

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

図表集

I 検討の背景と進め方について



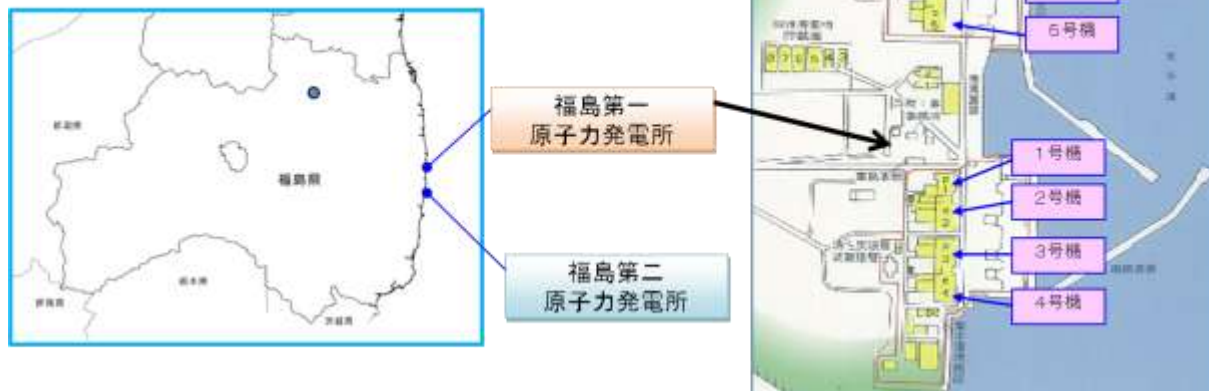
©引用文献：気象庁『平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震』について（第1報）にJNESが一部加筆 [Online]. <http://www.jma.go.jp/jma/index.html>

図 I - 1 - 1

表 I - 1 - 1

観測点 (原子炉建屋最地下階)		観測記録			基準地震動Ss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		
		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。



	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:高圧注水系, HPCS:高圧炉心スプレイ系
CS:炉心スプレイ系, SHC:原子炉停止時冷却系, LPCI:低圧注水系, LPCS:低圧炉心スプレイ系

図 I - 2 - 1

表 I - 2 - 1

	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。

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))を加工

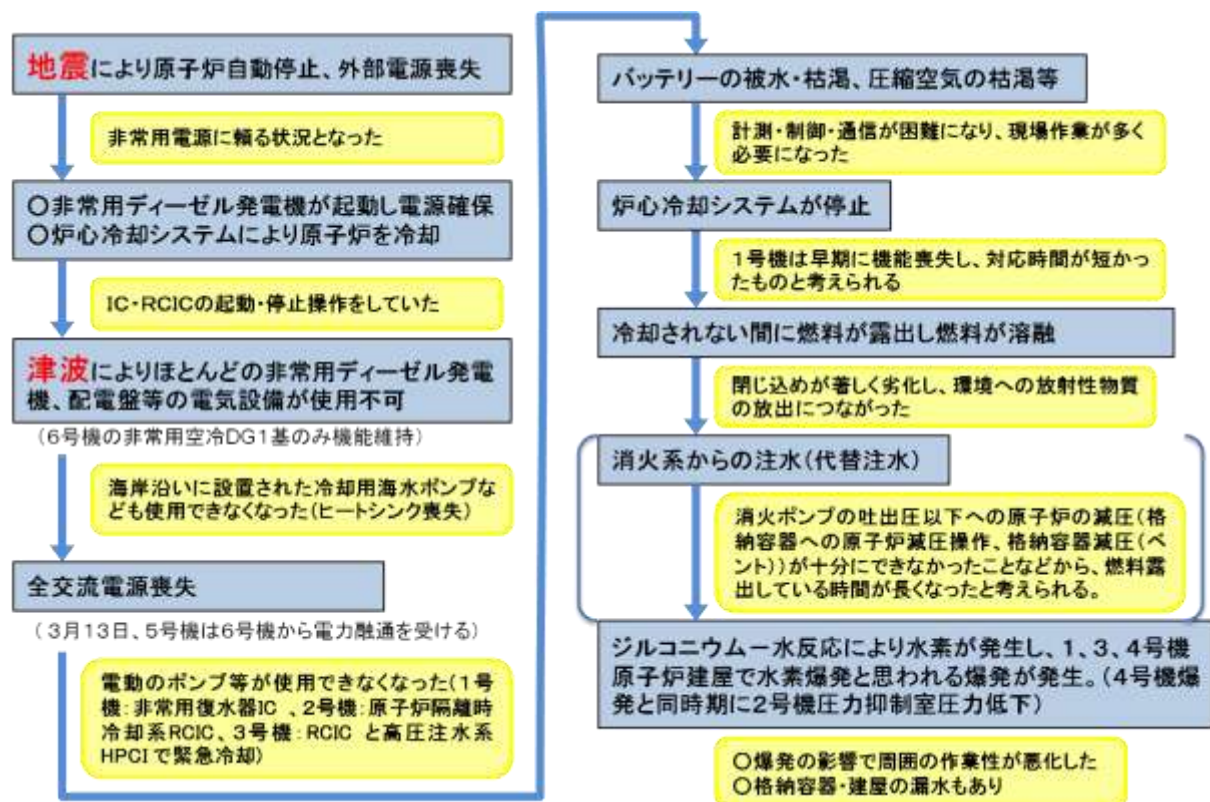


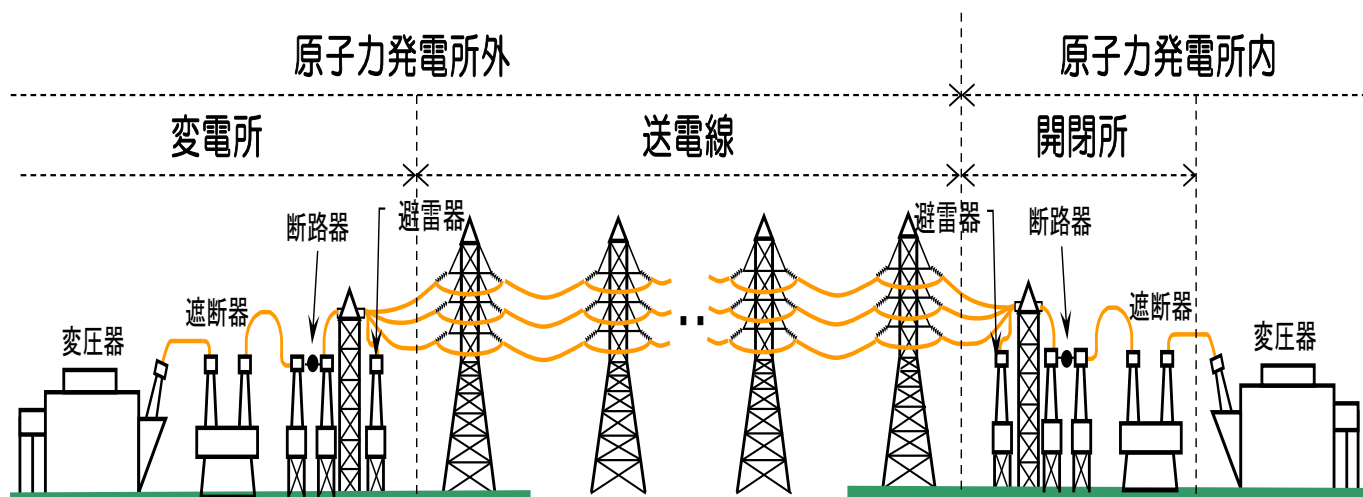
図 I - 2 - 2

表 I - 2 - 2

	福島第一	福島第二	女川	東海第二	(福島第二、女川、東海第2の状況)
震度 (観測市町村)	6強 (大熊町、双葉町)	6強 (楢葉町、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* (地震によらずに考慮せず)	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6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) 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	1号、2号:× 3号:○(2/3) 4号:○(1/3) (全て水冷式) 原子炉建屋地下 (陸側)	1号:○ 2号:○(1/3) 3号:○ (全て水冷式) 原子炉建屋地下 (陸側)	○(2/3) (全て水冷式) 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 屋外 O.P:4m	一部被水 屋内 O.P:4.2m	一部被水 一部屋外 O.P:3m	一部被水 屋外 T.P:0.8m	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)
電源供給のために 配備した数材	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

変電所～発電所の外部電源イメージ図



図Ⅱ－１－１

表Ⅱ－１－１

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	○	○	×	○	○	—	—	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
福島第二	夜の森線2号線	○	○	○	×	○	○	○	送電鉄塔倒壊
	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	○	○	○	○	○	○	○	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
東通	塚浜支線	○	○	×	×	○	○	○	変電所計器用変圧器損傷、鉄塔倒壊(津波)
	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
	東北白糖線	●	●	●	●	●	○	○	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	○	×	○	○	×	○	○	変電所遮断器損傷、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。)

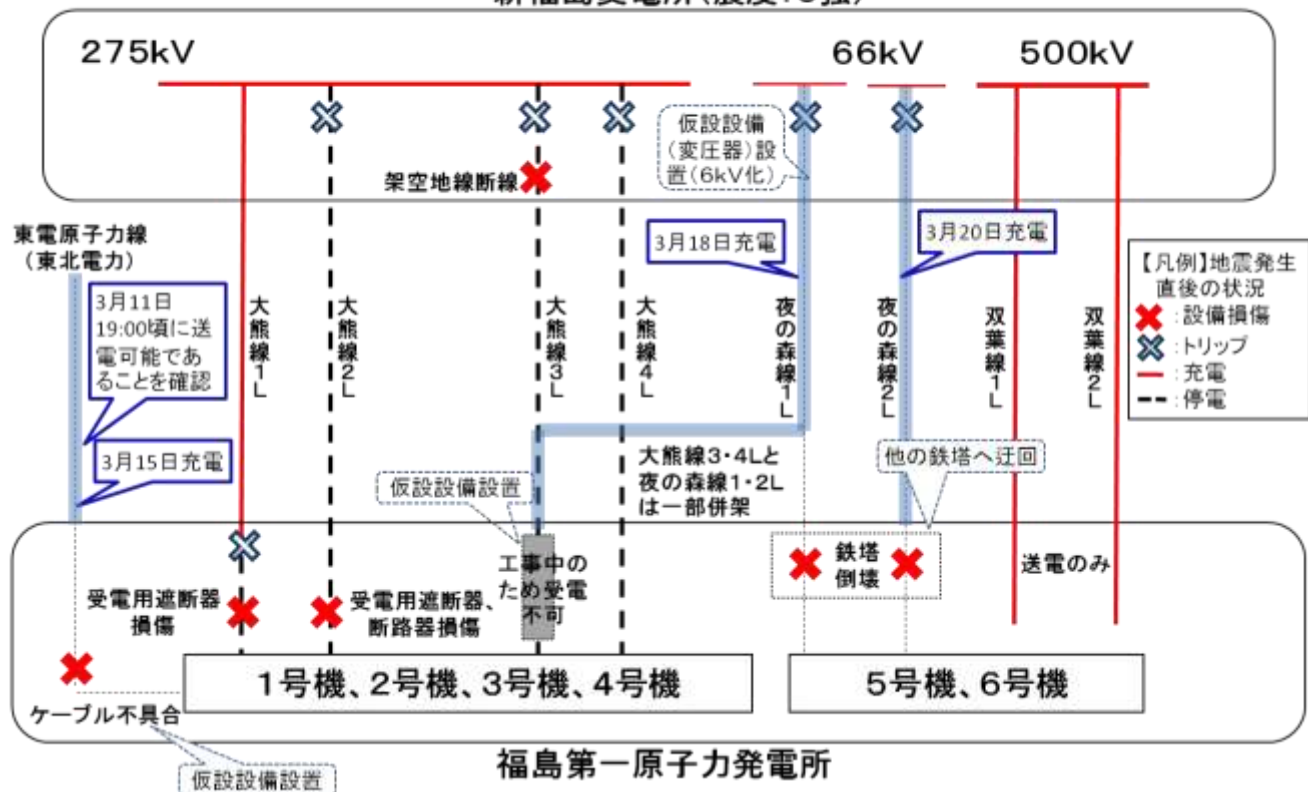
●：上位系統停電又は遮断器トリップ、×：使用不可、—：工事中又は作業中。

※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

①福島第一原子力発電所(地震発生後～3月20日)(1/2)

新福島変電所(震度:6強)



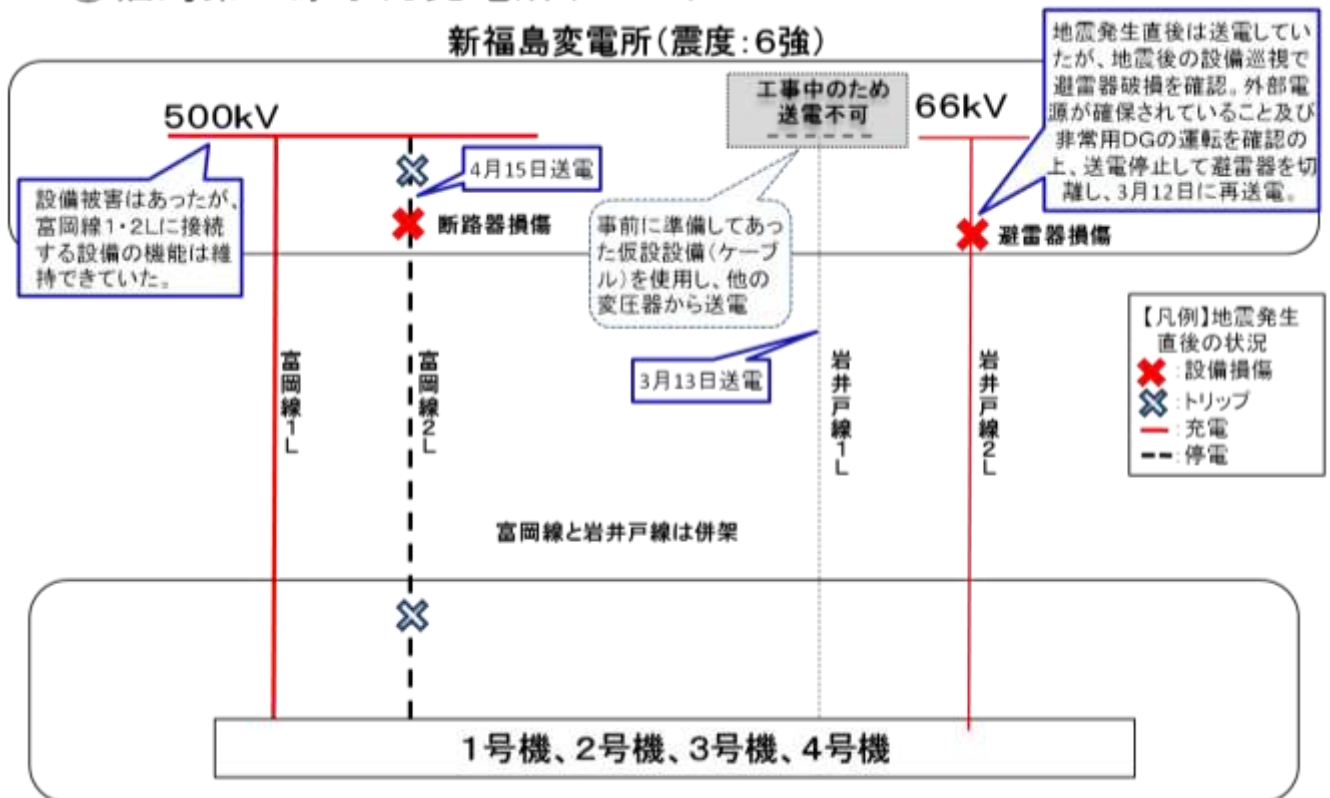
図Ⅱ-1-2

表Ⅱ-1-2

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)への迂回工事をを行い、3月20日に充電

②福島第二原子力発電所(1/2)

新福島変電所(震度:6強)

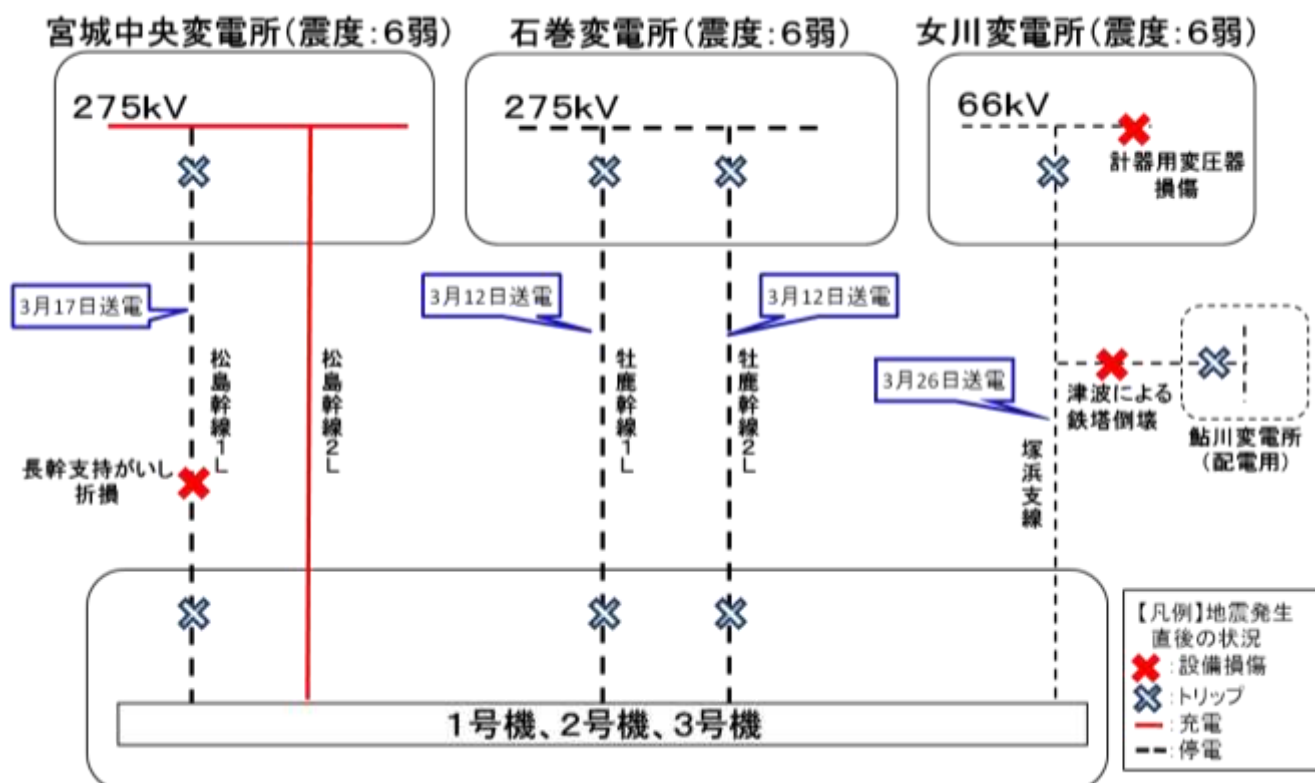


図Ⅱ－1－3

表Ⅱ－1－3

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。

③女川原子力発電所(1/2)



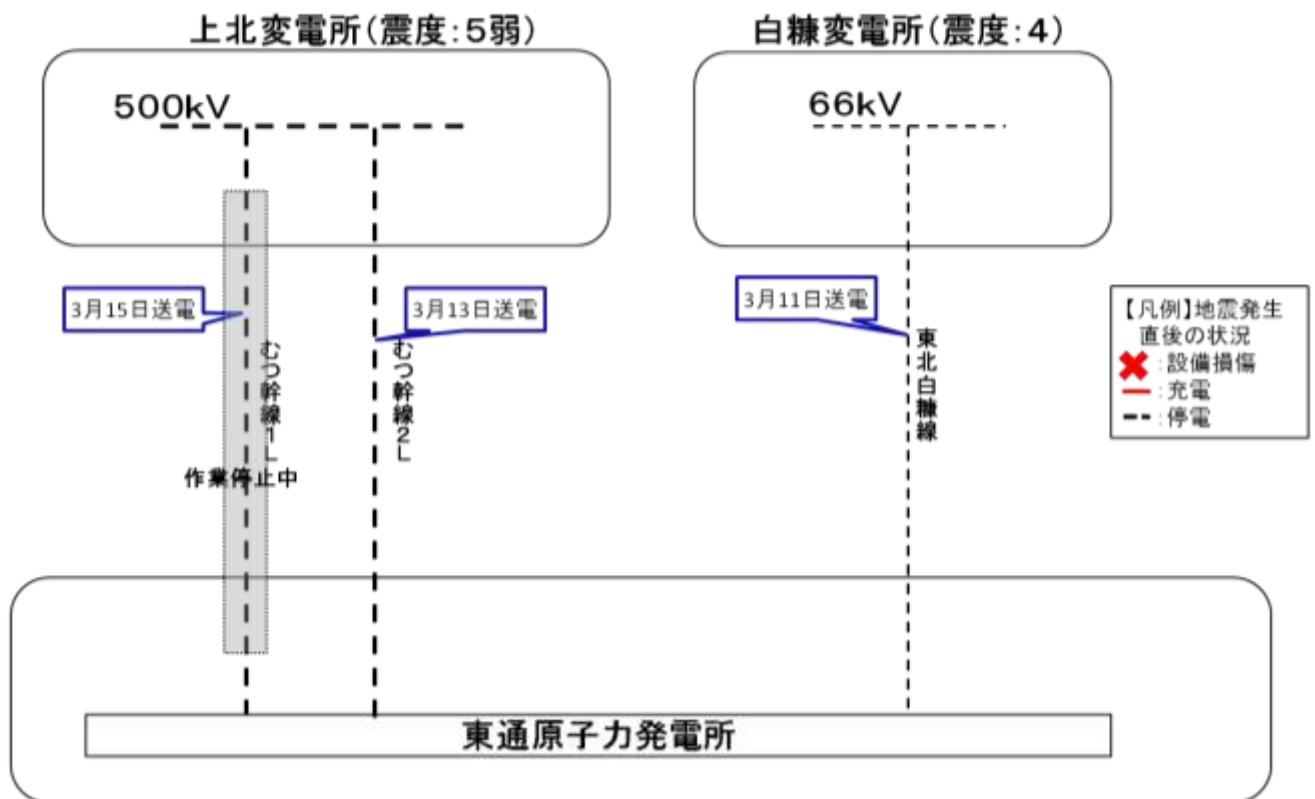
女川原子力発電所

図Ⅱ－1－4

表Ⅱ－1－4

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〕—	・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〕— 〔発電所内〕—	—
	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〕— 〔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〕—	・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

④東通原子力発電所(1／2)

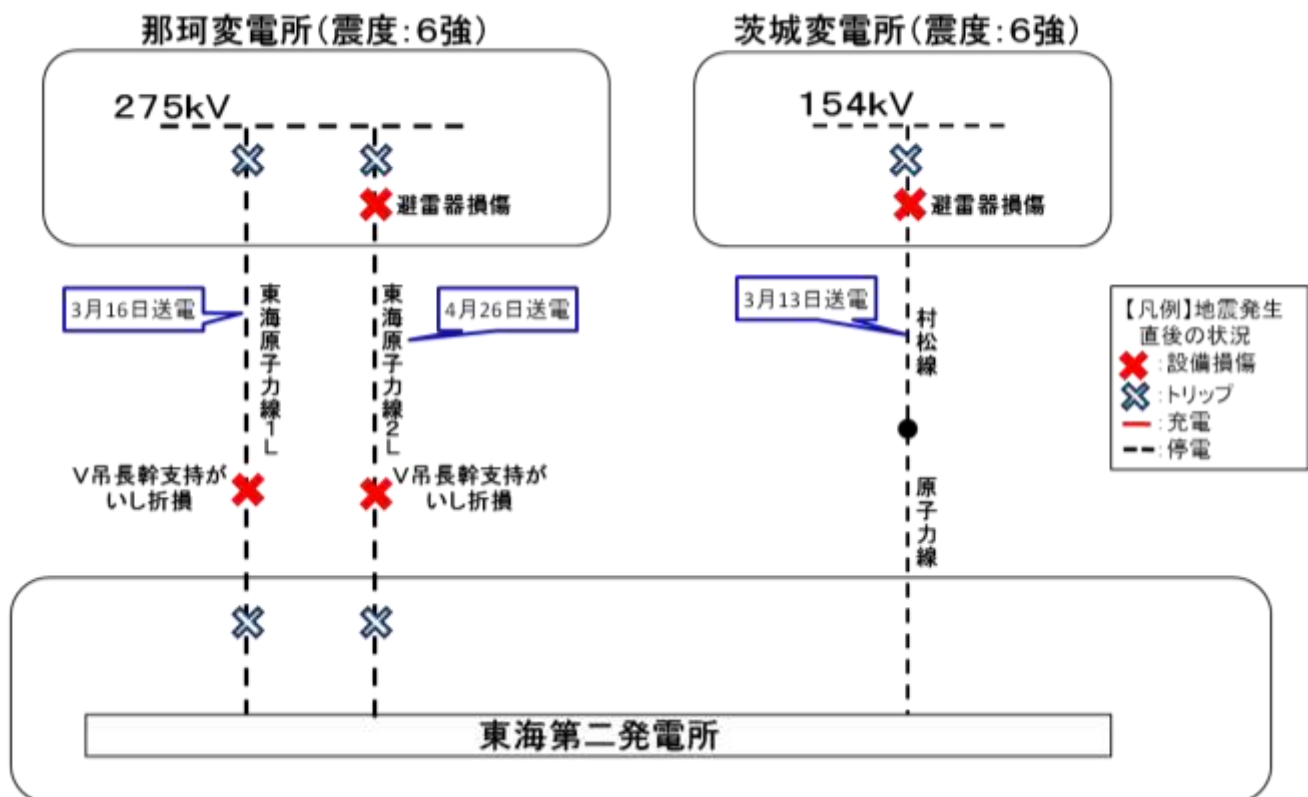


図Ⅱ－１－５

表Ⅱ－１－５

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〕—	・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〕—	・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〕—	・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

⑤東海第二発電所(1／2)



図Ⅱ－1－6

表Ⅱ－1－6

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〕－	・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〕－	・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を取替えを行い、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〕－	・非常用DGが正常に運転し、燃料も十分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

【275kV空気遮断器 全損】



図Ⅱ－１－７



550kVガス絶縁開閉装置 (GIS)

出典◎株)日本パワーシステムズ HP

図Ⅱ－１－８

表Ⅱ－１－７

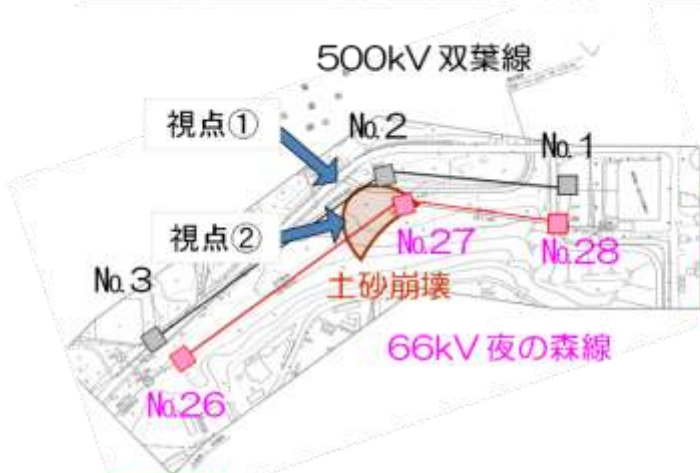
発電所	号機	電圧階級	評価設備	評価部位	評価結果(裕度) ^注
福島第二	1～4号	500kV	ガス絶縁開閉装置	ブッシング	2.04
		500kV	気中遮断器(空気)	中間碍子	2.10
		66kV	ガス絶縁開閉装置	タンク	3.00
		66kV	気中遮断器(ガス)	架台	2.70
女川	1～3号	275kV	ガス絶縁開閉装置	ブッシングタンク	2.72
		66kV	ガス絶縁開閉装置	ブッシング架台	1.33
東通	1号	500kV	ガス絶縁開閉装置	ブッシング	2.72
		66kV	ガス絶縁開閉装置	ブッシング架台	1.34
東海第二	—	154kV	気中(ガス遮断器)	ケー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

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	○
		むつ幹線1号(500kV)	GIS	2003	○
東通	1号	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	○
		東海原子力線1号線(275kV)	ABB	1976	○
東海第二	—	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	○

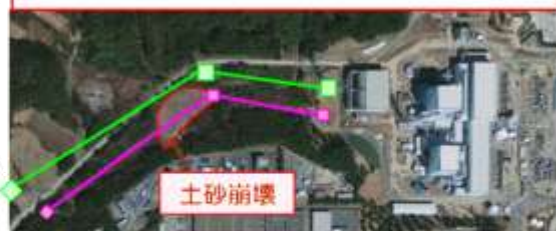
盛土崩落による鉄塔倒壊(夜の森線No.27)



○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)

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)

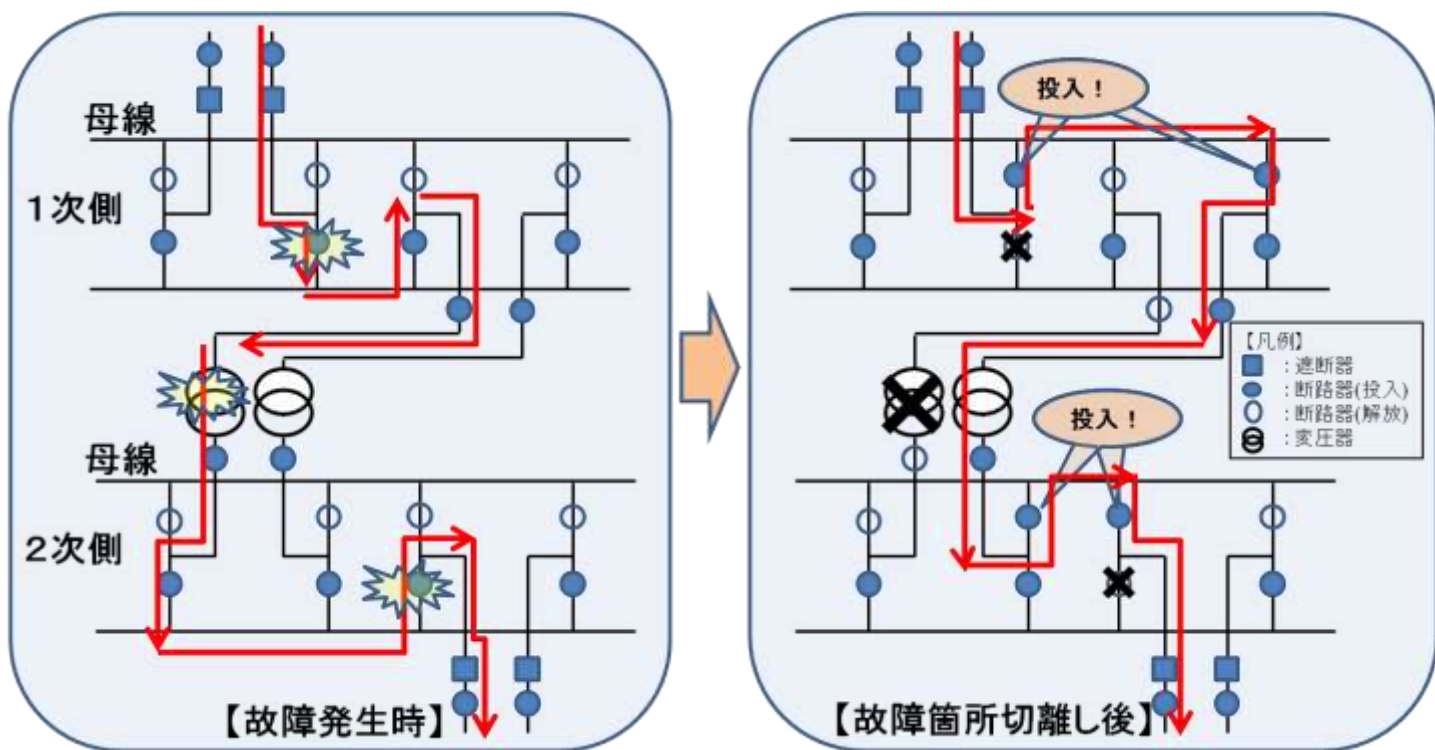


図Ⅱ－1－9

V吊長幹支持がいしの折損

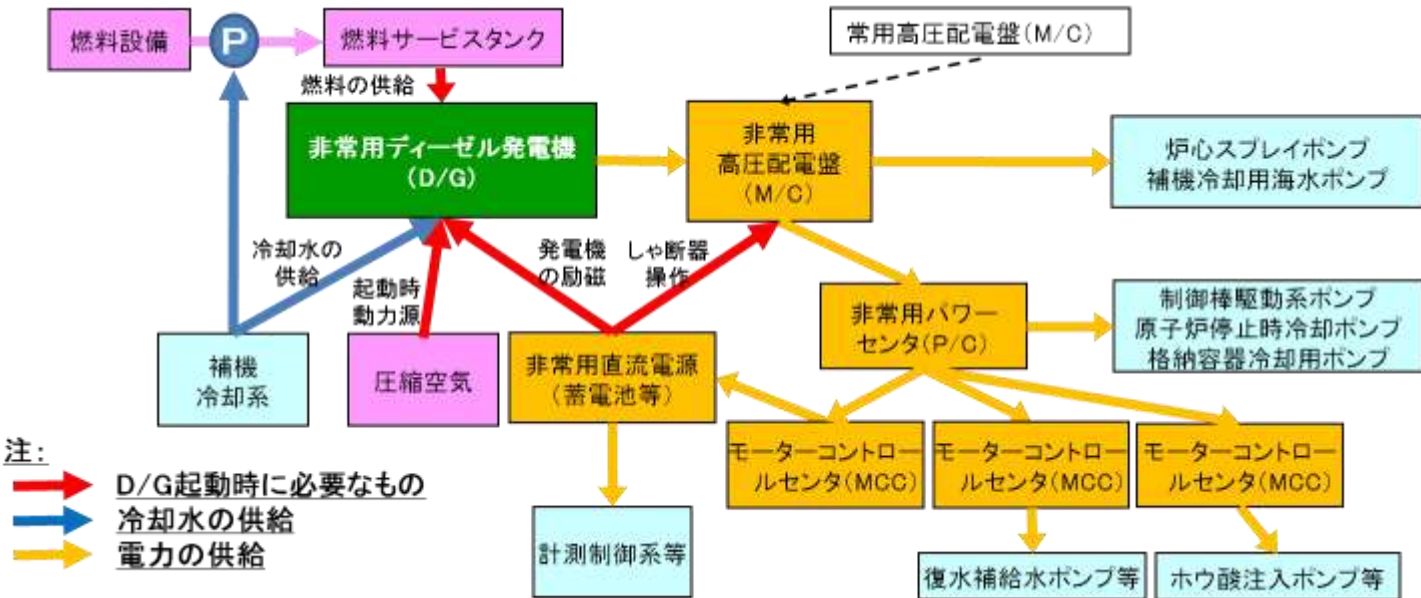


図Ⅱ－1－10



図Ⅱ－2－1

Ⅲ 所内電気設備について



図Ⅲ-1-1

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

	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6回線)	○1回線有 (全4回線)	○1回線有 (全5回線)	×全回線喪失 (全9回線)	・福島第一～5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)	
	1～5号水冷式：T/B地下 6号水冷式：R/B 2,4号空冷式：U/B1階 6号空冷式：DG/B	A/B地下	R/B地下	R/B地下	
DG冷却用 ポンプ (設置位置・ 高さ)	1～6号：×(DGSW)	1号：×(EECW(2/2)) 2号：×(EECW(1/2),HPCSC) 3号：×(EECW(1/2)) 4号：×(EECW(1/2))	1号：○ 2号：×(RSW(1/2),HPCW) 3号：○	×(DGSW(1/2))	・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。
	屋外 (O.P.:4m)	屋内 (O.P.:4.2m)	一部屋外 (O.P.:3m)	屋外 (T.P.:0.8m)	
常用高圧配 電盤(M/O) (設置位置)	1～6号：× 1号：T/B1階 2号：T/B地下、N/C2SA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	1～3号：○ 1号：T/B地下 2号：C/B地下、HB/B1階 3号：S/B地下、HB/B1階	○ 原子炉複合建屋地下 取水口第二電気室1階	・福島第一以外は、設置建屋への津波の遡上がなかったため被水・水没がなく機能した。

