

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

表中に赤色で示した箇所が誤りを修正した箇所，緑色で示した箇所がより良い表現に適正化した箇所を示す。

【柏崎刈羽原子力発電所7号機】

該当ページ：62(ページ下段)

<注水機能に係る防護措置>

表5. 4-1 (1) 原子炉への注水機能

対象設備		区分
注水設備	原子炉隔離時冷却系	(ア)
	残留熱除去系 (※1)	(ア)
	ほう酸水注入ポンプ	(ア・ウ)
	復水移送ポンプ	(イ)
	D/DFP	(イ)
	消防車	(ウ)
制御・駆動電源	直流電源 (蓄電池)	(ア)
	電源車	(ウ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※3)
	地下軽油タンク (※2)	(エ)
水源	復水貯蔵槽	(ア)
	純水タンク	(ア)
	ろ過水タンク	(イ)
	海水	(ウ)
	淡水貯水池 (※2)	(エ)

誤

<注水機能に係る防護措置>

表5. 4-1 (1) 原子炉への注水機能

対象設備		区分
注水設備	原子炉隔離時冷却系	(ア)
	残留熱除去系 (※1)	(ア・エ)
	ほう酸水注入ポンプ	(ア・ウ)
	復水移送ポンプ	(イ)
	D/DFP	(イ)
	消防車	(ウ)
制御・駆動電源	直流電源 (蓄電池)	(ア)
	電源車	(ウ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※3)
	地下軽油タンク (※2)	(エ)
水源	復水貯蔵槽	(ア)
	純水タンク	(ア)
	ろ過水タンク	(イ)
	海水	(ウ)
	淡水貯水池 (※2)	(エ)

正

表 5. 4 - 1 (2) SFP への注水機能

対象設備		区分
注水設備	サブプレッションプール浄化系	(ア)
	復水移送ポンプ	(ア・ウ)
	D/DFP	(ウ)
	消防車	(ウ)
	残留熱除去系 (※1)	(エ)
制御・駆動電源	電源車	(ウ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※3)
	地下軽油タンク (※2)	(エ)
水源	復水貯蔵槽	(ア)
	純水タンク	(ア)
	ろ過水タンク	(ウ)
	海水	(ウ)
	淡水貯水池 (※2)	(エ)

誤

表 5. 4 - 1 (2) SFP への注水機能

対象設備		区分
注水設備	サブプレッションプール浄化系	(ア)
	復水移送ポンプ	(ア・ウ)
	D/DFP	(ウ)
	消防車	(ウ)
	残留熱除去系 (※1)	(ア・エ)
制御・駆動電源	電源車	(ウ)
燃料 (軽油)	軽油タンク	(ウ) (※3)
	地下軽油タンク (※2)	(エ)
水源	復水貯蔵槽	(ア)
	純水タンク	(ア)
	ろ過水タンク	(ウ)
	海水	(ウ)
	淡水貯水池 (※2)	(エ)

正

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 原子炉及び 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	(ウ)
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 (軽油) 供給源として区分 (ウ) とした。

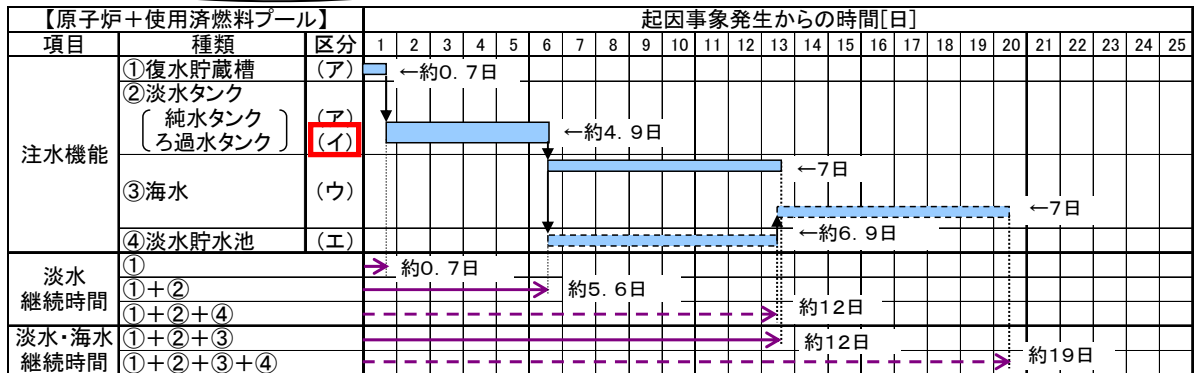
記載の適正化を実施
(用語の統一)

欄外注釈 (※) 参照

記載の適正化を実施
(補足表現の追加)

※前回の報告書誤り再確認結果報告 (平成 24 年 2 月 1 日) において、表中の軽油タンク区分、注記※2 中の電源車及び軽油タンク区分を (エ) に修正を行っているが、今回、電源車 (代替海水熱交換器設備用) 区分の見直しに伴い、当初の (ウ) に再修正実施。

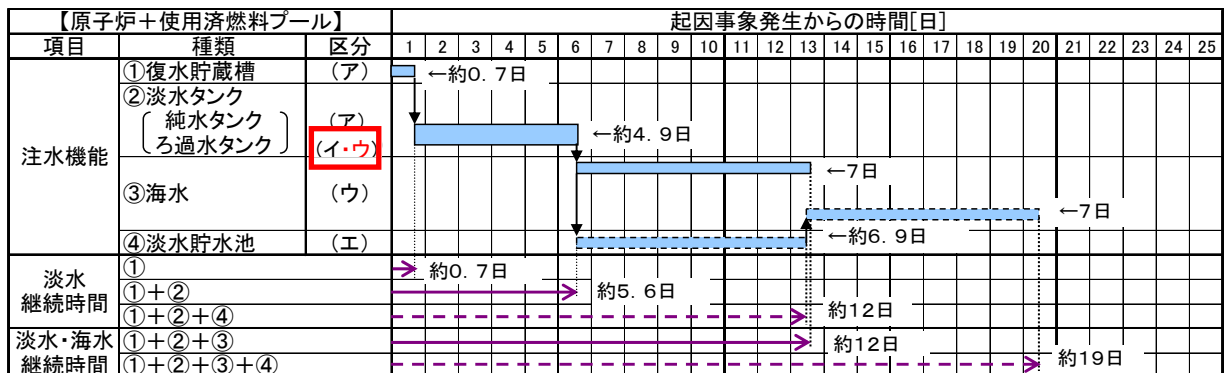
誤



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



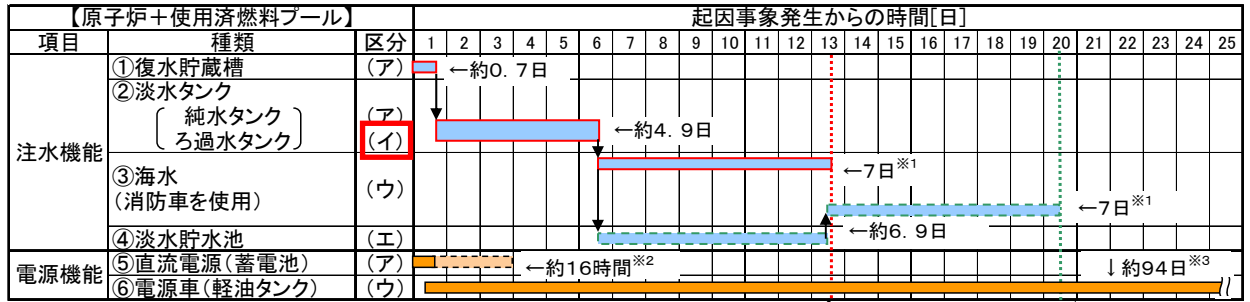
区分
 (ア)基本設計段階で採用した設備
 (イ)AM 策
 (ウ)緊急安全対策
 (エ)更なる安全性向上策

図 5. 4 - 1 原子炉運転中の注水機能継続時間評価

記載の適正化を実施
 (補足表現の追加)

該当ページ：69 (ページ上段図の左側)

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

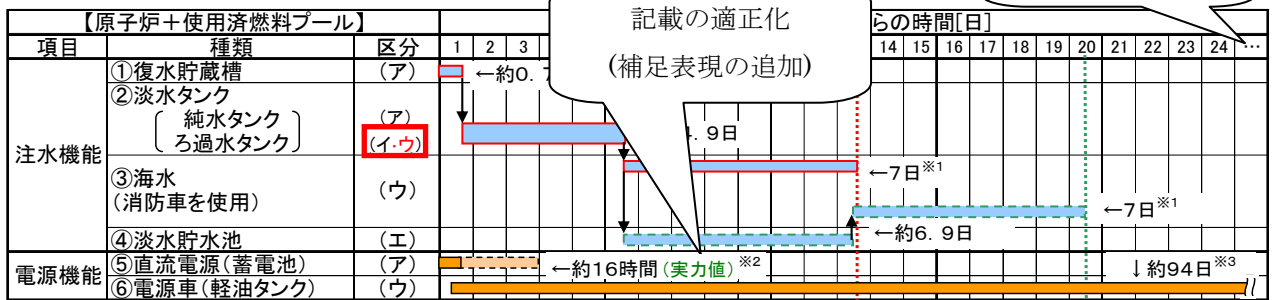
- 区分
- (ア)基本設計段階で採用した設備
 - (イ)AM 策
 - (ウ)緊急安全対策
 - (エ)更なる安全性向上策

約 12 日

約 19 日
(安全性向上策後)

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

- 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

記載の適正化 (補足表現の追加)

記載の適正化 () の削除

約 12 日

約 19 日
安全性向上策後

図 5. 4-5 クリフエッジの特定 (原子炉運転中)

誤

~~注水機能継続時間は、外部からの支援が得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）~~

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）

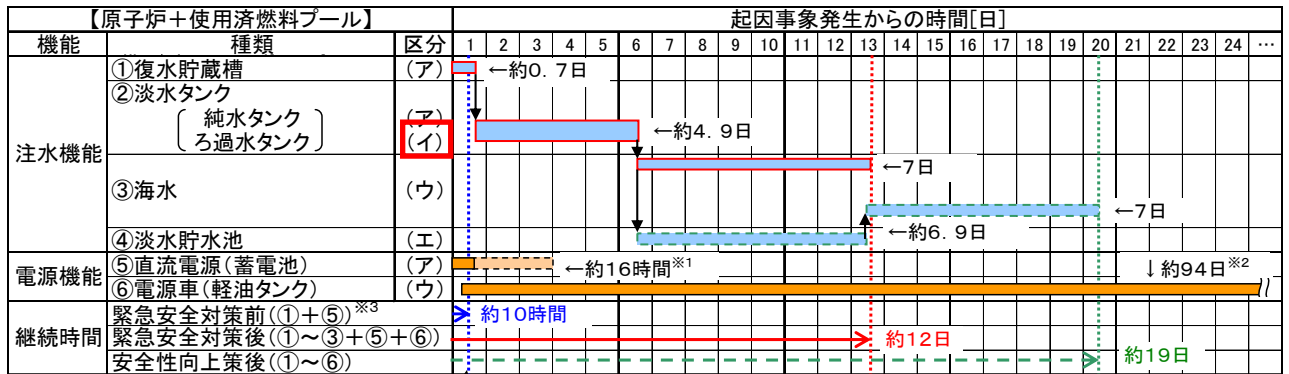
正

~~注水機能継続時間は、外部からの支援が得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）~~

記載の適正化を実施
(補足表現の追加)

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）、**緊急安全対策により**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）

