

柏崎刈羽原子力発電所 7号機における安全性に関する総合評価（一次評価）の
結果について（報告）に係る正誤表

【柏崎刈羽原子力発電所 7号機】

該当ページ：62(ページ下段)

誤

< 除熱機能に係る防護措置 >

表 5. 4 - 3 原子炉・SFP の除熱機能
(緊急用メタクラを介しての外部電源利用可能な場合)

対象設備		区分
除熱設備	残留熱除去系 (原子炉・SFP 除熱)	(ア)
	燃料プール冷却浄化系 (SFP 除熱)	(ア)
	残留熱除去系 (原子炉・SFP 除熱) (代替海水熱交換器設備使用)	(エ)
制御・駆動電源	電源車 (代替海水熱交換器設備用)	(エ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※2)
	地下軽油タンク (※1)	(エ)

※1 地下軽油タンクについては H24 年度設置予定

※2 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備 (区分 (ア)) であるが、
電源車 (区分 (ウ)) への燃料として区分 (ウ) とした。

正

< 除熱機能に係る防護措置 >

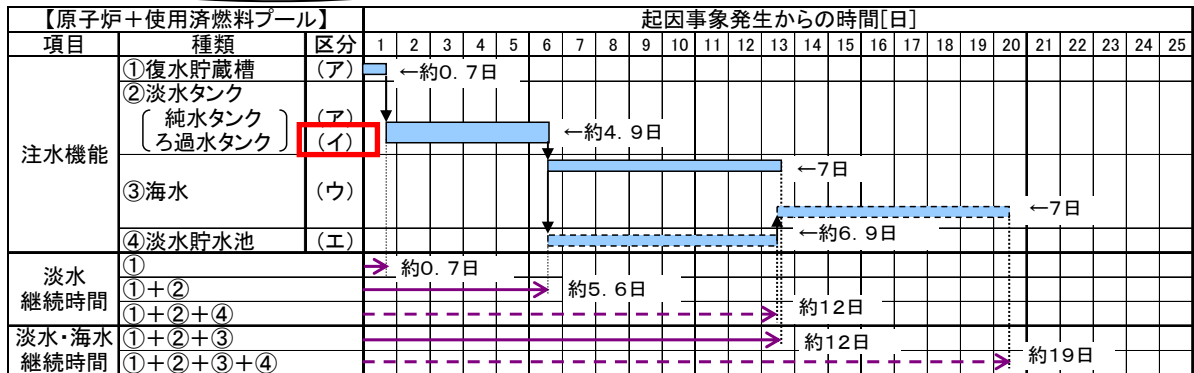
表 5. 4 - 3 原子炉・SFP の除熱機能
(緊急用メタクラを介しての外部電源利用可能な場合)

対象設備		区分
除熱設備	残留熱除去系 (原子炉・SFP 除熱)	(ア)
	燃料プール冷却浄化系 (SFP 除熱)	(ア)
	残留熱除去系 (原子炉・SFP 除熱) (代替海水熱交換器設備使用)	(エ)
制御・駆動電源	電源車 (代替海水熱交換器設備用)	(エ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(エ) (※2)
	地下軽油タンク (※1)	(エ)

※1 地下軽油タンクについては H24 年度設置予定

※2 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備 (区分 (ア)) であるが、
電源車 (区分 (エ)) への燃料として区分 (エ) とした。

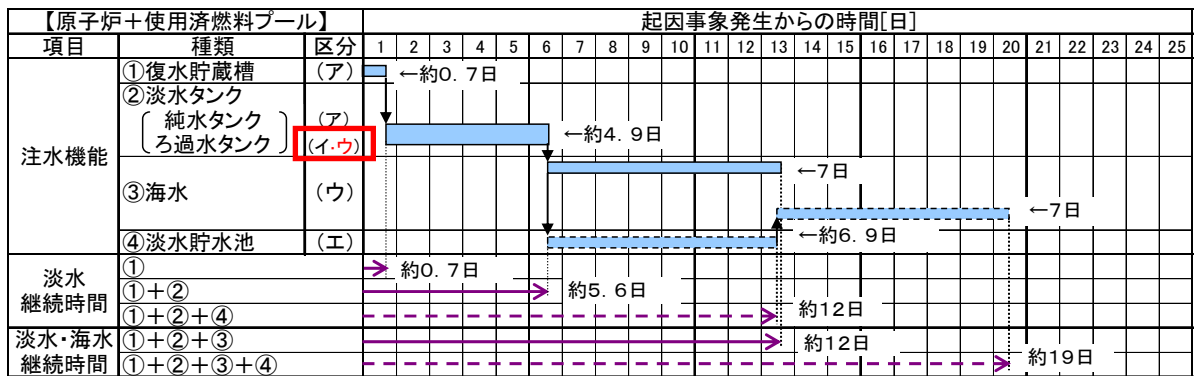
誤



区分
 (ア)基本設計段階で採用した設備
 (イ)AM 策
 (ウ)緊急安全対策
 (エ)更なる安全性向上策

図 5. 4 - 1 原子炉運転中の注水機能継続評価

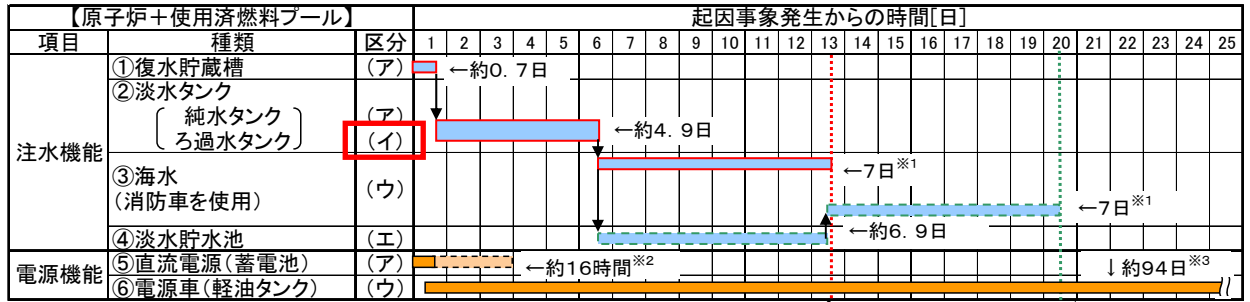
正



区分
 (ア)基本設計段階で採用した設備
 (イ)AM 策
 (ウ)緊急安全対策
 (エ)更なる安全性向上策

図 5. 4 - 1 原子炉運転中の注水機能継続評価

誤



- ※1 消防車は約 94 日まで運転可能
- ※2 約 72 時間への延長を準備中
- ※3 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約 96 日

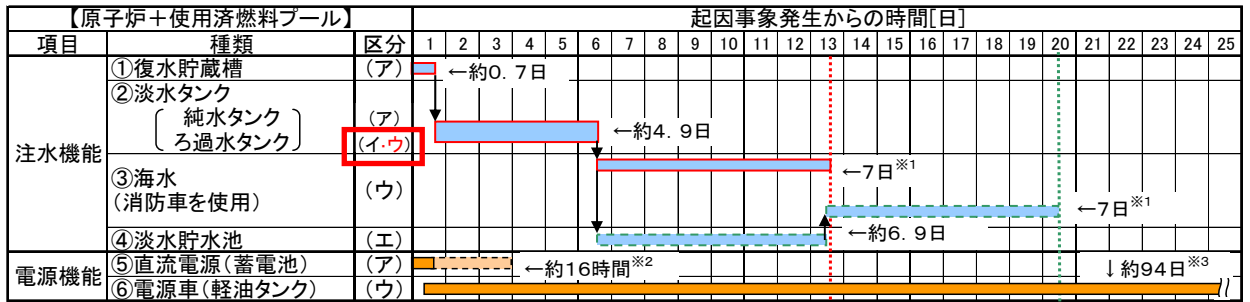
約 12 日

約 19 日
(安全性向上策後)

- 区分
- (ア)基本設計段階で採用した設備
 - (イ)AM 策
 - (ウ)緊急安全対策
 - (エ)更なる安全性向上策

図 5. 4-5 クリフエッジの特定 (原子炉運転中)

正



- ※1 消防車は約 94 日まで運転可能
- ※2 約 72 時間への延長を準備中
- ※3 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約 96 日

約 12 日

約 19 日
(安全性向上策後)

- 区分
- (ア)基本設計段階で採用した設備
 - (イ)AM 策
 - (ウ)緊急安全対策
 - (エ)更なる安全性向上策

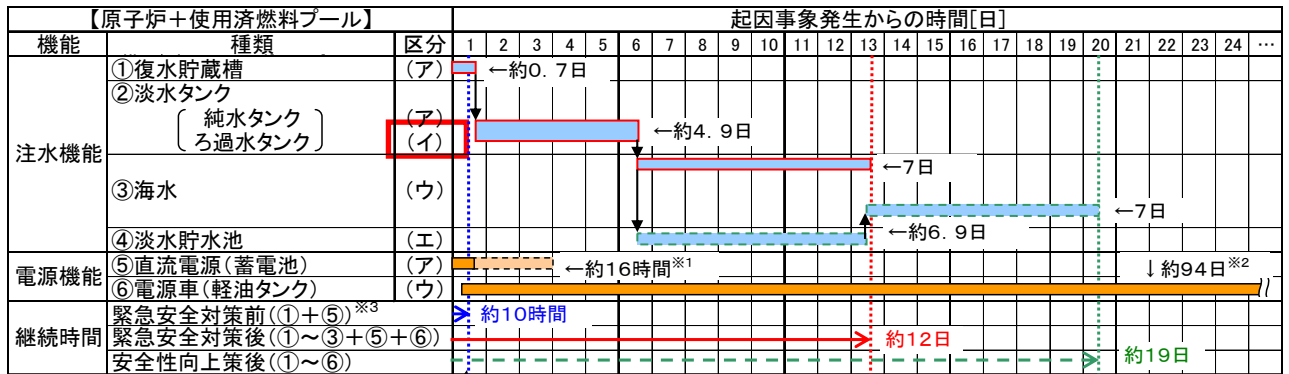
図 5. 4-5 クリフエッジの特定 (原子炉運転中)

誤	<p style="text-align: center;">注水機能継続時間は、外部からの支援</p> <p>られない場合を想定しても、配備した電源車や水源の拡大及び注水手段の多様化により、水源枯渇時間である約 10 時間（復水貯蔵槽の水位低警報発生水位を緊急安全対策前の条件として保守的に評価）から注水機能確保可能期間である約 12 日に延びており、今後、更なる安全性向上策（区分（エ））として淡水貯水池を設置することで、さらに約 19 日に延びることとなる。（図 5. 4－7 参照）</p> <p>SFP（原子炉停止中）に関しては、緊急安全対策前、全交流電源喪失時の注水手段が確保されていなかったものが（SFP 水温 100℃到達までの時間裕度は約 5 時間）、注水機能確保可能期間である 12 日に延びており、さらに原子炉同様に更なる安全性向上策（区分（エ））として淡水貯水池を設置することで約 20 日に延びることとなる。（図 5. 4－8 参照）</p> <p style="text-align: center;">注水機能継続時間は、外部からの支援</p>
正	<p style="text-align: center;">注水機能継続時間は、外部からの支援</p> <p>られない場合を想定しても、配備した電源車や水源の拡大及び注水手段の多様化により、水源枯渇時間である約 10 時間（復水貯蔵槽の水位低警報発生水位を緊急安全対策前の条件として保守的に評価）から注水機能確保可能期間である約 12 日に延びており、今後、更なる安全性向上策（区分（エ））として淡水貯水池を設置することで、さらに約 19 日に延びることとなる。（図 5. 4－7 参照）</p> <p>SFP（原子炉停止中）に関しては、緊急安全対策前、全交流電源喪失時の注水手段が確保されていなかったものが（SFP 水温 100℃到達までの時間裕度は約 5 時間）、注水機能確保可能期間である約 12 日に延びており、さらに原子炉同様に更なる安全性向上策（区分（エ））として淡水貯水池を設置することで約 20 日に延びることとなる。（図 5. 4－8 参照）</p> <p style="text-align: center;">注水機能継続時間は、外部からの支援</p>

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：70 (ページ上段図の左側)

誤



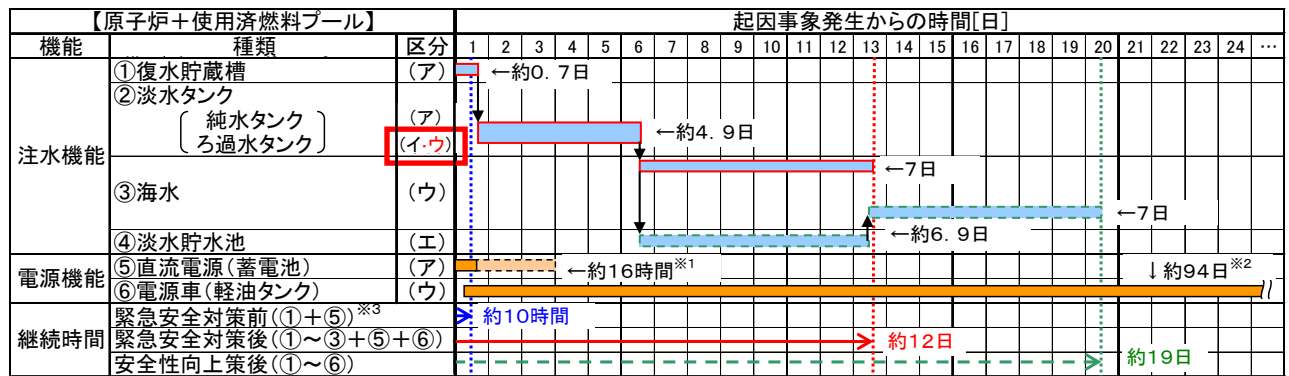
約10時間
緊急安全対策前

約12日
緊急安全対策後

約19日
安全性向上策後

- ※1 約72時間への延長を準備中
- ※2 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約96日
- ※3 ②は水源としては、(ア)又は(イ)の区分であるが、全号機同時全交流電源喪失時は注水手段が無かったことから継続時間評価には含まない

正



約10時間
緊急安全対策前

約12日
緊急安全対策後

約19日
安全性向上策後

- ※1 約72時間への延長を準備中
- ※2 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約96日
- ※3 ②は水源としては、(ア)~(ウ)の区分であるが、全号機同時全交流電源喪失時は注水手段が無かったことから継続時間評価には含まない

誤

< 除熱機能に係る防護措置 >

表 5. 5 - 1 原子炉及び SFP の除熱機能

対象設備		区分
除熱設備	残留熱除去系 (原子炉・SFP 除熱)	(ア)
	燃料プール冷却浄化系 (SFP 除熱)	(ア)
	残留熱除去系 (原子炉・SFP 除熱) (代替海水熱交換器設備使用)	(エ)
制御・駆動電源	電源車 (代替海水熱交換器設備用)	(エ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※2)
	地下軽油タンク (※1)	(エ)

※1 地下軽油タンクについては H24 年度設置予定

※2 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備 (区分 (ア)) であるが、電源車 (区分 (ウ)) への燃料として区分 (ウ) とした。

正

< 除熱機能に係る防護措置 >

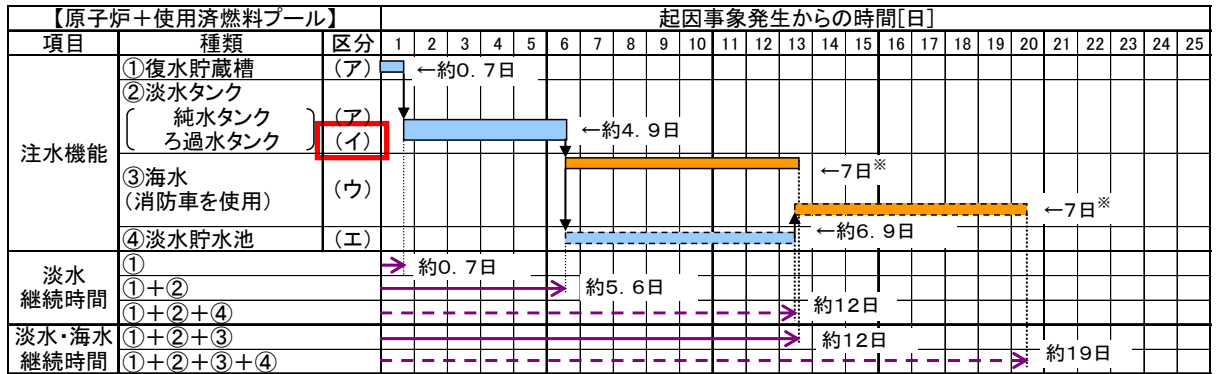
表 5. 5 - 1 原子炉及び SFP の除熱機能

対象設備		区分
除熱設備	残留熱除去系 (原子炉・SFP 除熱)	(ア)
	燃料プール冷却浄化系 (SFP 除熱)	(ア)
	残留熱除去系 (原子炉・SFP 除熱) (代替海水熱交換器設備使用)	(エ)
制御・駆動電源	電源車 (代替海水熱交換器設備用)	(エ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(エ) (※2)
	地下軽油タンク (※1)	(エ)