※ 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：高圧炉心スプレイ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：高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系

表Ⅲ－２－３

	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：T/B1階 2,4号：T/B地下、U/B地下 3,5号：T/B地下 6号：R/B1階、地下	1号：×(一部水没) 2～4号：○ 1号：A/B地下 2～4号：A/B地下	1～3号：○ 1号：T/B地下、C/B地下 2,3号：R/B地下	○ A/B地下	・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がしゃ断装置故障により受電できず機能せず。)
常用/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号：T/B1階 2号：T/B1階、T/B地下 3号：T/B地下、C/B地下 4号：T/B1階 5号：T/B2階、T/B地下、C/B地下 6号：T/B地下	1～4号：○ 1,2,4号：C/B1階 3号：C/B1階、地下	1～3号：○ 1号：T/B地下 2号：C/B地下 3号：S/B地下、Hx/B地下	×(一部水没) T/B1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	
非常用ワ ーセンタ (P/O) (設置位置)	1～5号：×(一部水没・被水) 6号：○ 1号：C/B地下 2,4号：T/B1階、U/B地下 3,5号：T/B地下 6号：R/B地下、DG/B地下	1号：× 2～4号：×(一部水没) 1号：A/B地下、Hx/B1階 2～4号：A/B地下、Hx/B1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	・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/Oで一部水没し、海水系ポンプ等が機能喪失。
125V直流 電源 (設置位置)	1,2,4号機：× 3,5,6号機：○ 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/B1階	1号：×(一部水没) 2～4号：○ 1号：C/B1階、A/B地下 2号：C/B2階、A/B地下 3,4号：C/B1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/B1階	・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。

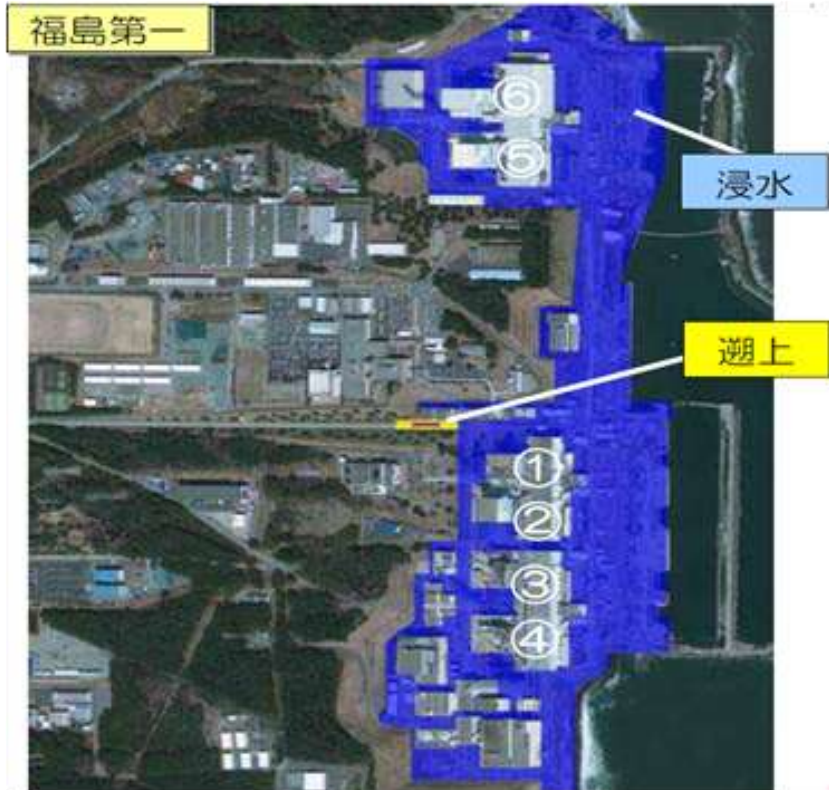
※ 赤字：被水・水没で機能喪失したもの。(×：当該機器が被水・水没。△：当該機器は被水・水没していないが、関連機器が被水・水没。)

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：高圧炉心スプレイ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：高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系

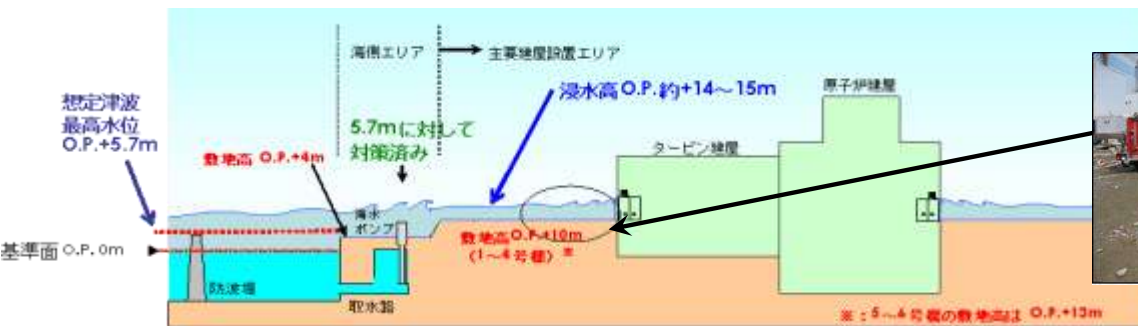


新潟県技術委員会、Google等の公開資料に保安院が加筆

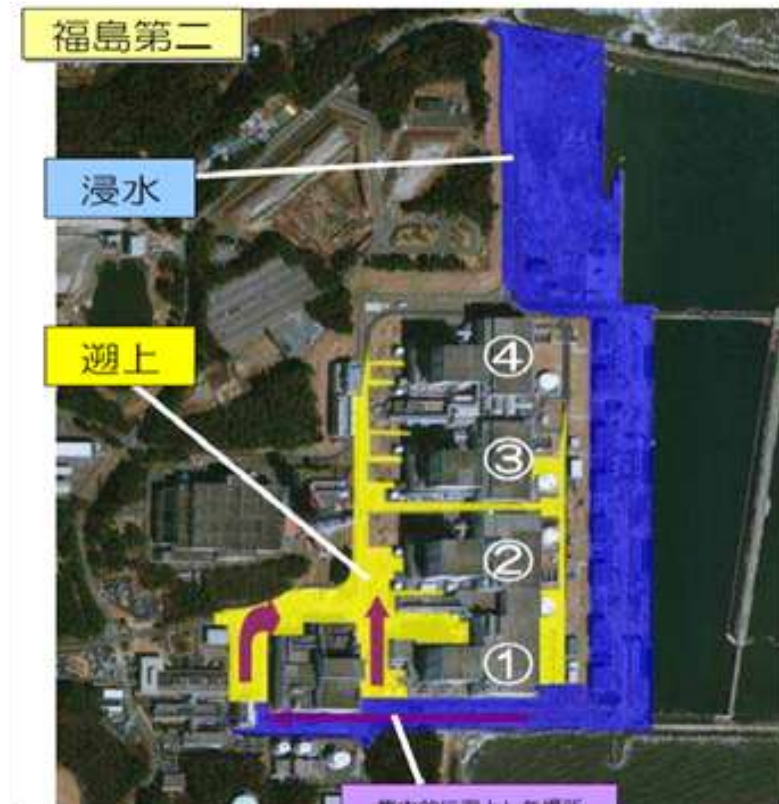
図Ⅲ－２－１

〔福島第一原子力発電所〕

4月9日記者発表



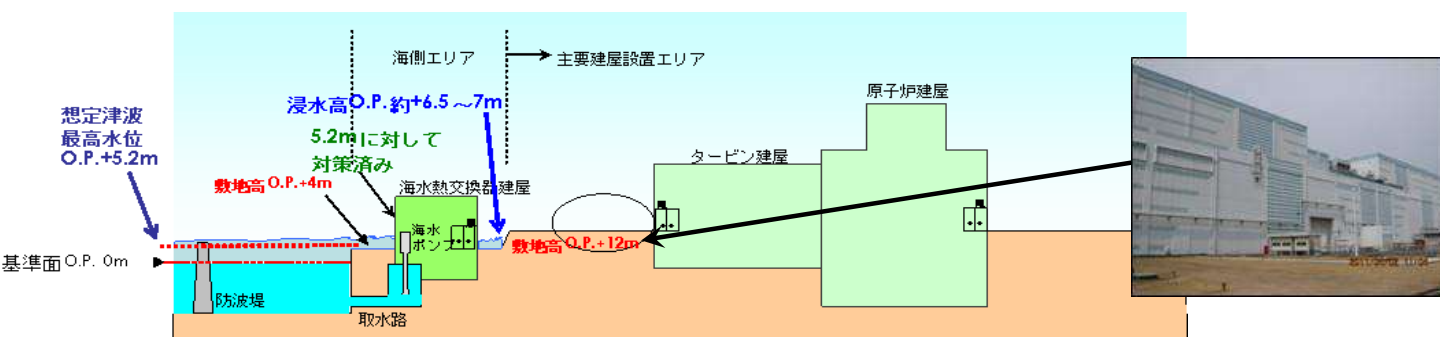
図Ⅲ－２－２



新潟県技術委員会、Google等の公開資料に保安院が加筆

図Ⅲ－２－３

〔福島第二原子力発電所〕



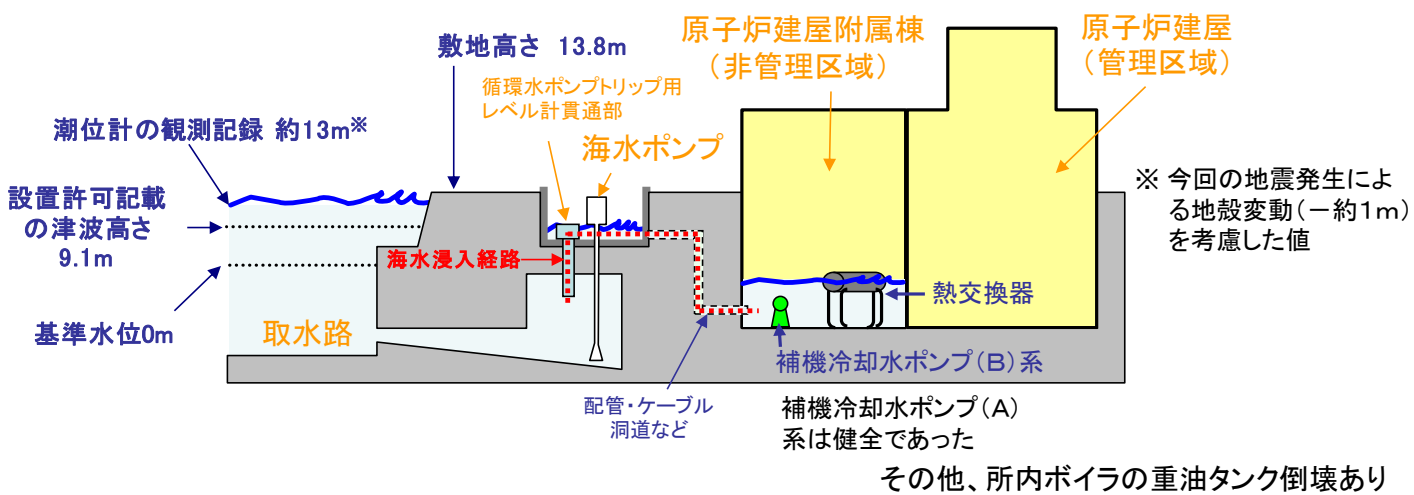
図Ⅲ－２－４



新潟県技術委員会、Google等の公開資料に保安院が加筆

図Ⅲ－２－５

〔女川原子力発電所〕



図Ⅲ－２－６

所内電源設備の被害状況(福島第一1号機の被害状況概要図)

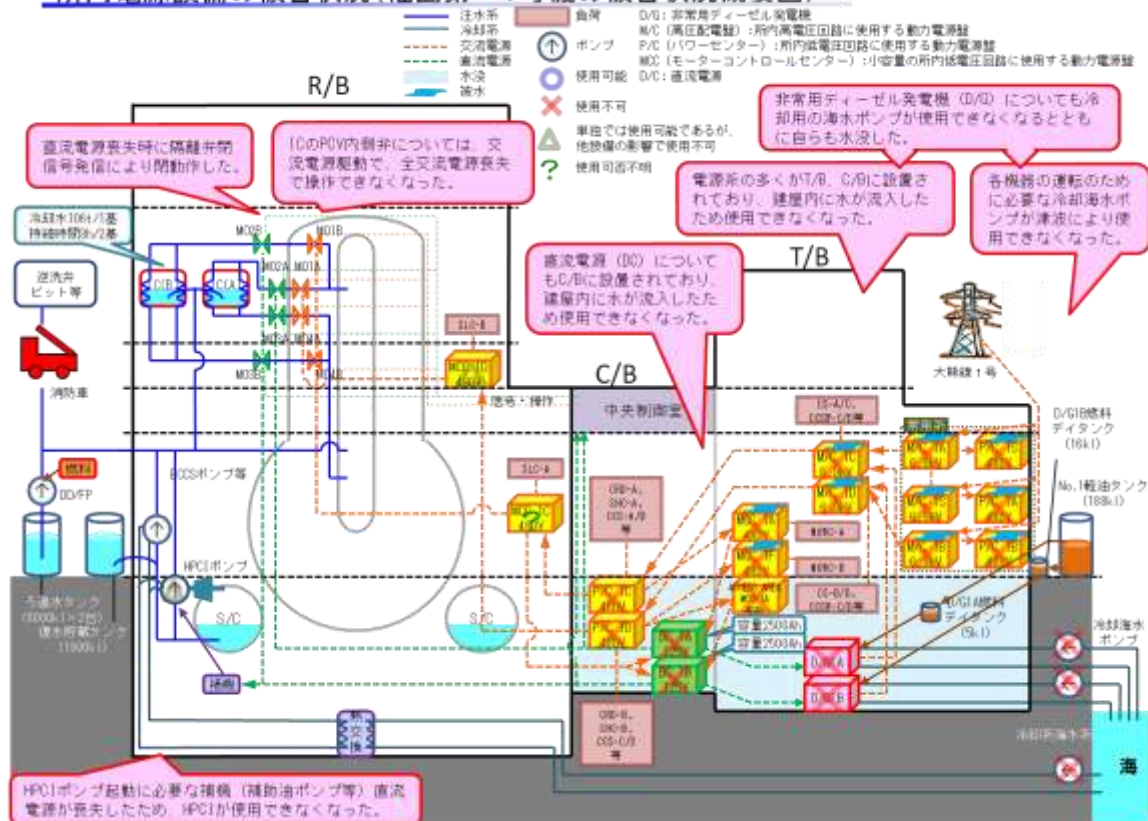


図 III-3-1

所内電源設備の被害状況(福島第一2号機の被害状況概要図)

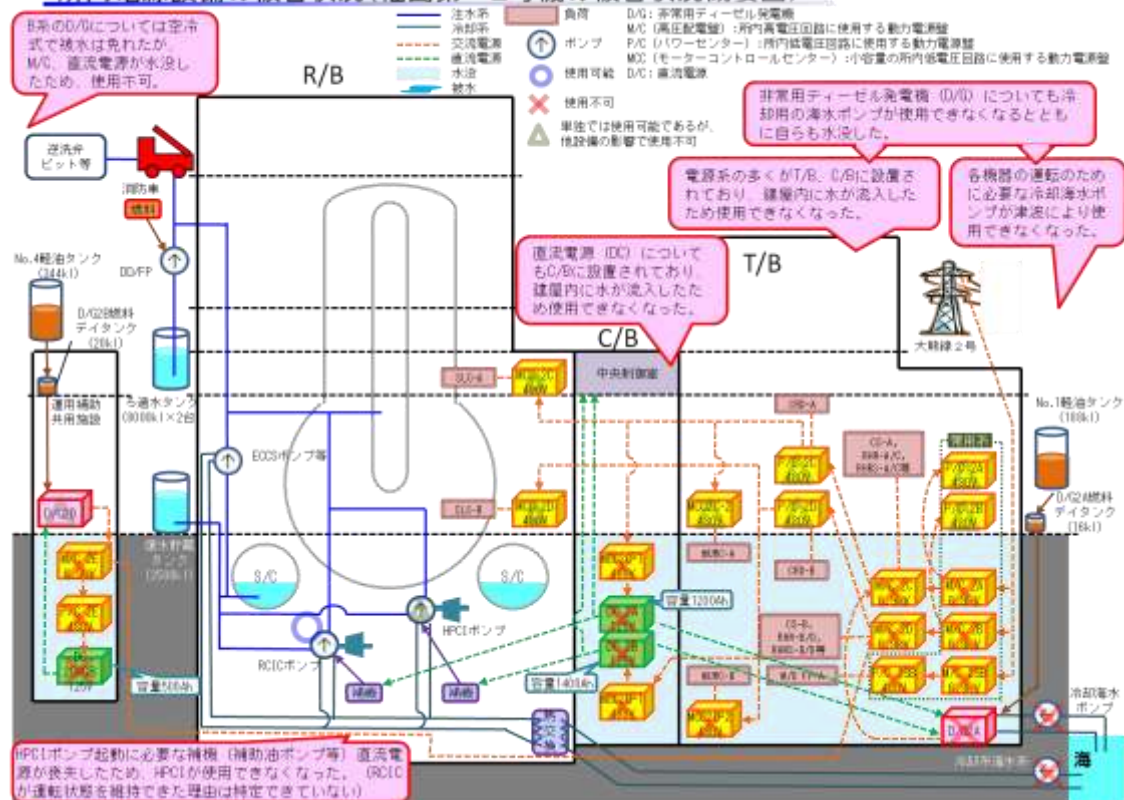
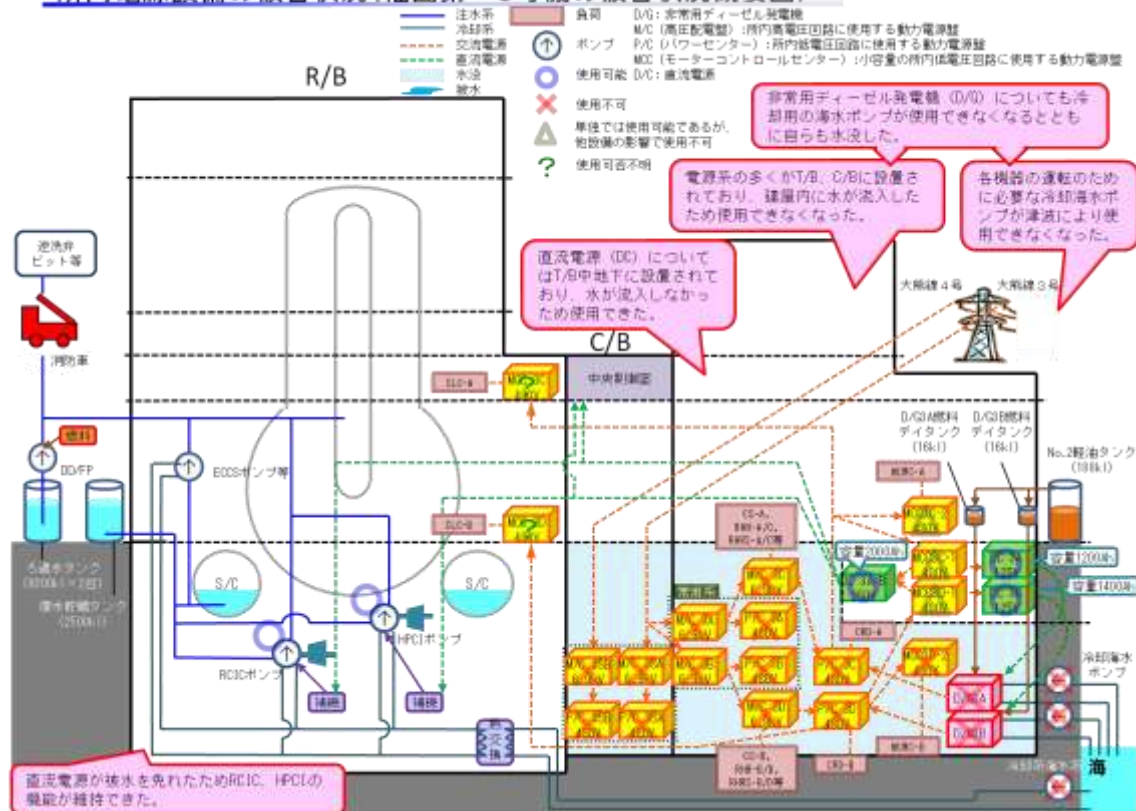


図 III-3-2

所内電源設備の被害状況(福島第一3号機の被害状況概要図)



図Ⅲ－3－3

表Ⅲ－3－1

	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) T/B地下	×:1台(水冷) △:1台(空冷) T/B地下(水冷) U/B1階(空冷)	×:2台(水冷) T/B地下	×:1台(水冷) △:1台(空冷) T/B地下(水冷) U/B1階(空冷)	×:2台(水冷) T/B地下	△:2台(水冷) ○:1台(空冷) R/B地下(水冷) DG/B(空冷)	・T/B設置DG(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)						・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/C25A建屋	× T/B地下 O/B地下	× T/B地下	× C/B地下	× T/B地下	・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/B1階	× T/B地下	× T/B地下 U/B1階	× T/B地下	○ R/B1階、地下	・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:コンタクト建屋、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

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))を加工

表Ⅲ—3—2

	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)	×	×	×	○	×	×	・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)	×	×	×	×	×	○	・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

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))を加工

表Ⅲ—3—3

[illegible]

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

[illegible]

使用可能	・当社の社員が管理する機器の状況を確認した上で判断した結果
未定	・当社の機器がある状態
未定	・未だになっていない状態
使用不可の機器	
販売元のM/Vで提供不可のため使用不可	

1.台	キーボード
2.台	コントロールパネル
3.台	電子辞書

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)）

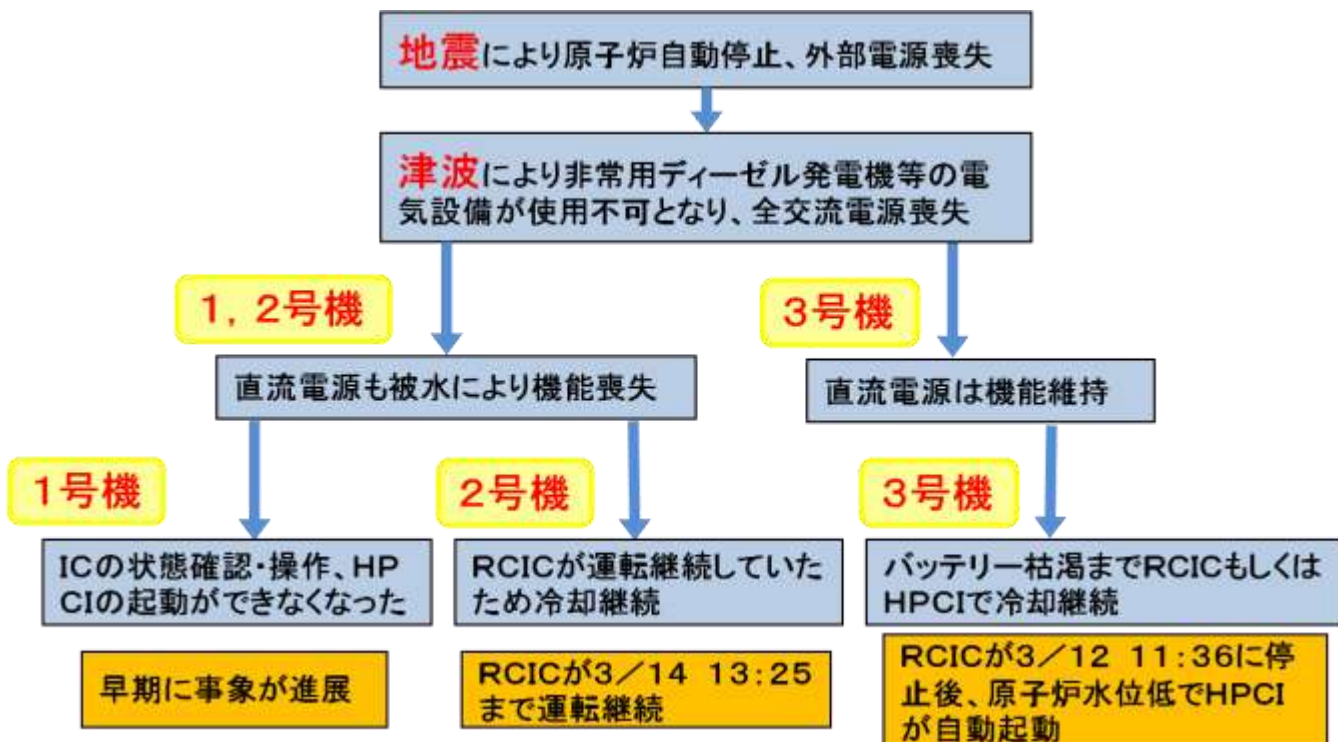


图 III-3-4

表Ⅲ－３－５

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

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－3－6

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

	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規則に従うために必要に応じ改装 (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)

資料作成:JNES

Ⅳ 冷却設備について

表Ⅳ－２－１

	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)	・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。
低圧系の原子炉注水設備【CS, LPCS】(設置位置)	△(CS) R/B地下(CS)	△(CS) R/B地下(CS)	△(CS) R/B地下(CS)	－(CS) R/B地下(CS)	△(CS) R/B地下(CS)	△(LPCS) R/B地下(LPCS)	・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。
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) R/B地下(CCS) 屋外(CCSW)	△(RHR) ×(RHRS) R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	△(RHR) ×(RHRS) R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	－(A,C), △(B,D) (RHR) －(A,C), ×(B,D) (RHRS)	△(RHR) ×(RHRS) R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	△(RHR) ×(RHRS) R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	・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。
代替冷却注水系【MURC, CRD, SLC】(設置位置)	△(MURC) △(CRD) △(SLC) T/B地下(MURC) R/B地下(CRD) R/B 4階(SLC)	△(MURC) △(CRD) △(SLC) T/B地下(MURC) R/B地下(CRD) R/B 4階(SLC)	△(MURC) △(CRD) △(SLC) T/B地下(MURC) R/B地下(CRD) R/B 4階(SLC)	△(MURC) －(CRD) －(SLC) T/B地下(MURC) R/B地下(CRD) R/B 4階(SLC)	△(MURC) △(CRD) －(SLC) T/B地下(MURC) R/B地下(CRD) R/B 4階(SLC)	○(MURC) △(CRD) －(SLC) T/B地下(MURC) R/B地下(CRD) R/B 5階(SLC)	・1～5号機MURC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。

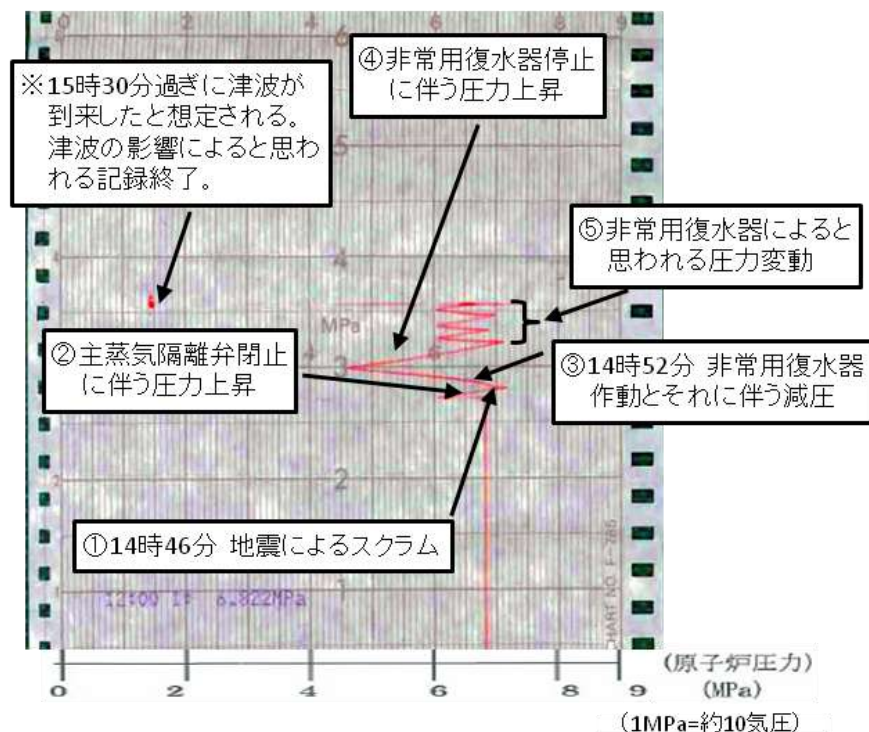
×：機体本体の機能喪失又は待機除外。△：電源喪失、海水系喪失等関連機器の影響による機能喪失。－：定機停止中。○：待機。◎：運転。
R/B：原子炉建屋。T/B：タービン建屋。H/B：海水熱交換器建屋。
※本表の内容は今後の現場確認等の調査により変更される可能性あり。

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Ⅳ－２－２

	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/防衛車使用の検討開始 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(北側に重鎮前1, 2m Sv/h等)
3月12日(土)	0:05 D/W圧力が800kPa[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、設備準備等) 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)小弁の現場操作断水(高線量のため) 10:17 S/Cベント弁(AO弁)小弁を中継にて開操作 14:00頃 S/Cベント弁(AO弁)大弁操作のための仮設の空気圧継手を設置 14:30 D/W圧力低下確認 代替注水に対してベント操作が選れた。		1:48 不具合によるDD～FP停止を確認 5:46 FPラインから防衛車による淡水注入開始 14:53 消防車による淡水注入。80℃(果計)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 16:30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ラインから防衛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0.59mSv/h) R/B内に入域した車電社員1名の線量が100mSvを超過(105.30mSv) 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500mSv/hを超える線量(1.015mSv/h)を計測