誤



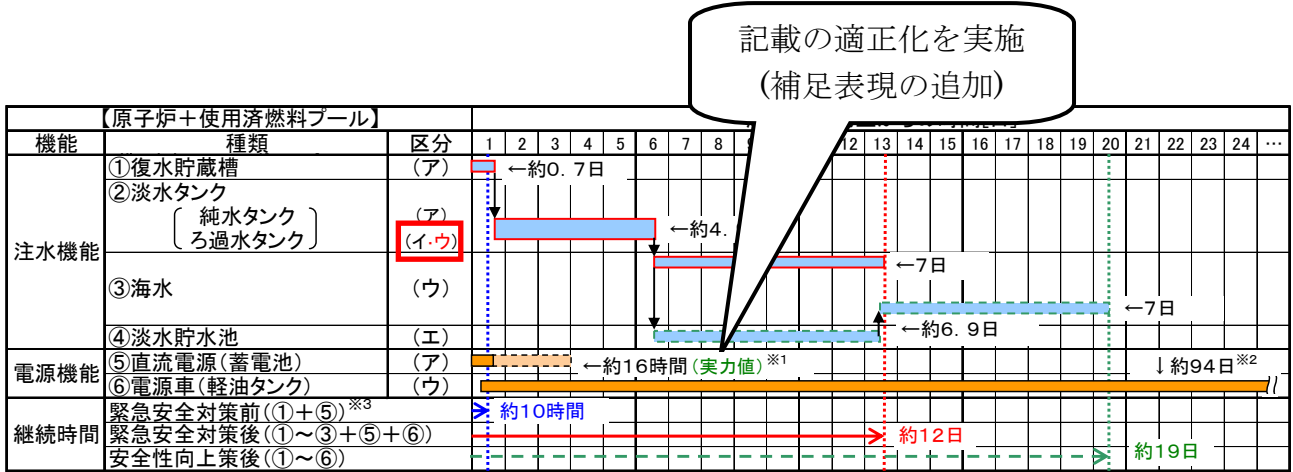
約10時間
緊急安全対策前

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

記載の適正化を実施 (フォント色変更)

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	（ウ）
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

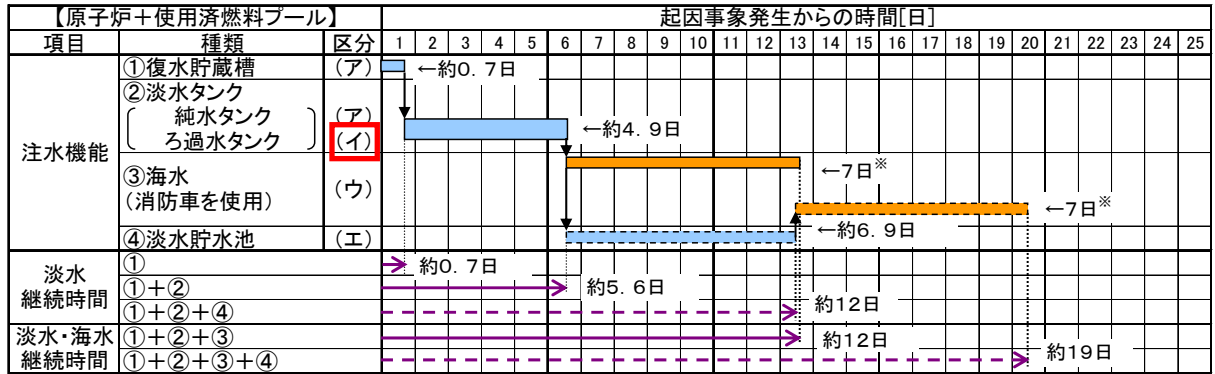
※2 軽油タンクは、基本設計段階で採用している設備（区分（ア））であるが、電源車（区分 **（ウ）**）への燃料（**軽油**）供給源として区分 **（ウ）**とした。

欄外注釈（※）参照

記載の適正化を実施
（補足表現の追加）

※前回の報告書誤り再確認結果報告（平成 24 年 2 月 1 日）において、表中の軽油タンク区分、注記※2 中の電源車及び軽油タンク区分を（エ）に修正を行っているが、今回、電源車（代替海水熱交換器設備用）区分の見直しに伴い、当初の（ウ）に再修正実施。

誤



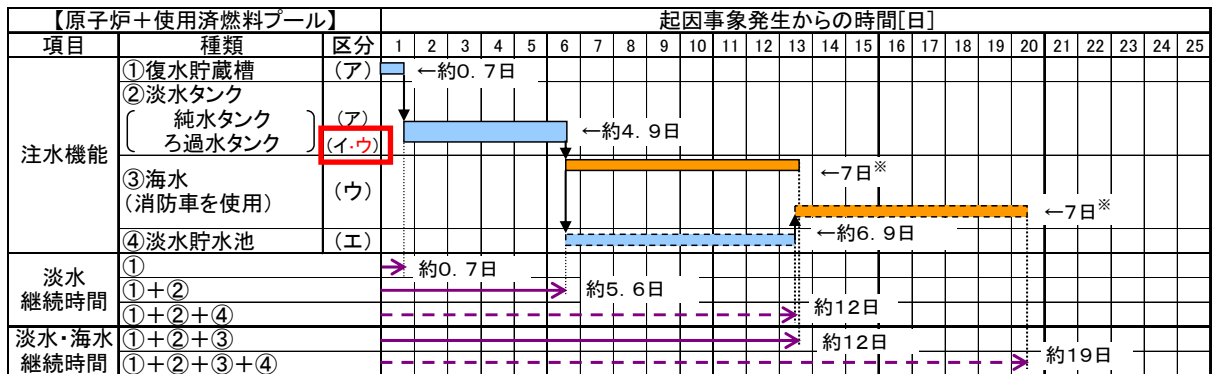
※消防車は長期にわたり運転可能

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

記載の適正化を実施
(補足表現の追加)