※1 地下軽油タンクについては H24 年度設置予定

※2 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備 (区分 (ア)) であるが、電源車 (区分 (エ)) への燃料として区分 (エ) とした。

誤



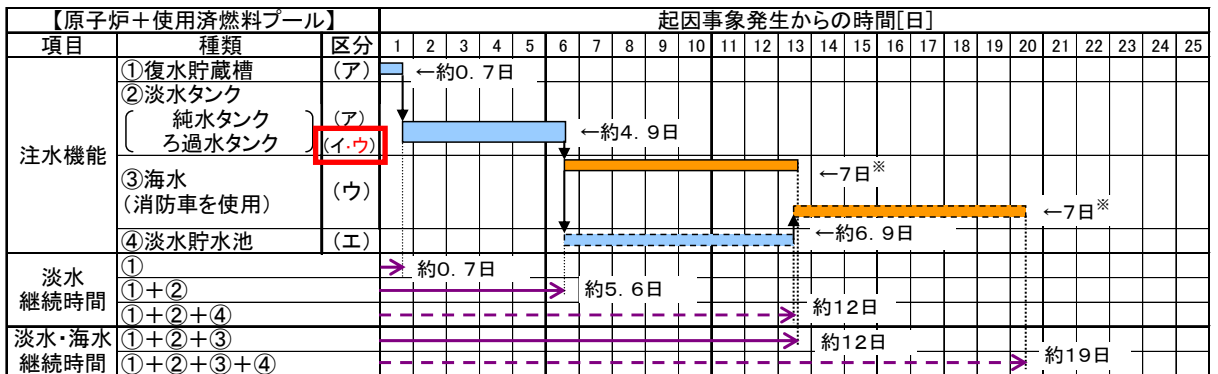
※消防車は長期にわたり運転可能

区分

- (ア)基本設計段階で採用した設備
- (イ)AM策
- (ウ)緊急安全対策
- (エ)更なる安全性向上策

図 5. 5 - 1 原子炉運転中の注水機能継続評価

正



※消防車は長期にわたり運転可能

区分

- (ア)基本設計段階で採用した設備
- (イ)AM策
- (ウ)緊急安全対策
- (エ)更なる安全性向上策

図 5. 5 - 1 原子炉運転中の注水機能継続評価

誤

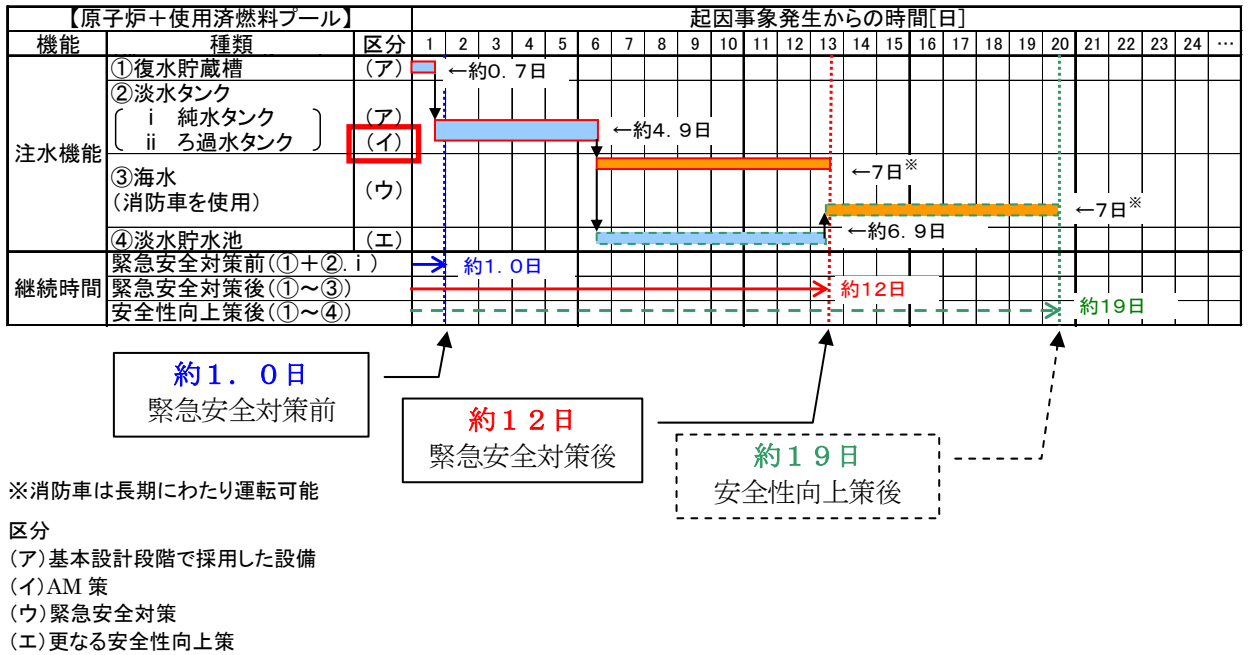


図 5. 5 - 3 原子炉運転中の注水機能継続評価

正

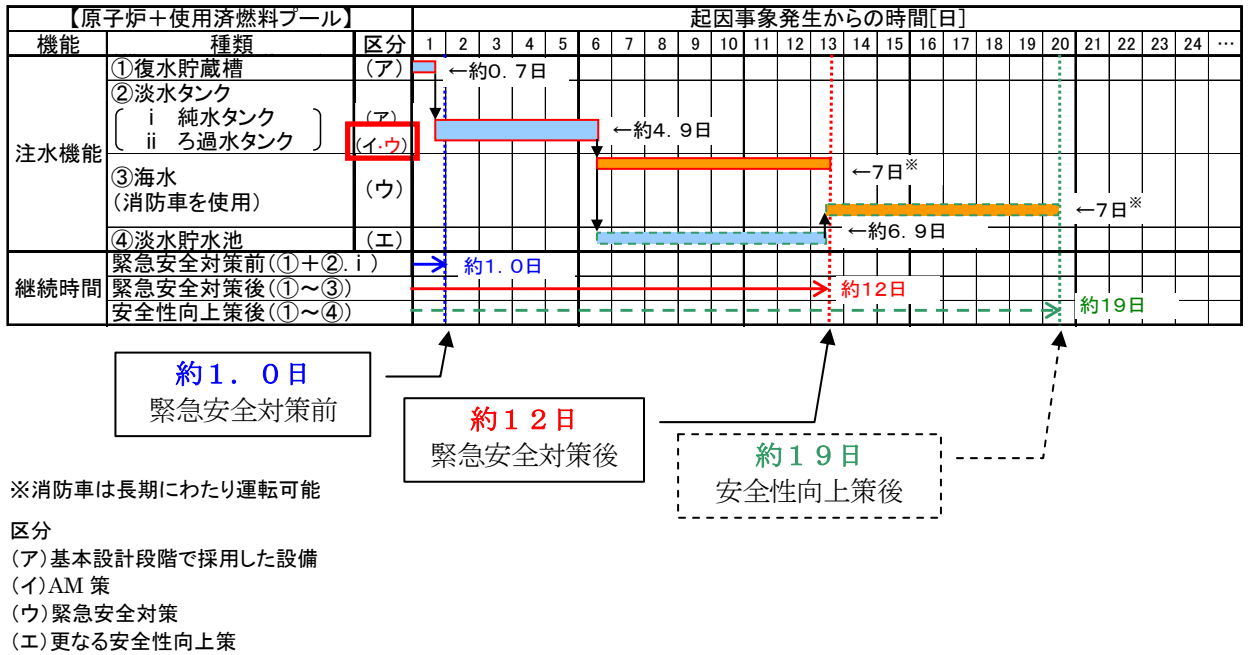


図 5. 5 - 3 原子炉運転中の注水機能継続評価

誤

また、緊急時対策本部や**水処理建屋**（D/DFP等が設置されている）についても、緊急時に動作を期待する機器への浸水防止対策を施している。

正

また、緊急時対策本部や**給水建屋**（D/DFP等が設置されている）についても、緊急時に動作を期待する機器への浸水防止対策を施している。

誤

これらの設備を確実に活用できるようにするため、蓄電池接続箇所も状況に応じて原子炉建屋内または中央制御室の2箇所から選択し接続できるような手順を整備した。

正

これらの設備を確実に活用できるようにするため、蓄電池接続箇所も状況に応じて原子炉建屋内から接続できるような手順を整備した。

誤

クリフエッジは、想定津波 T.P. 3.5 m に対する許容津波高さ T.P. 15.0 m (裕度+11.7 m) であると評価した。

津波に対しては、福島第一原子力発電所の事故後に、「緊急安全対策」や「更なる安全性向上策」として、安全上重要な設備の浸水防止対策の強化（原子炉建屋開口部への防潮板、扉の水密化、配管・電線管の貫通部の止水等）、電源確保の強化（電源車や緊急用メタクラ等）、注水・除熱機能の強化（消防車、代替海水熱交換器設備等）を実施したことから、許容津波高さが緊急安全対策前の T.P. 12.0 m (裕度+8.7 m) から T.P. 15.0 m (裕度+11.7 m) へ向上すると共に、燃料の損傷を防止するための収束シナリオの追加がなされ、津波に対する安全性がより一層向上している。これらに加え、さらに浸水防止対策を強化するため、敷地前面への防潮堤の設置、**原子炉建屋への防潮壁の設置**を進めていく。

地震及び津波の重畳に関する評価では、クリフエッジは、原子炉にある燃料に対して耐震裕度 1.47、許容津波高さ T.P.15.0 m、SFP にある燃料に対して耐震裕度 1.37、許容津波高さ T.P.15.0 m と評価した。

正

クリフエッジは、想定津波 T.P. 3.5 m に対する許容津波高さ T.P. 15.0 m (裕度+11.7 m) であると評価した。

津波に対しては、福島第一原子力発電所の事故後に、「緊急安全対策」や「更なる安全性向上策」として、安全上重要な設備の浸水防止対策の強化（原子炉建屋開口部への防潮板、扉の水密化、配管・電線管の貫通部の止水等）、電源確保の強化（電源車や緊急用メタクラ等）、注水・除熱機能の強化（消防車、代替海水熱交換器設備等）を実施したことから、許容津波高さが緊急安全対策前の T.P. 12.0 m (裕度+8.7 m) から T.P. 15.0 m (裕度+11.7 m) へ向上すると共に、燃料の損傷を防止するための収束シナリオの追加がなされ、津波に対する安全性がより一層向上している。これらに加え、さらに浸水防止対策を強化するため、敷地前面への防潮堤の設置を進めていく。

地震及び津波の重畳に関する評価では、クリフエッジは、原子炉にある燃料に対して耐震裕度 1.47、許容津波高さ T.P.15.0 m、SFP にある燃料に対して耐震裕度 1.37、許容津波高さ T.P.15.0 m と評価した。

添付 4. 1-2 (9/13)

誤

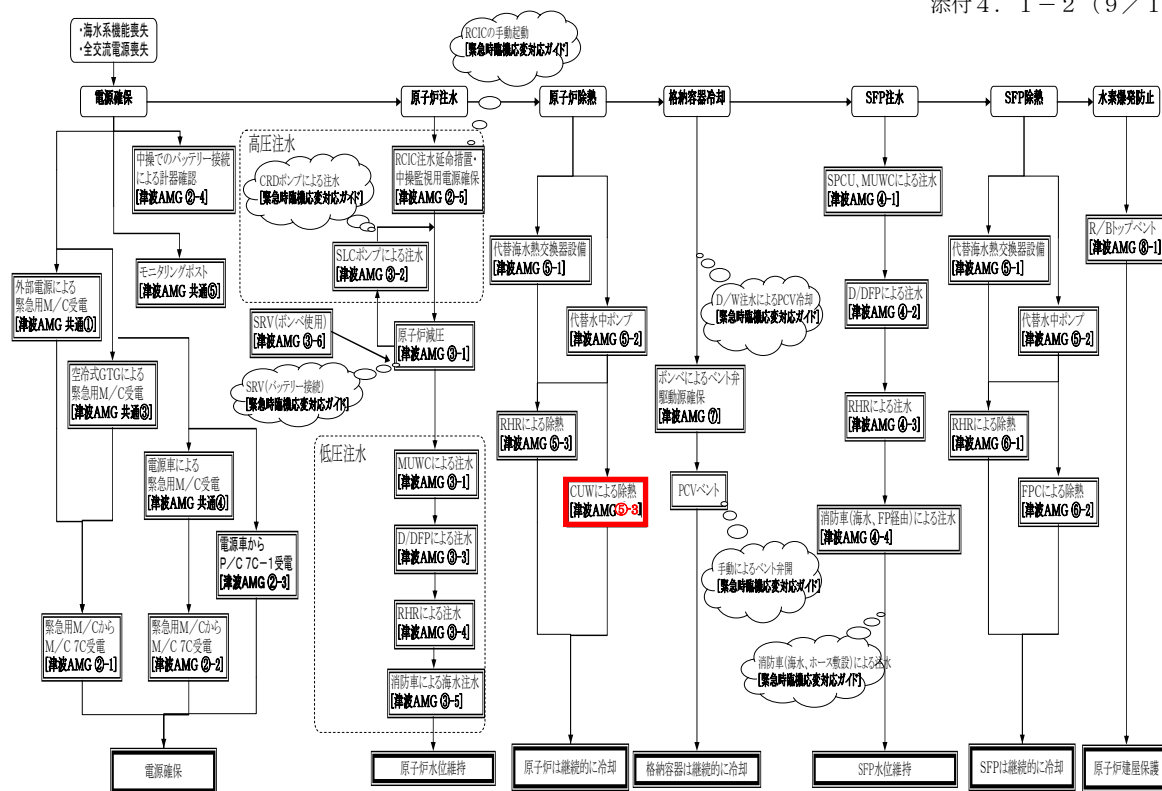


図 4. 1-7 津波襲来時等の対応フロー

正

添付 4. 1-2 (9/13)

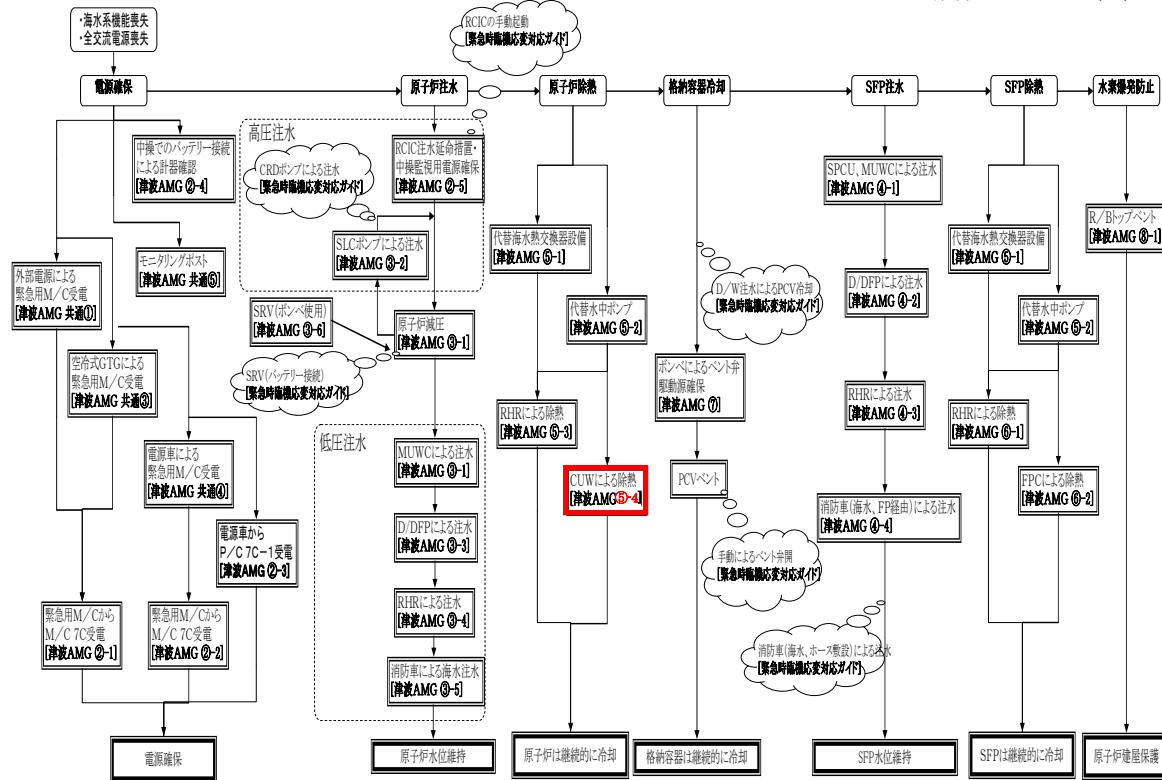


図 4. 1-7 津波襲来時等の対応フロー

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添 20 (ページ下段表の左側)