図：地震後の原子炉圧力の変化



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

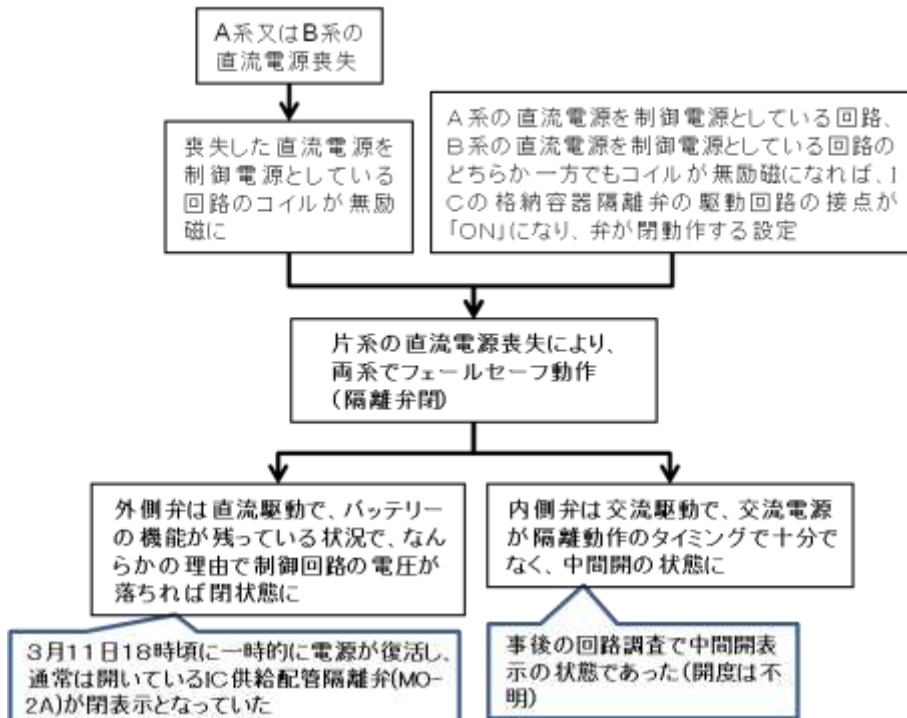
図Ⅳ－２－１

表Ⅳ－２－３

1号機の冷却系の一覧

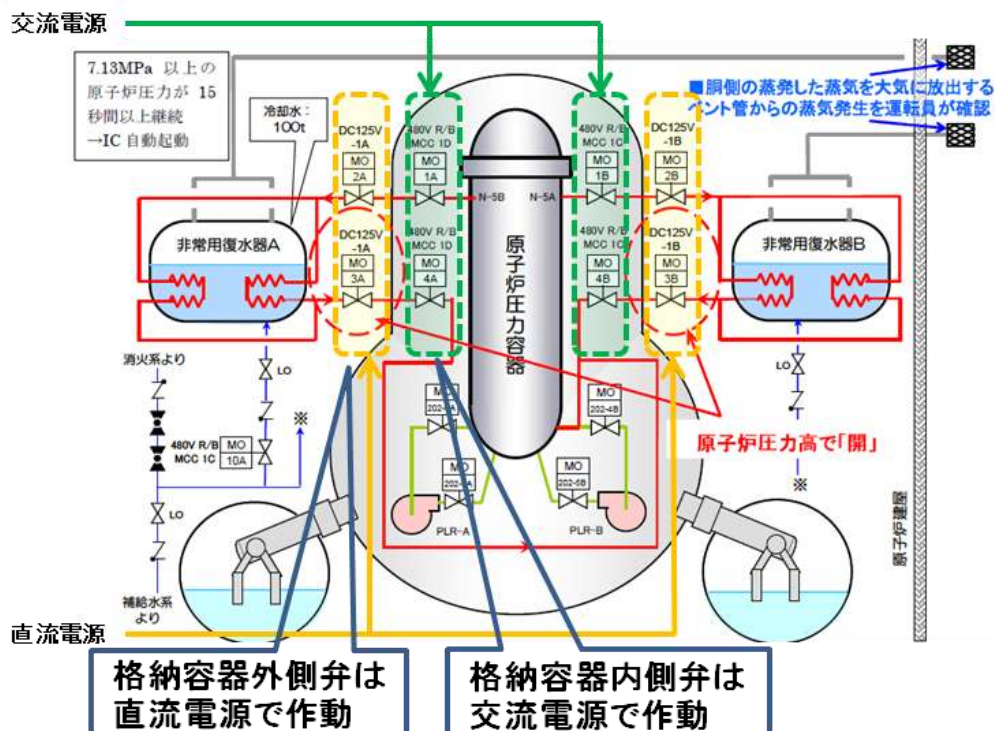
冷却系	設置場所	電源	ポンプ冷却機器	津波襲来以降の使用可否	備考
炉心スプレイ系(CS)	R/B地下	交流	CCSW	×	電源・冷却機器ともに喪失
格納容器冷却系(CCS)	R/B地下	交流	CCSW	×	電源・冷却機器ともに喪失
補機冷却用海水系(CCSW)	屋外	交流	－	×	本体冠水電源喪失
高圧注水系(HPCI)	R/B地下	直流 (弁操作・補機駆動源)	－	×	電源喪失
非常用復水器(IC)	R/B4階	直流 (格納容器外側弁操作) 交流 (格納容器内側弁操作)	－	不明*	電源喪失 *一時的に電源回復が見られて弁操作を実施している

IC隔離動作のメカニズム(推定)



图IV-2-2

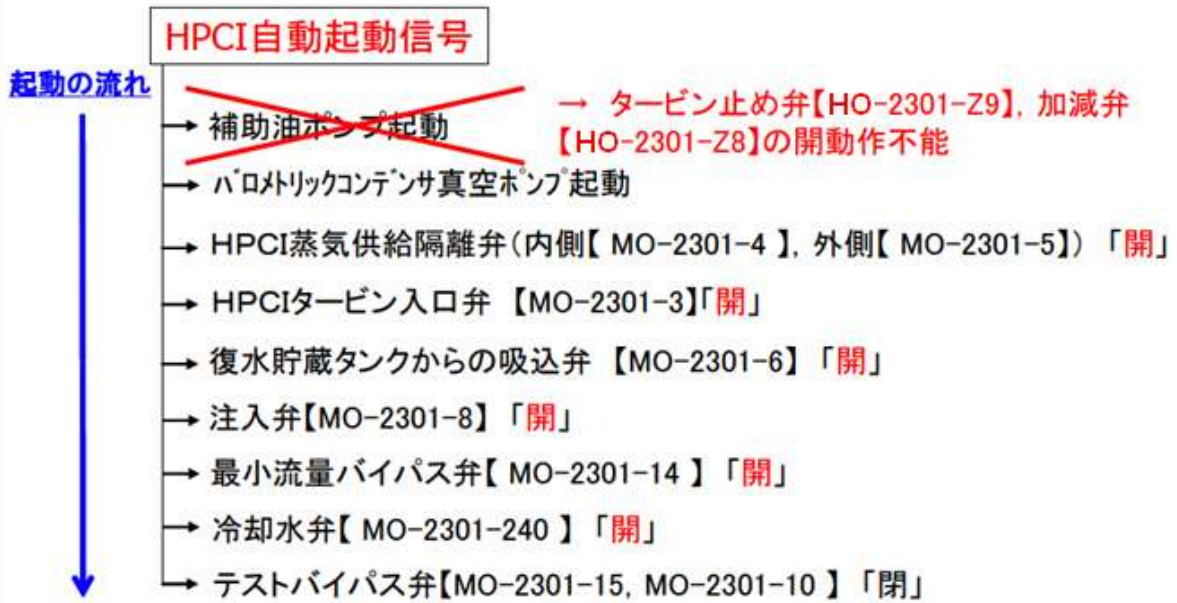
非常用復水器(IC)の系統概要図



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

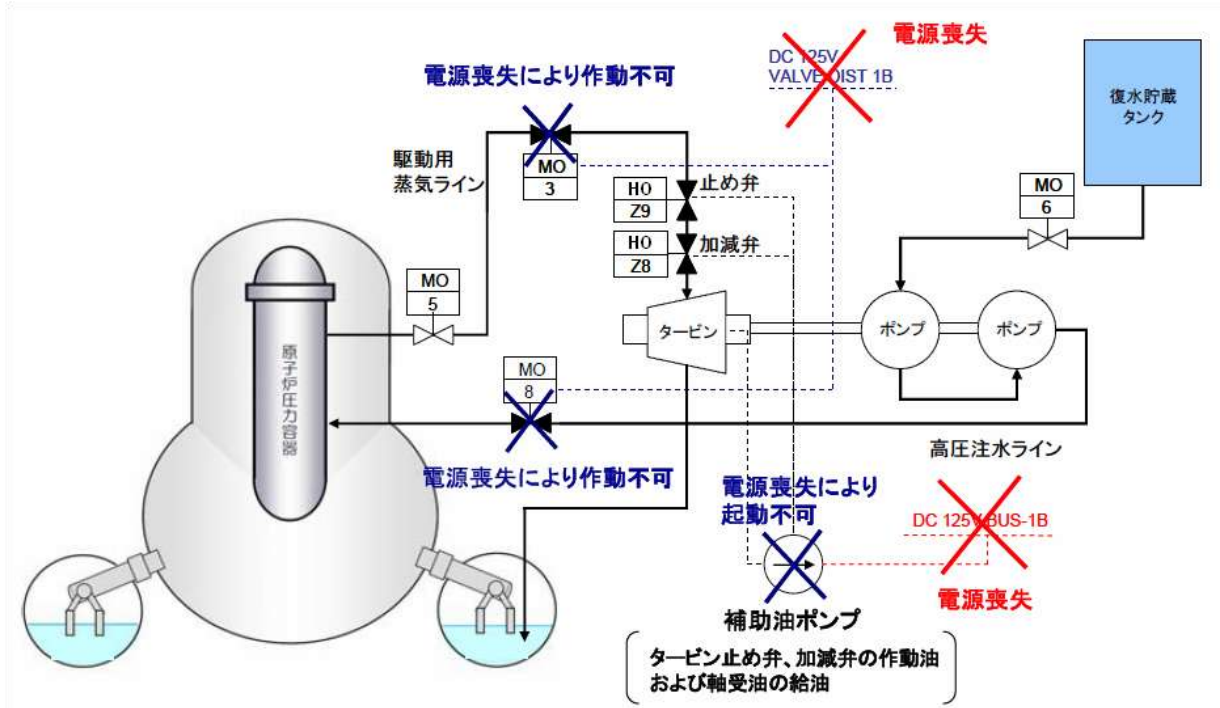
图IV-2-3

高圧注水系の起動可否の状況



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－２－４



高圧注水系の系統概要図

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))

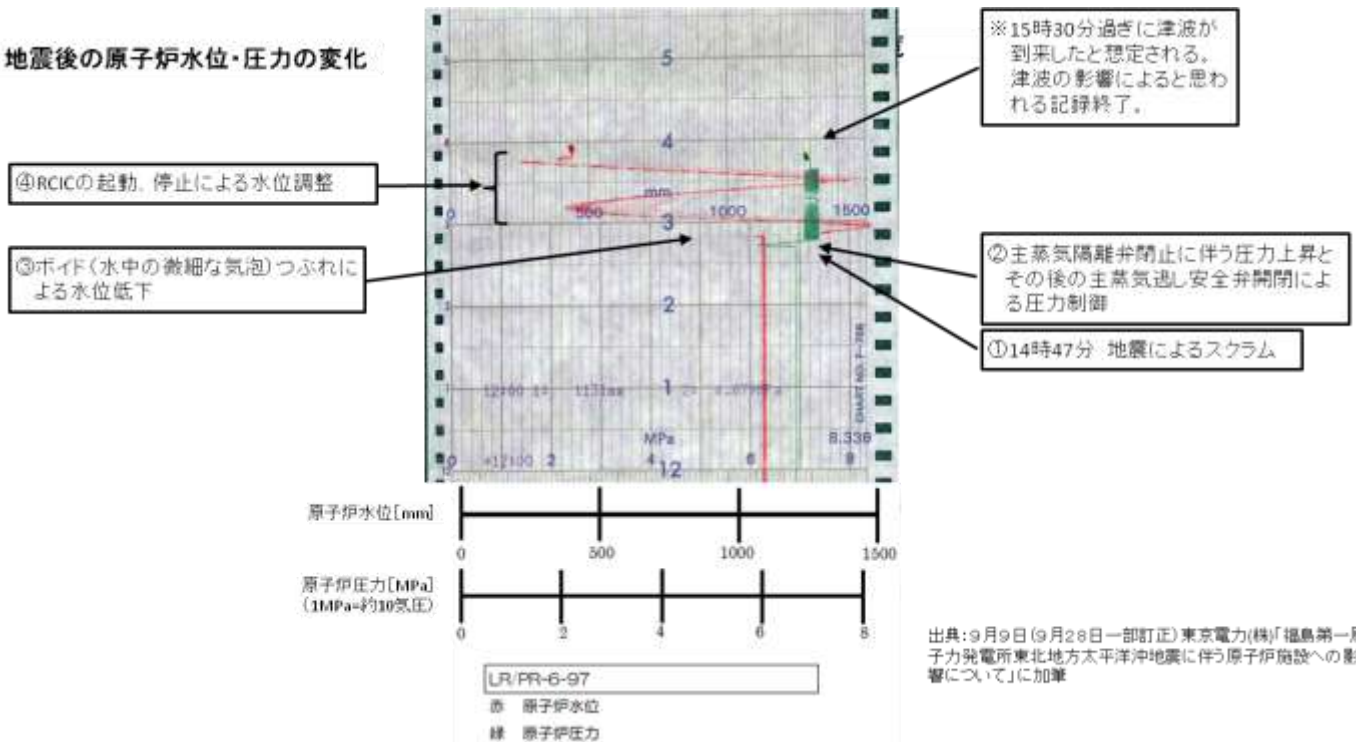
図Ⅳ－２－５

表Ⅳ－２－４

	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ベント井(MO井)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ベント井(AO井)大弁が閉となる。開不能を確認 21:00頃 S/Cベント井(AO井)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 (数分後に弁が開であることを確認)	18:00頃 減圧開始(原子炉圧力5.4 MPa[gage]→19:03 O. 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の消防車を起動 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 給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)	01:02 D/Wベント井(AO井)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(数分後に弁が開であることを確認)			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：地震後の原子炉水位・圧力の変化



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

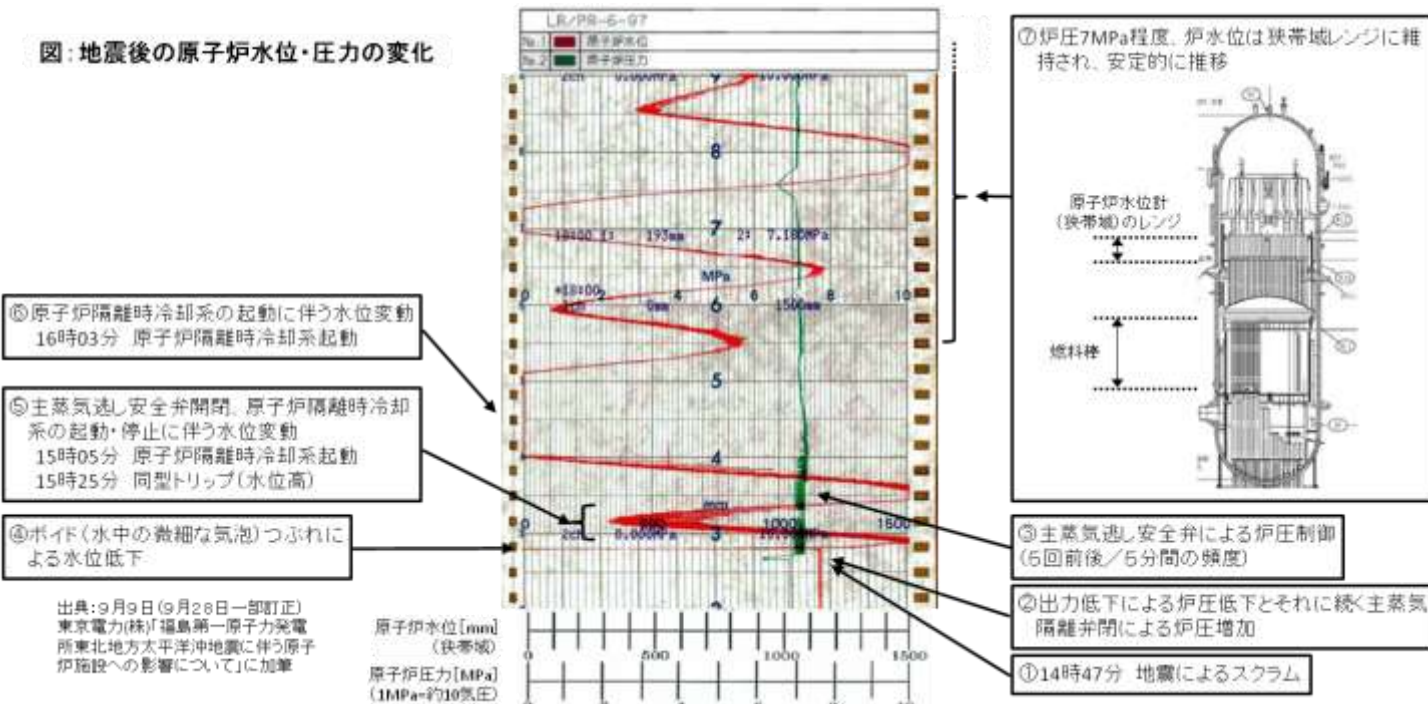
出典:福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))に加筆

図Ⅳ－２－６

表Ⅳ－２－５

	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 15:05 原子炉水位高によりRCICトリップ 15:05 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。 4:28 構内の放射線量上昇(正門付近0.59μSv/h)
3月12日 (土)	11:13 ディーゼル駆動消火ポンプ(DOPP)自動起動 11:35 DOPP停止 12:06 DOPP起動、S/Cスプレイ開始	HPCI作動期間中は原子炉圧力低下	11:35 RCICトリップ 12:05 原子炉水位低によりHPCI自動起動	HPCI停止時にSRV操作を確実にできず、DOPP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。
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 7:33 S/CスプレイからD/Wスプレイに切替、スプレイ開始 7:49 S/Cスプレイ停止 8:35 PCVベント弁(MQ弁)閉 8:40～9:10 D/Wスプレイ停止 8:41 S/Cベント弁(AO弁)大弁閉(作動用空気ポンペ圧低下のため) 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(作動用空気ポンペ圧低下のため) 12:30 S/Cベント弁(AO弁)大弁閉(作動用空気ポンペ交換)	2:45～ 逃がし安全弁(SRV)開動作したが、全弁開動作せず。 8:44 原子炉圧力4.1MPaまで上昇 9:08頃 SRVによる急速減圧を記録	2:42 DOPP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DOPF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 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DOPFによる注水開始 9:25 FFPラインから消防車による淡水注入開始(ほうりゃん入り) 12:20 淡水注入終了 13:12 FFPラインから消防車による海水注入開始	5:58 RCICによる原子炉注水ができなくなったため、5:11にC15事業室(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を超える値量(882μSv/h)を計測 14:15 モニタリングポストで500μSv/hを超える値量(905μSv/h)を計測
3月14日 (月)	5:20 S/Cベント弁(AO弁)小弁開動作開始 6:10 S/Cベント弁(AO弁)小弁の開確認		11:10 逆流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 物置場から逆流弁ピットへの海水の補給を開始 11:01 消防車やホースが横断し、海水注入停止 15:30頃 消防車とホースを入れ替えて物置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を超える値量(751μSv/h)を計測 2:40 モニタリングポストで500μSv/hを超える値量(650μSv/h)を計測 4:00 モニタリングポストで500μSv/hを超える値量(820μSv/h)を計測 9:12 モニタリングポストで500μSv/hを超える値量(518μSv/h)を計測 11:01 R/Bで爆発発生 21:35 モニタリングポストで500μSv/hを超える値量(760μSv/h)を計測
3月15日 (火)	15:00 S/Cベント弁(AO弁)大弁開確認 15:05 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

図：地震後の原子炉水位・圧力の変化

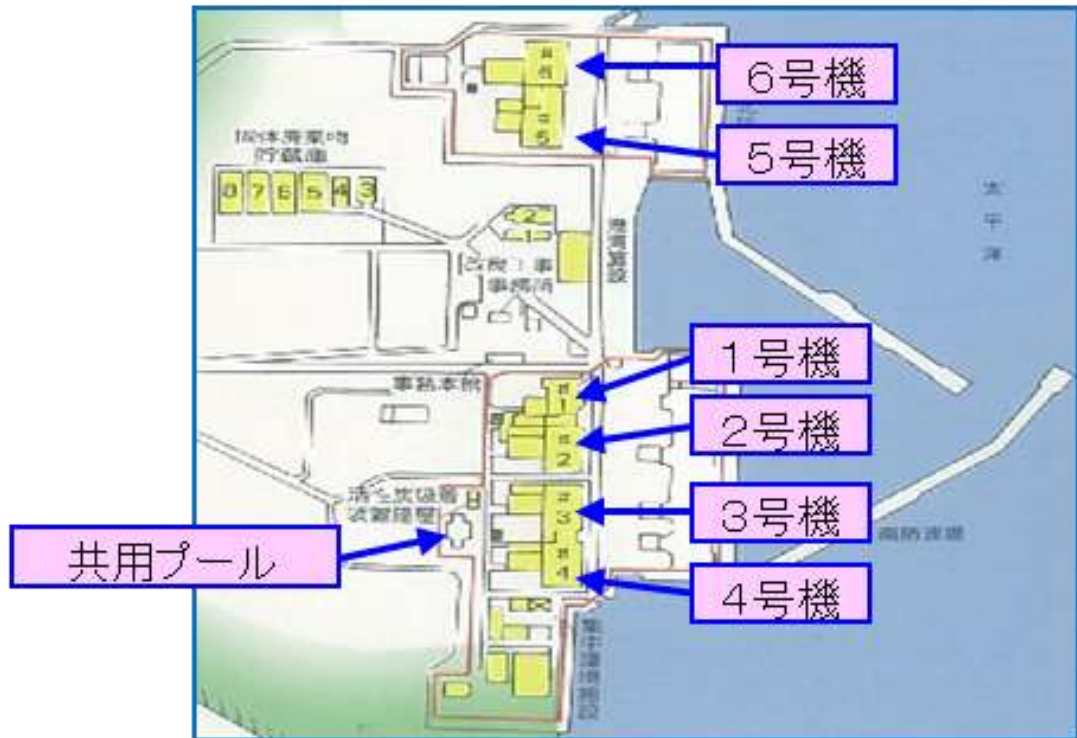


図Ⅳ－２－７

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

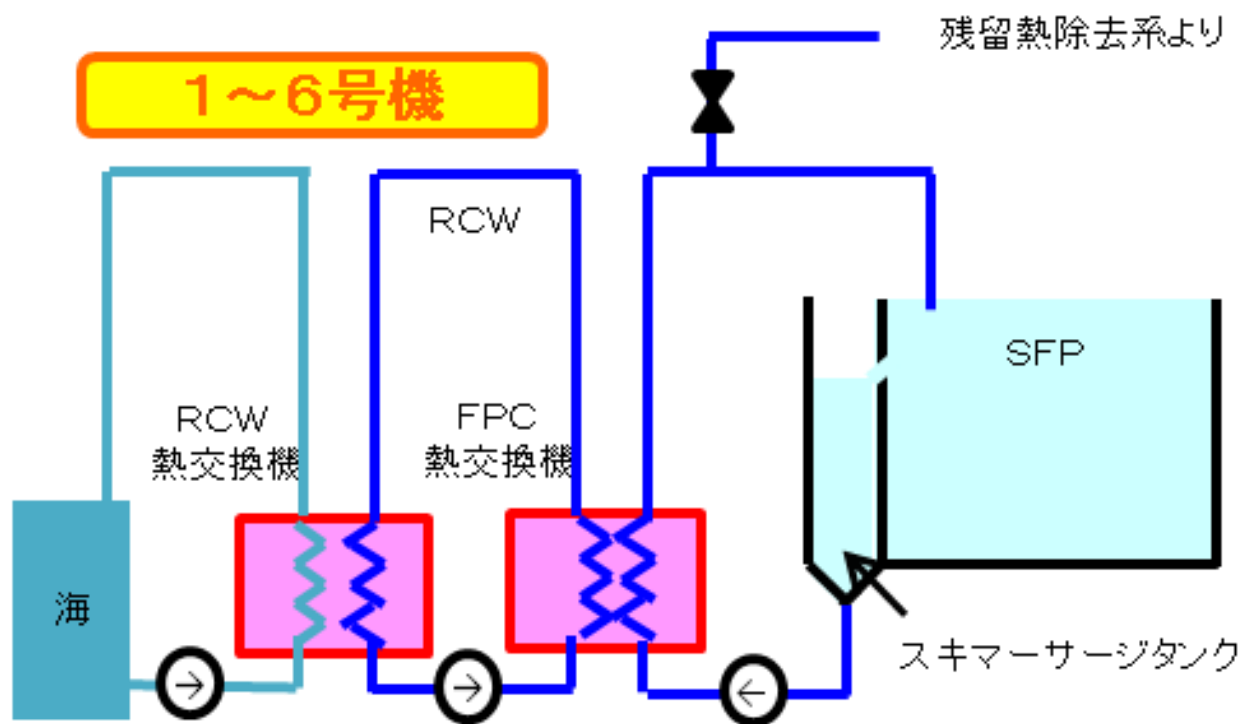
表Ⅳ－２－６

	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、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、冷却機能を確保。 (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保。 (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℃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保。 (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℃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保。 (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℃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保。 (3月15日7:15冷温停止)



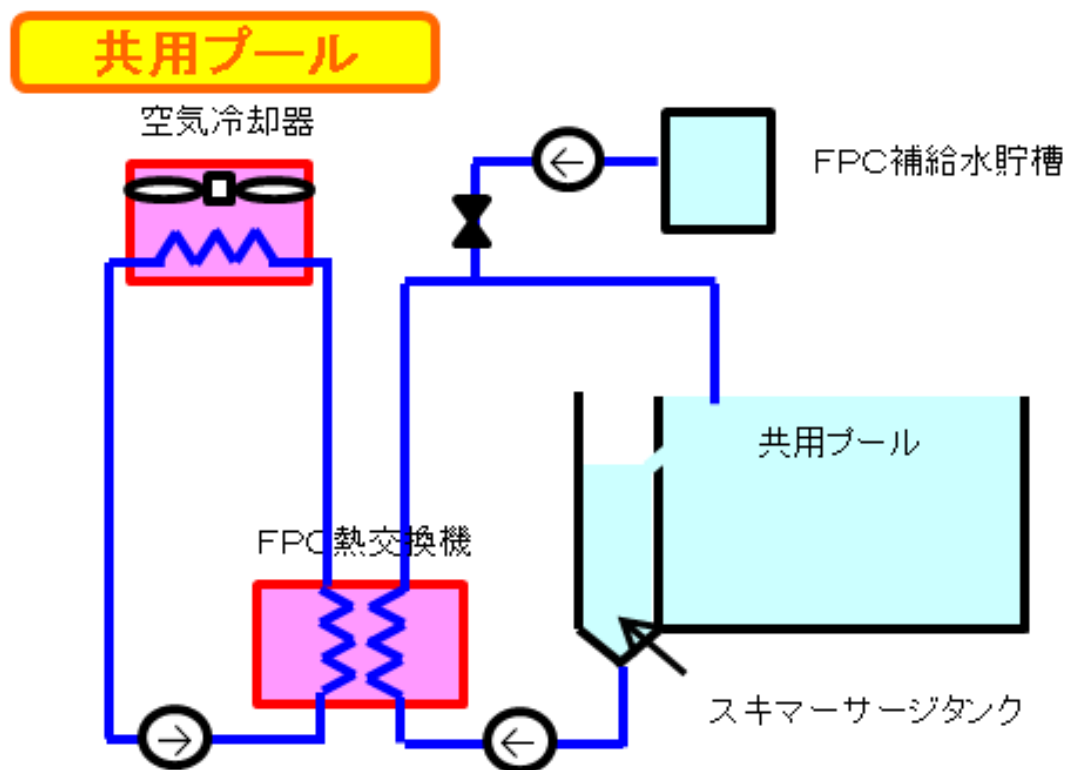
出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))に加筆

図Ⅳ－２－８



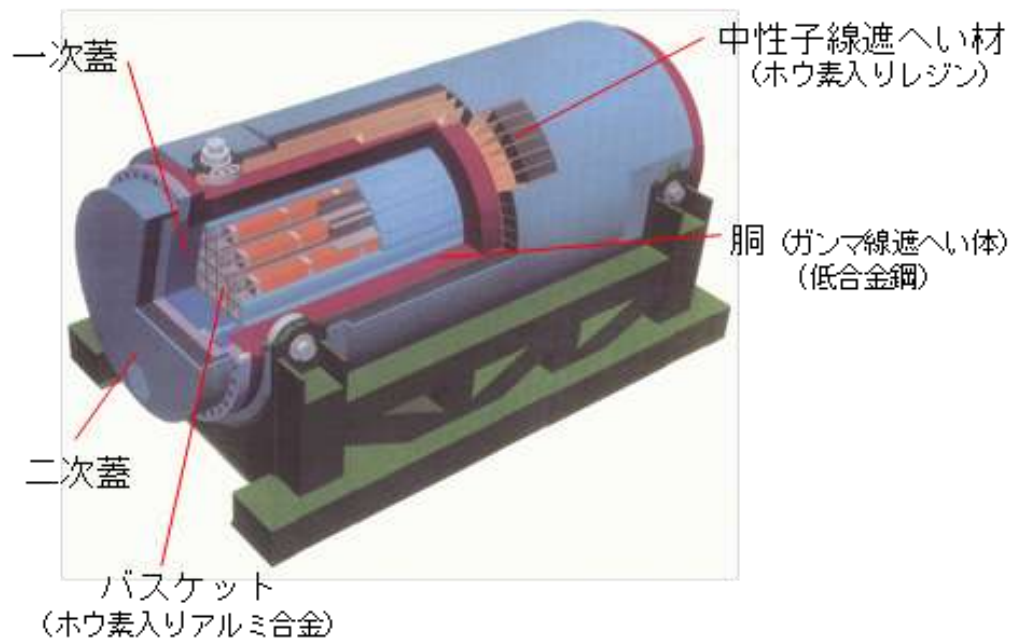
使用済燃料プール冷却系統図

図IV-2-9



使用済燃料プール冷却系統図

図IV-2-10



乾式貯蔵キャスクの構造

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))

図Ⅳ－２－１１

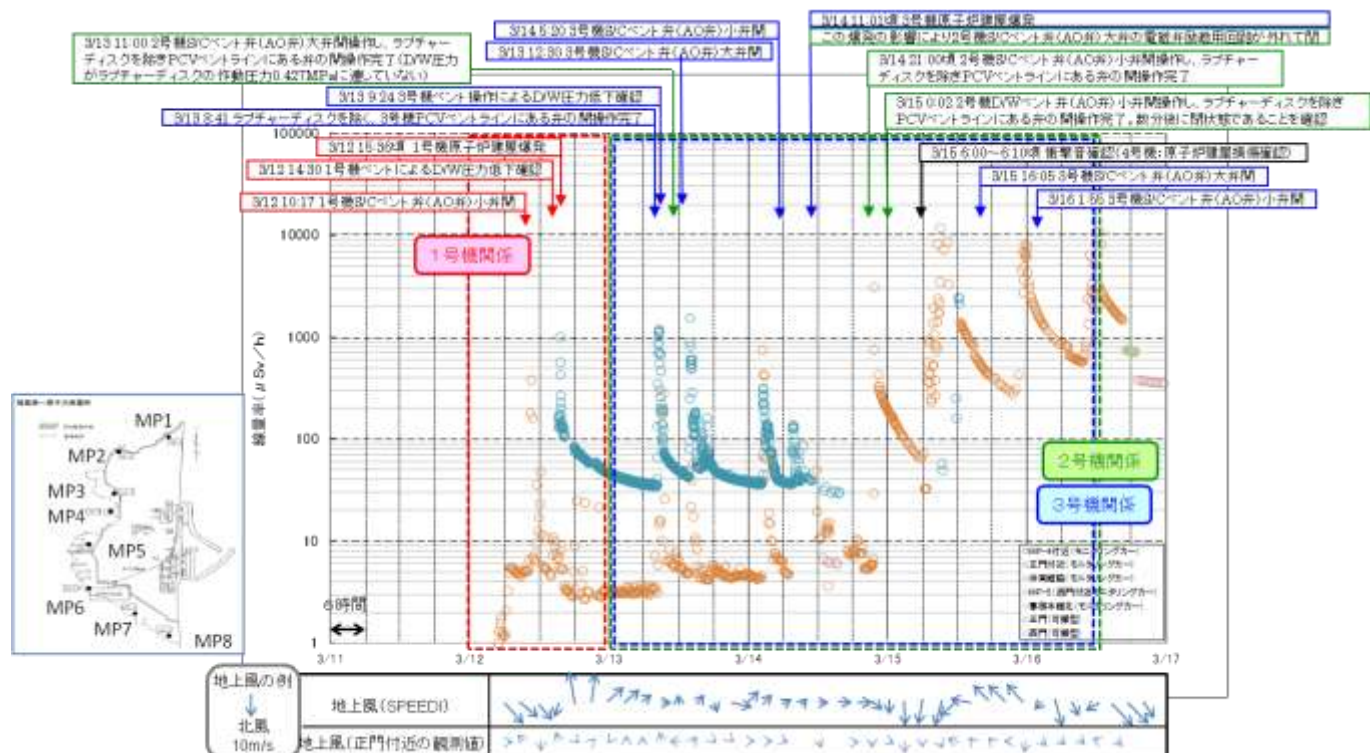


乾式貯蔵キャスク建屋の被害状況

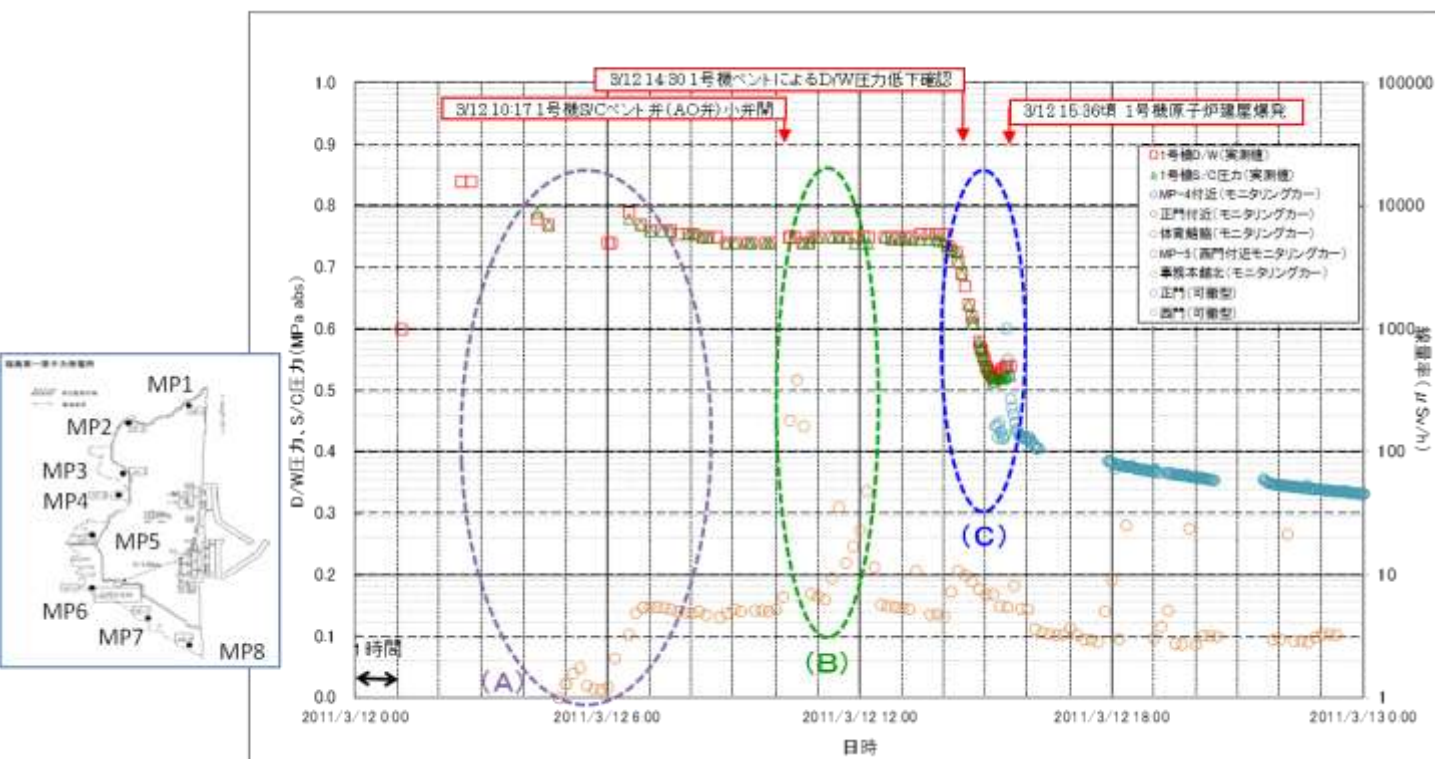
出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))