図 5. 5 - 1 原子炉運転中の注水機能継続時間評価

誤

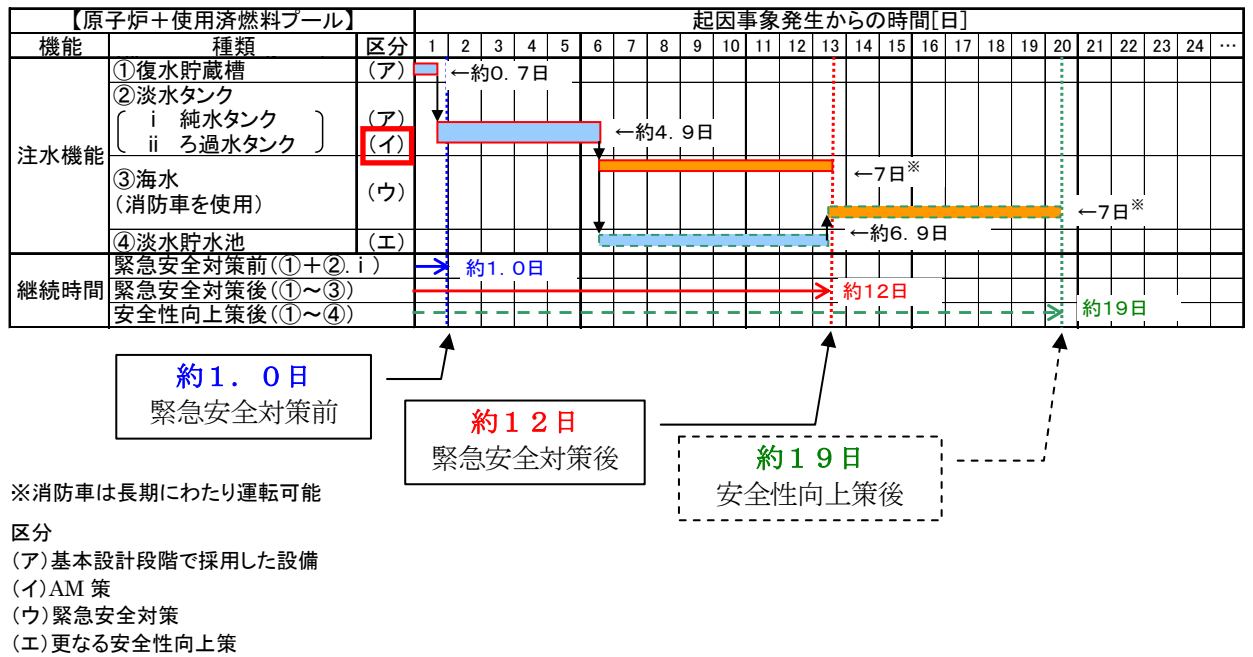


図 5. 5 - 3 原子炉運転中の注水機能継続評価

正

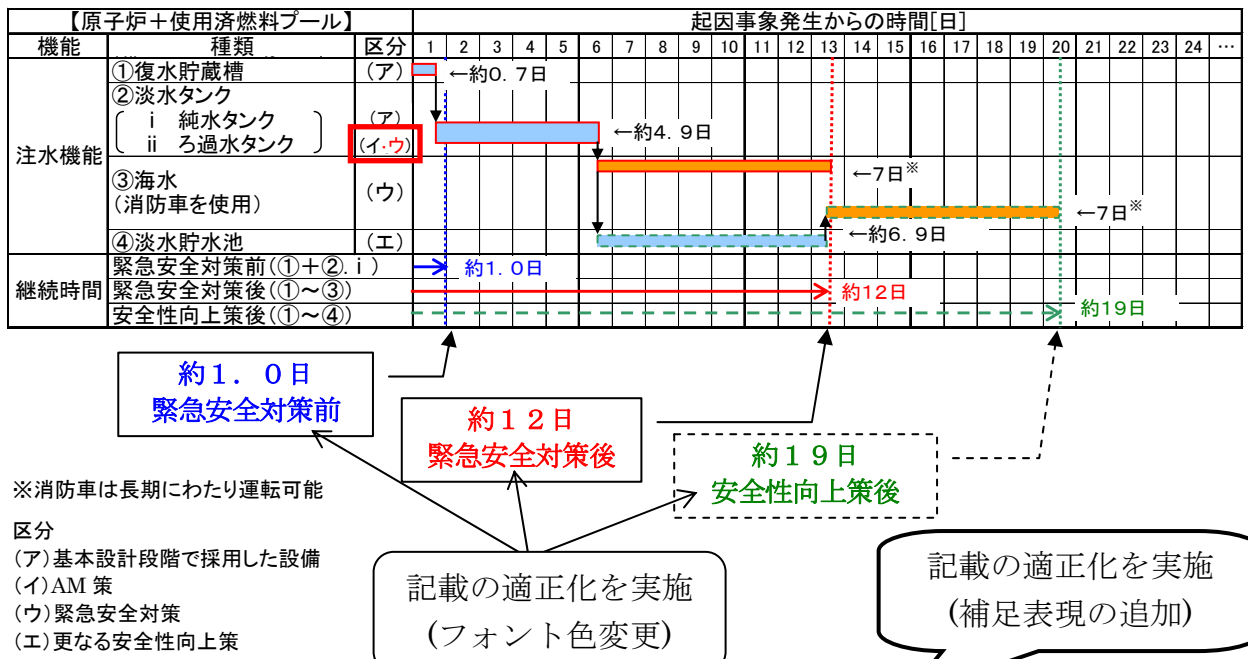


図 5. 5 - 3 原子炉運転中の注水機能継続時間評価

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

度に対しては、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

度に対しては、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。

誤

c. SFP 注水・除熱

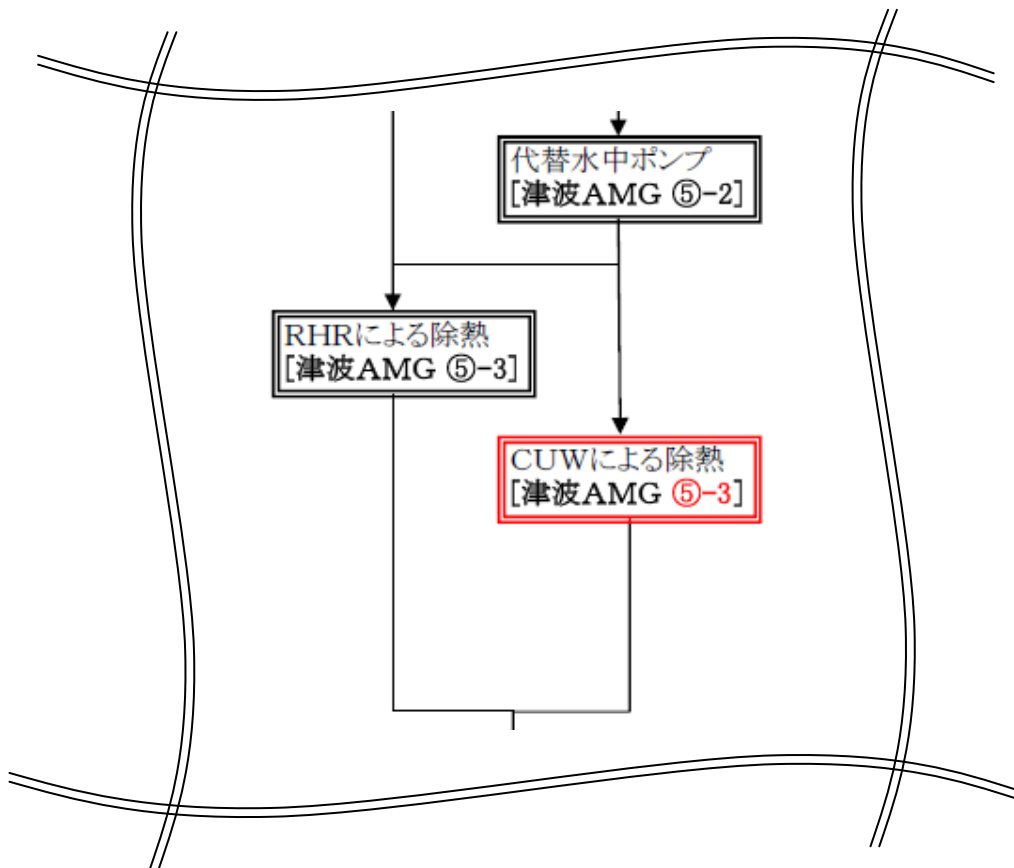
津波による全交流電源喪失，設備の機能喪失時における SFP 注水機能強化として，SFP 水位維持に必要な燃料プール補給水系，復水補給水系を用い

正

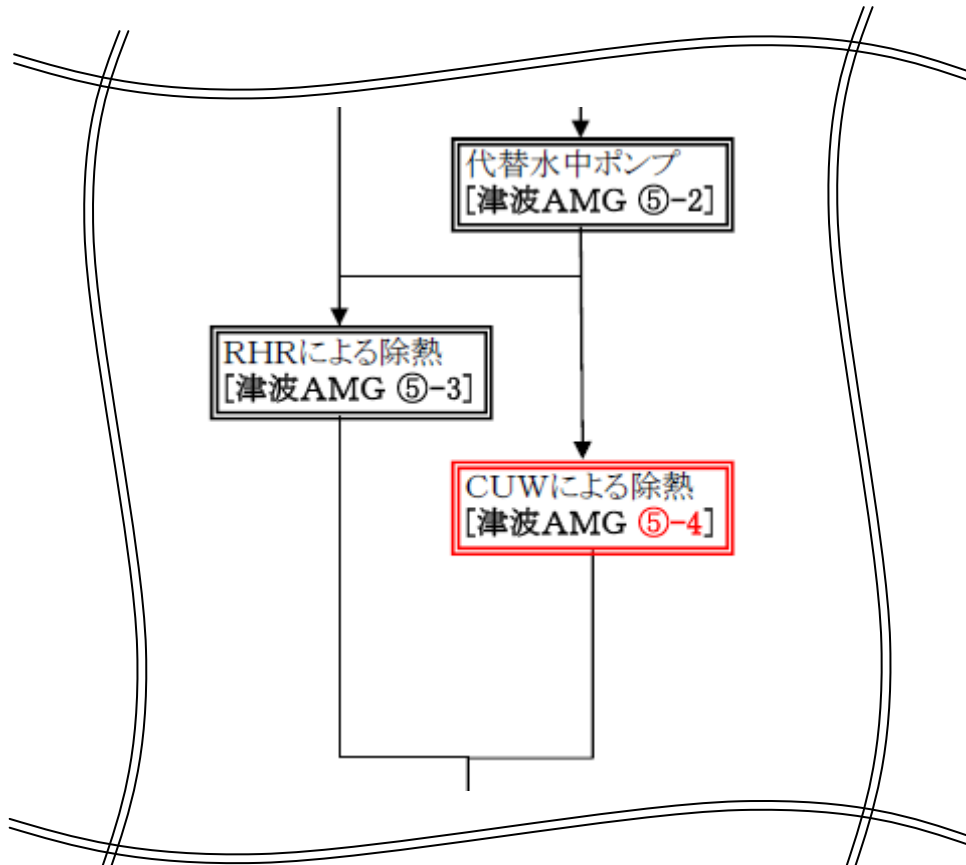
c. SFP 注水・除熱

津波による全交流電源喪失，設備の機能喪失時における SFP 注水機能強化として，SFP 水位維持に必要なサプレッションプール浄化系，復水補給水

誤



正



誤

緊急時の SFP の冷 却確保	SFP 注水ライン構成・注水訓練 ※ 燃料プール補給水系，復水補給水系，消火ポンプによる現場移動経路応動確認，模擬操作等 (非常災害対策要員)
	消防車による SFP 注水訓練 (非常災害対策要員)

正

緊急時の SFP の冷 却確保	SFP 注水ライン構成・注水訓練 ※ サプレッションプール浄化系，復水補給水系，消火ポンプによる現場移動経路応動確認，模擬操作等 (非常災害対策要員)
	消防車による SFP 注水訓練 (非常災害対策要員)

【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 11月21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

適正化
(訓練日の追加)

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

用語の適正化 更なる安全性向上策

・ 代替水中ポンプ及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敷設し、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)]

誤	<p>緊急時における発電所構内通信手段の確保</p> <p>○ 発電所建屋内の通信手段はページング及び保安電話（以下、「PHS」という）、その他のエリアについては、前記のほかに復旧活動、放射線測定等に必要な移動無線及び衛星電話を配備している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話：5 台（免震重要棟用 2 台，放射線測定車用 1 台，防護本部用 1 台，副防護本部用 1 台） ・移動無線：携帯 7 台（放射線管理員 1 台，各号機パトロール用 6 台） 車載 10 台（放射線測定車用 3 台，急患移送車用 1 台，各号機パトロール用 6 台）
正	<p>緊急時における発電所構内通信手段の確保</p> <p>○ 発電所建屋内の通信手段はページング及び保安電話（以下、「PHS」という）、その他のエリアについては、前記のほかに復旧活動、放射線測定等に 用語の適正化</p> <p>必要な移動無線及び衛星電話を配備している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話：5 台（免震重要棟用 2 台，モニタリングカー用 1 台，防護本部用 1 台，副防護本部用 1 台） 記載の適正化 ・移動無線：携帯 9 台（放射線管理用 3 台，各号機パトロール用 6 台） 車載 8 台（モニタリングカー用 1 台，急患移送車用 1 台，各号機パトロール用 6 台） 用語の適正化

【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	○				

誤

設備名	耐震バックチェック報告書から 評価を見直した設備		耐震バックチェック報告書に 記載が無い設備		備考
	実績のある 評価手法*1	実績の無い 評価手法	実績のある 評価手法*1	実績の無い 評価手法	
制御棒駆動機構 ハウジング貫通孔		○			補足説明資料 5
原子炉冷却材再循環 ポンプ貫通孔 (N1)	○				
原子炉冷却材再循環 ポンプモーターシグ		○			補足説明資料 5

正

設備名	耐震バックチェック報告書から 評価を見直した設備		耐震バックチェック報告書に 記載が無い設備		備考
	実績のある 評価手法*1	実績の無い 評価手法	実績のある 評価手法*1	実績の無い 評価手法	
制御棒駆動機構 ハウジング貫通孔		○			補足説明資料 5
原子炉冷却材再循環 ポンプ貫通孔 (N1)	○				
ノズル	○				
原子炉冷却材再循環 ポンプモーターシグ		○			補足説明資料 5

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-53（表 1 下段）

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

欄外注釈 (※) 参照

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

適正化
（“発電設備” → “発電機”）

※ 前回の報告書誤り再確認結果報告（平成 24 年 2 月 1 日）において、表中の原子炉補機冷却海水系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機の欄の修正を行っているが、今回、表に記載する機器の見直しに伴い、原子炉補機冷却水系配管サポートの欄を追加。

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Ss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

復水貯蔵槽及び使用済燃料プールは、それぞれ廃棄物処理建屋及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Ssによる原子炉建屋耐震壁の最大せん

適正化
（“貯蔵” 削除）

適正化
（“および” → “及び”）

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	ピットバレル形ポンプ	電動機：ころがり軸受 ^{※2}	2.8 ^{※3}	1.9 ^{※3}
		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 <input type="checkbox"/> 入力値	6.0 ^{※4※5}	
	横形多段遠心式ポンプ			

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	ピットバレル形ポンプ		2.8 ^{※2}	1.9 ^{※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 <input type="checkbox"/> 入力値	6.0 ^{※3※4}	
	横形多段遠心式ポンプ			

欄外注釈 (※) 参照

※ 前回の報告書誤り再確認結果報告（平成 24 年 2 月 1 日）において，表中のピットバレル形ポンプの機種欄を「残留熱除去系ポンプ」と「高圧炉心注水系ポンプ」に修正を行っているが，今回，機能維持確認済加速度の記載の見直しに伴い，ピットバレル形ポンプの機種欄における分類を削除。

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-64(表 1 の注記)

誤	<p>※1 G=9.80665 (m/s²)</p> <p>※2 ポンプと組み合わせられる電動機の軸受が全と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 (m/s²)</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

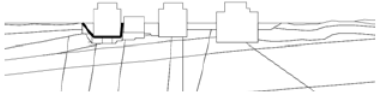


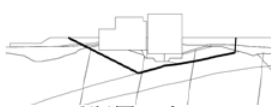






2. 2 非常用ディーゼル発電機

(1) 評価部位

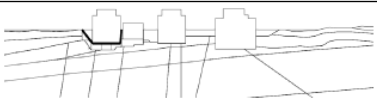

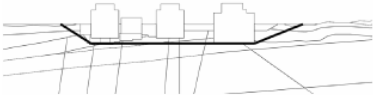
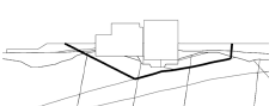

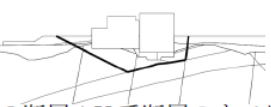



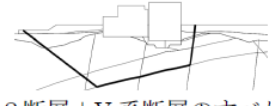
非常用ディーゼル発電機の構造図及び抽出した評価部位を図 2 に示す。

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)	 F 3 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)	 F 2 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>F 3 断層</u> + <u>V 系断層</u> のすべり	1.7 (Ss-3)	 F 3 断層+V 系断層のすべり
 <u>F 2 断層</u> のすべり	1.6 (Ss-3)	 <u>F 2 断層</u> のすべり
 <u>F 2 断層</u> + <u>V 系断層</u> のすべり	2.1 (Ss-3)	 F 2 断層+V 系断層のすべり

誤

1. 燃料移送ポンプについて

燃料移送ポンプは、スクリー式のパンプであり、屋外（T.M.S.L. 12.0 m）に設置されている。同ポンプの構造は、スクリー式冷凍機（圧縮機）に類似していることから（図 1）、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 追補版）」等を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目を抽出し、対象部位ごとに詳細評価（構造強度評価または動的機能維持評価）をおこなった。

正

1. 燃料移送ポンプについて

燃料移送ポンプは、スクリー式のパンプであり、屋外（T.M.S.L. 12.0 m）に設置されている。同ポンプの構造は、スクリー式冷凍機（圧縮機）に類似していることから（図 1）、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 追補版）」等を参考に、構造強度評価及び動的機能維持評価をおこなった。