誤

訓練項目 (対象箇所)		訓練内容	訓練実施日
注水・除熱機能の強化	代替海水熱交換器設備による補機冷却水確保訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	11月28日
			11月29日
電源確保の強化	ほう酸水注入系による原子炉低圧 (代替) 注水訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	11月22日
電源確保の強化	電源車から電源盤への受電訓練 (常設ケーブルを使用) (非常災害対策要員)	現場実働訓練	10月28日
	緊急用メタクラ使用による電源確保及び受電操作訓練 (非常災害対策要員)		11月16日 11月17日 11月24日 11月25日

正

訓練項目 (対象箇所)		訓練内容	訓練実施日
注水・除熱機能の強化	代替海水熱交換器設備による補機冷却水確保訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	11月28日
			11月29日
電源確保の強化	ほう酸水注入系による原子炉 (代替) 注水訓練 (非常災害対策要員)	現場実働訓練	11月22日
電源確保の強化	電源車から電源盤への受電訓練 (常設ケーブルを使用) (非常災害対策要員)	現場実働訓練	10月28日
	緊急用メタクラ使用による電源確保及び受電操作訓練 (非常災害対策要員)		11月16日 11月17日 11月24日 11月25日

誤

更なる安全性向上策

・ 代替水中ポンプおよび代替海水熱交換器設備の配備

海水系の冷却機能が喪失した場合においても残留熱除去系を運転し早期に冷温停止とするために、機動性のある代替海水熱交換器設備を既設の熱交換器の後備として配備し、これを迅速に使用できるよう新たに配管を布設し、配管接続箇所を建屋外に設置した。代替海水熱交換器設備が使用できない場合にも、代替の水中ポンプを配備し、既設の熱交換器に海水を通水することで除熱する。

(7号機配備済み) [添付6. 2-7 (1)]

・ 消防車による SFP の注水・冷却確保

SFP の冷却設備及び水補給を行う設備 (補給水系, 消火系) が機能喪失した場合, **外部電源** (海水・防火水槽) から消防車により, SFP へホースで直接注水し冷却をする手順を整備し, 必要な資機材を配備した。(7号機実施済み) [添付6. 2-8 (3)]

正

更なる安全性向上策

・ 代替水中ポンプおよび代替海水熱交換器設備の配備

海水系の冷却機能が喪失した場合においても残留熱除去系を運転し早期に冷温停止とするために、機動性のある代替海水熱交換器設備を既設の熱交換器の後備として配備し、これを迅速に使用できるよう新たに配管を布設し、配管接続箇所を建屋外に設置した。代替海水熱交換器設備が使用できない場合にも、代替の水中ポンプを配備し、既設の熱交換器に海水を通水することで除熱する。

(7号機配備済み) [添付6. 2-7 (1)]

・ 消防車による SFP の注水・冷却確保

SFP の冷却設備及び水補給を行う設備 (補給水系, 消火系) が機能喪失した場合, **外部水源** (海水・防火水槽) から消防車により, SFP へホースで直接注水し冷却をする手順を整備し, 必要な資機材を配備した。(7号機実施済み) [添付6. 2-8 (3)]

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添 52 (表 1)

誤

充電器				○	補足説明資料 2
直流主母線盤				○	補足説明資料 2
モータコントロールセンタ				○	補足説明資料 2
ケーブルトレイ, ケーブルトレイサポート				○	補足説明資料 1 1
電線管, 電線管サポート				○	補足説明資料 1 1
計装ラック				○	補足説明資料 2
ベンチ盤				○	補足説明資料 2
直立盤				○	補足説明資料 2
バイタル交流電源設備				○	補足説明資料 2
制御棒駆動系弁	○				
炉心支持板	○				

正

充電器				○	補足説明資料 2
直流主母線盤				○	補足説明資料 2
モータコントロールセンタ				○	補足説明資料 2
ケーブルトレイ, ケーブルトレイサポート				○	補足説明資料 1 1
電線管, 電線管サポート				○	補足説明資料 1 1
計装ラック				○	補足説明資料 2
ベンチ盤				○	補足説明資料 2
直立盤				○	補足説明資料 2
バイタル交流電源設備				○	補足説明資料 2
制御棒駆動系配管サポート	○				
制御棒駆動系弁				○	
炉心支持板	○				

【柏崎刈羽原子力発電所 7号機】

該当ページ：添 53 (表 1)

誤

原子炉補機冷却水系ポンプ		○			補足説明資料 3
原子炉補機冷却海水系ポンプ	○				補足説明資料 3
原子炉補機冷却海水系配管サポート	○				
非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	○				
非常用ディーゼル発電設備 発電機				○	補足説明資料 4
非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ				○	補足説明資料 9
非常用ディーゼル発電設備 燃料移送系配管, 配管サ ポート, 弁			○		

正

原子炉補機冷却水系ポンプ		○			補足説明資料 3
原子炉補機冷却海水系ポンプ	○				
原子炉補機冷却海水系配管サポート	○				
非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	○				
非常用ディーゼル発電設備 発電機		○			補足説明資料 4
非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ				○	補足説明資料 9
非常用ディーゼル発電設備 燃料移送系配管, 配管サ ポート, 弁			○		

誤

4. その他工学的判断によるもの

復水貯蔵槽および使用済燃料貯蔵プールは、それぞれ原子炉建屋および廃棄物処理建屋の鉄筋コンクリートに囲まれた槽である。鉄筋コンクリートの内側には、鋼製のライナが施されている。基準地震動 S_s による原子炉建屋耐震壁の

正

4. その他工学的判断によるもの

復水貯蔵槽および使用済燃料貯蔵プールは、それぞれ廃棄物処理建屋および原子炉建屋の鉄筋コンクリートに囲まれた槽である。鉄筋コンクリートの内側には、鋼製のライナが施されている。基準地震動 S_s による原子炉建屋耐震壁の

誤

6. 経年劣化考慮

柏崎刈羽原子力発電所の保守管理における実績や先行 BWR プラントの定期安全レビューや高経年化技術評価などの知見から、耐震評価に影響する経年劣化事象を検討し、耐震評価で考慮すべき劣化事象はないことを確認した旨、耐震縛チェック報告書に記載した。(補足説明資料 1 4 参照)

正

6. 経年劣化考慮

柏崎刈羽原子力発電所の保守管理における実績や先行 BWR プラントの定期安全レビューや高経年化技術評価などの知見から、耐震評価に影響する経年劣化事象を検討し、耐震評価で考慮すべき劣化事象はないことを確認した旨、耐震バックチェック報告書に記載した。(補足説明資料 1 4 参照)

【柏崎刈羽原子力発電所 7号機】

該当ページ：添 64(表 1)

誤	種別	機種	加速度 確認部位	機能維持確認済加速度	
				水平方向 (G ^{*1})	鉛直方向 (G ^{*1})
				立形ポンプ	ピットパレル形ポンプ
		電動機：すべり軸受 ^{*2}	2.8 ^{*3}	1.27 ^{*3}	
	立形斜流ポンプ		2.8 ^{*3}	1.9 ^{*3}	
	横形ポンプ	横形単段遠心式ポンプ	加振試験 の入力値	6.0 ^{*4*5}	
		横形多段遠心式ポンプ			
	電動機	立形ころがり軸受電動機	軸受部	2.8 ^{*3}	1.9 ^{*3}
		立形すべり軸受電動機		2.8 ^{*3}	1.27 ^{*3}
		横形ころがり軸受電動機		4.7 ^{*6}	
	ファン	遠心直結型ファン	軸受部	7.8 ^{*7}	4.2 ^{*7}
		軸流直動型ファン		4.8 ^{*7}	7.8 ^{*7}
		遠心直動型ファン		7.7 ^{*7}	7.4 ^{*7}

正	種別	機種	加速度 確認部位	機能維持確認済加速度	
				水平方向 (G ^{*1})	鉛直方向 (G ^{*1})
				立形ポンプ	ピットパレル形ポンプ
		高圧炉心注水系ポンプ	2.8 ^{*2}	1.27 ^{*2}	
	立形斜流ポンプ		2.8 ^{*2}	1.9 ^{*2}	
	横形ポンプ	横形単段遠心式ポンプ	加振試験 の入力値	6.0 ^{*3*4}	
		横形多段遠心式ポンプ			
	電動機	立形ころがり軸受電動機	軸受部	2.8 ^{*2}	1.9 ^{*2}
		立形すべり軸受電動機		2.8 ^{*2}	1.27 ^{*2}
		横形ころがり軸受電動機		4.7 ^{*5}	
	ファン	遠心直結型ファン	軸受部	7.8 ^{*6}	4.2 ^{*6}
		軸流直動型ファン		4.8 ^{*6}	7.8 ^{*6}
		遠心直動型ファン		7.7 ^{*6}	7.4 ^{*6}

誤	<p>※1 $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$</p> <p>※2 ポンプと組み合わせられる電動機の軸受が全てころがり軸受の場合、「電動機：ころがり軸受」の欄に記載の機能維持確認済加速度を用いる。ポンプと組み合わせられる電動機の軸受が 1箇所でもすべり軸受の場合、「電動機：すべり軸受」の欄に記載の機能維持確認済加速度を用いる。ビットパレル形ポンプの軸受は、すべり軸受である。</p> <p>※3 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。 * 平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成 18 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)</p> <p>※4 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。 * 平成 16 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 1 (横型ポンプ, 電気品) に係る報告書 (平成 17 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)</p> <p>※5 ポンプの構造上, 鉛直方向と水平方向 (軸直角方向) において方向性は変わらないことから, 水平方向の応答加速度と鉛直方向の応答加速度を合成 (SRSS) し, 水平方向の機能維持確認済加速度 6.0 [G] との比較をおこなった。</p> <p>※6 同電動機の構造上, 鉛直方向と水平方向 (軸直角方向) において方向性は変わらないことから, 水平方向の応答加速度と鉛直方向の応答加速度を合成 (SRSS) し, 水平方向の機能維持確認済加速度 4.7 [G] との比較をおこなった。</p> <p>※7 『平成 20~21 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査耐震機能限界試験 (ファン) に係る報告書』, 10 耐部報-0002 (平成 23 年 3 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構) をもとに設定。</p>
正	<p>※1 $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$</p> <p>※2 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。 * 平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 3 (大型立形ポンプ) に係る報告書 (平成 18 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)</p> <p>※3 既往の試験*で機能に問題ないことが確認されている加速度。 * 平成 16 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 1 (横型ポンプ, 電気品) に係る報告書 (平成 17 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)</p> <p>※4 ポンプの構造上, 鉛直方向と水平方向 (軸直角方向) において方向性は変わらないことから, 水平方向の応答加速度と鉛直方向の応答加速度を合成 (SRSS) し, 水平方向の機能維持確認済加速度 6.0 [G] との比較をおこなった。</p> <p>※5 同電動機の構造上, 鉛直方向と水平方向 (軸直角方向) において方向性は変わらないことから, 水平方向の応答加速度と鉛直方向の応答加速度を合成 (SRSS) し, 水平方向の機能維持確認済加速度 4.7 [G] との比較をおこなった。</p> <p>※6 『平成 20~21 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査耐震機能限界試験 (ファン) に係る報告書』, 10 耐部報-0002 (平成 23 年 3 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構) をもとに設定。</p>

誤

2. 1 非常用ディーゼル発電機

(1) 評価部位

非常用ディーゼル発電機の構造図及び抽出した評価部位を図 2 に示す。

正




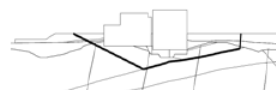

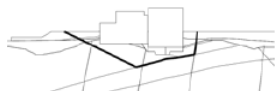
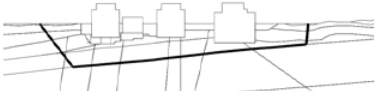



2. 2 非常用ディーゼル発電機

(1) 評価部位




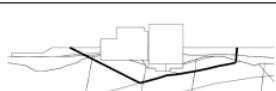
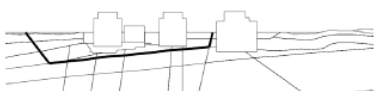



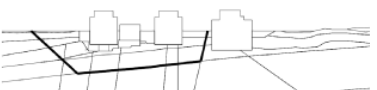

非常用ディーゼル発電機の構造図及び抽出した評価部位を図 2 に示す。

該当ページ：添 91(ページ中段)	
誤	<p>盤が十分な安全性を有していることを確認している。解析結果は表 1 に示すとおり、すべり安全率の最小値は 1.6（汀線平行断面，Ss-3，<u>F 系</u>断層のすべり）である。さらに，二次元動的有限要素法解析で相対的にすべり安全率が低いケースを対象に側面抵抗効果解析を実施し，側面抵抗効果によるすべり安全率への影響について検討している。解析結果は表 2 に示すとおり，すべり安全率の最小値は 2.9（汀線平行方向加震，Ss-1，F3 断層面）である。</p>
正	<p>盤が十分な安全性を有していることを確認している。解析結果は表 1 に示すとおり，すべり安全率の最小値は 1.6（汀線平行断面，Ss-3，<u>F2</u> 断層のすべり）である。さらに，二次元動的有限要素法解析で相対的にすべり安全率が低いケースを対象に側面抵抗効果解析を実施し，側面抵抗効果によるすべり安全率への影響について検討している。解析結果は表 2 に示すとおり，すべり安全率の最小値は 2.9（汀線平行方向加震，Ss-1，F3 断層面）である。</p>

誤

汀線平行断面		汀線直交断面
すべり線形状	すべり安全率	すべり線形状
 建屋底面のすべり	3.0 (Ss-1)	 建屋底面のすべり
 建屋底面のすべり	3.5 (Ss-1)	 <u>F 系断層</u> のすべり
 <u>F5 断層</u> + <u>②断層</u> のすべり	1.7 (Ss-3)	 F3 断層 + V 系断層のすべり
 <u>F5 断層</u> のすべり	1.6 (Ss-3)	 <u>F 系断層</u> のすべり
 <u>F5 断層</u> + <u>β断層</u> のすべり	2.1 (Ss-3)	 F2 断層 + V 系断層のすべり

正

汀線平行断面		汀線直交断面
すべり線形状	すべり安全率	すべり線形状
 建屋底面のすべり	3.0 (Ss-1)	 建屋底面のすべり
 建屋底面のすべり	3.5 (Ss-1)	 <u>F3 断層</u> のすべり
 <u>F3 断層</u> + <u>V 系断層</u> のすべり	1.7 (Ss-3)	 F3 断層 + V 系断層のすべり
 <u>F2 断層</u> のすべり	1.6 (Ss-3)	 <u>F2 断層</u> のすべり
 <u>F2 断層</u> + <u>V 系断層</u> のすべり	2.1 (Ss-3)	 F2 断層 + V 系断層のすべり

誤	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 20%; padding: 5px;">ほう酸水注入系</td> <td style="width: 20%; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ ・ 貯蔵タンク </td> <td style="padding: 5px;"> <p>耐震 S クラスに分類されるものの、耐震重要度分類上、特に安全上の機能が要求されていないことから、既往の PSA の知見に照らして炉心損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。</p> <p>ただし、以下の設備については、その機能が炉心損傷に影響し得ると判断し、例外的に耐震裕度評価に含めた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸水注入系配管本体, ・ 配管サポート </td> </tr> </table>	ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ ・ 貯蔵タンク 	<p>耐震 S クラスに分類されるものの、耐震重要度分類上、特に安全上の機能が要求されていないことから、既往の PSA の知見に照らして炉心損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。</p> <p>ただし、以下の設備については、その機能が炉心損傷に影響し得ると判断し、例外的に耐震裕度評価に含めた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸水注入系配管本体, ・ 配管サポート
	ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ ・ 貯蔵タンク 	<p>耐震 S クラスに分類されるものの、耐震重要度分類上、特に安全上の機能が要求されていないことから、既往の PSA の知見に照らして炉心損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。</p> <p>ただし、以下の設備については、その機能が炉心損傷に影響し得ると判断し、例外的に耐震裕度評価に含めた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸水注入系配管本体, ・ 配管サポート 	
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 20%; padding: 5px;">ほう酸水注入系</td> <td style="width: 20%; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ ・ 貯蔵タンク </td> <td style="padding: 5px;"> <p>耐震 S クラスに分類されるものの、耐震重要度分類上、特に安全上の機能が要求されていないことから、既往の PSA の知見に照らして炉心損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。</p> <p>ただし、以下の設備については、その機能が炉心損傷に影響し得ると判断し、例外的に耐震裕度評価に含めた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸水注入系配管本体, サポート, 弁 </td> </tr> </table>	ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ ・ 貯蔵タンク 	<p>耐震 S クラスに分類されるものの、耐震重要度分類上、特に安全上の機能が要求されていないことから、既往の PSA の知見に照らして炉心損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。</p> <p>ただし、以下の設備については、その機能が炉心損傷に影響し得ると判断し、例外的に耐震裕度評価に含めた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸水注入系配管本体, サポート, 弁 	
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ ・ 貯蔵タンク 	<p>耐震 S クラスに分類されるものの、耐震重要度分類上、特に安全上の機能が要求されていないことから、既往の PSA の知見に照らして炉心損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。</p> <p>ただし、以下の設備については、その機能が炉心損傷に影響し得ると判断し、例外的に耐震裕度評価に含めた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸水注入系配管本体, サポート, 弁 		