図Ⅳ－２－１２

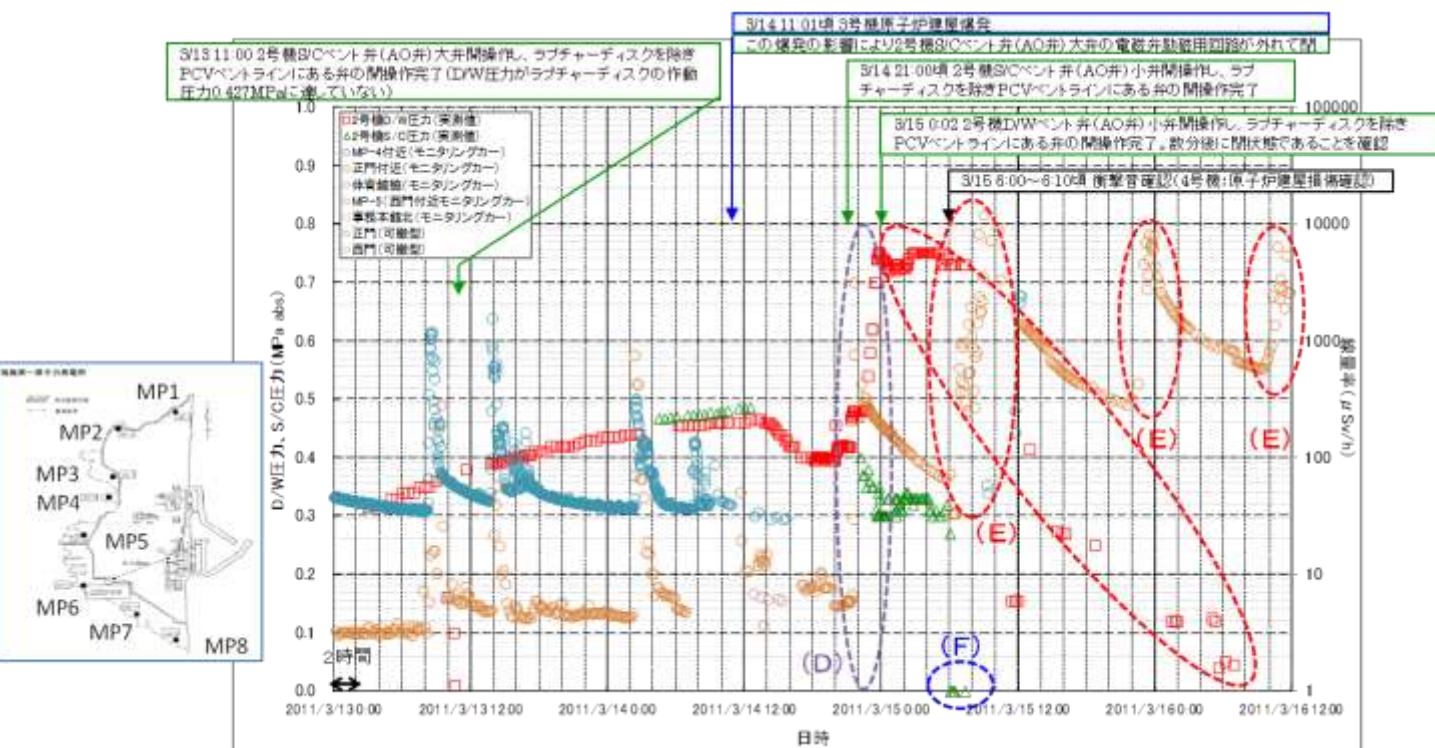
V 閉込機能に関する設備について



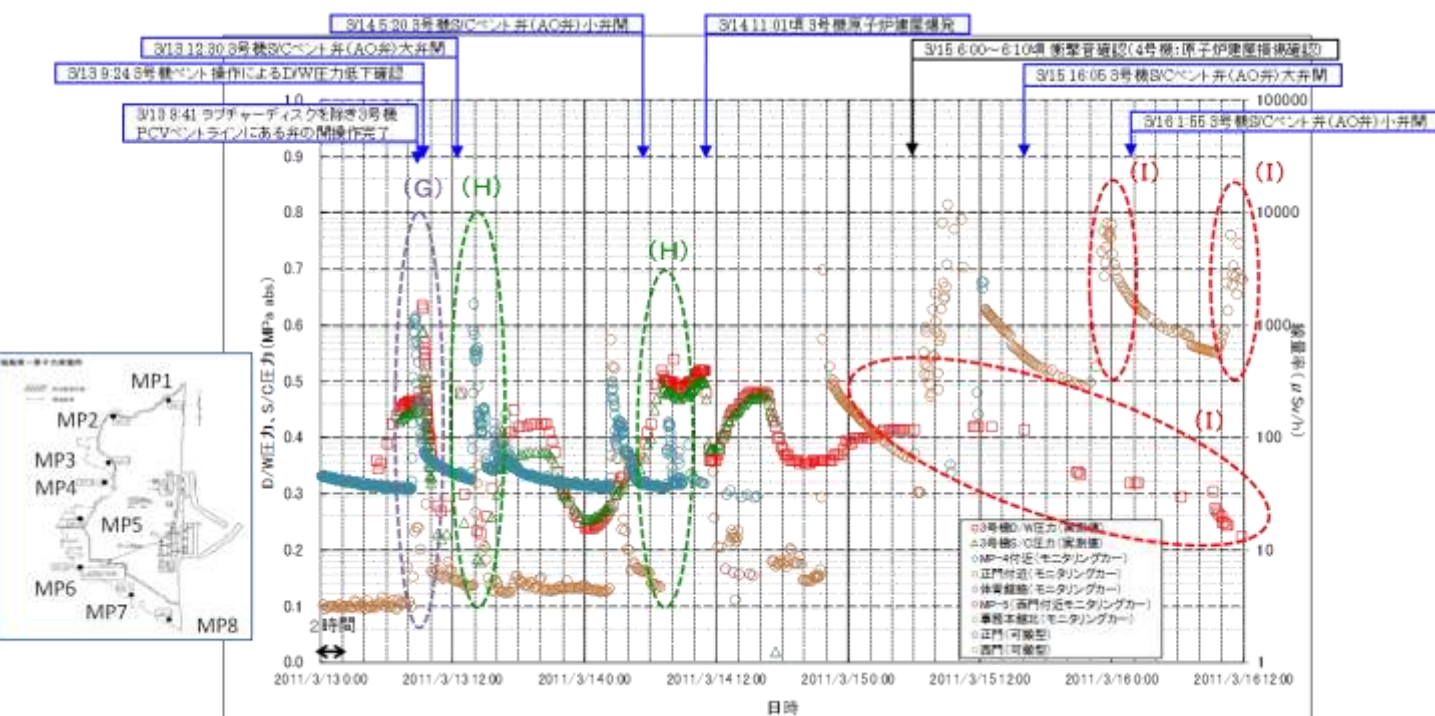
図V-1-1



図V-1-2



図V-1-3



図V-1-4

⑥電気配線貫通部



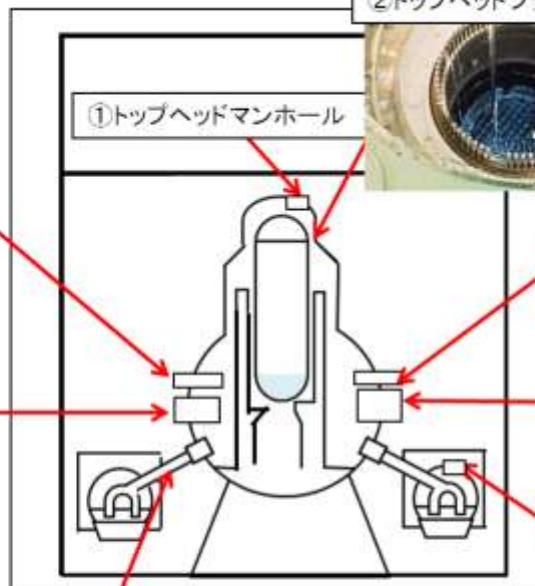
⑦機器ハッチ



②トップヘッドフランジ



①トップヘッドマンホール



③配管貫通部



④所員用エアロック



⑤S/Cマンホール



⑧ベント管ベローズ

その他、TIP貫通部、
CRDハッチなどがある。

(出典) 東北電力女川発電所の例(トップフランジ写真は東京電力提供)

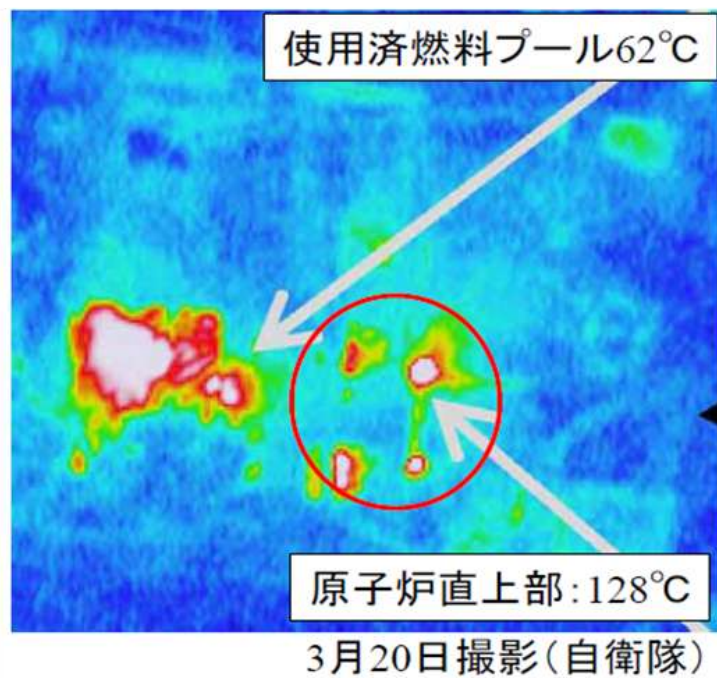
図 V-1-5

2号機

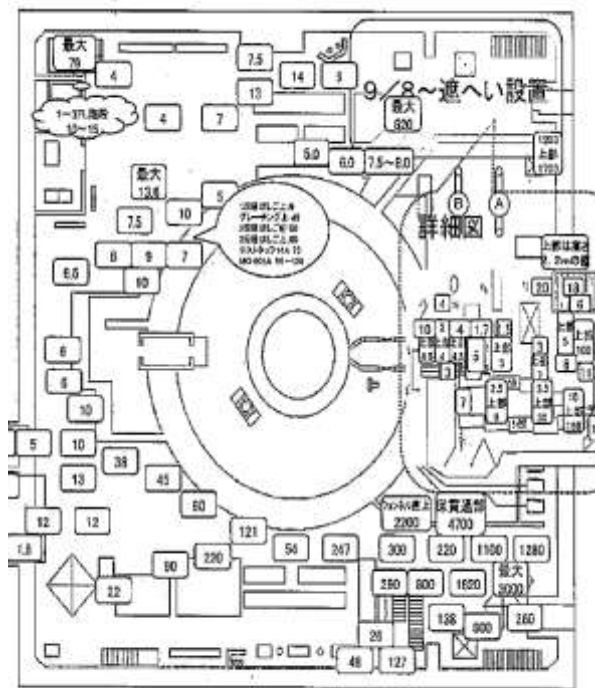


図V-1-6

3号機



図V-1-7



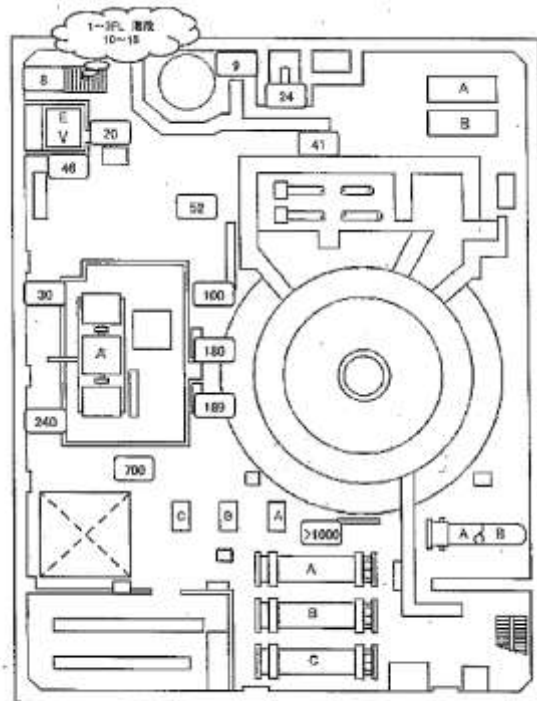
単位：mSv/h

1号機原子炉建屋1階

出典：東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-8



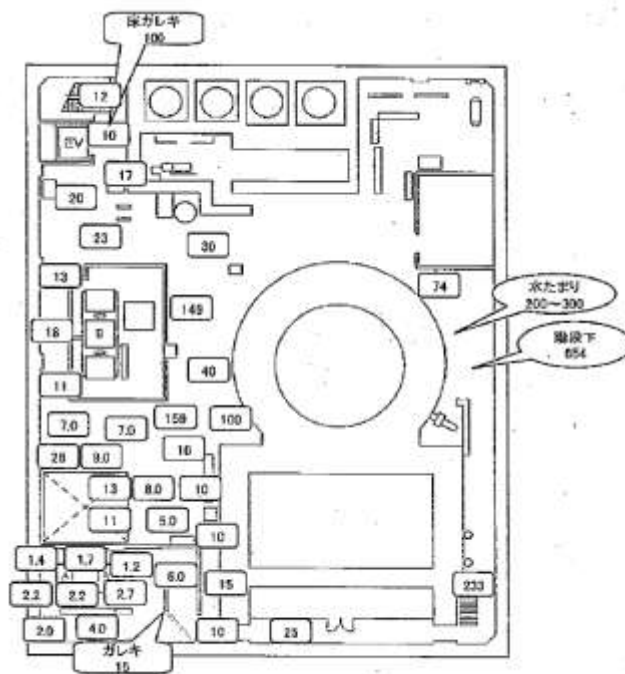
単位：mSv/h

1号機原子炉建屋2階

出典：東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-9



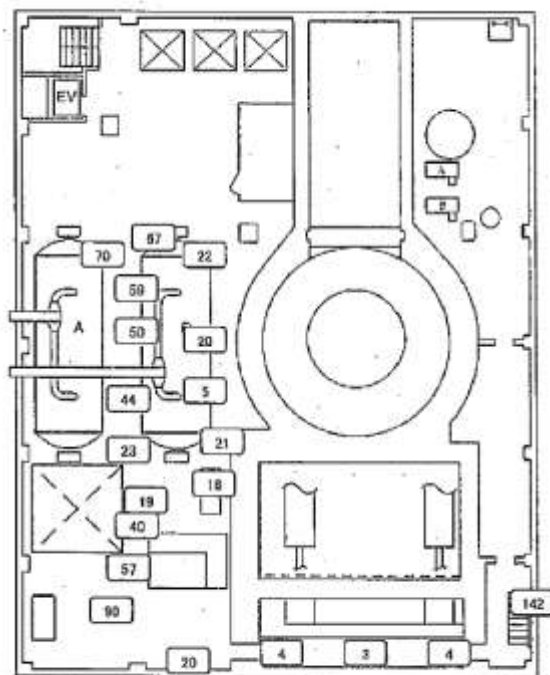
単位:mSv/h

1号機原子炉建屋3階

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-10



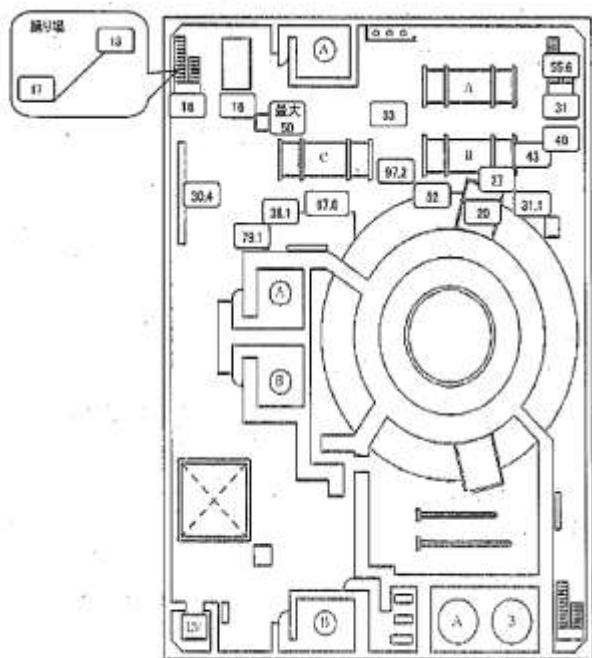
単位:mSv/h

1号機原子炉建屋4階

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-11



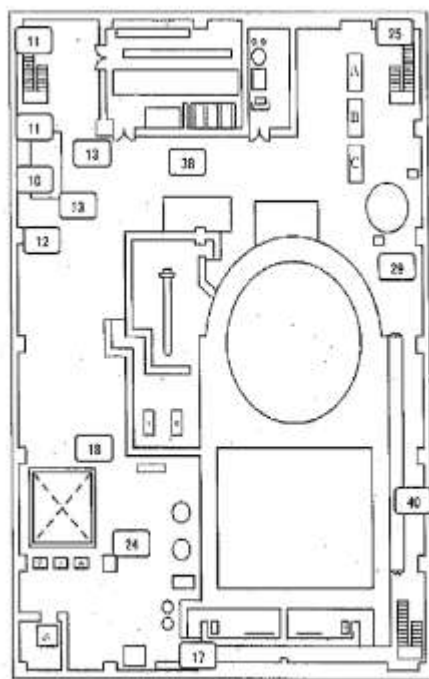
2号機原子炉建屋2階

単位:mSv/h

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-14



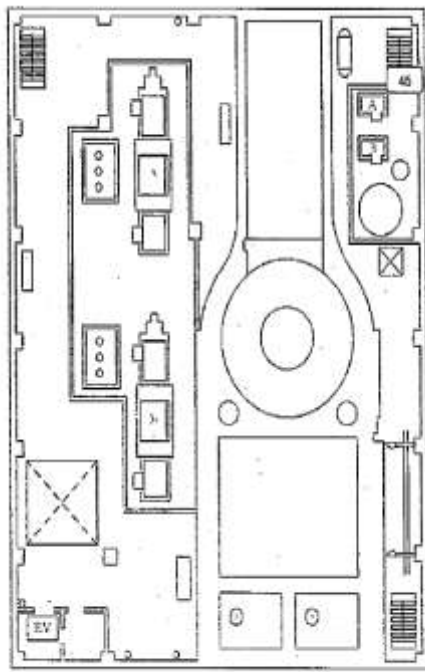
2号機原子炉建屋3階

単位:mSv/h

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-15



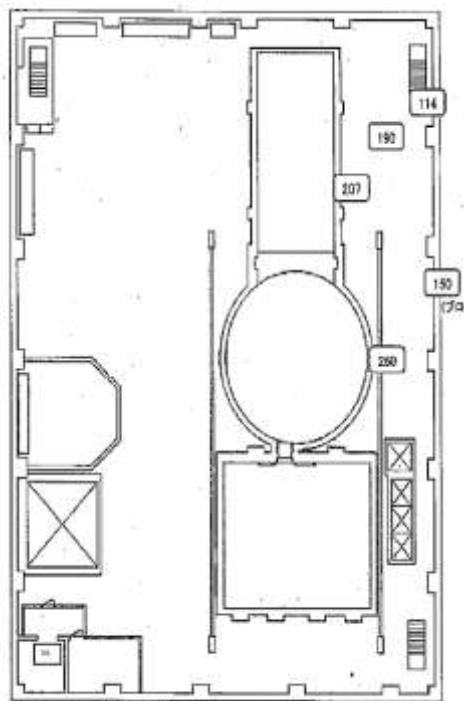
2号機原子炉建屋4階

単位:mSv/h

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-16



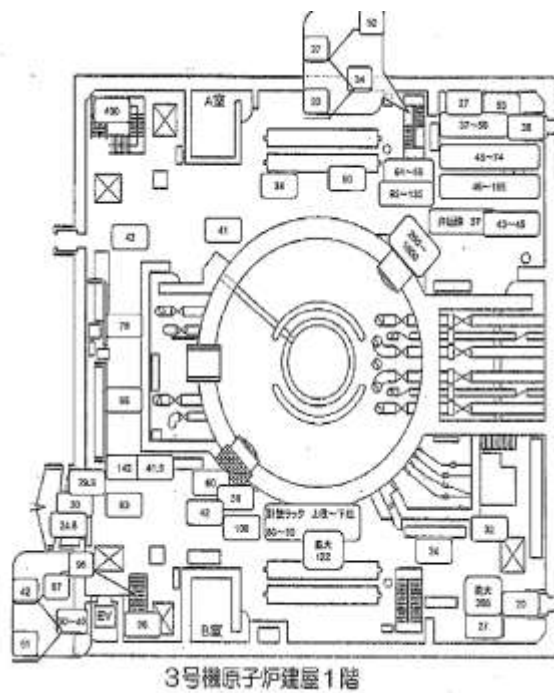
2号機原子炉建屋5階

単位:mSv/h

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-17

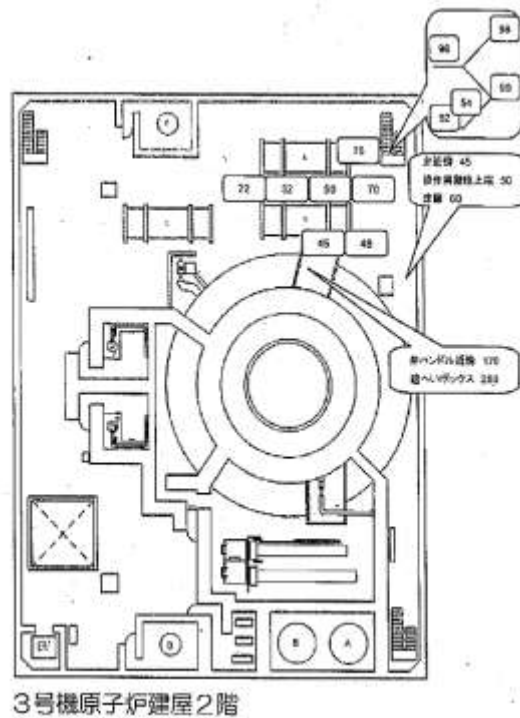


単位:mSv/h

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-18

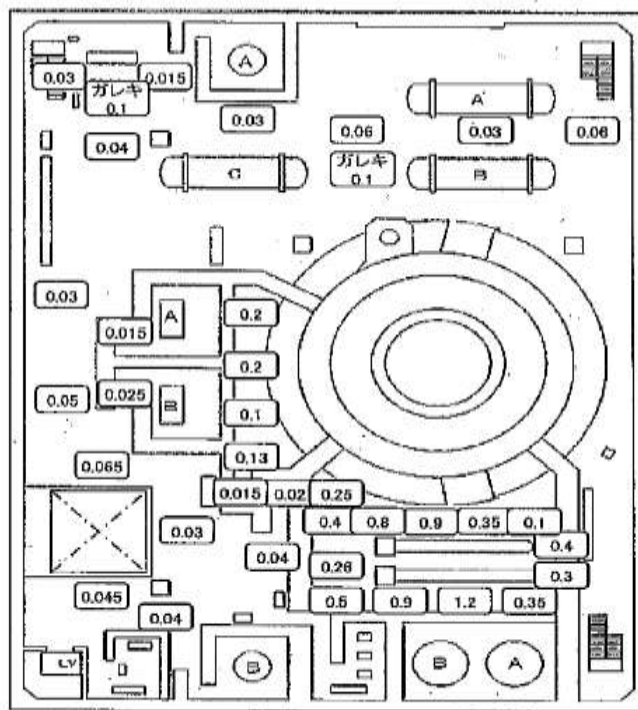


単位:mSv/h

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-19

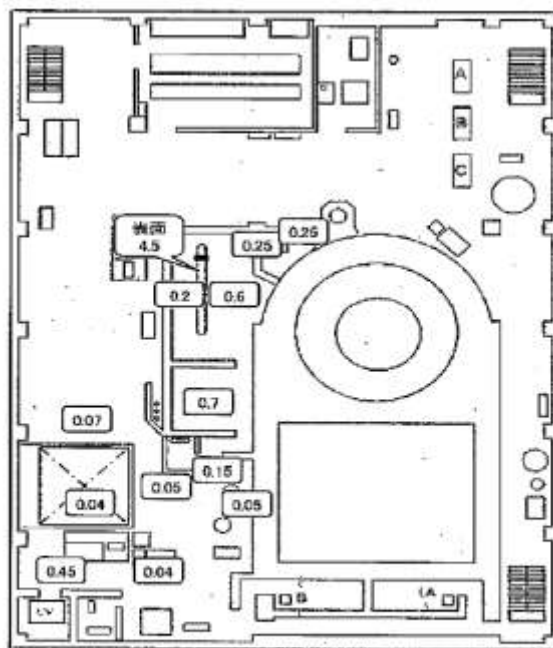


4号機原子炉建屋2階

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-22

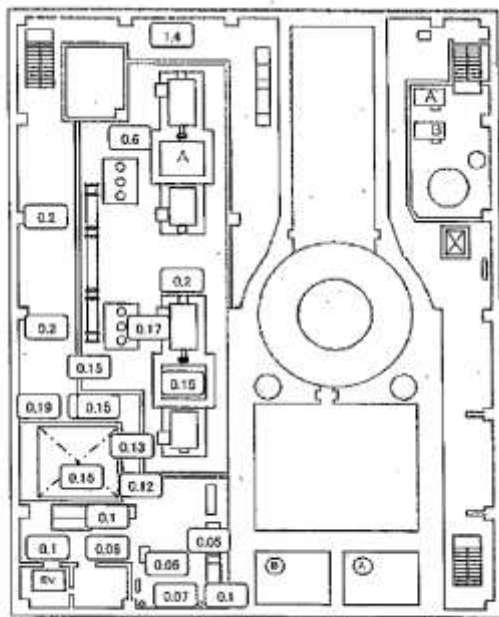


4号機原子炉建屋3階

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-23



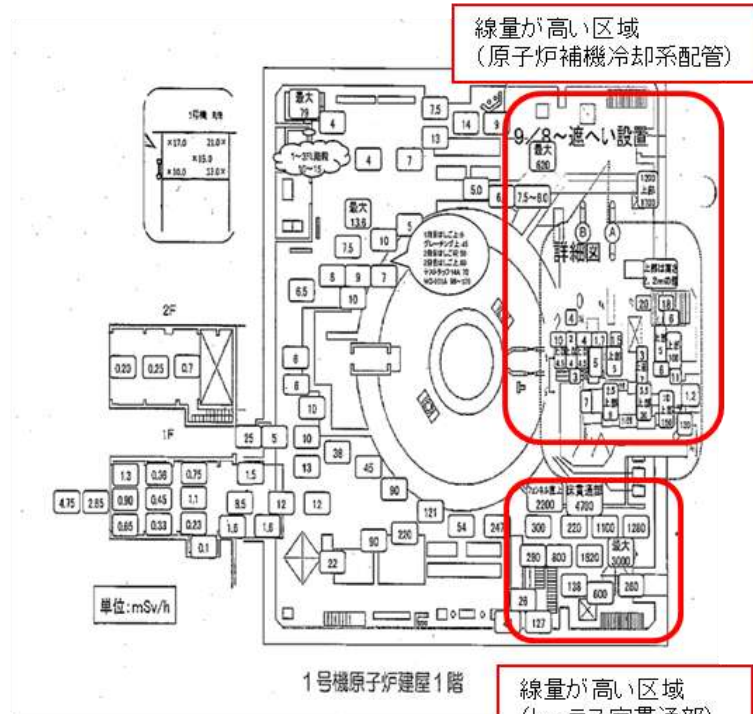
4号機原子炉建屋4階

単位:mSv/h

出典:東京電力(株)公表資料

注)測定結果については、配管等の内部汚染と壁等の表面汚染の区別はされていない。

図V-1-24



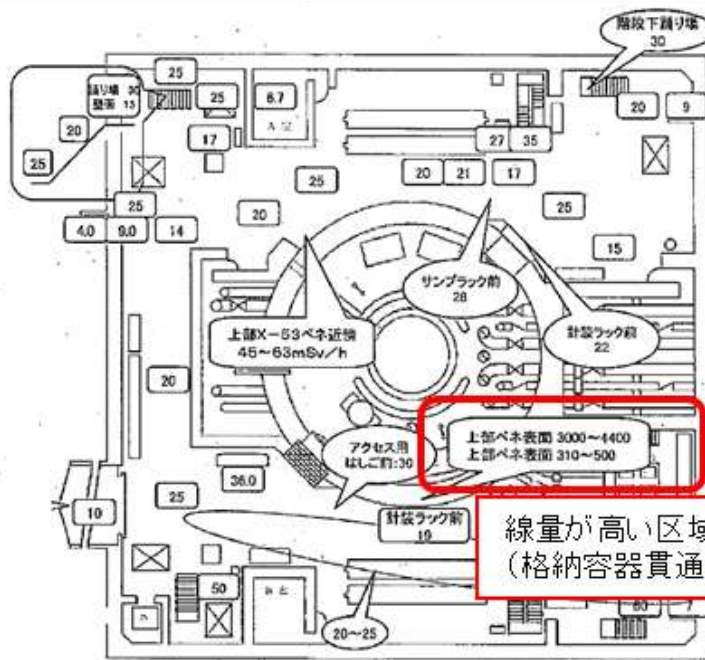
1号機原子炉建屋1階

線量が高い区域
(トールス室貫通部)

単位:mSv/h

出典:東京電力(株)公表資料

図V-1-25

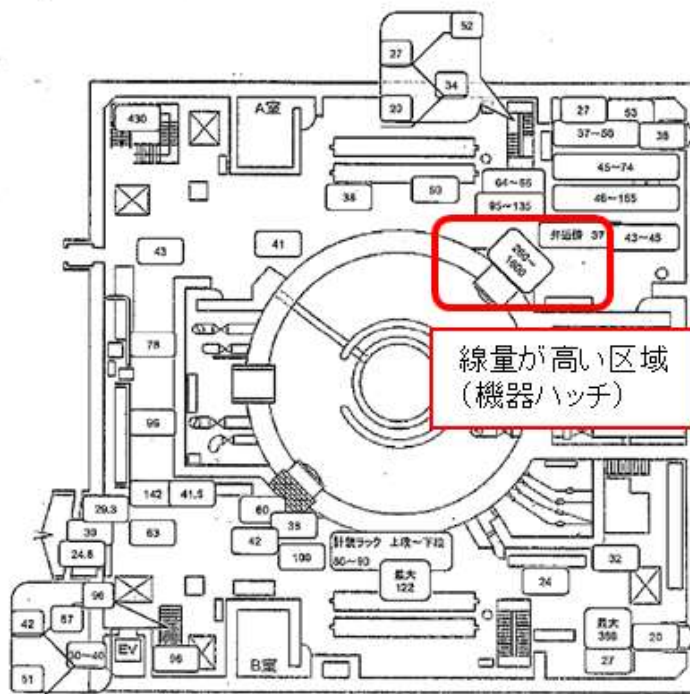


単位:mSv/h

2号機原子炉建屋1階

出典:東京電力(株)公表資料

図V-1-26



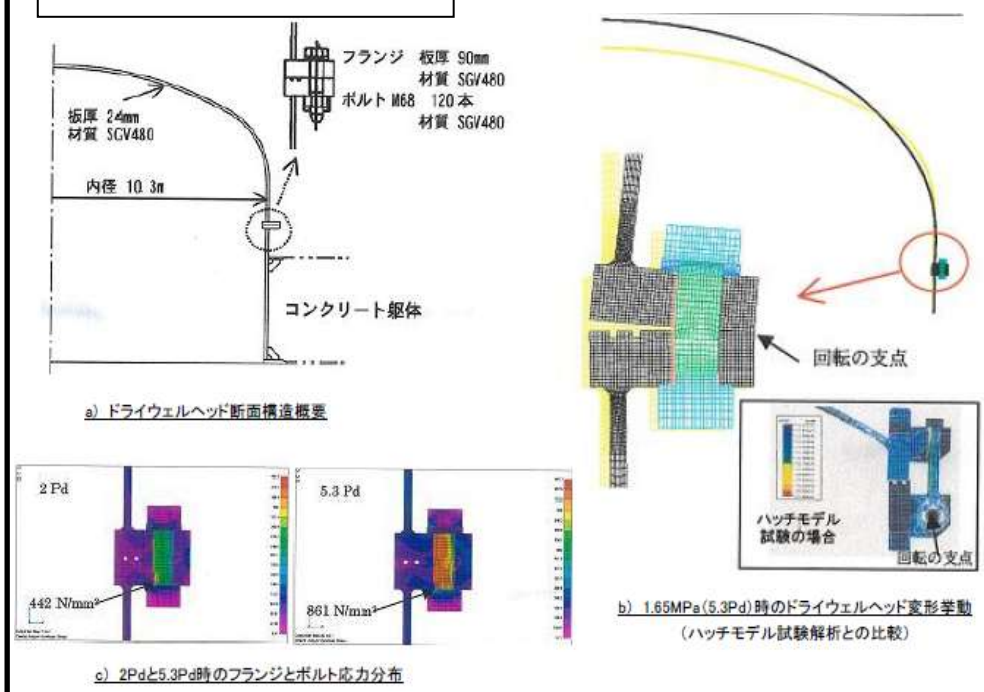
単位:mSv/h

3号機原子炉建屋1階

出典:東京電力(株)公表資料

図V-1-27

トップフランジ評価(解析)