適正化（“動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目を抽出し、対象部位ごとに詳細評価”を削除。動的機能維持評価以外にも構造強度評価を行っており、動的機能維持評価に偏った記載となっているため。）

誤

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
---------	--	--

正

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に加えて、既往の PSA の知見に照らして燃料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、その機能が燃料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
---------	--	--

適正化（“から” → “に加えて”）

適正化（“炉心” → “燃料”）

適正化（“炉心” → “燃料”）

見に加えて、既往の PSA の知見に照らして燃料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、その機能が燃料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。

・ ほう酸水注入系配管本体、サポート、弁

誤

<p>原子炉格納容器</p>	<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

<p>原子炉格納容器</p>	<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及び鏡板 (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 	<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 の知見に照らして燃料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、燃料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"> ・ 原子炉格納容器ライナ部
----------------	--	---

適正化
 (“および” → “及び”)

適正化
 (“炉心” → “燃料”)

適正化
 (“原子炉” 追加)

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 ・ 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

正

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)

耐震裕度評価対象外設備	理由
非常用ガス 処理系 ・ 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 の知見に照らして燃料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、その機能が燃料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

適正化 (“評価” 追加)

適正化 (“炉心” → “燃料”)

【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

起回事象	設備等	耐震 クラス	評価 方法	評価 部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価 基準値 (b)	裕度 (b)/(a)
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震動 S_s に対して機能を期待しないとした。								1未満
原子炉建屋等損傷	原子炉建屋	S	詳細	耐震壁	構造損傷	$\times 10^3$	0.44	2.0	4.54
	原子炉建屋基礎地盤	S	詳細	基礎地盤	構造損傷	—	2.9	1.0	2.90

正

起回事象	設備等	耐震 クラス	評価 方法	評価 部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価 基準値 (b)	裕度 (b)/(a)
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震動 S_s に対して機能を期待しないと判断した。								1未満
原子炉建屋等損傷	原子炉建屋	S	詳細	耐震壁	構造損傷	$\times 10^3$	0.44	2.0	4.54
	原子炉建屋基礎地盤	S	詳細	基礎地盤	機能損傷	—	2.9	1.0	2.90

適正化
（“とした” → “と判断した”）

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-116(ページ中段)

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

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-118(ページ上段)

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

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-122

誤

	タービン駆動機			○	○			○	○	○	
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水系		-	○	○			○	○	○	
	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		○	-				○	○	○	

凡例
○：関連する設備
-：当該設備

- ※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

正

	タービン駆動機			○	○			○	○	○	
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水系		-	○	○			○	○	○	
	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		○	-	○			○	○	○	

凡例
○：関連する設備
-：当該設備

- ※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 □

記載の適正化を実施
(「。」の追加)

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-125 (ページ下段), 添-128 (ページ下段), 添-132 (ページ上段), 添-133 (ページ中段), 添-171 (ページ上段), 添-176 (ページ上段)																																																
ページ：添-133 の誤りを代表して示す。																																																
誤	<table border="1"> <tr> <td rowspan="2">ポンプ室空調機</td> <td rowspan="2">S</td> <td>詳細</td> <td>基礎ボルト</td> <td>構造損傷</td> <td>MPa</td> <td>20</td> <td>142</td> <td>7.10</td> <td colspan="2" rowspan="4">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)</td> </tr> <tr> <td>簡易</td> <td>軸受部</td> <td>機能損傷</td> <td>G</td> <td>水平</td> <td>0.76</td> <td>7.7</td> <td>10.13</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2"></td> <td></td> <td>鉛直</td> <td>0.79</td> <td>7.4</td> <td>9.36</td> </tr> <tr> <td colspan="10"></td> </tr> </table>										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)		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										
	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)																																						
			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																																							
正	<table border="1"> <tr> <td rowspan="2">ポンプ室空調機</td> <td rowspan="2">S</td> <td>詳細</td> <td>基礎ボルト</td> <td>構造損傷</td> <td>MPa</td> <td>20</td> <td>142</td> <td>7.10</td> <td colspan="2" rowspan="4">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)</td> </tr> <tr> <td>簡易</td> <td>軸受部</td> <td>機能損傷</td> <td>G</td> <td>水平</td> <td>0.76</td> <td>7.7</td> <td>10.13</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2"></td> <td></td> <td>鉛直</td> <td>0.79</td> <td>7.4</td> <td>9.36</td> </tr> <tr> <td colspan="10"></td> </tr> </table>										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)		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										
	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)																																						
			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																																							

※ 前回の報告書誤り再確認結果報告(平成 24 年 2 月 1 日)において、該当ページを添-133 (ページ中段), 添-171 (ページ上段), 添-176 (ページ中段)としていたが、今回、反映箇所の見直しに伴い、該当ページを添-125 (ページ下段), 添-128 (ページ下段), 添-132 (ページ上段), 添-133 (ページ中段), 添-171 (ページ上段), 添-176 (ページ上段)に変更。

【柏崎刈羽原子力発電所7号機】

該当ページ：添-125（ページ上段）

誤

ポンプ	S	簡易	基礎ボルト	構造損傷	MPa	20	350	17.50	本検討では、既往試験・研究の知見から評価基準値を水平加速度2.8G、鉛直加速度1.27Gとした。 耐震バックチェック報告書では、評価基準値として水平加速度10.0G、鉛直加速度1.0Gを報告。 (添付5.1-3参照)
		簡易	入力加速度	機能損傷	G	水平			
						0.76	2.8	3.68	
						0.79	1.27	1.60	

正

ポンプ	S	簡易	基礎ボルト	構造損傷	MPa	20	350	17.50	本検討では、既往試験・研究の知見から評価基準値を水平加速度2.8G、鉛直加速度1.9Gとした。 耐震バックチェック報告書では、評価基準値として水平加速度10.0G、鉛直加速度1.0Gを報告。 (添付5.1-3参照)
		簡易	入力加速度	機能損傷	G	水平			
						0.76	2.8	3.68	
						0.79	1.9	2.40	

【柏崎刈羽原子力発電所7号機】

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

【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)

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

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-128 (ページ中段), 添-131 (ページ中段), 添-132 (ページ下段)
添-170 (ページ中段), 添-175 (ページ中段)

ページ：添-128 の誤りを代表して示す。

誤

残留熱除去系
(低圧注水モード)

熱交換器	S	詳細	銅板	構造損傷	MPa	117	408	3.48	本検討では、設計時に採用済みの詳細評価を適用した。耐震パッケージ報告書では、評価値 288MPa を報告。
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	

正

残留熱除去系
(低圧注水モード)

熱交換器	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	69	185	2.68	本検討では、設計時に採用済みの詳細評価を適用した。耐震パッケージ報告書では、銅板の評価値 288MPa、評価基準値 408MPa を報告。
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-129（ページ上段）、添-172（ページ上段）

ページ：添-129 の誤りを代表して示す。

誤

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
			簡易	入力加速度	機能損傷	G	1.18	6.0	5.08
	ポンプ 電動機	B	簡易	軸受部	機能損傷	G	1.18	4.7	3.98

正

水補給水系	ポンプ	B	詳細	ポンプ取付ボルト	構造損傷	MPa	9	202	22.44
			簡易	入力加速度	機能損傷	G	1.18	6.0	5.08
	ポンプ 電動機	B	簡易	軸受部	機能損傷	G	1.18	4.7	3.98

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

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	9	202	22.44	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。

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-130(ページ中段)

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)

欄外注釈 (※) 参照

誤

熱交換器	S	詳細	胴板	構造損傷	MPa	117	408	3.48	耐震ハ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	

正

熱交換器	S	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	69	185	2.68	本検討では、設計時に採用済みの詳細評価を適用した。 耐震ハックチェック報告書では、胴板の評価値 288MPa、評価基準値168MPaを報告。
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	

※ 前回の報告書誤り再確認結果報告（平成 24 年 2 月 1 日）において、表中の原子炉格納容器スプレイ管の欄を削除しているが、今回、表に記載する機器の見直しに伴い、スパージャの欄を削除。

【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。

誤

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

正

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

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-139（ページ中段）、添-183（ページ下段）

ページ：添-139 の誤りを代表して示す。

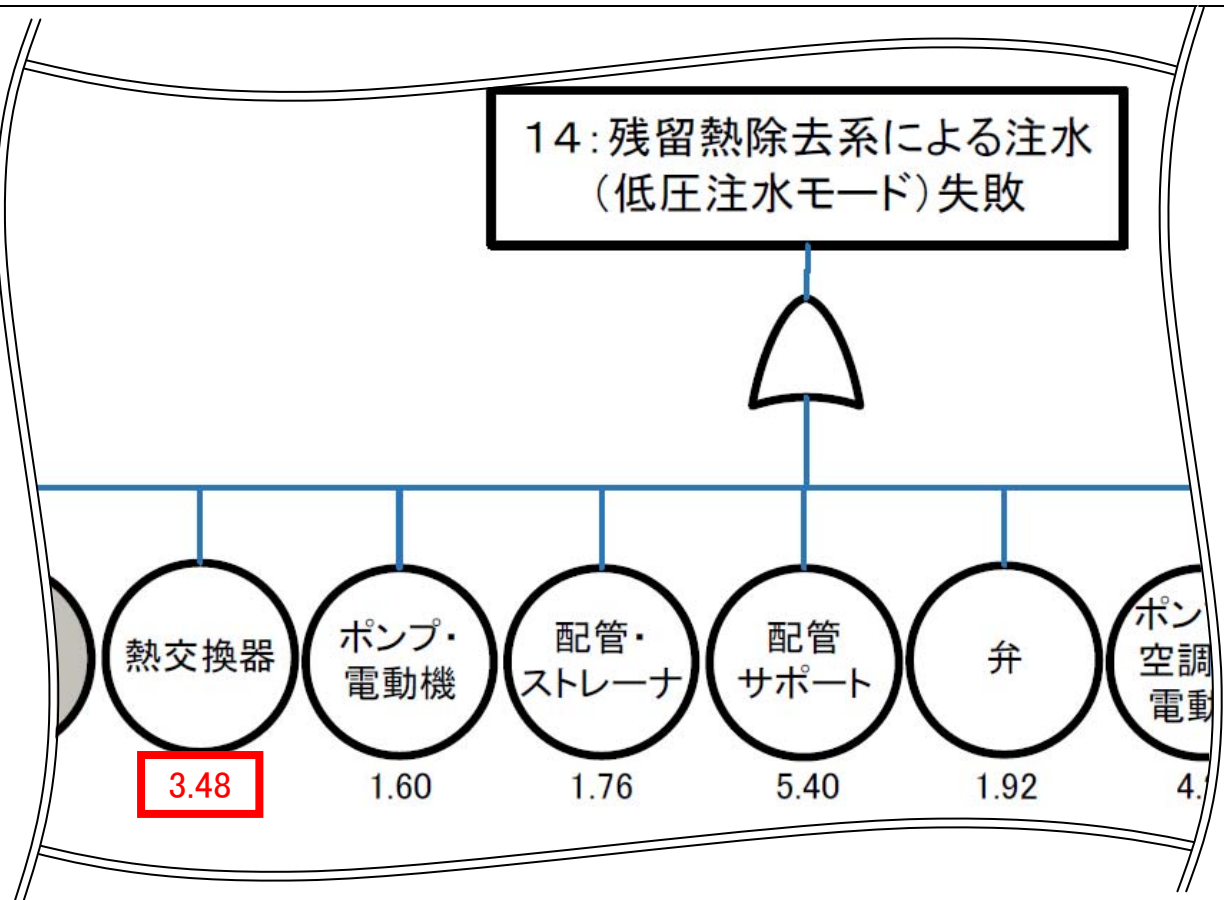
誤

燃料移送系	代替燃料移送ポンプ	代替燃料移送ポンプは本設の燃料移送ポンプが機能喪失した場合、作業により設置する可搬式ポンプであり、地震の燃料損傷に関わる評価では裕度の評価はしない。									
	配管	C	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	197	366	1.85	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。耐震バックチェック報告書で採用された手法に基づいた評価を実施。 (軽油タンクは添付5.1-3参照)	
	配管サポート	C	詳細	サポート	構造損傷	MPa	113	155	1.37		
	弁	C	簡易	弁駆動部	機能損傷	G	水平	1.7	6.0		3.52
							鉛直	1.2	6.0		5.00
軽油タンク	C	詳細	胴板	構造損傷	-	0.696	1	1.43			

