電動/4台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/12台 空気/3台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源 非常用DG (440V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(129V)	電動弁: FAIL AS IS 空気弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼 ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源 非常用DG (440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン駆動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:直流電源 (129V)	電動弁: FAIL AS IS	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格流量時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水準	熱交換機(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水準)	熱交換機(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
大飯2号機	高圧注入系	4系統/4基(高圧タンク)	格納容器EL10.0m	最高使用圧力 4.9MPa (50kg/cm ²)	—	—	—	ACCT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	補助建屋EL11.3m	823m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(120V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	放射性機器冷却水ポンプ(3台、非常用電源(6.9kV))	放射性機器冷却水冷却器(2基/2系統)	海水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))(12号機共用)
			2系統/2台(充てん高圧注入ポンプ)	補助建屋EL11.3m	397m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(120V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	放射性機器冷却水ポンプ(3台、非常用電源(6.9kV))	放射性機器冷却水冷却器(2基/2系統)	海水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))(12号機共用)
		低圧注入系 (高圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	補助建屋EL4.0m	91.4m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(120V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器(2基/2系統)	放射性機器冷却水ポンプ(3台、非常用電源(6.9kV))	放射性機器冷却水冷却器(2基/2系統)	海水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))(12号機共用)
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	補助建屋EL2.2m	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(120V)	—	—	—	—	—	—	—	—
		2系統/2台(タービン駆動補助給水ポンプ)	補助建屋EL2.2m	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動非駆動用:直流電源(120V)	—	—	—	—	—	—	—	—
					—	—	—	—	—	—	—	—	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
大飯2号機	蓄圧注入系		電動/4台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/12台 空気/3台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常用電源 非常用DG(440V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(125V)	電動弁: FAIL AS IS 空気弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン駆動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:直流電源(125V)	電動弁: FAIL AS IS	—

炉心冷却系統等の仕様										炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等			
プラント名	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(棟屋/階)	運転用電圧等 (定格電圧/吐出圧力)	駆動電圧 (作動に必要な全ての電圧)	起動番号	停止番号	水源	熱交換機(系統/基數)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基數/系統)	海水系(台数/電源)	
大飯3号機	蓄圧注入系	4系統/4基(蓄圧タンク)	C/V内 EL17. 1M	最高使用圧力 4. 9MPa (50kg/cm ²)	—	—	—	蓄圧タンク	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	E/B EL3. 5M	960m	起動論理回路用:計装用電圧(115V) 運転用:非常用電圧(6.9KV) 操作回路用:直流電圧(120V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	燃料取替用水ピット	—	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9KV))	原子炉補機冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(2系統/海水ポンプ3台、非常用電源(6.9KV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	E/B EL3. 5M	107m	起動論理回路用:計装用電圧(115V) 運転用:非常用電圧(6.9KV) 操作回路用:直流電圧(120V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	燃料取替用水ピット	余熱除去冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9KV))	原子炉補機冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(2系統/海水ポンプ3台、非常用電源(6.9KV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	E/B EL10. 0M	60m	駆動用:非常用電圧(440V) 操作回路用:計装用電圧(115V)/直流電圧(110V)	—	—	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器(3基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9KV))	原子炉補機冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(2系統/海水ポンプ3台、非常用電源(6.9KV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	E/B EL10. 0M	950m	起動論理回路用:計装用電圧(115V) 駆動用:非常用電圧(6.9KV) 操作回路用:直流電圧(120V)	— — —	—	非常用母線電圧低信号	復水ピット	—	—	—	—
1系統/1台(タービン駆動補助給水ポンプ)		E/B EL3. 5M	950m	起動論理回路用:計装用電圧(115V) 起動/駆動用:直流電圧(120V) 操作回路用:直流電圧(120V)	— — —	—	—	復水ピット	—	—	—	—	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
大飯3号機	蓄圧注入系		電動/4台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/4台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	電動/4台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン駆動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:直流電源 (129V)	電動弁: FAIL AS IS	—

炉心冷却系統等の仕様										炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等			
プラント名	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格質量流量/吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	池水系(台数/電源)	
大阪4号機	蓄圧注入系	4系統/4基(蓄圧タンク)	C/V内 EL17.1M	最高使用圧力 4.9MPa (50kg/cm ²)	—	—	—	蓄圧タンク	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	E/B EL3.5M	960m	起動論理回路用:計装用電源(115V) 運転用:非常用電源(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	燃料取替用水ピット	—	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却池水系(2系統/海水ポンプ3台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	E/B EL3.5M	107m	起動論理回路用:計装用電源(115V) 運転用:非常用電源(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	燃料取替用水ピット	余熱除去冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却池水系(2系統/海水ポンプ3台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	E/B EL10.0M	60m	駆動用:非常用電源(440V) 操作回路用:計装用電源(115V)/直流電源(110V)	—	—	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器(3基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却池水系(2系統/海水ポンプ3台、非常用電源(6.9kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	E/B EL10.0M	950m	起動論理回路用:計装用電源(115V) 駆動用:非常用電源(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	高気発生時水位監視信号(1/4) 主給水ポンプトリップと全ての主給水ポンプ停止→減速等 安全注入信号 圧力信号	—	非常用母線電圧低信号	復水ピット	—	—	—	—
1系統/1台(タービン駆動補助給水ポンプ)		E/B EL3.5M	950m	起動論理回路用:計装用電源(115V) 起動弁駆動用:直流電源(125V) 操作回路用:直流電源(125V)	高気発生時水位監視信号(2/4) 炉安全係数系母線電圧低信号(2/4)	—	—	復水ピット	—	—	—	—	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
大飯4号機	蓄圧注入系		電動/4台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/4台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	電動/4台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン駆動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:直流電源 (129V)	電動弁: FAIL AS IS	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格流量時吐出圧力)	駆動電圧 (作動に必要な全ての電圧)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
伊方1号機	蓄圧注入系	2系統/2基(蓄圧タンク)	C/V内	最高使用圧力 5.5MPa (55kg/cm ²)	—	—	—	ACCT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	原子炉補助建家3階	762m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	RWST BIT	—	原子炉種機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.6kV))	原子炉種機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉種機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	原子炉補助建家地下1階	86m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器(2基/2系統)	原子炉種機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.6kV))	原子炉種機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉種機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))
	使用済燃料ピット水浄化冷却系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	原子炉補助建家3階	40m	運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	—	—	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器(2基/2系統)	原子炉種機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.6kV))	原子炉種機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉種機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	原子炉補助建家1階	930m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	— -高気圧生器水位異常低信号(AorB) -主給水ポンプ全台トリップ -安全注入信号 -Bφ信号	—	非常用母線電圧低信号	海水タンク	—	—	—	—
1系統/1台(タービン動補助給水ポンプ)		原子炉補助建家1階	930m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動非駆動用:直流電源(125V) 操作回路用:直流電源(125V)	— -高気圧生器水位異常低信号(AAB) -常用母線電圧低信号(AAB)	—	—	海水タンク	—	—	—	—	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
伊方1号機	蓄圧注入系		電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/6台 空気作動/3台	C/V内:電動2 台 C/V外:その他 7台	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源 非常用DG (440V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(125V)	電動弁: FAIL AS IS 空気作動弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	使用済燃料ピット浄化冷却系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン動補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:直流電源 (125V)	電動弁:動作可能	—

炉心冷却系統等の仕様										炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等			
プラント名	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格流量時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	閉鎖冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
伊方2号機	蓄圧注入系	2系統/2基(蓄圧タンク)	C/V内	最高使用圧力 5.5MPa (55kg/cm ²)	—	—	—	ACCT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	原子炉補助建家3階	762m	起動論理回路用: 制御用電源 (115V) 運転用: 非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用: 直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	RWST BIT	—	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非 常用電源(6.6kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (4台、非常用電源(6.6kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去 系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	原子炉補助建家地下1階	86m	起動論理回路用: 制御用電源 (115V) 運転用: 非常用電源、非常用 DG(440V) 操作回路用: 直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器 (2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非 常用電源(6.6kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (4台、非常用電源(6.6kV))
	使用済燃料ピット水浄化冷却系	2系統/2台(使用済燃料ピット ポンプ)	原子炉補助建家3階	40m	運転用: 非常用電源、非常用 DG(440V) 操作回路用: 直流電源(125 V)	—	—	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器 (2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非 常用電源(6.6kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (4台、非常用電源(6.6kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポン プ)	原子炉補助建家1階	930m	起動論理回路用: 制御用電源 (115V) 運転用: 非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用: 直流電源(125V)	・蒸気発生器水位異常低信号(AorB) ・主給水ポンプ全台トリップ ・安全注入信号 ・Sφ信号	—	非常用母線電圧低信号	海水タンク	—	—	—	—
		1系統/1台(タービン動補助 給水ポンプ)	原子炉補助建家1階	930m	起動論理回路用: 制御用電源 (115V) 起動弁駆動用: 直流電源(125 V) 操作回路用: 直流電源(125V)	・蒸気発生器水位異常低信号(A&B) ・常用母線電圧低信号(A&B)	—	—	海水タンク	—	—	—	—

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
伊方2号機	蓄圧注入系		電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/6台 空気作動/3台	C/V内:電動2 台 C/V外:その他 7台	起動信号:計器用電 源(115V) 電動弁駆動用:非常 用電源 非常用DG (440V) 空気作動弁駆動用: 直流電源(125V)	電動弁: FAIL AS IS 空気作動弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼 ねる)	電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	使用済燃料ピット浄化冷却系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	電動/2台 (T/Dと共用)	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
		タービン動補助給水	電動(AC)/2台 (M/Dと共用) 電動(DC)/2台	C/V外	起動信号:計器用電 源(115V) 駆動用(AC):非常用 電源 非常用DG (440V) 蒸気入口弁駆動用: 直流電源(125V)	電動弁(AC): FAIL AS IS 電動弁(DC): 動作可能	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転時圧力 (定格運転時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
伊方3号機	蓄圧注入系	3系統/3基(蓄圧タンク)	C/V内	最高使用圧力 4.9MPa (50kg/cm ²)	—	—	—	ACCT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	原子炉補助建屋地下2階	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	RWST	—	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.6kV))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	原子炉補助建屋地下2階	73.2m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	非常用母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.6kV))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))
	使用済燃料ピット水浄化冷却系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	原子炉建屋1階	75m	運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	—	安全注入信号等 非常用母線電圧低信号	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器(3基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(440V))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.6kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	原子炉建屋1階	900m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(125V)	・高気圧生排水位低信号(1ループ以上) ・主給水ポンプ全台トリップ ・安全注入信号 ・Bφ信号	非常用母線電圧低信号	補助給水タンク	—	—	—	—	
1系統/1台(クープン動補助給水ポンプ)		原子炉建屋1階	900m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動赤線動用:直流電源(125V) 操作回路用:直流電源(125V)	・高気圧生排水位低信号(2ループ以上) ・非常用母線電圧低信号(3/3)	—	補助給水タンク	—	—	—	—		

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
伊方3号機	蓄圧注入系		電動/3台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高压注入系	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
		低压注入系 (低压注入系は余熱除去系を兼ねる)	—	—	—	—	—
	使用済燃料ピット浄化冷却系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	電動/3台 (T/Dと共用)	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
		タービン動補助給水	電動(AC)/3台 (M/Dと共用) 電動(DC)/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用(AC):非常用電源 非常用DG(440V) 蒸気入口弁駆動用: 直流電源(125V)	電動弁(AC): FAIL AS IS 電動弁(DC): 動作可能	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格流量時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水質	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
玄海1号機	蓄圧注入系	2系統/2基(蓄圧タンク)	原子炉格納容器 地下2階	最高使用圧力 56kg/cm ²	—	—	—	ACCT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	原子炉補助建屋 地下2階	782m	起動検知回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(8.9kV) 操作回路用:直流電源(128V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(460V))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	原子炉補助建屋 地下5階	73m	起動検知回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(460V) 操作回路用:直流電源(128V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(460V))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	原子炉補助建屋 地下2階	40m	運転用:非常用電源、非常用DG(460V) 操作回路用:非常用電源(460V/110V)	—	—	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(460V))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(8.9kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	原子炉補助建屋 地下1階	930m	起動検知回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(8.9kV) 操作回路用:直流電源(128V)	—	—	—	—	—	—	—	—
1系統/1台(タービン駆動補助給水ポンプ)		原子炉補助建屋 地下1階	930m	起動検知回路用:計器用電源(115V) 起動弁駆動用:直流電源(128V) 操作回路用:直流電源(128V)	—	—	—	—	—	—	—	—	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
玄海1号機	高圧注入系		電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁:FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/6台 空気/2台	電動弁6台のうち、 2台はC/V内設置 その他はC/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常用電源 非常用OG(460V) 空気作動弁駆動用:直流電源(129V)	電動弁:FAIL AS IS 空気弁:FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁:FAIL AS IS	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
タービン駆動補助給水		電動(DC)/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:直流電源(129V)	電動弁:(DC)動作可能	—	

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格設置時吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動番号	停止番号	水源	熱交換器(素形/基礎)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
玄海2号機	蓄圧注入系	2系統/2基(蓄圧タンク)	原子炉格納容器 地下2階	最高使用圧力 55kg/cm ²	—	—	—	ACCT	—	—	—		
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	原子炉補助建屋 地下2階	762m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(129V)	安全注入番号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(460V))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	原子炉補助建屋 地下5階	86m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(460V) 操作回路用:直流電源(129V)	安全注入番号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(460V))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	原子炉補助建屋 地下2階	40m	運転用:非常用電源、非常用DG(460V) 操作回路用:非常用電源(460V/110V)	—	—	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(460V))	原子炉補機冷却水冷却器(4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	原子炉補助建屋 地下1階	930m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(129V)	—	—	安全保護系母線電圧低信号	復水タンク	—	—	—	
1系統/1台(タービン駆動補助給水ポンプ)		原子炉補助建屋 地下1階	930m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動非駆動用:直流電源(129V) 操作回路用:直流電源(129V)	—	—	—	復水タンク	—	—	—		

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号弁 報時の動作
玄海2号機	蓄圧注入系		電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁:FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/6台 空気/2台	電動弁5台のうち、 2台はC/V内設置 その他はC/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常用電源 非常用DG(460V) 空気作動弁駆動用:直流電源(129V)	電動弁:FAIL AS IS 空気弁:FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	電動/2台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁:FAIL AS IS	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
タービン駆動補助給水		電動(DC)/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:直流電源(129V)	電動弁:(DC):動作可能	—	

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(棟屋/階)	運転範囲等 (定格流量/吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
玄海3号機	蓄圧注入系	4系統/4基(蓄圧タンク)	原子炉格納容器 地下2階	最高使用圧力 50kg/cm ²	—	—	—	ACCT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	原子炉補助建屋 地下4階	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	原子炉補償冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補償冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補償冷却海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	原子炉補助建屋 地下4階	107m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器(2基/2系統)	原子炉補償冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補償冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補償冷却海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	原子炉周辺建屋 地下5階	65m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(450V) 操作回路用:直流電源(125V)	—	安全保護系母線電圧低信号	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器(2基/2系統)	原子炉補償冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補償冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補償冷却海水系統(4台、非常用電源(6.9kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	原子炉周辺建屋 地下3階	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	—	安全保護系母線電圧低信号	海水タンク	—	—	—	—	—
1系統/1台(タービン動補助給水ポンプ)		原子炉周辺建屋 地下3階	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動非駆動用:直流電源(125V) 操作回路用:直流電源(125V)	—	—	海水タンク	—	—	—	—	—	

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
玄海3号機	普圧注入系		電動/4台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁:FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁:FAIL AS IS	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	電動/4台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁: FAIL AS IS	—
タービン駆動補助給水		電動(DC)/2台 空気/4台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:直流電源(126V) 空気作動弁駆動用:直流電源(126V) 操作回路用:直流電源(126V)	電動弁:動作可能 空気弁:FAIL OPEN	—	

プラント名	炉心冷却系統等の仕様										炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等		
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格流量時吐出圧力)	駆動電圧 (作動に必要な全ての電圧)	起動信号	停止信号	水質	熱交換器(系統/基盤)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基盤/系統)	海水系(台数/電源)	
東海4号機	蓄圧注入系	4系統/4基(蓄圧タンク)	原子炉格納容器 地下2階	最高使用圧力 50kg/cm ²	—	—	—	ACCT	—	—	—		
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	原子炉周辺建屋 地下4階	960m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(129V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWSP	—	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポンプ)	原子炉周辺建屋 地下4階	107m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(129V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWSP	余熱除去冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水系統(4台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ)	原子炉周辺建屋 地下3階	65m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(480V) 操作回路用:直流電源(129V)	—	安全保護系母線電圧低信号	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器(2基/2系統)	原子炉補機冷却水系統(4台、非常用電源(6.9kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポンプ)	原子炉周辺建屋 地下2階	950m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 運転用:非常用電源、非常用DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(129V)	・蒸気発生器水位高信号(AuBerConD) ・主給水ポンプ3台共停止と主給水ポンプトリップ(1台以上)一致信号 ・安全注入信号 ・Bφ信号	安全保護系母線電圧低信号	復水ピット	—	—	—	—	
1系統/1台(タービン動補助給水ポンプ)		原子炉周辺建屋 地下2階	960m	起動論理回路用:計器用電源(115V) 起動非駆動用:直流電源(129V) 操作回路用:直流電源(129V)	・蒸気発生器水位高信号(2out of4) ・安全保護系母線電圧低信号(A4B)	—	—	—	—	—	—		

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
玄海4号機	蓄圧注入系		電動/4台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁:FAIL AS IS	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	電動/4台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常用電源 非常用DG(460V)	電動弁:FAIL AS IS	—
		タービン駆動補助給水	電動(DC)/2台 空気/4台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:直流電源(125V) 空気弁駆動弁駆動用電源:直流電源(125V) 操作目録用:直流電源(125V)	電動弁:動作可能 空気弁:FAIL OPEN	—

プラント名	炉心冷却系統等の仕様										炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等		
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(建屋/階)	運転範囲等 (定格質量流量/吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
川内1号機	高圧注入系	蓄圧タンク (3系統/3基)	原子炉建屋 地下1階	最高使用圧力 50kg/cm ²	—	—	—	ACCT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	充てん/高圧注入ポンプ (2系統/3台)	原子炉補助建屋 地下2階	732 m	起動/停止/運転/非常用電源、非常用 DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(128V)	安全注入信号	安全系母線電圧低信号	RWST	—	原子炉補機冷却水ポンプ (4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (4台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去 系を兼ねる)	余熱除去ポンプ (2系統/2台)	原子炉補助建屋 地下5階	82.4 m	起動/停止/運転/非常用電源、非常用 DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(128V)	安全注入信号	安全系母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器 (2系統/2基)	原子炉補機冷却水ポンプ (4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (4台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	使用済燃料ピットポンプ (2系統/3台)	燃料取扱建屋 地下1階	66 m	運転/非常用電源、非常用 DG(440V) 操作回路用:直流電源(128V)	—	安全系母線電圧低信号	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器 (2系統/2基)	原子炉補機冷却水ポンプ (4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (4台、非常用電源(6.9kV))	
	補助給水系(2次系)	電動補助給水ポンプ (2系統/2台)	中間建屋 地下2階	900 m	起動/停止/運転/非常用電源、非常用 DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(128V)	高気圧発生器水位異常低信号(AorBo d) 主給水ポンプトリップ(1台以上)と全 ての主給水ポンプ停止一致信号 *安全注入係等 *B&C等	安全系母線電圧低信号	復水タンク	—	—	—	—	—
		タービン補助給水ポンプ (1系統/1台)	中間建屋 地下2階	900 m	起動/停止/運転/非常用電源、非常用 DG(128V) 操作回路用:直流電源(128V)	高気圧発生器水位異常低信号(A&B dC) *非安全系母線電圧低信号(A&B&C)	—	復水タンク	—	—	—	—	—

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
川内1号機	蓄圧注入系		電動/3台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁:FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/6台 空気/3台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常用電源 非常用DG (440V) 空気作動弁駆動用:直流電源(125V)	電動弁:FAIL AS IS 空気弁:FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	電動(DC)/3台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:直流電源(125V)	電動弁:動作可能	—
タービン駆動補助給水		電動(DC)/2台 空気/3台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:直流電源(125V) 空気作動弁駆動用:直流電源(125V)	電動弁:動作可能 空気弁:FAIL OPEN	—	

プラント名	炉心冷却系統等の仕様								炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等				
	系統名	機器名(系統数/台数)	機器設置場所(棟屋/階)	運転範囲等 (実地流量計吐出圧力)	駆動電源 (作動に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水質	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水質)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
川内2号機	蓄圧注入系	蓄圧タンク (3系統/3基)	原子炉建屋 地下1階	最高使用圧力 50kg/cm ²	—	—	—	ACCT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	充てん/蓄圧注入ポンプ (2系統/3台)	原子炉補助建屋 地下2階	732 m	起動論理回路用:計測用電源 (115V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	安全系母線電圧低信号	RWST	—	原子炉補機冷却水ポンプ (4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却水系統 (4台、非常用電源(6.9kV))
		低圧注入系 (蓄圧注入系は余熱除去 系と兼ねる)	余熱除去ポンプ (2系統/2台)	原子炉補助建屋 地下5階	82.4 m	起動論理回路用:計測用電源 (115V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	安全注入信号	安全系母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器 (2系統/2基)	原子炉補機冷却水ポンプ (4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却水系統 (4台、非常用電源(6.9kV))
	燃料ピット冷却浄化系	使用済燃料ピットポンプ (2系統/3台)	燃料取扱建屋 地下1階	65 m	運転用:非常用電源、非常用 DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	—	安全系母線電圧低信号	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器 (2系統/3基)	原子炉補機冷却水ポンプ (4台、非常用電源(6.9kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却水系統 (4台、非常用電源(6.9kV))	
	補助給水系(2次系)	電動補助給水ポンプ (2系統/2台)	中間建屋 地下2階	900 m	起動論理回路用:計測用電源 (115V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.9kV) 操作回路用:直流電源(125V)	蒸気発生器水位異常低信号(A&B 6C) 主給水ポンプトリップ(1台以上)上全 での主給水ポンプ停止一致信号 安全注入信号 Bφ2号	安全系母線電圧低信号	復水タンク	—	—	—	—	
タービン動補助給水ポンプ (1系統/1台)		中間建屋 地下2階	900 m	起動論理回路用:計測用電源 (115V) 起動弁駆動用:直流電源(125 V) 操作回路用:直流電源(125V)	蒸気発生器水位異常低信号(A&B 6C) 非安全系母線電圧低信号(A&B&C)	—	復水タンク	—	—	—	—		

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
川内2号機	蓄圧注入系		電動/3台	C/V内	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:非常用電源 非常用DG(440V)	電動弁:FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	電動/6台 空気/3台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常用電源 非常用DG (440V) 空気作動弁駆動用:直流電源(123V)	電動弁:FAIL AS IS 空気弁:FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去系を兼ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系(2次系)	電動補助給水	電動(DC)/3台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 駆動用:直流電源(129V)	電動弁:動作可能	—
タービン駆動補助給水		電動(DC)/2台 空気/3台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:直流電源(129V) 空気作動弁駆動用:直流電源(123V)	電動弁:動作可能 空気弁:FAIL OPEN	—	

プラント名	炉心冷却系統等の仕様										炉心冷却用機器等に係る冷却系統の仕様等		
	系統名	機器名(系統数/台数)	機割設置場所(建屋/階)	運行範囲等 (定格流量時吐出圧力)	駆動電源 (0期に必要な全ての電源)	起動信号	停止信号	水源	熱交換器(系統/基数)	間接冷却系(台数、電源、水源)	熱交換器(基数/系統)	海水系(台数/電源)	
敦賀2号機	蓄圧注入系	4系統/4基(蓄圧タンク)	格納容器地下2階	最高使用圧力 4.0MPa (50kg/cm ²)	—	—	—	ACCT	—	—	—	—	
	安全注入系	高圧注入系	2系統/2台(高圧注入ポンプ)	補助建屋地下3階	503m	起動論理回路用:計器用電源 (115V)、直流電源(129V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(129V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非 常用電源(6.6kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (5台、非常用電源(6.6kV))
		充てん/高圧注入系	2系統/2台(充てん/高圧注 入ポンプ)	補助建屋地下3階	840m	起動論理回路用:計器用電源 (115V)、直流電源(129V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(129V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	—	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非 常用電源(6.6kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (5台、非常用電源(6.6kV))
		低圧注入系 (低圧注入系は余熱除去 系を兼ねる)	2系統/2台(余熱除去ポン プ)	補助建屋地下4階	91.4m	起動論理回路用:計器用電源 (115V)、直流電源(129V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(129V)	安全注入信号	安全保護系母線電圧低信号	RWST	余熱除去冷却器 (2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非 常用電源(6.6kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (5台、非常用電源(6.6kV))
	燃料ピット冷却浄化系	2系統/2台(使用済燃料ピット ポンプ)	原子炉建屋地下2階	60m	運転用:非常用電源、非常用 DG(440V) 操作回路用:直流電源(129V)	—	安全保護系母線電圧低信号	使用済燃料ピット	使用済燃料ピット冷却器 (2基/2系統)	原子炉補機冷却水ポンプ(4台、非 常用電源(6.6kV))	原子炉補機冷却水冷却器 (4基/2系統)	原子炉補機冷却海水系統 (5台、非常用電源(6.6kV))	
	補助給水系(2次系)	2系統/2台(電動補助給水ポン プ)	原子炉建屋地下2階	950m	起動論理回路用:計器用電源 (115V)、直流電源(129V) 運転用:非常用電源、非常用 DG(6.6kV) 操作回路用:直流電源(129V)	—	安全保護系母線電圧低信号	取水タンク	—	—	—	—	—
		1系統/1台(タービン駆動補 助給水ポンプ)	原子炉建屋地下2階	950m	起動論理回路用:計器用電源 (115V)、直流電源(129V) 起動弁駆動用:直流電源 (129V) 操作回路用:直流電源(129V)	—	安全保護系母線電圧低信号	取水タンク	—	—	—	—	—

プラント名	系統名称		注水弁・隔離弁(起動・停止信号で動作する弁)				
			弁駆動方式	設置場所 (C/V内・外)	弁駆動源	SBO時の動作	系統隔離信号発 報時の動作
敦賀2号機	蓄圧注入系		電動/4台	C/V内	起動信号:計器用電源 (115V) 駆動用:非常用電源、非常用 DG(440V)	電動弁: FAIL AS IS	—
	安全注入系	高圧注入系	—	—	—	—	—
		充てん/高圧 注入系	電動/12台 空気/3台	C/V外	起動信号:計器用電源(115V) 電動弁駆動用:非常用電源、 非常用DG(440V) 空気作動弁駆動用:直流電 源(129V)	電動弁: FAIL AS IS 空気弁: FAIL CLOSE	—
		低圧注入系 (低圧注入系は余 熱除去系を兼ねる)	—	—	—	—	—
	燃料ピット冷却浄化系		—	—	—	—	—
	補助給水系 (2次系)	電動補助給水	—	—	—	—	—
		タービン駆動 補助給水	電動/2台	C/V外	起動信号:計器用電源 (115V) 駆動用:直流電源(129V)	電動弁: 動作可能	—

閉込機能に関する設備の概要 (BWR)

平成23年12月27日
原子力安全・保安院

1. 閉じ込め機能に関する設備

1-1. 原子炉格納容器(BWR: Mark I タイプ)

○原子炉格納容器は、冷却材喪失事故(LOCA)等が発生した場合に、放射性物質などが外部へ漏れるのを防止することを目的としている。

○圧力抑制室内の貯留水は、配管からの漏えいによる蒸気を凝縮させて格納容器内の圧力上昇を抑制するために用いられるほか、原子炉水位の低下を補うため非常用炉心冷却系の水源としても用いられる。

○主に以下の機器から構成される。

【ドライウエル(D/W)】

- ・配管破断時等の放射性物質を閉じ込める。

【圧力抑制室(S/C)】

(注)Mark I 型

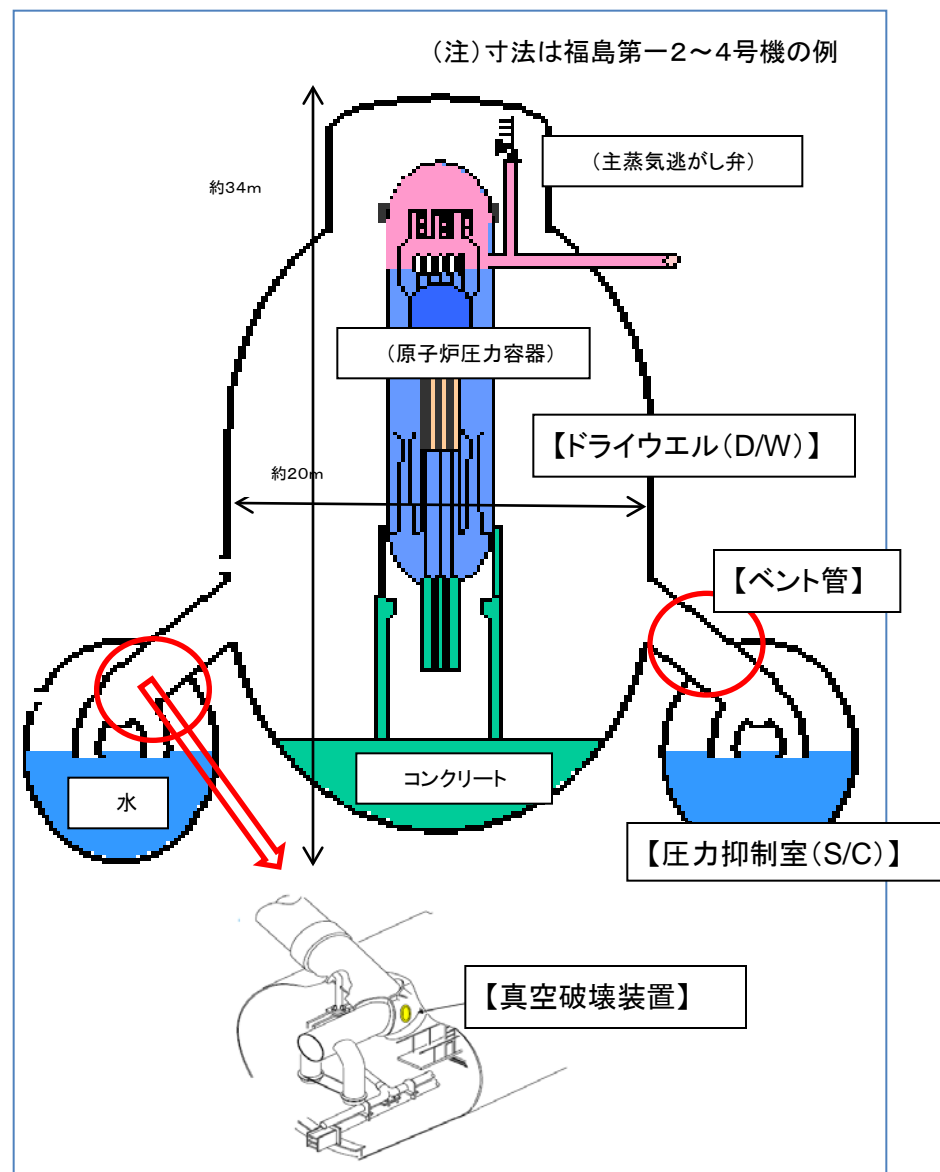
- ・事故時に蒸気を凝縮して水に戻すことにより、格納容器内圧の過度の上昇を抑制する。
- ・D/WとS/Cは下記のベント管でつながっており、基本的に同じ圧力となる。

【ベント管】

- ・圧が高まったD/Wの雰囲気気をS/Cに導く。

【真空破壊装置】

- ・S/CからD/Wの逆圧を解消し格納容器の健全性を維持する。



1. 閉じ込め機能に関する設備

〈国内BWRの仕様〉

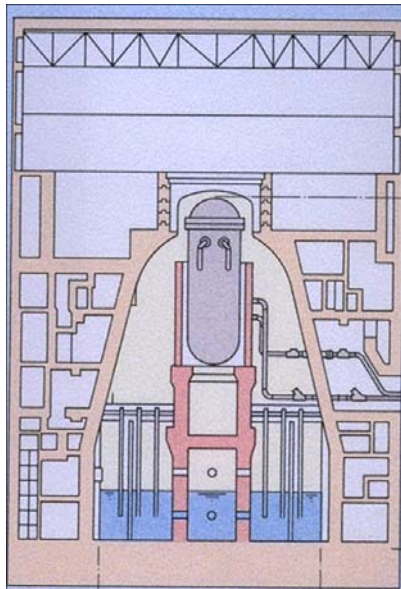
《福島第一原子力発電所》

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
出力	460	784				1100
型式	BWR3	BWR4	BWR4	BWR4	BWR4	BWR5
格納容器	Mark-I	Mark-I	Mark-I	Mark-I	Mark-I	Mark-II
D/W空間容積 m3	約3300	約4240	約4240	約4240	約4240	約5700
S/C空間容積 m3	約2800	約3160	約3160	約3160	約3160	約4100
プール水量 t	約1750	約2980	約2980	約2980	約2980	約3200
燃料集合体数	400体	548体				764体

《その他の発電所》

プラント名	タイプ	格納容器	出力(MW)
福島第二-1	BWR-5	Mark-II	1100
"-2,3,4	BWR-5	Mark-II改	1100
柏崎刈羽-1	BWR-5	Mark-II	1100
"-2,3,4,5	BWR-5	Mark-II改	1100
"-6,7	ABWR	RCCV	1350
女川-1	BWR-4	Mark-I	524
"-2,3	BWR-5	Mark-I改	825
東通-1	BWR-5	Mark-I改	1100
東海-2	BWR-5	Mark-II	1100
浜岡-1	BWR-4	Mark-I	540
"-2	BWR-4	Mark-I	840
"-3	BWR-5	Mark-I改	1100
"-4	BWR-5	Mark-I改	1137
"-5	ABWR	RCCV	1380
志賀-1	BWR-5	Mark-I改	540
"-2	ABWR	RCCV	1358
敦賀-1	BWR-2	Mark-I	357
島根-1	BWR-3	Mark-I	460
"-2	BWR-5	Mark-I改	820

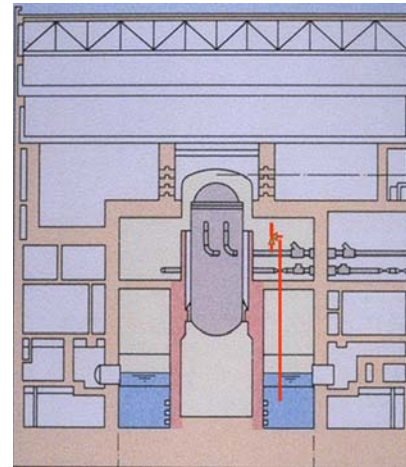
1. 閉じ込め機能に関する設備 〈その他の型式〉



PCV (Mark II タイプ)

自立型鋼製耐圧容器

- ◎ 圧力抑制室 (S/C) に約 4000m³ の冷却水を保有
- ◎ 原子炉周辺配管破断を考慮し、放出蒸気を S/C で凝縮し減圧することで、格納容器内の圧力上昇を抑制、放出蒸気を閉じ込める



RCCV (ABWR)

鉄筋コンクリート+鋼鉄ライナー内張り容器

- ◎ 圧力抑制室 (S/C) に約 3400m³ の冷却水を保有
- ◎ 原子炉周辺配管破断を考慮し、放出蒸気を S/C で凝縮し減圧することで、格納容器内の圧力上昇を抑制、放出蒸気を閉じ込める

※ Mark I 改, Mark II 改とは国内標準化計画で日本独自の工夫 (点検スペースの確保等) を加えられた格納容器のこと。

(出典) JNES 提供資料

1. 閉じ込め機能に関する設備

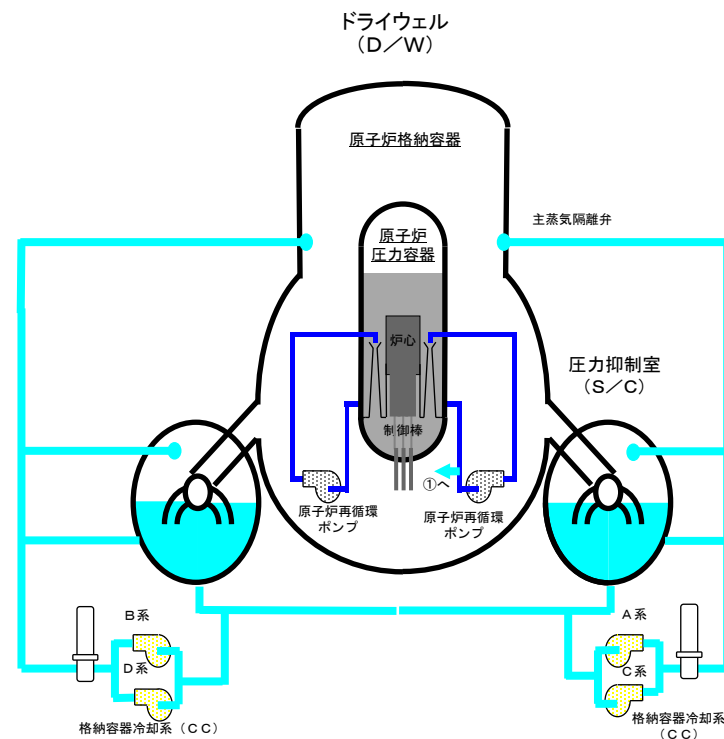
1-2. 格納容器冷却系

【格納容器スプレイ冷却系の機能】

原子炉冷却材喪失事故(LOCA)時に使用される安全設備の一つ。

原子炉格納容器内の一次冷却材(蒸気)による圧力上昇及び温度上昇を、圧力抑制室(S/C)の冷却水を原子炉格納容器内のドライウエル(D/W)及びS/C内にスプレイし減圧を促進させ、最高使用圧力及び最高使用温度を超えるのを防ぐための系統である。

原子炉格納容器内に放出された気相中のヨウ素を除去する効果もある。D/W内にスプレイされた水はベント管を通してS/Cに戻り、S/C内にスプレイされた水とともに、残留熱除去系の熱交換器で冷却された後、再びスプレイされる。



格納容器スプレイ冷却系の概略図

(出典)JNES提供資料に加筆

1. 閉じ込め機能に関する設備

1-3. 格納容器内ガス処理系

【非常用ガス処理系の機能】

格納容器から原子炉建物に放射性物質が漏洩した場合に、放射性物質が直接大気へ放出されることを防止するため、自動起動することで通常の換気系から切り替わり、高性能の活性炭フィルター等によって放射性物質を除去して排気筒から放出する

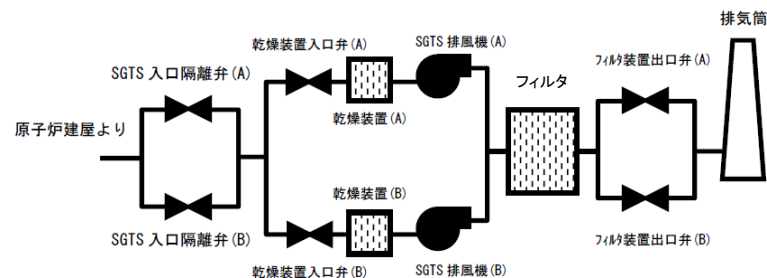
【可燃ガス濃度制御系の機能】

冷却材喪失事故(LOCA)等の発生時において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解により発生した水素及び酸素を可燃性限界以下に維持することにより、事故時の原子炉格納容器の健全性を確保する。

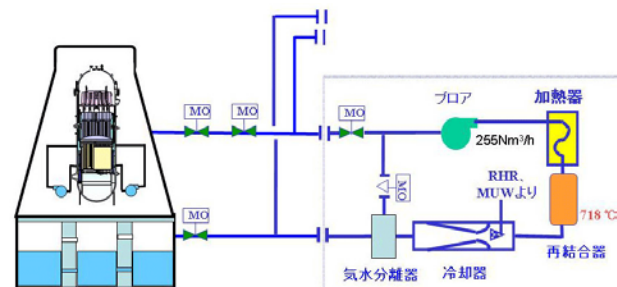
水素濃度 < 4% 酸素濃度 < 5%

【不活性ガス系の機能】

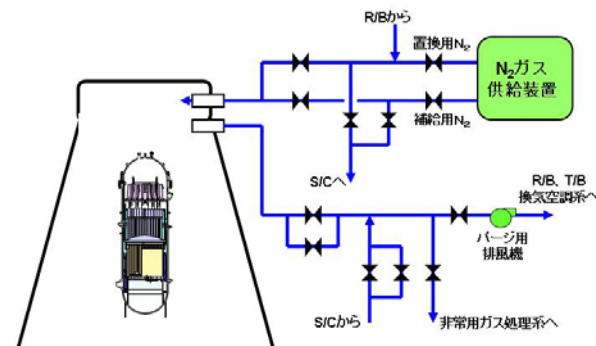
LOCA時に発生した水素及び酸素を可燃限界以下に抑制するために、不活性の窒素ガスを原子炉格納容器内の注入し、発生した水素及び酸素を含む気体を不活性化(H_2 と O_2 の濃度を下げる)する。