出典: (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-1-28

機器ハッチ評価(試験)

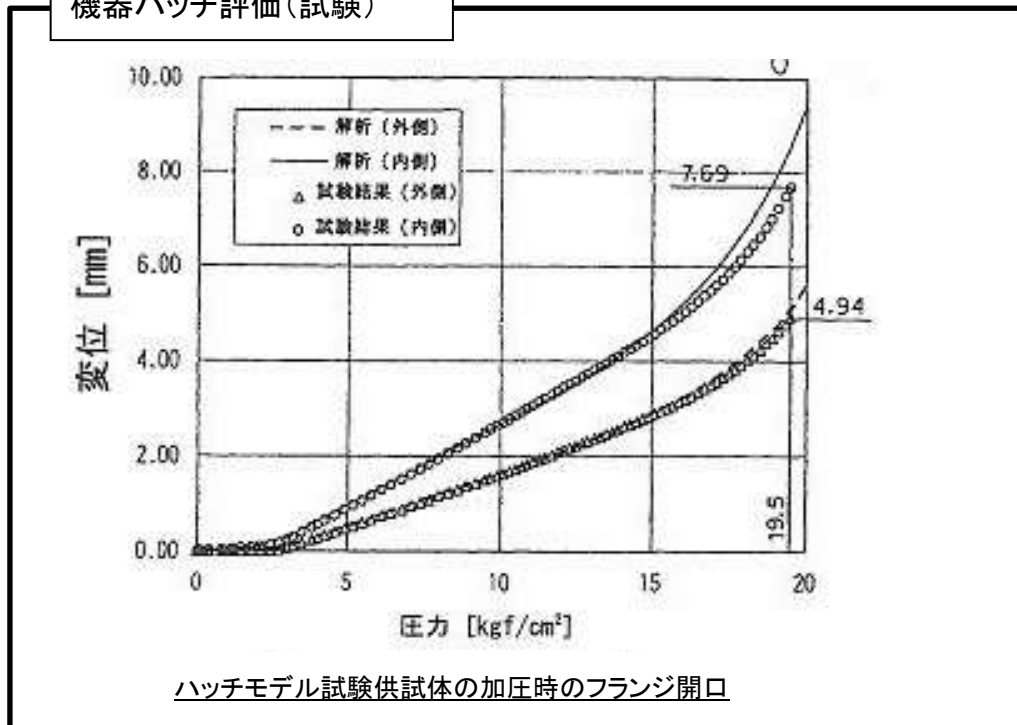
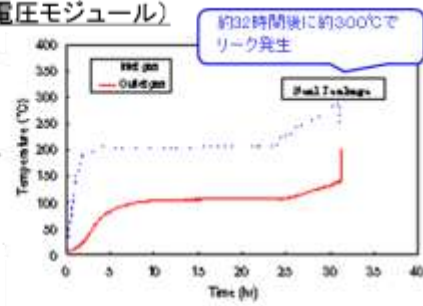
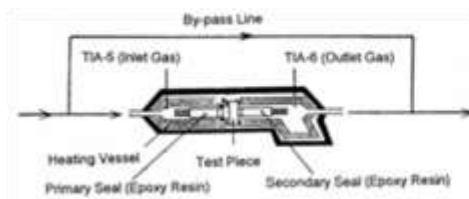


図 V-1-29

試験結果の例(低電圧モジュール)



フランジガasketの過温劣化状況



電線貫通部の過温劣化状況



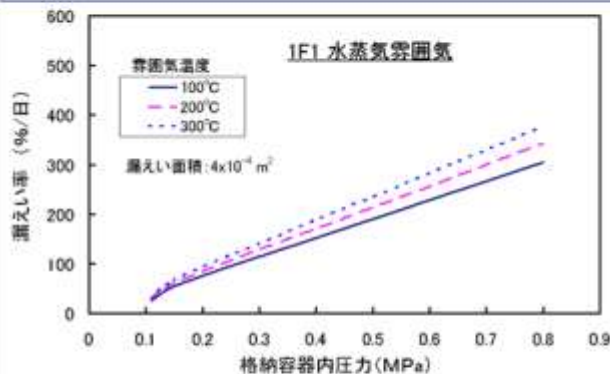
試験・評価結果概要

- (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asket、電気ベネ)からのリークは無し
- (2) 電気ベネ(低電圧モジュール)では266～324℃で、フランジガasketでは276～349℃で微リークが発生
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asketで圧力上昇とともに温度が低下、電気ベ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 $6 \times 10^{-6} \text{ m}^2/\text{1体}$ 、フランジガasketで約 $1.3 \times 10^{-5} \text{ mm}^2/\text{1m}$ と評価

図 V-1-30

トップフランジガasketの過温劣化時の漏えい率試算

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asket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。



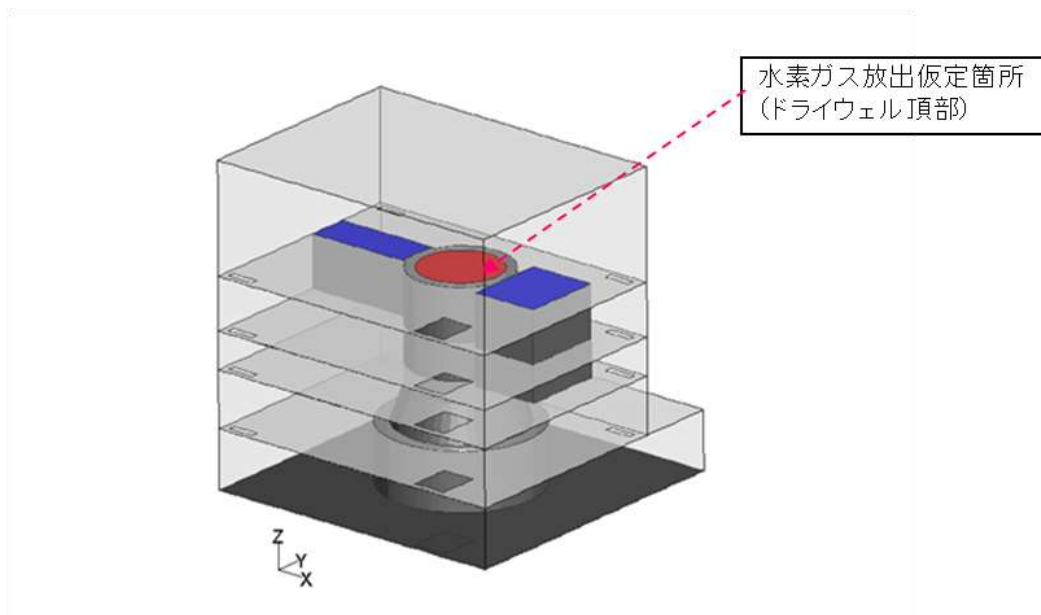
格納容器貫通部の劣化状況も含めれば、さらに漏えい率は大きくなっているものと考えられる。

(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)

図 V-1-31

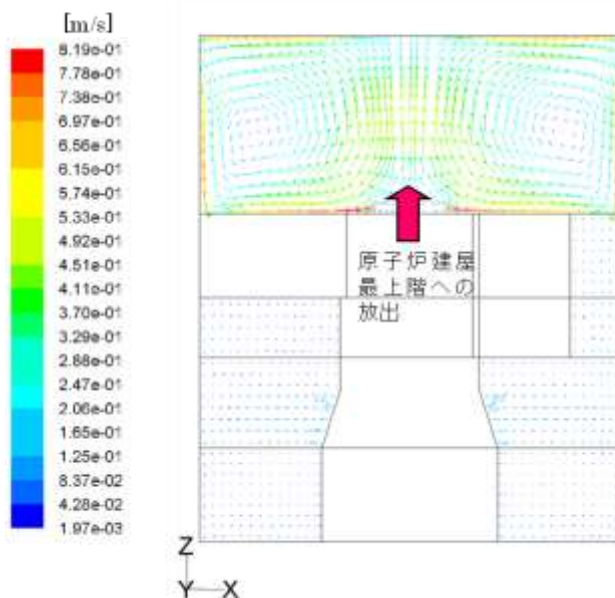


①PCVフランジ等からの原子炉建屋最上階(5階)への漏えいモデル

出典: JNES資料

図 V-1-32

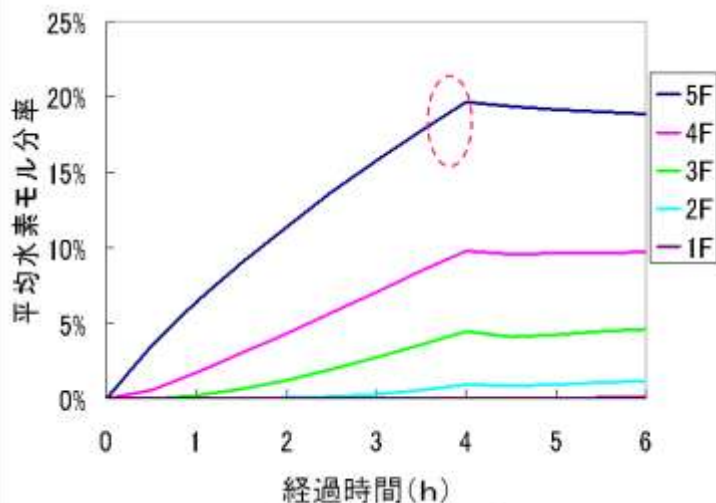
原子炉建屋最上階床面から400kgの水素放出を仮定した場合の水素ガスの挙動(流れ場)



出典: JNES資料

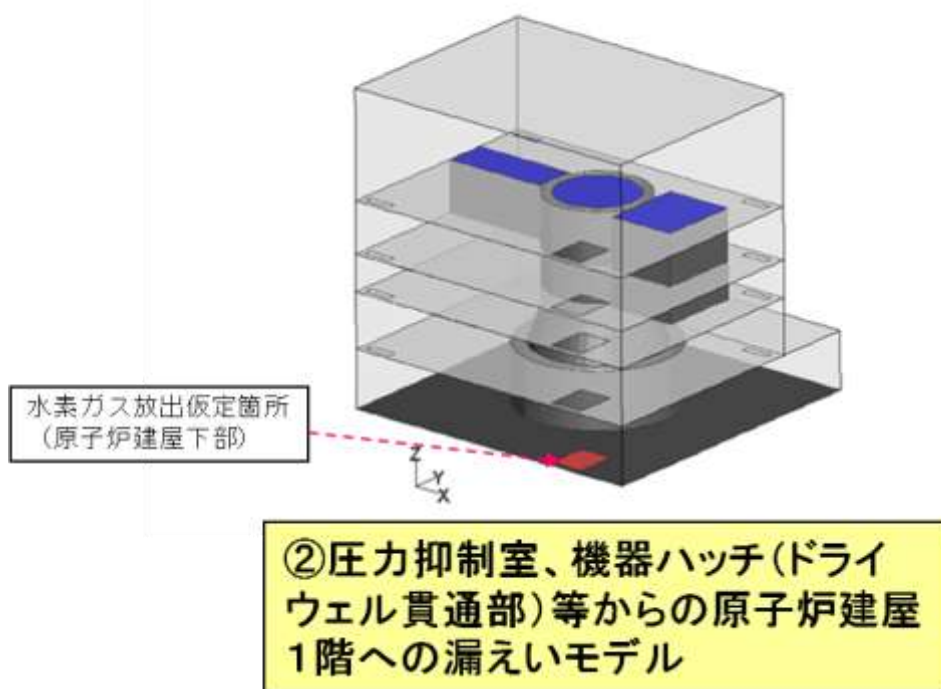
図 V-1-33

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



出典: JNES資料

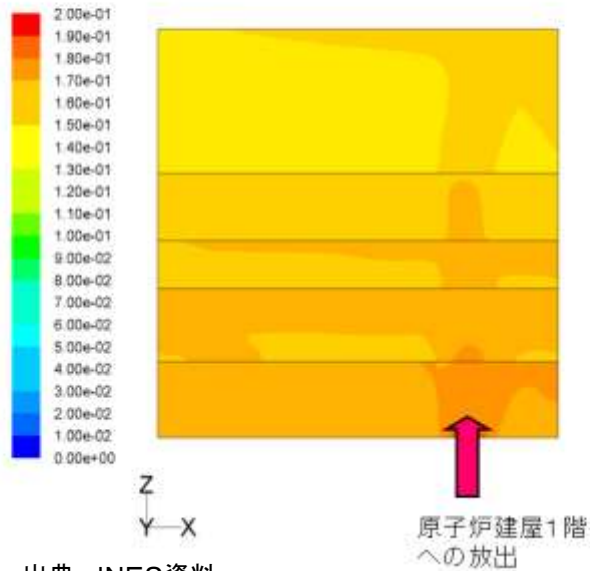
図 V - 1 - 34



出典: JNES資料

図 V - 1 - 35

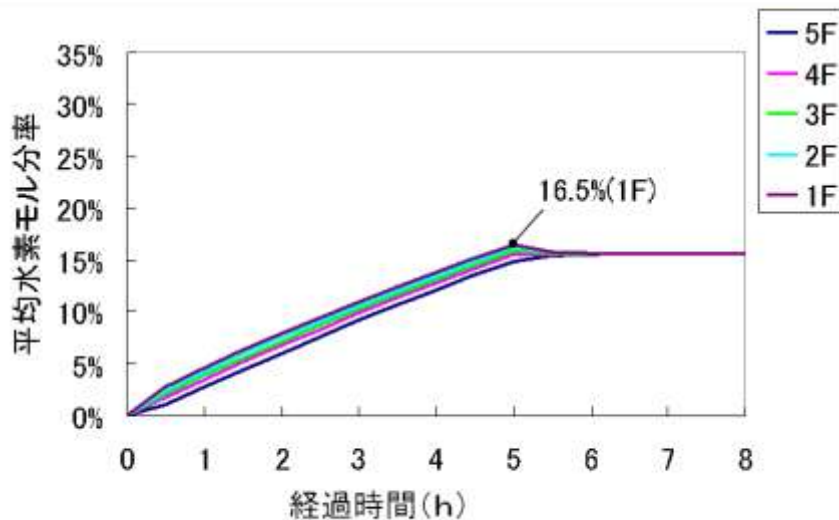
原子炉建屋1階床面から1000kgの水素放出を仮定した場合の水素ガスの濃度分布



出典: JNES資料

図 V-1-36

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



出典: JNES資料

図 V-1-37

基本的なPCVベント操作の流れ

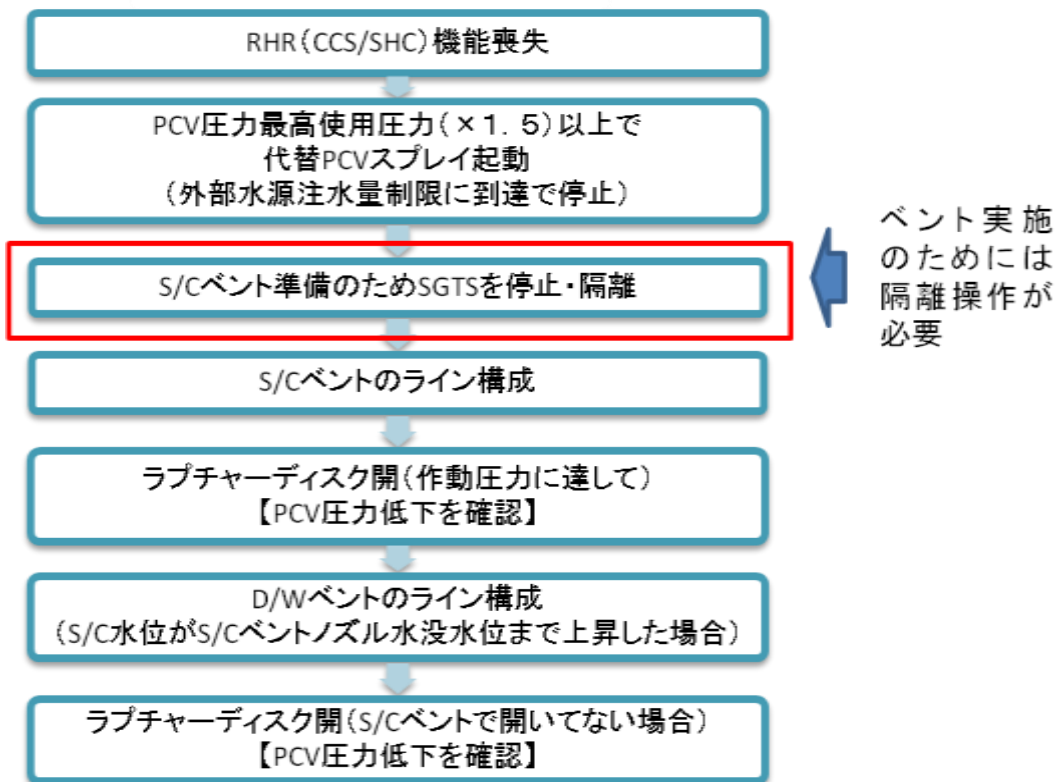
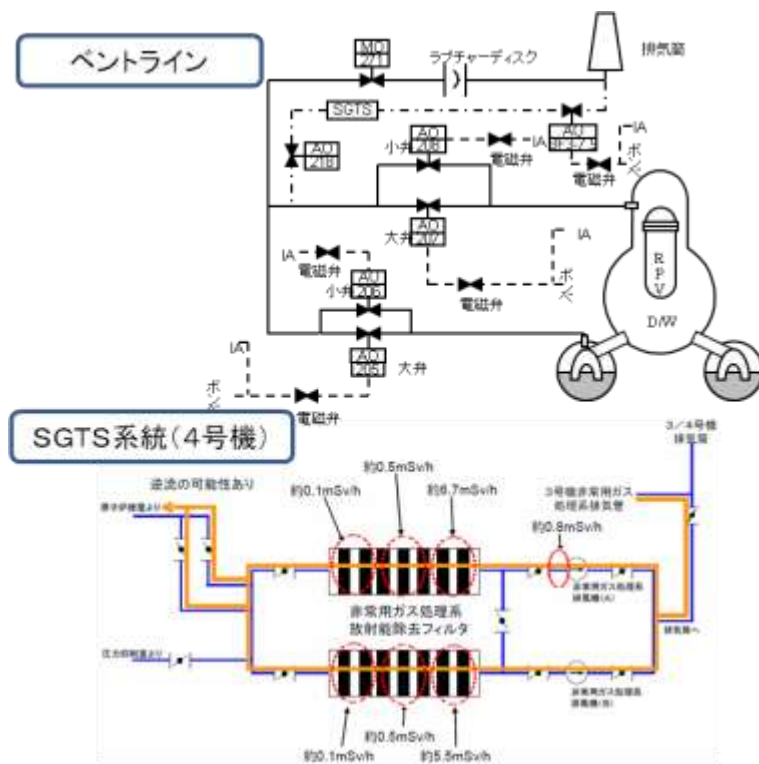


図 V-2-1



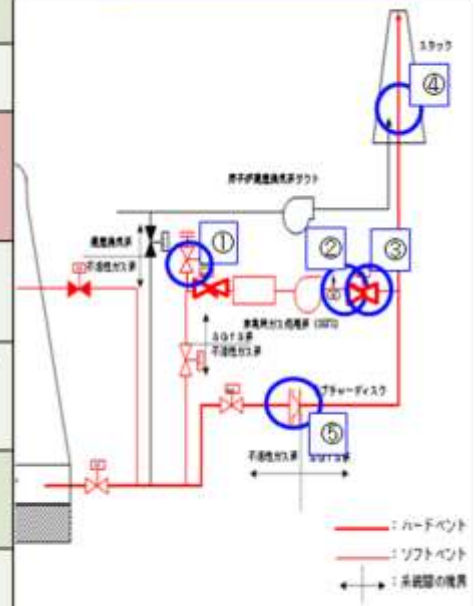
出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))

図 V-2-2

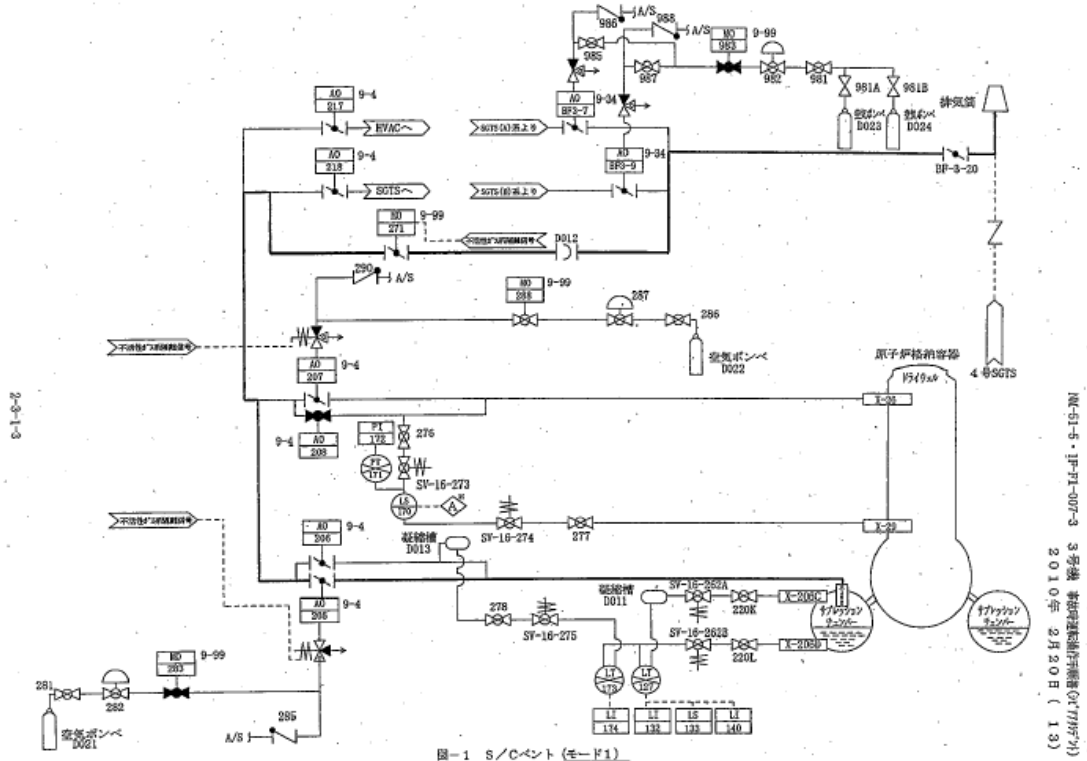
表V-2-1

	①SGTS入口弁(注1)	②逆潮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研気路の号機間共有	⑤セントライン・ブザ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号機は無し)	・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) AS IS(MO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)	無し	
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: 故障等の発生時に閉状態維持する。



出典: 3号機事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)(東京電力(株))抜粋

図V-2-3

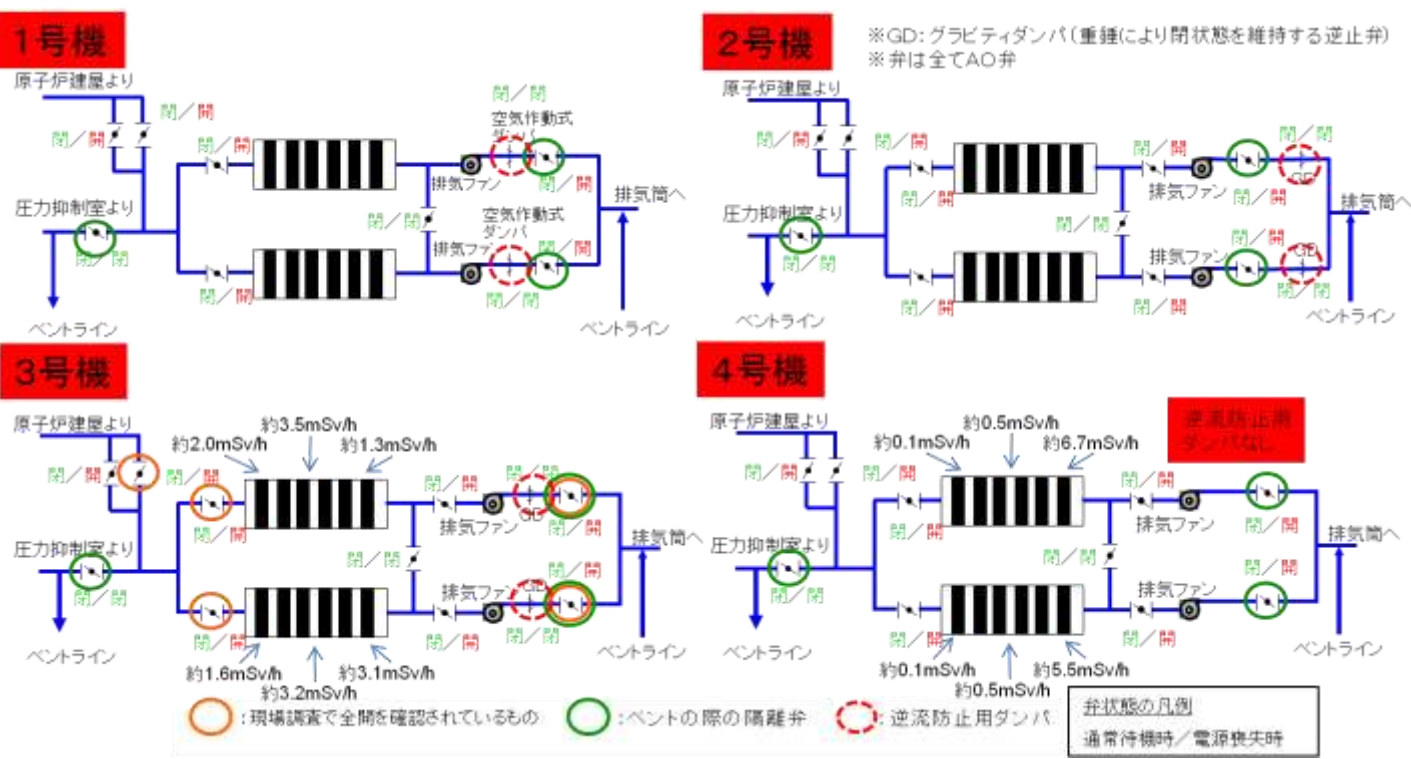
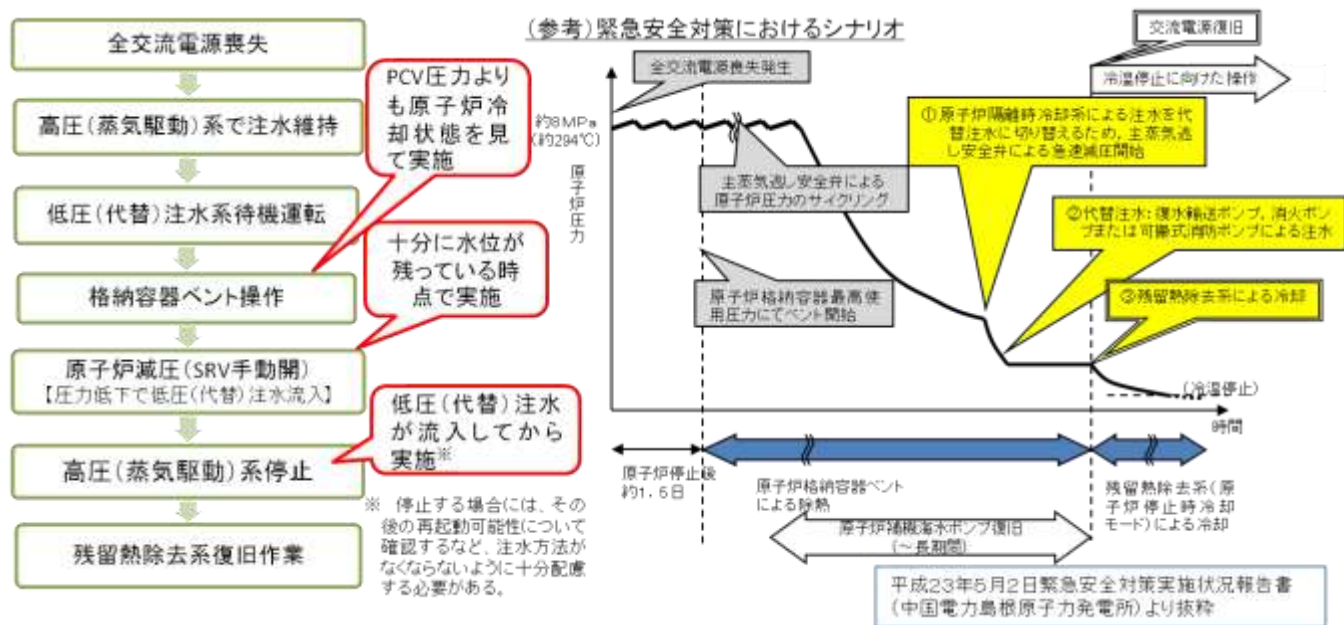


図 V-2-4

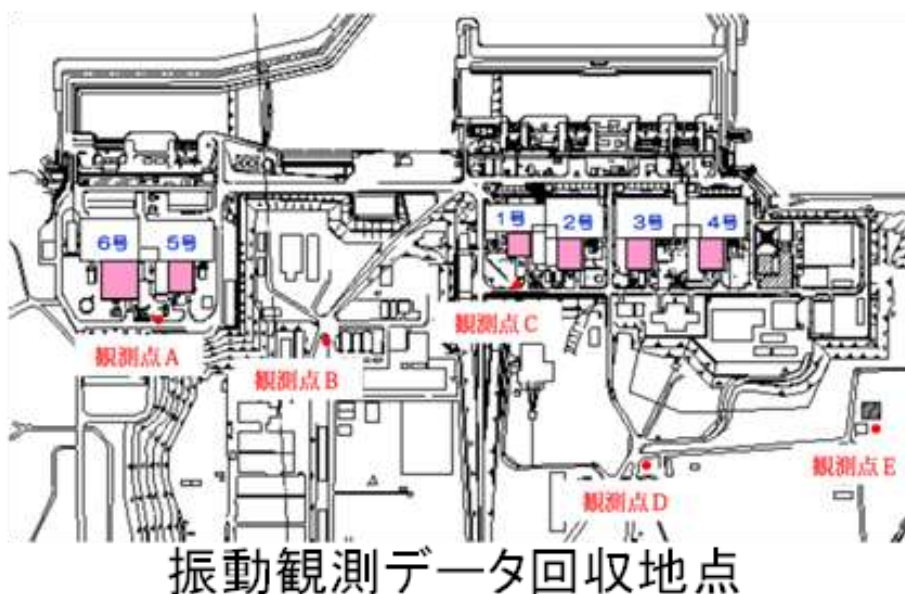


出典: 福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))

図 V-2-5

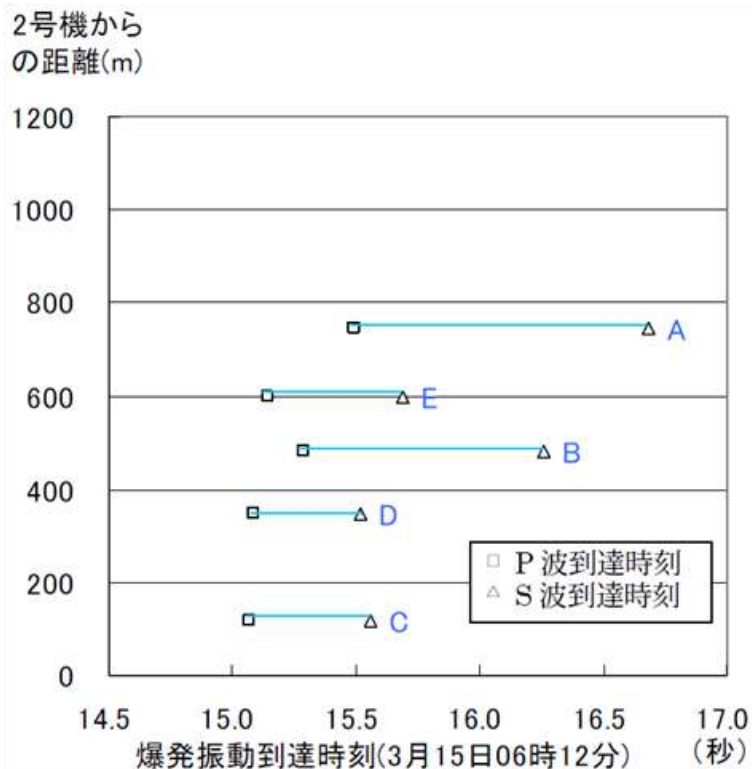


図V-3-1



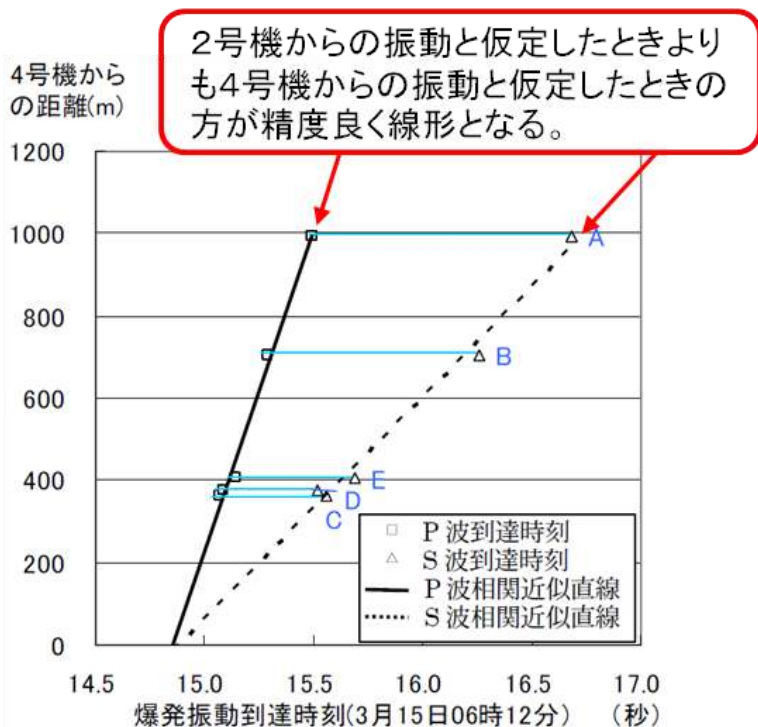
出典:福島原子力事故調査報告書(中間報告)(平成23年12月2日、東京電力(株))