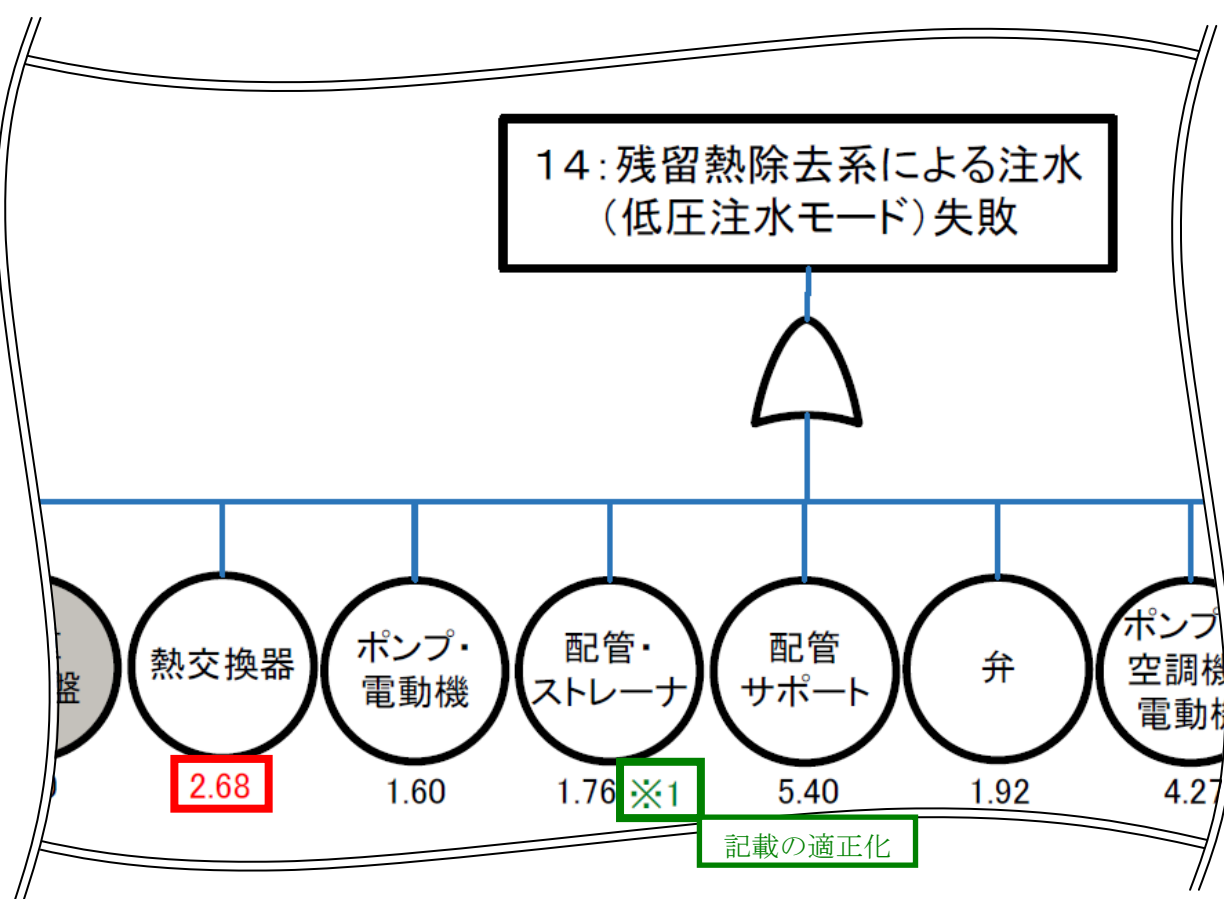
正

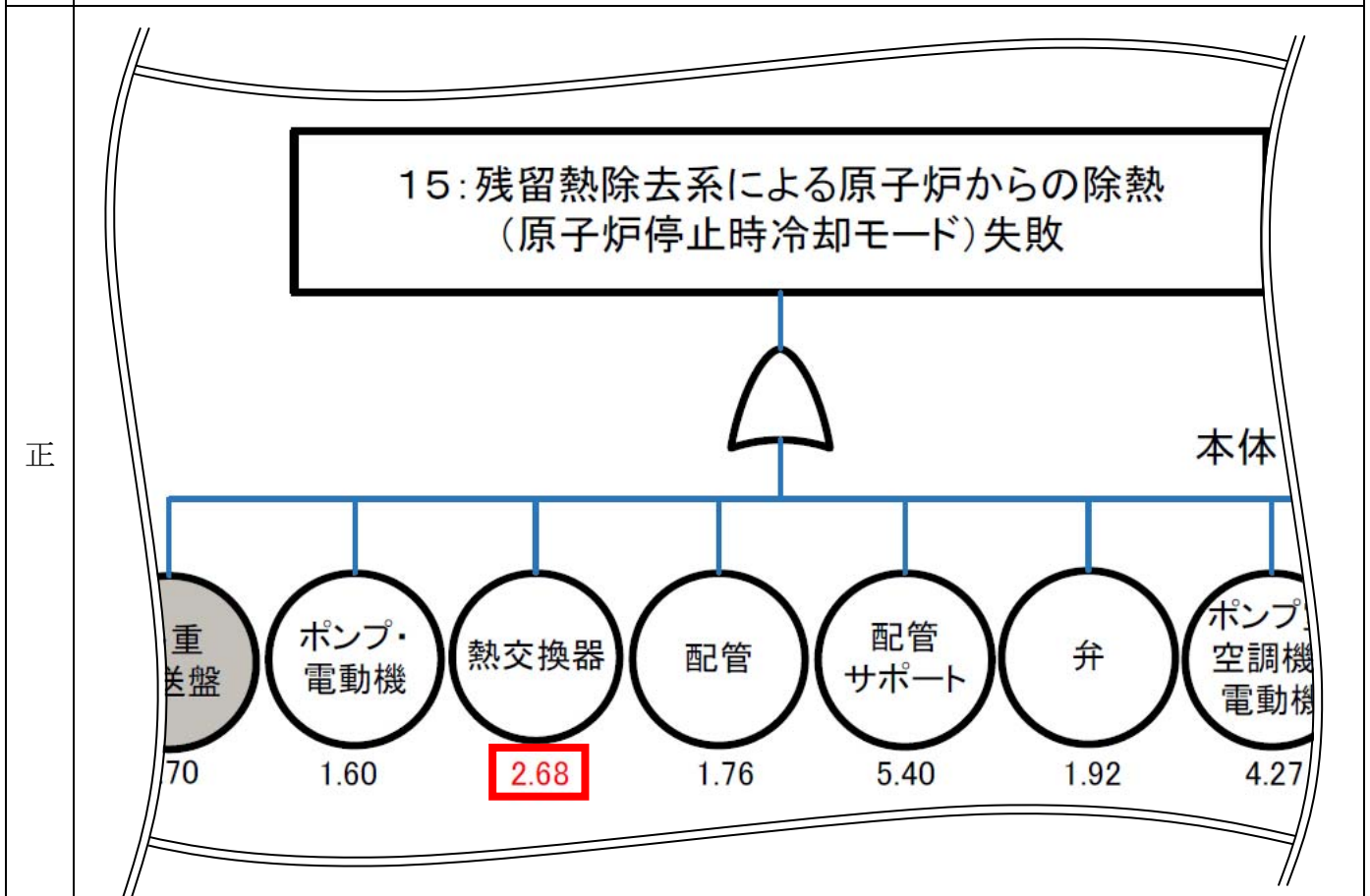
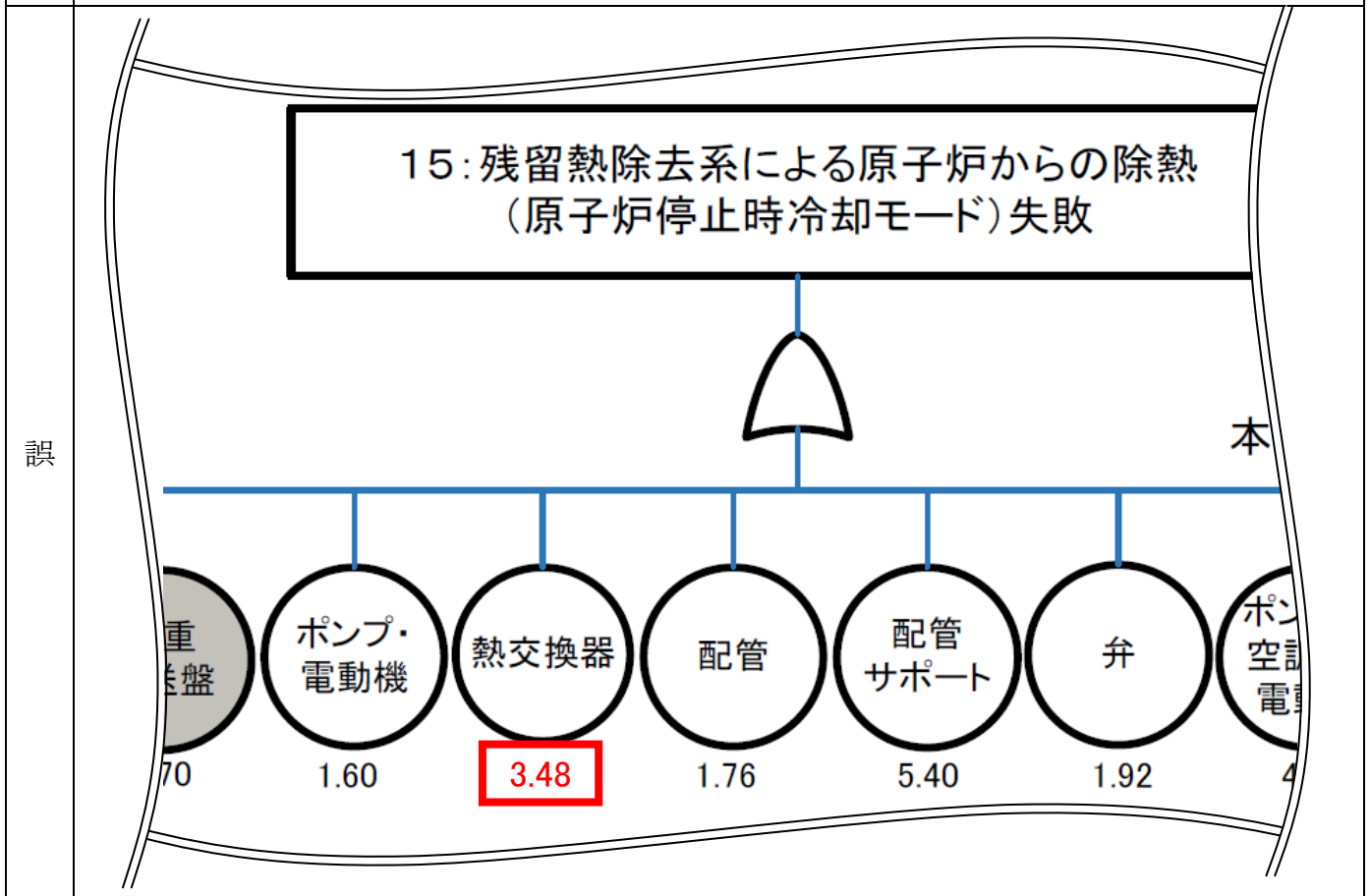
燃料移送系	代替燃料移送ポンプ	代替燃料移送ポンプは本設の燃料移送ポンプが機能喪失した場合、作業により設置する可搬式ポンプであり、地震の燃料損傷に関わる評価では裕度の評価はしない。									
	配管	C	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	197	366	1.85	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。	
	配管サポート	C	詳細	サポート	構造損傷	MPa	113	155	1.37		
	弁	C	簡易	弁駆動部	機能損傷	G	水平	1.7	6.0		3.52
							鉛直	1.2	6.0		5.00
軽油タンク	C	詳細	胴板	構造損傷	-	0.696	1	1.43	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)		