非常用ガス処理系(SGTS)の概略図



可燃ガス濃度制御系(FCS)の概略図



不活性ガス系(AC)の概略図

(出典)北陸電力HP資料、JNES提供資料に加筆

1. 閉じ込め機能に関する設備

1-4. 格納容器に係るアクシデントマネジメント設備

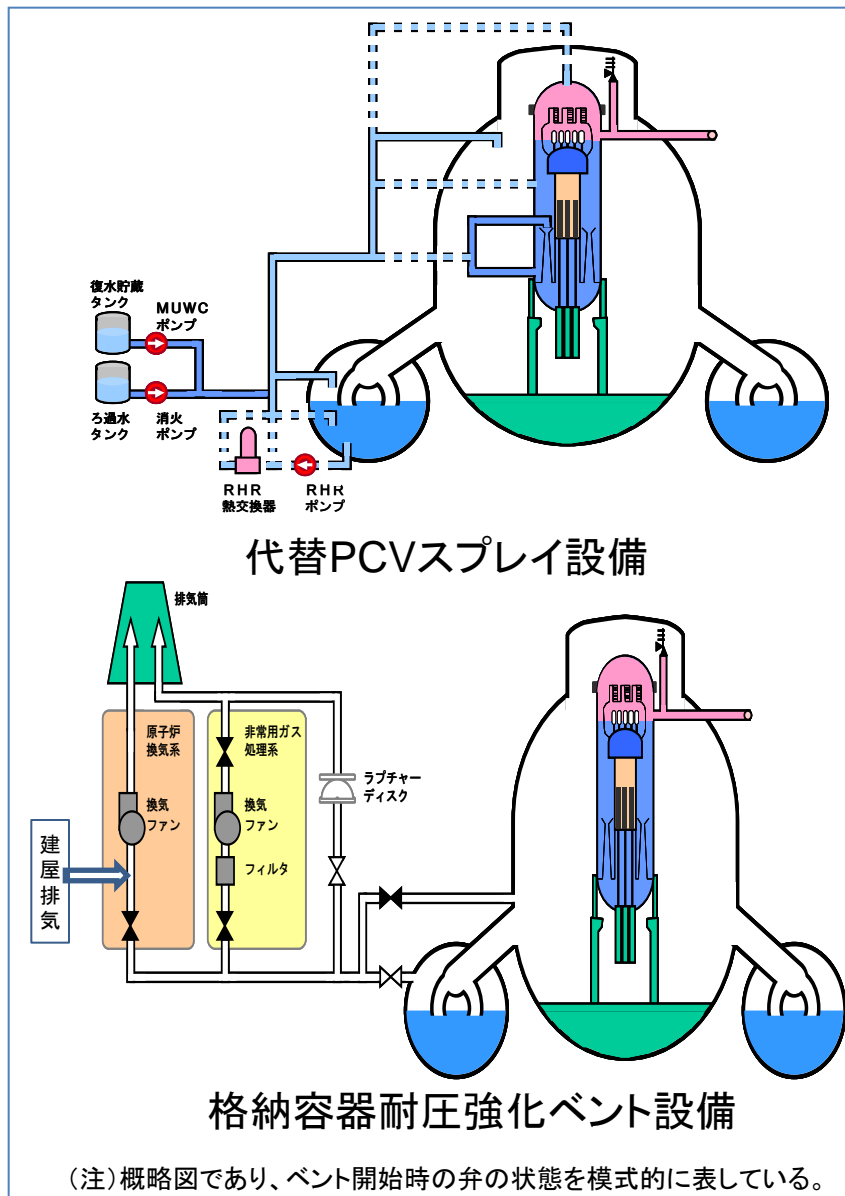
【代替PCVスプレイ設備】

格納容器の破損の影響を緩和するために、復水補給水系及び消火系を利用して、格納容器を冷却する。

【格納容器耐圧強化ベント設備の機能】

耐圧性を強化した格納容器ベント配管を設置することにより、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器からの除熱機能を向上。

※ラプチャーディスクの破壊設定圧力：
格納容器最高使用圧力×約1倍



(注) 概略図であり、ベント開始時の弁の状態を模式的に表している。

格納容器内圧力などのプラントパラメータ を踏まえた事象進展に関する検討

平成23年12月27日
原子力安全・保安院

(参考) 格納容器の閉込機能に関する被害状況(その1)

- 福島第一・福島第二(3号機を除く)では残留熱除去機能が喪失。原子炉内の燃料の崩壊熱により、福島第一1, 2, 3号機・福島第二1, 2, 4号機で格納容器内に熱がこもり、圧力抑制機能喪失の状態になった。
- ただし、福島第一5, 6号機・福島第二1, 2, 4号機は、注水機能が確保できたため、残留熱除去設備の復旧により炉心損傷を起こすことなく冷温停止に移行できた。
- 福島第二3号機、女川2号機、東海第二は一部の設備で被害があったものの、残留熱除去の系統が1系統以上確保されていたため、冷温停止に移行できた。

	福島第一	福島第二	女川	東海第二	状況	
残留熱除去系・補機冷却系 【CCS, CCSW, HPCSC, HPCSS, HPCW, HPSW, HPCS DGS, RHR, RHRC, RHRS, EECW, ECW, ECWS, RCW, RSW】 (設置位置)	1号CCS : △ 1号CCSW : × 2, 3号RHR : △ 2, 3号RHRS : × 4号RHR : - (A, C), △ (B, D) 4号RHRS : - (A, C), × (B, D) 5, 6号RHR : △ 5, 6号RHRS : ×	1号HPCSC : △ 1号HPCSS : △ 2号HPCSC : × 2号HPCSS : ○ 3, 4号HPCSC : ◎ 3, 4号HPCSS : ◎ 1号EECW : × 2号EECW : × (A), △ (B) 3号EECW : × (A), ◎ (B) 4号EECW : × (A), △ (B)	1号RHR : △ 1号RHRC : × 1号RHRS : △ 2号RHR : △ 2号RHRC : △ 2号RHRS : × (A, C, D), △ (B) 3号RHR : △ (A), ◎ (B), ○ (C) 3号RHRC : × (A, C), ◎ (B, D) 3号RHRS : △ (A, C), ◎ (B, D) 4号RHR : △ 4号RHRC : × 4号RHRS : × (A, B, C), △ (D)	2号HPCW : × 3号HPCW : ○ 2号HPSW : △ 3号HPSW : ○ 1号ECW : ◎ (A, B), ○ (C, D) 1号ECWS : ◎ (A, B), ○ (C, D) 1号RHR : △ (A, C), ◎ (B, D) 1号RHRS : ◎ 2号RHR : ○ (A), △ (B, C) 2号RCW : ◎ (A, C), × (B, D) 2号RSW : ◎ (A, C), × (B, D) 3号RHR : ◎ (A, B), ○ (C) 3号RCW : ◎ 3号RSW : ◎	HPCS DGS : ◎ RHR : △ (A), ◎ (B), ○ (C) RHRS : △ (A, C), ◎ (B, D)	・福島第一1号機CCS及び2～6号機RHRは電源喪失及び海水系喪失により機能喪失。 ・福島第二はRHR以外がHx/Bに設置されており、3号RHR(B)系を除き機能喪失。ただし、一部の部位は使用可能な状態であり、モーター交換や仮設の電源構成等により機能確保。 ・女川は一部機能喪失したものの、少なくとも1系統の機能は維持。 ・東海第二はRHR(A)系以外が機能を維持。
		1号CCS : R/B地下 1号CCSW : 屋外 2～6号RHR : R/B地下 2～6号RHRS : 屋外	1号HPCSC : Hx/B 1階 2号HPCSC : Hx/B 1階 3, 4号HPCSC : Hx/B 1階 1～4号HPCSS : Hx/B 1階 1号EECW : Hx/B 1階 2号EECW : Hx/B 1階 (A) Hx/B 2階 (B) 3号EECW : Hx/B 1階 4号EECW : Hx/B 1階 (A) Hx/B 2階 (B)	1～4号RHR : R/B地下 1号RHRC : Hx/B 1階 1号RHRS : Hx/B 1階 2号RHRC : Hx/B 2階 2号RHRS : Hx/B 1階 3号RHRC : Hx/B 1階 3号RHRS : Hx/B 1階 4号RHRC : Hx/B 1階 4号RHRS : Hx/B 1階	2号HPCW : R/B地下 3号HPCW : Hx/B地下 2号HPSW : 屋外 3号HPSW : Hx/B地下 1号ECW : R/B地下 1号ECWS : 屋外 1号RHR : R/B地下 1号RHRS : 屋外 2号RHR : R/B地下 2号RCW : R/B地下 2号RSW : 屋外 3号RHR : R/B地下 3号RCW : Hx/B地下 3号RSW : Hx/B地下	HPCS DGS : 屋外 RHR : R/B地下 RHRS : 屋外

× : 機器本体の機能喪失又は待機除外。△ : 電源喪失、海水系喪失等関連機器の影響による機能喪失。- : 定検停止中。○ : 待機。◎ : 運転。

CCS : 格納容器冷却系、CCSW : 格納容器冷却海水系、HPCSC : 高圧炉心スプレイシステム発電設備冷却系、HPCSS : 高圧炉心スプレイシステム発電設備海水系冷却系、HPCW : 高圧炉心スプレイ補機冷却系、HPSW : 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系、HPCS DGS : 高圧炉心スプレイシステム発電設備海水系、RHR : 残留熱除去系、RHRC : 残留熱除去補機冷却系、RHRS : 残留熱除去機器冷却海水系、残留熱除去海水系、又は残留熱除去系海水系、EECW : 非常用発電設備冷却系、ECW : 非常用補機冷却系、ECWS : 非常用補機冷却海水系、RCW : 原子炉補機冷却系、RSW : 原子炉補機冷却海水系、MUWC : 制御棒駆動機構又は制御棒駆動水圧系、SLC : ほう酸水注入系

R/B : 原子炉建屋、T/B : タービン建屋、Hx/B : 海水熱交換器建屋

※本表の内容は今後の現場確認等の調査により変更される可能性あり。

原子力安全・保安院

出典: 福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))、

福島第二原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年8月12日、9月28日一部訂正、東京電力(株))、

その他聞き取り情報等を含む

(参考) 格納容器の閉込機能に関する被害状況(その2)

	福島第一	福島第二	女川	東海第二	状況
代替冷却 注水系 【MUWC, CRD, SLC】 (設置位置)	1~5号MUWC : △ 6号MUWC : ◎ 1~3号CRD : △ 4号CRD : - 5, 6号CRD : △ 1~3号SLC : △ 4~6号SLC : -	1号MUWC : ◎ (A, C), ○ (B) (地震後) → △ (A, C), ◎ (B) (津波襲来後) 2号MUWC : ◎ (A), ○ (B) 3号MUWC : ◎ (A), ○ (B, C) (地震後) → ◎ (津波襲来後) 4号MUWC : ◎ (A, C), ◎ (B) (地震後) → ○ (A, B), ◎ (C) (津波襲来後) 1号CRD : △ (A), ○ (B) 2~4号CRD : ◎ (A), ○ (B) 1号SLC : △ (A), ○ (B) 2~4号SLC : ◎ (A), ○ (B)	1号MUWC : ○ (A), ◎ (B) 2, 3号MUWC : ◎ (A, B), ○ (C) 1号CRD : △ 2号CRD : ◎ (A), △ (B) 3号CRD : ◎ (A), ○ (B) 1~3号SLC : ○	MUWC : ◎ CRD : △ (A), ○ (B) SLC : △ (A), ○ (B)	<ul style="list-style-type: none"> 福島第一は6号機のMUWCを除き機能喪失。 福島第二、女川、東海第二は、一部で津波後の電源喪失又は海水系喪失により機能喪失したものの、代替注水が可能な状態。
	1~6号MUWC : T/B地下 1~6号CRD : R/B地下 1~5号SLC : R/B 4階 6号SLC : R/B 5階	1~4号MUWC : T/B地下 1~4号CRD : R/B地下 1~4号SLC : R/B 5階	1号MUWC : T/B地下 2, 3号MUWC : R/B地下 1~3号CRD : R/B地下 1号SLC : R/B 4階 2, 3号SLC : R/B 2階	MUWC : T/B地下 CRD : R/B地下 SLC : R/B 5階	
非常用ガス 処理系 【SGTS】 (設置位置)	1~4号SGTS : ◎ (地震後) → △ (津波襲来後) 5号SGTS : ◎ (地震後) → △ (津波襲来後) 6号SGTS : ◎ (地震後) → △ (A), ◎ (B) (津波襲来後)	1号SGTS : ◎ (地震後) → △ (A), ◎ (B) (津波襲来後) 2~4号SGTS : ◎	1号SGTS : ◎ 2号SGTS : ○ 3号SGTS : ○	SGTS : ◎ (地震後) → △ (A), ◎ (B) (津波襲来後)	<ul style="list-style-type: none"> 福島第一は津波による電源喪失のため6号機B系を除き機能喪失。3/13に5号機A系復旧。 福島第二1号機A系は津波による電源喪失のため機能喪失。 女川3号機は津波後に一時的に運転。 東海第二A系は津波によるDG海水ポンプ電動機被水のため機能喪失し、3/14に復旧。
	1~5号SGTS : T/B 2階 6号SGTS : C/B 2階	1号SGTS : A/B 1階 2~4号SGTS : A/B 1階	1~3号SGTS : R/B 2階	SGTS : R/B 5階	
可燃ガス濃 度制御系 【FCS】 (設置位置)	1~3号FCS : ○ (地震後) → △ (津波襲来後) 4~6号FCS : -	1号FCS : ○ (地震後) → △ (A), ○ (B) (津波襲来後) 2~4号FCS : ○	1~3号FCS : ○	FCS : ○ (地震後) → △ (A), ○ (B) (津波襲来後)	<ul style="list-style-type: none"> 福島第一1~3号機は津波による電源喪失及び海水系喪失のため機能喪失。 福島第二1号機A系は津波による電源喪失のため機能喪失。 東海第二はA系津波によるDG海水ポンプ電動機被水のため機能喪失し、3/14に復旧。
	1号FCS (A) : R/B 4階 1号FCS (B) : R/B 1階 2, 3号FCS (A) : R/B 2階 2, 3号FCS (B) : R/B 3階 4号FCS : R/B 3階 5号FCS (A) : R/B 2階 5号FCS (B) : R/B 3階 6号FCS (A) : R/B 5階 6号FCS (B) : R/B 3階	1号FCS : R/B 2階 2~4号FCS : R/B 2階	1号FCS : R/B 4階 2, 3号FCS : R/B 2階	FCS : R/B 3階	
不活性ガス 系【AC】 (設置位置)	1~3号AC : ○ (地震後) → △ (津波襲来後) 4~6号AC : -	1~4号AC : ○	1~3号AC : ○	AC : ○	<ul style="list-style-type: none"> 福島第一1~3号機は津波による電源喪失のため機能喪失。
	1~3号AC : R/B 4~6号AC : R/B	1~4号AC : R/B	1~3号AC : R/B	AC : R/B	

× : 機器本体の機能喪失又は待機除外。△ : 電源喪失、海水系喪失等関連機器の影響による機能喪失。- : 定検停止中。○ : 待機。◎ : 運転。
 MUWC : 復水補給水系、CRD : 制御棒駆動機構又は制御棒駆動水圧系、SLC : ほう酸水注入系、SGTS : 非常用ガス処理系、FCS : 可燃ガス濃度制御系又は可燃性ガス濃度制御系、AC : 不活性ガス系又は原子炉格納容器調気系
 R/B : 原子炉建屋、T/B : タービン建屋、C/B : コントロール建屋、Hx/B : 海水熱交換器建屋
 ※本表の内容は今後の現場確認等の調査により変更される可能性あり。

水素爆発に関する状況

平成23年1月20日
原子力安全・保安院

(参考)ブローアウトパネルについて(その2)

	建屋における 設置枚数	1枚あたりのパネルの大きさ	作動圧力	作動方法	固定具の仕様	パネルの設置箇所数
東通	0枚	—	—	—	—	—
女川1	2枚	約2.0m×1.3m	435kg/m ²	所定の圧力が作用するとパネルを固定している金物が塑性変形を起こし動作する。	炭素鋼	2箇所に設置 (1箇所に1枚で設置)
女川2、3	0枚	—	—	—	—	—
福島第一-1	1枚	約4.1m×6.3m	352kg/m ²	所定の圧力が作用するとパネルを固定している金物が塑性変形を起こし動作する。	炭素鋼	1箇所に設置
福島第一-2	1枚	約4.3m×6.0m	352kg/m ²		炭素鋼	1箇所に設置
福島第一-3	1枚	約6.3m×5.9m	342kg/m ²		炭素鋼	1箇所に設置
福島第一-4	1枚	約6.3m×5.9m	342kg/m ²		炭素鋼	1箇所に設置
福島第一-5	1枚	約6.3m×5.9m	342kg/m ²		炭素鋼	1箇所に設置
福島第一-6	8枚	約5.5m×2.8m 約3.7m×4.2m	342kg/m ²		ステンレス鋼	8箇所に設置
福島第二-1	4枚	約4.6m×3.5m	352kg/m ²		炭素鋼	4箇所に設置
福島第二-2	4枚	約4.0m×4.0m	350kg/m ²		ステンレス鋼	4箇所に設置
福島第二-3	4枚	約2.8m×6.2m	300kg/m ²		炭素鋼	4箇所に設置
福島第二-4	4枚	約4.0m×4.0m	350kg/m ²		ステンレス鋼	4箇所に設置
柏崎刈羽1	4枚	約4.2m×4.1m	390kg/m ²		炭素鋼	4箇所に設置
柏崎刈羽2	4枚	約4.2m×4.1m	500kg/m ²		炭素鋼	4箇所に設置
柏崎刈羽3	4枚	約4.2m×4.1m	210kg/m ²		炭素鋼	4箇所に設置
柏崎刈羽4	4枚	約4.1m×4.1m	350kg/m ²		ステンレス鋼	4箇所に設置
柏崎刈羽5	4枚	約4.1m×4.1m	350kg/m ²		ステンレス鋼	4箇所に設置
柏崎刈羽6	8枚	約2.9m×2.7m	360kg/m ²		炭素鋼	4箇所に設置 (1箇所に2枚連結で設置)
柏崎刈羽7	4枚	約4.1m×4.3m	350kg/m ²		ステンレス鋼	4箇所に設置
浜岡3,4	0枚	—	—	—	—	—
浜岡5	4枚	約2.5m×約2m	3.24kPa(330kg/m ²)	所定の圧力が作用するとパネルを固定している金物が塑性変形を起こし動作する。	炭素鋼	2箇所に設置 (1箇所に2枚連結で設置)
志賀1	2枚	約2.4m×約2.4m	350kg/m ²	所定の圧力が作用するとパネルを固定しているクリップが塑性変形を起こし動作する。	ステンレス鋼	2箇所に設置 (1箇所に1枚で設置)
志賀2	4枚	約4.0m×約4.2m	350kg/m ²		ステンレス鋼	4箇所に設置 (1箇所に1枚で設置)
島根1	1枚	約6.8m×3.6m	作動しないようボルトで固定している。	ブローアウトパネルを使う必要がないことから、ボルトで固定している。	ステンレス鋼	1箇所に設置
島根2	3枚	約3.7m×3.7m	350kg/m ² (3.43kPa)	所定の圧力が作用するとパネルを固定している金物が塑性変形を起こし動作する。	ステンレス鋼	3箇所に設置 (1箇所に1枚設置)
東海第二	8枚	約4m×4m	約713kg/m ² (約6.99kPa)	所定の圧力が作用するとパネルを固定している金物が塑性変形を起こし動作する。	炭素鋼	8箇所に設置 (1箇所に1枚で設置)
敦賀1	0枚	—	—			

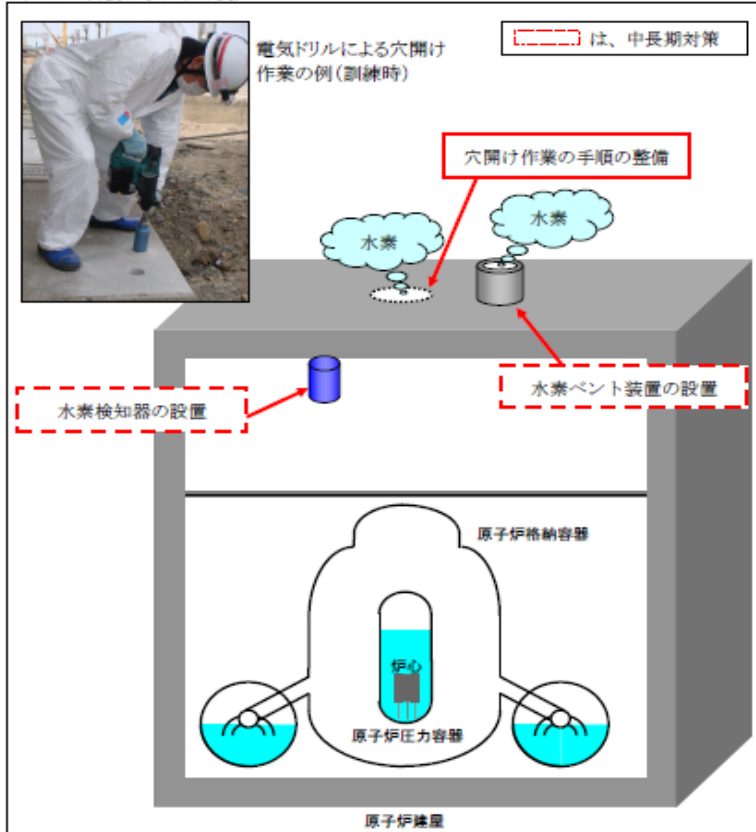
(参考2)シビアアクシデント対策(水素爆発対策)について

保安院から事業者に対して水素爆発を防止するために、水素が建屋に滞留することを防ぐための措置を講ずるよう求めたところ(平成23年6月7日)であり、事業者から報告された取組例は以下のとおり。

BWRの例

- 原子炉建屋に多量の水素が滞留することを防止するため、緊急時に原子炉建屋外へ水素を排気できる排気口を設けるため、原子炉建屋への穴開け作業の手順の整備
- 中長期的対応として、原子炉建屋の頂部へ水素ベント装置を設置するとともに、原子炉建屋の確認が可能なように水素検知器を設置

(BWR代表プラントの例)

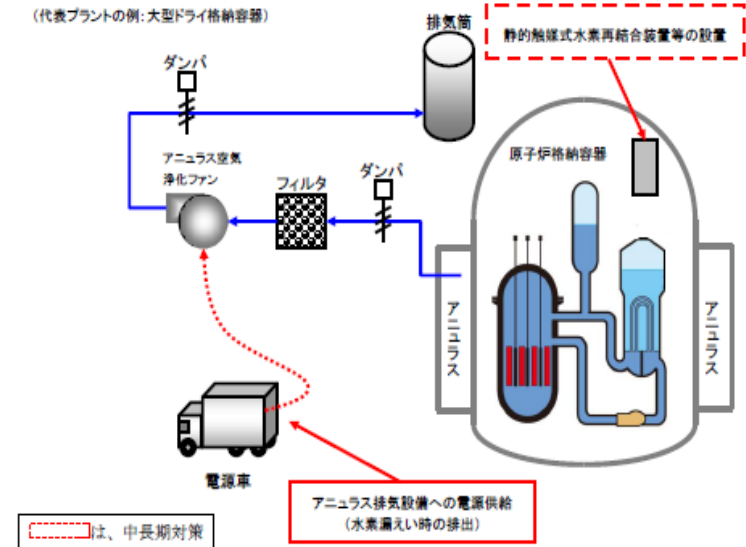


PWRの例

○大型ドライ型格納容器

- 格納容器から漏えいした水素が格納容器外で多量に滞留することを防止するため、格納容器からアンユラス部に漏えいした水素を、電源車等からの電源供給によりアンユラス排気設備(フィルタを含む)を用いて外部に放出するための手順を整備
- 中長期的措置として、電源を必要としない静的触媒式水素再結合装置等を格納容器内へ設置

(代表プラントの例:大型ドライ格納容器)



○アイスコンデンサ型格納容器

- 格納容器内に設置されているイグナイタ(水素燃焼用装置)を作用させることにより、格納容器内の水素濃度を低減させる。電源車等からの電源供給により、イグナイタを作用させるための手順を整備

参考資料11
(第6回意見聴取会資料5)

福島第一原子力発電所3号機の原子炉建屋 水素爆発に係る評価

平成24年2月1日

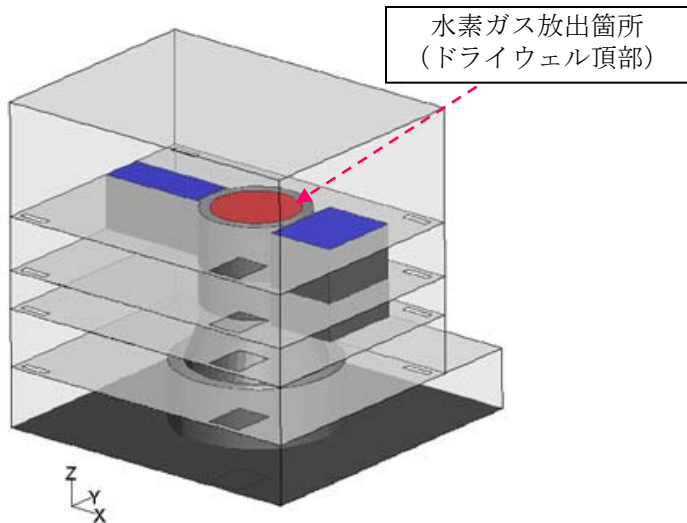
独立行政法人 原子力安全基盤機構
原子力システム安全部

原子炉建屋内水素混合挙動解析 – 解析モデル

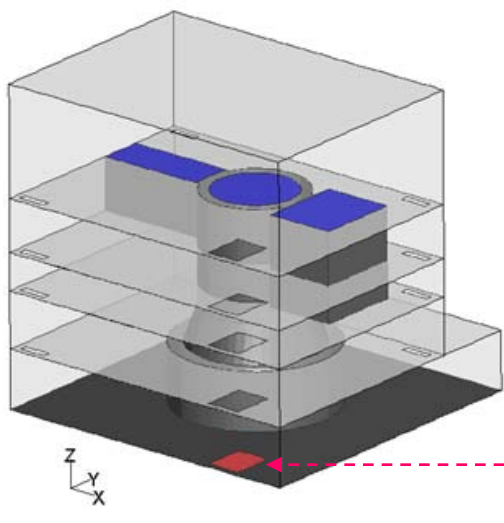
概要: 事故進展解析結果を基に原子炉建屋内の水素混合挙動解析を行い水素爆発の可能性を評価

解析方法: フランジや貫通部等の代表的な原子炉建屋への漏えい箇所を想定し、水素混合挙動から水素爆発の可能性を評価する

使用解析コード: FLUENTコード、初期条件: 圧力; 大気圧、温度; 室温
解析モデル: 約8万メッシュモデル



PCVフランジ等からの原子炉建屋上部への漏えいモデル



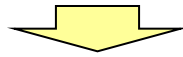
S/C室、ドライウェル貫通部等からの原子炉建屋下部への漏えいモデル

【各フロアの外壁厚み(1F3)】

	外壁厚み (mm)
5F	400
4F	500
3F	900
2F	1100
1F	1500

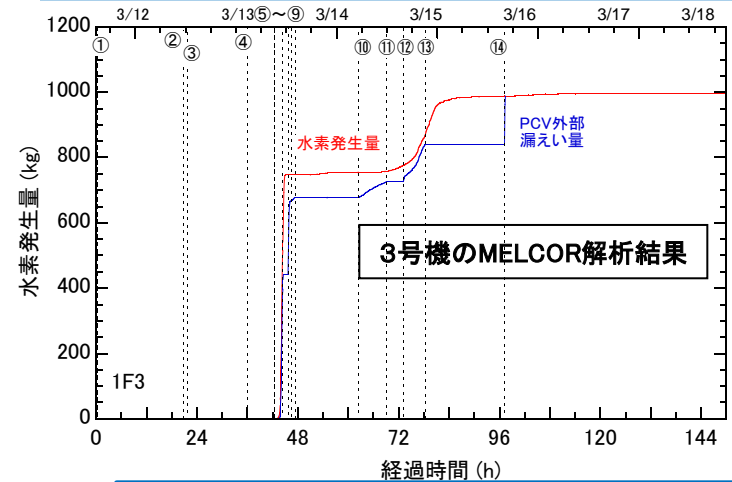
原子炉建屋内水素混合挙動解析(3号機)(1/2)

MELCOR解析結果(水素約1000kgが発生)を基に、原子炉建屋下部(1階)及び上部(5階)への水素1000kgの漏えいを想定

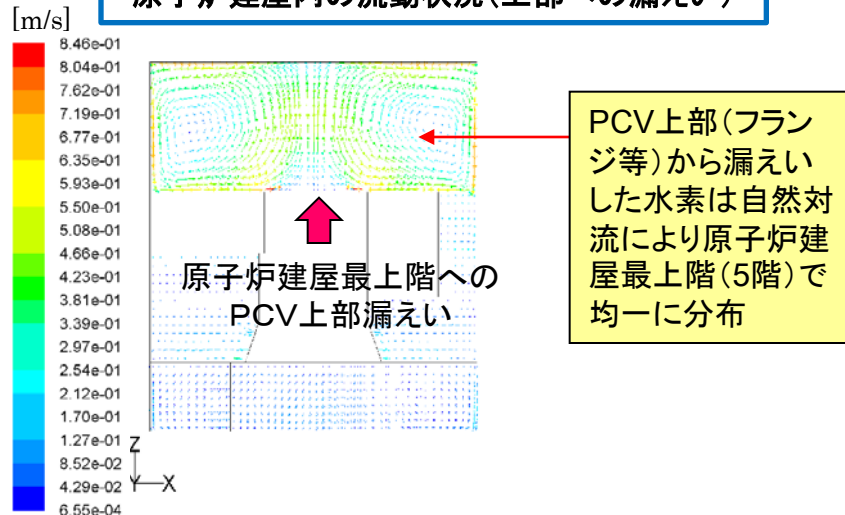


原子炉建屋1階への漏えいを想定した場合には建屋全体にほぼ均一に分布する一方、5階への漏えいを想定した場合には建屋最上階で均一に分布

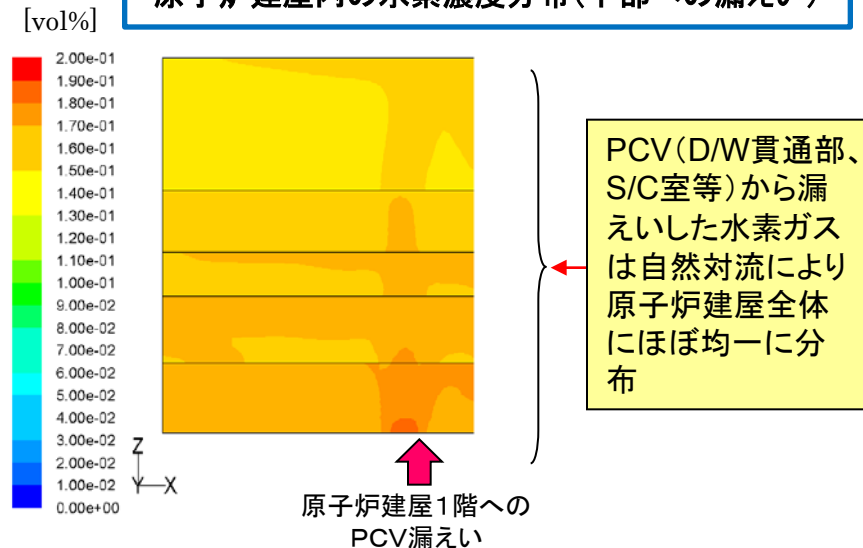
ジルコニウム・水反応による水素発生量と漏えい量
(解析ではベント放出を想定)



原子炉建屋内の流動状況(上部への漏えい)



原子炉建屋内の水素濃度分布(下部への漏えい)

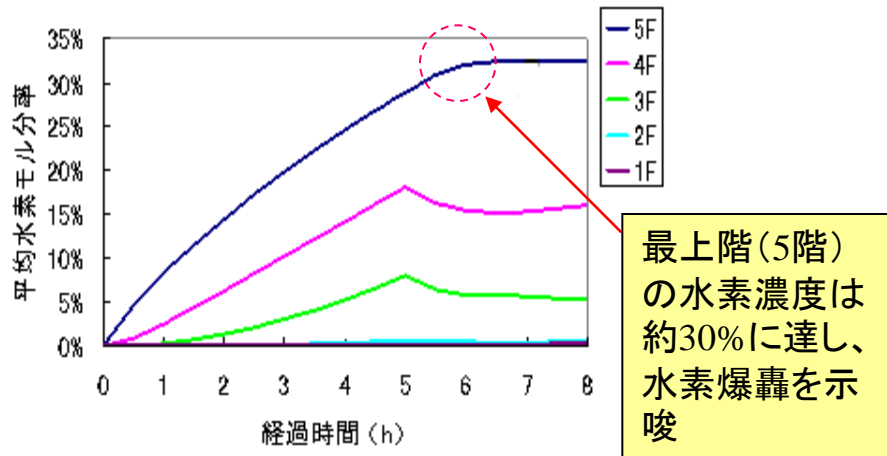


原子炉建屋内水素混合挙動解析(3号機)(2/2)

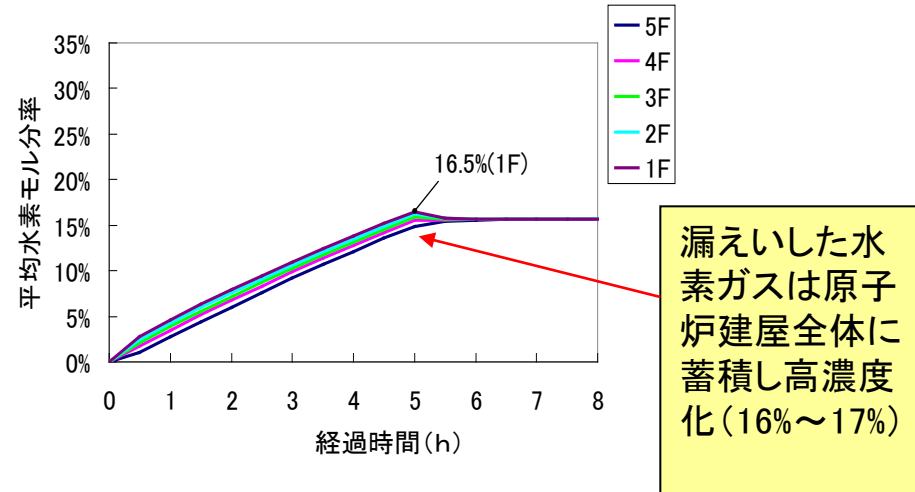
○原子炉建屋内水素濃度分布の解析結果によると、上部への漏えいを想定した場合には、最上階(5階)の水素濃度は約30%に達する一方で、下部への漏えいを想定した場合も建屋全体に高濃度の水素(約16~17%)が蓄積する。

○いずれのケースも水素濃度が15%を超えており爆轟の発生を示唆している。

原子炉建屋内水素濃度分布
(上部への漏えい)



原子炉建屋内水素濃度分布
(下部への漏えい)



原子炉建屋爆轟解析 – 解析モデル

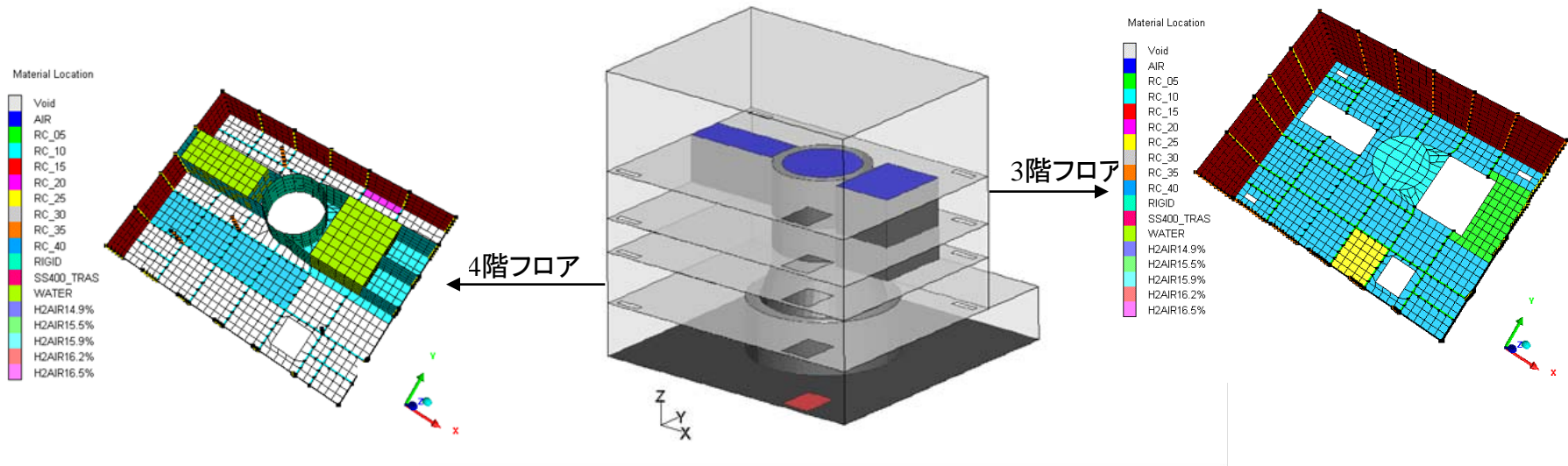
概要: 原子炉建屋内の水素混合挙動解析結果に基づき水素爆轟解析を実施する。また、実機の原子炉建屋破損状況、爆発の規模と比較して水素漏えい量及び漏えい箇所を評価し、漏えい仮定の妥当性を確認する。

解析条件:

解析コード: AUTODYN

解析範囲: 原子炉建屋及び周辺

境界条件: FLUENT解析結果(混合ガス分布)



爆轟解析モデル(4階フロア)

爆轟解析モデル(3階フロア)

原子炉建屋爆轟解析 - 3号機の水素爆轟解析 (1/5)

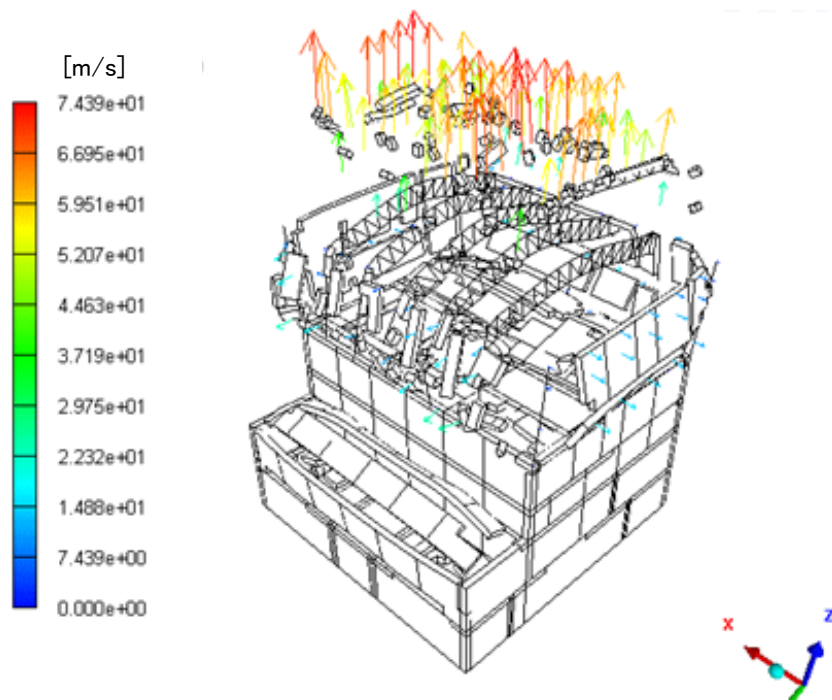
PCVから原子炉建屋1階フロアに1,000kgの水素漏えいを仮定した場合

原子炉建屋上部を中心に大規模破損

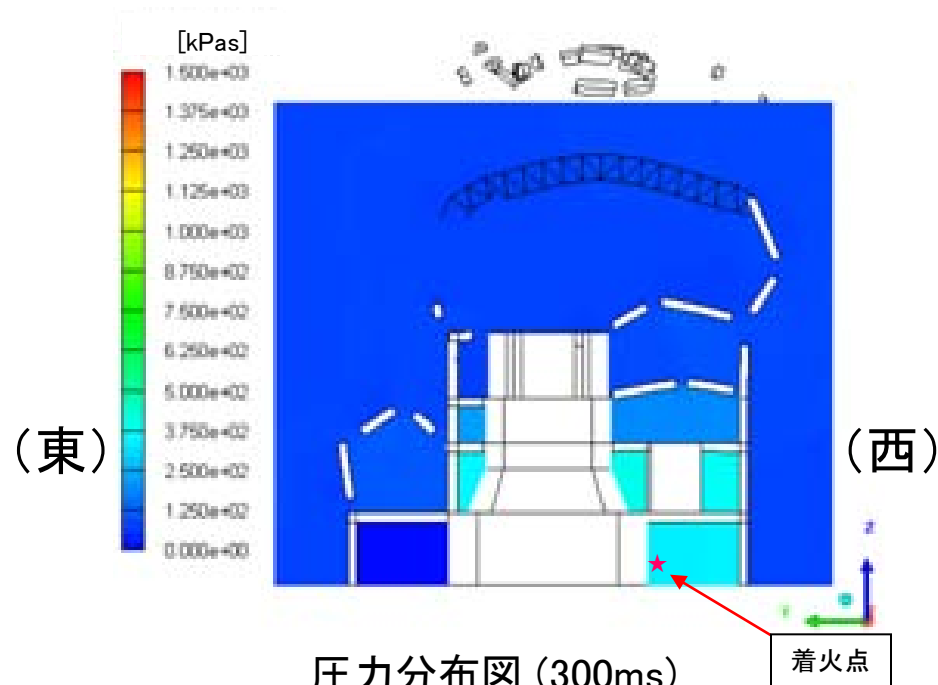
- ・上方向きの飛散初速は30~70m/s
- ・水平方向の飛散初速は約10m/s

原子炉建屋上部だけでなく、4階及び5階の床や周辺建屋上部が破損

※なお、原子炉建屋上部ほど壁厚が薄いこと及び着火源から遠方ほど負荷が増大するため主に上層階の床や壁が破損する結果となる。



建屋天井、5階壁面の速度ベクトル図(300ms)



圧力分布図 (300ms)