図V-4-1



出典:福島原子力事故調査報告書(中間報告)(平成23年12月2日、東京電力(株))

図 V-4-2



出典:福島原子力事故調査報告書(中間報告)(平成23年12月2日、東京電力(株))を加筆

図 V-4-3

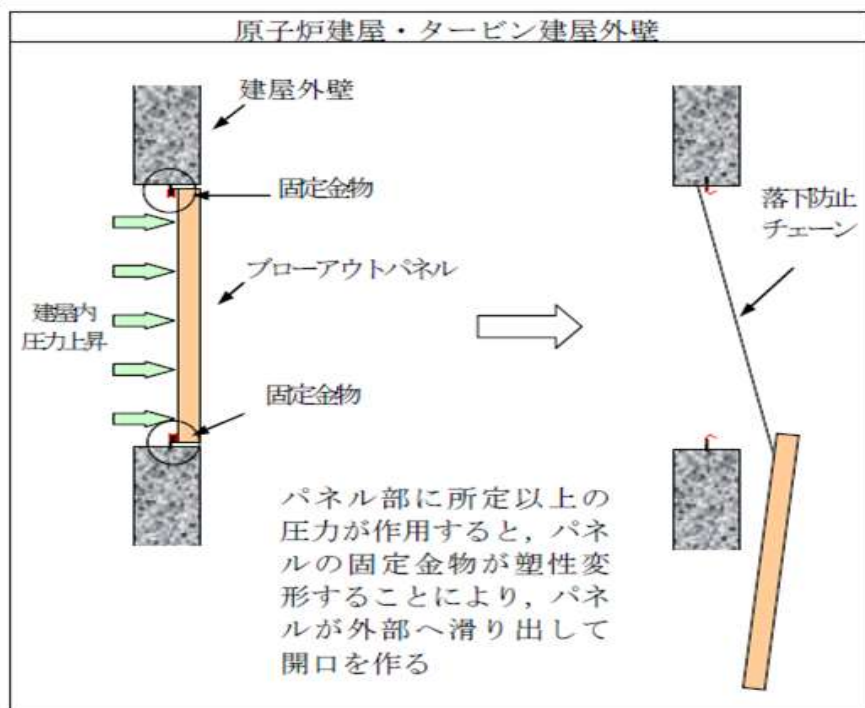
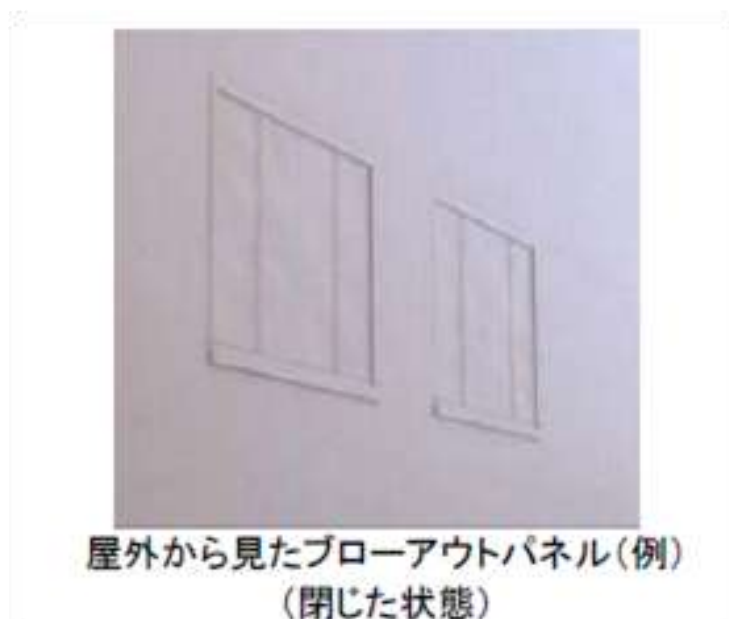


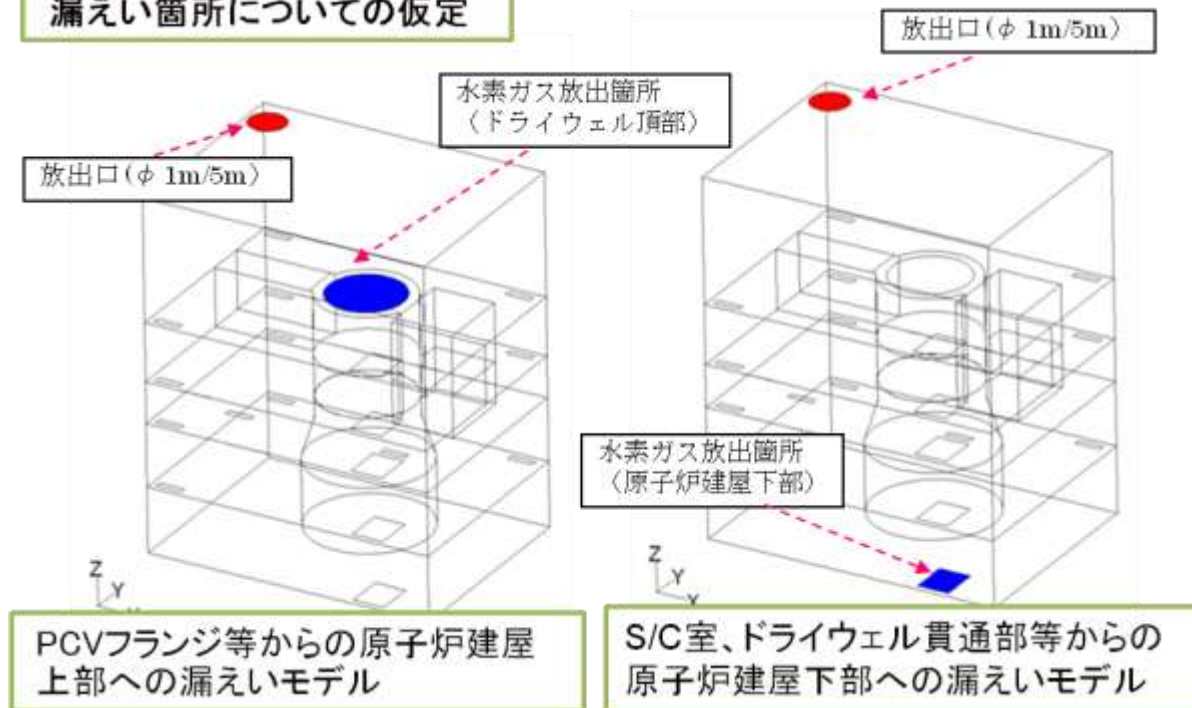
図 V-4-4



(出典) 中部電力資料

図 V-4-5

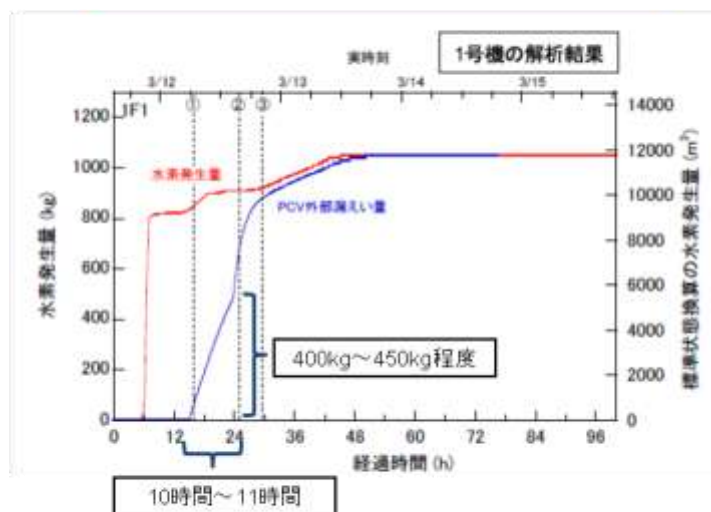
漏えい箇所についての仮定



出典: JNES資料

図 V - 4 - 6

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

出典: JNES資料

図 V - 4 - 7

表V-4-1

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	2m ²	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	2m ²	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

	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 09-16)	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、放出ルートを決めること(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、設計境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ップされる場合、必要となくともよい。(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)) ・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: ・1988年にフィルタ付ベントはスクラッピング能力から、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) ・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) ・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)) ・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、設計圧力を越えて破裂)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II)) ・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・計装制御設備及び非常事態への対応体制等について

表VI-1-1

		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）						

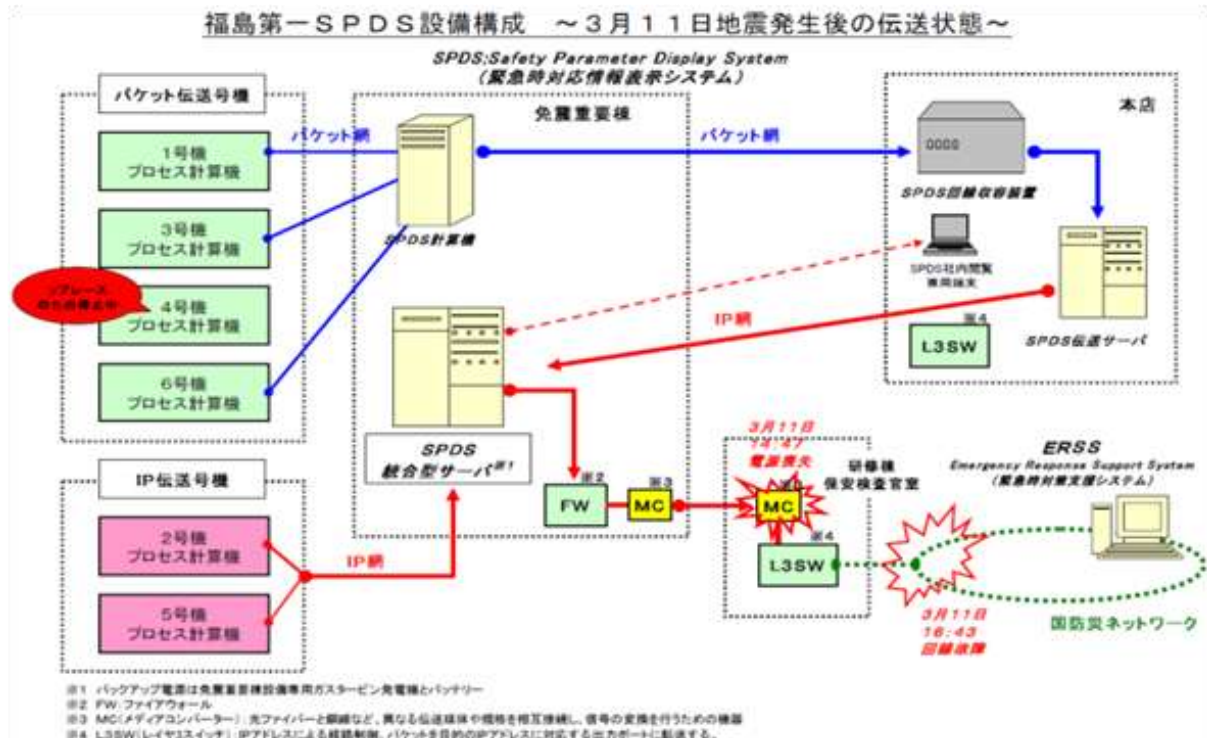
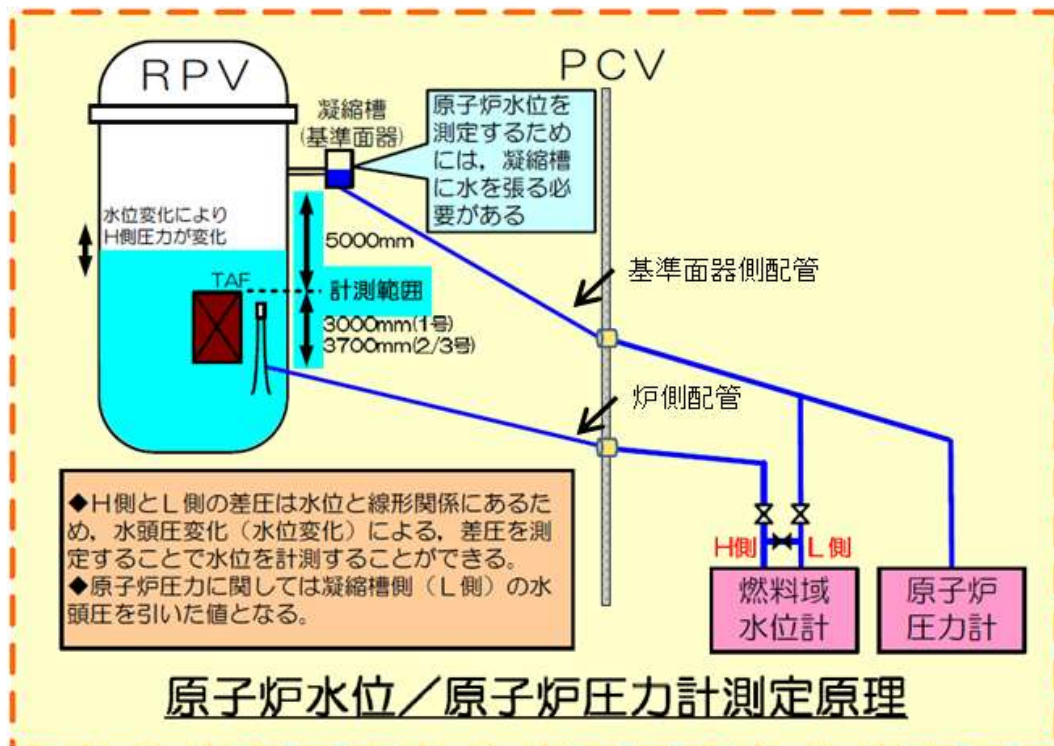


图 VI-1-1

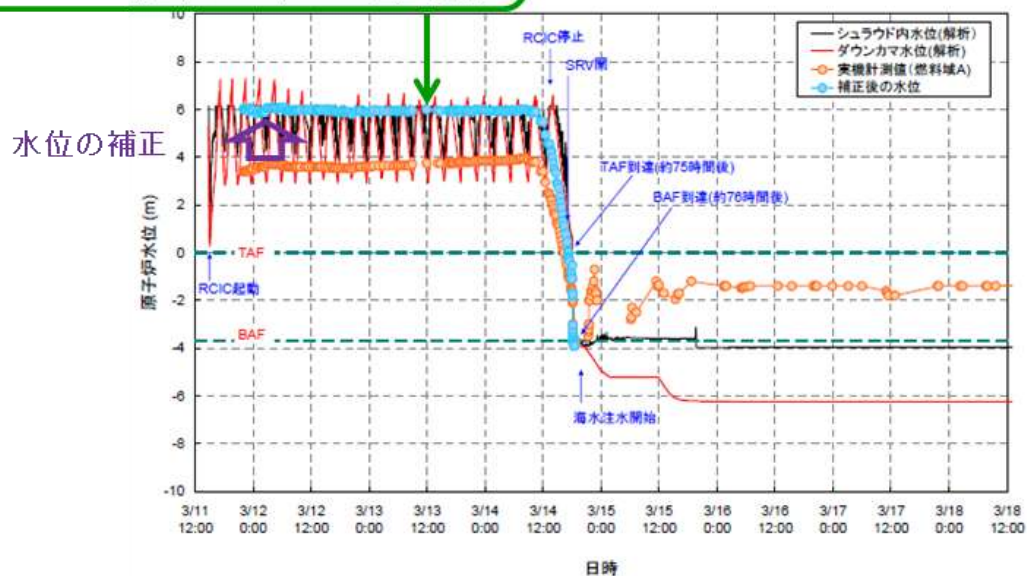
表Ⅵ－2－2

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	
計装設備	原子炉压力容器温度計	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。	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。	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。			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。
	事故時炉内圧力計						
	格納容器圧力計						
	格納容器雰囲気モニタ（CAMS）						
エアモニタ	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。						



図Ⅵ－1－2

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(H_s)と炉側配管圧力(H_r)の差圧($H_s - H_r$)が一定となる。

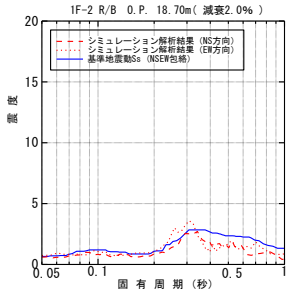
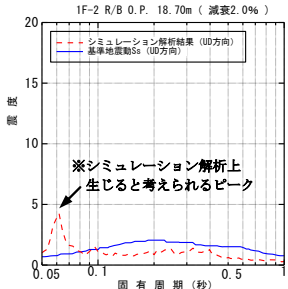
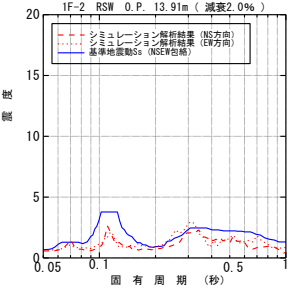
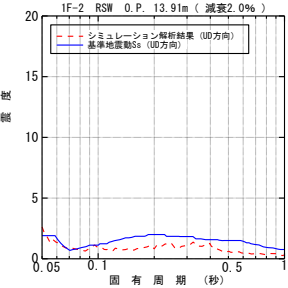


図VI-1-3

別添資料1 地震による設備・機器等への影響

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)	<p><原子炉建屋 (O. P. 18. 70m) ></p> <div><p>1F-1 R/B O. P. 18. 70m (減衰2. 0%)</p></div> <div><p>1F-1 R/B O. P. 18. 70m (減衰2. 0%)</p></div> <p>(水平) (鉛直)</p>				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><原子炉遮へい壁 (O. P. 16. 14m) ></p> <div><p>1F-1 RSW O. P. 16. 14m (減衰2. 5%)</p></div> <div><p>1F-1 RSW O. P. 16. 14m (減衰2. 5%)</p></div> <p>(水平) (鉛直)</p>				

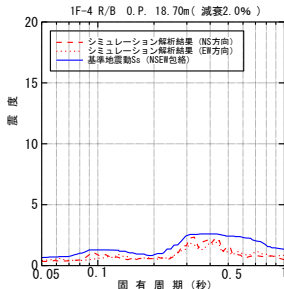
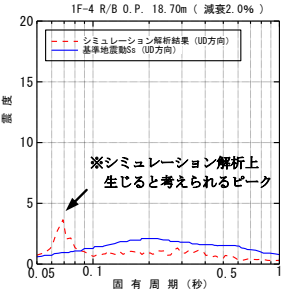
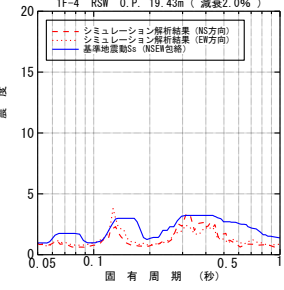
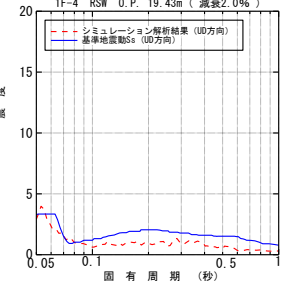
耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所1号機)

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 压力容器 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)	<p>< 中間階 (0. P. 18. 70m) ></p> <div>   </div> <p>(水平) (鉛直)</p>				<p>主蒸気系配管 計算値：208MPa 評価基準値：360MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値：87MPa 評価基準値：315MPa</p>
	<p>< 原子炉遮へい壁基部 (0. P. 13. 91m) ></p> <div>   </div> <p>(水平) (鉛直)</p>				

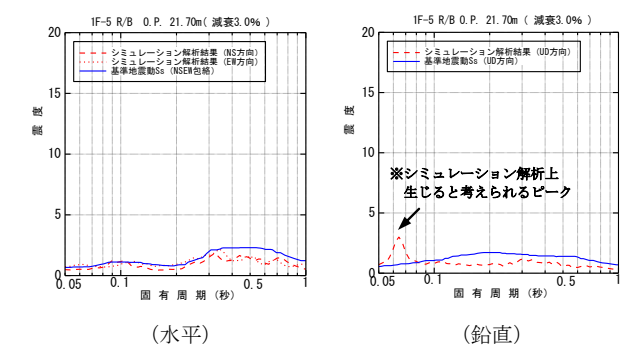
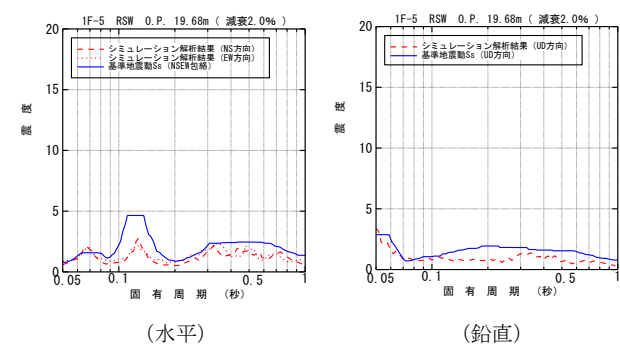
耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第一原子力発電所2号機)

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 压力容器 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
	<原子炉遮へい壁 (O.P. 16.68m) > 				

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)	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)	 (鉛直)				
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) >					
	 (水平)	 (鉛直)				

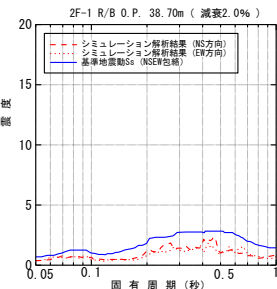
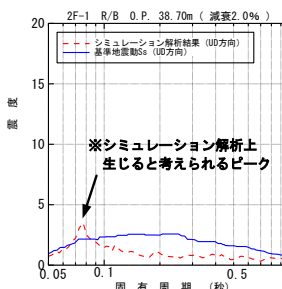
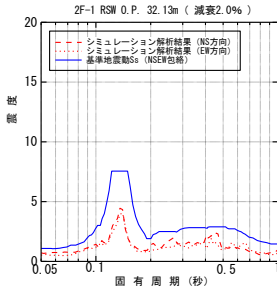
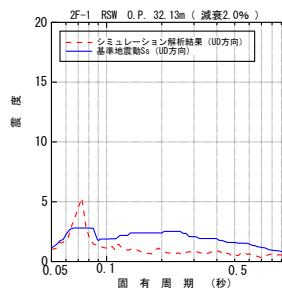
耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第一原子力発電所4号機)

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 压力容器 基部	せん断力 (kN)	5200	6830	原子炉压力容器 (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
	<原子炉遮へい壁 (O. P. 19.68m) > 				

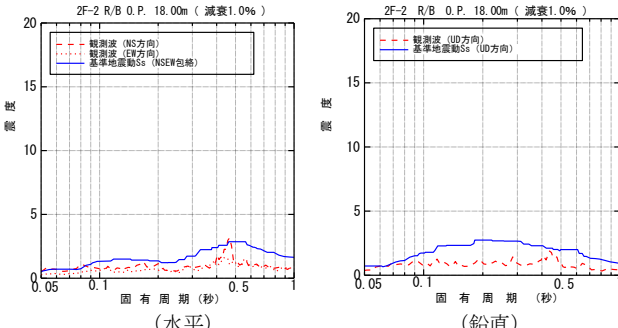
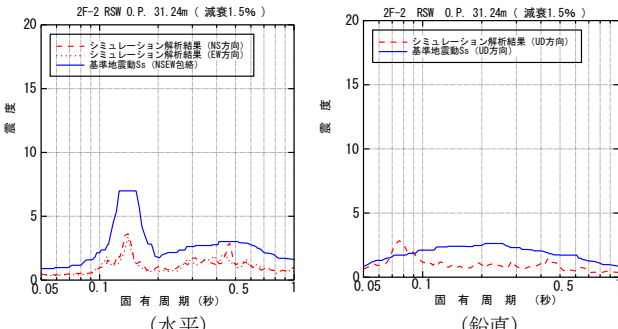
耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第一原子力発電所5号機)

設備等		地震応答荷重	基準地震動 S_s	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 压力容器 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 S_s 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 S_s 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 S_s 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)	<p><原子炉建屋 (O.P. 13.20m) ></p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>1F-6 R/B O.P. 13.20m (減衰2.0%)</p> <p>(水平)</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>1F-6 R/B O.P. 13.20m (減衰2.0%)</p> <p>(鉛直)</p> </div> </div>				<p>主蒸気系配管 計算値：211MPa 評価基準値 375MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値：88MPa 評価基準値 335MPa</p>
	<p><原子炉遮へい壁 (O.P. 33.13m) ></p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>1F-6 RSW O.P. 33.13m (減衰2.0%)</p> <p>(水平)</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>1F-6 RSW O.P. 33.13m (減衰2.0%)</p> <p>(鉛直)</p> </div> </div>				

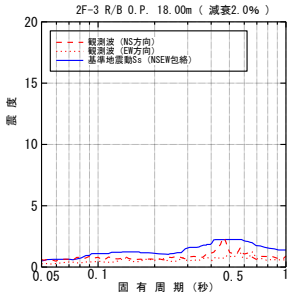
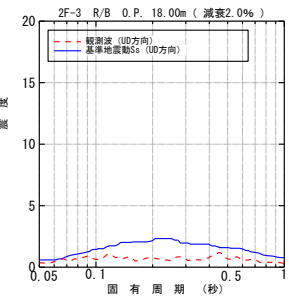
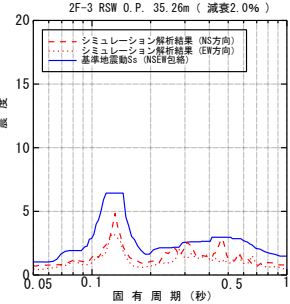
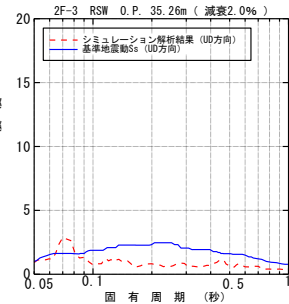
耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第一原子力発電所6号機)

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)	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)	<原子炉建屋 (O.P. 38.70m) >				主蒸気系配管 計算値: 272MPa 評価基準値: 375MPa 残留熱除去系配管 計算値: 161MPa 評価基準値: 335MPa
	 (水平)	 (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. 32.13m) >				
	 (水平)	 (鉛直)			

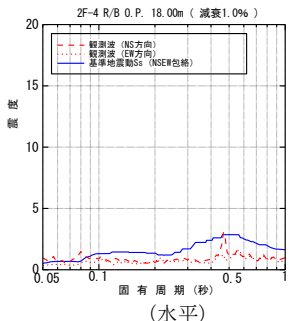
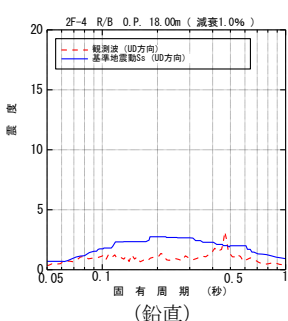
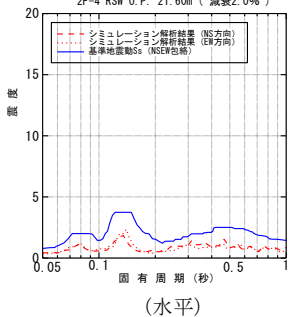
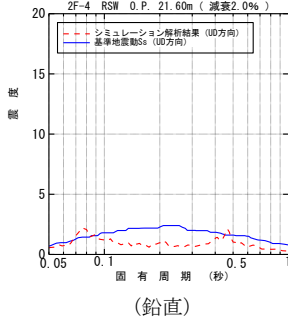
耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第二原子力発電所1号機)

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)	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)	<p><原子炉建屋 (O.P. 18.00m) ></p> <div></div>				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><原子炉遮へい壁 (O.P. 31.24m) ></p> <div></div>				

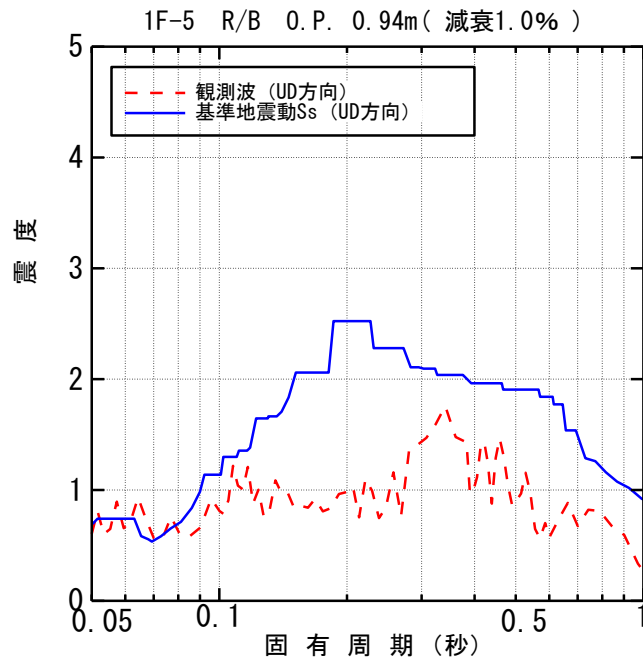
耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第二原子力発電所2号機)

設備等		地震応答荷重	基準地震動 S_s	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 S_s 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 S_s 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 S_s 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 S_s 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
	 (水平)	 (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. 35.26m) >				
	 (水平)	 (鉛直)			

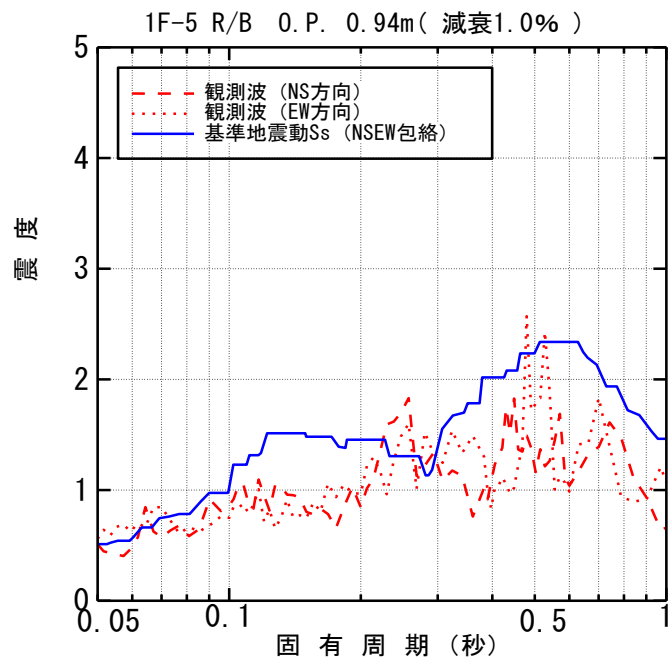
耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要 (福島第二原子力発電所3号機)

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 压力容器 基部	せん断力 (kN)	4360	2980	原子炉压力容器 (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
					
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) >				
					

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)

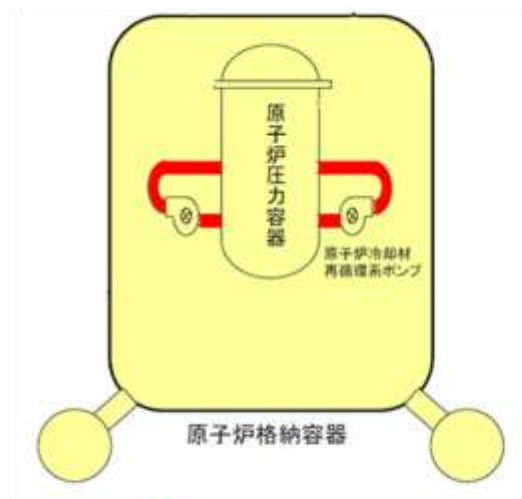


<水平方向>

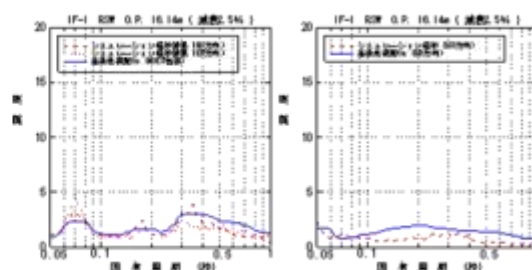
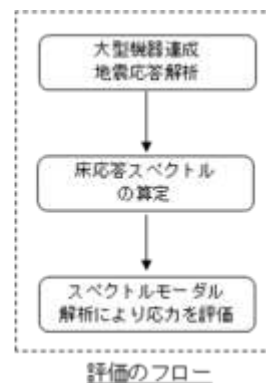