誤	原子炉格納容器	<ul style="list-style-type: none"> ・ 上部ドライウエル所員用エアロック ・ 下部ドライウエル所員用エアロック ・ 下部ドライウエルアクセストンネルスリーブおよび鏡板（所員用エアロック付） ・ 配管貫通部 ・ 電気配線貫通部 ・ サプレッションチェンバ出入口 	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり，放射性物質の拡散を直接防ぐための設備として耐震 S クラスだが，既往の PSA の知見に照らして炉心損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。</p> <p>ただし，以下の設備については，その機能が，炉心損傷に影響し得ると判断し，耐震裕度評価に含めた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器ライナ部
	正	原子炉格納容器	<ul style="list-style-type: none"> ・ 上部ドライウエル所員用エアロック ・ 下部ドライウエル所員用エアロック ・ 下部ドライウエルアクセストンネルスリーブおよび鏡板（所員用エアロック付） ・ 配管貫通部 ・ 電気配線貫通部 ・ サプレッションチェンバ出入口 ・ 原子炉格納容器スプレイ管

耐震裕度評価対象外としている耐震バックチェック報告対象設備 一覧表 (その 3)

耐震裕度対象外設備		理由
非常用ガス 処理系	<ul style="list-style-type: none"> ・ 排風機 ・ 乾燥装置 ・ フィルタ装置 	放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための設備として耐震 S クラスだが, 既往の PSA の知見に照らして炉心損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。

誤

耐震裕度評価対象外としている耐震バックチェック報告対象設備 一覧表 (その 3)

耐震裕度対象外設備		理由
非常用ガス 処理系	<ul style="list-style-type: none"> ・ 排風機 ・ 乾燥装置 ・ フィルタ装置 	放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための設備として耐震 S クラスだが, 既往の PSA の知見に照らして炉心損傷への事態進展に直接影響しないと判断できるため。 ただし, 以下の設備については, その機能が炉心損傷に影響し得ると判断し, 例外的に耐震裕度評価に含めた。 ・ 非常用ガス処理系配管本体, サポート, 弁

正

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添 111(ページ上段), 添 166(ページ上段)

ページ：添 111 の誤りを代表して示す。

誤

起因事象	設備等	耐震 クラス	評価 方法	評価 部位	損傷モード
外部電源喪失	関連する設備等が耐震重要度分類 B, C クラスに該当する設備で構成されていることから基準地を期待しないとした。				
原子炉建屋等損傷	原子炉建屋	S	詳細	耐震壁	構造損傷
	原子炉建屋基礎地盤	S	詳細	基礎地盤	構造損傷

正

起因事象	設備等	耐震 クラス	評価 方法	評価 部位	損傷モード
外部電源喪失	関連する設備等が耐震重要度分類 B, C クラスに該当する設備で構成されていることから基準地を期待しないとした。				
原子炉建屋等損傷	原子炉建屋	S	詳細	耐震壁	構造損傷
	原子炉建屋基礎地盤	S	詳細	基礎地盤	機能損傷

誤

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位
直流電源喪失 (直流電源機能喪失)	蓄電池	S	簡易	取付ボルト
	充電器	S	簡易	取付ボルト
			簡易	盤全体
	直流主母線盤	S	簡易	遮断器
	直流モータコントロールセンタ	S	簡易	盤全体

正

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法	評価部位
直流電源喪失 (直流電源機能喪失)	蓄電池	S	簡易	取付ボルト
	充電器	S	簡易	取付ボルト
			簡易	盤全体
	直流主母線盤	S	簡易	盤全体
	直流モータコントロールセンタ	S	簡易	盤全体

誤

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法
	制御棒	S	詳細
	水圧制御ユニット	S	簡易
	配管	S	詳細
	配管サポート	S	詳細

正

起因事象	設備等	耐震クラス	評価方法
	制御棒	S	簡易
	水圧制御ユニット	S	簡易
	配管	S	詳細
	配管サポート	S	詳細

該当ページ：添122

添付5. 1-8 (1/2)

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(地震・原子炉)

誤

原子炉の イベントツリーの ヘディングに採用した 設備等 ^{※1} 機能的に関連する 設備等 ^{※2}		原子炉補機冷却系及び非常用交流電源による給電の確保に成功の場合(取東シナリオ①~③)								
		原子炉 圧力制御	ヒートシンク	交流電源	高圧注水		原子炉減圧	低圧注水	原子炉除熱	原子炉格納容器除熱
		逃がし安全弁 による 原子炉 圧力制御	原子炉補機 冷却系	非常用 ディーゼル 発電機	高圧炉心 注水系	原子炉隔離時 冷却系	逃がし安全弁 による 原子炉減圧	低圧系による 注水	残留熱除去系 による原子炉 からの除熱 (原子炉停止 時冷却モード)	残留熱除去系 による原子炉 格納容器から の除熱(サブ レッション プール冷却 モード)
直流電源			○	○	○	○	○	○	○	○
計測・ 制御	計測・制御設備 ^{※3}		○	○	○	○	○	○	○	○
	非常用電源盤		○	○	○			○	○	○
電源 盤	タービン建屋(海水熱交換器区 域) 非常用電源盤		○	○	○			○	○	○
	原子炉補機冷却水系		-	○	○			○	○	○
原子 炉補 機冷 却系	原子炉補機冷却海水系		-	○	○			○	○	○
	交流電源 非常用ディーゼル発電機		○	-				○	○	○

※1：イベントツリーのヘディングに採用した設備であり、フロントライン系の設備に加え一部のサポート系の設備を含む
 ※2：イベントツリーのヘディングに採用した設備等に機能的に関連するサポート系の設備をいう
 ※3：地震の原子炉の評価における計測・制御設備とは、中央制御室、中央制御室外原子炉停止盤室及び現場に設置の制御盤等の計測・制御設備をいう

凡例
○：関連する設備
-：当該設備

正

添付5. 1-8 (1/2)

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(地震・原子炉)

原子炉の イベントツリーの ヘディングに採用した 設備等 ^{※1} 機能的に関連する 設備等 ^{※2}		原子炉補機冷却系及び非常用交流電源による給電の確保に成功の場合(取東シナリオ①~③)								
		原子炉 圧力制御	ヒートシンク	交流電源	高圧注水		原子炉減圧	低圧注水	原子炉除熱	原子炉格納容器除熱
		逃がし安全弁 による 原子炉 圧力制御	原子炉補機 冷却系	非常用 ディーゼル 発電機	高圧炉心 注水系	原子炉隔離時 冷却系	逃がし安全弁 による 原子炉減圧	低圧系による 注水	残留熱除去系 による原子炉 からの除熱 (原子炉停止 時冷却モード)	残留熱除去系 による原子炉 格納容器から の除熱(サブ レッション プール冷却 モード)
直流電源			○	○	○	○	○	○	○	○
計測・ 制御	計測・制御設備 ^{※3}		○	○	○	○	○	○	○	○
	非常用電源盤		○	○	○			○	○	○
電源 盤	タービン建屋(海水熱交換器区 域) 非常用電源盤		○	○	○			○	○	○
	原子炉補機冷却水系		-	○	○			○	○	○
原子 炉補 機冷 却系	原子炉補機冷却海水系		-	○	○			○	○	○
	交流電源 非常用ディーゼル発電機		○	-	○			○	○	○

※1：イベントツリーのヘディングに採用した設備であり、フロントライン系の設備に加え一部のサポート系の設備を含む
 ※2：イベントツリーのヘディングに採用した設備等に機能的に関連するサポート系の設備をいう
 ※3：地震の原子炉の評価における計測・制御設備とは、中央制御室、中央制御室外原子炉停止盤室及び現場に設置の制御盤等の計測・制御設備をいう

凡例
○：関連する設備
-：当該設備

該当ページ：添 125(ページ中段)

誤

高圧注水

高圧炉心注水系

配管	S	詳細	配管本体
配管サポート	B	詳細	サポート
弁	S	簡易	弁駆動部

正

高圧注水

高圧炉心注水系

配管	S	詳細	配管本体
配管サポート	S	詳細	サポート
弁	S	簡易	弁駆動部

【柏崎刈羽原子力発電所7号機】

該当ページ：添 126(ページ下段), 添 129 (ページ下段), 添 173 (ページ中段)

ページ：添 126 の誤りを代表して示す。

誤

復水貯蔵槽関連	復水貯蔵槽	B	簡易	耐震壁	構造損傷
	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷
	配管サポート	B	詳細	サポート	構造損傷
	廃棄物処理建屋	B	詳細	耐震壁	構造損傷

正

復水貯蔵槽関連	復水貯蔵槽	B	簡易	耐震壁	機能損傷
	配管	B	詳細	配管本体	構造損傷
	配管サポート	B	詳細	サポート	構造損傷
	廃棄物処理建屋	B	詳細	耐震壁	構造損傷

該当ページ：添 126(ページ下段)

誤

復水貯蔵槽関連	復水貯蔵槽	B	簡易	耐震壁	構造損傷
	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷
	配管サポート	B	詳細	サポート	構造損傷
	廃棄物処理建屋	B	詳細	耐震壁	構造損傷

正

復水貯蔵槽関連	復水貯蔵槽	B	簡易	耐震壁	機能損傷
	配管	B	詳細	配管本体	構造損傷
	配管サポート	B	詳細	サポート	構造損傷
	廃棄物処理建屋	B	詳細	耐震壁	構造損傷

該当ページ：添 129(ページ上段)

誤

復水補給水系	ポンプ	B	詳細	ポンプ取付ボルト	構造損傷	MPa	5	202	40.40	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に適用済みの評価手法を 採用し評価を実施した。 (添付5.1-3参照)
			簡易	入力加速度	機能損傷	G	1.18	6.0	5.08	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、既往の知見を踏まえた評価基準 値を採用した。評価値は水平加速度と鉛直加 速度をSRSSした値。 (添付5.1-3参照)
	ポンプ 電動機	B	簡易	軸受部	機能損傷	G	1.18	4.7	3.98	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、水平加速度と鉛直加速度をSRSSした 値を評価値とした。 (添付5.1-3参照)

耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。
本検討では、設計時に適用済みの評価手法を
採用し評価を実施した。
(添付5.1-3参照)

削除

正

復水補給水系	ポンプ	B	詳細	ポンプ取付ボルト	構造損傷	MPa	5	202	40.40	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に適用済みの評価手法を 採用し評価を実施した。
			簡易	入力加速度	機能損傷	G	1.18	6.0	5.08	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、既往の知見を踏まえた評価基準 値を採用した。評価値は水平加速度と鉛直加 速度をSRSSした値。 (添付5.1-3参照)
	ポンプ 電動機	B	簡易	軸受部	機能損傷	G	1.18	4.7	3.98	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、水平加速度と鉛直加速度をSRSSした 値を評価値とした。 (添付5.1-3参照)

耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。
本検討では、設計時に適用済みの評価手法を
採用し評価を実施した。

誤

消防車	裕度を評価しない。	耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)
-----	-----------	--------------------------------------

耐震ハックチェック報告書に記載が無い評価。
(添付5.1-3参照)

削除

正

消防車	裕度を評価しない。	
-----	-----------	--

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添 132(ページ下段)

誤

熱交換器	S	詳細	胴板	構造損傷	MPa	117	408	3.48	耐震バックチェック報告書では、評価値288MPaを報告。本検討では、設計時に採用済みの詳細評価を適用した。
スパージャ	S	簡易	ヘッド	構造損傷	MPa	62	342	5.51	
ストレーナ	S	簡易	フランジ	構造損傷	MPa	201	395	1.96	
原子炉格納容器 スプレイ管	S	詳細	スプレイ管案内管	構造損傷	MPa	54	363	6.72	
配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	206	364	1.76	
配管サポート	S	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	5	27	5.40	

削除

正

熱交換器	S	詳細	胴板	構造損傷	MPa	117	408	3.48	耐震バックチェック報告書では、評価値288MPaを報告。本検討では、設計時に採用済みの詳細評価を適用した。
スパージャ	S	簡易	ヘッド	構造損傷	MPa	62	342	5.51	
ストレーナ	S	簡易	フランジ	構造損傷	MPa	201	395	1.96	
配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	206	364	1.76	
配管サポート	S	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	5	27	5.40	

【柏崎刈羽原子力発電所7号機】

該当ページ：添 133(ページ中段), 添 171(ページ上段), 添 176(ページ中段)

ページ：添 133 の誤りを代表して示す。

ポンプ室空調機	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	20	142	7.10	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
		簡易	軸受部	機能損傷	G	水平	0.76	7.7		10.13
						鉛直	0.79	7.4		9.36

誤

ポンプ室空調機	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	20	142	7.10	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。	
		簡易	軸受部	機能損傷	G	水平	0.76	7.7	10.13	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。
						鉛直	0.79	7.4	9.36	(添付5.1-3参照)

正

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添 137(ページ下段), 添 182 (ページ下段)

ページ：添 137 の誤りを代表して示す。

非常用取水路	C	詳細	側壁	構造損傷
--------	---	----	----	------

誤

非常用取水路	C	詳細	隔壁	構造損傷
--------	---	----	----	------

正

誤

使用済燃料貯蔵ラック	S	詳細	基礎 [※] 外	構造損傷	MPa	98	184	1.87	耐震ベックチェック報告書では、水平方向荷重と鉛直方向荷重を保守的に絶対和で組み合わせた評価値165MPaを報告。 本検討では、他プラントの耐震ベックチェック報告書で適用済みの減衰定数7%を採用し、水平方向荷重と鉛直方向荷重の組合せをSRSSとして評価値を算出した。 (添付5.1-3参照)
------------	---	----	-------------------	------	-----	----	-----	------	--

耐震ベックチェック報告書では、水平方向荷重と鉛直方向荷重を保守的に絶対和で組み合わせた評価値165MPaを報告。
本検討では、他プラントの耐震ベックチェック報告書で適用済みの減衰定数7%を採用し、水平方向荷重と鉛直方向荷重の組合せをSRSSとして評価値を算出した。
(添付5.1-3参照)

削除

正

使用済燃料貯蔵ラック	S	詳細	基礎 [※] 外	構造損傷	MPa	98	184	1.87	耐震ベックチェック報告書では、水平方向荷重と鉛直方向荷重を保守的に絶対和で組み合わせた評価値165MPaを報告。 本検討では、他プラントの耐震ベックチェック報告書で適用済みの減衰定数7%を採用し、水平方向荷重と鉛直方向荷重の組合せをSRSSとして評価値を算出した。
------------	---	----	-------------------	------	-----	----	-----	------	---

耐震ベックチェック報告書では、水平方向荷重と鉛直方向荷重を保守的に絶対和で組み合わせた評価値165MPaを報告。
本検討では、他プラントの耐震ベックチェック報告書で適用済みの減衰定数7%を採用し、水平方向荷重と鉛直方向荷重の組合せをSRSSとして評価値を算出した。

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添 166(ページ下段)

誤

使用済燃料貯蔵プール	S	簡易	耐震壁	構造損傷
------------	---	----	-----	------

正

使用済燃料貯蔵プール	S	簡易	耐震壁	機能損傷
------------	---	----	-----	------

【柏崎刈羽原子力発電所7号機】

該当ページ：添 181(ページ中段)

誤

原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水系	ポンプ 電動機	S	詳細
		熱交換器	S	詳細

正

原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水系	ポンプ 電動機	S	簡易
		熱交換器	S	詳細

誤

... (緯度, 経度) 及び地震規模Mは, 以
1884 以前の地震: 宇佐美(2003) ⁽²⁾
1885~1922 年の地震: 宇津ほか編(2001) ⁽³⁾
1923 年以降の地震: 気象庁の発表による
注2) **地震**規模 m は, 宇佐美(2003) ⁽²⁾ によるが, 下線付
鳥(1984) ⁽⁴⁾ による値を参照している
注3) 地震・津波の概要は, 宇佐美(2003) ⁽²⁾, 理科年表(