着火点

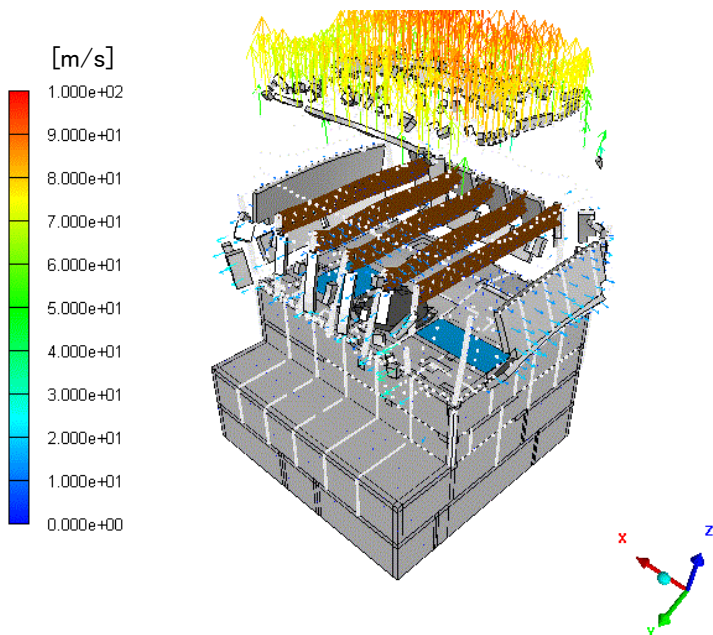
原子炉建屋爆轟解析 - 3号機の水素爆轟解析(2/5)

原子炉建屋5階フロアに1,000kgの水素漏えいを仮定した場合

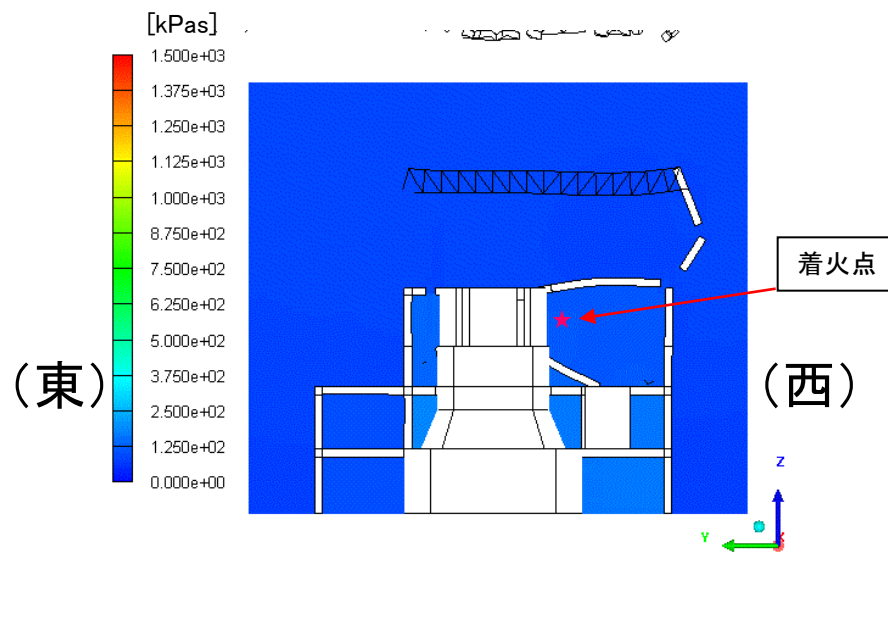
原子炉建屋上部を中心に大規模破損

- ・上方向きの飛散初速は50~90m/s
- ・水平方向の飛散初速は約20m/s

原子炉建屋上部だけでなく、4階及び5階の床が破損。4階の床は下向きに破損



建屋天井、5階壁面の速度ベクトル図(300ms)



圧力分布図 (300ms)

原子炉建屋爆轟解析 - 1F3の水素爆轟解析(3/5)

実際の3号機の爆発現象から推定される飛散速度はいずれの結果とも整合的



原子炉建屋上方向の破損と原子炉建北面の左横方向への複数箇所の破損を示唆



【ガレキの飛散挙動】
 最高到達時間: 約7秒
 到達高さ: 約 250 m

↓

**爆発時の初速
70m/s以上を示唆**



(注)スタック高さ120m

原子炉建屋爆轟解析 - 3号機の水素爆轟解析(5/5)

○3号機北側では原子炉建屋外壁は3階層以上が破損するとともに、地上2階建ての隣接建屋の2階も損傷している。これは、周辺建屋上部等が損壊するとした原子炉建屋下部からの漏えいを仮定した場合の爆轟解析の結果により整合的であると考えられる。



まとめ

● 評価結果

- 福島第一原子力発電所3号機の原子炉建屋内の水素混合及び爆轟解析を行い水素爆発の規模を評価。
- MELCORの解析結果によると、3号機では、凡そ1,000kgの水素が原子炉建屋に漏えいし水素爆発が発生したことを示唆。
- 3号機における原子炉建屋の爆轟解析の結果と、実際の周辺建屋の損壊状況を比較すると、原子炉建屋下部へ機器ハッチや他の貫通部等から漏えいした可能性が考えられる。
- しかしながら、3号機原子炉建屋内部は上層部ほど汚染していることとの整合性も含め、建屋上部及び下部の双方への漏えいについてより詳細な分析が必要。
- 今後、漏えい箇所及び漏えい量を特定するために、さらに調査及び解析を進める必要がある。

通信・計測制御・使用済燃料貯蔵 設備の概要

平成24年1月20日
原子力安全・保安院

〈通信設備について〉

(通信設備)

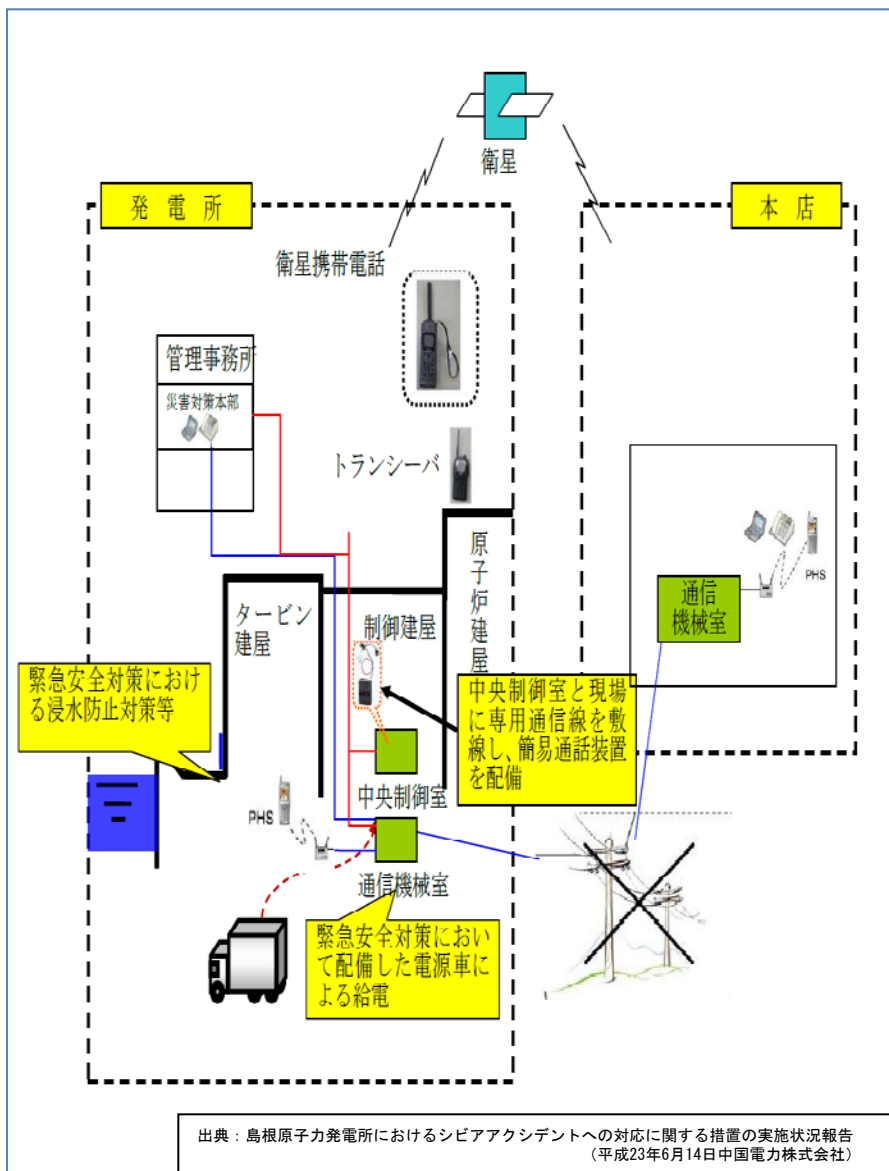
原子炉施設には適切な警報計及び通信連絡設備を備え、事故時に原子力発電所内に居るすべての人に対する確に指示ができるとともに、原子力発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、多重性又は多様性を備えた設計であることが要求されている。

○所内の通信設備(例)

- ・ページング、PHS
- ・簡易通話装置
- ・トランシーバ

○所外の通信設備(例)

- ・衛星携帯電話
- ・保安通信設備



〈計装設備について:通常時(水位、温度、圧力)〉

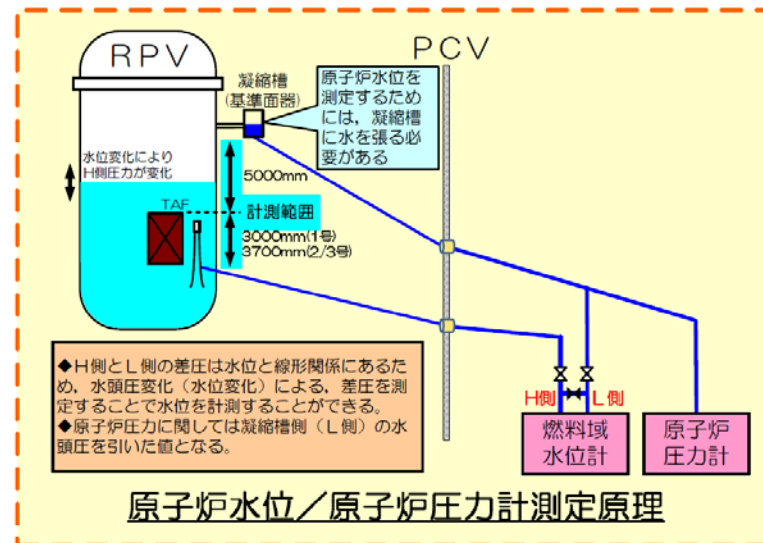
(計装設備)

原子炉压力容器計装系は、原子炉压力容器各部の温度分布、原子炉冷却材の炉心入口及び出口温度、水位、炉心流量及び炉心差圧、原子炉容器内の圧力等を計測、監視することにより、原子炉出力を制御する。

原子炉水位の信号は、通常運転時の原子炉水位制御用信号、異常時のスクラム信号、事故時の非常用炉心冷却系の起動信号、事故時の炉心損傷防止のためのAM設備の起動信号として用いられる。原子炉圧力は、4個の計装ノズルに独立して接続された凝縮器に接続された圧力変換器から信号が送られる。

炉心流量は、ジェットポンプの差圧を検出して測定する。

水位／圧力計の測定原理



出典:東京電力(株)公表資料

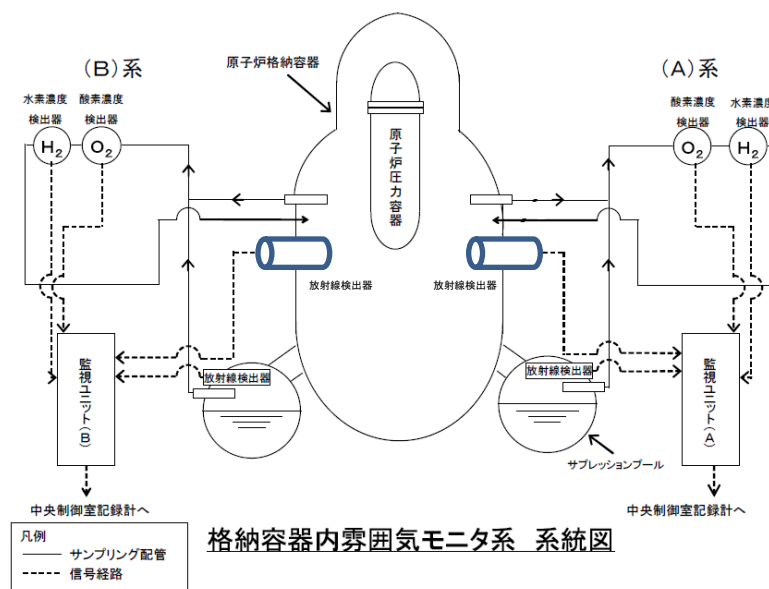
〈計装設備について：格納容器雰囲気気モニタ(CAMS)〉

(計装設備)

格納容器雰囲気気モニタ(CAMS: Containment Atmospheric Monitoring System)は、通常運転時及び原子炉冷却材喪失事故(LOCA)時の原子炉格納容器内雰囲気気の水素濃度、酸素濃度を測定するもので、放射線レベルの測定も行う。

測定レンジは、水素が0～100vol%、酸素が0～30vol%で、電源は非常用電源より供給される。

また、同じ機能を有する独立した2系統(A系統、B系統)がある。



出典：東北電力HP資料に加筆

〈計装設備について：モニタリングポスト〉

（計装設備）

放射線を定期的に又は連続的に監視・測定することをモニタリングといい、原子力発電所等の周辺でモニタリングを行うために設置された装置をモニタリングポストとって、空気中の放射線を24時間連続で監視している。

環境の放射線量率の測定は、通常ガンマ線を対象に行われ、検出器としてガンマ線に感度のよい、蛍光作用を利用したシンチレーション検出器や、電離作用を利用した電離箱式検出器がよく用いられるが、一部の地域では中性子線の検出もできるようになっている。

モニタリングポスト



出典：東京電力HPより

〈燃料貯蔵設備について：BWR（燃料プール）〉

（使用済燃料貯蔵プール）

使用済燃料を貯蔵、保管するための水槽（プール）を、BWRでは「使用済燃料貯蔵プール」といい、原子炉格納容器の上に位置している。

使用済燃料は、核分裂生成物の崩壊により放射線と熱を発生するので、放射線の遮蔽と燃料体の冷却のため、十分な水深のプールは常に水張りされ、プール水は循環して冷却されるとともに浄化されるようになっている。

ここには、使用済燃料だけでなく、炉心から取り出した後に再装荷する燃料や、新規に装荷する燃料等も一時的に保管される。

使用済燃料貯蔵プール



BWR発電所の鳥瞰図

出典：JNESHPより

〈燃料貯蔵設備について：BWR（共用プール）〉

（共用プール）

共用プールとは、原子炉建屋内にある使用済燃料貯蔵プールとは別に、複数のプラントの使用済燃料を保管しておく施設。

東京電力福島第一原子力発電所に設置された共用プールは、4号機の西約50mの建物内にあり、縦29m、横12m、深さ11mで、使用済燃料を6840本収容可能。

使用済燃料共用プール



出典：東京電力HPより

<燃料貯蔵設備について：BWR(乾式キャスク貯蔵施設)>

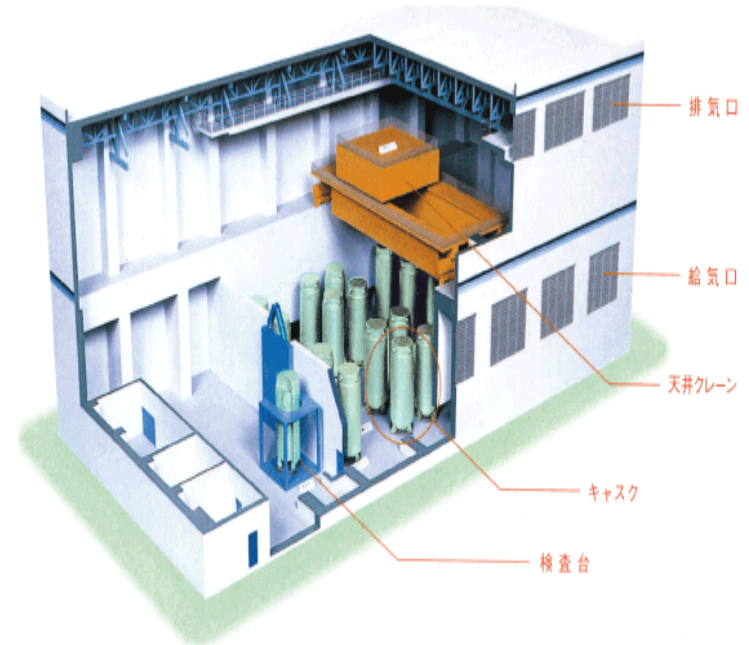
(乾式キャスク貯蔵施設)

使用済燃料は、発電所内の使用済燃料貯蔵プールに一定期間貯蔵されるが、その後、再処理のために移送するまで保管する方法の一つとして「乾式キャスク貯蔵施設」がある。

「乾式貯蔵キャスク」とは、使用済燃料の収納時にその内部を乾燥させ、使用済燃料を不活性ガスとともに封入して貯蔵する容器で、キャスク本体に二重構造の蓋部、バスケット等で構成される。

「乾式キャスク貯蔵施設」は、乾式キャスクの表面からの放熱を空気の自然対流により除熱し、キャスクが放射線の遮蔽機能を確保していることを建屋内の放射線モニタで監視し、さらにキャスクの周囲をコンクリート製の建物で取り囲んで遮蔽している等、安全性が高く、海外でも数多くの実績がある。

乾式キャスク貯蔵施設



出典：日本原子力発電HPより

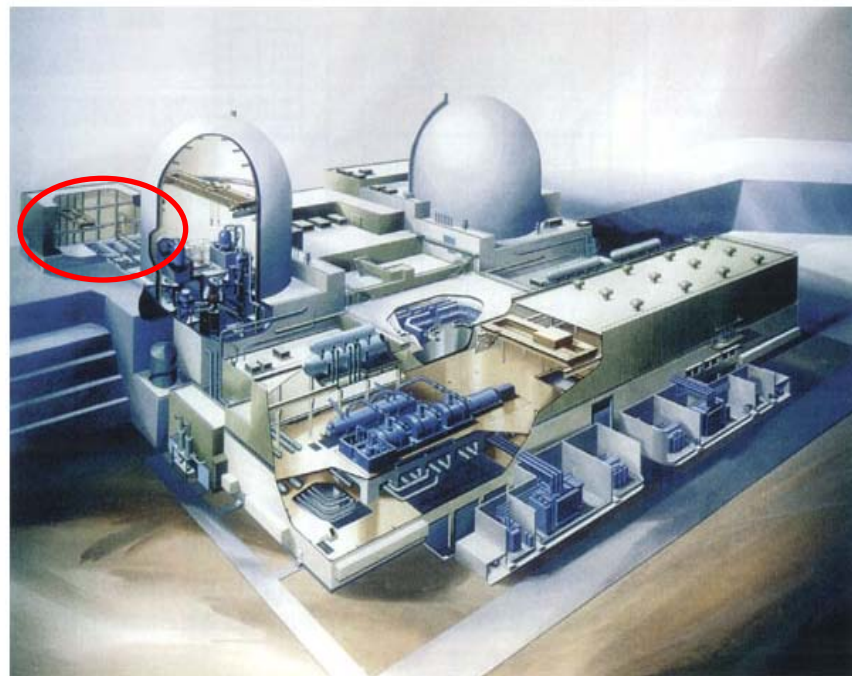
〈燃料貯蔵設備について:PWR(使用済燃料ピット)〉

(使用済燃料ピット)

使用済燃料を貯蔵、保管するための水槽を、PWRでは「使用済燃料ピット」という。機能と用途は、BWRの「使用済燃料貯蔵プール」と同じ。

PWRでは原子炉格納容器の横に位置している。

使用済燃料ピット



PWR発電所の鳥瞰図

出典: JNESHPより

各事業者の通信・コミュニケーション、 計測制御、使用済燃料貯蔵設備概要

平成24年1月20日
原子力安全・保安院

通信・コミュニケーション設備

1. 通信・コミュニケーション設備(1/3)

○各事業者とも平成19年7月に発生した新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被災状況を踏まえ、耐震性向上対策の一環として免震構造の事務棟を建設する動きがある。

○構内の通信手段の確保については、緊急時において、発電所構内作業の円滑化を図るため、全ての交流電源が喪失したときにおける確実な発電所構内の通信手段を確保するための措置が講じられている。

		免震構造の事務棟	発電所構内の通信手段確保	
		規模地震時における緊急対策所の確保	通常通信手段の確保・信頼性向上	代替通信手段の確保
北海道	泊	<免震棟の設置> 検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 ・その後、電源車(緊急安全対策により既設)等による電源を確保	<代替通信手段> ・トランシーバ、衛星電話、有線仮設電話(乾電池駆動)配備済み
	東通	<免震棟の設置> 検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 ・その後、PHS設備を大容量電源装置等(緊急安全対策により既設)により電源を確保	<代替通信手段> 衛星電話、移動無線配備済み
東京	女川	<免震棟の設置> ・地上8階の事務新館(免震構造)を新設(平成23年10月竣工、11月運用開始)	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 ・その後、電源車(緊急安全対策により既設)により電源を確保	<代替通信手段> 衛星電話、移動無線配備済み
	福島第一	<免震棟の設置> ・地上2階の免震棟有り	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能	<代替通信手段> ・衛星電話、移動無線を配備済み
	福島第二	<免震棟の設置> ・地上3階の免震棟有り	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 ・その後、電源車(緊急安全対策により既設)等による電源を確保	
	柏崎刈羽	<免震棟の設置> ・地上2階の免震棟有り		

1. 通信・コミュニケーション設備(2/3)

		免震棟	発電所構内の通信手段確保	
		大規模地震時における緊急対策所の確保	通常通信手段の確保・信頼性向上	代替通信手段の確保
中部	浜岡	<免震棟の設置> ・地上4階の免震棟を設置済み	<構内PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も、災害対策用発電機(緊急安全対策により既設)等により電源を確保 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮し、PHS交換機を高所に移設(平成23年度末完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、無線、衛星電話を配備済み
		<免震棟の設置> ・地上3階の免震棟を建設予定(平成25年度中に完成予定)	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 ・その後、電源車(緊急安全対策により既設)等による電源を確保	<代替通信手段> ・陸上無線機、衛星電話を配備済み
北陸	美浜	<免震事務棟の設置> ・平成28年度中に設置予定 ・設置場所、施設規模は検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、内線電話用交換機及び電源を高所へ移設(平成28年度頃完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、携行型通話装置(乾電池式)、衛星携帯電話、緊急時衛星通報システム設置済み ・衛星可搬局設置予定(H24年度)
		<免震事務棟の設置> ・平成28年度中に設置予定 ・設置場所、施設規模は検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、内線電話用交換機及び電源を高所へ移設(平成28年度頃完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、携行型通話装置(乾電池式)、衛星携帯電話、緊急時衛星通報システム設置済み ・衛星可搬局設置予定(H24年度)
		<免震事務棟の設置> ・平成28年度中に設置予定 ・設置場所、施設規模は検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、内線電話用交換機及び電源を高所へ移設(平成28年度頃完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、携行型通話装置(乾電池式)、衛星携帯電話、緊急時衛星通報システム設置済み ・衛星可搬局設置予定(H24年度)
関西	大飯	<免震事務棟の設置> ・平成28年度中に設置予定 ・設置場所、施設規模は検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、内線電話用交換機及び電源を高所へ移設(平成28年度頃完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、携行型通話装置(乾電池式)、衛星携帯電話、緊急時衛星通報システム設置済み ・衛星可搬局設置予定(H24年度)
		<免震事務棟の設置> ・平成28年度中に設置予定 ・設置場所、施設規模は検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、内線電話用交換機及び電源を高所へ移設(平成28年度頃完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、携行型通話装置(乾電池式)、衛星携帯電話、緊急時衛星通報システム設置済み ・衛星可搬局設置予定(H24年度)
		<免震事務棟の設置> ・平成28年度中に設置予定 ・設置場所、施設規模は検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、内線電話用交換機及び電源を高所へ移設(平成28年度頃完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、携行型通話装置(乾電池式)、衛星携帯電話、緊急時衛星通報システム設置済み ・衛星可搬局設置予定(H24年度)
高浜	高浜	<免震事務棟の設置> ・平成28年度中に設置予定 ・設置場所、施設規模は検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、内線電話用交換機及び電源を高所へ移設(平成28年度頃完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、携行型通話装置(乾電池式)、衛星携帯電話、緊急時衛星通報システム設置済み ・衛星可搬局設置予定(H24年度)
		<免震事務棟の設置> ・平成28年度中に設置予定 ・設置場所、施設規模は検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、内線電話用交換機及び電源を高所へ移設(平成28年度頃完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、携行型通話装置(乾電池式)、衛星携帯電話、緊急時衛星通報システム設置済み ・衛星可搬局設置予定(H24年度)
		<免震事務棟の設置> ・平成28年度中に設置予定 ・設置場所、施設規模は検討中	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、内線電話用交換機及び電源を高所へ移設(平成28年度頃完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、携行型通話装置(乾電池式)、衛星携帯電話、緊急時衛星通報システム設置済み ・衛星可搬局設置予定(H24年度)

1. 通信・コミュニケーション設備(3/3)

		免震棟	発電所構内の通信手段確保	
		大規模地震時における緊急対策所の確保	通常通信手段の確保・信頼性向上	代替通信手段の確保
中国	島根	<免震棟の設置> ・地上3階程度の免震棟を建設予定(平成26年度完成予定)	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 ・電源車(緊急安全対策により既設)による電源を確保	<代替通信手段> ・衛星電話、トランシーバ、有線簡易通話装置(乾電池駆動)配備済み
四国	伊方	<免震棟の設置> 地上7階の免震棟を設置済(平成23年12月)	<PHS、ページング設備> ・内線電話(構内PHS, 固定電話)の一部は全交流電源喪失時も蓄電池により数時間以上使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、内線電話(構内PHS, 固定電話)の交換機等を新設した新事務所ビル(免震ビル)4階などの高所に移設(H24年度未完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、インターホン、ノーベルホン配備済み
九州	玄海	<免震棟の設置> 検討中	<ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池設備等により数時間以上使用可能。 ・その後、電源車(緊急安全対策により既設)による電源を確保	<代替通信手段> ・携帯型有線通話装置(乾電池式)を配備済み
	川内	<免震棟の設置> 検討中	<ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池設備等により数時間以上使用可能。 ・その後、電源車(緊急安全対策により既設)による電源を確保	<代替通信手段> ・携帯型有線通話装置(乾電池式)を配備済み
日本原電	敦賀	<免震棟の設置> ・地上3階の免震棟を建設(平成23年度完成)	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間使用可能 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、構内PHS交換機を高所等に移設する。(平成23年12月完了)	<代替通信手段> ・トランシーバ、衛星電話を配備済み ・乾電池駆動の簡易通話装置を配備済み(平成23年6月完了)
	東海第二	<免震棟の設置> ・地上3階の免震棟を建設(平成22年度完成)	<PHS、ページング設備> ・全交流電源喪失時も蓄電池により数時間使用可能 ・ページング装置については、その後、電源車(緊急安全対策により既設)等による電源を確保 <中長期対策> ・津波による浸水を考慮して、構内PHS交換機を高所等に移設する。(平成24年5月頃完了予定)	<代替通信手段> ・トランシーバ、衛星電話を配備済み ・乾電池駆動の簡易通話装置を配備済み

計測制御設備の概要

2. 計測制御設備の概要(1/16)

○計測制御設備については、SBO時には緊急安全対策において整備した電源車及び空冷式の非常用発電装置により給電を行うことにより一部の設備について監視を可能としている。(福島第一を除く)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	(参考) 格納容器内の状態監視
		スペック・電源	遠隔監視設備
北海道	泊	<p>【1, 2号機】</p> <p>《炉内温度計》 測定レンジ: 40~1300°C; 炉心出口に13カ所(SBO時の給電: 否)</p> <p>《容器温度計》 なし</p> <p>《事故時炉内水位計》 原子炉容器水位計: 0~100%(原子炉容器下端~上端): 1系統(SBO時の給電: 可)</p> <p>《事故時炉内圧力計》 1次冷却材圧力計: 0~21MPa; 2系統(SBO時の給電: 可)</p> <p>《格納容器雰囲気モニタ》 格納容器高レンジエリアモニタ(低レンジ); 測定レンジ: $10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$; 2系統 格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ); 測定レンジ: $10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$; 2系統 (SBO時の給電: 可)</p> <p>《エリアモニタ》 原子炉建屋、原子炉補助建屋、廃棄物処理建屋に設置(SBO時の給電: 可)</p> <p>【3号機】</p> <p>《炉内温度計》 測定レンジ: 40~1300°C; 炉心出口に39カ所(SBO時の給電: 否)</p> <p>《容器温度計》 なし</p> <p>《事故時炉内水位計》 原子炉容器水位計: 0~100%(原子炉容器下端~上端): 1系統(SBO時の給電: 否)</p> <p>《事故時炉内圧力計》 1次冷却材圧力計: 0~21MPa; 2系統(SBO時の給電: 可)</p> <p>《格納容器雰囲気モニタ》 格納容器高レンジエリアモニタ(低レンジ); 測定レンジ: $10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$; 2系統 格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ); 測定レンジ: $10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$; 2系統 (SBO時の給電: 可)</p> <p>《エリアモニタ》 原子炉建屋、原子炉補助建屋に設置(SBO時の給電: 否)</p> <p>【共用】</p> <p>《モニタリングポスト》 モニタリングポスト7箇所、モニタリングステーション1箇所 (SBO時の給電: 否) ※SBO時は可搬式モニタリングポスト等により測定</p>	<p>〈監視装置〉 ITVカメラを設置済み。</p> <p>1号機 エリア監視用 3台 機器監視用 10台</p> <p>2号機 エリア監視用 3台 機器監視用 8台</p> <p>3号機 エリア監視用 4台 機器監視用 11台 (SBO時の給電: 否)</p>

2. 計測制御設備の概要(2/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	(参考) 格納容器内の状態監視
		スペック・電源	遠隔監視設備
東北	東通	<p>《炉内温度計》 冷却材温度(PLR入口, CUW入口)5カ所:0~300°C (非常用交流電源[SBO時も大容量電源装置等より給電可])</p> <p>《原子炉圧力容器温度計》 熱電対:28箇所:0~300°C (非常用交流電源[SBO時も大容量電源装置等より給電可])</p> <p>《事故時原子炉水位計》 燃料域:-3800~+1300mm(2系統) (直流電源[SBO時も給電可])</p> <p>《事故時原子炉圧力計》 広帯域:0~10MPa(2系統) (直流電源[SBO時も給電可])</p> <p>《格納容器雰囲気モニタ:CAMS》 測定レンジ:10~10⁸mSv/h(2系統:4箇所測定) (非常用交流電源[SBO時も大容量電源装置等より給電可])</p> <p>《モニタリングポスト》 8箇所 (非常用交流電源[SBO時も大容量電源装置等より給電可])</p> <p>《事故時原子炉格納容器温度計》 測定レンジ:0~300°C(1系統:11箇所測定) (直流電源[SBO時も給電可])</p> <p>《事故時原子炉格納容器圧力計》 広帯域:0~1MPa[abs](1系統) (直流電源[SBO時も給電可])</p> <p>《S/C雰囲気温度》 測定レンジ:0~200°C(1系統:4箇所測定) (非常用交流電源[SBO時も大容量電源装置等より給電可])</p> <p>《S/C圧力》 0~1MPa[abs](1系統) (直流電源[SBO時も給電可])</p> <p>《エリア放射線モニタ》 原子炉建屋、タービン建屋、サービス建屋(非常用交流電源[SBO時も大容量電源装置等より給電可])</p>	<p><監視装置> ITVカメラなし</p>

2. 計測制御設備の概要(3/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	(参考) 格納容器内の状態監視
		スペック・電源	遠隔監視設備
東北	女川	<p>【1号機】</p> <p>《炉内温度計》 冷却材温度(PLR入口, CUW入口)7カ所:0~300°C(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) 《原子炉压力容器温度計》熱電対:40箇所:0~300°C(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) 《事故時炉内水位計》 燃料域:-3,800~+5,000mm(2系統)(直流電源[SBO時も給電可]) 《事故時炉内圧力計》 広帯域:0~10MPa(5系統)(直流電源[SBO時も給電可]) 《格納容器雰囲気モニタ:CAMS》 測定レンジ:10~10⁸mSv/h:2系統(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) 《モニタリングポスト》6箇所(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) ※現在設置中の大容量電源装置の運用開始により給電可 《原子炉格納容器温度計》 測定レンジ:0~300°C(11箇所)(直流電源[SBO時も給電可]) 《事故時格納容器圧力計》 広帯域:0~1MPa[abs](1系統)(直流電源[SBO時も給電可]) 《S/C雰囲気温度》測定レンジ:0~200°C:4系統(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) 《S/C圧力》測定レンジ:0~1MPa:1系統(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) 《エリアモニタ》原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、制御建屋(非常用交流電源[SBOの給電否[※]])</p>	<p><監視装置> ITVカメラなし</p>
		<p>【2・3号機】</p> <p>《炉内温度計》 冷却材温度(PLR入口, CUW入口)5カ所:0~300°C(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) 《原子炉压力容器温度計》熱電対:28箇所:0~300°C(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) 《事故時炉内水位計》燃料域:-3,800~+1,300mm(2系統)(直流電源[SBO時も給電可]) 《事故時炉内圧力計》広帯域:0~10MPa(10系統)(直流電源[SBO時も給電可]) 《格納容器雰囲気モニタ:CAMS》測定レンジ:10~10⁸mSv/h(2系統)(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) ※現在設置中の大容量電源装置の運用開始により給電可</p> <p>《原子炉格納容器温度計》測定レンジ:0~300°C(1系統:11箇所)(直流電源[SBO時も給電可]) 《事故時格納容器圧力計》広帯域:0~1MPa[abs](1系統)(直流電源[SBO時も給電可]) 《S/C雰囲気温度》測定レンジ:0~200°C:4系統(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) 《S/C圧力》測定レンジ:0~1MPa:1系統(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) 《エリアモニタ》 2号機 原子炉建屋、タービン建屋、制御建屋(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]]) 3号機 原子炉建屋、タービン建屋、サービス建屋、制御建屋(非常用交流電源[SBO時の給電否[※]])</p>	

2. 計測制御設備の概要(4/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
東京	福島第一	<p> ≪原子炉温度計≫・12~24箇所(号機による)・0~300℃(SBO時の給電:否) ≪原子炉格納容器温度計≫・15~23箇所(号機による)・0~200℃ (SBO時の給電)(主盤計器)否:1~6号機(AM用)可:2/3/5/6号機 ≪原子炉水位計(燃料域)≫・2系統・-3000~5000mm(1号機)、-3700~5000mm(2/3/5号機)、-2500~5000mm(4号機) -3800~1300mm(6号機) (SBO時の給電:否:1号機、可:2~6号機) ≪原子炉圧力計≫・2系統・0~9MPa(1号機)、0~8.336MPa(2/5号機)、0~9.807MPa(3号機)、0~10MPa(4号機)、 0~11MPa(6号機) (SBO時の給電:可) ≪原子炉格納容器圧力計(AM用)≫・1系統・0~1Mpa abs (SBO時の給電:否:1,4号機、可:2,3,5,6号機) ≪サブプレッションプール圧力計(AM用)≫・1系統・0~0.981MPa[abs](1号機)、0~1MPa[abs](2/3/5/6号機) 0~1000kPa[abs](4号機) (SBO時の給電:否:1,4号機、可:2,3,5,6号機) ≪サブプレッションプール水位計(AM用)≫・1系統・-1~5m(1号機)、-1.5~4.8m(2/3/5号機)、-1.5~5m(4号機) -0.5~8.5m(6号機) (SBO時の給電:否:1,4号機、可:2,3,5,6号機) ≪サブプレッションプール温度計≫・2系統・0~150℃ (SBO時の給電:否) ≪格納容器雰囲気モニタ≫・2系統・10^{-2}~10^5Sv/h (SBO時の給電:否) ≪エリア放射線モニタ≫・測定範囲は場所による。 (SBO時の給電:否) ≪モニタリングポスト≫・8箇所、$10\sim 10^4$nGy/h(低線量用)、$10\sim 10^8$nGy/h(高線量用) (SBO時の給電:可) </p>	<p> ≪監視装置≫ ・ITVカメラなし </p>

2. 計測制御設備の概要(5/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
東京	福島第二	<p> ≪原子炉温度計≫・12～13箇所(号機による)・0～300℃ (SBO時の給電:否) ≪原子炉格納容器温度計≫・21～22箇所(号機による)・0～200℃ (SBO時の給電:否) ≪原子炉水位計(燃料域)≫・2系統・-3800～1300mm (SBO時の給電:可) ≪原子炉圧力計≫・2系統・0～10MPa (SBO時の給電:可) ≪原子炉格納容器圧力計(AM用)≫・1系統・0～1000kPa (SBO時の給電:号機により可) ≪サプレッションプール水位計(AM用)≫・1系統・-160～780cm(号機による) (SBO時の給電:号機により可) ≪格納容器雰囲気モニタ≫・2系統(D/W:2、S/P:2)・10^{-2}～10^5Sv/h (SBO時の給電:否) ≪モニタリングポスト≫・7箇所・10^{-4}nGy/h(低線量用),10^{-8}nGy/h(高線量用) (SBO時の給電:可) ≪エリアモニタ≫原子炉建物、タービン建物、制御室建物、廃棄物処理建物 (SBO時の給電:否) </p>	<p> 〈監視装置〉 ・ITVカメラ2台あり(PLRポンプメカシー ルパージ水流量変動(メカリーク)監視 用として1号機のみあり)。 (SBO時の給電:否) </p>

2. 計測制御設備の概要(6/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
東京	柏崎刈羽	<p> ≪原子炉温度計≫ ・12～15箇所(号機による) ・0～300℃ (SBO時の給電:否) ≪原子炉格納容器温度計≫ ・17～22箇所(号機による) ・0～200℃ (SBO時の給電:否) ≪原子炉水位計(燃料域)≫ ・2系統・-3800～1300mm(1～5号機) ・-4000～1300mm(6・7号機) (SBO時の給電:可) ≪原子炉圧力計≫ ・2系統 ・0～10MPa (SBO時の給電:可) ≪原子炉格納容器圧力計(AM用)≫ ・1系統・0～1000kPa (SBO時の給電:号機により可) ≪サブレーションプール水位計(AM用)≫ ・1系統・-160～550cm(号機による) (SBO時の給電:号機により可) ≪格納容器雰囲気モニタ≫ ・2系統(D/W:2、S/P:2) ・10^{-2}～10^5Sv/h (SBO時の給電:否) ≪モニタリングポスト≫ ・7箇所 ・0～10^4nGy/h(低線量用) 0～10^8nGy/h(高線量用) (SBO時の給電:可) ≪エリアモニタ≫ 原子炉建物、タービン建物、制御室建物、廃棄物処理建物 (SBO時の給電:K6以外可) </p>	<p> 〈監視装置〉 ・ITVカメラなし。 </p>

2. 計測制御設備の概要(7/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	(参考) 格納容器内の状態監視
		スペック・電源	遠隔監視設備
中部	浜岡	<p>【1, 2号】 《エリアモニタ》<1号>原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、復水ろ過脱塩装置建屋、希ガス建屋に設置。(SBO時、原子炉建屋、廃棄物処理建屋、希ガス各建屋の一部給電可(バッテリーによる)) <2号>原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に設置。(SBO時、原子炉建屋、廃棄物処理建屋の一部給電可(バッテリーによる))</p>	<p><監視装置> 格納容器内に以下のITV設置済み</p> <p>3号機:5台(SBO時の給電:否) ・PLRメカリーク漏えい監視:4台 ・MSIV動作・漏えい監視:1台</p>
		<p>【3, 4号】 《炉内温度計》 ・熱電対 PLR入口:2箇所:0~300°C(SBO時給電可) RPVボトム:1箇所:0~300°C(SBO時給電否) ・RTD PLR入口:2箇所:200~300°C(SBO時給電否) 《容器温度計》・熱電対 14箇所:0~300°C(SBO時給電否) 《D/W内温度計》・熱電対 14箇所:0~200°C(SBO時給電否) 《S/C水温計》・熱電対 32箇所:0~150°C(SBO時給電否) 《事故時炉内水位計》・原子炉水位燃料域(A)(B):-3800~1300mm;2系統(SBO時給電可(1系統のみ供給)) 《事故時炉内圧力計》・原子炉圧力広帯域:0~12MPa;2系統(SBO時給電可(1系統のみ供給)) 《D/W圧力》広帯域:0~1MPa[abs];1系統(SBO時給電可) 《S/C圧力》0~1MPa[abs];1系統(SBO時給電可) 《格納容器雰囲気モニタ:CAMS》D/W CAMS γ線線量率(A)(B):$1 \times 10^{-2} \sim 1 \times 10^5$Sv/h;2系統(SBO時給電可(1系統のみ供給)) 《エリアモニタ》原子炉建屋、タービン建屋、補助建屋に設置。(3号機:SBO時、原子炉建屋の一部給電可(バッテリーによる)、4号機:SBO時給電可(バッテリーによる))</p>	<p>4号機:7台(SBO時の給電:否) ・PLRメカリーク漏えい監視:6台 ・MSIV動作・漏えい監視:1台</p> <p>5号機:3台(SBO時の給電:否) ・D/W機器漏えい監視(D/Wサンプ):1台 ・MSIV動作・漏えい監視:2台</p>
		<p>【5号】 《炉内温度計》・RTD RPVボトム:2箇所:0~300°C(SBO時給電可)(RPVボトム) 《容器温度計》・熱電対 15箇所:0~300°C(SBO時給電否) 《D/W内温度》・熱電対 10箇所:0~300°C(SBO時給電否) ・熱電対 17箇所:0~200°C(SBO時給電否) ・熱電対 4箇所:0~150°C(SBO時給電否) 《S/C水温》・熱電対 48箇所:0~150°C(SBO時給電可(1系統(12箇所)のみ供給)) 《事故時炉内水位計》・原子炉水位燃料域(A)(B):-4000~1300mm;2系統(SBO時給電可(1系統のみ供給)) 《事故時炉内圧力計》・原子炉圧力広帯域:0~10MPa;2系統(SBO時給電可(1系統のみ供給)) 《D/W圧力》広帯域:0~500kPa[abs];2系統(SBO時給電否) 《S/C圧力》0~1MPa[abs];1系統(SBO時給電可) 《格納容器雰囲気モニタ:CAMS》・D/W放射線レベル(A)(B):$1 \times 10^{-2} \sim 1 \times 10^5$Sv/h;2系統(SBO時給電否)・S/C放射線レベル(A)(B):$1 \times 10^{-2} \sim 1 \times 10^5$Sv/h;2系統(SBO時給電否) 《エリアモニタ》原子炉建屋、タービン建屋、補助建屋に設置。(SBO時給電可(バッテリーによる))</p>	
		<p>【共用】 《モニタリングポスト》・7箇所(SBO時給電可<無停電電源装置 約10時間供給可>)</p>	