<上下方向>

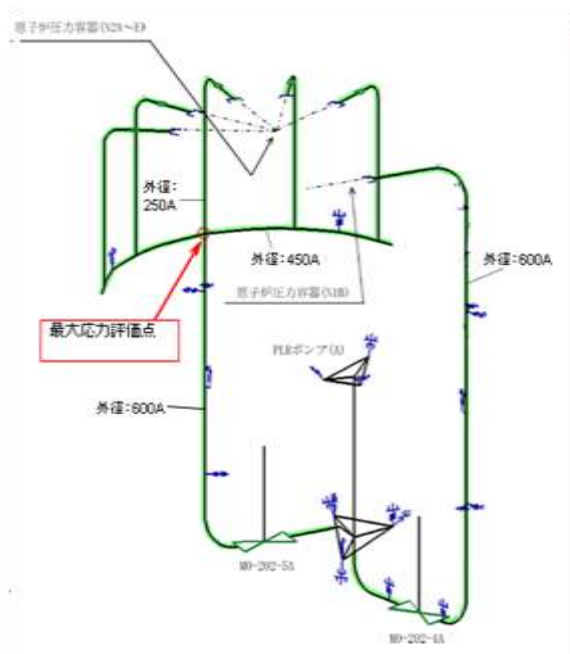
観測記録と基準地震動Ssの基礎版上の床応答スペクトルの比較



—：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



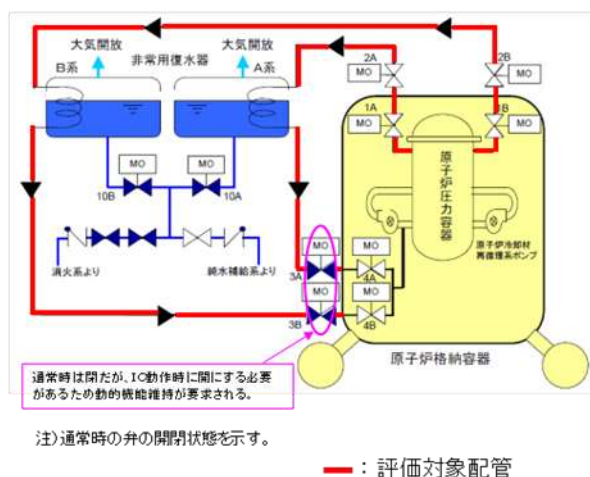
配管モデル（A系(PLR-PD-1)のモデルを示す）

構造強度評価結果

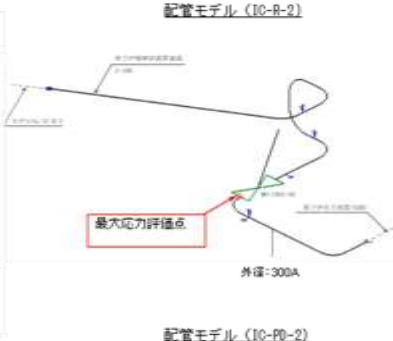
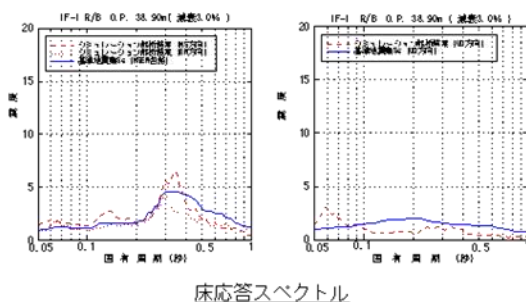
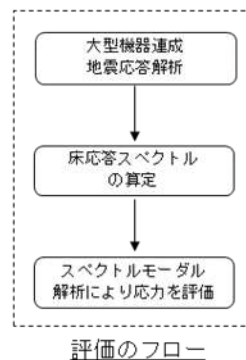
解析モデル	計算値 (MPa)	評価 基準値 ^{※1} (MPa)	裕度
PLR-PD-1	160	262	1.63
PLR-PD-2	91	262	2.87

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SMC1-2005」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-G4601・編-1984」に示される許容応力状態IV AS相当）

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



非常用復水器系概略系統図

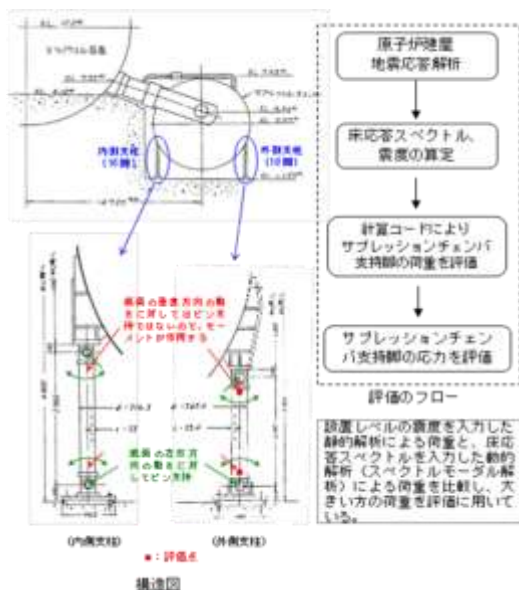


構造強度評価結果

解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値 ^{※1} (MPa)	強度
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

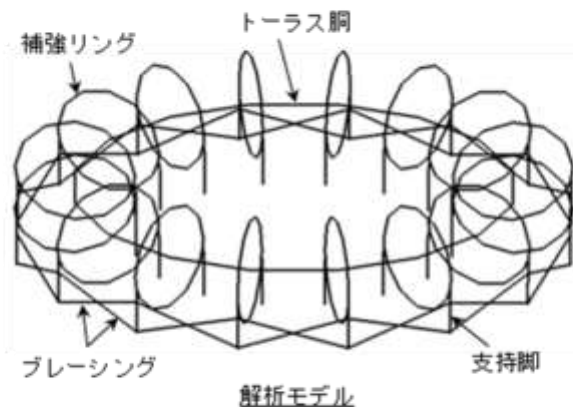
※1: 福島第一原子力発電所1号機非常用復水器系配管の耐震性評価 (設計・検証規程 JSME S-NCT-2005) に示される使用状態Dに対する許容値 (福島第一原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601・補-1984) に示される許容応力状態 IV AS 相当)

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

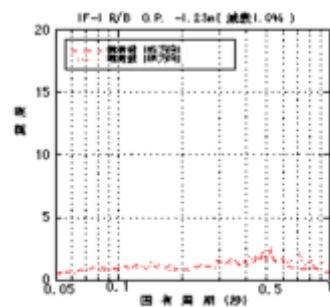


サプレッションチェンバ設置レベルの震度

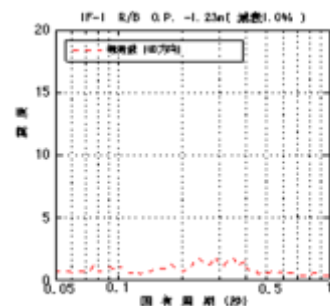
標高 O.P.(m)	水平方向 (NS/EW包絡)	鉛直方向
-1.23 (基礎版上)	0.47	0.27



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



評価に用いた床応答スペクトル（水平）

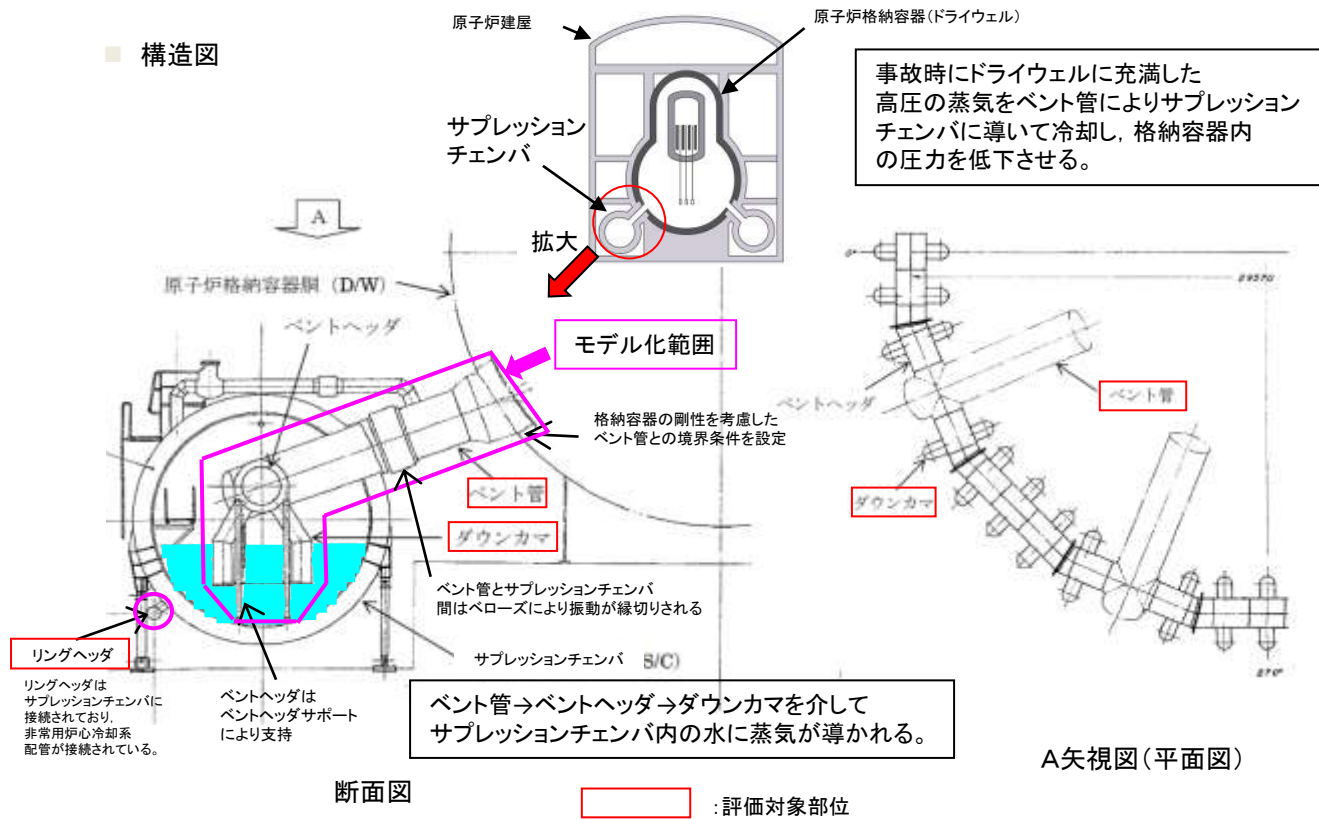


評価に用いた床応答スペクトル（鉛直）

福島第一原子力発電所1号機サプレッションチェンバ支持脚の耐震性評価の概要

福島第一 1号機 ベント管等の耐震性評価

■ 構造図



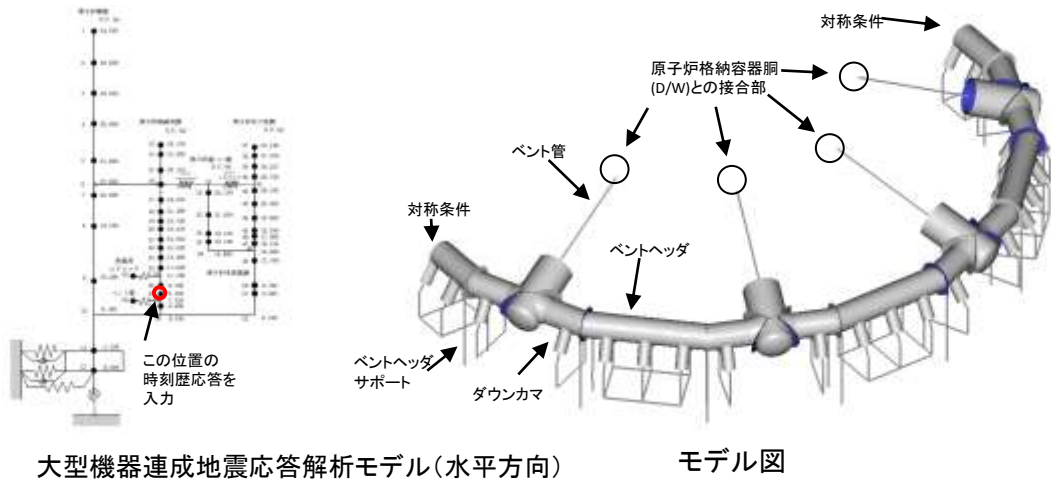
■ 評価方法(ベント管, ダウンカマ)

● 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。



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)

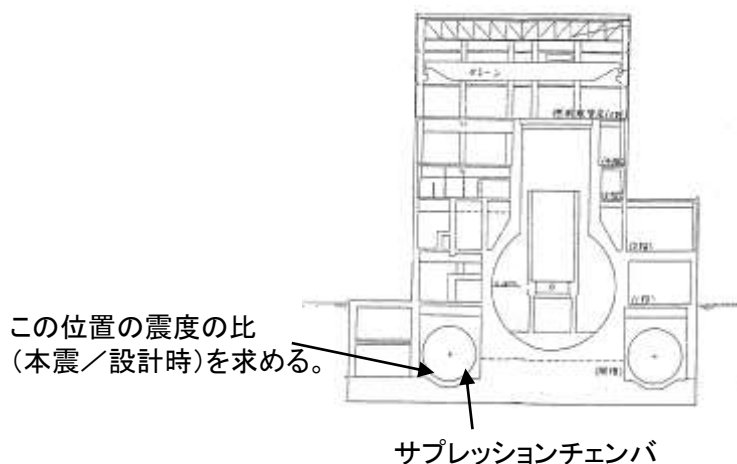
● 福島第一 2号機 ベント管等の耐震性評価

■ 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
ダウンカマ	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)

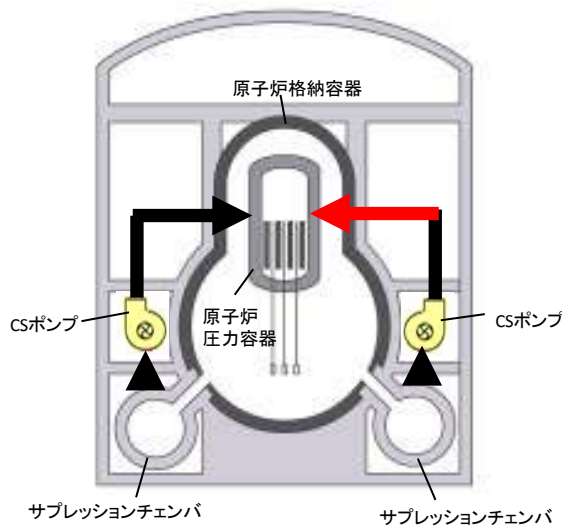
■ 福島第一 2号機 評価結果

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
ダウンカマ	12	236	19.66	詳細
サプレッションチェンバ	181	288	1.59	簡易

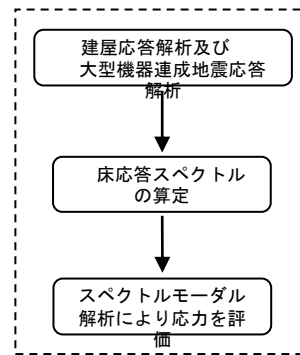
※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

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)

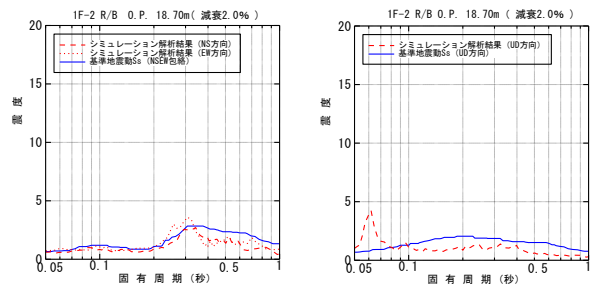
現在原子炉の注水に用いている炉心スプレイ系について、
本震による評価を追加で実施した。



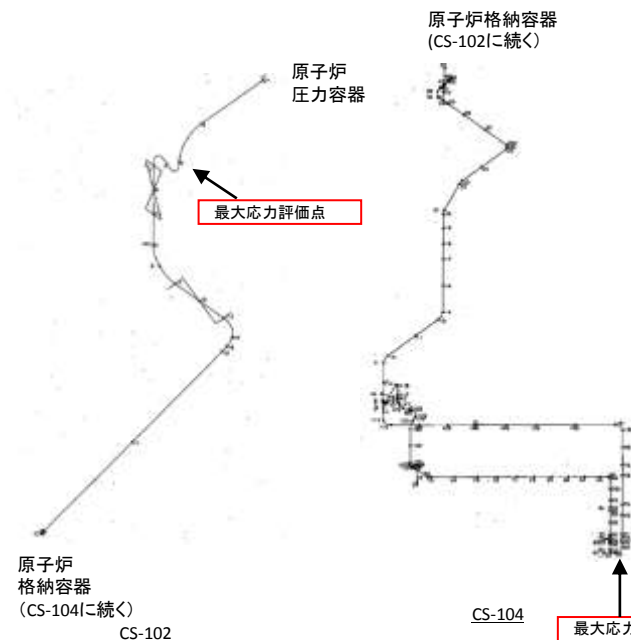
— : 評価対象配管
炉心スプレイ系概略系統図



評価のフロー



床応答スペクトル

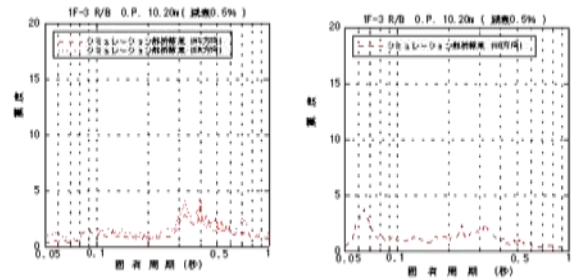
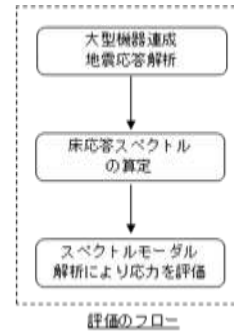
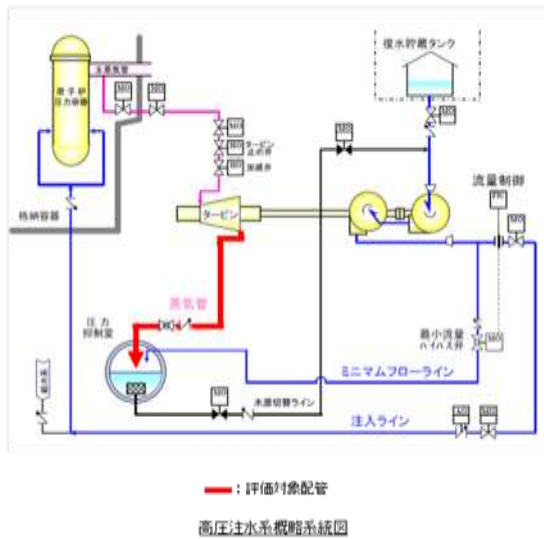


配管モデル

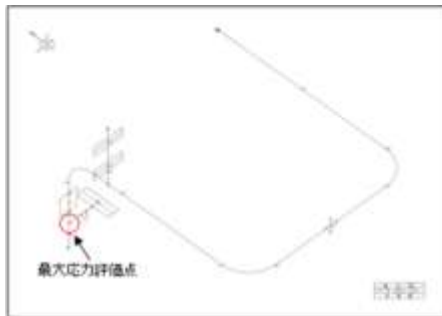
構造強度評価結果

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

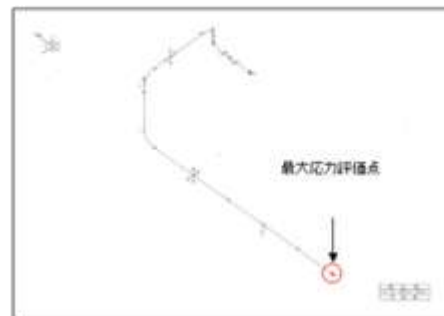
※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S
NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値
(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-
1984」に示される許容応力状態ⅣAS相当)



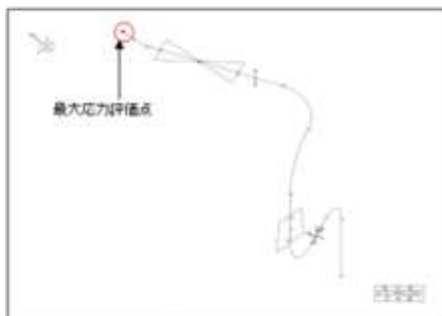
床応答スペクトル



配管モデル (HPCI-001)



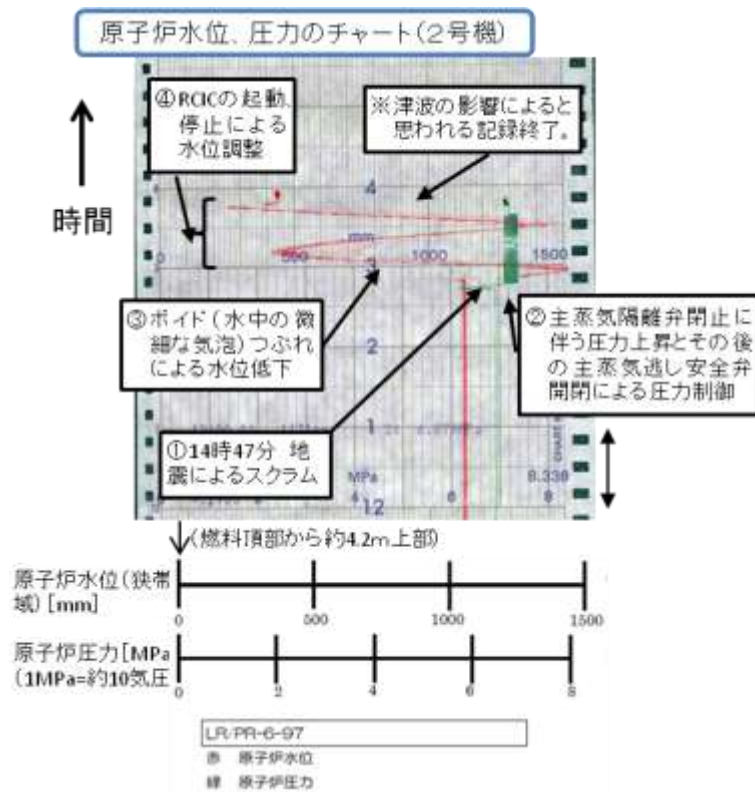
配管モデル (HPCI-002)



配管モデル (HPCI-003)

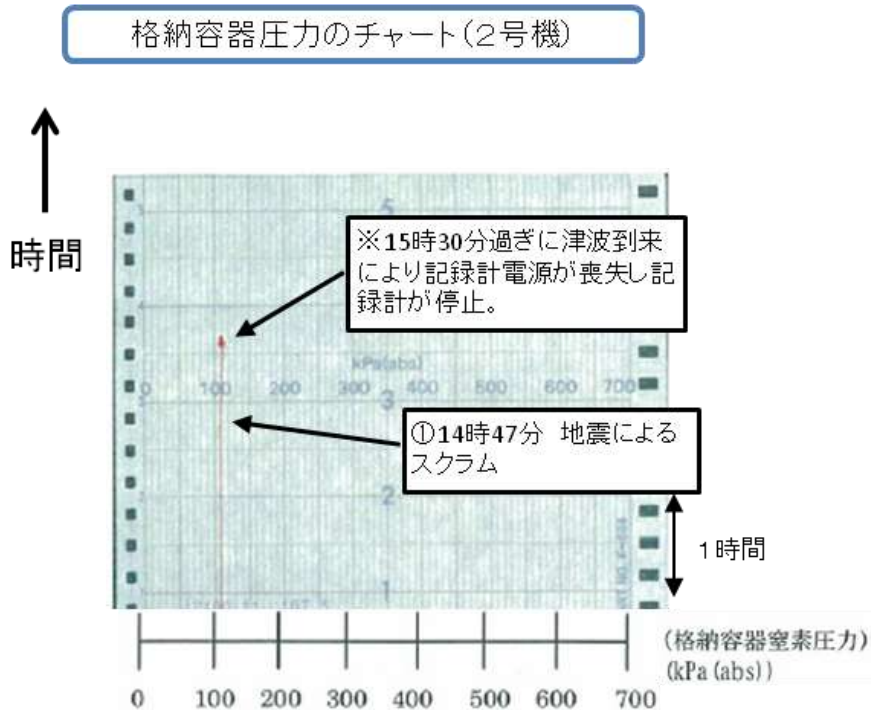
解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	応力比 (計算値/評価基準値)
HPCI-001	113	335	0.34
HPCI-002	52	335	0.16
HPCI-003	75	335	0.22

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



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

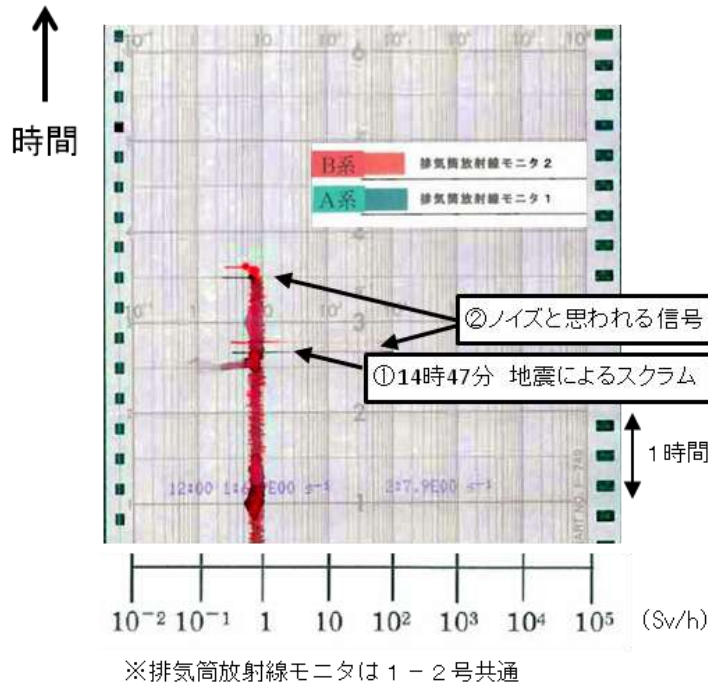
図 i - 19



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 i - 20

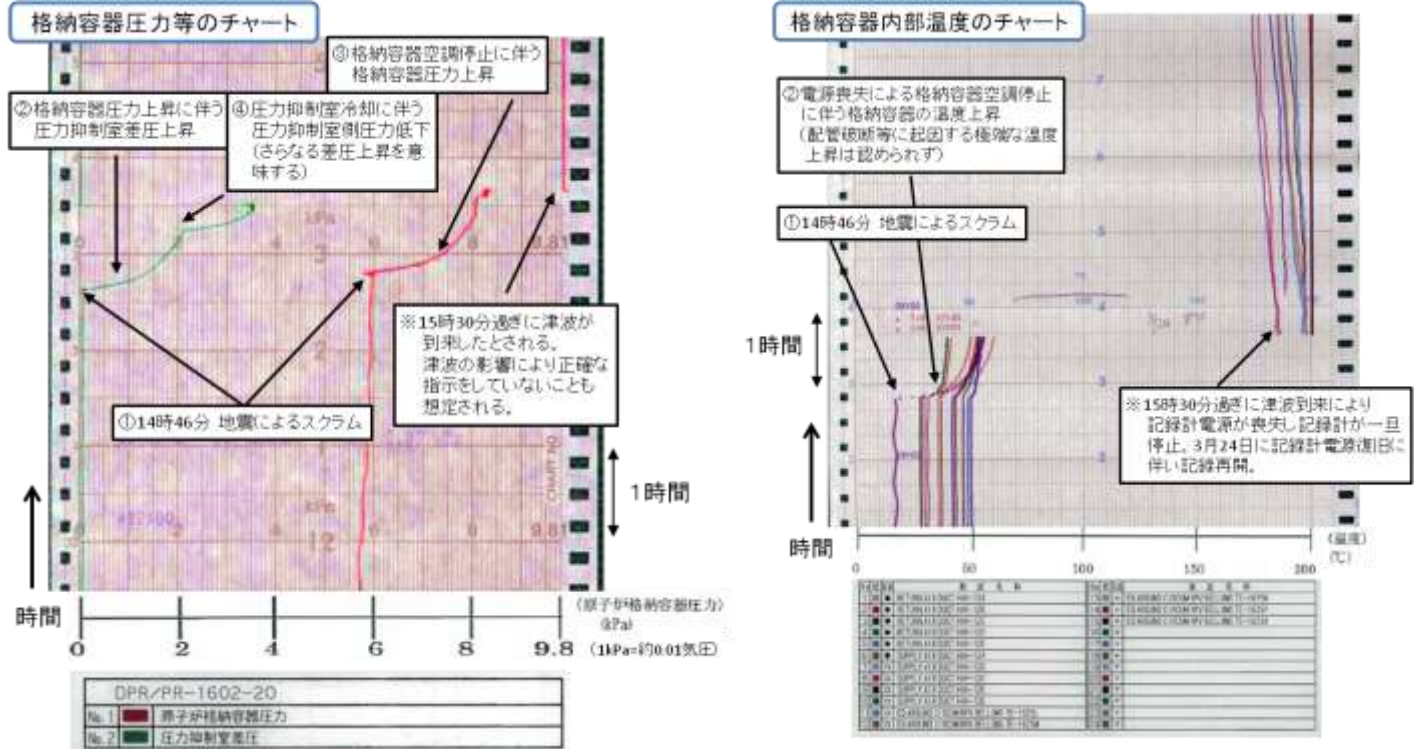
排気筒放射線モニタのチャート(2号機)