正

... (緯度, 経度) 及び地震規模Mは, 以
1884 以前の地震: 宇佐美(2003) ⁽²⁾
1885~1922 年の地震: 宇津ほか編(2001) ⁽³⁾
1923 年以降の地震: 気象庁の発表による
注2) **津波**規模 m は, 宇佐美(2003) ⁽²⁾ によるが, 下線付
鳥(1984) ⁽⁴⁾ による値を参照している
注3) 地震・津波の概要は, 宇佐美(2003) ⁽²⁾, 理科年表(

誤

(20) 「2-Minute Gridded Global Relief Data (ETOPO2v2) 」

World Data Service for Geophysics, 2006

(21) 「海底地形デジタルデータ (M7000 シリーズ), M7006 (津軽海峡東部), M7009 (北海道西部), M7010 (秋田沖), M7011 (佐渡), M7012 (若狭湾)」 (財)日本水路協会, 2006

(22) 「数値地図 50m メッシュ (標高)」 国土地理院, 2001

津波の数値実験における格子間隔

正

(20) 「2-Minute Gridded Global Relief Data (ETOPO2v2) 」

World Data Service for Geophysics, 2006

(21) 「海底地形デジタルデータ (M7000 シリーズ), M7006 (津軽海峡東部), M7009 (北海道西部), M7010 (秋田沖), M7011 (佐渡), M7012 (若狭湾), M7015 (北海道北部)」 (財)日本水路協会, 2006

(22) 「数値地図 50m メッシュ (標高)」 国土地理院, 2001

津波の数値実験における格子間隔

該当ページ：添255

添付5. 2-8 (1/2)

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(津波・原子炉)

誤

原子炉の イベントツリーの ヘディングに採用した 設備等 ^{※1}		原子炉補機冷却系及び非常用交流電源による給電の確保に成功の場合(取東シナリオ①~③)									
		原子炉 圧力制御	ヒートシンク	交流電源	高压注水		原子炉減圧	低压注水	原子炉除熱	原子炉格納容器除熱	
		逃がし安全弁 による 原子炉 圧力制御	原子炉補機 冷却系	非常用 ディーゼル 発電機	高压炉心 注水系	原子炉隔離時 冷却系	逃がし安全弁 による 原子炉減圧	低压系による 注水	残留熱除去系 による原子炉 からの除熱 (原子炉停止 時冷却モード)	残留熱除去系 による原子炉 格納容器から の除熱(サブ レッシュン プール冷却 モード)	原子炉 格納容器 ベント
機能的に関連する 設備等 ^{※2}											
直流電源			○	○	○	○	○	○	○	○	○
計測・ 制御	中央制御室等 計測・制御設備 ^{※3}		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	非常用電源盤		○	○	○			○	○	○	○
電源盤	タービン建屋(海水熱交換器区 域)非常用電源盤		○	○	○			○	○	○	○
	原子炉補機冷却水系			○	○			○	○	○	○
原子炉 補機冷 却系	原子炉補機冷却海水系			○	○			○	○	○	○
	非常用ディーゼル発電機		○	-				○	○	○	○

※1：イベントツリーのヘディングに採用した設備であり、フロントライン系の設備に加え一部のサポート系の設備を含む
 ※2：イベントツリーのヘディングに採用した設備等に機能的に関連するサポート系の設備をいう
 ※3：津波の原子炉の評価における中央制御室等 計測・制御設備とは、中央制御室及び中央制御室外原子炉停止盤室等の計測・制御設備をいう

凡例
○：関連する設備
-：当該設備

正

添付5. 2-8 (1/2)

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(津波・原子炉)

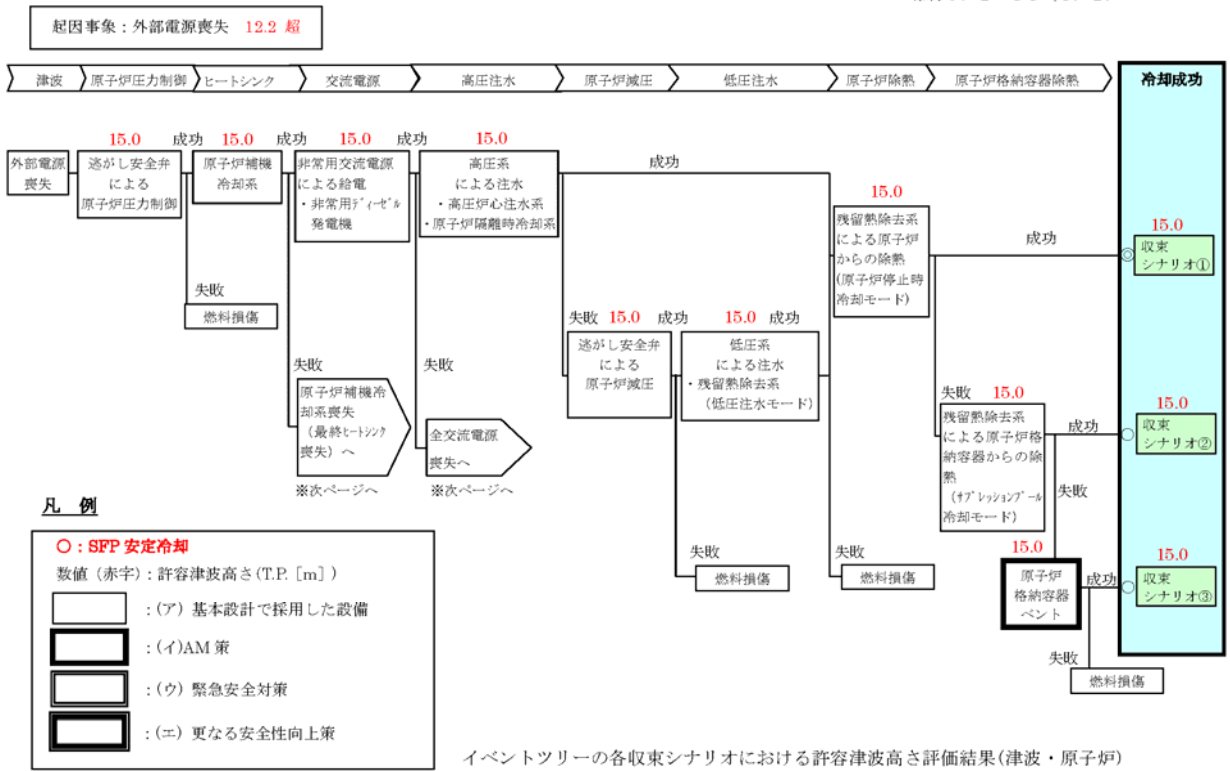
原子炉の イベントツリーの ヘディングに採用した 設備等 ^{※1}		原子炉補機冷却系及び非常用交流電源による給電の確保に成功の場合(取東シナリオ①~③)									
		原子炉 圧力制御	ヒートシンク	交流電源	高压注水		原子炉減圧	低压注水	原子炉除熱	原子炉格納容器除熱	
		逃がし安全弁 による 原子炉 圧力制御	原子炉補機 冷却系	非常用 ディーゼル 発電機	高压炉心 注水系	原子炉隔離時 冷却系	逃がし安全弁 による 原子炉減圧	低压系による 注水	残留熱除去系 による原子炉 からの除熱 (原子炉停止 時冷却モード)	残留熱除去系 による原子炉 格納容器から の除熱(サブ レッシュン プール冷却 モード)	原子炉 格納容器 ベント
機能的に関連する 設備等 ^{※2}											
直流電源			○	○	○	○	○	○	○	○	○
計測・ 制御	中央制御室等 計測・制御設備 ^{※3}		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	非常用電源盤		○	○	○			○	○	○	○
電源盤	タービン建屋(海水熱交換器区 域)非常用電源盤		○	○	○			○	○	○	○
	原子炉補機冷却水系			○	○			○	○	○	○
原子炉 補機冷 却系	原子炉補機冷却海水系			○	○			○	○	○	○
	非常用ディーゼル発電機		○	-	○			○	○	○	○

※1：イベントツリーのヘディングに採用した設備であり、フロントライン系の設備に加え一部のサポート系の設備を含む
 ※2：イベントツリーのヘディングに採用した設備等に機能的に関連するサポート系の設備をいう
 ※3：津波の原子炉の評価における中央制御室等 計測・制御設備とは、中央制御室及び中央制御室外原子炉停止盤室等の計測・制御設備をいう

凡例
○：関連する設備
-：当該設備

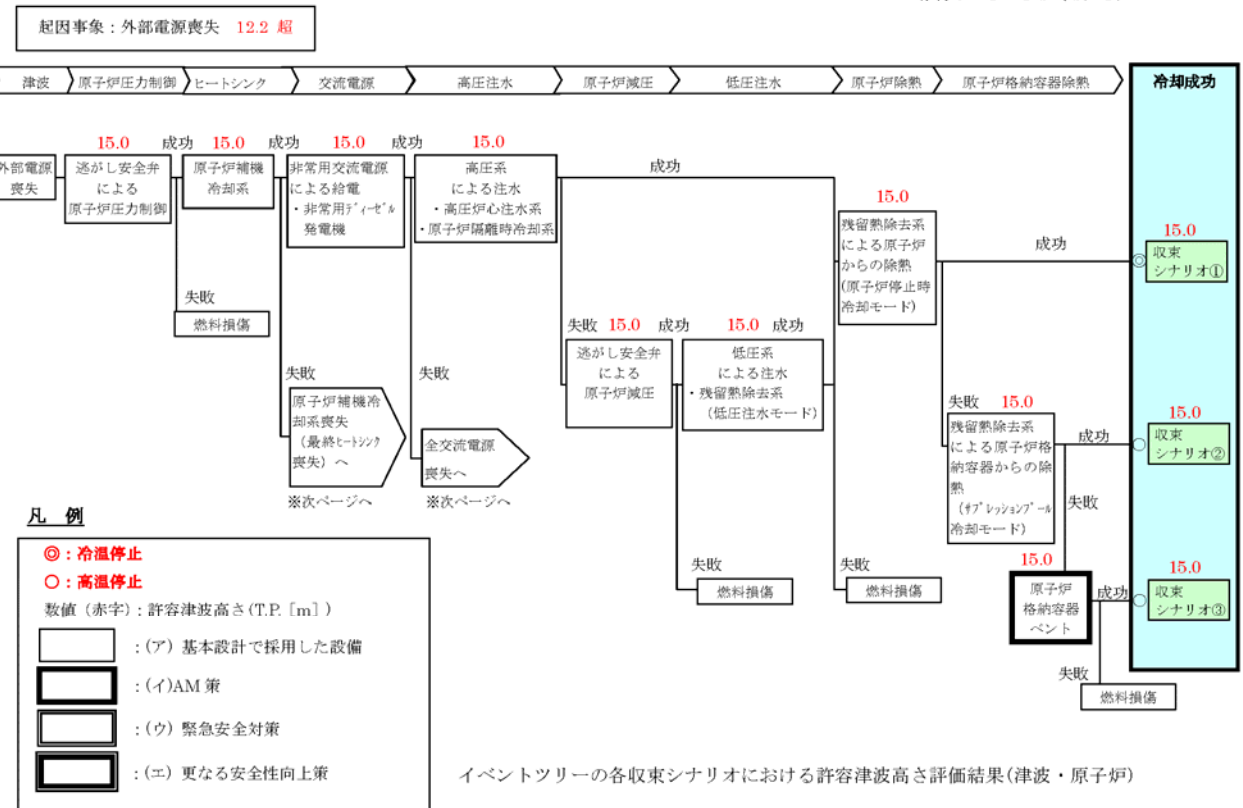
添付 5. 2-11 (1/2)

誤

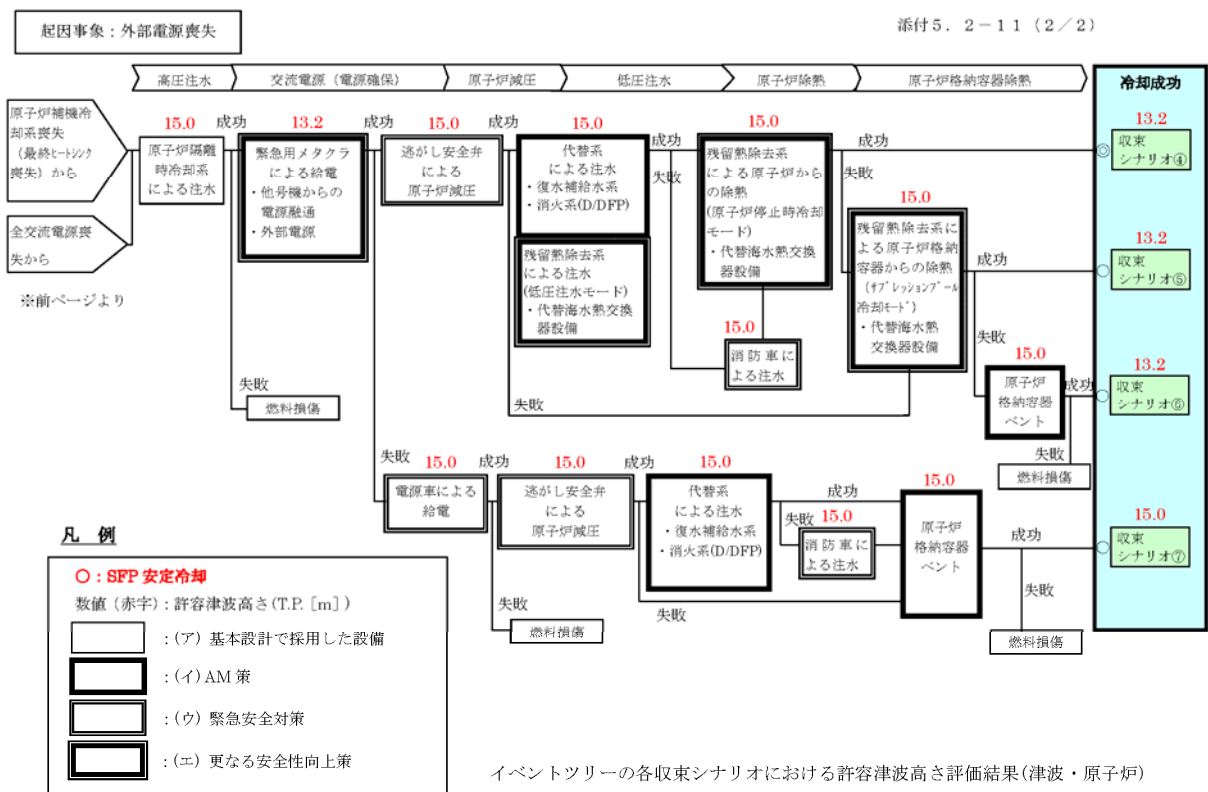


正

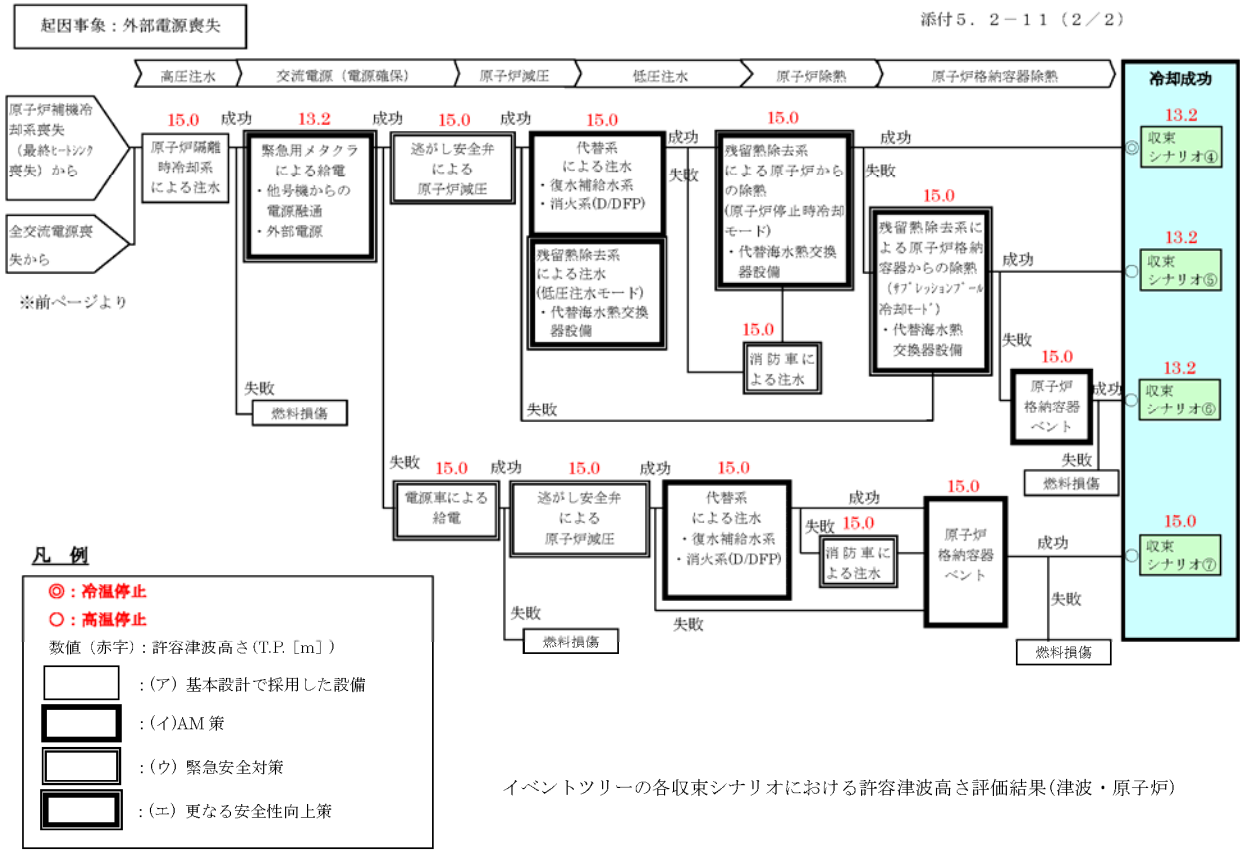
添付 5. 2-11 (1/2)