2. 計測制御設備の概要(8/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
北陸	志賀	<p><炉内温度計></p> <ul style="list-style-type: none"> ・1号:冷却材温度(PLR入口, CUW入口):3系統:0~300°C(SBO時給電:可(2系統)(電源車)) ・2号:冷却材温度(CUW入口):2系統:0~300°C(SBO時給電:否) <p><容器温度計></p> <ul style="list-style-type: none"> ・1号:熱電対:11系統:0~300°C(SBO時給電:可(電源車)) ・2号:熱電対:15系統:0~300°C(SBO時給電:可(電源車)) <p><事故時炉内水位計></p> <ul style="list-style-type: none"> ・1号:燃料域水位:-8000~-3000mm:2系統(SBO時給電:可(蓄電池, 電源車)) ・2号:燃料域水位:-4000~1300mm:2系統(SBO時給電:可(蓄電池, 電源車)) <p><事故時炉内圧力計></p> <ul style="list-style-type: none"> ・1号:0~10MPa:3系統(SBO時給電:可(蓄電池, 電源車)) ・2号:0~10MPa:5系統(SBO時給電:可(3系統)(蓄電池, 電源車)) <p><格納容器雰囲気放射線モニタ></p> <ul style="list-style-type: none"> ・1号:測定レンジ10-2~105 Sv/h:2系統(SBO時給電:可(1系統)(電源車)) ・2号:測定レンジ10-2~105 Sv/h:2系統(SBO時給電:可(電源車)) <p><モニタリングポスト></p> <p>低レンジ, 高レンジ:各7系統:低レンジ:10-2~105 μ Gy/h, 高レンジ:10-2~105 μ Gy/h (SBO時給電:否(SBO時はモニタリングカーで測定可))</p> <p><エリア放射線モニタ></p> <p>原子炉建屋, タービン建屋, 廃棄物処理建屋(SBO時給電:可(原子炉建屋(一部), タービン建屋(一部))(蓄電池, 電源車), 否(廃棄物処理建屋))</p> <p><格納容器温度計></p> <ul style="list-style-type: none"> ・1号:D/W温度:0~200°C:45系統(SBO時給電:可(5系統)(電源車)) S/C温度(水温):0~150°C:13系統(SBO時給電:可(蓄電池, 電源車)) ・2号:D/W温度:0~200, 0~300°C:54系統(SBO時給電:可(12系統)(電源車)) S/C温度(水温):0~150°C:48系統(SBO時給電:可(蓄電池, 電源車)) <p><格納容器圧力計></p> <ul style="list-style-type: none"> ・1号:D/W圧力:0~600kPa abs:2系統(SBO時給電:可(蓄電池, 電源車)) S/C圧力:0~600kPa abs:2系統(SBO時給電:可(蓄電池, 電源車)) ・2号:D/W圧力:-100~400kPa:2系統(SBO時給電:可(蓄電池, 電源車)) S/C圧力:-100~400kPa:2系統(SBO時給電:可(蓄電池, 電源車)) 	<p><監視装置></p> <ul style="list-style-type: none"> ・2号機にITVカメラ(主蒸気隔離弁, 原子炉冷却材再循環ポンプ監視用)を3台設置済み。(SBO時の給電:否)

2. 計測制御設備の概要(9/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
関西	美浜	<p>《炉内温度計》 測定レンジ: 40~1300℃ SBO時の給電可否: 否 炉心出口に13カ所</p> <p>《容器温度計》 なし</p> <p>《原子炉水位計》 測定レンジ: 原子炉容器~上部炉心板(6点) SBO時の給電可否: 可(蓄電池、非常用空冷発電装置) チャンネル数: 1ch</p> <p>《1次系冷却材圧力計》 測定レンジ: 0~20.6MPa SBO時の給電可否: 可(蓄電池、非常用空冷発電装置) チャンネル数: 2ch</p> <p>《格納容器内高レンジエリアモニタ》 測定レンジ: $10^3 \sim 10^8$ mSv/h SBO時の給電可否: 可(蓄電池、非常用空冷発電装置) チャンネル数: 2ch</p> <p>《モニタリングポスト》 6箇所(SBO時の給電可否: 可)</p>	<p><監視装置> ・機器の状態確認用のITVカメラを3.11以前より設置済み。 1号機: 16台、2号機: 16台 3号機: 16台 (SBO時の給電: 否)</p>

2. 計測制御設備の概要(10/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
関西	大飯	<p>《炉内温度計》 測定レンジ: 40~1300℃ SBO時の給電可否: 否 炉心出口に13カ所(1,2号機) 炉心出口に50カ所(3,4号機)</p> <p>《容器温度計》 なし</p> <p>《原子炉水位計》 測定レンジ: 原子炉容器~上部炉心板(6点) SBO時の給電可否: 可(蓄電池、非常用空冷発電装置)(1、2号機)、否(3、4号機) チャンネル数: 1ch</p> <p>《1次系冷却材圧力計》 測定レンジ: 0~20.6MPa SBO時の給電可否: 可(蓄電池、非常用空冷発電装置) チャンネル数: 2ch</p> <p>《格納容器内高レンジエアモニタ》 測定レンジ: $10^3 \sim 10^8$ mSv/h SBO時の給電可否: 可(蓄電池、非常用空冷発電装置) チャンネル数: 2ch</p> <p>《モニタリングポスト》 6箇所(SBO時の給電可否: 可)</p>	<p><監視装置> ・機器の状態確認用のITVカメラを3.11以前より設置済み。 1号機: 25台、2号機: 25台 3号機: 19台、4号機: 19台 (SBO時の給電: 否)</p>

2. 計測制御設備の概要(11/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
関西	高浜	<p>《炉内温度計》 測定レンジ:40~1300℃ SBO時の給電可否:否 炉心出口に13カ所(1,2号機) 炉心出口に39カ所(3,4号機)</p> <p>《容器温度計》 なし</p> <p>《原子炉水位計》 測定レンジ:原子炉容器~上部炉心板(6点)(1、2号機)、0~100%(3、4号機) SBO時の給電可否:可(蓄電池、非常用空冷発電装置) チャンネル数: 1ch</p> <p>《1次系冷却材圧力計》 測定レンジ:0~20.6MPa SBO時の給電可否:可(蓄電池、非常用空冷発電装置) チャンネル数: 2ch</p> <p>《格納容器内高レンジエアモニタ》 測定レンジ:10³~10⁸mSv/h SBO時の給電可否:可(蓄電池、非常用空冷発電装置) チャンネル数: 2ch</p> <p>《モニタリングポスト》 6箇所(SBO時の給電可否:可)</p>	<p><監視装置> ・機器の状態確認用のI TVカメラを3.11以前より 設置済み。 1号機:20台、2号機:20台 3号機:27台、4号機:27台 (SBO時の給電:否)</p>

2. 計測制御設備の概要(12/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
中国	島根	<p>《炉内温度計》 炉心出口に熱電対5カ所: 0~300°C(SBO時の給電可) 炉心入口に熱電対5カ所: 0~300°C(SBO時の給電可) 0~250°C[一部](SBO時の給電可)</p> <p>《容器温度計》 熱電対: 26箇所: 0~300°C(SBO時の給電可) -150~150°C(一部)(SBO時の給電可)</p> <p>《事故時炉内水位計》 燃料域水位計: 指示計-850~150cm: 2系統(SBO時の給電可) 記録計-850~150cm: 2系統(SBO時の給電可)</p> <p>《事故時炉内圧力計》 事故時圧力計: 指示計0~10MPa: 1系統(SBO時の給電可) 事故時圧力計: 記録計0~10MPa: 1系統(SBO時の給電可)</p> <p>《格納容器雰囲気モニタ: CAMS》 測定レンジ: 0.01~100000Sv/h; 2系統(1系統あたりD/W, S/C)(SBO時の給電可)</p> <p>《モニタリングポスト》6箇所(SBO時の給電可)</p> <p>《原子炉格納容器温度計》 熱電対: 28箇所(D/W: 24箇所, S/C: 4箇所): 記録計0~200°C(SBO時の給電可) 指示計0~200°C(SBO時の給電可)</p> <p>《原子炉格納容器圧力計》 圧力計: 指示計0~500kPa: 2系統(SBO時の給電可) 圧力計: 記録計0~500kPa: 1系統(SBO時の給電可)</p> <p>《エリアモニタ》原子炉建物, タービン建物, 制御室建物, 廃棄物処理建物(SBO時の給電可)</p> <p>[補足説明]・《容器温度計》の箇所数は, 記録計へ入力・監視している数で, 予備は含まない</p>	<p><監視装置> ITVカメラなし</p>
中国	島根	<p>《炉内温度計》 炉心出口に熱電対または測温抵抗体8カ所: 0~300°C(SBO時の給電可) 炉心入口に熱電対または測温抵抗体7カ所: 0~300°C(SBO時の給電可) 0~250°C(SBO時の給電可)</p> <p>《容器温度計》熱電対: 17箇所: 0~300°C(SBO時の給電可)</p> <p>《事故時炉内水位計》燃料域水位計: 記録計-400~150cm: 2系統(SBO時の給電可)</p> <p>《事故時炉内圧力計》 事故時圧力計: 指示計0~8.5MPa: 1系統(SBO時の給電可) : 記録計0~10MPa: 2系統(SBO時の給電可)</p> <p>《格納容器雰囲気モニタ: CAMS》 測定レンジ: 0.01~100000Sv/h; 2系統(1系統あたりD/W, S/C)(SBO時の給電可)</p> <p>《モニタリングポスト》1, 2号共用</p> <p>《原子炉格納容器温度計》 熱電対: 46箇所(D/W: 30箇所, S/C: 16箇所): 記録計0~200°C(SBO時の給電可) 指示計0~200°C(SBO時の給電可)</p> <p>《原子炉格納容器圧力計》圧力計: 記録計0~600kPa[abs]: 2系統(SBO時の給電可)</p> <p>《エリアモニタ》原子炉建物, タービン建物, 制御室建物, 廃棄物処理建物(SBO時の給電可)</p> <p>[補足説明]・《容器温度計》の箇所数は, 記録計へ入力・監視している数で, 予備は含まない</p>	

2. 計測制御設備の概要(13/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
四国	伊方	<p>《炉内温度計》 1/2号:各号機26箇所:40~1300℃ (SBO時の給電可) 3号:39箇所:40~1300℃ (SBO時の給電可) 《容器温度計》 なし 《事故時炉内水位計》 原子炉水位計 1/2号:各号機1チャンネル:原子炉容器下端~上端 (SBO時の給電可) 3号:1チャンネル:原子炉容器下端~上端(SBO時の給電可) 《事故時炉内圧力計》 1次冷却材圧力計 各号機2チャンネル:(0~21MPa) (SBO時の給電可) 《格納容器雰囲気モニタ:CAMS》 原子炉格納容器内高レンジエアモニタ 低レンジ:10⁰~10⁴ μSv/h;各号機2チャンネル 高レンジ:10³~10⁸ mSv/h;各号機2チャンネル (SBO時の給電可) 《モニタリングポスト》 ・モニタリングステーション(1箇所) ・モニタリングポスト(4箇所) (SBO時の給電否) (平成24年度上期UPS設置予定) ※SBO時は可搬式モニタリングポスト等により測定 《エアモニタ》 各号機原子炉建家(屋)、原子炉補助建家(屋)に設置(SBO時の給電可)</p>	<p><監視装置> ・機器の状態等確認用のITVカメラを3.11以前より設置済み。 1号機:28台 2号機:16台 3号機:22台 (SBO時の給電:否)</p>

2. 計測制御設備の概要(14/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
九州	玄海	<p>《炉内温度計》 1次冷却材温度計(広域) 1/2号: 炉心出口、炉心入口に各2カ所づつ:0~350°C (SBO時の給電可) 3/4号: 炉心出口、炉心入口に各4カ所づつ:0~400°C (SBO時の給電可) 《容器温度計》 なし 《事故時炉内水位計》 原子炉水位計 各号機1チャンネル:原子炉容器 0%~100% (SBO時の給電可) 《事故時炉内圧力計》 1次冷却材圧力計 各号機2チャンネル:0~21MPa (SBO時の給電可) 《格納容器雰囲気モニタ》 原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ 低レンジ:10²~10⁷μSv/h:各号機2チャンネル 高レンジ:10³~10⁸mSv/h:各号機2チャンネル (SBO時の給電可) 《モニタリングポスト》 モニタリングステーション1箇所、モニタリングポスト2箇所 低レンジ:10¹~10⁵nGy/h 高レンジ:10²~10⁸nGy/h (SBO時の給電可) 《エリアモニタ》 1/2号: 原子炉格納容器、原子炉補助建屋(SBO時の給電可) 3/4号: 原子炉格納容器、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋(SBO時の給電可)</p>	<p><監視装置> ・機器の状態確認用のITVカメラを3.11以前より設置済。 1号機:19台、2号機:21台、3号機:30台、4号機:30台 (SBO時の給電:否)</p>

2. 計測制御設備の概要

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
九州	川内	<p>《炉内温度計》 1次冷却材温度計(広域) 炉心出口、炉心入口に各3カ所ずつ:0~400℃ (SBO時の給電可)</p> <p>《容器温度計》 なし</p> <p>《事故時炉内水位計》 原子炉水位計 各号機1チャンネル:原子炉容器 0%~100% (SBO時の給電可)</p> <p>《事故時炉内圧力計》 1次冷却材圧力計 各号機2チャンネル:0~21MPa (SBO時の給電可)</p> <p>《格納容器雰囲気モニタ》 格納容器内高レンジエリアモニタ 低レンジ:10²~10⁷μSv/h 各号機2チャンネル 高レンジ:10³~10⁸mSv/h 各号機2チャンネル (SBO時の給電可)</p> <p>《モニタリングポスト》 モニタリングステーション2箇所、モニタリングポスト3箇所 低線量:10¹~10⁵nGy/h 高線量:10⁴~10⁸nGy/h (SBO時の給電を検討中)</p> <p>※SBO時は可搬型モニタリングポスト等により測定可能</p> <p>《エリアモニタ》 原子炉格納容器、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、制御建屋(SBO時の給電可)</p>	<p><監視装置> ・機器の状態確認用のITVカメラを 3.11以前より設置済。 1号機:25台、2号機:25台 (SBO時の給電:否)</p>

2. 計測制御設備の概要(15/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
日本原電	敦賀1	<p>《炉内温度計》 PLRポンプ入口に各1ヶ所づつ(計3本):0 ~ 300°C(SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《容器温度計》 熱電対:15箇所:0 ~ 300°C(SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《事故時炉内水位計》 燃料域水位計:-3800 ~ 4500mm:2系統(SBO時の給電可(蓄電池)+(電源車))</p> <p>《事故時炉内圧力計》 事故時圧力計:0 ~ 9.807MPa;2系統(SBO時の給電可(蓄電池)+(電源車))</p> <p>《格納容器雰囲気モニタ:CAMS》 測定レンジ:$10^{-2} \sim 10^5$Sv/h;2系統(計4台)(SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《D/W温度計》 熱電対:27箇所:0 ~ 200°C(SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《D/W圧力計》 測定レンジ:0 ~ 10kg/cm²[abs];2系統(SBO時の給電可(蓄電池)+(電源車))</p> <p>《S/C温度計》 熱電対:12箇所:0 ~ 200°C(SBO時の給電可(蓄電池)+(電源車))</p> <p>《S/C圧力計》 測定レンジ:0 ~ 10kg/cm²[abs];1系統(SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《エリアモニタ設置建屋》 サービス建屋, 原子炉建屋, タービン建屋, 廃棄物処理建屋, 新廃棄物処理建屋(SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《モニタリングポスト中央監視》 3箇所:低レンジ10~104nGy/h, 高レンジ103~108nGy/h;(SBO時の給電可(蓄電池)+(電源車))</p>	<p>《監視装置》 ・ITVカメラを5台設置済み。 (SBO時給電:否) 設置目的: ①PLRポンプメカニカル監視用3台 ②ペDESTAL内監視用1台 ③MSIV状態確認用1台</p>
	敦賀2	<p>《炉内温度計》 炉心出口、炉心入口に各1ヶ所づつ(計8本):0 ~ 400°C(SBO時の給電可(蓄電池)+(電源車))</p> <p>《容器温度計》なし</p> <p>《事故時炉内水位計》 原子炉水位計:0 ~ 100%;1系統(SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《事故時炉内圧力計》 事故時圧力計:(0 ~ 20.6MPa);2系統(SBO時の給電可(蓄電池)+(電源車))</p> <p>《格納容器エリアモニタ》 測定レンジ:$10^{-1} \sim 10^4$ mSv/h, $10^3 \sim 10^8$ mSv/h;各2系統(計4台)(SBO時の給電可(蓄電池)+(電源車))</p> <p>《エリアモニタ設置建屋》 原子炉建屋, 原子炉補助建屋, 燃料取扱棟, アスファルト固化建屋, 雑固体処理建屋(SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《モニタリングポスト中央監視》 3箇所:低レンジ10~10⁴nGy/h, 高レンジ10³~10⁸nGy/h;(SBO時の給電可(電源車))</p> <p>【共通】 《モニタリングポスト局舎》 3箇所(局舎用電源(2号機常用系)、SBO時の給電可(蓄電池)+(電源車))</p>	<p>《監視装置》 ・ITVカメラを31台設置済み。 (SBO時給電:否) 設置目的: ①RCPモータ油面計監視用4台 ②RCPメカニカル監視用4台 ③各エリア監視用23台</p>

2. 計測制御設備の概要(16/16)

		計装設備	
		温度、水位、圧力、放射線(CAMS)、モニタリングポストについて	格納容器内の状態監視設備の有無
		スペック・電源	遠隔監視設備
日本原電	東海第二	<p>《炉内温度計》 PLRポンプ入口に各1系統(計2系統) 測定レンジ:0°C ~ 300°C (SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《容器温度計》 測定レンジ:0°C ~ 300°C 熱電対:12箇所 (SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《事故時炉内水位計》 燃料域水位計: 測定レンジ:-3800mm ~ +1300mm:2系統 (SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《事故時炉内圧力計》 事故後圧力監視計: 測定レンジ:0 ~ 10.5MPa (SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《格納容器雰囲気モニタ:CAMS》 測定レンジ:0 ~ 10×E8 mSv/h:2系統 (SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《D/W温度計》 測定レンジ:0 ~ 150°C (SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《D/W圧力計》 測定レンジ:0 ~ 500kPa abs (SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《S/P温度計》 測定レンジ:0 ~ 100°C (SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《S/P圧力計》 測定レンジ:0 ~ 500kPa abs (SBO時の給電可(電源車))</p> <p>《エリアモニタ設置建屋》 原子炉建屋, タービン建屋, 複合建屋, 廃棄物処理建屋, 廃棄物処理建屋増強設備, ドライキャスク建屋, ドラムヤードA棟 (SBO時の給電可(電源車))</p> <p>ドラムヤードB棟(SBO時の給電:否)</p> <p>《モニタリングポスト》 5箇所 測定レンジ:低レンジ10 ~ 10×E5 nGy/h, 高域レンジ10×E-8 Gy/h ~ 10×E-1 Gy/h (SBO時の給電可(蓄電池)+(電源車))</p>	<p>《監視装置》 ・ITVカメラを2台設置済み。 (SBO時給電:否) 設置目的: PLRポンプメカリーク監視用2台</p>

使用済燃料貯蔵施設の概要

3. 使用済燃料貯蔵施設の概要(1/5)

○各事業者とも使用済燃料貯蔵施設について、SBO時には緊急安全対策において整備した仮設ポンプ及びホースにて冷却水を供給する対策を実施している。なお、一部の事業者においては電源車等により冷却ポンプの稼働が可能となっている。

使用済燃料貯蔵施設					
	設置場所		使用済燃料体保管状況	冷却ポンプ、電源	緊急安全対策によるSBO時の冷却手段
	位置		体数	性能	仮設ポンプ及びホース接続による冷却
北海道	泊	<使用済燃料ピット> 1号機 原子炉建屋4階(TP. 31.3m) 2号機 原子炉建屋4階(TP. 31.3m) 3号機 原子炉建屋4階(TP. 33.1m)	<使用済燃料ピット> 1号機:409体 2号機:476体 3号機:96体	1号機～3号機 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 容量 280m ³ /h、揚程 65m 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(125V)	<ポンプ> 1号:可搬式ポンプ30m ³ /h×2台 2号:可搬式ポンプ30m ³ /h×2台 3号:可搬式ポンプ30m ³ /h×4台 1～3号共用:可搬式ポンプ45m ³ /h×3台、180m ³ /h×1台、30m ³ /h×6台、消防車48m ³ /h×2台 <ホース> 2,710m(20m×136本 相当)
東北	東通	<使用済燃料プール> 原子炉建屋3階(約TP. 20m)	<使用済燃料プール> 600体	1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) 計測制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	<ポンプ> 消防車120m ³ /h×2台 <ホース> 1,600m(20m×80本) 燃料プール冷却浄化系ポンプ(電源車からの給電)
東北	女川	<燃料プール> 1号機:原子炉建屋5階(OP. 44.7m) 2号機:原子炉建屋3階(OP. 33.2m) 3号機:原子炉建屋3階(OP. 33.2m)	<燃料プール> 1号機:453体 2号機:1823体 3号機:1266体	1号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) 2号機、3号機 非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) 計測制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	<ポンプ> 120m ³ /h×2台(消防車) <ホース> 約2000m(20m×100本) 燃料プール冷却浄化系ポンプ(電源車からの給電)

3. 使用済燃料貯蔵施設の概要(2/5)

使用済燃料貯蔵施設					
	設置場所	使用済燃料体保管状況	冷却ポンプ、電源	緊急安全対策等によるSBO時の冷却手段	
		位置	体数	性能	仮設ポンプ及びホース接続
東京	福島第一	<燃料プール> 1号機 原子炉建屋5階(O.P. 38.905m) 2号機 原子炉建屋5階(O.P. 39.92m) 3号機 原子炉建屋5階(O.P. 39.92m) 4号機 原子炉建屋5階(O.P. 39.92m) 5号機 原子炉建屋5階(O.P. 42.92m) 6号機 原子炉建屋6階(O.P. 51.50m) <共用プール> 運用補助共用施設3階(O.P. 20.20m) <ドライキャスク> 使用済燃料輸送容器保管設備1階(O.P. 4.65m)	<燃料プール(平成22年12月末時点)> 1号:292体 2号:587体 3号:514体 4号:1331体 5号:946体 6号:876体 <共用プール(平成23年3月11日時点)> 6375体 <ドライキャスク(平成23年3月11日時点)> 408体	<燃料プール> 1号機~5号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機 論理電源:計装用電源(120V)通常電源:所内交流電源系 6号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機 計測制御電源:所内交流電源系, 非常用ディーゼル発電機 <共用プール> 水冷 1系統/2台 通常:所内交流電源 <ドライキャスク> 空冷	対策対象外
	福島第二	<燃料プール> 1号機 原子炉建屋6階(O.P. 50.5m) 2号機 原子炉建屋6階(O.P. 50.5m) 3号機 原子炉建屋6階(O.P. 50.5m) 4号機 原子炉建屋6階(O.P. 50.5m)	<燃料プール> 1号機:1570体 2号機:1638体 3号機:1596体 4号機:1672体	1号機~4号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) 計測制御電源:所内交流電源系, 非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	<ポンプ> 120m ³ /h×3台(消防車) <ホース> 2,000m(20m×100本) 残留熱除去系ポンプによるSFP冷却電源 供給元はガスタービン発電機車
	柏崎刈羽	<燃料プール> 1号機 原子炉複合建屋3階(TP. 18.0m) 2号機 原子炉建屋3階(TP. 18.0m) 3号機 原子炉建屋3階(TP. 18.0m) 4号機 原子炉建屋3階(TP. 18.0m) 5号機 原子炉建屋4階(TP. 33.0m) 6号機 原子炉建屋4階(TP. 31.7m) 7号機 原子炉建屋4階(TP. 31.7m)	<燃料プール> 1号機:1987体 2号機:2523体 3号機:1695体 4号機:2424体 5号機:1754体 6号機:2150体 7号機:2527体	1号機~3号機、5号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機(480V) 計測制御電源:所内交流電源系, 非常用ディーゼル発電機(480V) 4号機、6号機、7号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) 計測制御電源:所内交流電源系, 非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	<ポンプ> 1,2号:消防車約60m ³ /h×1台 3号:消防車約60m ³ /h×1台 4号:消防車約60m ³ /h×1台 5,6号:消防車約120m ³ /h×1台 7号:消防車約50m ³ /h×1台 <ホース> 2,080m(20m×104本) ・K1~K7:MUWC(復水補給水系)ポンプ または ・K1:FPMUW(燃料プール補給水系)ポンプ ・K2~K5:MUWF(燃料プール補給水系)ポンプ ・K6, K7:SPCU(圧力抑制室プール浄化系)ポンプ 電源供給元はガスタービン発電機車または電源車
原	保安院				

3. 使用済燃料貯蔵施設の概要(3/5)

使用済燃料貯蔵施設					
	設置場所		使用済燃料体保管状況	冷却ポンプ、電源	緊急安全対策によるSBO時の冷却手段
	位置		体数	性能	仮設ポンプ及びホース接続
中部	浜岡	<燃料プール> 1号:原子炉建屋5階(T.P.35.7m) 2号:原子炉建屋5階(T.P. 35.7m) 3号:原子炉建屋4階(T.P. 33.8m) 4号:原子炉建屋4階(T.P. 33.8m) 5号:原子炉建屋5階(T.P. 34.9m)	1号:1本 2号:1164本 3号:2110本 4号:1977本 5号:1373本	3号機~5号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) 計測制御電源:所内交流電源系, 非常用ディーゼル発電機(6.9kV)	<ポンプ> 1,2号:可搬式ポンプ67.8 m ³ /h×2台 3号:可搬式ポンプ52.8 m ³ /h×2台 4号:可搬式ポンプ52.8 m ³ /h×2台 5号:可搬式ポンプ52.8 m ³ /h×2台 <ホース> 約1,440m(20m×72本)
北陸	志賀	<燃料プール> 1号原子炉建屋4階(T.P. 37.6m) 2号原子炉建屋5階(T.P. 40.7m)	<燃料プール> 1号:736体 2号:268体	1号機、2号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機(460V) 計測制御電源:所内交流電源系, 非常用ディーゼル発電機(460kV)	<ポンプ車等> 1,2号共用:消防車84m ³ /h×1台 消防車 60m ³ /h×1台 可搬式ポンプ 60m ³ /h×1台 <ホース> 1,000m(20m×50本)
関西	美浜	<使用済燃料ピット オペフロ> 1号機:EL 10.1m 2号機:EL 10.1m 3号機:EL 32.3m	<使用済燃料ピット> 1号機:102体 2号機:319体 3号機:522体	1号機、2号機 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:非常用電源(440V/110V) 3号機 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:非常用電源(125V)	<ポンプ> 1号:可搬式ポンプ36m ³ /h×3台、 52.8m ³ /h×1台 2号:可搬式ポンプ36m ³ /h×6台、 52.8m ³ /h×1台 1,2号:可搬式ポンプ52.8m ³ /h×1台 3号:可搬式ポンプ36m ³ /h×3台、 52.8m ³ /h×4台 <ホース> 3,640m(20m×182本) 使用済み燃料ピット冷却系 (電源車からの給電)

3. 使用済燃料貯蔵施設の概要(4/5)

使用済燃料貯蔵施設					
	設置場所	使用済燃料体保管状況	冷却ポンプ、電源	緊急安全対策によるSBO時の冷却手段	
	位置	体数	性能	仮設ポンプ及びホース接続	
関西	大飯	<使用済燃料ピット オペフロ> 1/2号機:EL 31.6m 3号機:EL 33.6m 4号機:EL 33.6m	<使用済燃料ピット> 1/2号機:341体 3号機:1434体 4号機:1371体	1号機,2号機(共用) 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 運転用:非常用電源、非常用DG(460V) 操作回路用:非常用電源(129V) 3号機 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 駆動用:非常用電源(440V) 操作回路用:計装用電源(115V)/電源(110V)	<ポンプ> 1号:可搬式ポンプ46m ³ /h×3台 2号:可搬式ポンプ46m ³ /h×3台 1,2号:可搬式ポンプ48m ³ /h×3台 3号:可搬式ポンプ36m ³ /h×4台、48m ³ /h×4台 4号:可搬式ポンプ36m ³ /h×4台、48m ³ /h×4台 <ホース> 5,720m(20m×286本) 使用済み燃料ピット冷却系(電源車からの給電)
関西	高浜	<使用済燃料ピット オペフロ> 1号機:EL 32.3m 2号機:EL 32.3m 3号機:EL 32.8m 4号機:EL 32.8m	<使用済燃料ピット> 1号機:236体 2号機:257体 3号機:1025体 4号機:1403体	1号機,2号機 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 運転用:非常用電源、非常用DG(460V) 操作回路用:非常用電源(129V) 3号機,4号機 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 起動論理回路用:計装用電源(115V) 駆動用:非常用電源(6.9KV) 操作回路用:直流電源(129V)	<ポンプ> 1号:可搬式ポンプ46m ³ /h×4台、48m ³ /h×5台 2号:可搬式ポンプ46m ³ /h×6台、48m ³ /h×5台 3号:可搬式ポンプ46m ³ /h×9台、48m ³ /h×9台 4号:可搬式ポンプ46m ³ /h×7台、48m ³ /h×7台 <ホース> 8,280m(20m×414本) 使用済み燃料ピット冷却系(電源車からの給電)
中国	島根	<燃料プール> 1号:原子炉建屋5階(TP. 44m) 2号:原子炉建屋4階(TP. 42.8m)	<燃料プール> 1号機:722体 2号機:1956体	1号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 計測制御電源:所内交流電源系 2号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機 計装制御用:蓄電池(115V)	<ポンプ> 消防車142.8m ³ /h×1台、92.4m ³ /h×1台 可搬式ポンプ76.8m ³ /h×2台、72.6m ³ /h×1台、60m ³ /h×5台 <ホース> 1,980m(20m×99本)
四国	伊方	<燃料ピット> ・1,2号:原子炉補助建家5階EL. 32.2m ・3号:原子炉建屋4階EL. 32.3m	<燃料プール> 1号:144体 2号:209体 3号:1055体	1号機~3号機 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:非常用電源(125V)	<ポンプ> 消防車84m ³ /h×2台、可搬式ポンプ73.2m ³ /h×2台 <ホース> 3,200m(20m×160本) 使用済燃料ピットポンプ:電源車からの給電あり



3. 使用済燃料貯蔵施設の概要(5/5)

使用済燃料貯蔵施設					
	設置場所		使用済燃料体保管状況	冷却ポンプ、電源	緊急安全対策によるSBO時の冷却手段
	位置		体数	性能	仮設ポンプ及びホース接続
九州	玄海	<使用済燃料ピット> 1号 原子炉補助建屋1階(TP. 11.3m) 2号 原子炉補助建屋1階(TP. 11.3m) 3号 燃料取扱棟1階(TP. 11.3m) 4号 燃料取扱棟1階(TP. 11.3m)	1号 : 240体 2号 : 161体 3号 : 578体 4号 : 1036体	1号機～4号機 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 揚程 40m 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:非常用電源(125V)	<ポンプ> 可搬式ポンプ 1号:30.0m ³ /h×1台、46.8m ³ /h×1台 4.8m ³ /h×1台 2号:30.0m ³ /h×1台、46.8m ³ /h×1台 4.8m ³ /h×1台 3号:48.0m ³ /h×1台、46.8m ³ /h×1台 30.0m ³ /h×1台 4号:30.0m ³ /h×1台、46.8m ³ /h×1台 18.0m ³ /h×1台 <ホース> 約7,500m(20m相当×375本)
九州	川内	<使用済燃料ピット> 1号 燃料取扱建屋1階(TP. 13.3m) 2号 燃料取扱建屋1階(TP. 13.3m)	1号 : 1128体 2号 : 818体	1号機,2号機 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(129V)	<ポンプ> 可搬式ポンプ 1号:30.0m ³ /h×2台、7.8m ³ /h×1台 2号:30.0m ³ /h×2台、7.8m ³ /h×1台 <ホース> 約2,900m(20m相当×145本)
日本原電	敦賀	1号機 <燃料プール> ・原子炉建屋5階(TP. 31m) 2号機 <燃料プール:共用> ・燃料取扱棟1階(TP. 7m)	<1号機燃料プール> 1号 : 398体 <2号機燃料プール:共用> 1号 : 358体 2号 : 1287体	1号機 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機 論理電源:計装用電源(120V) 2号機 2系統/2台(使用済燃料ピットポンプ) 運転用:非常用電源、非常用DG(440V) 操作回路用:直流電源(129V)	<ポンプ> 1号:可搬式ポンプ67.8m ³ /h×2 2号:消防車120m ³ /h×2 可搬式ポンプ67.8m ³ /h×2 <ホース> 1号機:480m(20m×24本) 2号機:520m(20m×26本)
	東海第二	<燃料プール> ・原子炉建屋6階(TP. 46.5m) <ドライキャスク> ・ドライキャスク保管庫(TP. 8.3m)	<燃料プール> 2014体 <ドライキャスク> 915体	<燃料プール> 1系統/2台 通常電源:所内交流電源系 非常用電源:非常用ディーゼル発電機(6.9kV) 計測制御電源:所内交流電源系、非常用ディーゼル発電機(6.9kV) <ドライキャスク> ・空冷 通常:所内交流電源 非常用:非常用ディーゼル発電機 計装用電源:(上記同様) SBO時の給電可(蓄電池+電源車)	<ポンプ> 消防車168m ³ /h×2台、可搬式ポンプ60m ³ /h×1台 <ホース> 480m(24本) 燃料プール冷却ポンプ(電源車からの給電あり)
保安院					

平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震
による原子力発電所への影響検討について
(建築物・構造、機器・配管系の地震応答解析結果)
(東京電力(株)福島第一、第二原子力発電所)

平成23年12月9日
原子力安全・保安院

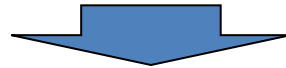
目次

1. 原子力安全・保安院の指示及び東京電力からの報告書の受領
2. 原子炉建屋基礎版上の地震観測記録について
3. 1 地震による原子炉建屋の影響評価の方針
3. 2 福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋の影響評価
3. 3 原子炉建屋の影響評価まとめ
4. 地震による原子炉建屋に付随する耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価
 4. 1 影響評価の概要
 4. 2 影響評価方針
 4. 3 大型機器連成地震応答解析の方針
 4. 4 影響評価方法
 4. 5 耐震安全上重要な主要施設の耐震性評価
 4. 6 影響評価
 4. 7 主要設備の耐震性評価結果
 4. 8 耐震安全上重要な設備の影響評価まとめ

1. 原子力安全・保安院の指示及び東京電力からの報告書の受領

原子力安全・保安院としての指示事項

○東京電力に対し、東北地方太平洋沖地震の揺れが福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋、耐震安全上重要な機器・配管系等に与えた影響に関して検討を指示。（「平成23年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成23・05・16 原院第6号 平成23年5月18日））



東北地方太平洋沖地震時の地震応答解析結果に関する報告書を東京電力より受領

- ・福島第一原子力発電所2号機及び4号機の原子炉建屋及び原子炉格納容器、原子炉圧力容器等
（平成23年6月17日）
- ・福島第一原子力発電所1号機及び3号機の原子炉建屋及び原子炉格納容器、原子炉圧力容器等
（平成23年7月28日）
- ・福島第一原子力発電所5号機及び6号機、福島第二原子力発電所全号機の原子炉建屋及び原子炉格納容器、原子炉圧力容器等
（平成23年8月17日）

○上記報告書において、東京電力は各号機の原子炉建屋基礎版上で取得された地震観測記録に基づく検討を実施し、原子炉建屋及び原子炉建屋に付随する特に重要な機器・配管系が地震時及び地震直後に安全機能を保持できる状態にあったと推定したとしている。

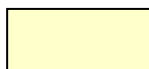
2. 原子炉建屋基礎版上における地震観測記録について

○本日のご説明では、東京電力から報告のあった建屋のうち、基礎版上の観測記録の最大加速度が、基準地震動Ssによる基礎版上の最大応答加速度を上回っている福島第一原子力発電所2号機、3号機及び5号機の解析結果※のうち最大の記録が得られた2号機を中心にご説明する。なお、その他号機(福島第二含む)の基礎版上の観測記録の最大加速度については、基準地震動Ssによる基礎版上の最大応答加速度を下回っている。

※9月29日第1回建築物・構造意見聴取会において2号機、3号機及び5号機の解析結果は報告済み

福島第一発電所原子炉建屋基礎版上における観測記録

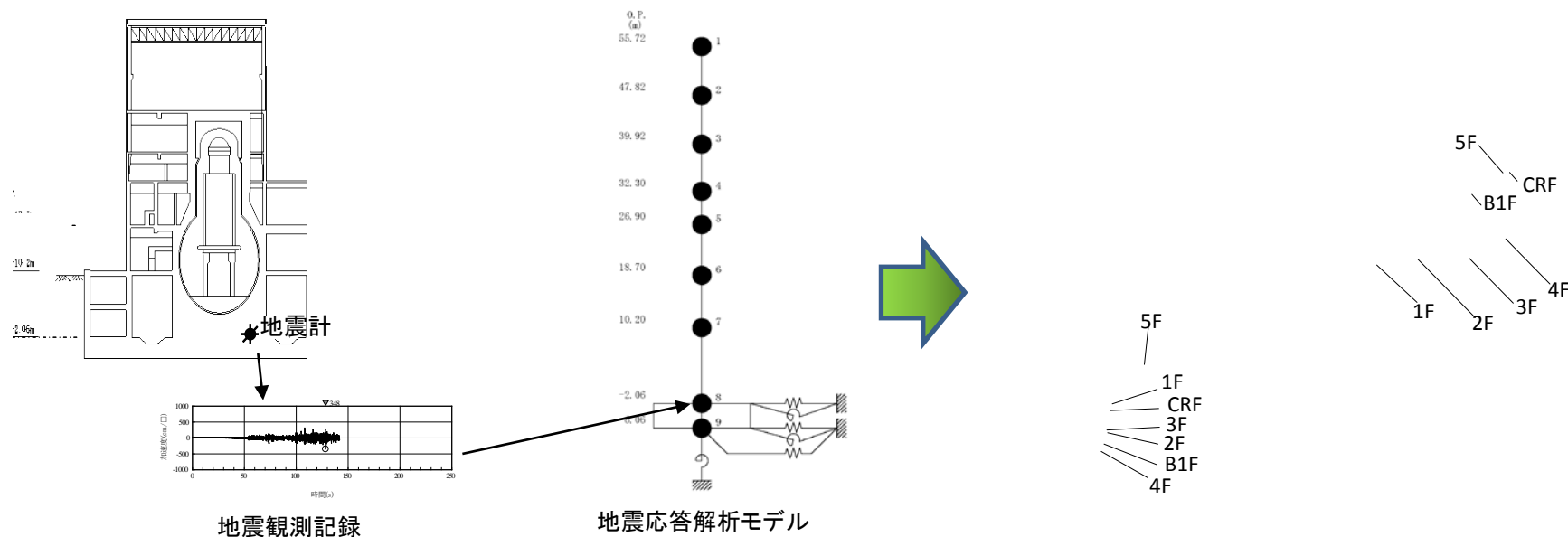
	観測記録の最大加速度 (Gal)			基準地震動Ssによる 基礎版上の 最大応答加速度(Gal)		
	南北	東西	鉛直	Ss-1	Ss-2	Ss-3
1号機	460	447	258	487	489	412
2号機	348	550	302	441	438	420
3号機	322	507	231	449	441	429
4号機	281	319	200	447	445	422
5号機	311	548	256	452	452	427
6号機	298	444	244	445	448	415



: 観測記録の最大加速度が基準地震動Ssによる最大応答加速度を上回った部分

3. 1 地震による原子炉建屋の影響評価の方針

- 原子炉建屋の影響評価にあたっては、基礎版上で取得された観測記録に基づいた地震応答解析を実施する。地震応答解析で用いるモデルは、『「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価』(以下、バックチェックという)で採用したモデルを基本とする。
- 地震応答解析の結果求まる最大応答値をせん断スケルトン曲線上にプロットし、地震時の原子炉建屋の応力・変形状態を把握する。