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

1号機

図 i - 21

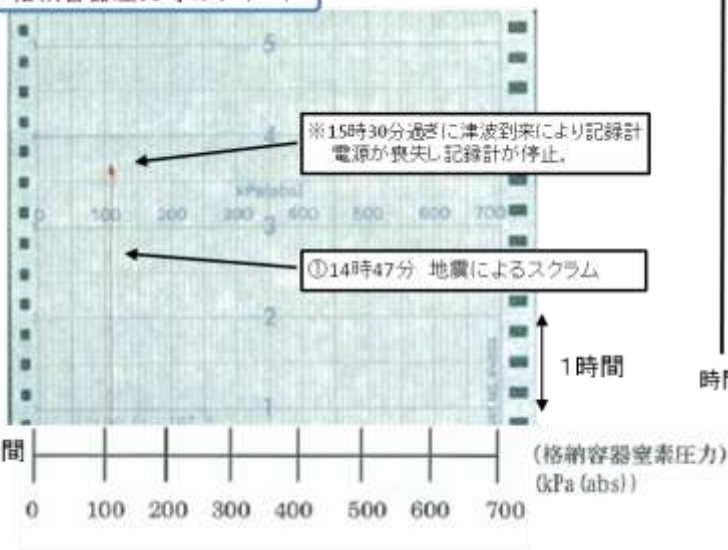


出典: 福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))に加筆

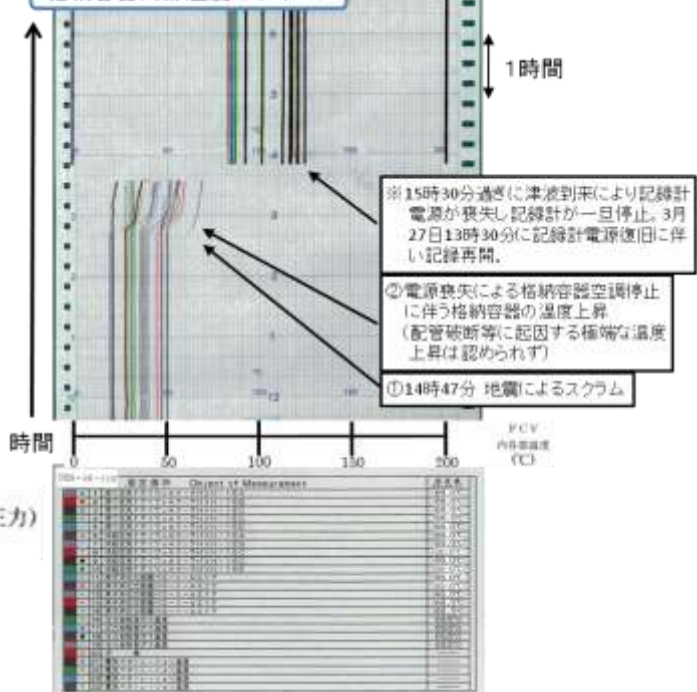
図 i - 22

2号機

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

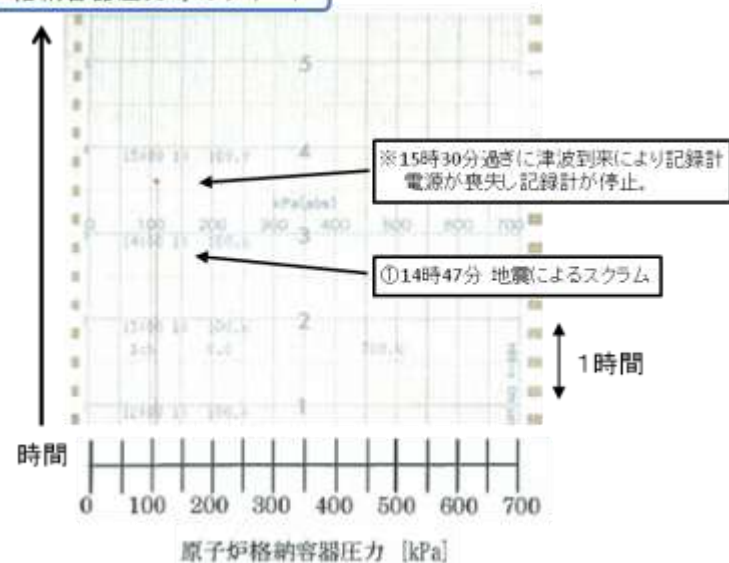


出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))に加筆

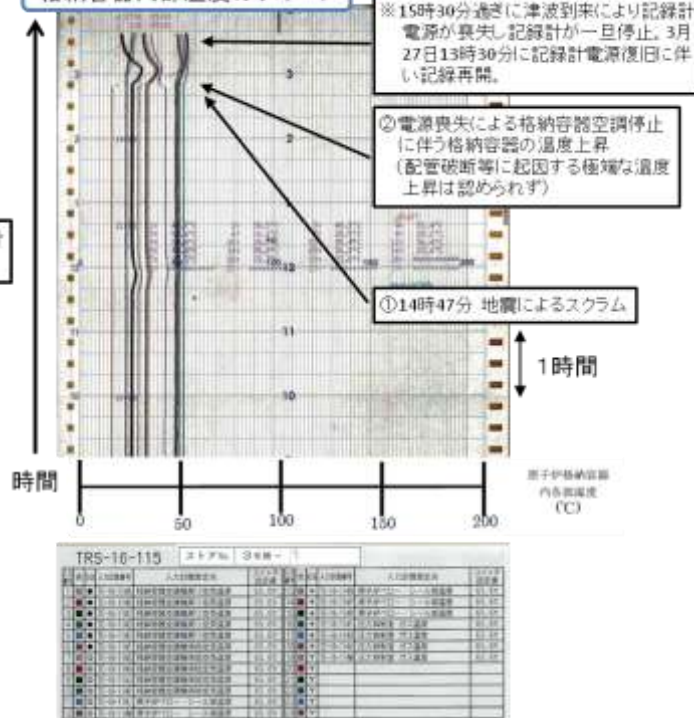
図 i - 23

3号機

格納容器圧力等のチャート



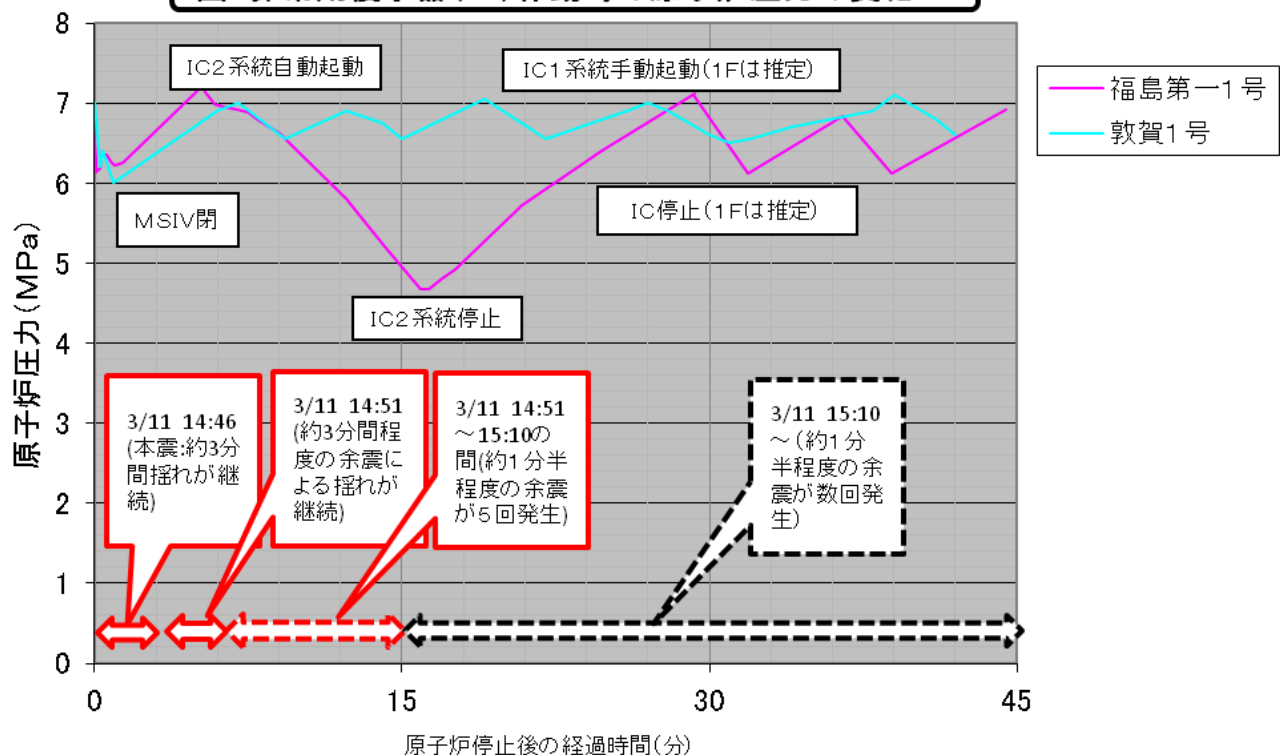
格納容器内部温度のチャート



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

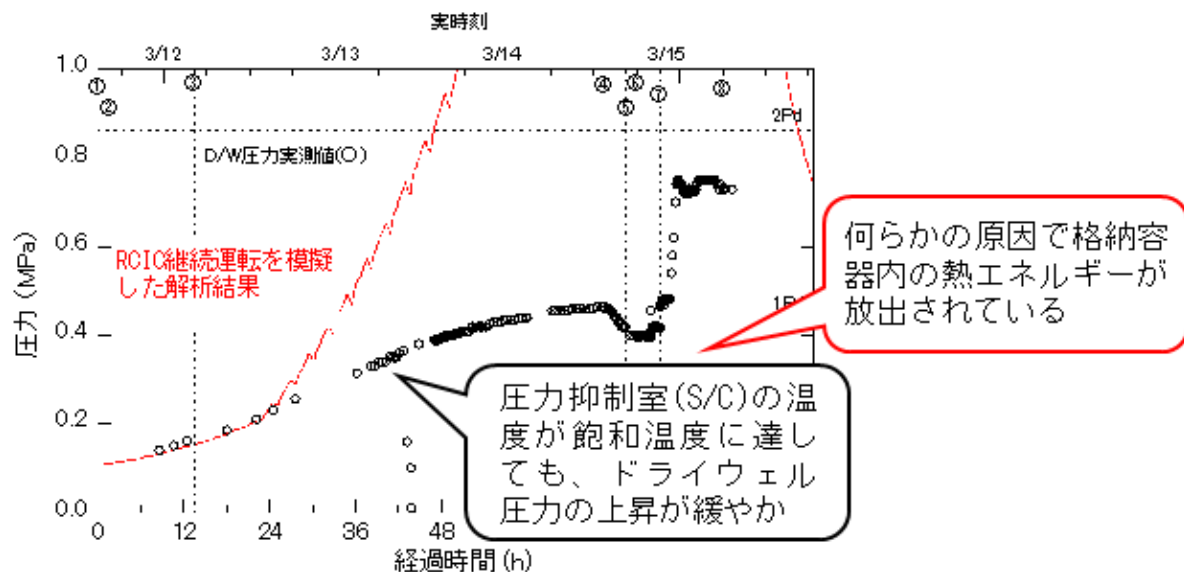
図 i - 24

図：非常用復水器(IC)作動時の原子炉圧力の変化



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))を加工、敦賀発電所1号機の非常用復水器の作動実績に係る運転記録等に関する提出について(平成23年11月18日、日本原子力発電(株))を加工

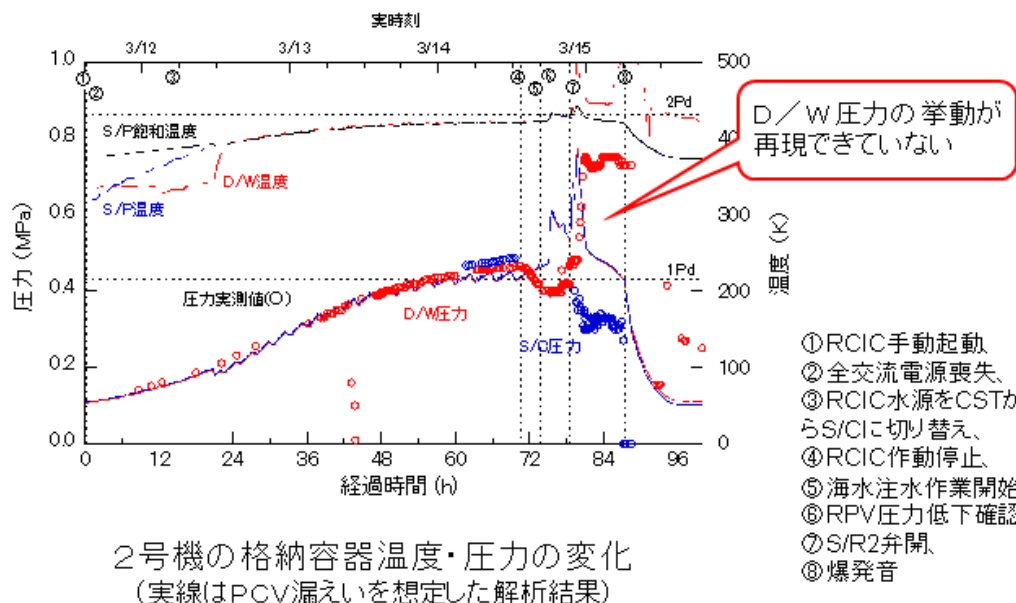
図 i - 25



2号機の原子炉格納容器ドライウェル(D/W)圧力の変化

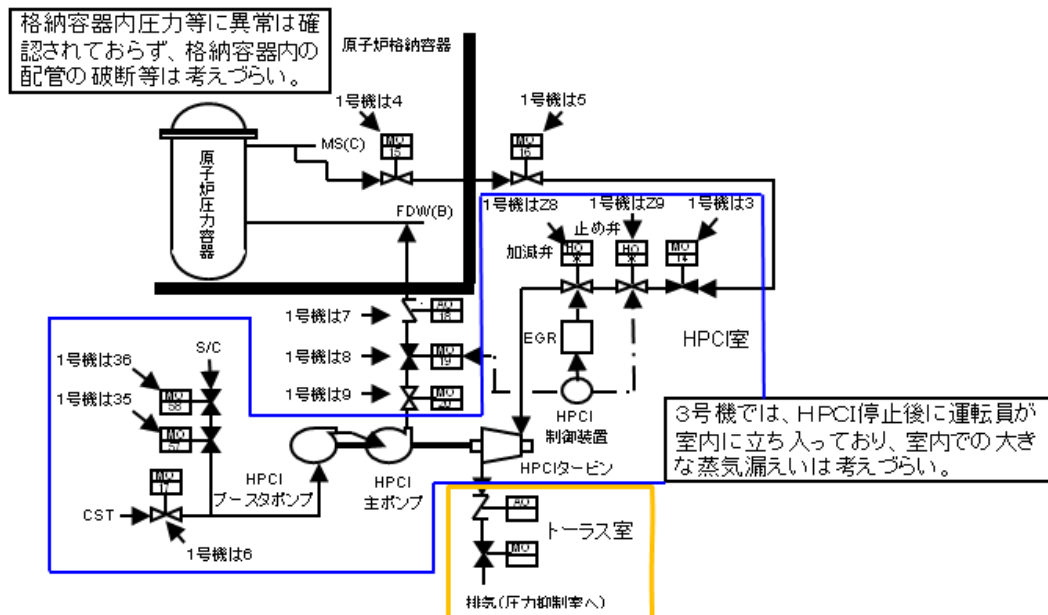
出典：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る1号機、2号機及び3号機の炉心の状態に関する評価について(平成23年6月6日、10月20日一部訂正、原子力安全・保安院)」に加筆

図 i - 26



出典:「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(平成23年6月6日、10月20日一部訂正、原子力安全・保安院)」に加筆

図 i - 27



- ※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開。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)」に加筆

高圧注水系の系統概要図

図 i - 28

発信している信号の電源の状況

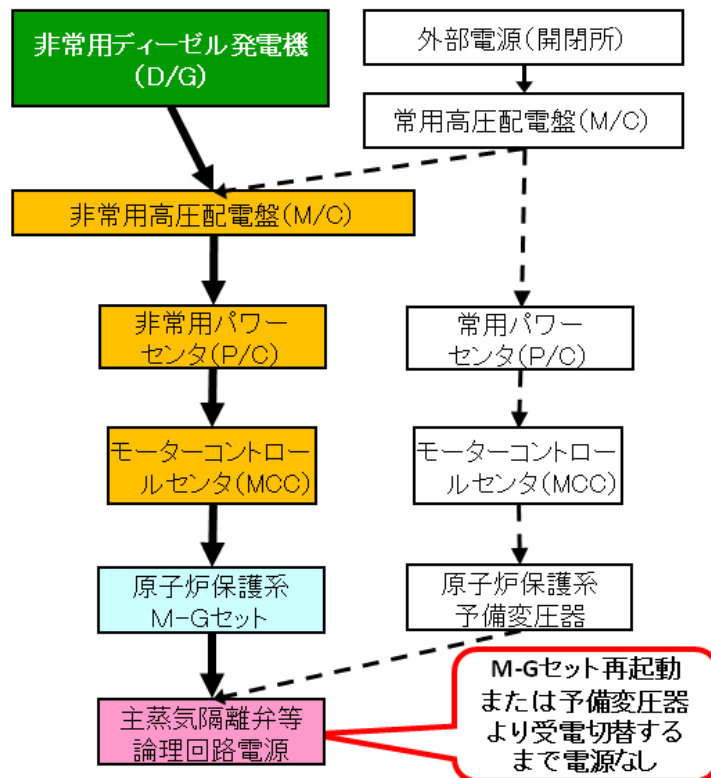


図 i - 29

表 i - 1

代替注水・PCVベントの状況(3号機の例)

	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 $\mu\text{Sv/h}$)
3月13日(日)	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	8:35 PCVベント弁(MO弁)開 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(作動用空気ポンプ圧低下のため) 12:30 S/Cベント弁(AO弁)大弁開(作動用空気ポンプ交換)	8:56 モニタリングポストで500 $\mu\text{Sv/h}$ を超える線量(882 $\mu\text{Sv/h}$)を計測 14:15 モニタリングポストで500 $\mu\text{Sv/h}$ を超える線量(905 $\mu\text{Sv/h}$)を計測
3月14日(月)	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	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	2:20 正門付近で500 $\mu\text{Sv/h}$ を超える線量(751 $\mu\text{Sv/h}$)を計測 2:40 モニタリングポストで500 $\mu\text{Sv/h}$ を超える線量(650 $\mu\text{Sv/h}$)を計測 4:00 モニタリングポストで500 $\mu\text{Sv/h}$ を超える線量(820 $\mu\text{Sv/h}$)を計測 9:12 モニタリングポストで500 $\mu\text{Sv/h}$ を超える線量(518.7 $\mu\text{Sv/h}$)を計測 11:01 R/Bで爆発発生

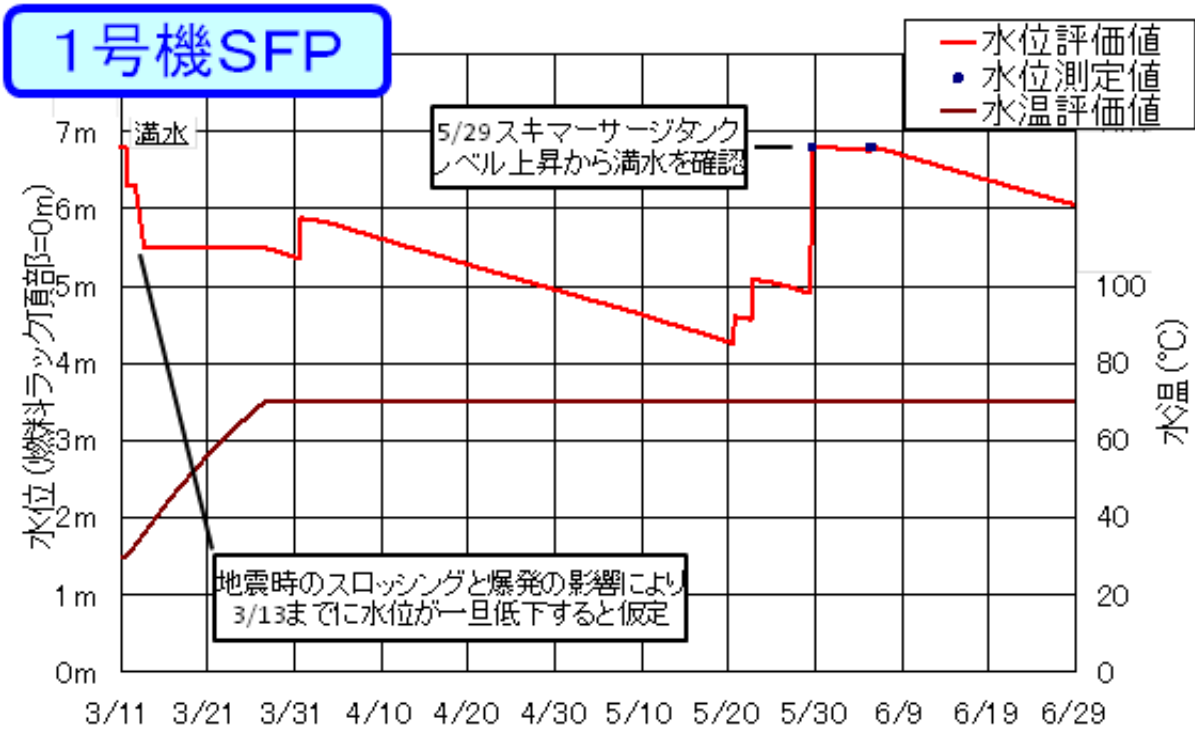
別添資料2 1～3号機の事象進展に関する整理と考察

表 ii－1

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

	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

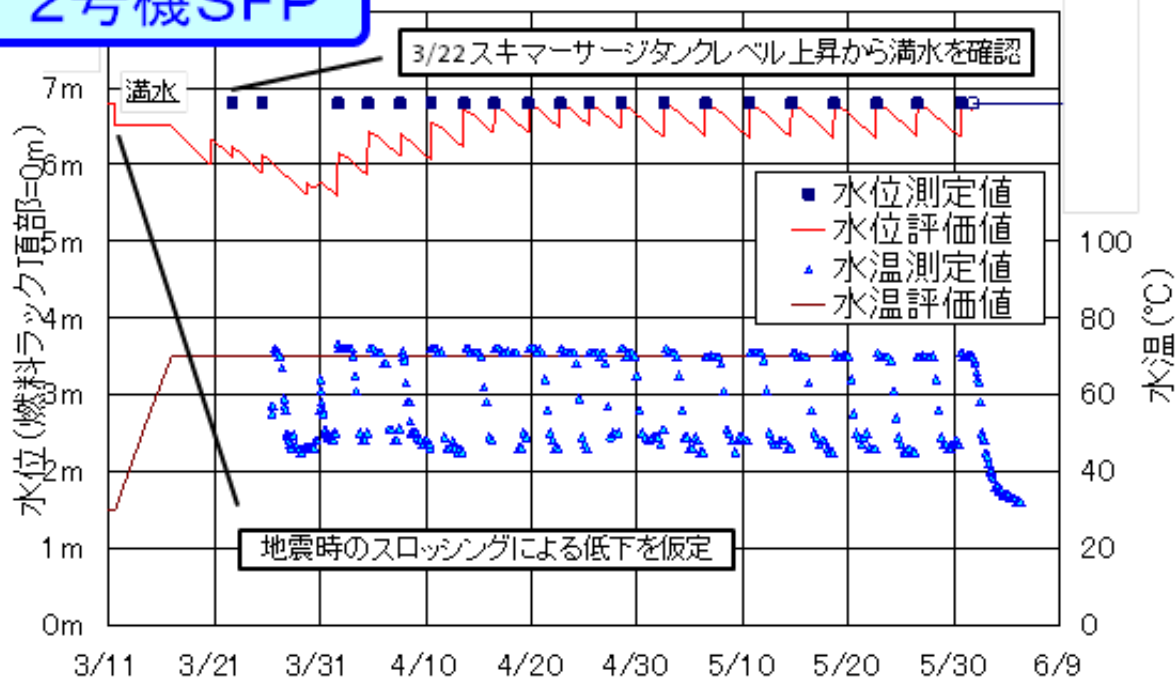
出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について（平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株)）



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 ii－1

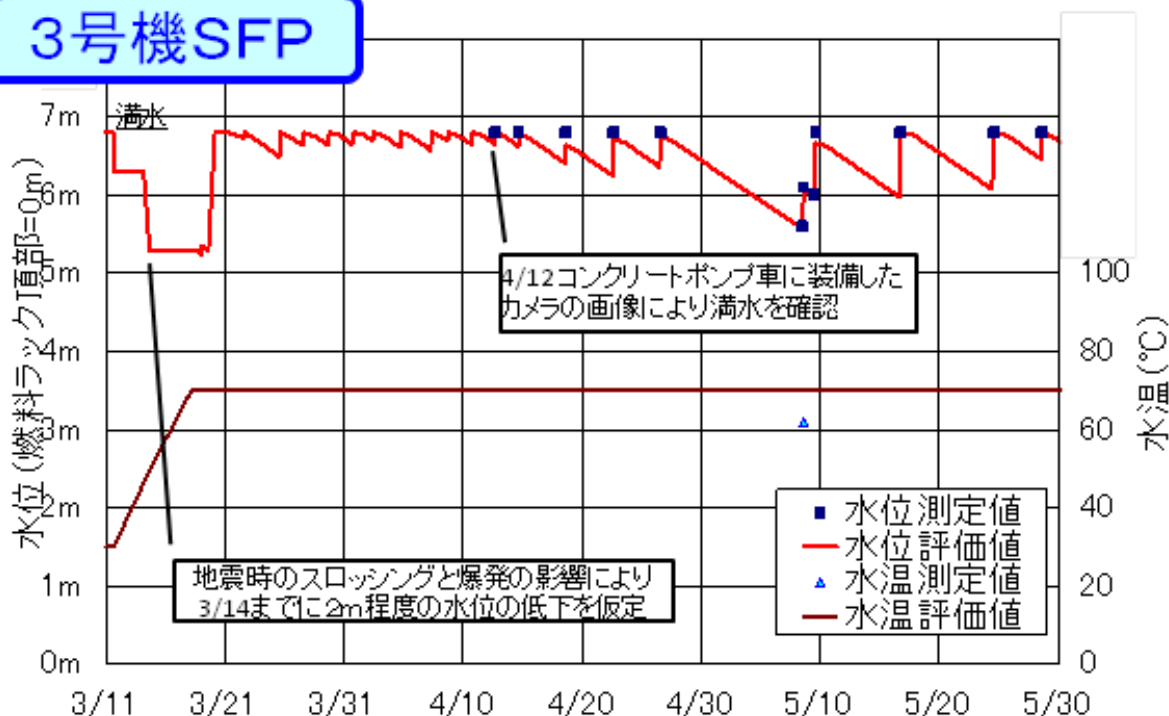
2号機SFP



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 ii - 2

3号機SFP



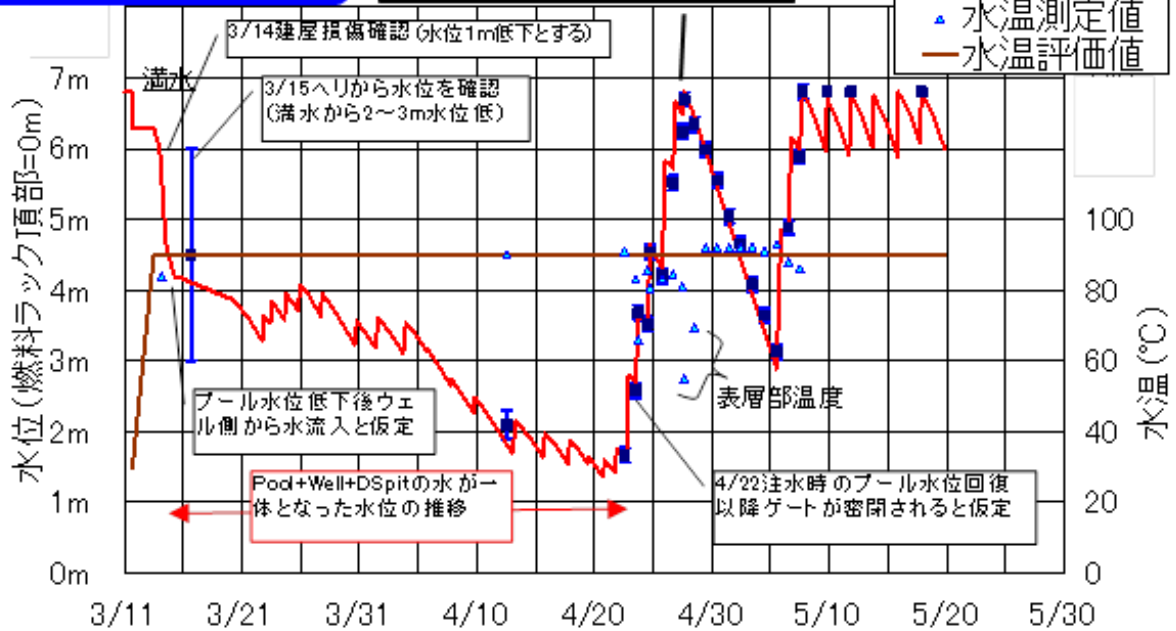
出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))に加筆

図 ii - 3

4号機SFP

4/27スキマーサージタンクレベル上昇から満水を確認

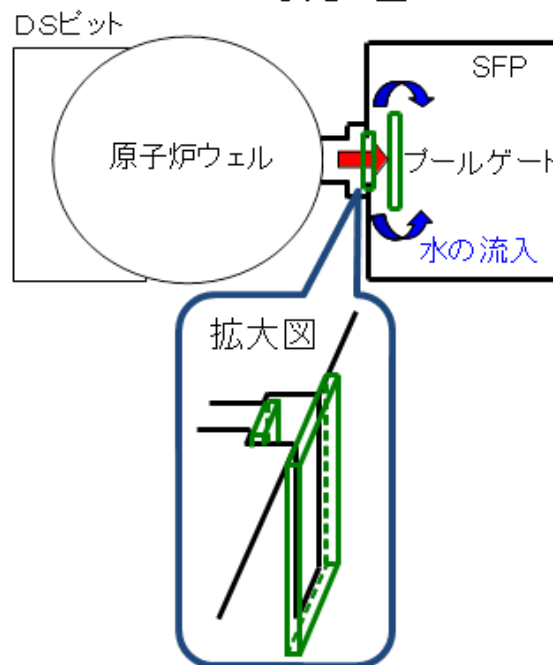
■ 水位測定値
— 水位評価値
▲ 水温測定値
— 水温評価値



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 ii - 4

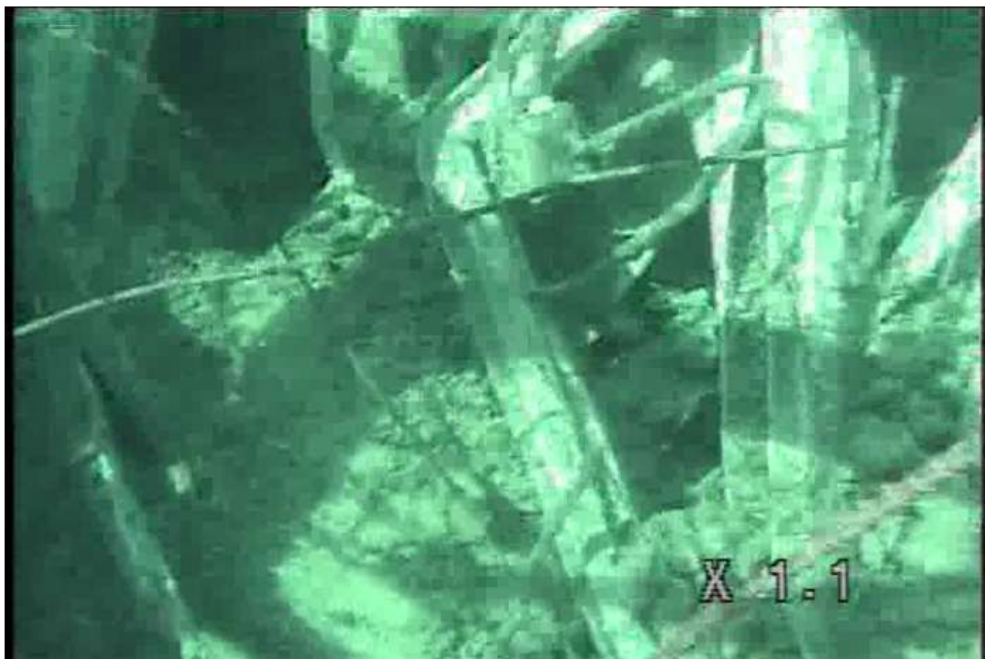
上から見た図



プールゲートの構造

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))を加工

図 ii - 5



3号機のSFP水中の状態

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 ii - 6



4号機のSFP水中の状態

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 ii - 7

表 ii - 2

1号機スキ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 ⁵
セシウム137	約30年	1.5×10 ⁵	1.1×10 ⁵	0.28	3.0×10 ⁵
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			
		5/8採取	7/7採取	8/19採取	(参考) 3号機T/B地下階たまり水 (4/22)
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
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
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

4号機スキ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			
		4/12採取	4/28採取	5/7採取	8/20採取
セシウム134	約2年	88	49	56	44
セシウム137	約30年	93	55	67	61
よう素131	約8日	220	27	16	検出限界未満

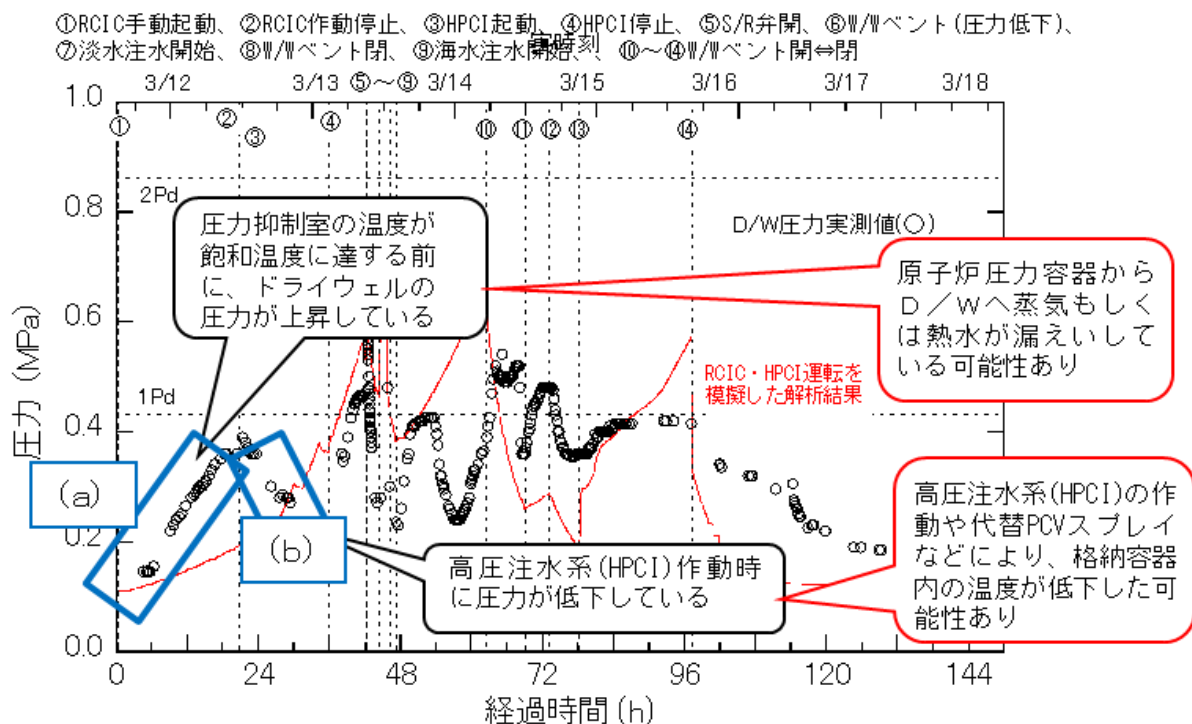
赤字:コンクリートポンプ車を用いてSFP水を採取して分析

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

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 ii - 3

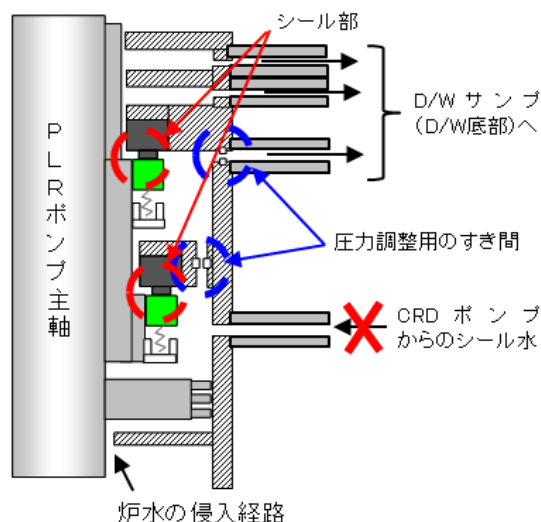
	アメリカ	イギリス	ドイツ	フランス	スイス	IAEA
使用済燃料貯蔵プール冷却の代替手段に関する規制要件	爆発・火災によりプラントの広域が喪失した状況下で、炉心冷却、格納容器及び燃料プール冷却の能力を維持するか、復帰させることを意図したガイダンスと戦略を策定し実施すること。 (10CFR50.54(h)(2))	通常運転・損傷状態の両方の施設内での熱移送に必要な系統にかかわり、原子炉、化学施設、燃料貯蔵プール等を規定する。 熱移送系が安全系・非安全系として役割を果たす場合、工学安全系に適用される一般原則も適用される。(SAP #458)	燃料プールの熱除去系は最低二重系列の設計とする。 二重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)	使用済燃料冷却及び浄化系の基本的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。	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・防護措置を講じること。 (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)	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保(できない)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での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。
対応例	● 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。	● 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。	● 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。	● 外部電源喪失時、SFP冷却をEDGでバックアップ。ただし、EDG2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。	● SFPへの非常用注入継手を設置。 ● 物理的分離した追加SFP給水の適応適用。	(原子力発電所の安全:設計(SS NS-R-1の改訂案))



3号機のドライウェル圧力の変化(実線は解析結果)

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

図 ii - 8



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(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サンプへ流れ込むこととなる。

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

図 ii - 9