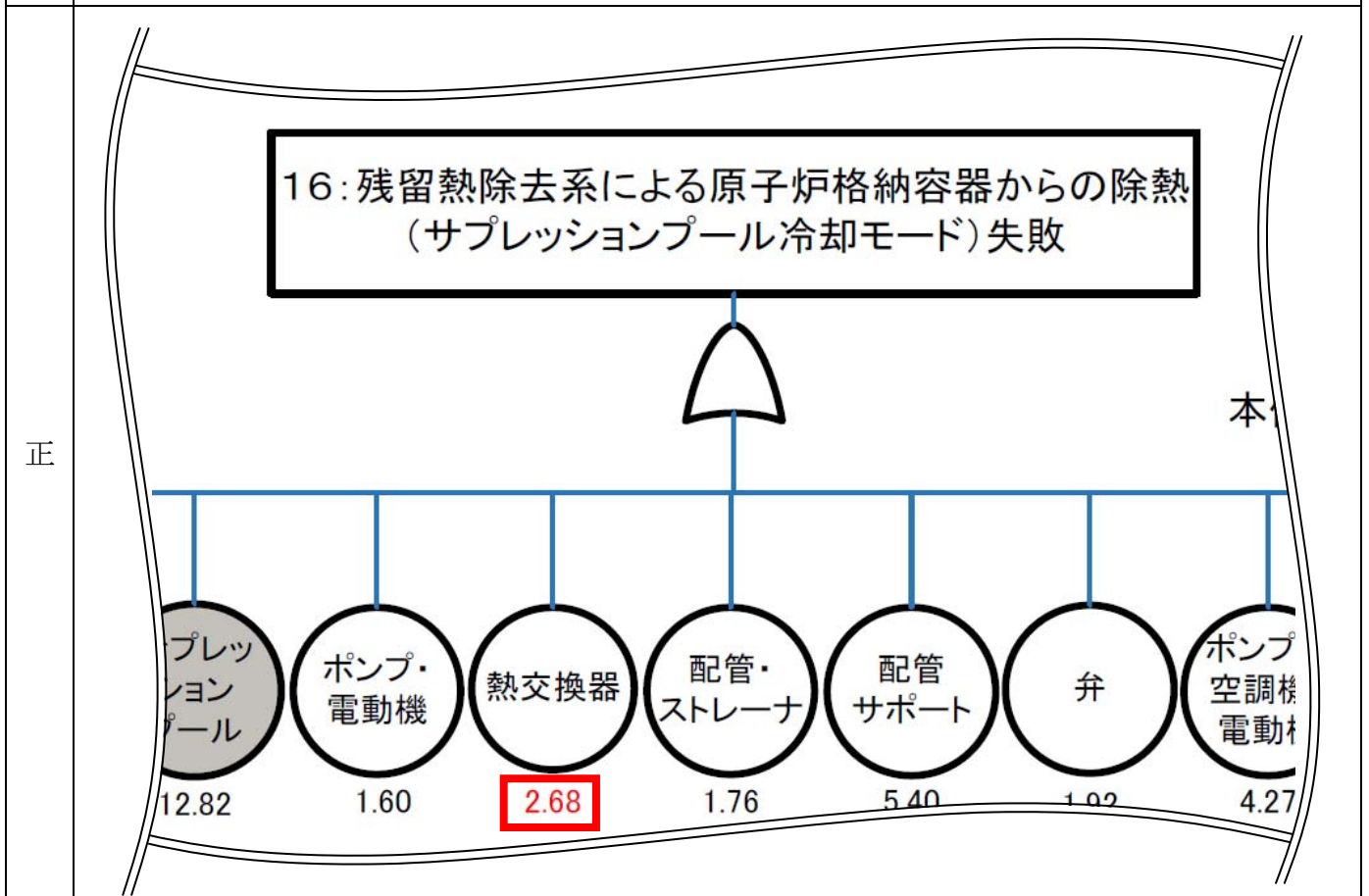
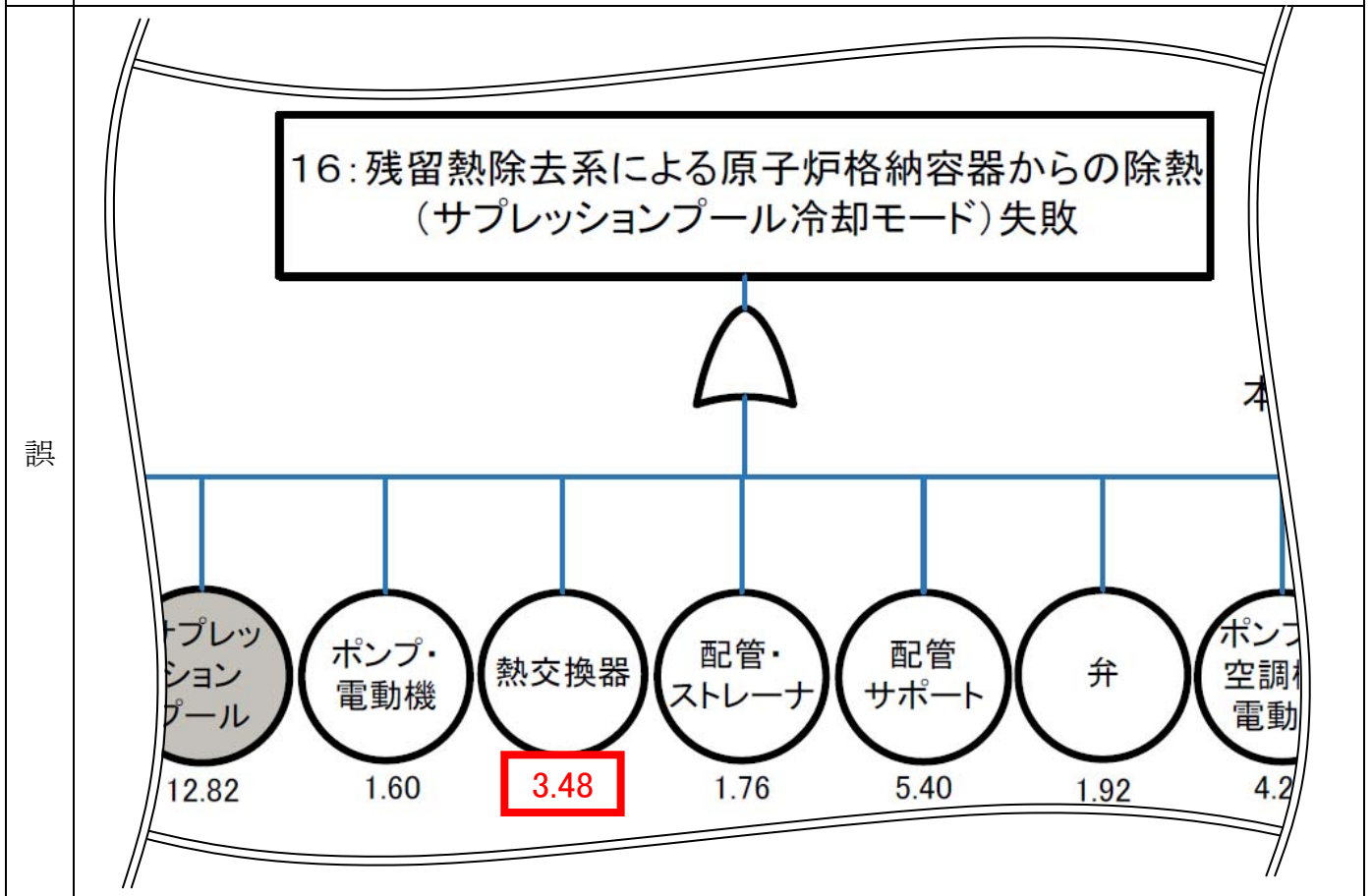
誤



正







【柏崎刈羽原子力発電所 7号機】

該当ページ：添-161 (表の右中央)

誤

		1.52	非常用取水路
交流電源	非常用交流電源による給電 (非常用ディーゼル発電機)	1.37	燃料移送系配管サポート
交流電源 (電源確保)	緊急用メタクラによる給電 (他号機からの電源融通)	耐震裕度を 評価しない	
	電源車による給電	2以上	電源車
高圧注水	高圧系による注水	1.85	
	・高圧炉心注水系	1.60	・高圧炉心注水系ポンプ ・高圧炉心注水系ポンプ電動機
	・原子炉隔離時冷却系	1.85	復水貯蔵槽配管サポート
原子炉減圧	逃がし安全弁による原子炉減圧	1.81	逃がし安全弁
	低圧系による注水 (残留熱除去系)		

正

		1.52	非常用取水路
交流電源	非常用交流電源による給電 (非常用ディーゼル発電機)	1.37	燃料移送系配管サポート
交流電源 (電源確保)	緊急用メタクラによる給電 (他号機からの電源融通)	耐震裕度を 評価しない	
	電源車による給電	2以上	電源車
高圧注水	高圧系による注水	1.85	
	・高圧炉心注水系	1.60	高圧炉心注水系ポンプ電動機
	・原子炉隔離時冷却系	1.85	復水貯蔵槽配管サポート
原子炉減圧	逃がし安全弁による原子炉減圧	1.81	逃がし安全弁
	低圧系による注水 (残留熱除去系)		

誤

原子炉建屋クレーン	B	詳細	トローリ 浮き上がり量	機能損傷	mm	132	388	2.93	耐震バックチェック報告書では弾性設計用地震動Sdによる浮き上がり量を報告している。本検討では、耐震バックチェック報告書で参考資料として報告した基準地震動Ssによる浮き上がり量を採用した。
燃料取替機	B	詳細	ブリッジ脱線防止 ラグ取付 ボルト	構造損傷	MPa	126	184	1.40	耐震バ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 対で組み合わせた評価値142MPa、評価基準値158MPaを報告。 本検討では、水平方向荷重と鉛直方向荷重の組合せをSRSSとし評価値 算出した。評価基準値の算定はミルシート値を採用した。 (添付5.1-3参照)

耐震バックチェック報告書では弾性設計用地震動Sdによる浮き上がり量を報告している。本検討では、耐震バックチェック報告書で参考資料として報告した基準地震動Ssによる浮き上がり量を採用した。

正

原子炉建屋クレーン	B	詳細	トローリ 浮き上がり量	機能損傷	mm	132	388	2.93	耐震バックチェック報告書ではクレーンの浮き上がりを考慮した解析を実施し、弾性設計用地震動Sdによるガーダ中央部の曲げの評価を記載している。本検討では、耐震バックチェック報告書で参考資料として報告した基準地震動Ssによる浮き上がり量を採用した。
燃料取替機	B	詳細	ブリッジ脱線防止 ラグ取付 ボルト	構造損傷	MPa	126	184	1.40	耐震バ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 対で組み合わせた評価値142MPa、評価基準値158MPaを報告。 本検討では、水平方向荷重と鉛直方向荷重の組合せをSRSSとし評価値 算出した。評価基準値の算定はミルシート値を採用した。 (添付5.1-3参照)

耐震バックチェック報告書ではクレーンの浮き上がりを考慮した解析を実施し、弾性設計用地震動Sdによるガーダ中央部の曲げの評価を記載している。本検討では、耐震バックチェック報告書で参考資料として報告した基準地震動Ssによる浮き上がり量を採用した。

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-166(ページ中段)

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	耐震バグ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、他プラントの耐震バグ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)
------------	---	----	--------------------	------	-----	----	-----	------	--