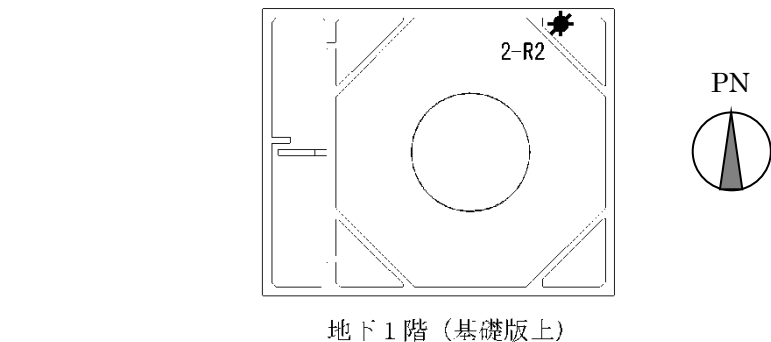
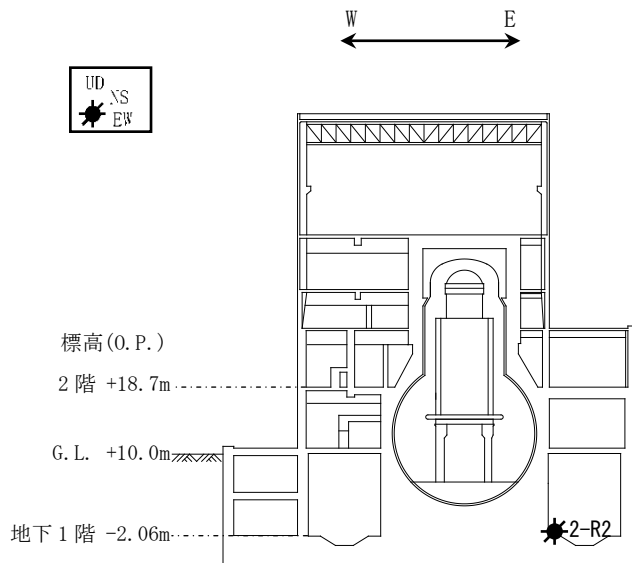
基礎版上の地震観測記録を解析モデルへ入力

せん断ひずみの算出・影響評価の実施

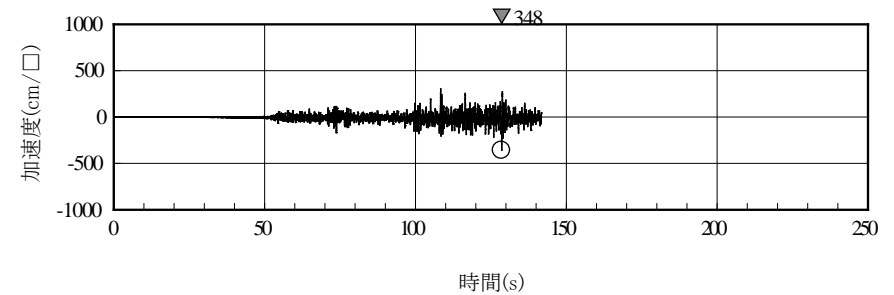
3. 2 福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋の影響評価(1)

○解析に用いる記録が取得された地震計位置及び取得された観測記録の波形を以下に示す。

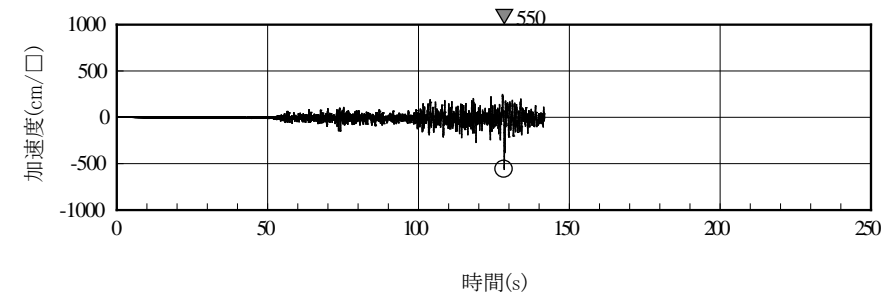
注) 観測記録については、記録開始から141秒で記録が終了している。



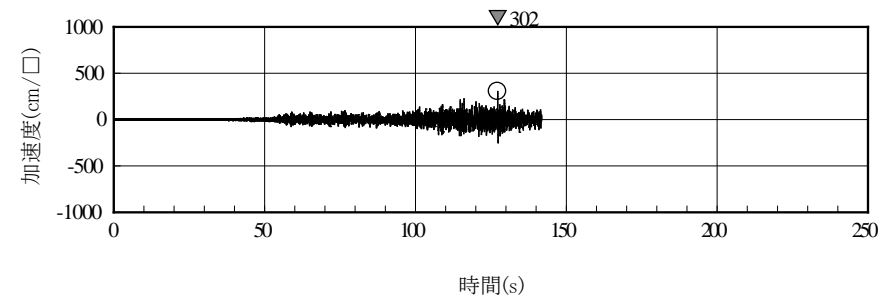
解析に用いる記録が取得された地震計位置



(a) 南北方向



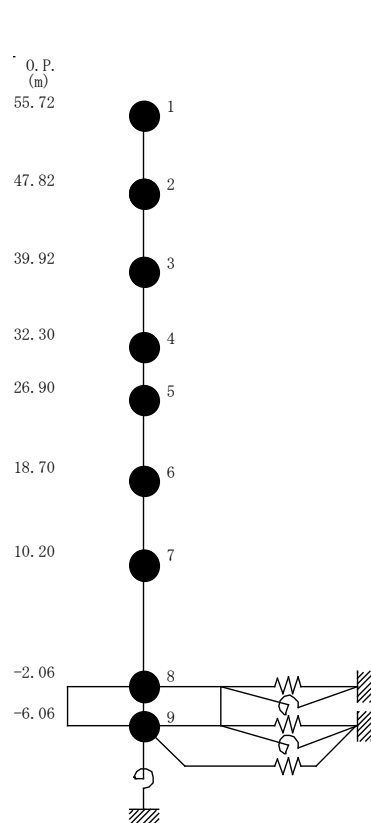
(b) 東西方向



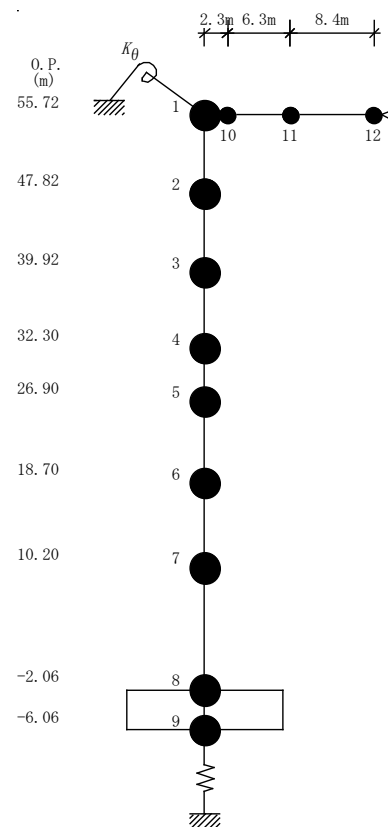
(c) 鉛直方向

3. 2 福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋の影響評価(2)

○2号機原子炉建屋の地震応答解析モデルの設定にあたっては、バックチェックで用いたモデルを基本としている。また、解析に用いる地盤定数については、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して設定している。地震応答解析モデルを以下に示す。



(a) 水平方向

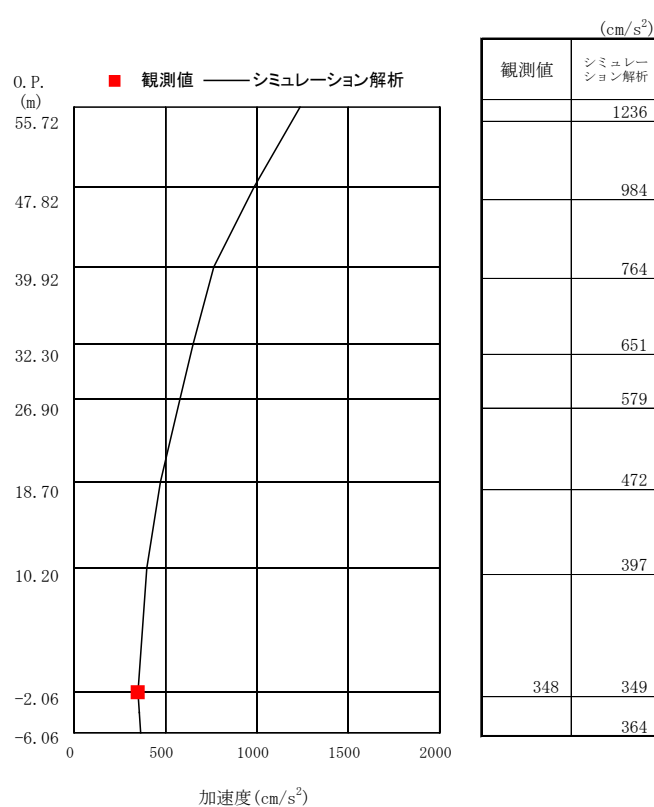


(b) 鉛直方向

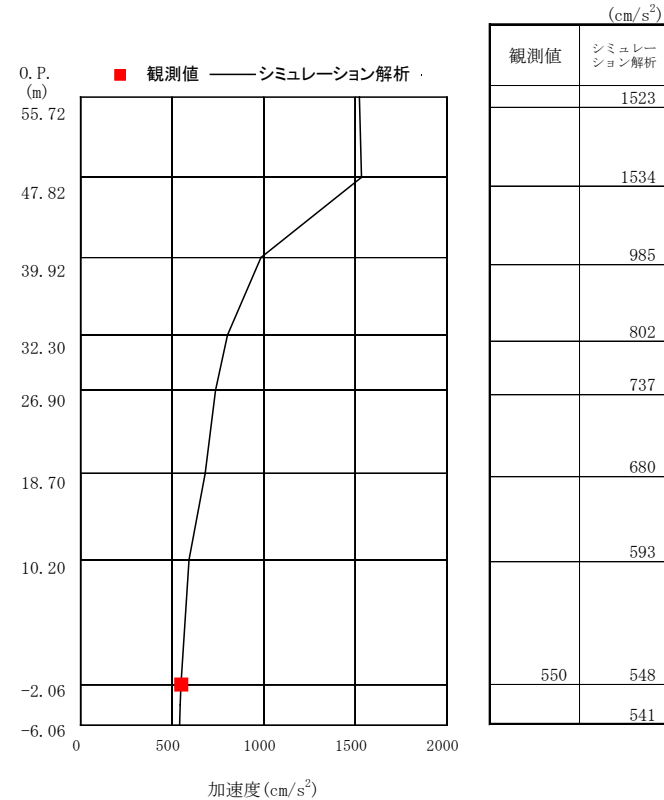
地震応答解析モデル

3. 2 福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋の影響評価(3)

○地震応答解析により求められた水平方向の最大応答加速度分布及び観測記録を以下に示す。



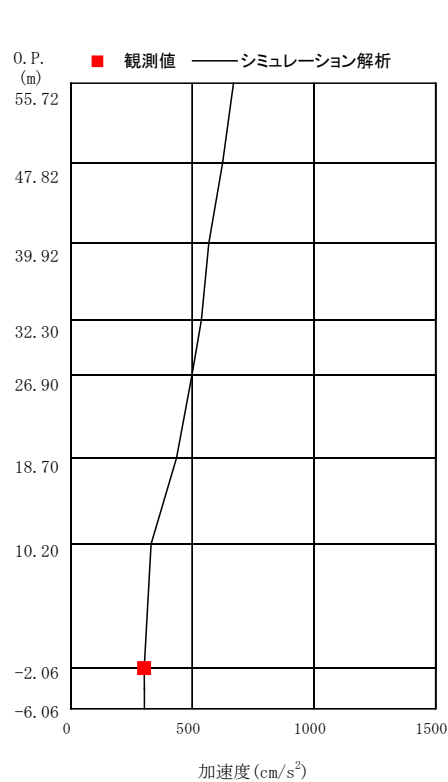
(a) 南北方向



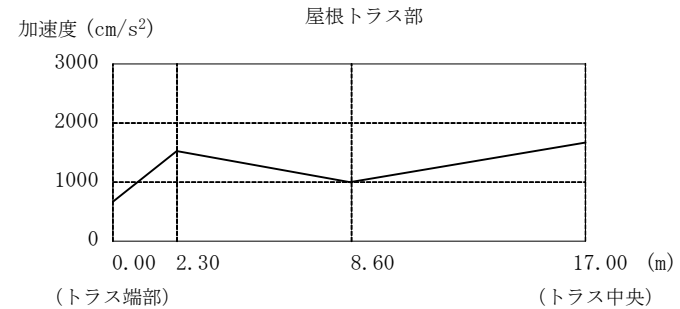
(b) 東西方向

3. 2 福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋の影響評価(4)

○地震応答解析により求められた鉛直方向の最大応答加速度分布及び観測記録を以下に示す。



(cm/s ²)	
観測値	シミュレーション解析
	669
	624
	568
	537
	499
	435
	330
302	302
	303

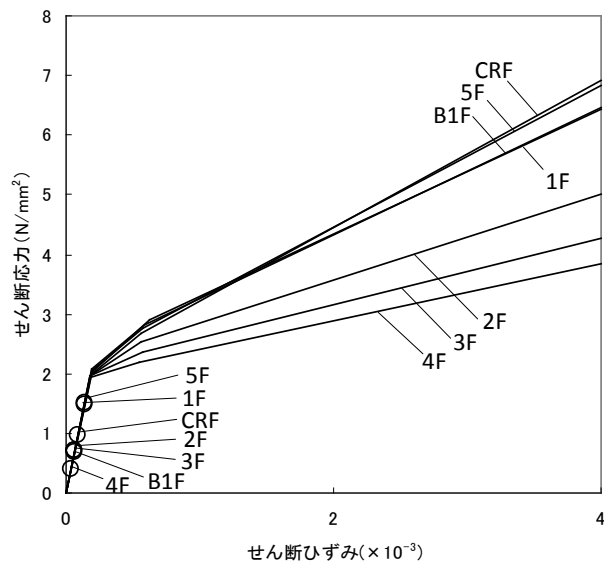


(cm/s ²)				
シミュレーション解析	669	1531	999	1665

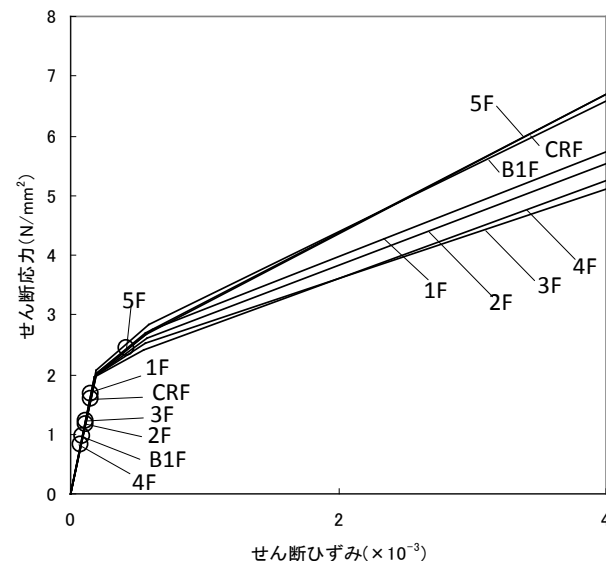
(c)鉛直方向

3. 2 福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋の影響評価(5)

○地震応答解析により求められた最大応答値のせん断スケルトン曲線上へのプロットを以下に示す。



(a) 南北方向



(b) 東西方向

＜原子炉建屋の検討結果＞

耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.43×10^{-3} (東西方向、5階)であり、東西方向の5階を除く全ての耐震壁では、第一折れ点以下の応力・変形状態となっている。



原子炉建屋が地震時及び地震直後に安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

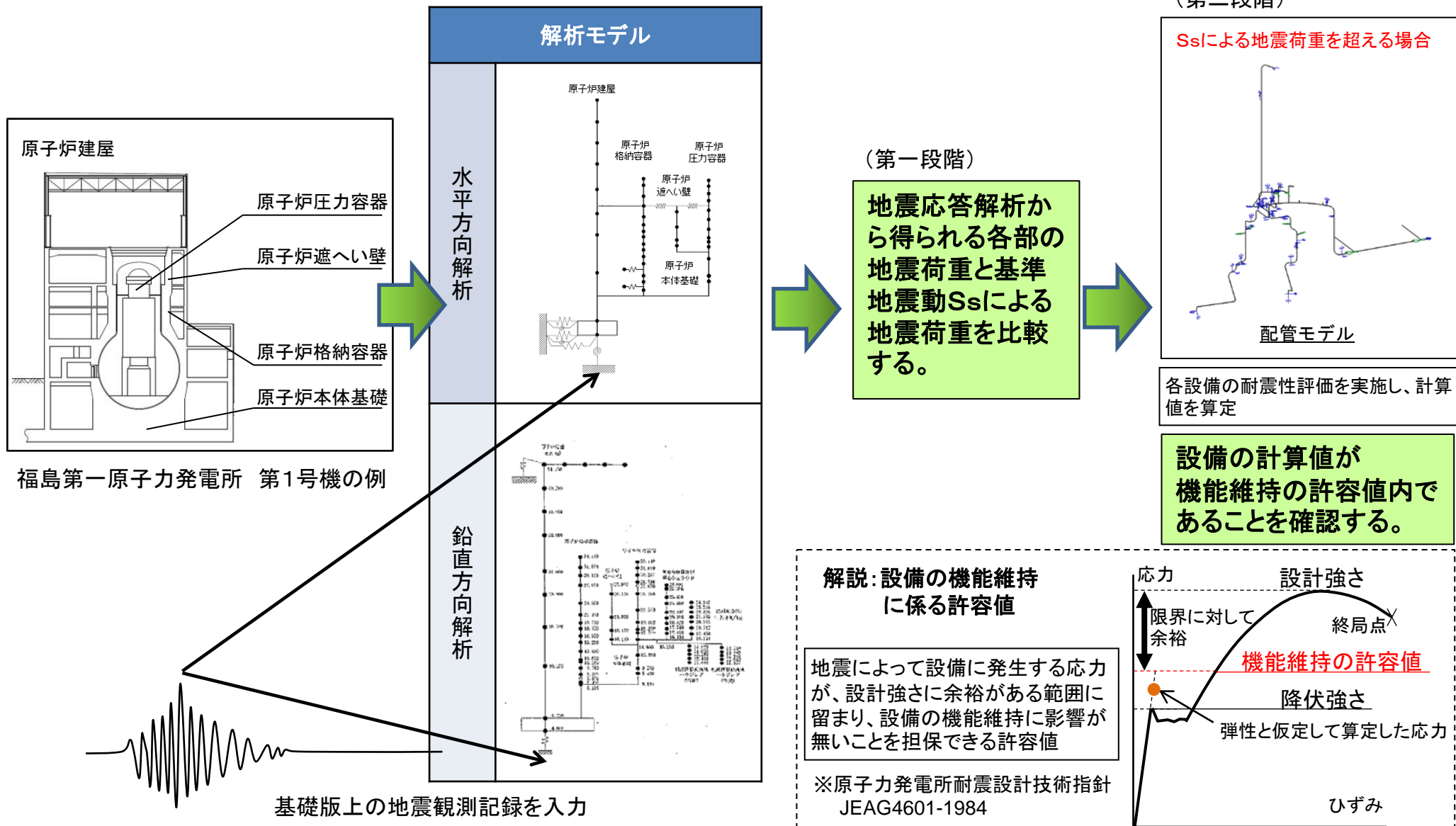
3.3 原子炉建屋の影響評価まとめ

- 福島第一原子力発電所2号機の原子炉建屋について、今回の地震により受けた影響を地震応答解析により検討した結果、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定した。3号機、5号機の詳細な検討内容については、本資料の中では省略しているが、地震応答解析を実施し、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定した。
- 福島第一原子力発電所1号機、4号機、6号機については、基礎盤上での地震観測記録の最大加速度が、基準地震動 S_s による基礎版上の最大応答加速度を下回っている。詳細な検討内容については、本資料の中では省略しているが、地震応答解析を実施し、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定した。
- なお、福島第二原子力発電所1～4号機については、本資料での説明は省略しているが、全体的に福島第一原子力発電所で観測された記録よりも小さく、全ての号機で基礎盤上での地震観測記録の最大加速度が、基準地震動 S_s による基礎版上の最大応答加速度を下回っている。また、地震応答解析の結果、全ての耐震壁で応答は弾性範囲におさまっており、原子炉建屋が地震時及び地震直後に安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

4. 地震による原子炉建屋に付随する 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価

4.1 影響評価の概要

【原子炉建屋に付随する耐震安全上重要な機器・配管系】



■ 4. 2 影響評価方針

- 東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた原子炉建屋の地震応答解析結果を用いて解析的検討を行い、東北地方太平洋沖地震が耐震安全上重要な機器・配管系へ与えた影響を評価。
- 具体的には、原子炉建屋の地震応答解析および原子炉建屋と原子炉等の大型機器を連成させた地震応答解析(以下、「大型機器連成地震応答解析」という)で得られた地震荷重等を、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析で得られた地震荷重等と比較することによりおこなう。
- 比較の結果、今回の地震応答解析で得られた地震荷重等が、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析で得られた地震荷重等を上回る場合は、安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施。

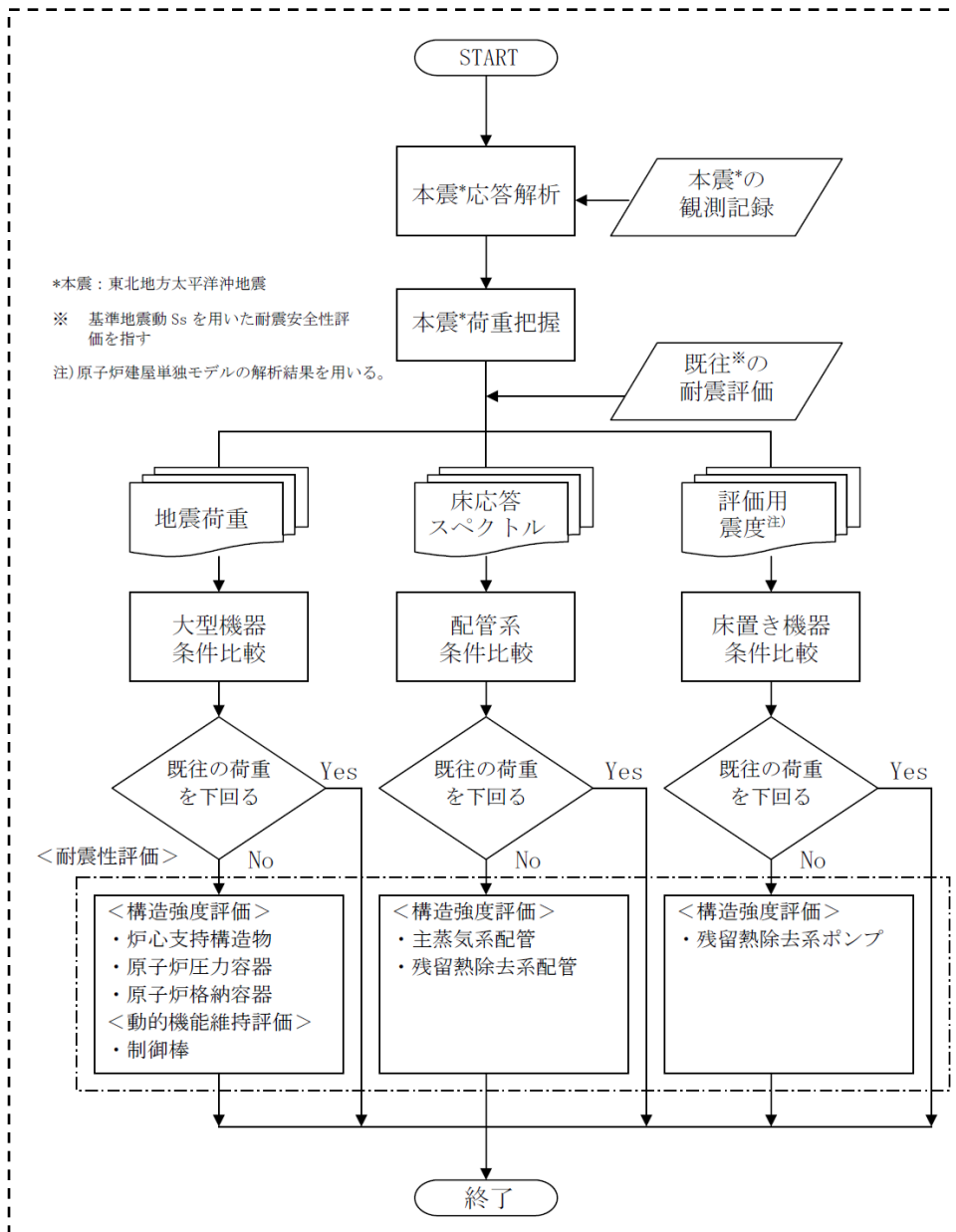
■ 4. 3 大型機器連成地震応答解析の方針

- 原子炉等の大型機器と連成させる原子炉建屋の地震応答解析モデルは、前章で用いた原子炉建屋地震応答解析モデルに基づく。
- 原子炉等の大型機器の地震応答解析モデルは、既往の耐震安全性評価に用いた地震応答解析モデルと同じ。ただし、地震時に定期検査中であったプラントについては、地震時の状況に応じてモデルを見直した。
- 大型機器の地震応答解析モデルに適用する減衰定数は、既往の耐震安全性評価で適用した減衰定数と同じ。

■ 4.4 影響評価方法(1)

- 耐震安全性評価(中間報告)において、基準地震動 S_s に対して、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震安全性が確保されているとの評価結果が得られている。
- 上記を踏まえ、今回の地震荷重等が耐震安全性評価で得られた地震荷重等を下回る場合は、今回の地震に対して耐震安全性が確保されたと推測。(第一段階)
- 今回の地震荷重等が既往の耐震安全性評価で得られた地震荷重等を上回る場合には、安全上重要な機能を有する主要な設備に対して耐震性評価を実施。(第二段階)

4.4 影響評価方法(フロー)(2)



既往の荷重を下回る
 Yes → 第一段階で終了。
 No → 第二段階として、耐震性評価を実施。

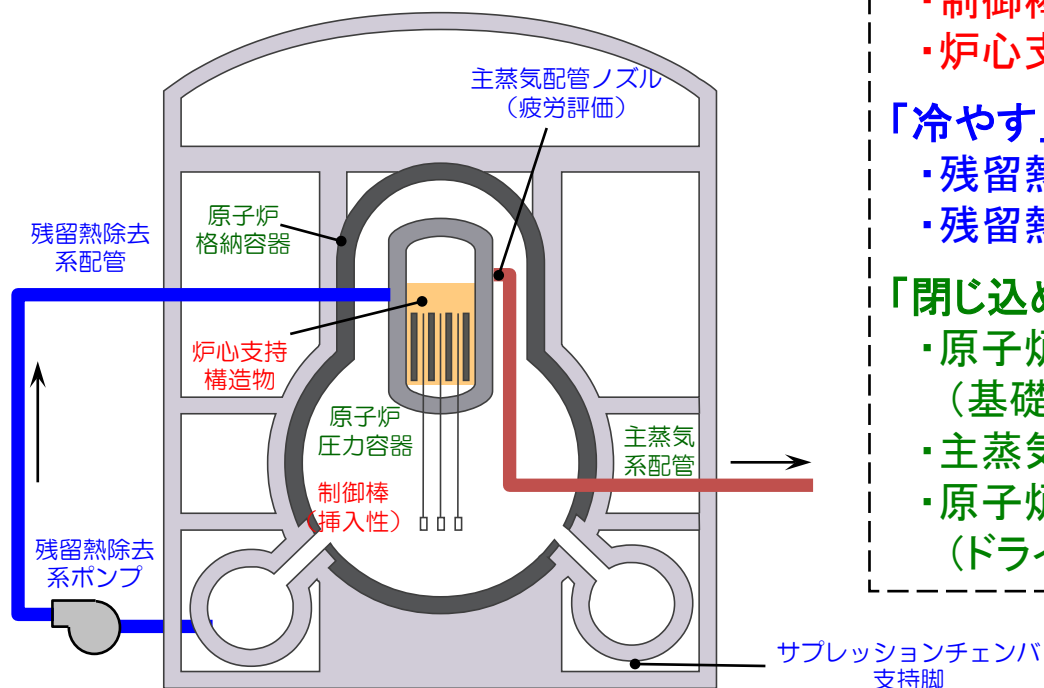
■ 4.5 耐震安全上重要な主要施設の耐震性評価(1)

- 今回の地震荷重等が既往の耐震安全性評価で得られた地震荷重等を上回る場合、上回る指標(前頁)毎に安全上重要な機能を有する主要な施設から当該指標に対応する設備を選定し、耐震性評価を実施。
- 構造強度評価においては、簡易評価又は詳細評価を用いて今回の地震における計算値を算定し、評価基準値と比較。
 - 簡易評価: 今回の地震荷重等と設計時における地震荷重等との比を求め、設計時の計算値(応力)に乗じることにより、今回の地震による計算値を算出する手法。(応答倍率法)
 - 詳細評価: 設計時の強度計算書と同等の評価手法。
- 動的機能維持評価(制御棒挿入性)については、地震時の燃料集合体の相対変位が、試験により挿入性が確認されている相対変位以下であることを確認。

■ 4.5 耐震安全上重要な主要施設の耐震性評価(2)

■ これまでの検討実施状況(評価対象設備)

- 耐震安全性評価の中間報告の対象設備(新耐震指針によるSクラスの施設のうち、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する主要な施設)について影響評価を実施。
- その他、地震の影響を受けやすいと思われる設備等についても影響評価を実施。



「止める」

- ・制御棒(挿入性)
- ・炉心支持構造物

「冷やす」

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・残留熱除去系配管

「閉じ込める」

- ・原子炉圧力容器(基礎ボルト)
- ・主蒸気系配管
- ・原子炉格納容器(ドライウェル胴)

「その他」

- ・サプレッションチェンバ支持脚(1F-1)
- ・主蒸気配管ノズル(疲労評価)(1F-1)
- ・高圧注水系配管(1F-3)
- ・非常用復水器系配管(1F-1)
- ・原子炉再循環系配管(1F-1)

4.5 耐震安全上重要な主要施設の耐震安全性評価(3)

- 今後、今般の地震動とほぼ同規模であるSs地震動に対する既存の評価結果も活用して更なる検討を行う。
- 評価対象は、実機の現状と比較が容易な福島第一原子力発電所5号機を中心に、中間報告の対象設備以外の耐震Sクラス設備(又はSクラス設備に波及的影響を生じさせるおそれのあるB及びCクラス設備)のうち、原子炉建屋(R/B)内に設置されている設備とする。
- なお、解析により有意な結果(例えば、評価基準値を上回る)が確認された場合は、可能な範囲で現場との照合(ウォークダウン)を行う。

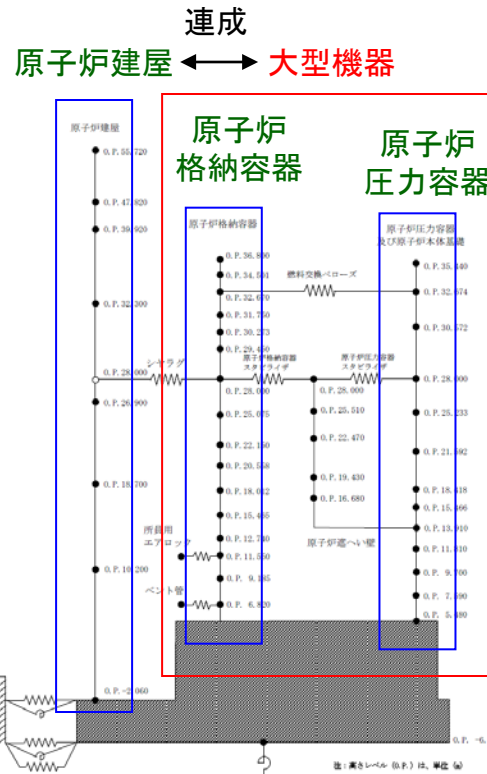
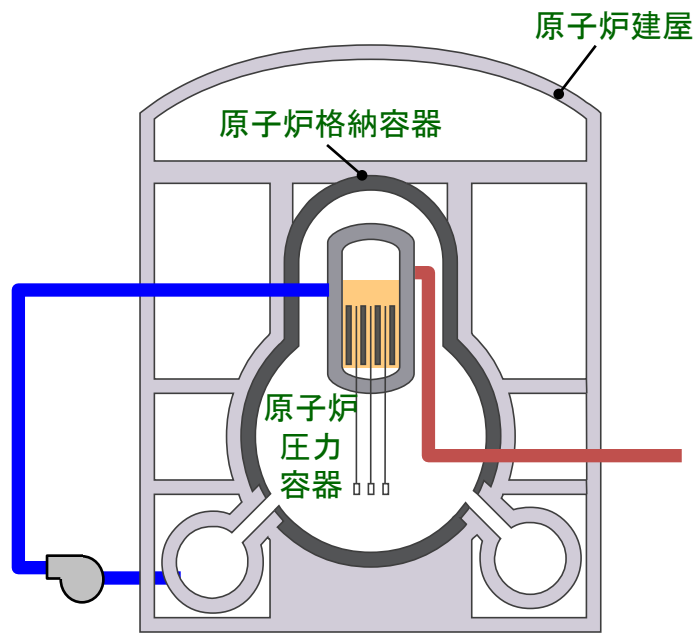
分類	設備(系統)例
原子炉本体	原子炉圧力容器(RPV), 炉内構造物
計測制御系統設備	水圧制御ユニット, ほう酸水注入系, 制御盤
原子炉冷却系統設備	主蒸気系(サポート、弁), 残留熱除去系(サポート、弁), 原子炉隔離時冷却系
原子炉格納施設	原子炉格納容器(PCV)
放射線管理設備	非常用ガス処理系, 中央制御室換気空調系
燃料設備	燃料交換機, 原子炉建屋クレーン, 使用済燃料貯蔵設備

4.6 影響評価

● 大型機器連成地震応答解析結果

✓ 解析モデル

大型機器連成解析モデルは、原子炉建屋モデルに既往の耐震安全性評価で用いた大型機器の解析モデルを連成させる。



原子炉建屋—原子炉格納容器—原子炉圧力容器連成系モデル(福島第一2号機)

4.6 影響評価

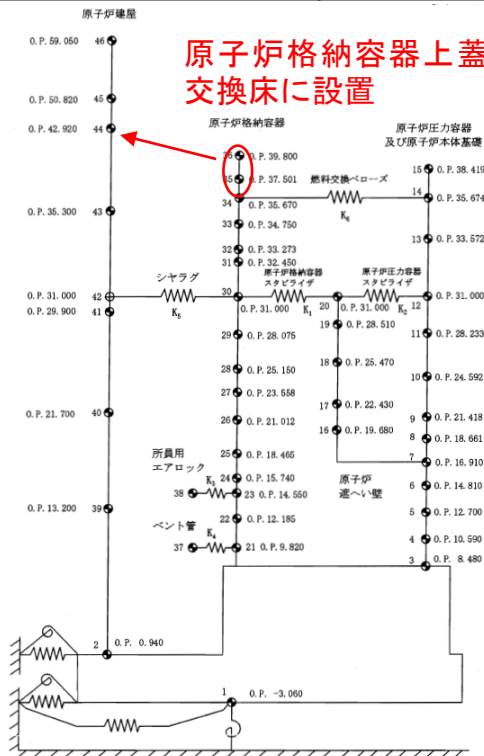
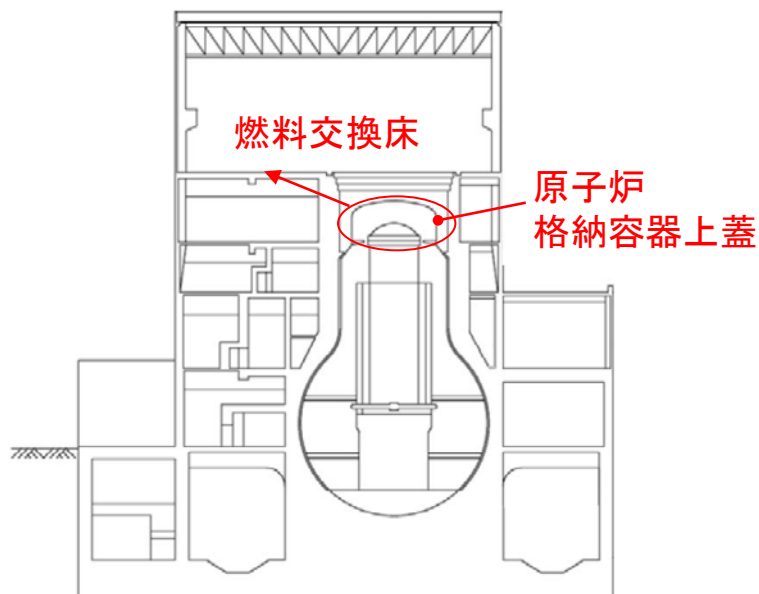
● 大型機器連成地震応答解析結果

✓ 解析モデル

地震時に定期検査中であったプラントについては、地震時の状況に応じて解析モデルを見直す。

	2号機	3号機	5号機
地震時の運転状態	定格運転中	定格運転中	定期検査中

5号機は地震時に原子炉格納容器上蓋が取り外されていたため、これを解析モデルに反映している。

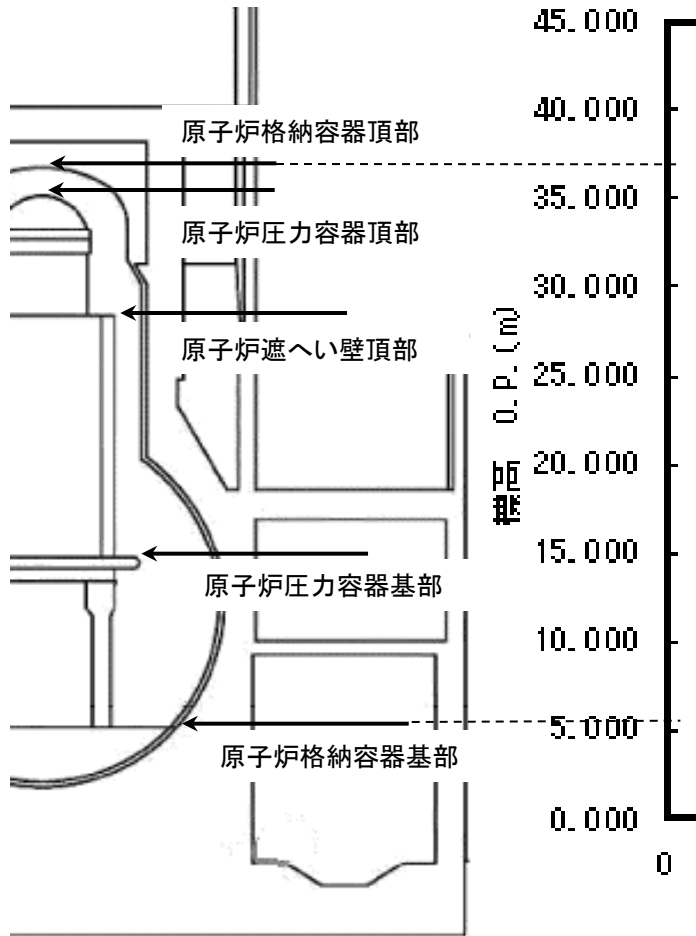


耐震安全性評価で用いたモデルからの変更(5号機)

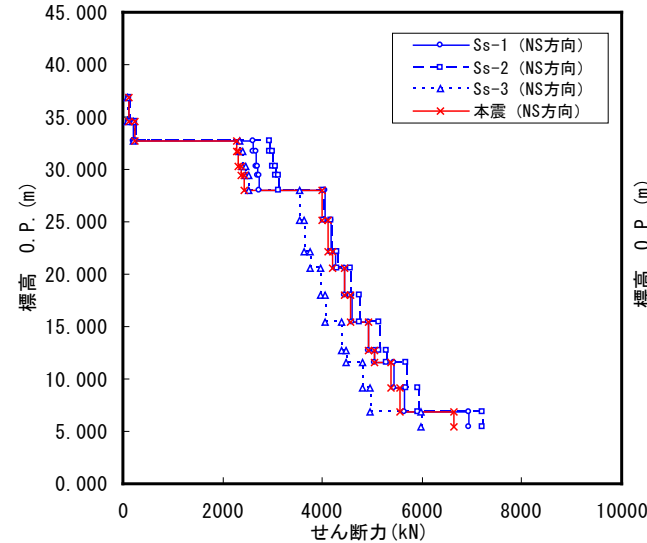
4.6 影響評価

● 地震荷重 (2号機 最大応答せん断力(水平方向))

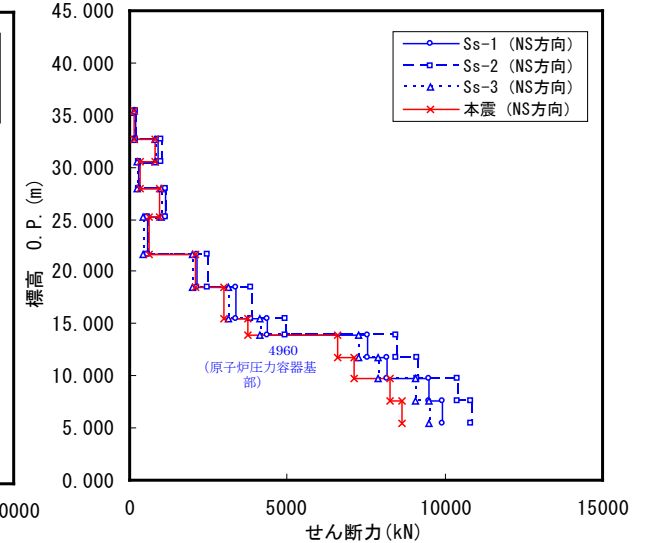
注) 図中の数値は、基準地震動Ss及び本震における最大応答値を示す。(青：基準地震動Ss, 赤：本震)