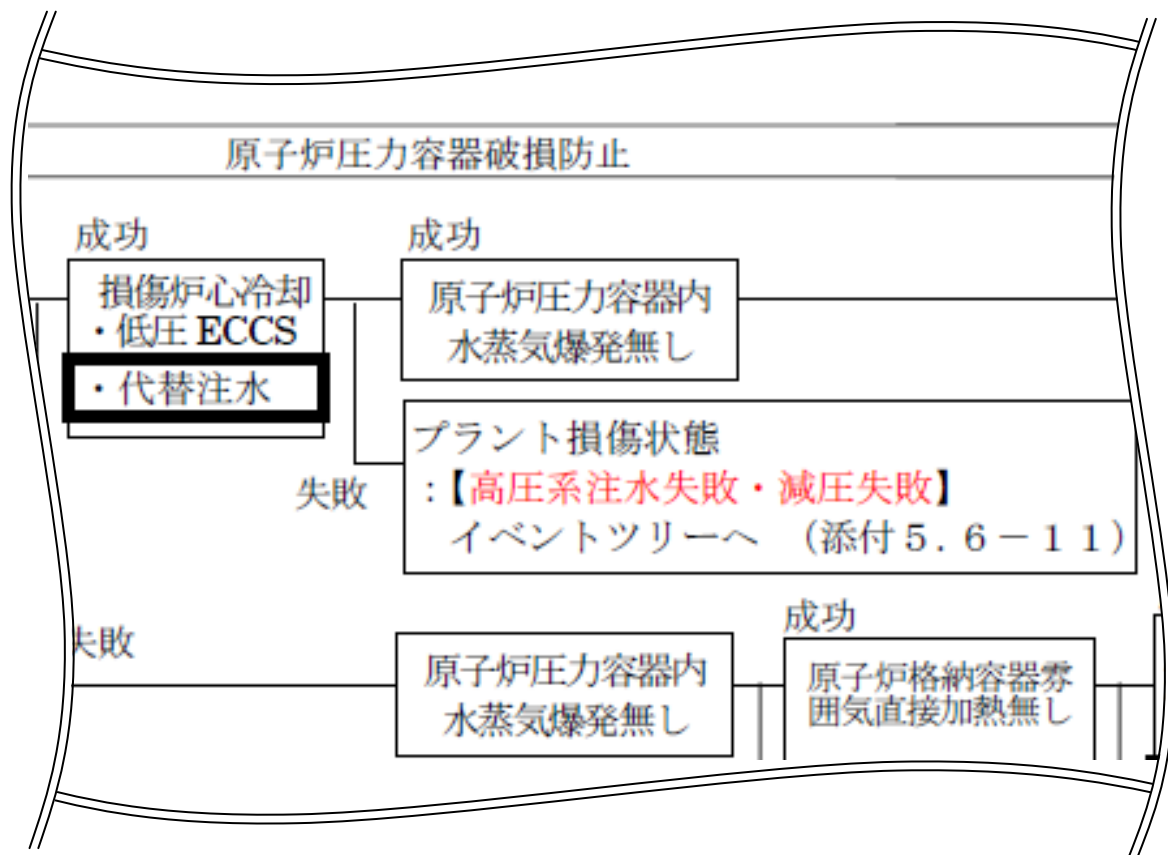
誤



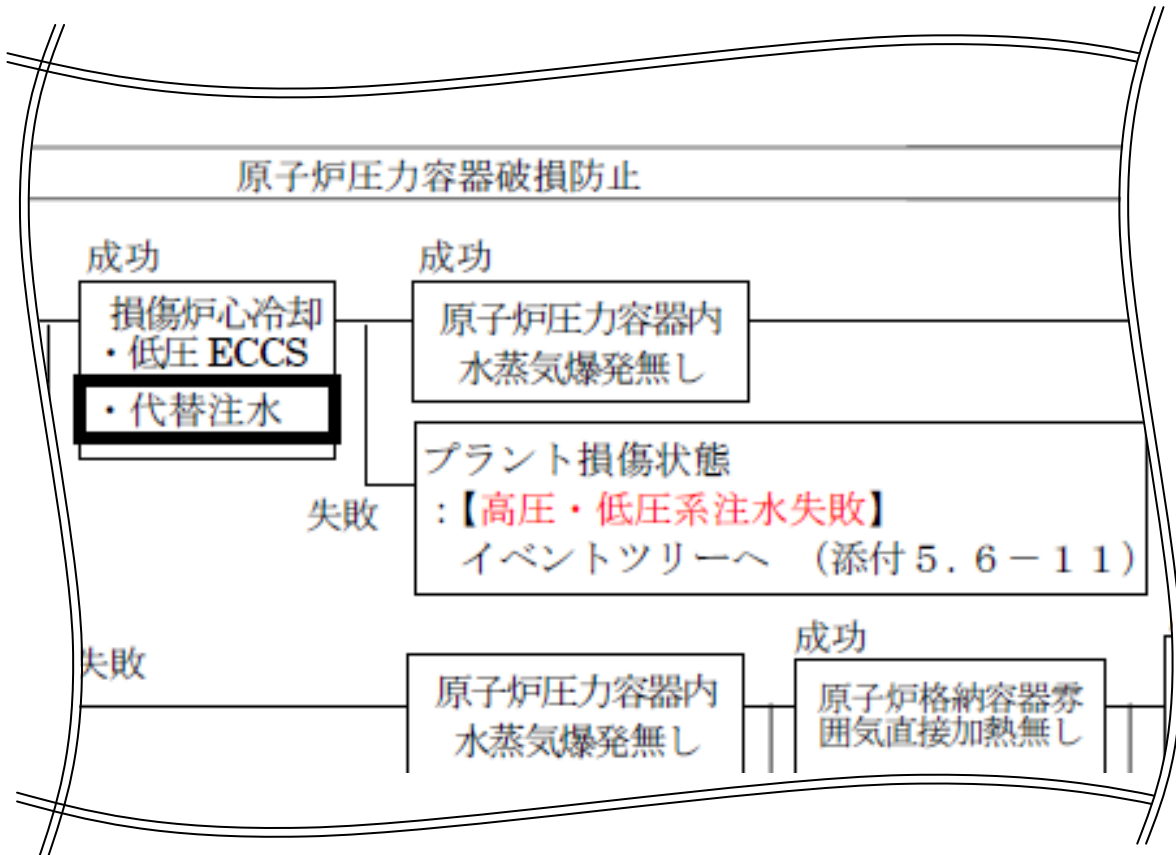
正



誤



正



誤

○仮設ケーブル（7号機関係分）

【数量】接続に必要な13本を配備済。

（ケーブル端末処理済。用途に応じて、20m～150m：添付6.1）

【保管】高台(T.P.+35m)に配備

※柏崎刈羽原子力発電所全体では、以下の台数を配備。

・500kVA電源車12台、予備電源車2台(250kVA, 750kVA)

<配備の考え方>

・原子炉注水・冷却／中央制御室空調等の電源；500kVA

（K1, 3, 5, 6, 7用を配備済。2台×5プラント=10台）

・代替海水熱交換器設備用電源；500kVA電源車1台／プラント

（K1, 7用を配備済。1台×2プラント=2台）

正

○仮設ケーブル（7号機関係分）

【数量】接続に必要な13本を配備済。

（ケーブル端末処理済。用途に応じて、20m～150m：添付6.1）

【保管】高台(T.P.+34m)に配備

※柏崎刈羽原子力発電所全体では、以下の台数を配備。

・500kVA電源車12台、予備電源車2台(250kVA, 750kVA)