耐震バグ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、他プラントの耐震バグ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

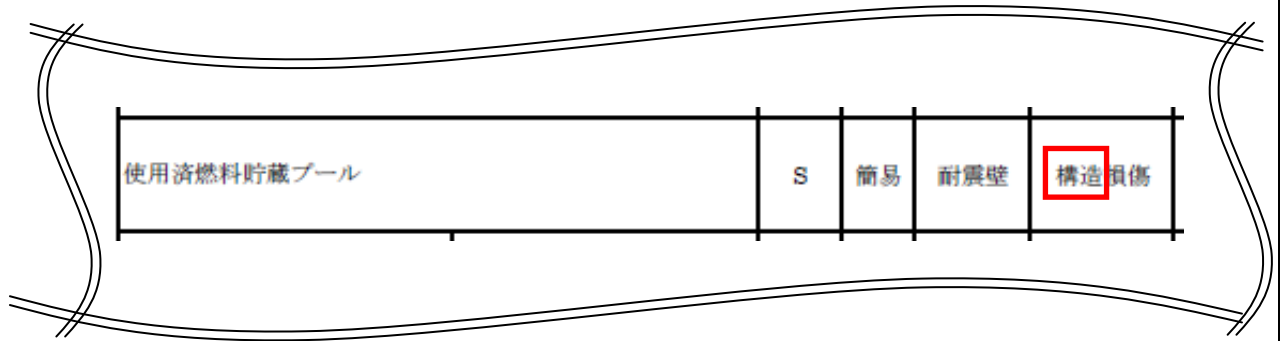
使用済燃料貯蔵ラック	S	詳細	基礎 [※] /外	構造損傷	MPa	98	184	1.87	耐震バグチェック報告書では、水平方向荷重と鉛直方向荷重を保守的に絶対和で組み合わせた評価値165MPaを報告。 本検討では、他プラントの耐震バグチェック報告書で適用済みの減衰定数7%を採用し、水平方向荷重と鉛直方向荷重の組合せをSRSSとして評価値を算出した。
------------	---	----	--------------------	------	-----	----	-----	------	---

耐震バグ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、他プラントの耐震バグ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。

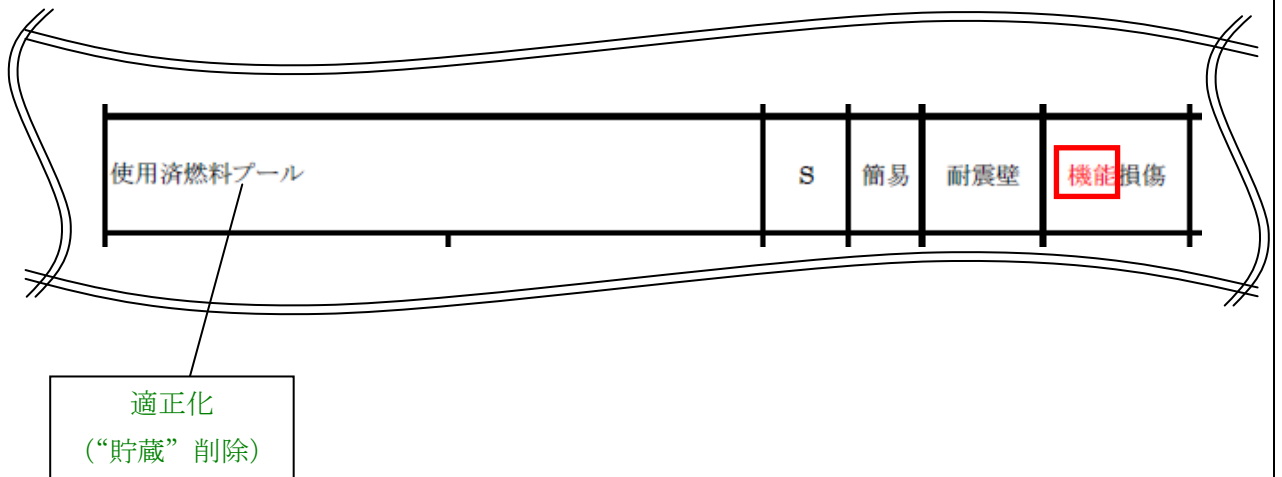
【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-166（ページ下段）