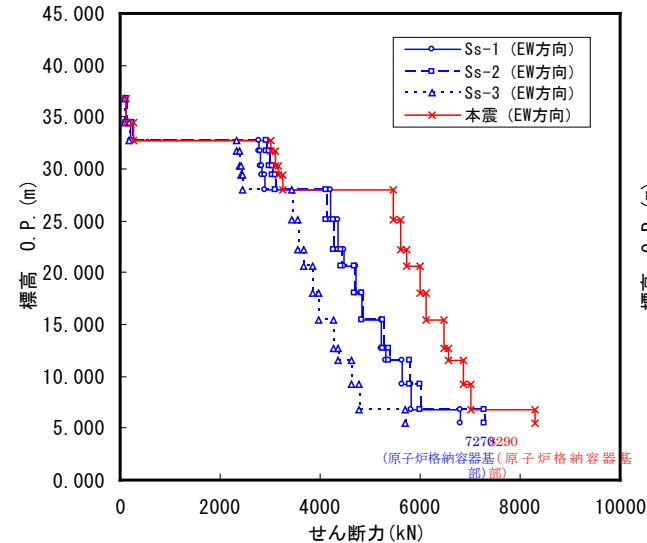
原子炉格納容器



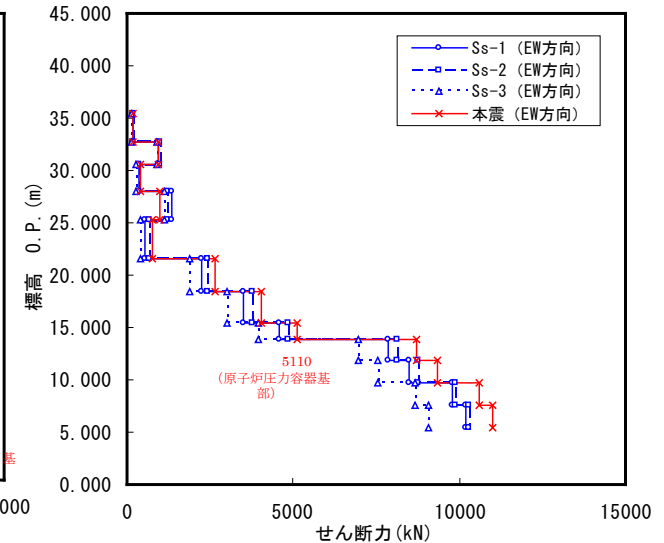
原子炉压力容器及び原子炉本体基礎



原子炉格納容器



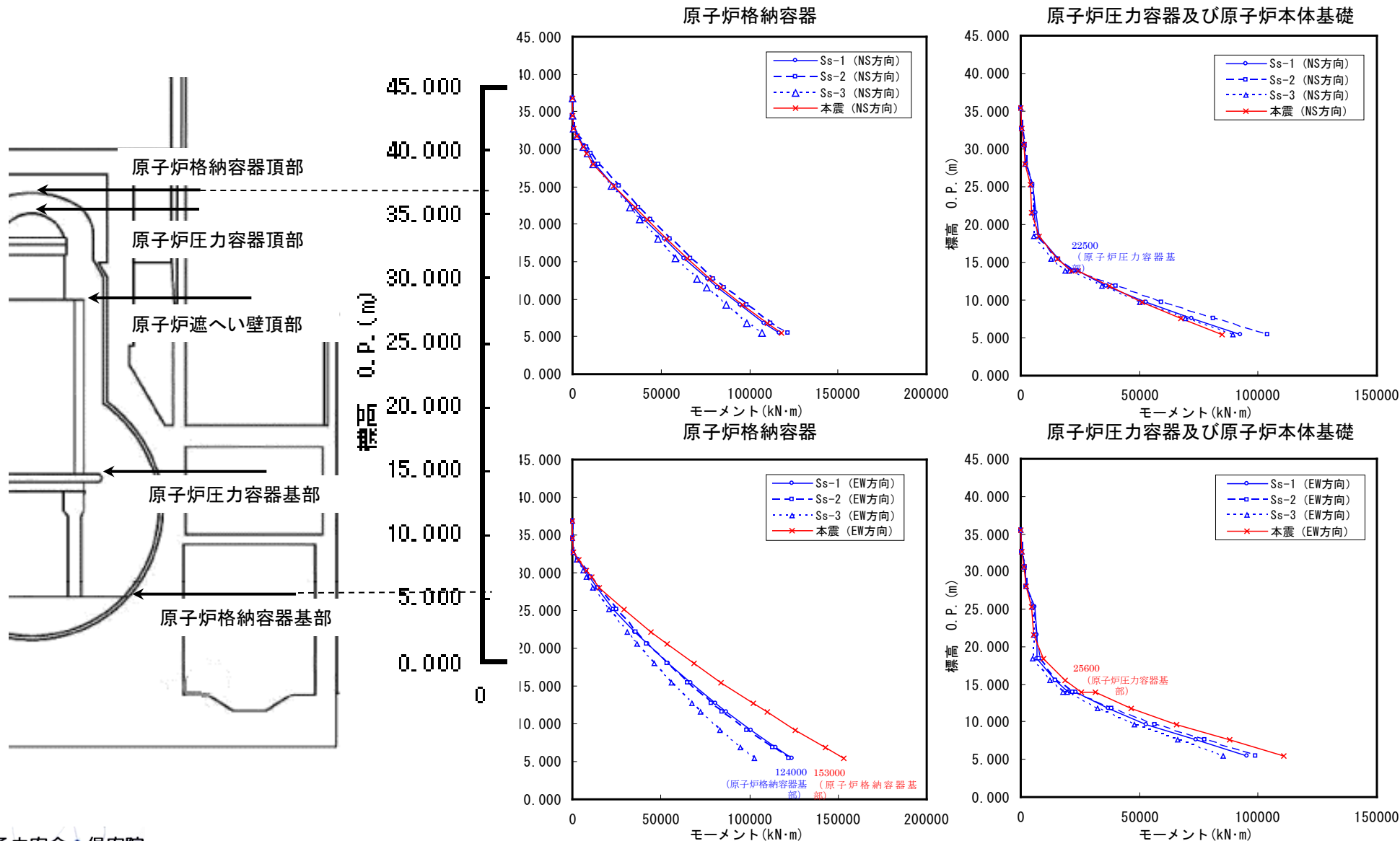
原子炉压力容器及び原子炉本体基礎



4.6 影響評価

● 地震荷重 (2号機 最大応答モーメント(水平方向))

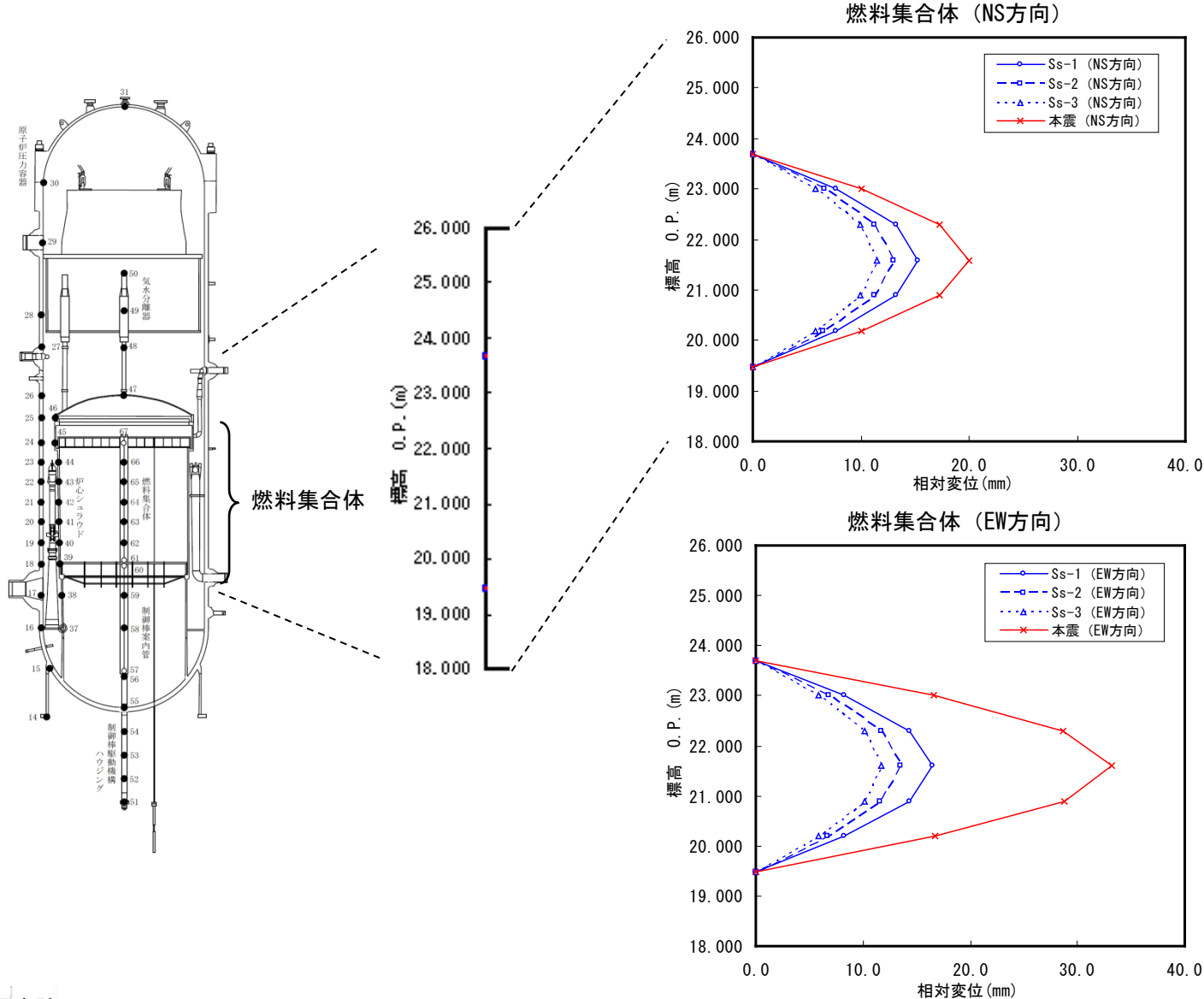
注) 図中の数値は、基準地震動Ss及び本震における最大応答値を示す。(青：基準地震動Ss, 赤：本震)



4.6 影響評価

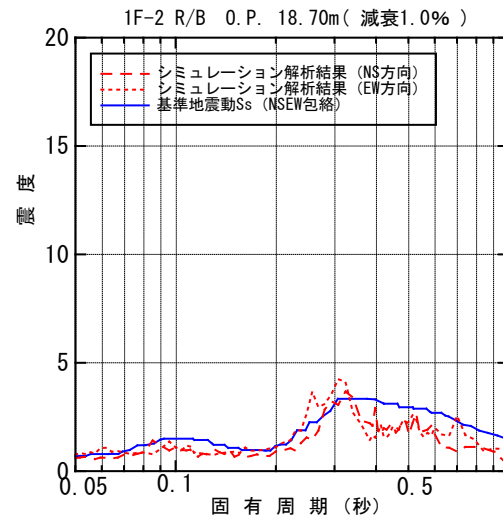
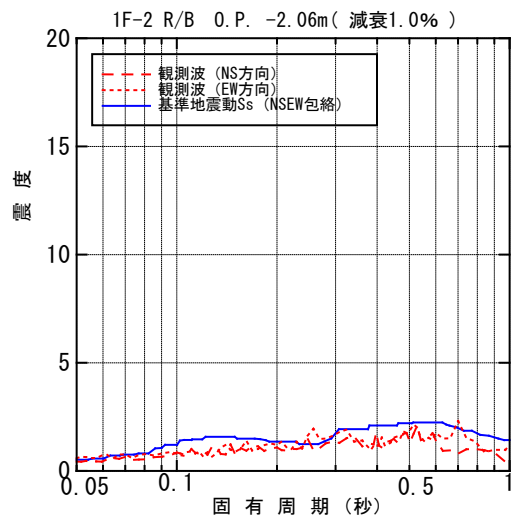
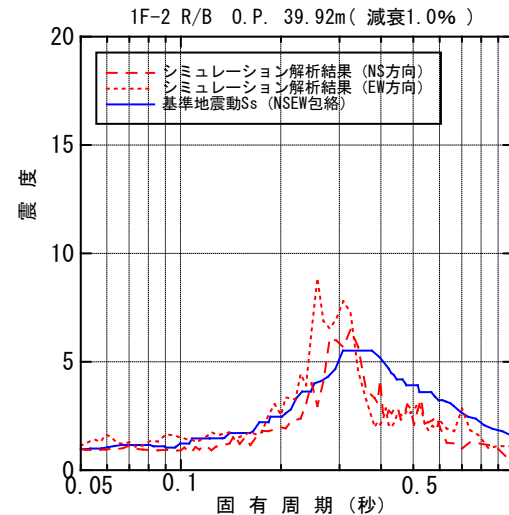
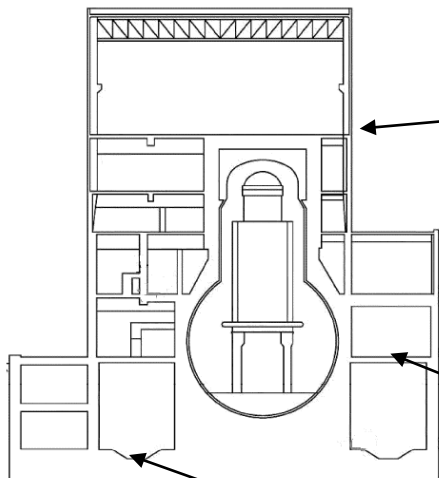
● 地震荷重 (2号機 燃料集合体相対変位(水平方向))

注) 図中の数値は、基準地震動Ss及び本震における最大応答値を示す。(青：基準地震動Ss, 赤：本震)



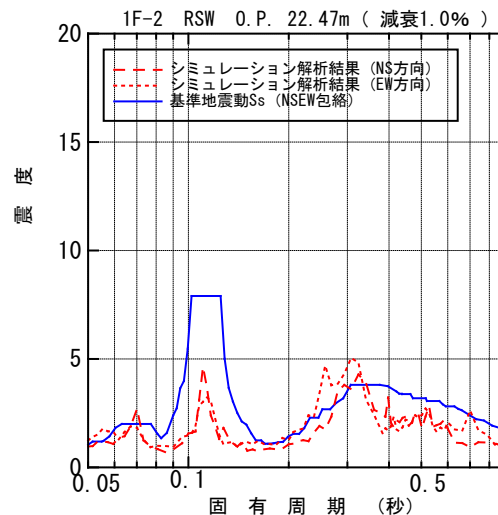
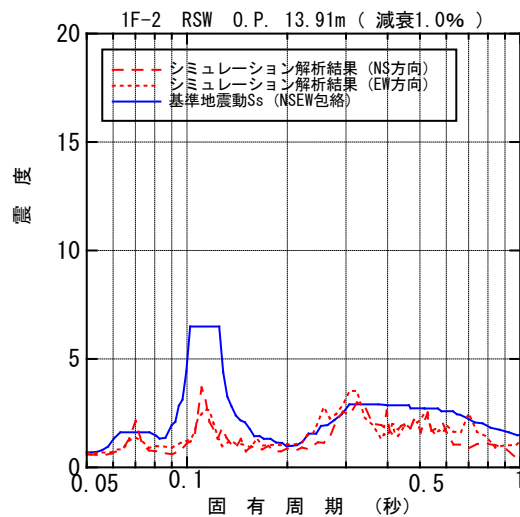
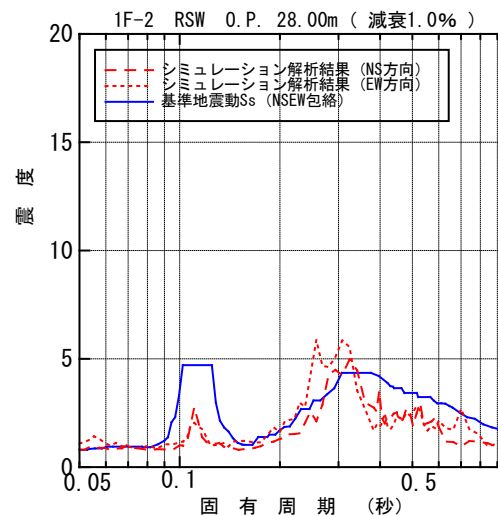
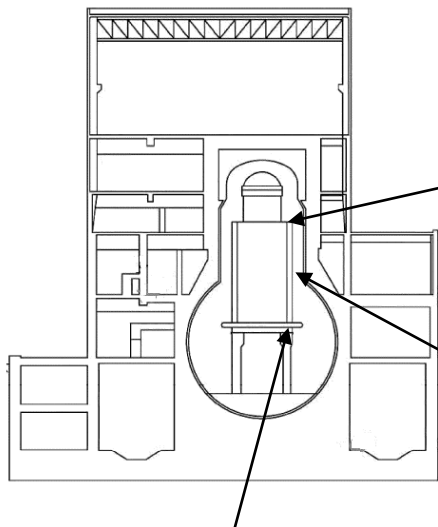
4.6 影響評価

● 床応答スペクトル(2号機 原子炉建屋 水平方向)

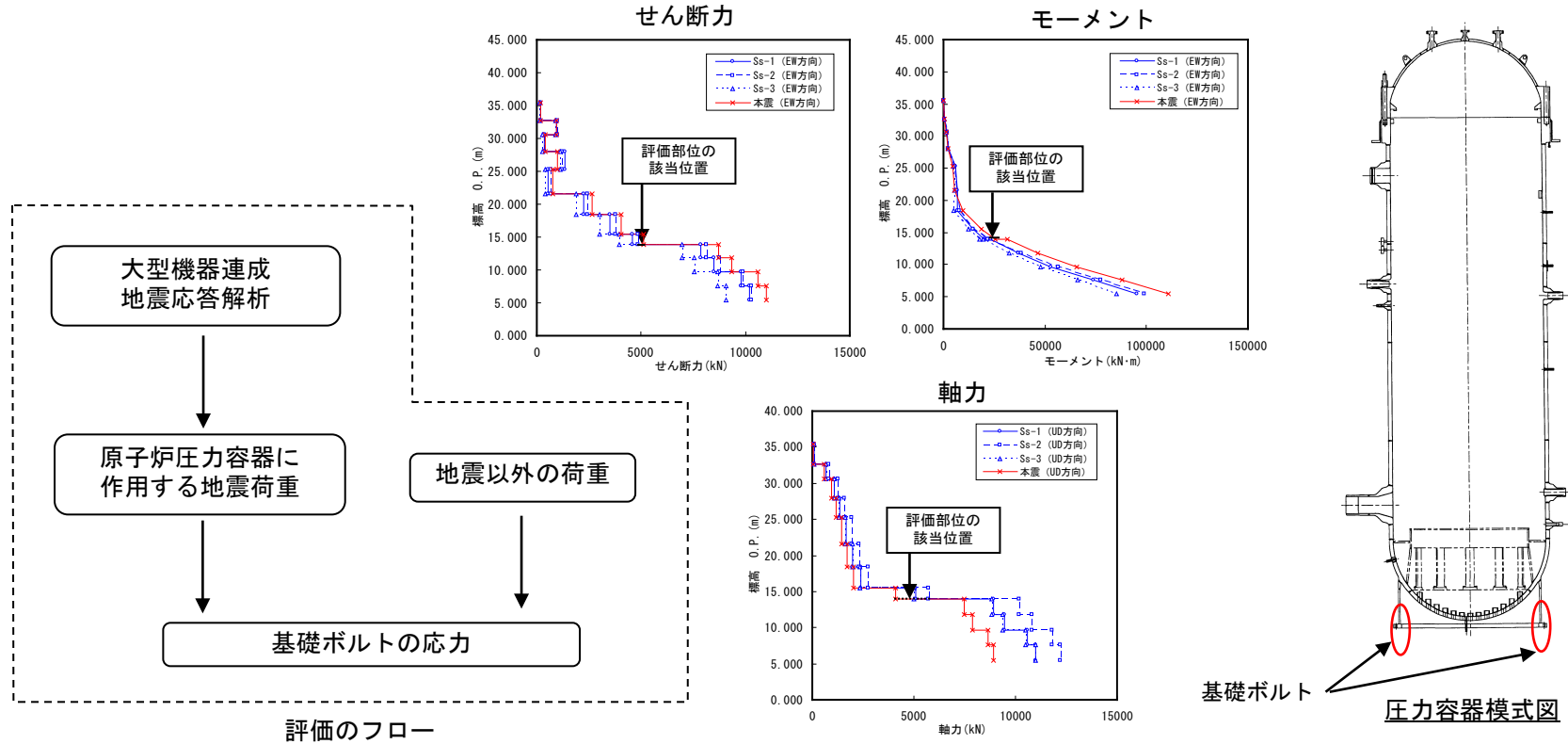


4. 6 影響評価

● 床応答スペクトル(2号機 原子炉遮へい壁 水平方向)



評価例: 2号機の原子炉压力容器の耐震性評価の概要



区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	基準地震動Ss		今回地震	
				計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
閉じ込める	原子炉压力容器	基礎ボルト	引張応力	27	222	29	222

■ 4.7 主要設備の耐震性評価結果(1)

● 2号機

耐震性評価結果(福島第一2号機)

区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価 基準値※1 (MPa)	評価 手法※2
止める	炉心支持構造物	シュラウド サポート	一次一般膜 応力	122	300	B
冷やす	残留熱除去系 ポンプ	電動機取付 ボルト	引張応力	45	185	B
	残留熱除去系配管	配管	一次応力	87	315	B
閉じ 込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張応力	29	222	B
	主蒸気系配管	配管	一次応力	208	360	B
	原子炉格納容器	ドライ ウェル	一次一般膜 応力	87	278※3	B

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

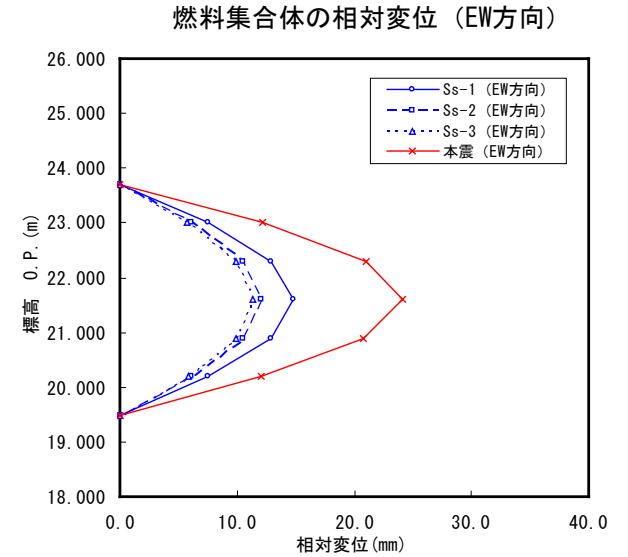
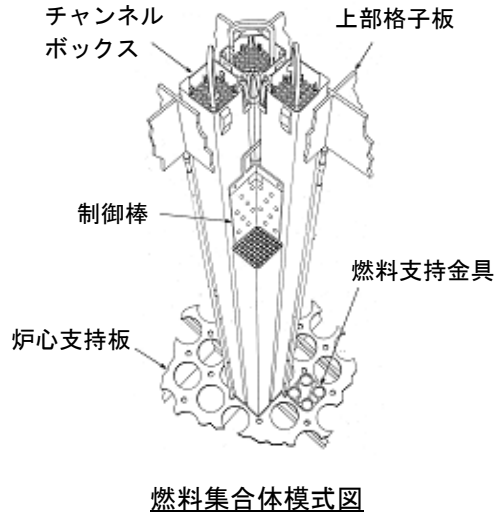
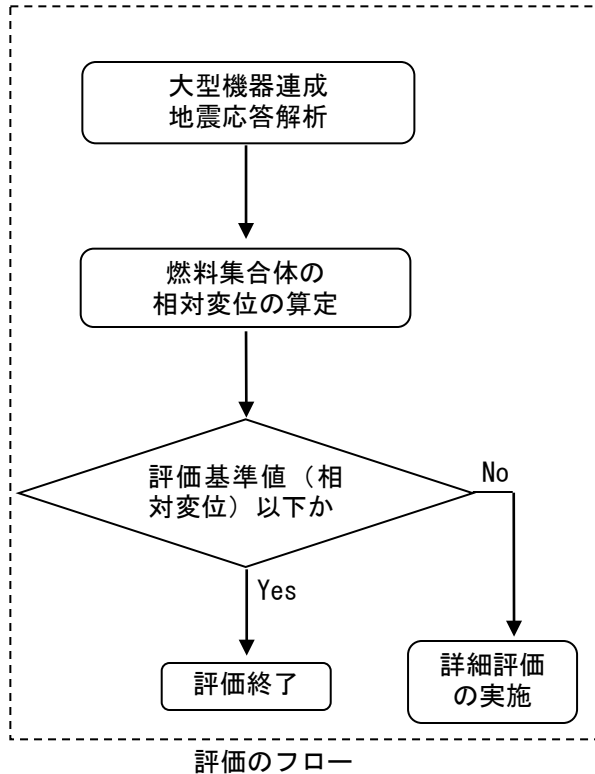
※2: A:簡易評価, B:詳細評価

※3: 地震時は通常運転中であつたため、通常運転時の温度に対する評価基準値

区分	評価対象設備	単位	計算値	評価基準値
止める	制御棒(挿入性)	燃料集合体相対変位 (mm)	33.2	40.0

今回の地震に対して、安全上重要な機能を有する主要な設備の計算値は、全て評価基準値以下であることを確認した。

評価例：3号機の制御棒（挿入性）の耐震性評価の概要



区分	評価対象設備	燃料集合体相対変位の計算値 (mm)		評価基準値 (mm)
		基準地震動Ss	今回地震	
止める	制御棒（挿入性）	14.8	24.1	40.0

■ 4.7 主要設備の耐震性評価結果(2)

● 3号機

耐震性評価結果(福島第一3号機)

区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価 基準値※1 (MPa)	評価 手法※2
止める	炉心支持構造物	シュラウド サポート	一次一般膜 応力	100	300	B
冷やす	残留熱除去系 ポンプ	電動機取付 ボルト	引張応力	42	185	B
	残留熱除去系配 管	配管	一次応力	269	363	B
閉じ 込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張応力	50	222	B
	主蒸気系配管	配管	一次応力	151	378	B
	原子炉格納容器	ドライ ウエル	一次一般膜 応力	158	278※3	B

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

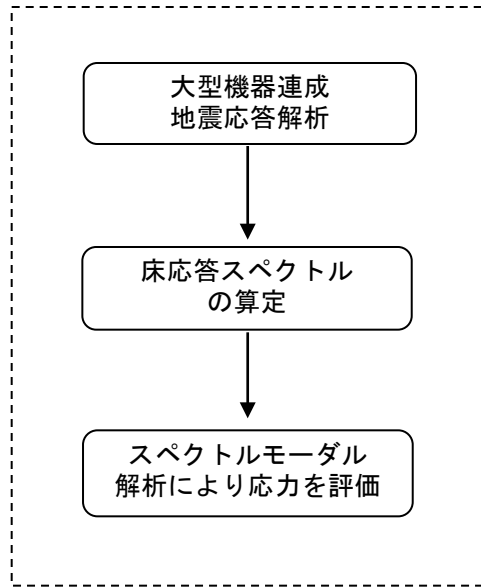
※2: A:簡易評価, B:詳細評価

※3: 地震時は通常運転中であつたため、通常運転時の温度に対する評価基準値

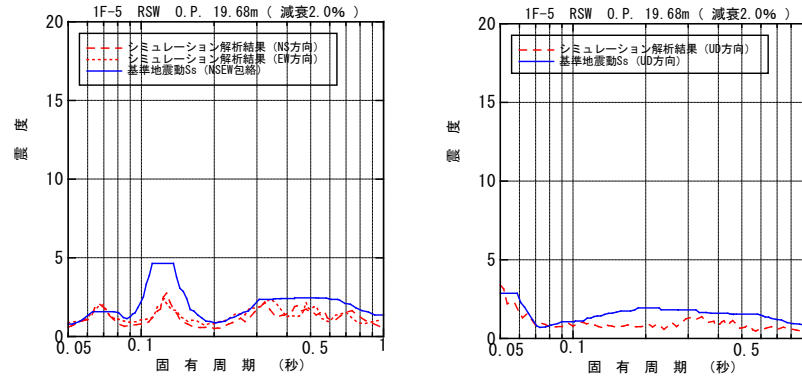
区分	評価対象設備	単位	計算値	評価基準値
止める	制御棒(挿入性)	燃料集合体相対変位 (mm)	24.1	40.0

今回の地震に対して、安全上重要な機能を有する主要な設備の計算値は、全て評価基準値以下であることを確認した。

評価例：5号機の主蒸気系配管の耐震性評価の概要

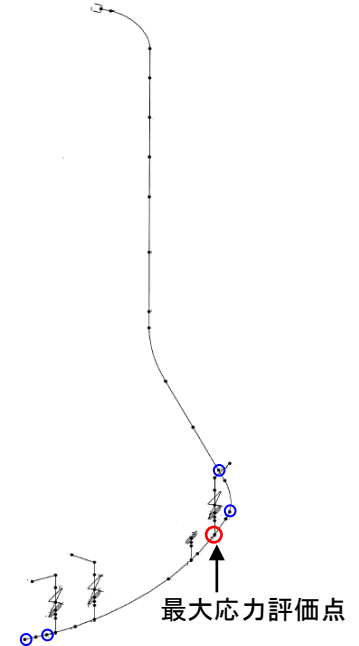


評価のフロー



床応答スペクトル

※アンカー及びサポート(図中の青印)に入力するイメージ



主蒸気系配管モデル (一部)

区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	基準地震動Ss		今回地震	
				計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
閉じ込める	主蒸気系配管	配管	一次応力	356	417	244	417

■ 4.7 主要設備の耐震性評価結果(3)

● 5号機

耐震性評価結果(福島第一5号機)

区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価 基準値※1 (MPa)	評価 手法 ※2
止める	炉心支持構造物	シュラウド サポート	膜応力	84	300	B
冷やす	残留熱除去系 ポンプ	電動機取付ボルト	引張応力	44	185	B
	残留熱除去系配管	配管	一次応力	189	364	B
閉じ 込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張応力	53	222	B
	主蒸気系配管	配管	一次応力	244	417	B
(以下、参考)						
	原子炉格納容器	ドライ ウェル	原子炉格納容器バウンダリは、容器が開放中につき、機能維持不要			

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

※2: A: 簡易評価, B: 詳細評価

区分	評価対象設備	単位	計算値	評価基準値
止める	制御棒(挿入性)	燃料集合体相対変位 (mm)	定期検査中のため評価不要	

今回の地震に対して、安全上重要な機能を有する主要な設備の計算値は、全て評価基準値以下であることを確認した。

■ その他の号機の評価(福島第一 1号機)

今回の地震による地震荷重等は、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を一部上回るため、原子炉建屋に付随する耐震安全上重要な設備の耐震性評価を実施し、計算値が評価基準値を下回ることを確認した。

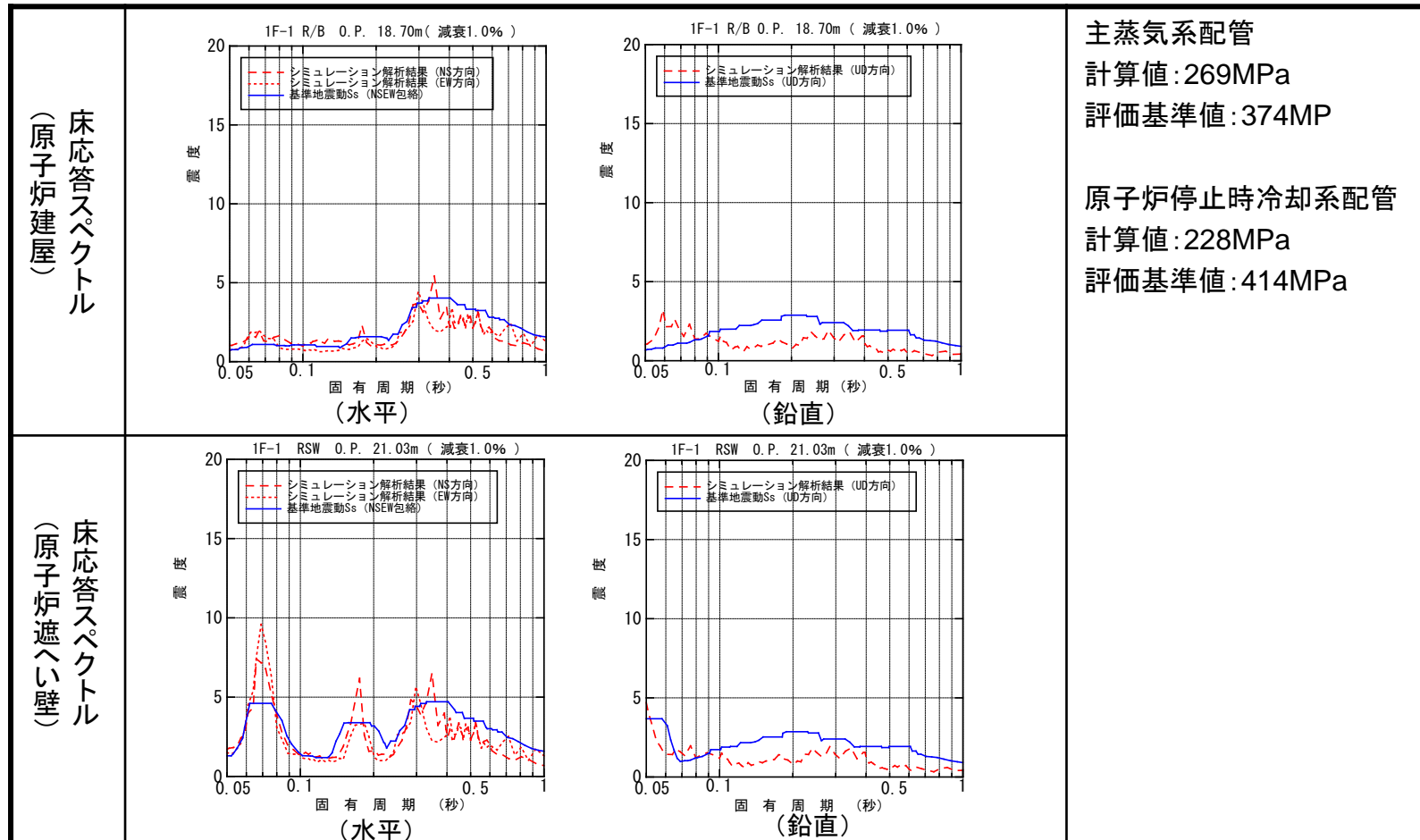
福島第一 1号機の耐震性評価結果

設備等		地震応答荷重		基準地震動Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力	(kN)	4730	6110	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 計算値：93MPa 評価基準値：222MPa
		モーメント	(kN・m)	45900	62200	
		軸力	(kN)	5250	3890	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力	(kN)	4270	5080	原子炉格納容器 (ドライウエル) 計算値：98MPa 評価基準値：411MPa
		モーメント	(kN・m)	55900	64200	
		軸力	(kN)	2070	1560	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力	(kN)	3060	3370	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：103MPa 評価基準値：196MPa
		モーメント	(kN・m)	15300	16600	
		軸力	(kN)	1020	792	
	燃料 集合体	相対変位	(mm)	21.2	26.4	制御棒(挿入性) 評価基準値：40.0mm
評価用震度	燃料 交換床	震度(水平)	(G)	0.96	1.29	原子炉停止時冷却系ポンプ (基礎ボルト) 計算値：8MPa 評価基準値：127MPa
		震度(鉛直)	(G)	0.58	0.54	
	基礎版	震度(水平)	(G)	0.60	0.57	
		震度(鉛直)	(G)	0.51	0.32	

■ その他の号機の評価(福島第一 1号機)

床応答スペクトルについては、一部シミュレーション解析が基準地震動Ssを上回る箇所があるため、配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した。

福島第一 1号機の耐震性評価結果



■ その他の号機の評価(福島第一 4号機)

地震荷重、評価用震度等については、シミュレーション解析による荷重が、基準地震動Ssによる荷重を下回っている。

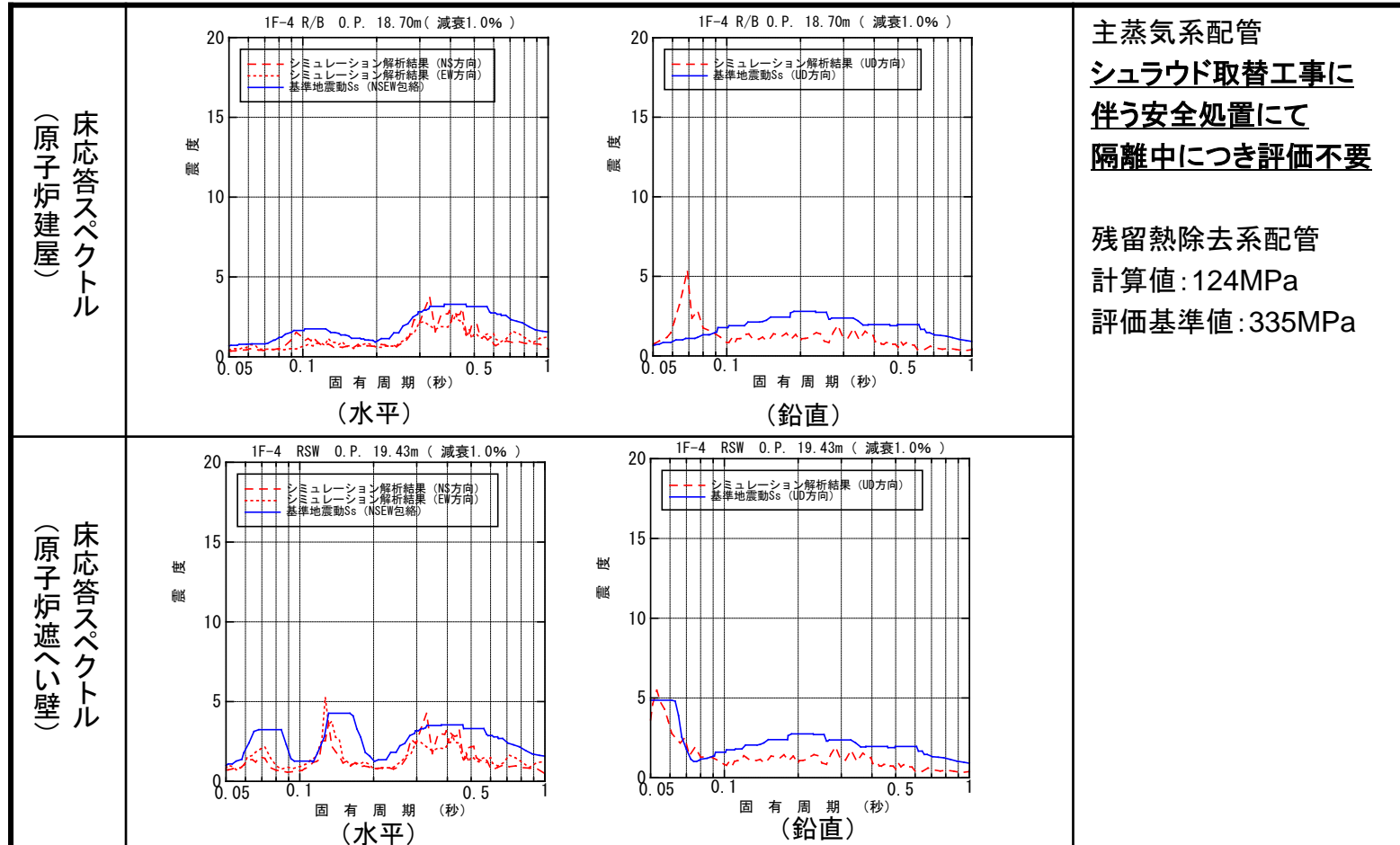
福島第一 4号機の耐震性評価結果

設備等		地震応答荷重		基準地震動Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷 重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力	(kN)	4790	4000	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動Ssによる荷重を下 回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	38900	28000	
		軸力	(kN)	6660	6020	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力	(kN)	6840	4910	原子炉格納容器 (ドライウエル) 基準地震動Ssによる荷重を下 回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	113000	79900	
		軸力	(kN)	2460	1170	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力	(kN)	地震時炉心シュラウドの取替工事中で 炉心シュラウド無し		-
		モーメント	(kN・m)			
		軸力	(kN)			
	燃料 集合体	相対変位	(mm)	地震時定期検査中で 燃料集合体全取出し中		-
評価用 震度	燃料 交換床	震度(水平)	(G)	0.96	0.68	残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト) 基準地震動Ssによる荷重を下 回るため評価不要
		震度(鉛直)	(G)	0.58	0.71	
	基礎版	震度(水平)	(G)	0.55	0.39	
		震度(鉛直)	(G)	0.52	0.25	

■ その他の号機の評価(福島第一 4号機)

床応答スペクトルについては、概ねシミュレーション解析が基準地震動Ssを下回るが、一部シミュレーション解析が基準地震動Ssを上回る箇所があるため、配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した。

福島第一 4号機の耐震性評価結果



■ その他の号機の評価(福島第一 6号機)