<配備の考え方>

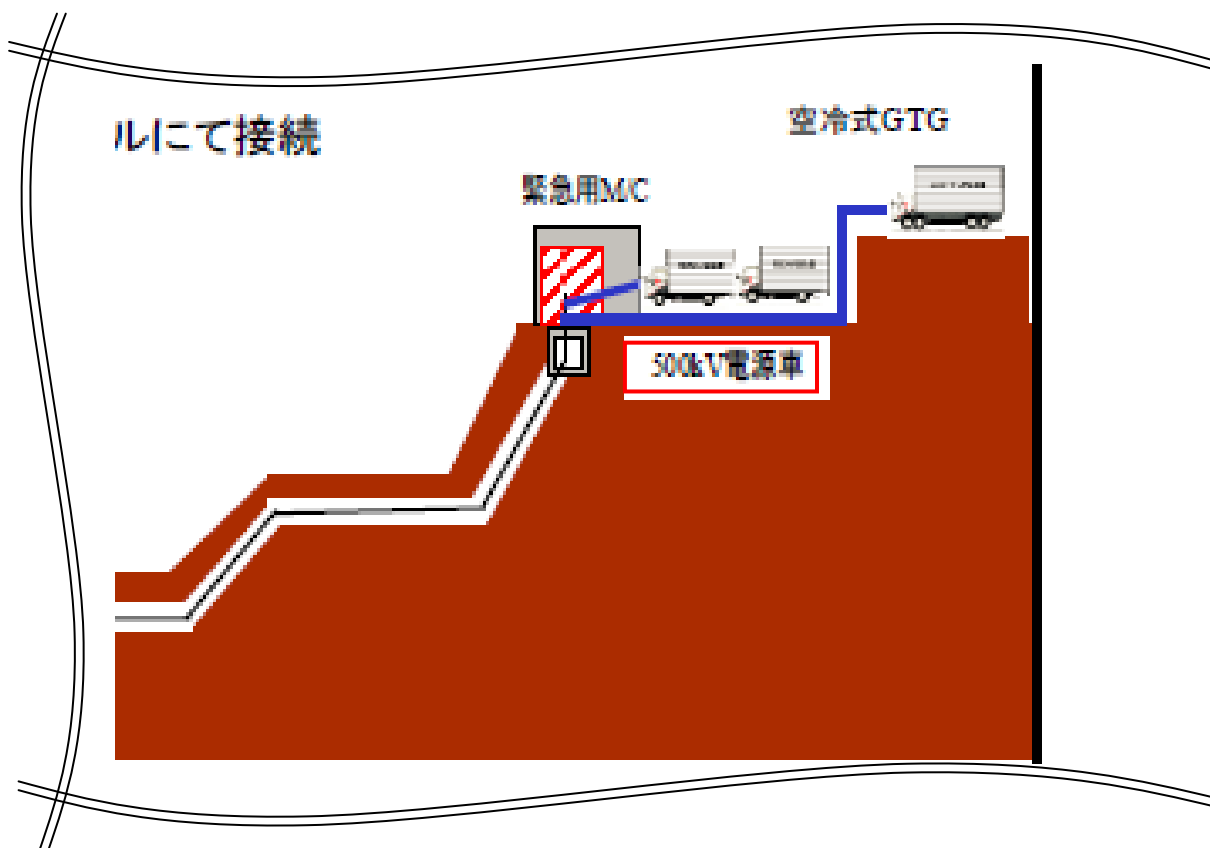
・原子炉注水・冷却／中央制御室空調等の電源；500kVA

（K1, 3, 5, 6, 7用を配備済。2台×5プラント=10台）

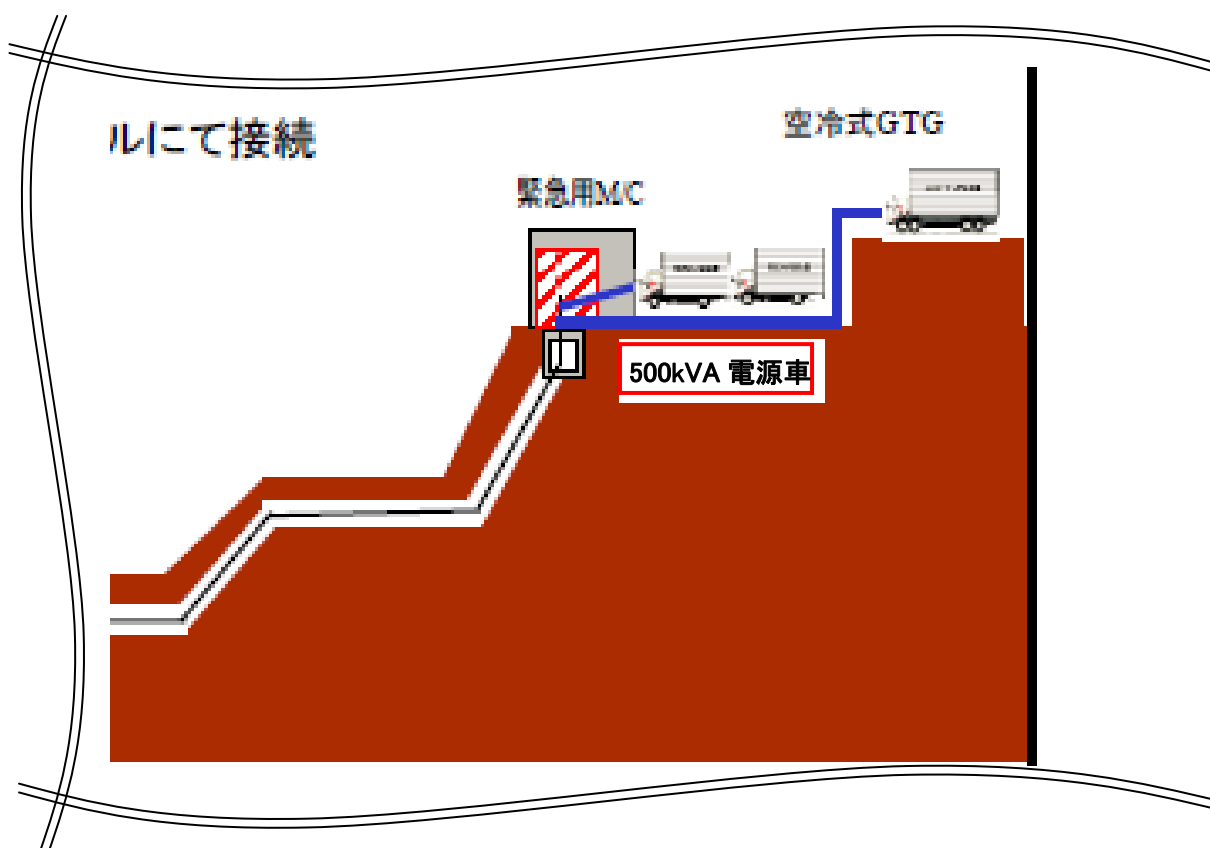
・代替海水熱交換器設備用電源；500kVA電源車1台／プラント

（K1, 7用を配備済。1台×2プラント=2台）

誤



正



誤

【STEP(1)】 緊急用M/Cの受電前準備 (発電班操作)
外部電源から緊急用M/Cへの受電前準備をする。



【STEP(2)】 緊急用M/Cへの送電操作 (当直操作)
66kV母線が使用可能なことを確認し、予備変圧器から66
V母線の受電、工事用変圧器を受電する。



【STEP(3)】 緊急用M/Cの受電 (発電班操作)
外部電源より、緊急用M/Cを受電する。

正

【STEP(1)】 緊急用M/Cの受電前準備 (発電班操作)
外部電源から緊急用M/Cへの受電前準備をする。



【STEP(2)】 緊急用M/Cへの送電操作 (当直操作)
66kV母線が使用可能なことを確認し、予備変圧器から66k
V母線の受電、工事用変圧器を受電する。



【STEP(3)】 緊急用M/Cの受電 (発電班操作)
外部電源より、緊急用M/Cを受電する。

誤

ポンプの電源を確保・冷却水の確保を行う。
※2. 電源確保、8. 熱交換器車の手順による



CRDポンプを電源盤(M/C 7C)現場にて遮断器を手動で“入”にて、ポンプ起動する

遮断器を現場で直接“入り”操作するため、
起動条件等インターロックは考慮の必要なし

正

ポンプの電源を確保・冷却水の確保を行う。
※添付6. 2-2 電源確保
添付6. 2-7 原子炉压力容器除熱
(1)代替海水熱交換器設備による除熱

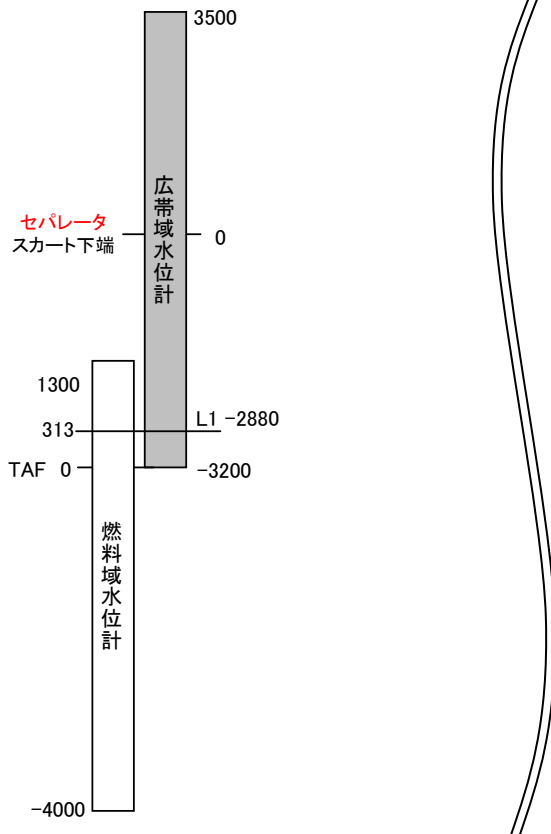


CRDポンプを電源盤(M/C 7C)現場にて遮断器を手動で“入”にて、ポンプ起動する

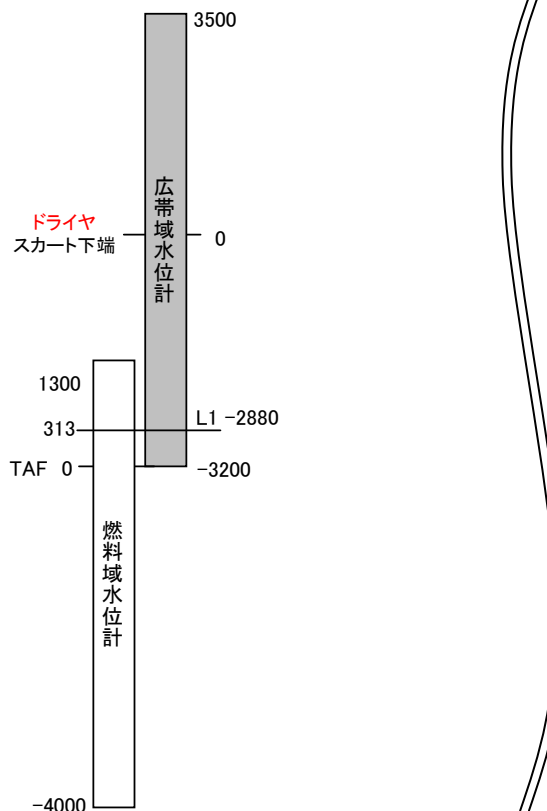
遮断器を現場で直接“入り”操作するため、
起動条件等インターロックは考慮の必要なし

該当ページ：添-392 (図の左側)

誤

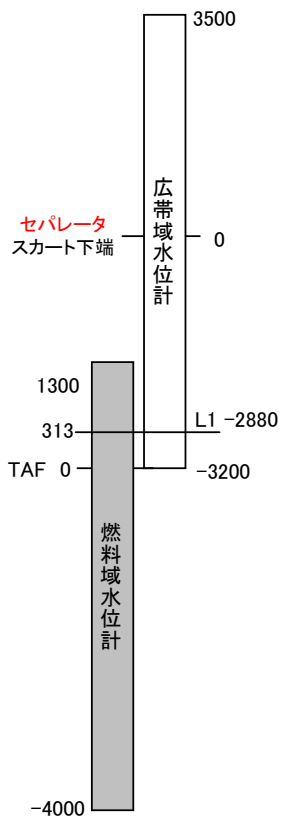


正

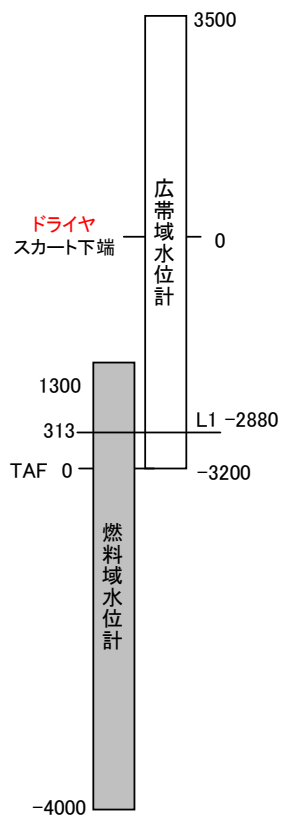


該当ページ：添-393 (図の左側)

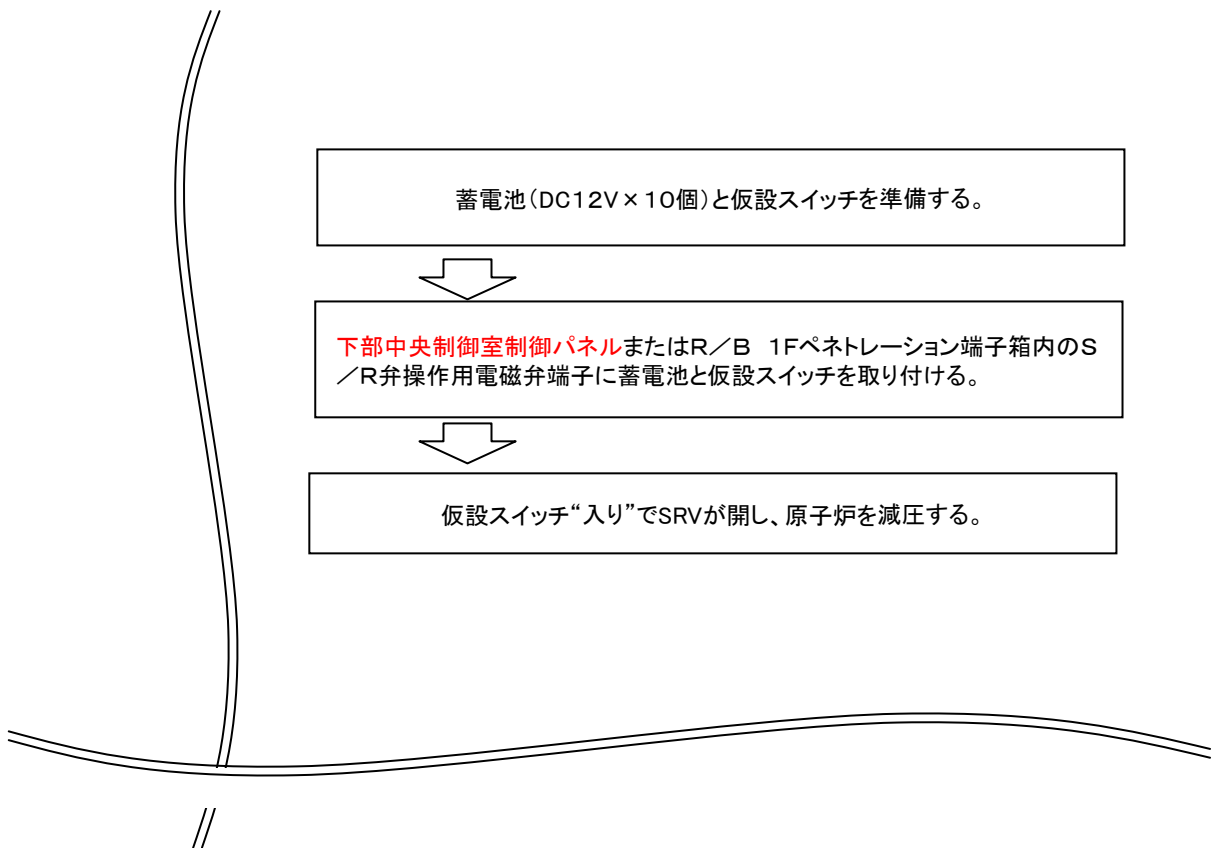
誤



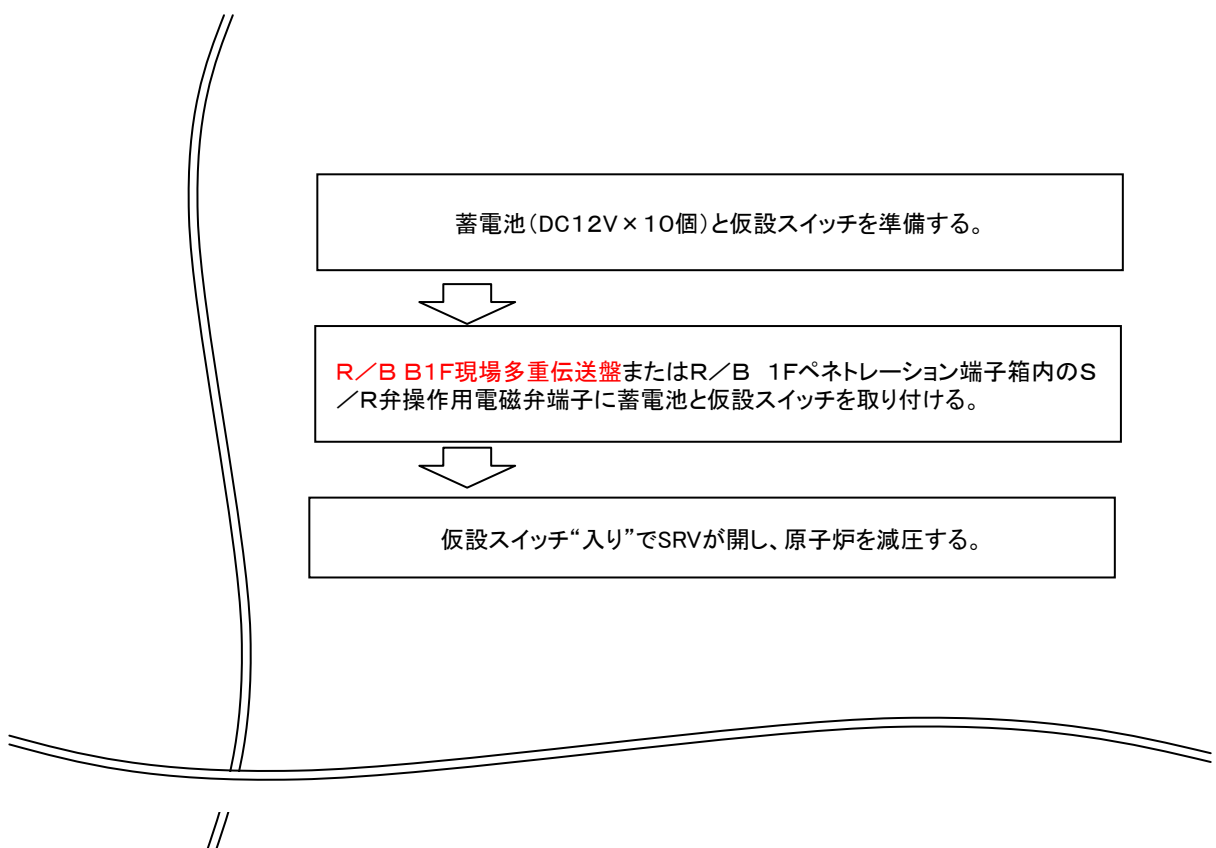
正



誤



正



誤

作業完了目標時間

原子炉注水：**スクラム**後12時間以内

SFP注水：**スクラム**後72時間以内

(時間については今後見直し予定)

正

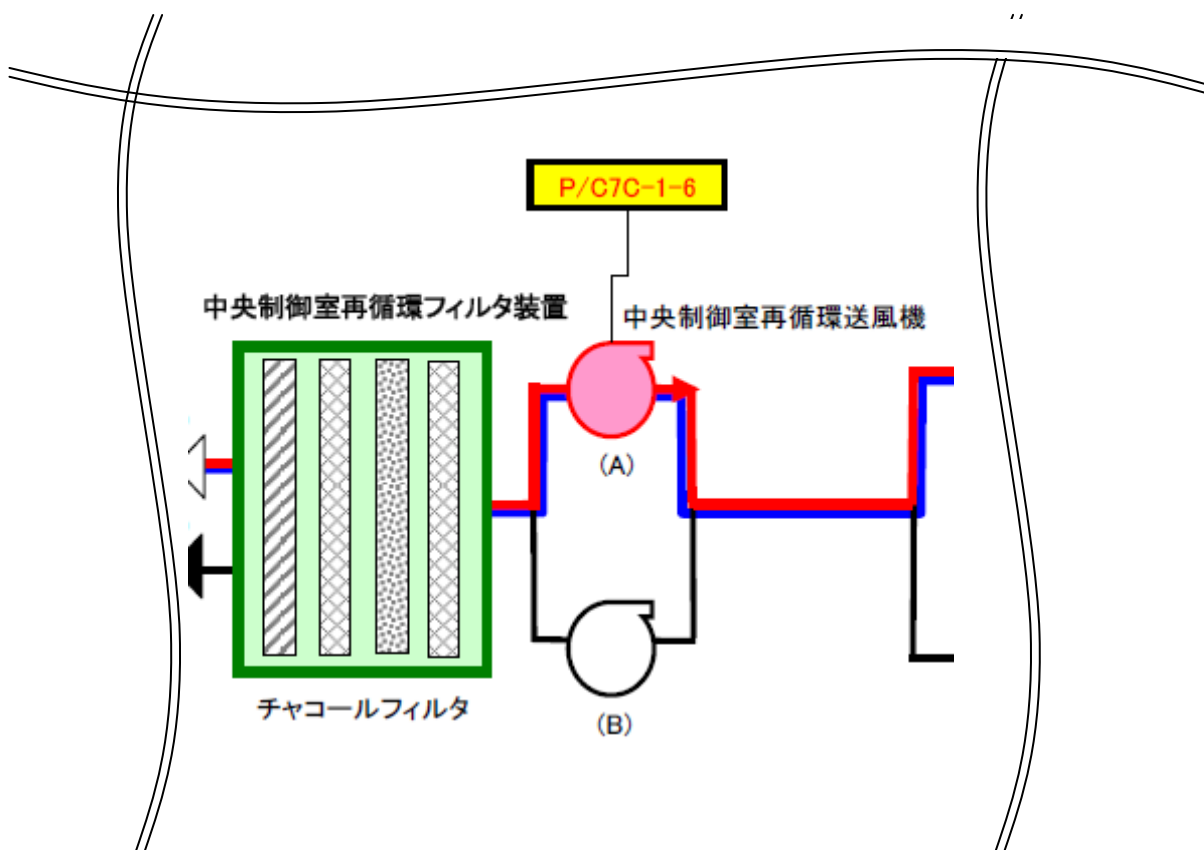
作業完了目標時間

原子炉注水：**津波襲来**後12時間以内

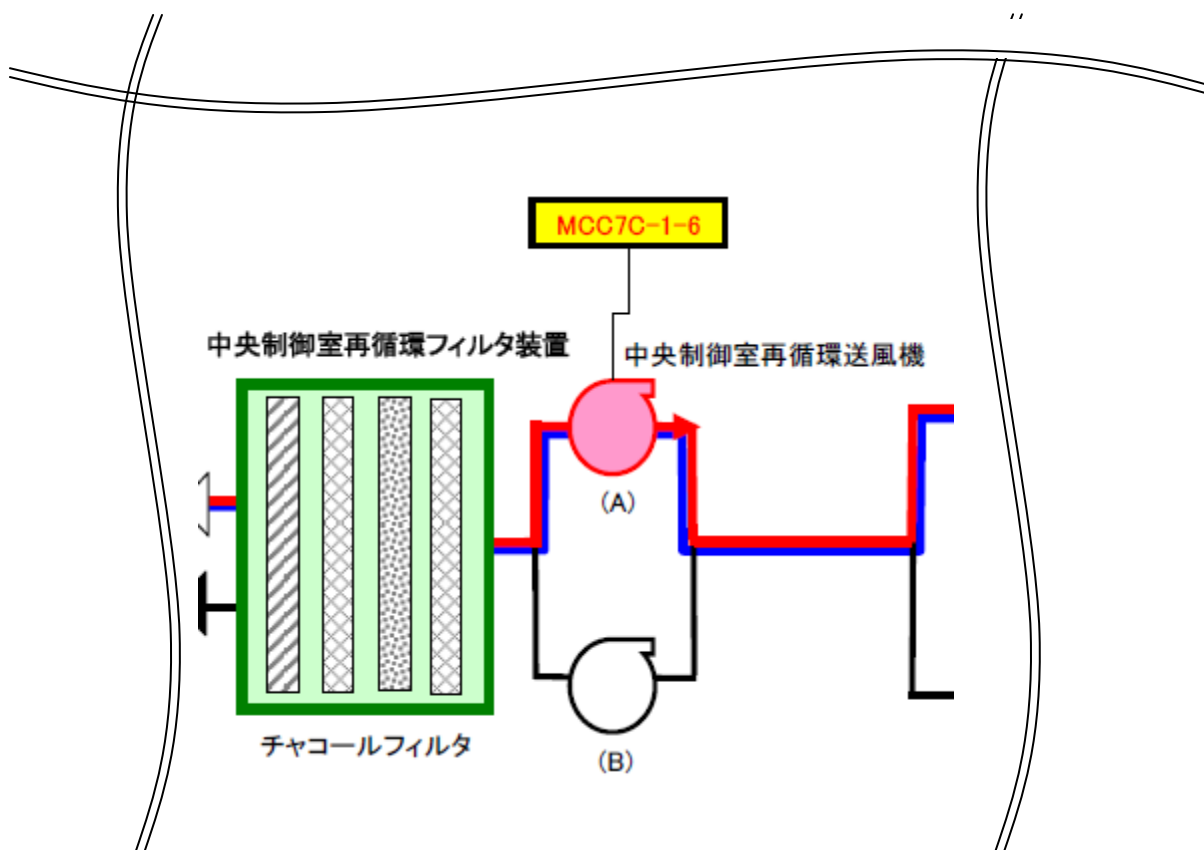
SFP注水：**津波襲来**後72時間以内

(時間については今後見直し予定)