地震荷重、評価用震度等については、シミュレーション解析による荷重が、基準地震動Ssによる荷重を下回っている。

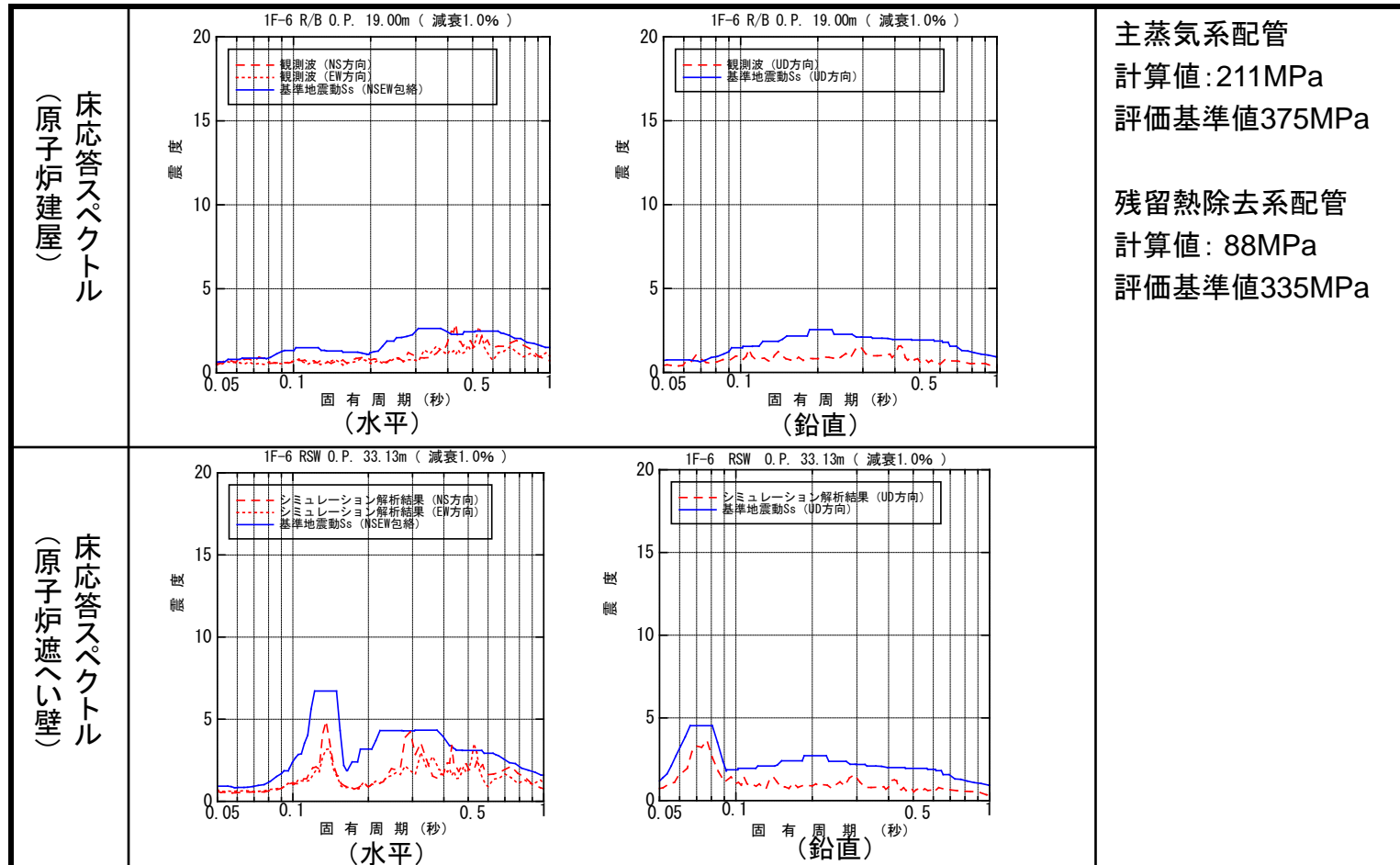
福島第一 6号機の耐震性評価結果

設備等		地震応答荷重		基準地震動Ss	シミュレーション解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉圧力容器基部	せん断力	(kN)	5260	3950	原子炉圧力容器(基礎ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を下回るため評価不要</u>
		モーメント	(kN・m)	18500	11700	
		軸力	(kN)	9470	5930	
	原子炉格納容器基部	せん断力	(kN)	21400	17700	原子炉格納容器(ドライウエル) <u>原子炉格納容器バウンダリは、容器が開放中につき、機能維持不要</u>
		モーメント	(kN・m)	403000	314000	
		軸力	(kN)	5570	3200	
	炉心シュラウド基部	せん断力	(kN)	6110	3880	炉心支持構造物(シュラウドサポート) <u>基準地震動Ssによる荷重を下回るため評価不要</u>
		モーメント	(kN・m)	36000	23800	
		軸力	(kN)	1190	882	
燃料集合体	相対変位	(mm)	地震時定期検査中で全制御棒が挿入されていた		—	
評価用震度	燃料交換床	震度(水平)	(G)	1.14	0.71	残留熱除去系ポンプ(電動機取付ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を下回るため評価不要</u>
		震度(鉛直)	(G)	0.67	0.41	
	基礎版	震度(水平)	(G)	0.55	0.53	
		震度(鉛直)	(G)	0.51	0.20	

■ その他の号機の評価(福島第一 6号機)

床応答スペクトルについては、概ねシミュレーション解析が基準地震動Ssを下回るが、一部シミュレーション解析が基準地震動Ssを上回る箇所があるため、配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した。

福島第一 6号機の耐震性評価結果



■ その他の号機の評価(福島第二 1号機)

地震荷重、評価用震度等については、シミュレーション解析による荷重が、基準地震動Ssによる荷重を下回っている。

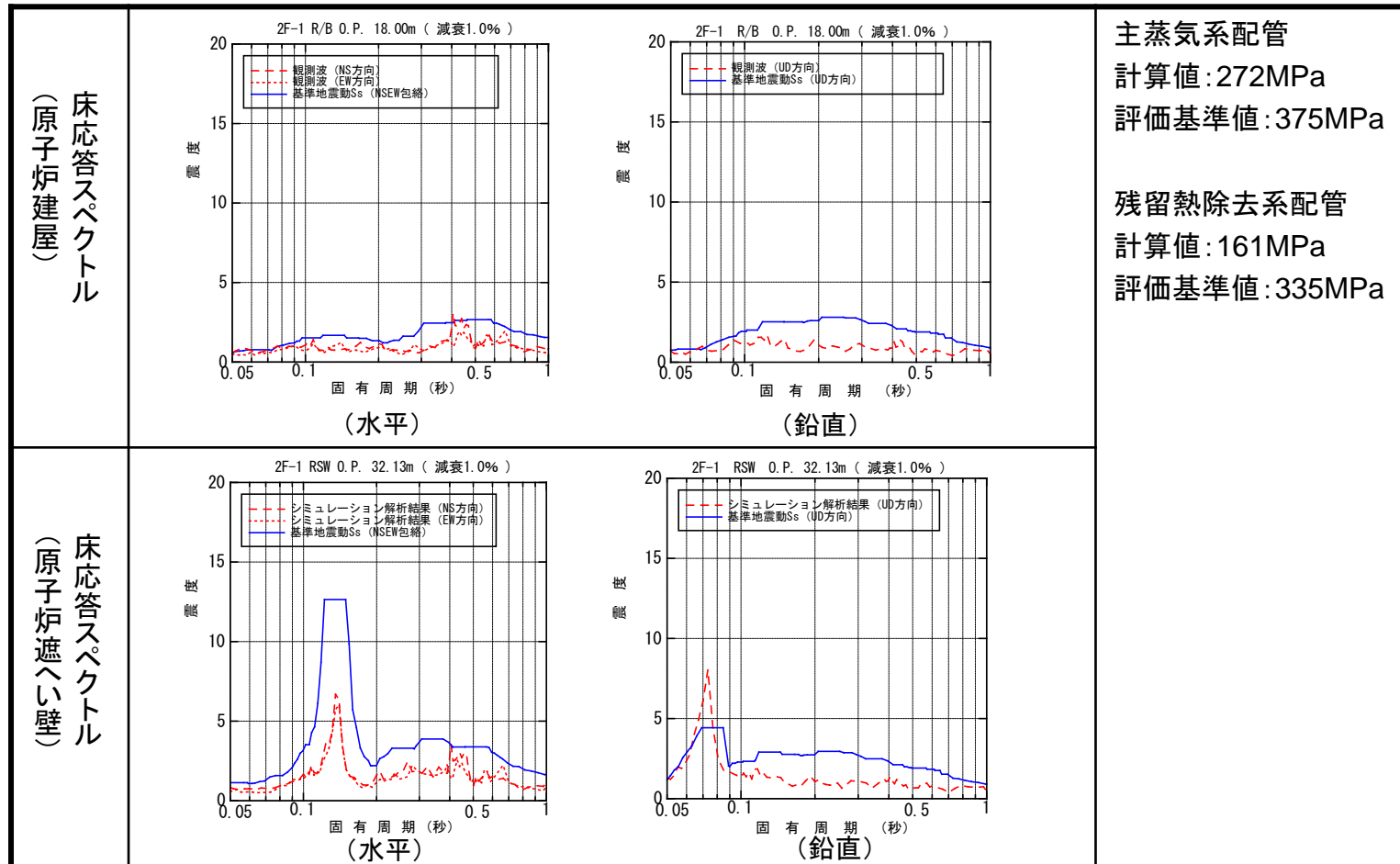
福島第二 1号機の耐震性評価結果

設備等		地震応答荷重		基準地震動Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力	(kN)	5340	3860	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動Ssによる荷重を下回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	15000	11000	
		軸力	(kN)	9410	7930	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力	(kN)	20300	11800	原子炉格納容器 (ドライウエル) 基準地震動Ssによる荷重を下回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	341000	185000	
		軸力	(kN)	6460	3170	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力	(kN)	6550	4740	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 基準地震動Ssによる荷重を下回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	41800	29800	
		軸力	(kN)	1180	1110	
	燃料 集合体	相対変位	(mm)	14.2	9.1	制御棒(挿入性) 評価基準値: 40.0mm
評価用震度	燃料 交換床	震度(水平)	(G)	1.02	0.66	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 基準地震動Ssによる荷重を下回るため評価不要
		震度(鉛直)	(G)	0.80	0.48	
	基礎版	震度(水平)	(G)	0.54	0.32	
		震度(鉛直)	(G)	0.63	0.24	

■ その他の号機の評価(福島第二 1号機)

床応答スペクトルについては、概ねシミュレーション解析が基準地震動Ssを下回るが、一部シミュレーション解析が基準地震動Ssを上回る箇所があるため、配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した。

福島第二 1号機の耐震性評価結果



■ その他の号機の評価(福島第二 2号機)

地震荷重、評価用震度等については、シミュレーション解析による荷重が、基準地震動Ssによる荷重を下回っている。

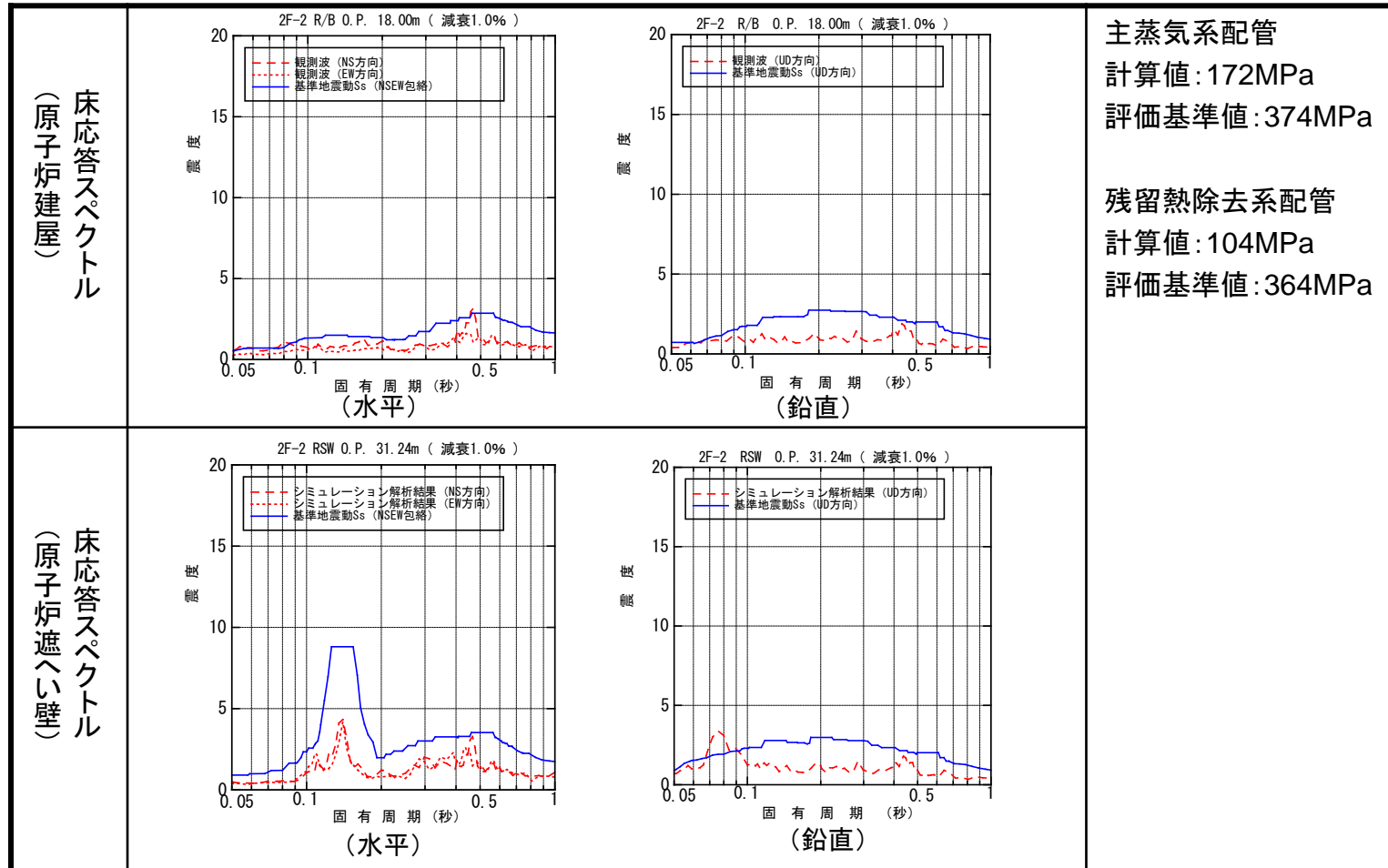
福島第二 2号機の耐震性評価結果

設備等		地震応答荷重		基準地震動Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力	(kN)	4730	2420	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	15200	12100	
		軸力	(kN)	8440	5280	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力	(kN)	25000	15100	原子炉格納容器 (ドライウエル) 基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	381000	228000	
		軸力	(kN)	13800	8410	
	炉心シュラウド 基部	せん断力	(kN)	3420	2760	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	21000	19400	
		軸力	(kN)	1310	819	
燃料 集合体	相対変位	(mm)	14.4	7.2	制御棒(挿入性) 評価基準値: 40.0mm	
評価用震度	燃料 交換床	震度(水平)	(G)	0.92	0.75	残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト) 基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要
		震度(鉛直)	(G)	0.70	0.43	
	基礎版	震度(水平)	(G)	0.53	0.30	
		震度(鉛直)	(G)	0.62	0.28	

■ その他の号機の評価(福島第二 2号機)

床応答スペクトルについては、概ねシミュレーション解析が基準地震動Ssを下回るが、一部シミュレーション解析が基準地震動Ssを上回る箇所があるため、配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した。

福島第二 2号機の耐震性評価結果



■ その他の号機の評価(福島第二 3号機)

地震荷重、評価用震度等については、シミュレーション解析による荷重が、基準地震動Ssによる荷重を下回っている。

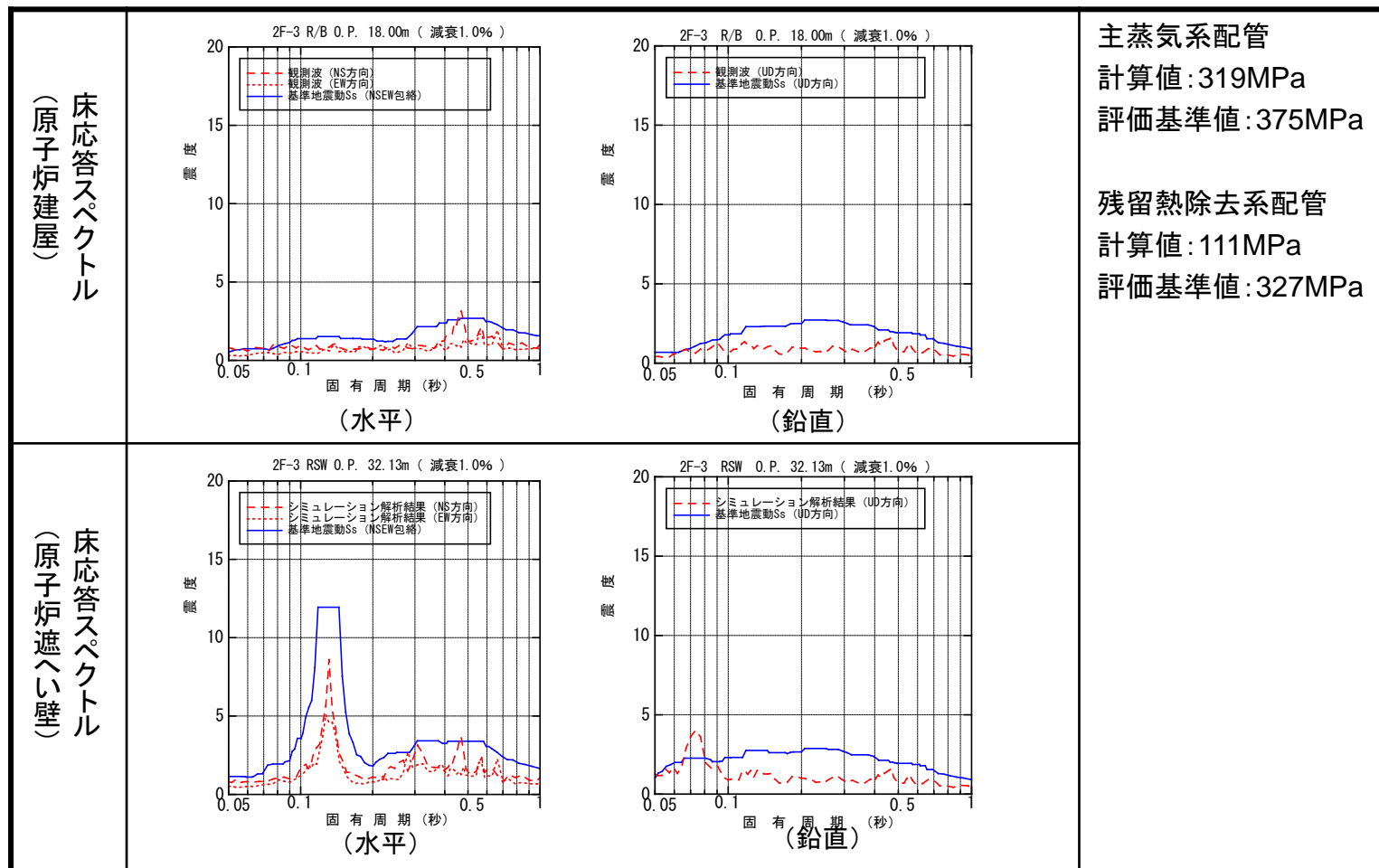
福島第二 3号機の耐震性評価結果

設備等		地震応答荷重		基準地震動Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力	(kN)	5220	4060	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動Ssによる荷重 を下回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	17900	11800	
		軸力	(kN)	8700	6120	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力	(kN)	26700	16400	原子炉格納容器 (ドライウエル) 基準地震動Ssによる荷重 を下回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	433000	325000	
		軸力	(kN)	9740	6420	
	炉心シュラ ウド 基部	せん断力	(kN)	4990	2980	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 基準地震動Ssによる荷重 を下回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	31800	19000	
		軸力	(kN)	1080	787	
燃料 集合体	相対変位	(mm)	15.5	9.9	制御棒(挿入性) 評価基準値: 40.0mm	
評価用震度	燃料 交換床	震度(水平)	(G)	0.91	0.72	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 基準地震動Ssによる荷重 を下回るため評価不要
		震度(鉛直)	(G)	0.70	0.56	
	基礎版	震度(水平)	(G)	0.53	0.34	
		震度(鉛直)	(G)	0.62	0.26	

■ その他の号機の評価(福島第二 3号機)

床応答スペクトルについては、概ねシミュレーション解析が基準地震動 S_s を下回るが、一部シミュレーション解析が基準地震動 S_s を上回る箇所があるため、配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した。

福島第二 3号機の耐震性評価結果



■ その他の号機の評価(福島第二 4号機)

地震荷重、評価用震度等については、シミュレーション解析による荷重が、基準地震動Ssによる荷重を下回っている。

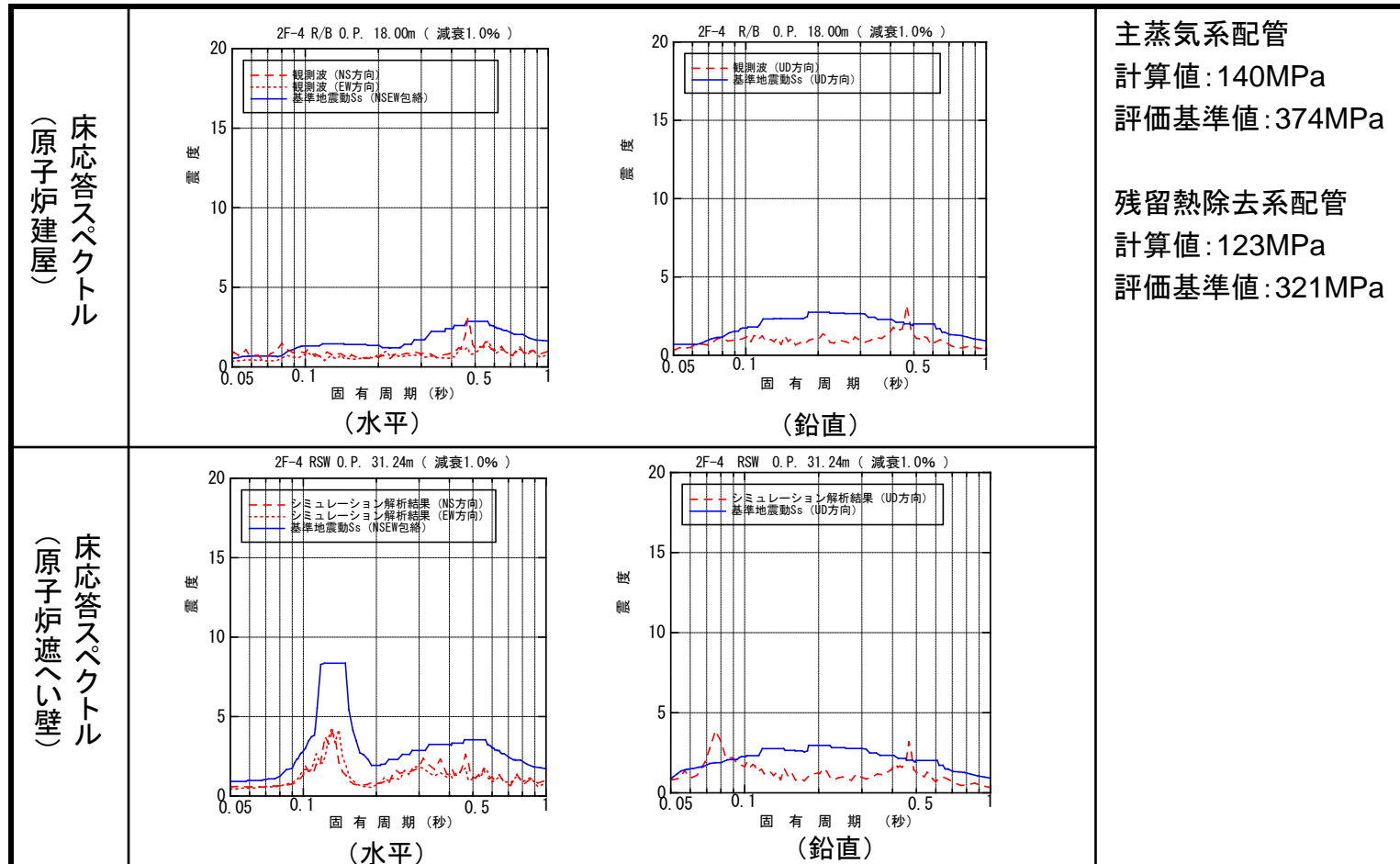
福島第二 4号機の耐震性評価結果

設備等		地震応答荷重		基準地震動Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力	(kN)	4360	2980	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動Ssによる荷重を下 回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	16200	9640	
		軸力	(kN)	8420	5980	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力	(kN)	25400	14000	原子炉格納容器 (ドライウエル) 基準地震動Ssによる荷重を下 回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	396000	236000	
		軸力	(kN)	13700	9670	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力	(kN)	5270	4660	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 基準地震動Ssによる荷重を下 回るため評価不要
		モーメント	(kN・m)	34300	28800	
		軸力	(kN)	1330	930	
	燃料 集合体	相対変位	(mm)	14.1	7.3	制御棒(挿入性) 評価基準値: 40.0mm
評価用震度	燃料 交換床	震度(水平)	(G)	0.91	0.57	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 基準地震動Ssによる荷重を下 回るため評価不要
		震度(鉛直)	(G)	0.68	0.51	
	基礎版	震度(水平)	(G)	0.51	0.26	
		震度(鉛直)	(G)	0.62	0.36	

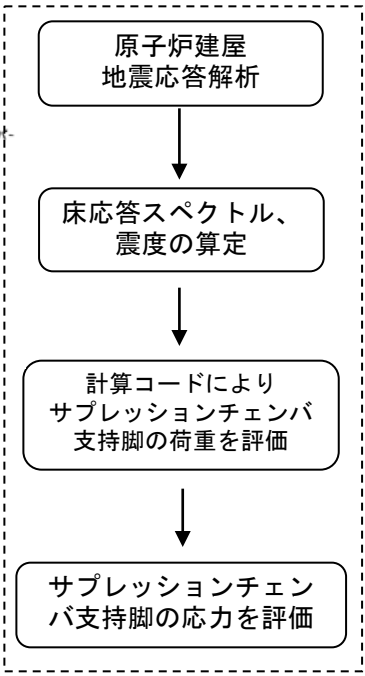
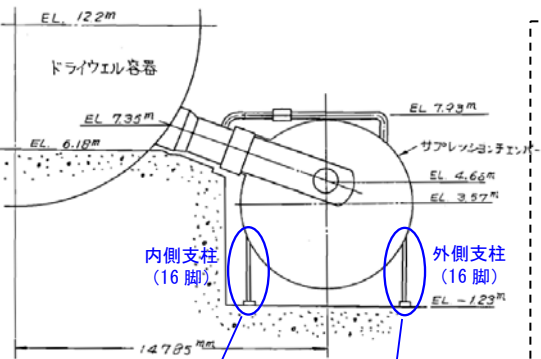
■ その他の号機の評価(福島第二 4号機)

床応答スペクトルについては、概ねシミュレーション解析が基準地震動 S_s を下回るが、一部シミュレーション解析が基準地震動 S_s を上回る箇所があるため、配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した。

福島第二 4号機の耐震性評価結果



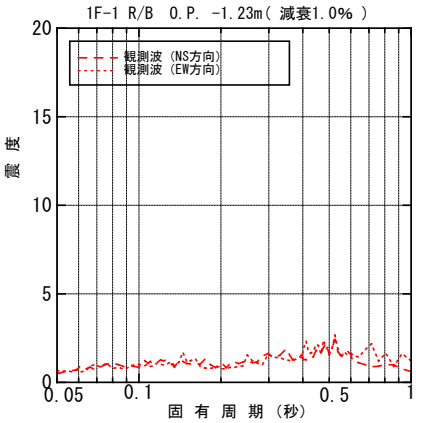
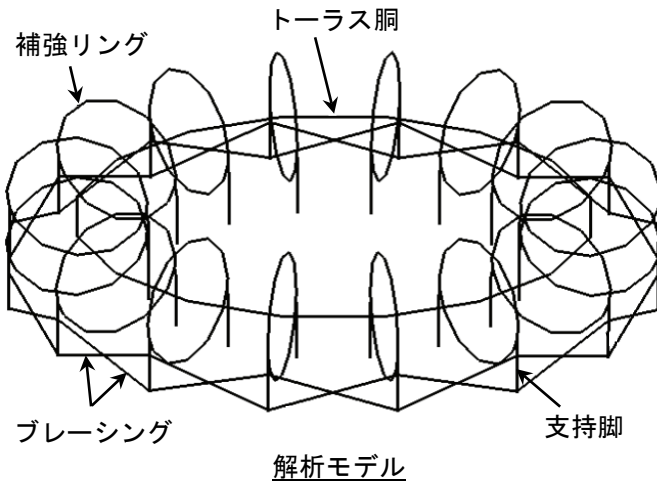
福島第一 1号機のサプレッションチェンバ支持脚の耐震性評価の概要



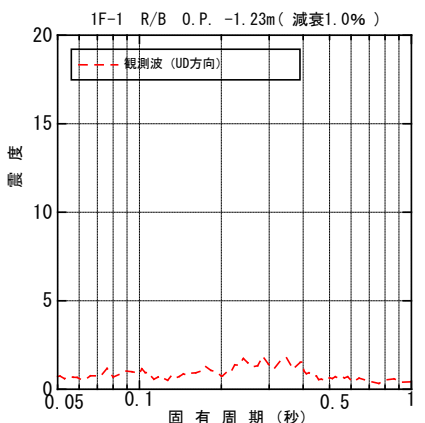
設置レベルの震度を入力した静的解析による荷重と、床応答スペクトルを入力した動的解析（スペクトルモーダル解析）による荷重を比較し、大きい方の荷重を評価に用いている。

サプレッションチェンバ設置レベルの震度

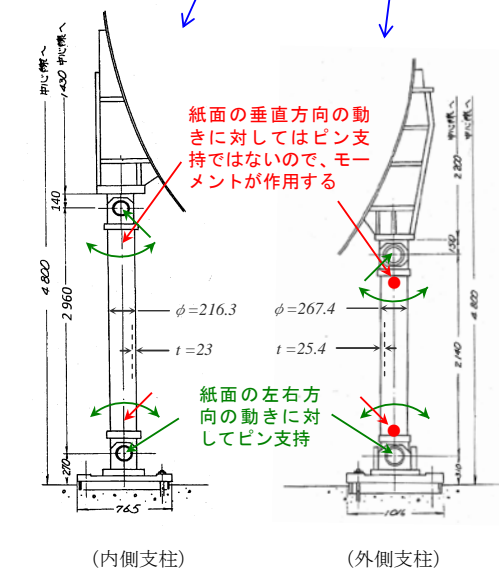
標高 O. P. (m)	水平方向 (NS/EW包絡)	鉛直方向
-1.23 (基礎版上)	0.47	0.27



評価に用いた床応答スペクトル (水平)



評価に用いた床応答スペクトル (鉛直)

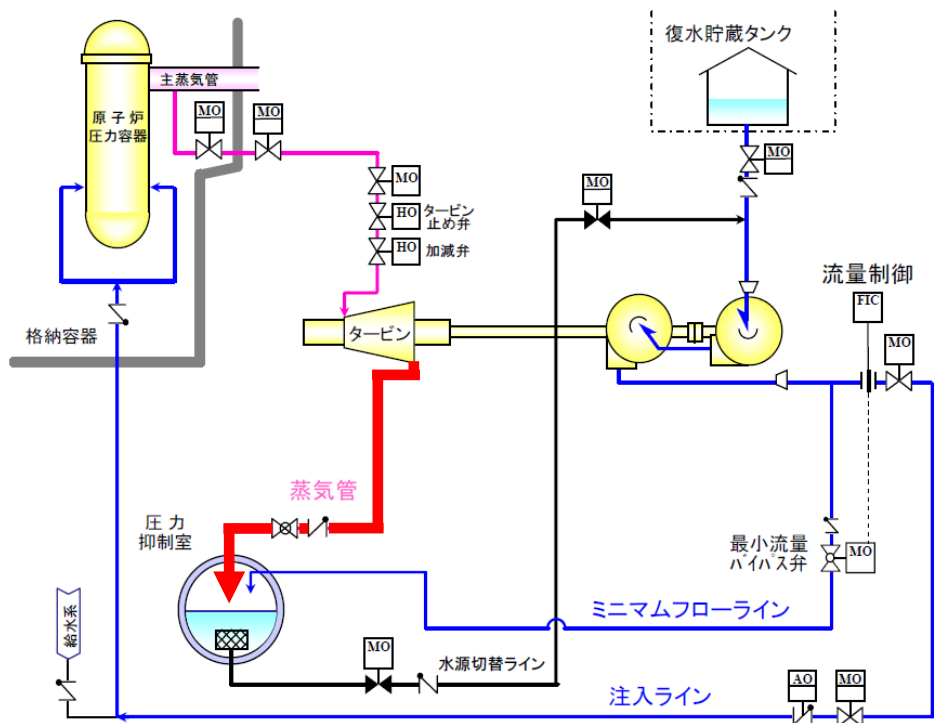


● : 評価点

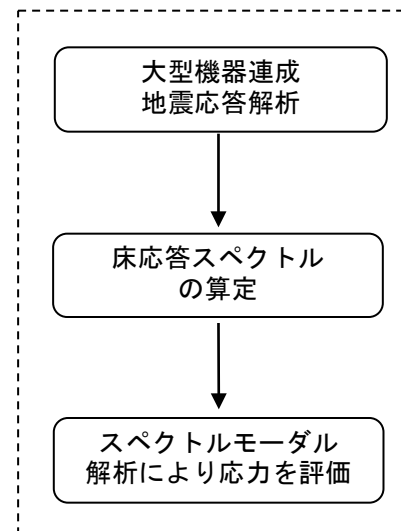
構造図

評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	備考
支柱 (外側支柱)	組合せ	0.64	1.0	圧縮+曲げ
		0.46	1.0	引張+曲げ

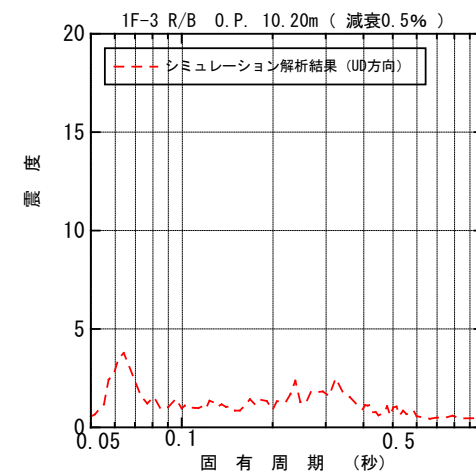
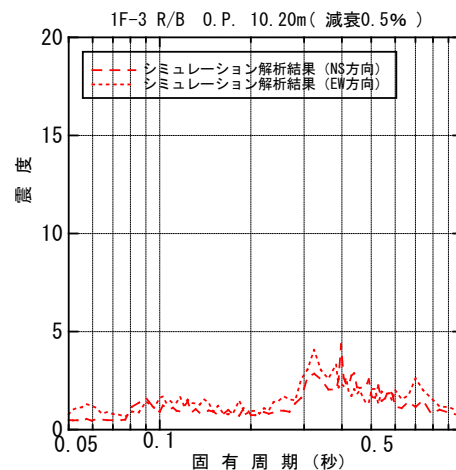
福島第一 3号機の高圧注水系(HPCI系)配管の耐震性評価の概要



— : 評価対象配管
高圧注水系概略系統図

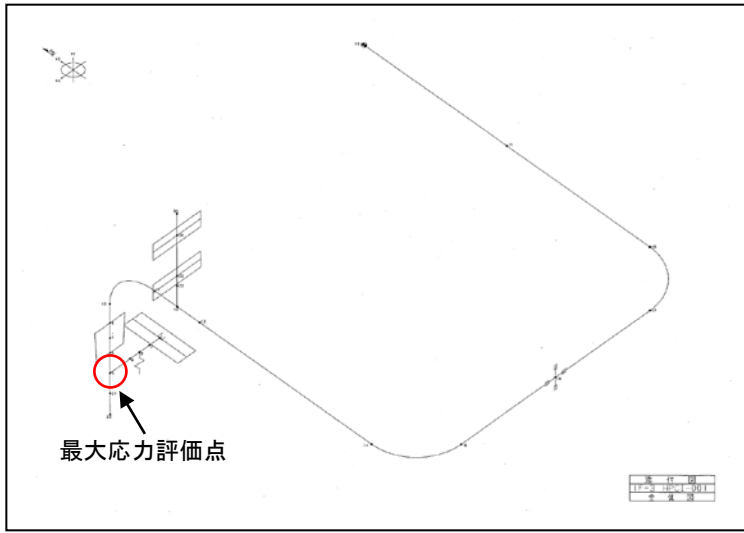


評価のフロー

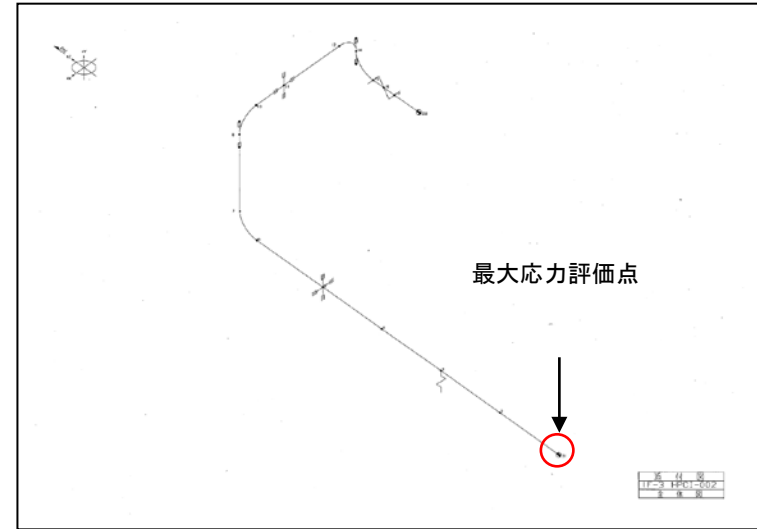


床応答スペクトル

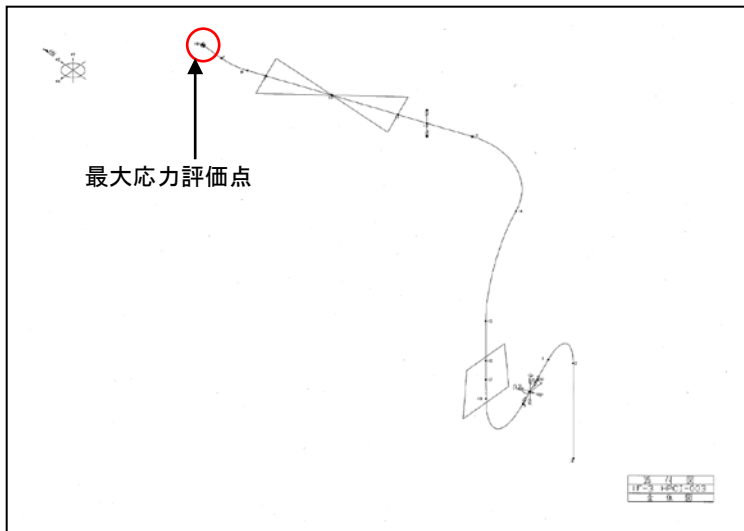
■ 福島第一 3号機の高圧注水系(HPCI系)配管の耐震性評価の概要



配管モデル (HPCI-001)



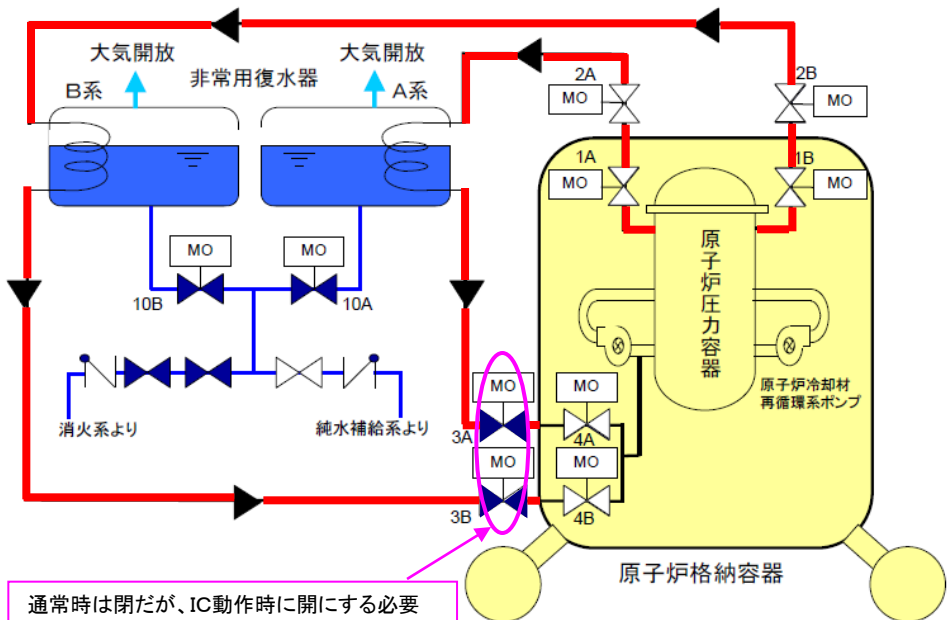
配管モデル (HPCI-002)



配管モデル (HPCI-003)

解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	応力比 (計算値/評価基準値)
HPCI-001	113	335	0.34
HPCI-002	52	335	0.16
HPCI-003	75	335	0.22

福島第一 1号機 非常用復水器系(IC系)配管の耐震性評価の概要

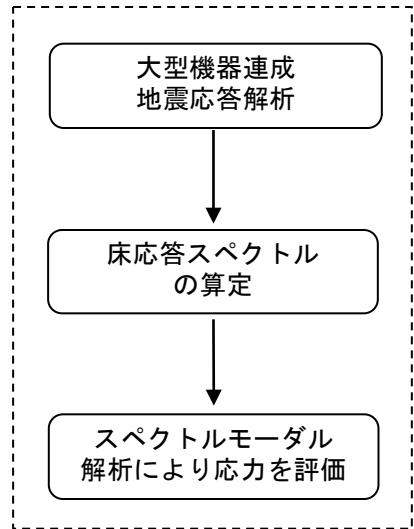


通常時は閉だが、IC動作時に開にする必要があるため動的機能維持が要求される。

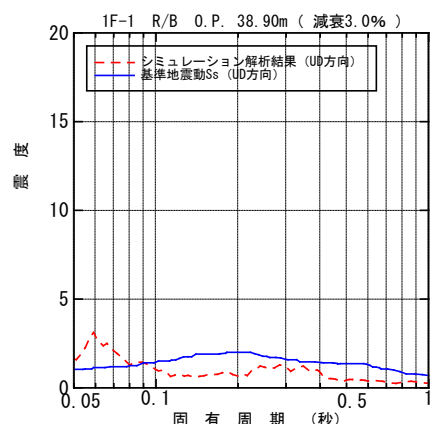
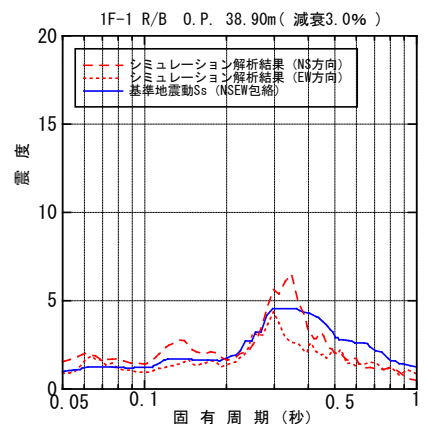
注) 通常時の弁の開閉状態を示す。