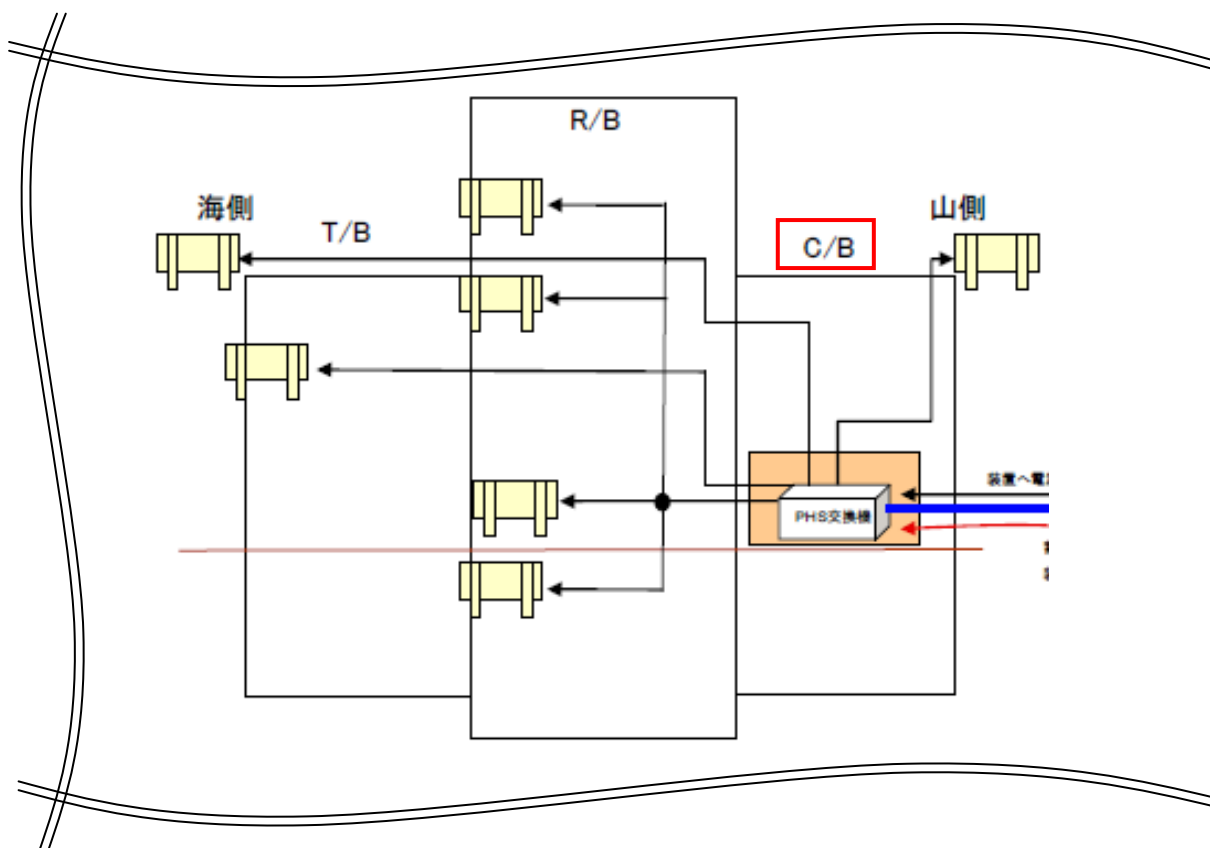
誤



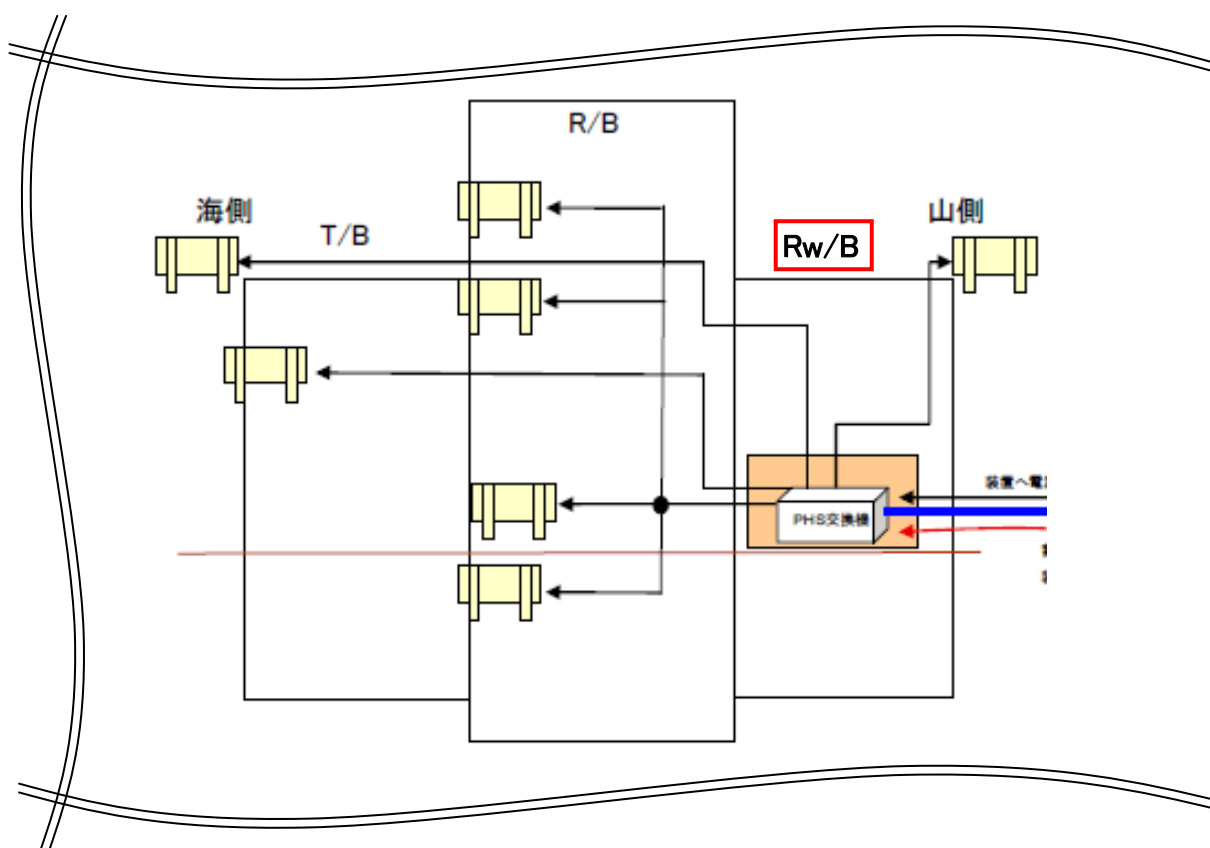
正



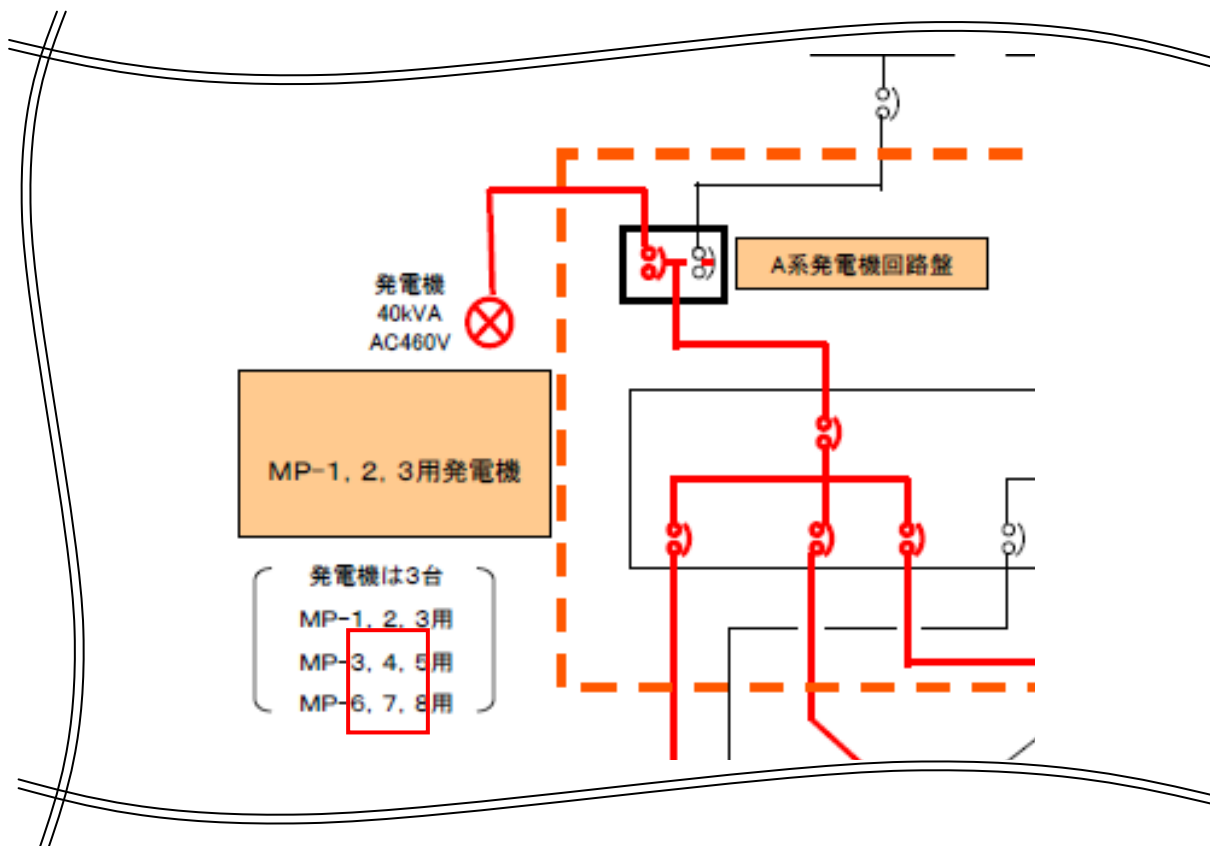
誤



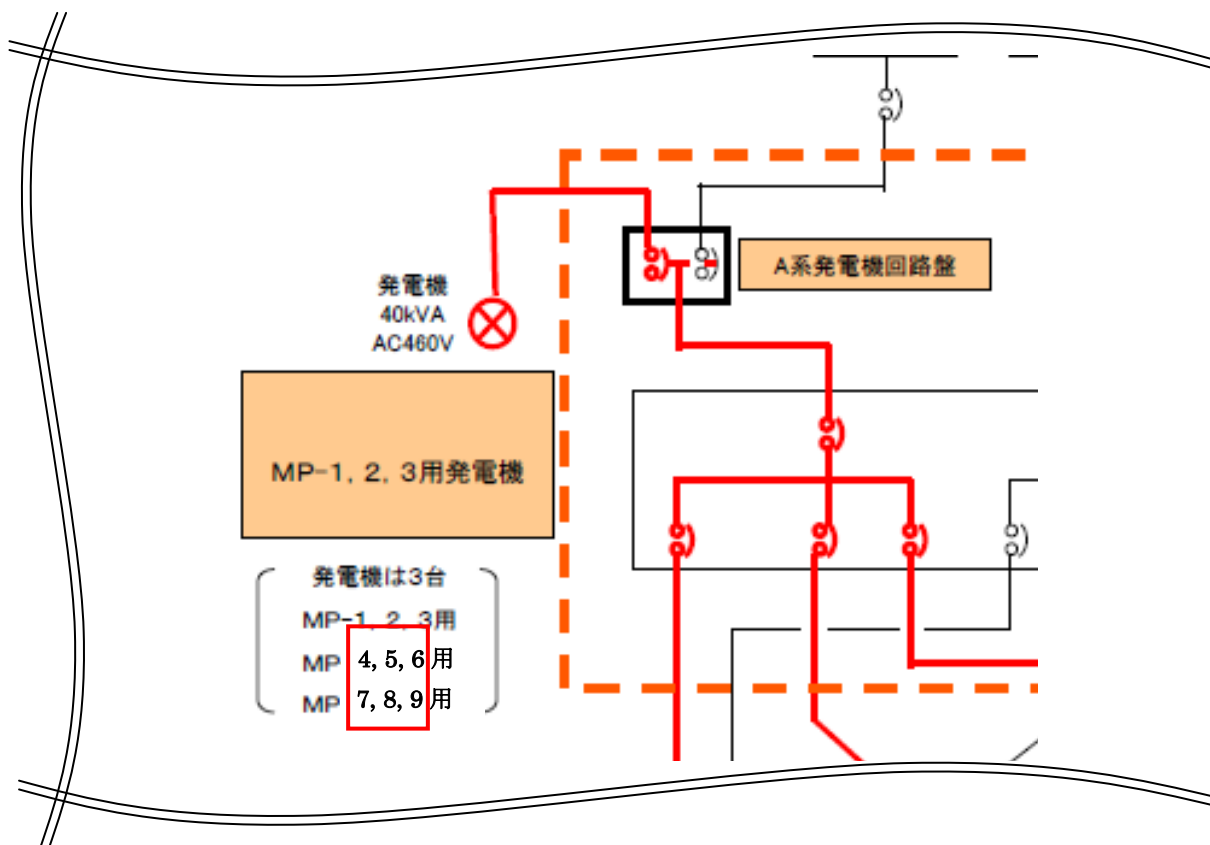
正



誤



正



誤

- ②更なる安全性向上策により、「津波アクシデントマネジ」と判断した場合は個別に訓練を実施している。7号機に
- ・代替熱交換器による補機冷却水確保訓練
11月28日, 11月29日
 - ・ほう酸水注入系による原子炉低圧(代替)注水訓練
11月22日
 - ・緊急用メタクラ使用による電源確保及び受電操作訓
11月16日, 11月17日, 11月24日, 11月25日
 - ・原子炉建屋トップベント及びブローアウトパネル開放
11月18日

正

- ②更なる安全性向上策により、「津波アクシデントマネジ」と判断した場合は個別に訓練を実施している。7号機に
- ・代替熱交換器による補機冷却水確保訓練
11月28日, 11月29日
 - ・ほう酸水注入系による原子炉(代替)注水訓練
11月22日
 - ・緊急用メタクラ使用による電源確保及び受電操作訓
11月16日, 11月17日, 11月24日, 11月25日
 - ・原子炉建屋トップベント及びブローアウトパネル開放
11月18日