— : 評価対象配管

非常用復水器系概略系統図

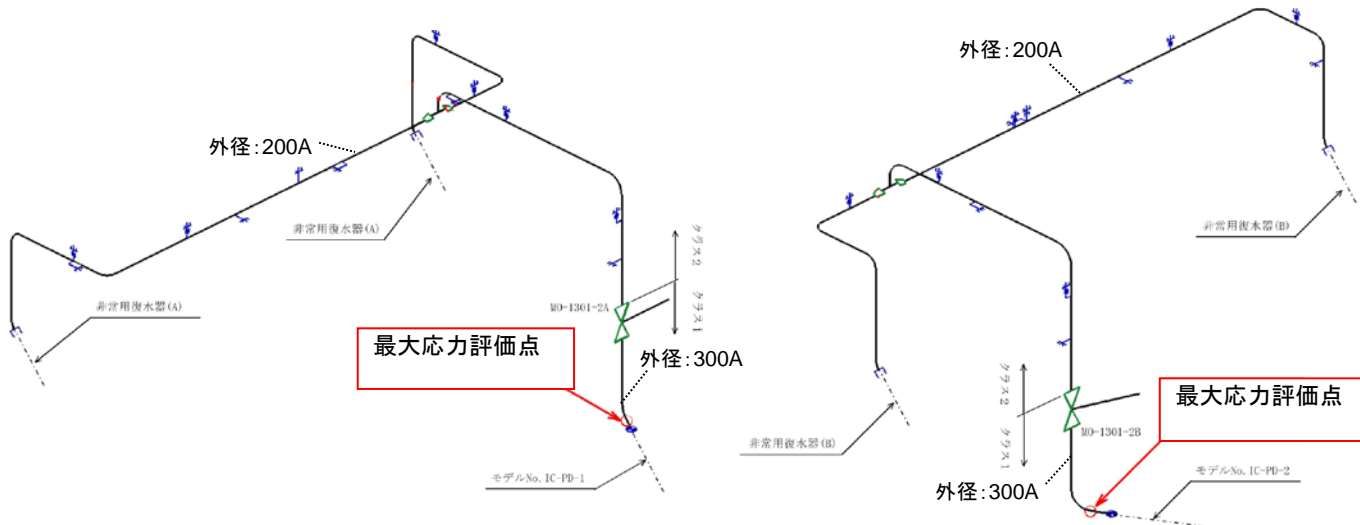


評価のフロー

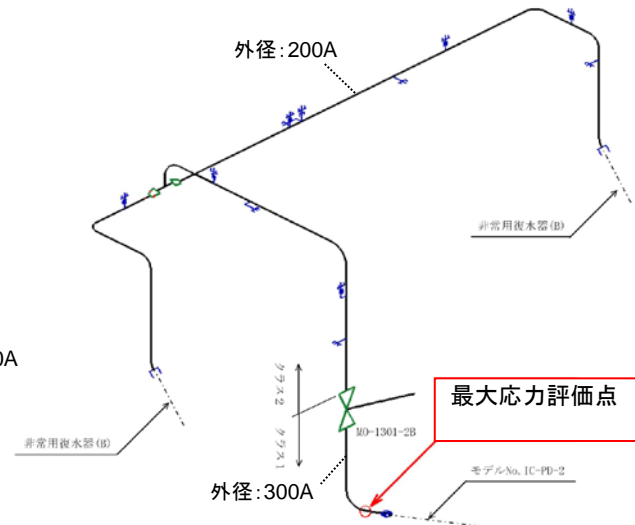


床応答スペクトル

福島第一 1号機 非常用復水器系(IC系)配管の耐震性評価の概要



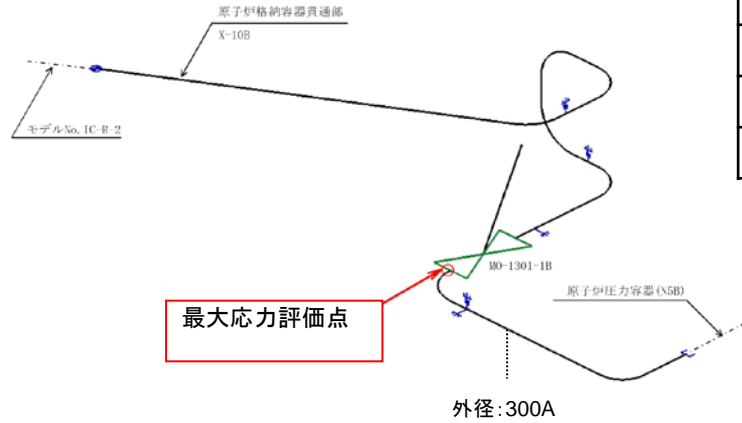
配管モデル (IC-R-1)



配管モデル (IC-R-2)



配管モデル (IC-PD-1)



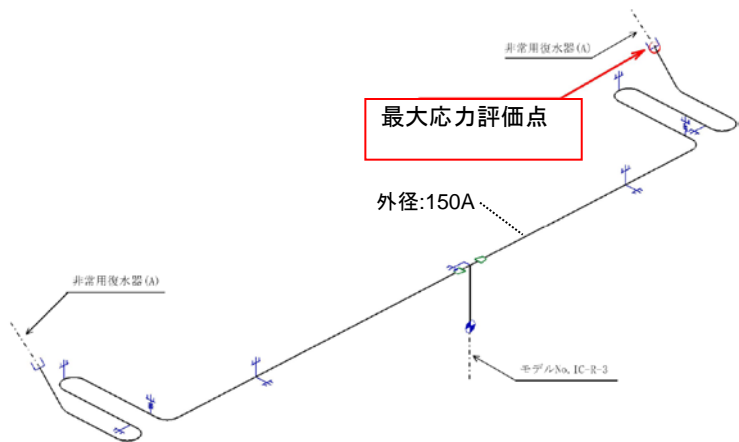
配管モデル (IC-PD-2)

構造強度評価結果

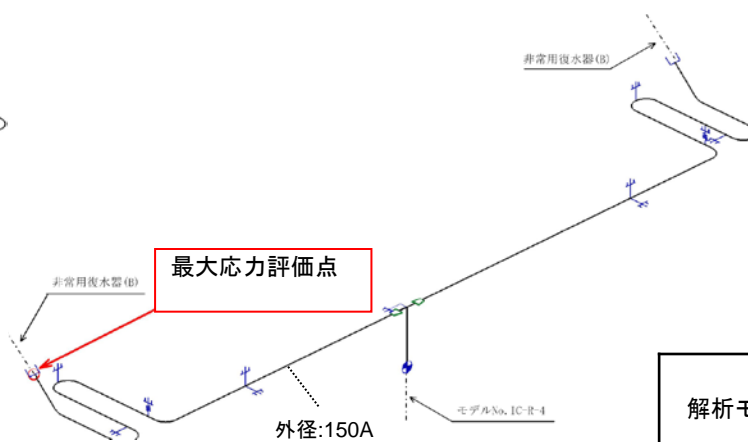
解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値※1 (MPa)	裕度
IC-PD-1	106	414	3.90
IC-PD-2	106	414	3.90
IC-R-1	94	414	4.40
IC-R-2	85	414	4.87

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

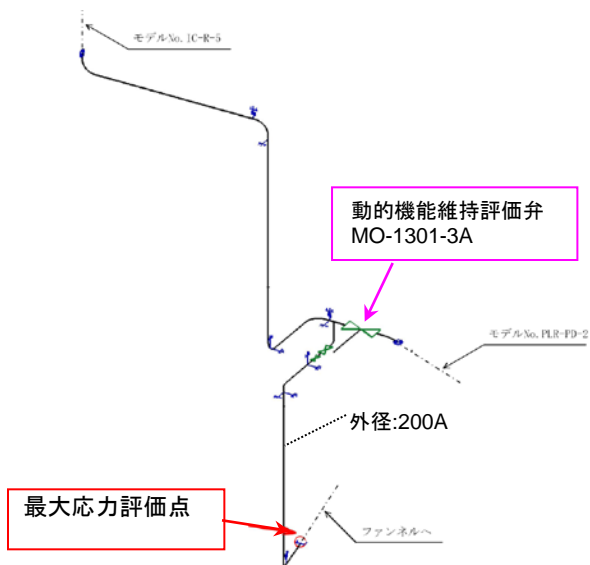
福島第一 1号機 非常用復水器系(IC系)配管の耐震性評価の概要



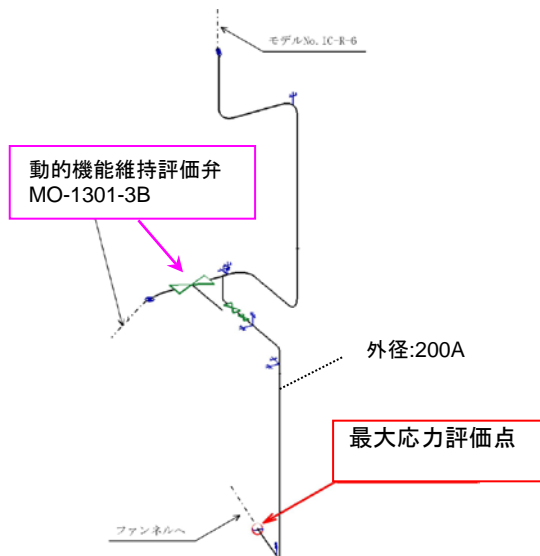
配管モデル (IC-R-5)



配管モデル (IC-R-6)



配管モデル (IC-R-3)



配管モデル (IC-R-4)

構造強度評価結果

解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値※1 (MPa)	裕度
IC-R-3	105	310	2.95
IC-R-4	86	310	3.60
IC-R-5	75	351	4.68
IC-R-6	82	351	4.28

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

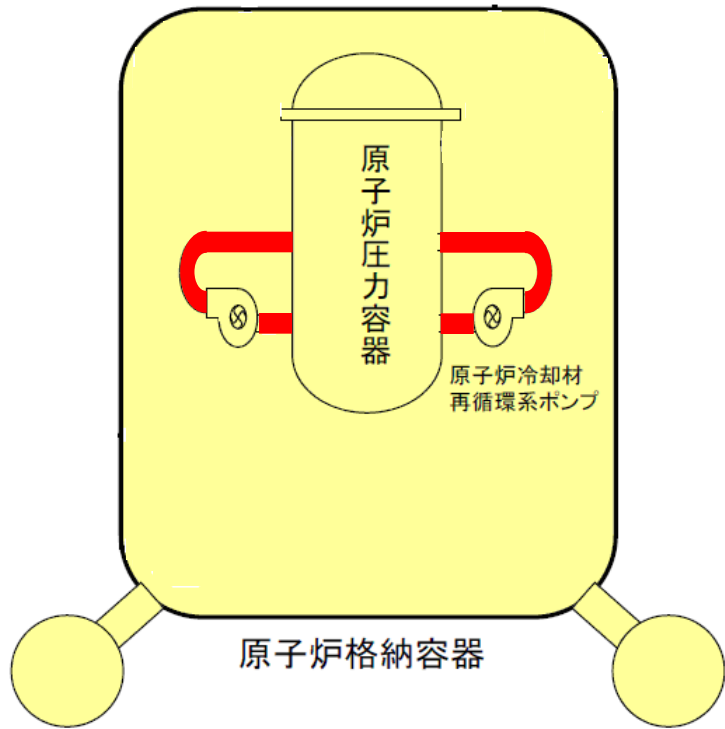
動的機能維持評価結果

弁名称	水平方向 (G※2)		鉛直方向 (G※2)		判定
	計算値	評価基準値※3	計算値	評価基準値※3	
MO-1301-3A	0.9	6.0	2.0	6.0	○
MO-1301-3B	0.9	6.0	1.9	6.0	○

※2: $G=9.80665(m/s^2)$

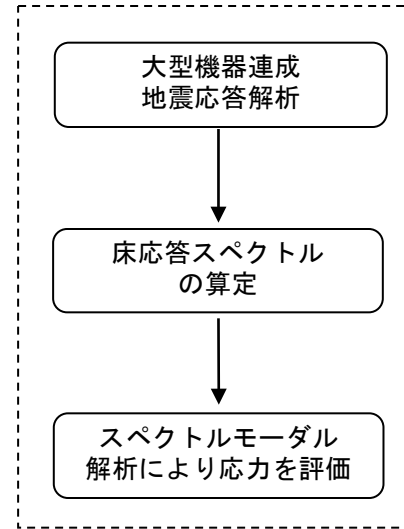
※3:「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」に示される機能確認加速度

福島第一 1号機 原子炉再循環系(PLR系)配管の耐震性評価の概要

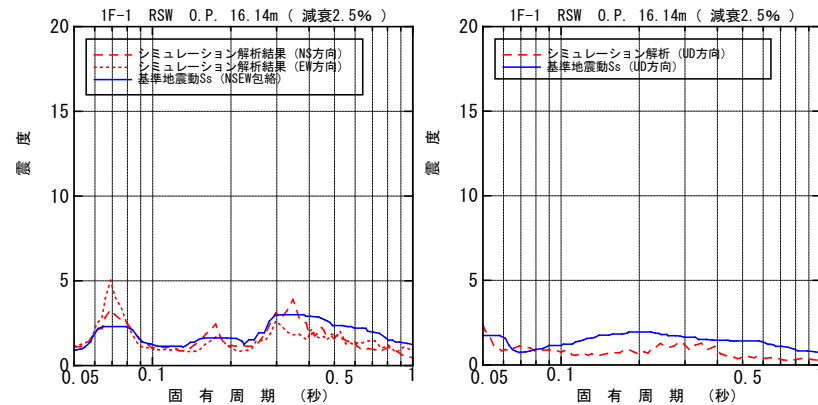


— : 評価対象配管

原子炉再循環系概略系統図

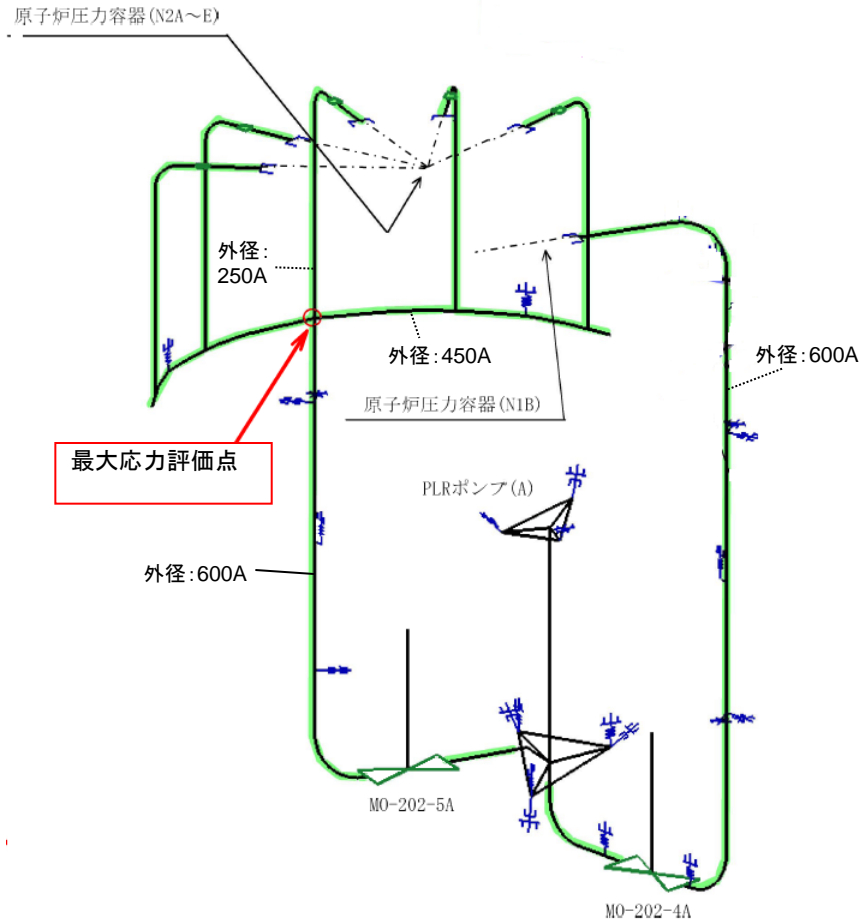


評価のフロー



床応答スペクトル

福島第一 1号機 原子炉再循環系(PLR系)配管の耐震性評価の概要



構造強度評価結果

解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値※1 (MPa)	裕度
PLR-PD-1	160	262	1.63
PLR-PD-2	91	262	2.87

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

配管モデル (A系 (PLR-PD-1) のモデルを示す)

■ 4. 8 耐震安全上重要な設備の影響評価まとめ

○福島第一原子力発電所2号機の原子炉建屋に付随する特に重要な機器・配管系について、今回の地震により受けた影響を地震応答解析により検討した結果、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

○福島第一原子力発電所1号機、3号機および5号機の原子炉建屋に付随する特に重要な機器・配管系については、詳細な検討内容については本資料の中では省略しているが、今回の地震により受けた影響を地震応答解析により検討した結果、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

○福島第一原子力発電所4号機、6号機および福島第二原子力発電所1～4号機については、今回の地震による地震荷重等は、床応答スペクトルの一部の箇所を除いて、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を下回ることを確認した。また配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した。詳細な検討内容については本資料の中では省略しているが、これらの結果から、原子炉建屋に付随する特に重要な機器・配管系について、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

東京電力（株）福島第一原子力発電所における
現地調査結果報告

平成23年12月9日
原子力安全・保安院

1. 実施時期 平成23年12月1日
2. 実施場所 東京電力（株）福島第一原子力発電所敷地内及び第5号機原子炉建屋及びタービン建屋等
3. 実施概要 平成23年東北地方太平洋沖地震による東京電力福島第一原子力発電所の取水路及び海水ポンプ周辺等の津波による被害状況、第5号機原子炉建屋及びタービン建屋並びに機器・配管系の地震による影響等について、「建築物・構造に関する意見聴取会」及び「地震・津波に関する意見聴取会」合同により現地で調査を行った。
4. 出席委員
(建築物・構造に関する意見聴取会委員)
西川主査、川島委員、壁谷澤委員、橘高委員、久保委員、小林信之委員、高田委員、原委員、藤田委員、前田委員
(地震・津波に関する意見聴取会委員)
高田主査、阿部委員、今泉委員、今村委員、岡村委員、神田委員、佐竹委員、杉山委員、高橋智幸委員、西川委員、藤間委員、藤原委員、古村委員、松山委員、山本委員、
5. 現地調査における主な質疑応答
(委員)
津波の情報は、当時リアルタイムで把握可能だったか。それとも、一般の方々と同様な情報だったのか。
(東京電力)
震源の距離や規模等について情報を得ていたが、津波の高さ

については、一般の方と同様な情報しか入らなかった。

(委員)

地震発生当時、タービン建屋地下 1 階に海水はどの程度溜まったのか。また、地下一階の標高は。

(東京電力)

沈降する前の床レベルは O.P.+4.9m。海水は床面から 30cm 程度溜まっていた。

(委員)

防波堤が破壊されていたが、津波によるものか。

(東京電力)

高さ 10m 程度の防波堤が第一波の力で持ち上げられ、更に第二波の力でめくれるように壊れた。

現在は、テトラポットを積んで対応している。

(委員)

現在、5号機の原子炉内の燃料はどのように冷却しているのか。

(東京電力)

燃料は原子炉圧力容器炉内にあり、残留熱除去系で冷却している。また、使用済燃料プール内の燃料については、燃料プール冷却系で冷却している。

(委員)

空冷の非常用ディーゼル発電機は、後で追加されたのか。

(東京電力)

空冷式の非常用ディーゼル発電機はH10年～H11年に導入したものの。

6. 現地調査後の報道機関へのブリーフィング（概要）

【報道機関】

今回の地震・津波の影響をどう見るか。

(委員)

今回の調査目的は、これまでの耐震設計指針に問題はなかったのかということを実際に被害の状況を見て検証し、更なる改善の必要性などを検討することである。5号機における今回の地震の揺れは、ほぼ基準地震動 Ss に相当するものであり、今回

確認できた範囲では、建物の構造に影響を及ぼすようなひび割れや機器や配管の変形はなかった。事業者には、更なる詳細な調査を重ねてもらふ必要があるが、耐震バックチェックで評価した解析結果と大差はなく、地震に対しては健全性が保たれたと思う。

(委員)

津波の設計指針について今後検討の必要性を感じた。

(委員)

大きな津波が押し寄せた場合にプラントがどのような挙動を示すのかを検討するために、今後、運転データを解明していくことが必要。

(委員)

地震による揺れについては、1～4号機は確認できないが、5号機はほとんど揺れによる損傷はなかったと思われる。周辺地域の一般構造物の倒壊が少ないことから、原子力発電所の建屋には影響が無かったものと考えられる。一方、送電線鉄塔の倒壊については、地盤の評価を行う等、耐震設計の見直しが必要と思われる。

(委員)

これまでの安全設計・耐震設計における深層防護の思想に間違いはなかったと感じた。システムの安全は独立性、多重性、多様性が基本であるが、それにより、6号機では、水冷式だけでなく空冷式の非常用ディーゼル発電機を設置する多様性を持たせたことが成功した。

【報道機関】

津波についてどのように考えるか。

(委員)

想定した津波の高さが十分でなかった。今後は、津波設計高さを見直し、さらにそれを超えた場合の対処方法、シビアアクシデントマネジメントを検討していかなければならないと思う。

(委員)

想定を超えた津波の対処方法は、水密性を確保することであるが、更に新たな技術の研究も必要である。また、水が侵入しても、健全性が保たれるバックアップシステムの検討が必要。

【報道機関】

今後の現地調査の予定について。

(事務局)

本来は、建物や機器の損傷が見受けられる1～4号機を調査するべきであるが、線量が高く立入りが難しいため、2～4号機と同じマーク I BWR 4型の5号機を代表として調査した。

また、既に女川原子力発電所でも10月20日に現地調査したが、福島第二や東海第二などでも、実施することを検討したい。



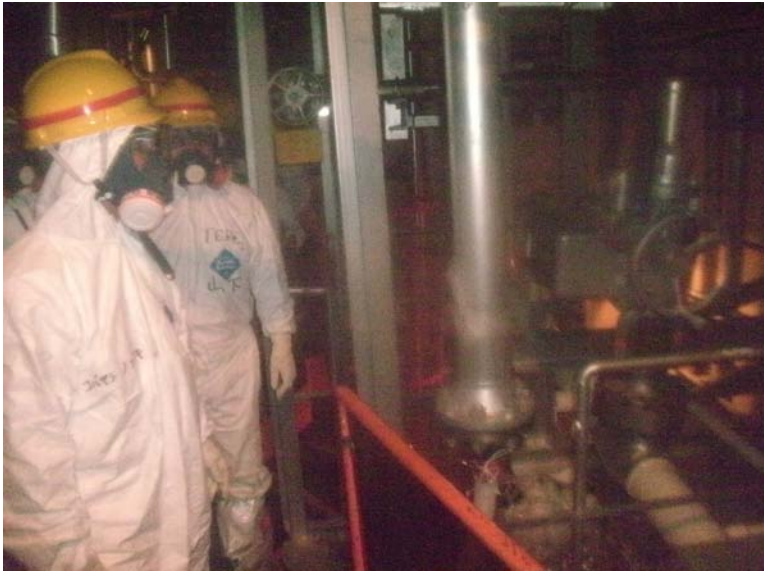
←海水ポンプ周辺（1～4号）
（車内より撮影）



←サブプレッションプールサー
ージタンク（5，6号機用）



←格納容器内（5号機）



← 5号機トールラス室



↑ 5号機使用済燃料プール壁
(3階西側壁)

安全上重要な機器への地震影響について

平成23年12月9日
原子力安全・保安院

(別添1-③)地震によるスクラムから津波到達直前までの冷却設備の被害状況(福島第一)

○地震によるスクラムから津波到達直前まで、安全上重要な冷却設備については、異常信号は出ておらず、各設備の状況は以下のとおり。

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
高圧系の原子炉注水設備 【HPCI, HPCS, RCI C, IC】 (設置位置)	○(HPCI) ◎(IC)	○(HPCI) ◎(RCIC)	○(HPCI) ◎(RCIC)	－(HPCI) －(RCIC)	－(HPCI) －(RCIC)	○(HPCS) －(RCIC)
	R/B地下(HPCI) R/B4階(IC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCS) R/B地下(RCIC)
低圧系の原子炉注水設備 【CS, LPCS】 (設置位置)	○(CS)	○(CS)	○(CS)	－(CS)	○(CS)	○(LPCS)
	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(LPCS)
原子炉格納容器冷却系 【CCS, CCSW】 残留熱除去系 【RHR, RHRS】 (設置位置)	◎(CCS) ◎(CCSW)	◎(A, C), ○(B, D) (RHR) ◎(A, C), ○(B, D) (RHRS)	○(RHR) ○(RHRS)	－(A, C), ○(B, D) (RHR) －(A, C), ○(B, D) (RHRS)	○(RHR) ○(RHRS)	○(RHR) ○(RHRS)
	R/B地下(CCS) 屋外(CCSW)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)
代替冷却注水系 【MUWC, CRD, SLC】 (設置位置)	◎(MUWC) ○(CRD) ○(SLC)	◎(MUWC) ○(CRD) ○(SLC)	◎(MUWC) ○(CRD) ○(SLC)	◎(MUWC) －(CRD) －(SLC)	◎(MUWC) ○(CRD) －(SLC)	◎(MUWC) ○(CRD) －(SLC)
	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B5階(SLC)

－：定検停止中。○：待機。◎：運転。

R/B：原子炉建屋、T/B：タービン建屋、Hx/B：海水熱交換器建屋

※本表の内容は今後の現場確認等の調査により変更される可能性あり。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る保安調査について

1. 調査概要

目的：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会」での冷却系に関する検討に資する情報を収集するため、特に早期に炉心損傷に至った1号機について、地震及び津波発生を受けた中央制御室等での対応状況について確認するため、当時1号機の対応にあたった東電職員にヒアリングする。

実施日及び場所：11月20日（日）、福島第一原子力発電所

2. 調査結果

以下に示すとおり、(1)及び(2)における各質問に対し回答を得た。

(1) 津波襲来前

10月21日に東京電力より提出された「東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原子力発電所1号機における事故時運転操作手順書の適用状況について」（以下「手順書適用状況報告書」という。）においては、3月11日の東北地方太平洋沖地震が発生した直後は、地震加速度大トリップによる原子炉の自動停止と、主蒸気隔離弁（MSIV）が全閉したことを踏まえて、対象となる事故時運転操作手順書としては、事象ベースの「I原子炉編 第1章 原子炉スクラム事故（B）主蒸気隔離弁閉の場合」（以下「手順書1」という。）を挙げて、「冷やす機能」としては、原子炉水位の確認と原子炉圧力の制御を行うものとしている。

当該手順書においては、原子炉圧力調整として、当直長に対する「SRVによる原子炉圧力制御指示」に対応して、操作員（A）は「原子炉圧力上昇時は、SRVを順次「手動開」又は非常用復水器使用により、原子炉圧力「7.06MPa」～「6.27MPa」に維持実施、報告」することとしている。

一方、9月9日に東京電力より提出された「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について」（以下「事故報告書」という。）では、非常用復水器（IC）が原子炉圧力高で自動起動し、その後、操作手順書で定める原子炉冷却材温度低下率 $5.5^{\circ}\text{C}/\text{h}$ を遵守できないと判断し、戻り配管隔離弁MO-3A及びMO-3Bを「閉」操作したうえで、A系1系列で圧力調整することとして手動操作を繰り返したものとしている。

1-① 手順書1においては当該箇所に「原子炉冷却材温度低下率 $5.5^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 」との記載はないが、IC両系統の停止操作を行うにあたり、どの手順書のどの箇所で定められている事項が念頭にあったのか。

【回答】

保安規定（第37条）及び「事故時運転操作手順書（事象ベース）」の減圧操作の箇所に「原子炉冷却材温度変化率 $5.5^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下」と記載されていることが念頭にあった。また、原子炉圧力を6～7MPaに調整することも念頭にあった。

なお、「原子炉冷却材温度変化率 $5.5^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下」の運転上の制限は、今までの繰り返しの運転操作の訓練を通して、体に染みついている。

1-② 手順書1における原子炉圧力の維持範囲は下限値が「6.27MPa」となっているが、MO-3A及びMO-3Bを「閉」操作するまでに原子炉圧力が約4.6MPaまで低下しており、その間、原子炉圧力の把握状況を含め、どのような認識でいたか。

【回答】

外部電源が失われていたものの、非常用ディーゼル発電機が起動しており、通常のスクラム対応（手順書1の操作）により、事象を収束出来ると考えていた。

地震によりしばらく立ってられない状況であったが、スクラムによる制御棒の全挿入は確認できたため、地震の揺れが収まった段階で全体的な確認を行った。その中で、ICの弁が開いていること、原子炉圧力が低下していたことを確認し、原子炉冷却材温度変化率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ が守れないため、一旦ICを停止するためA系、B系の弁を閉めた。

1-③ 手順書1における原子炉圧力の維持範囲に合わせるように、MO-3Aの開閉操作を手動で実施したとのことであるが、当直長からはどのような操作指示をし、操作員はどのように調整作業を行ったか。1系統（A系）のみでの運転など、調整作業は通常の手順として整備されていたものか。

【回答】

ICを一旦停止した後、ICにより原子炉圧力の調整を行うとの判断をし、原子炉圧力を6～7MPa程度に制御するよう、A系でコントロールした。追いつかなければB系も使うことを考えていた。

手順書上は、1系統のみの運転について詳細な規定はなく、実際の操作は状況に応じて対応することとなっており、訓練により習得している。

1-④ ICの操作に関連して、ICの動作状況確認は行ったか。行った場合には、その時期、場所、内容はどのようなものか。

【回答】

地震後に I C が自動起動したことを中央制御室のパネルにて、3 A、3 B のランプ表示に赤ランプが点灯し全開になっていることを確認した。また、他の弁のランプ表示も赤ランプが点灯し全開になっていることを確認した。ランプ表示と原子炉圧力の確認で I C の状態を把握した。なお、中央制御室でも蒸気発生音は確認できた。

1-⑤ I C の操作以外に S / P 冷却が手順書 1 に規定されており、事故報告書においても実際に格納容器冷却系 (C C S) を手動起動し、トーラス水冷却モードで S / C 冷却を開始したとしている。しかし、この手順は手順書適用状況報告書にも記載があるとおり主蒸気逃がし安全弁 (S R V) の手動開閉による圧力抑制室 (S / C) 水温上昇に備えたものと考えられ、S R V 操作ではなく、I C 操作で原子炉圧力を調整している状況において、どのような認識で操作を行ったのか。

【回答】

I C で原子炉圧力制御を行っていたが、この先事象がどのように進展するかわからないため、S R V による原子炉圧力制御や高圧注水系 (H P C I) による原子炉注水を行った場合に S / C 水温が上昇することから、それに備え、事前にその排気先となる S / C 水の冷却を開始していた。

1-⑥ 津波襲来までの間は、比較的混乱なく対応できていたものと考えられるが、原子炉の状態確認としては一通りの確認ができていたか。I C の B 系統、高圧注水系 (H P C I) については、どのような状況にあったか。

【回答】

中央制御室では、津波襲来までの間で、監視パラメータは確認できており、原子炉は特に異常はなかった。またECCSも使用できる状態にあった。そのため、通常のスクラム対応（手順書1の操作）により収束に持って行けると思っていた。

I CのB系も、特に異常はなかった。

H P C Iは特に異常はなく待機状態にあり、原子炉水位が低下してきたときに起動させることとしていた。

1-⑦ 津波に関する情報（大津波警報の発令、到達予想時刻、予想高さ等）は把握していたか。把握した情報に対して何か対応を考えていたか。

【回答】

大津波警報が発令されたとの電話連絡を受けたことは覚えているが、到達予想時刻や予想高さは覚えていない。ただし、影響が出るような津波が来るとの認識はしていなかったと記憶している。

地震の揺れが収まった後、「大規模な地震が発生しました。津波がくる可能性があるので、屋外にいる方、作業員は全て退避して下さい」と何回かページングした。

1-⑧ 原子炉圧力の調整においてSRVの手動操作は行ったのか。

【回答】

中央制御室のパネルで「閉」緑ランプが点灯していることを確認しており、SRVの手動操作は行っていない。

1-⑨ 手順書適用状況報告書においては、手順書をチェックしたエビデンスがないとしているが、津波襲来までの間、手順書1もしくはその他の手順書を確認することはしていないか。

【回答】

記録は残していないものの、地震発生直後の対応は迅速な対応を優先するため訓練で習得した対応を実施し、その後、各対応について手順書1で確認した。

1-⑩ 原子炉の状態確認やI C操作等の内容を緊急時対策所へ逐次連絡していたか。また、緊急時対策所へ連絡すべき内容としてはどのように規定されていたか。

【回答】

逐一、中央制御室にあるホットラインを通じて連絡していたが、具体的な内容は覚えていない。

「緊急時対策所へ連絡すべき内容」としては、事故時運転操作手順書に、「緊急時組織が発足した場合は、緊急時組織と緊密な連絡をとり、必要な措置を行う」と規定されている。なお、異常又は事故は発生した場合は、異常や事故の状況、機器の動作状況等の把握に努めると共に、原因除去、拡大防止に必要な応急処置を講じ報告することが、事故時運転操作手順書の一般事項として規定されている。

(2) 津波襲来後

手順書適用状況報告書においては、3月11日の東北地方太平洋沖地震に伴う津波が襲来した以降は、全交流電源喪失したことを踏まえて、対象とな

る事故時運転操作手順書としては、事象ベースの「Ⅱタービン・電気編 第12章 外部系統事故 12-4 全交流電源喪失」（以下「手順書2」という。）を挙げたうえで、手順書で規定しているHPCIでの原子炉水位確保とICでの原子炉圧力調整が、直流電源盤の被水による影響で実施できなかったとしている。さらに原子炉への注水に全て失敗した場合及びPCVの除熱に失敗した場合の対応として、シビアアクシデント対応の「2. AM設備操作手順書（2-2 消火系（FP）」（以下「手順書3」という。）及び「2. AM設備操作手順書（2-3 不活性ガス系（耐圧強化ベント）」を参考として操作を行ったものとしている。

2-① 手順書2の操作のポイントにおいて、「不用意な運転操作によってICの運転継続を損なわせてはならない」とされているが、津波襲来前には大津波警報発令等を受けて、手順書2の適用について念頭にあったか。

【回答】

外部電源が失われていたものの、非常用ディーゼル発電機が起動しており、通常のスラム対応（手順書1の操作）により、事象を収束出来ると考えていたため、津波襲来前は、手順書1（事故時運転操作手順書 事象ベースの「Ⅰ原子炉編 第1章 原子炉スラム事故（B）主蒸気隔離弁閉の場合」）で対応していた。

なお、影響が出るような津波が来るとの認識はしていなかったと記憶している。

2-② 事故報告書では、「ICは弁開閉表示が確認できない状態であり、また、HPCIは制御盤の表示灯が消灯していたことから起動不能と判断した」としているが、状態確認や開閉操作は現場でできなかったのか。ICにつ

いては津波襲来前にMO-3Aの閉操作を実施していたが、どういう状況と考えていたか。どの段階で手順書2が使用できず、手順書3に対応することとしたか。

【回答】

ICについては、津波襲来までは、MO-3Aの開閉操作により原子炉圧力制御を行っていたが、津波襲来後、中央制御室のランプ表示が次々に消える中で、ICの弁開閉表示も確認出来ない状態となり、機能しているかどうかわからなくなった。

HPCIについては、制御電源である直流電源を喪失したために、起動不能と判断した。

原子炉建屋やタービン建屋などの現場では何が起きているかわからなかったため、まずは中央制御室での状況確認を進めた。その後、ICについては胴側の水位を確認するために現場に向かったが、線量が上昇していたことから確認出来なかった。

電源が喪失しほとんどの注水系が使えない状況であり、早急な原子炉への注水を行うため、使えるものを探し、FP系による原子炉への注水ライン構成を進めた。手順書3（「2. AM設備操作手順書（2-2 消火系（FP）」））で対応することとしたタイミングは覚えていない。

2-③ IC及びHPCIの状態について、緊急時対策所へはどのように連絡していたか。また、緊急時対策所へ連絡すべき内容としてはどのように規定されていたか。

【回答】

逐一、中央制御室にあるホットラインを通じて連絡していたが、具体的

な内容は覚えていない。

2-④ 事故報告書に記載のとおり、15時50分頃に原子炉水位が不明となった後、一時「原子炉水位計が復旧し、原子炉水位が確認できた」としているが、その時確認された水位と状況認識はどうだったか。

【回答】

水位が確認できたことは覚えているが、具体的な水位やその時の状況は覚えていない。

2-⑤ 事故報告書では、原子炉への注水を確保するため、ディーゼル駆動消火ポンプ（D/D-FP）を17時30分に起動し、現場でのライン構成を行ったとしているが、当時の通報連絡においては、ICの胴側への注水として21時19分にライン構成、21時35分に注水していたものとしている。

実際の作業として、ICに対しては弁操作等の現場作業を含めて何を実施していたか。IC胴側水位の確認はできたか。

【回答】

原子炉への注水としてD/D-FPを使うべくライン構成を進めていた。ICについては、IC胴側の水位の確認を行おうとしたが、線量が上昇していたことから確認できなかった。また、原子炉への注水ラインの構成作業を優先して行っていたが、IC胴側への注水に必要な弁の操作場所を確認し胴側の注水にも対応できるようにしていた。

2-⑥ ホワイトボードに記載があった「17° 19' イソコン」は何を記載したのか。また「17° 50' IC組撤収 放射線モニタ指示上昇のため

300cpm 外側エアロック入ったところでOS」は何をするために現場に行ったものか。また「300cpm」とはどこでの計測値で線量率としてはどうか。「OS」とはサーベイメータがオーバースケールしたということか。その際のレンジはどうだったか。

【回答】

「17° 19' イソコン」は、ICの胴側水位計を確認に行くことを書いたと思うが、正確に記憶していない。

「17° 50'」は、ICの胴側水位計を確認するために、現場に向かったところ、原子炉建屋の二重扉を一つ入ったところで放射線モニタの指示値がオーバースケールしたことを記載したもの。放射線モニタの計測レンジはわからない。線量率についても、線量計を持っていなかったのかわからない。

2-⑦ ホワイトボードに記載があった「廊下側からシューシュー音有」とは何を記載したものか。どこの廊下のことか。また、音の発生源として何を考えたか。ICやHPCIの蒸気配管からの漏えいが考えられるものであったか。

【回答】

タービン建屋1階の原子炉側の通路（通称「松の廊下」）でシューシューという音を聞いたが、何の音かはわからない。

2-⑧ 事故報告書によると、一時的にA系のICで弁開閉表示が復活し、供給配管隔離弁MO-2A及び戻り配管隔離弁MO-3Aが「閉」を示していたため、18時18分に開操作を実施し、ICベント管から蒸気が発生していることを確認したとのことであるが、確認はどこでどのようにして行

ったのか。また、その内容は中央制御室にどのようにして連絡したのか。

【回答】

開操作後に運転員が中央制御室から出て、原子炉建屋越しに蒸気が発生している様子とその発生音により確認した。

2-⑨ 事故報告書によると、18時25分にMO-3Aを閉操作したとのことであるが、なぜ閉操作を行ったのか。蒸気の発生が確認できなくなったためと聞いているが、その場合になぜ閉操作を行う必要があったのか。

【回答】

蒸気が発生していないことを確認したので、ICが機能していないと考えられた。蒸気発生がなくなった原因としては、格納容器内の隔離弁が隔離信号により閉止している可能性もあったが、一方でICの胴側の水がなくなっている可能性も考えられた。胴側への給水配管を構成していなかったこともあり、MO-3Aを開けたままだと冷却管が破損し原子炉蒸気が建屋外に放出するおそれもあったことから、閉操作を行った。

2-⑩ 事故報告書によると、21時30分にMO-3Aを開操作したとのことであるが、なぜ開操作を行ったのか。また、その際、ICベント管から蒸気が発生していることを確認したとのことであるが、確認はどこでどのようにして行ったのか。また、その内容は中央制御室にどのようにして連絡したのか。

【回答】

原子炉への代替注水ラインの構成が整い、他に中央制御室で対応可能な

操作を確認していたところ、MO-3Aの閉状態表示灯が消えかかっていた。

ICの技術資料により、胴側への補給水がない状態で十時間程度運転可能であることを確認し、これまでの運転状況から胴側には水があると考えた。直流電源が切れるとICが操作できなくなるおそれがあったこと、D/D-FPが起動できたのでIC胴側への給水も可能になったこと踏まえ、ICが動作することを期待して開操作した。

開操作後に運転員が中央制御室から出て、原子炉建屋越しに蒸気が発生している様子とその発生音により確認した。

2-⑪ これらのICの操作・確認内容を緊急時対策所へ逐次連絡していたか。また、緊急時対策所へ連絡すべき内容としてはどのように規定されていたか。

【回答】

逐一、中央制御室にあるホットラインを通じて連絡していたと思うが、具体的な内容は覚えていない。

以上