誤



正



【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

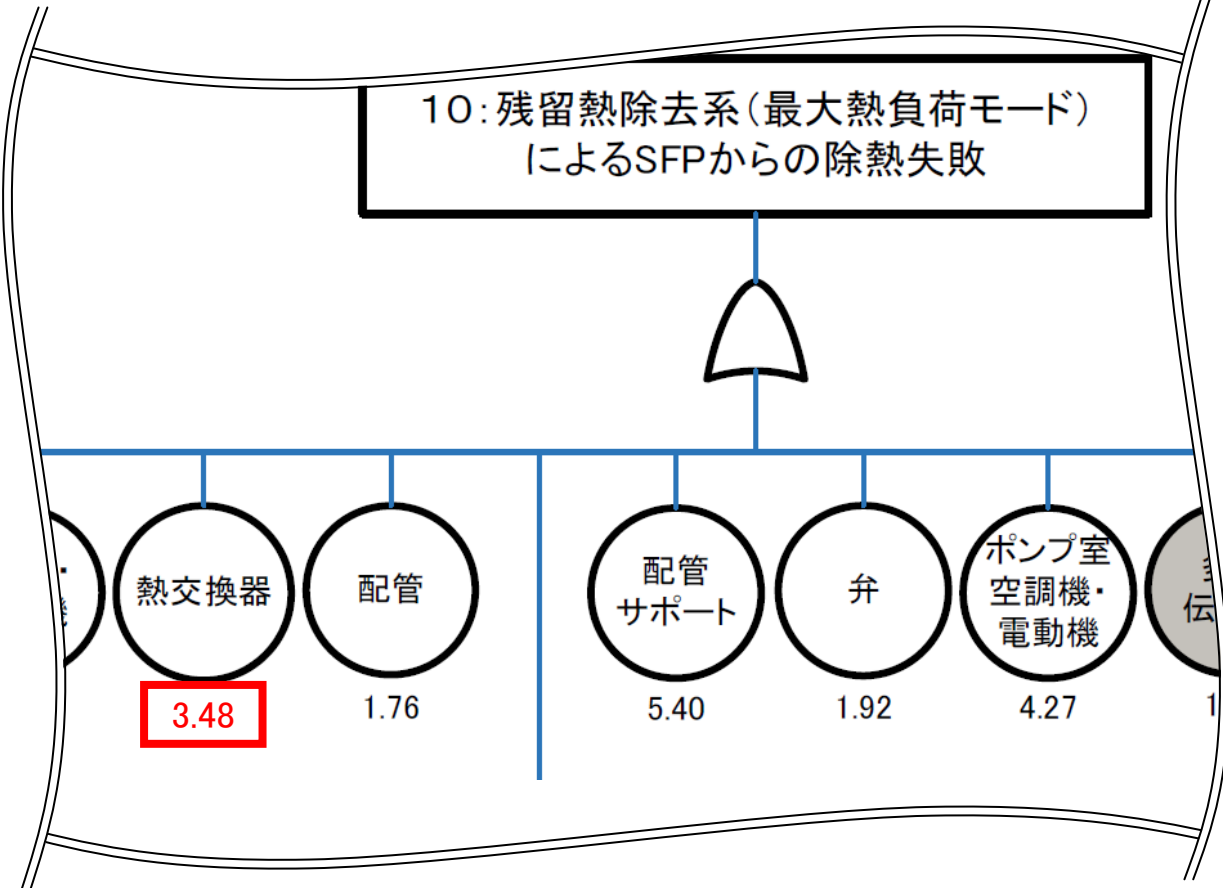
正

原子炉補機冷却系

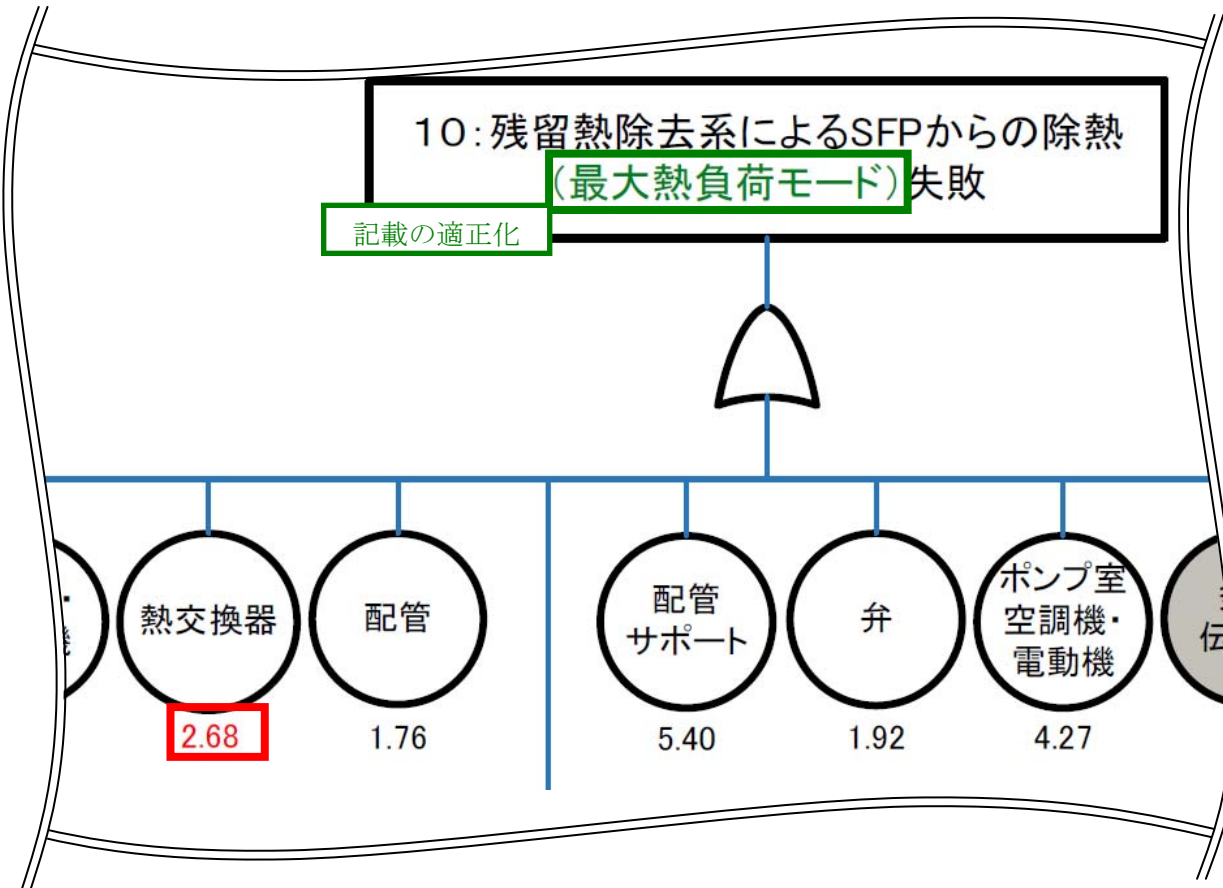
原子炉補機冷却水系

ポンプ 電動機	S	簡易
熱交換器	S	詳細

誤

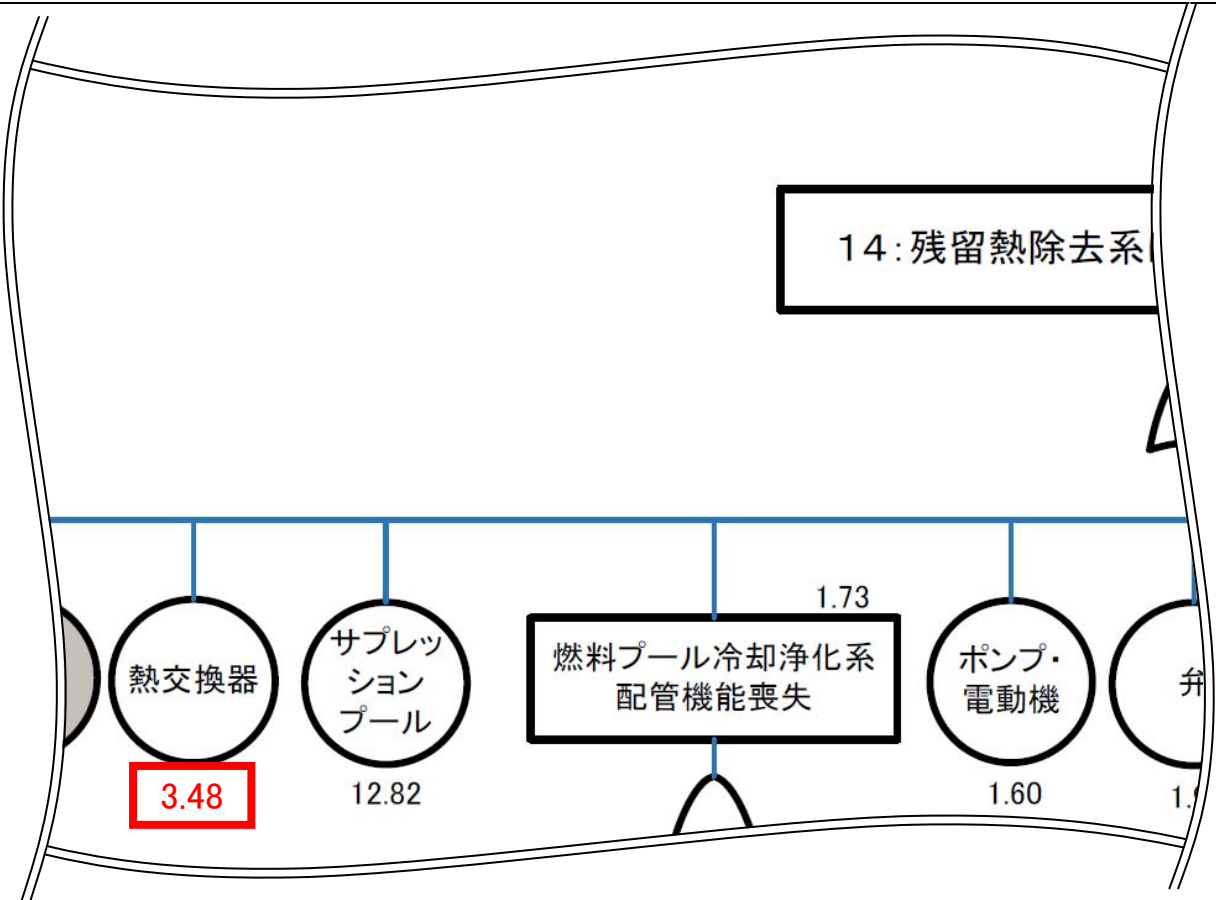


正

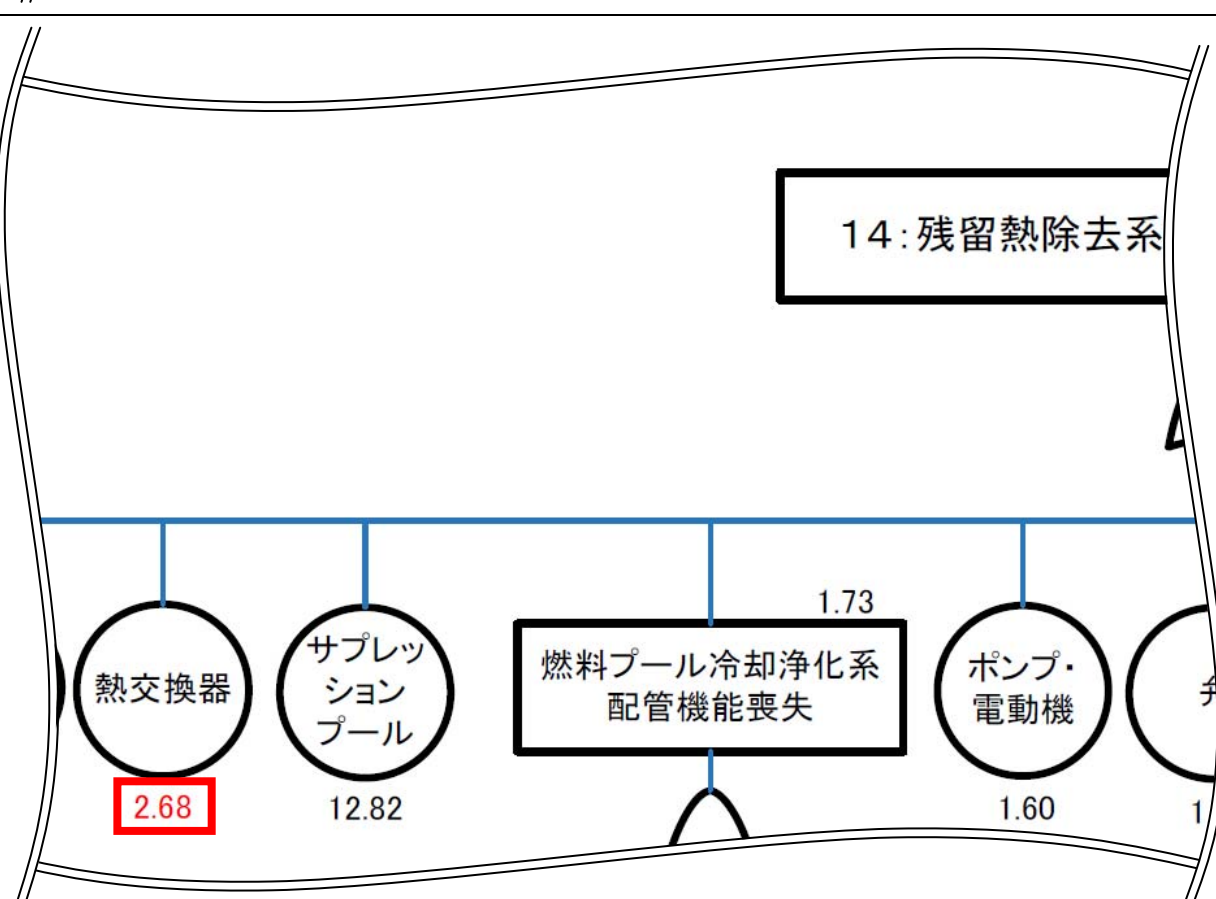


該当ページ：添-200 (図の中央左)

誤



正



誤

震央位置 (緯度, 経度) 及び地震規模Mは, 以下
 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

注1) 震央位置 (緯度, 経度) 及び地震規模Mは, 以下
 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) ^(4a) 及び羽鳥 (1996) ^(4b) による値を参照
 注3) 地震・津波の概要は, 宇佐美(2003) ⁽²⁾, 理科年表(

適正化 (引用文献の記載を詳細にした。)

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

【柏崎刈羽原子力発電所 7 号機】

該当ページ：添-255

誤

盤	タービン建屋（海水熱交換器区域）非常用電源盤		○	○	○			○	○	○	
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水系		-	○	○			○	○	○	
	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：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

盤	タービン建屋（海水熱交換器区域）非常用電源盤		○	○	○			○	○	○	
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水系		-	○	○			○	○	○	
	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：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

記載の適正化を実施
 (「。」の追加)

誤

による給電			-			○	
電				-		○※3	○※4
						○	

原は放電により電圧が低下するするため、これを補うために交流電源による充電を行う必要があるが、5.1章では地震による直流電源については5.4章全交流電源喪失において評価する。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。運用の電源車クラ又は電源車の何れかによる給電にて使用可能。

正

による給電			-			○	
電				-		○※3	○※4
						○	

原は放電により電圧が低下するため、これを補うために交流電源による充電を行う必要があるが、5.2章では津波による直流電源については5.4章全交流電源喪失において評価する。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。運用の電源車クラ又は電源車の何れかによる給電にて使用可能。

記載の適正化を実施
(不要な語句の削除)

記載の適正化を実施
(「。」の追加)

誤

【注釈】

※1:津波の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起因事象の「直流電源喪失」にて直流電源を評価しているため、影響緩和機能のフォールトツリーでは直流電源を評価対象としない。
※2:直流電源は充電機能が喪失した場合においても、一定時間は蒸電池より供給可能。この直流電源の時間継続性については、5.4章全交流電源喪失において評価することとし、5.1章では地震による直流電源設備の機能維持の観点から評価する。

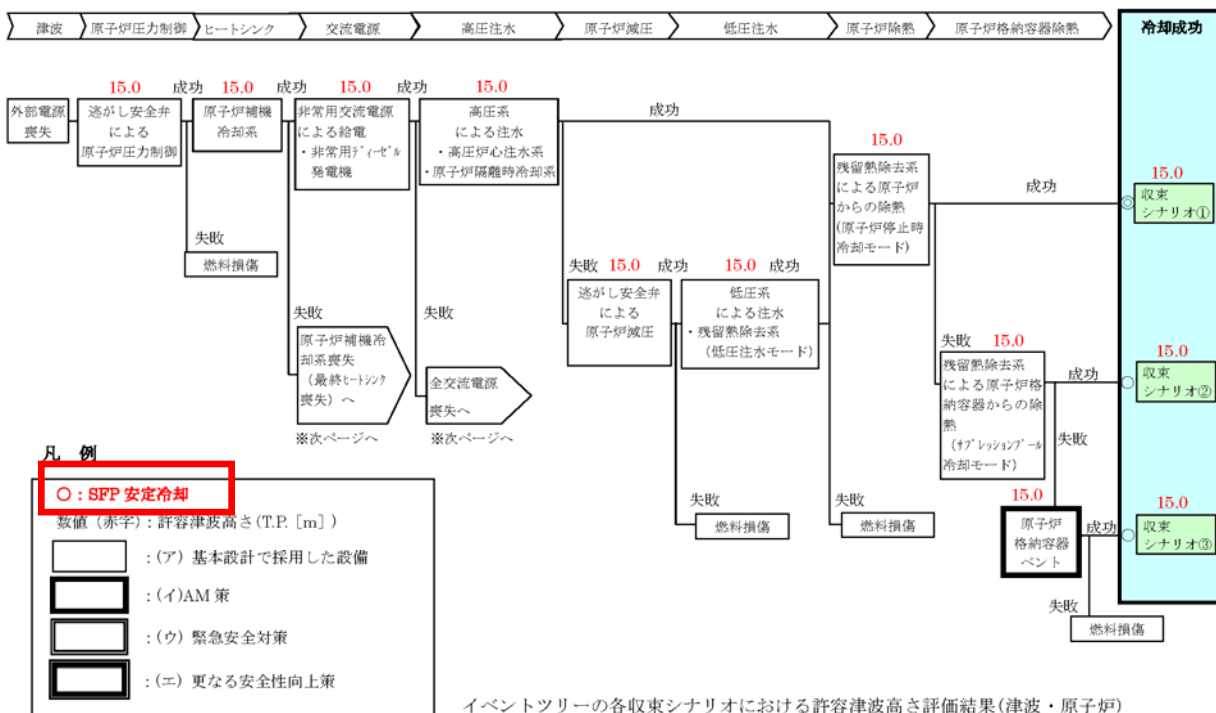
正

【注釈】

※1:津波の原子炉の燃料損傷に係る評価では、前段の起因事象の「直流電源喪失」にて直流電源を評価しているため、影響緩和機能のフォールトツリーでは直流電源を評価対象としない。
※2:直流電源は充電機能が喪失した場合においても、一定時間は蒸電池より供給可能。この直流電源の時間継続性については、5.4章全交流電源喪失において評価することとし、5.2章では津波による直流電源設備の機能維持の観点から評価する。

添付 5. 2-11 (1/2)

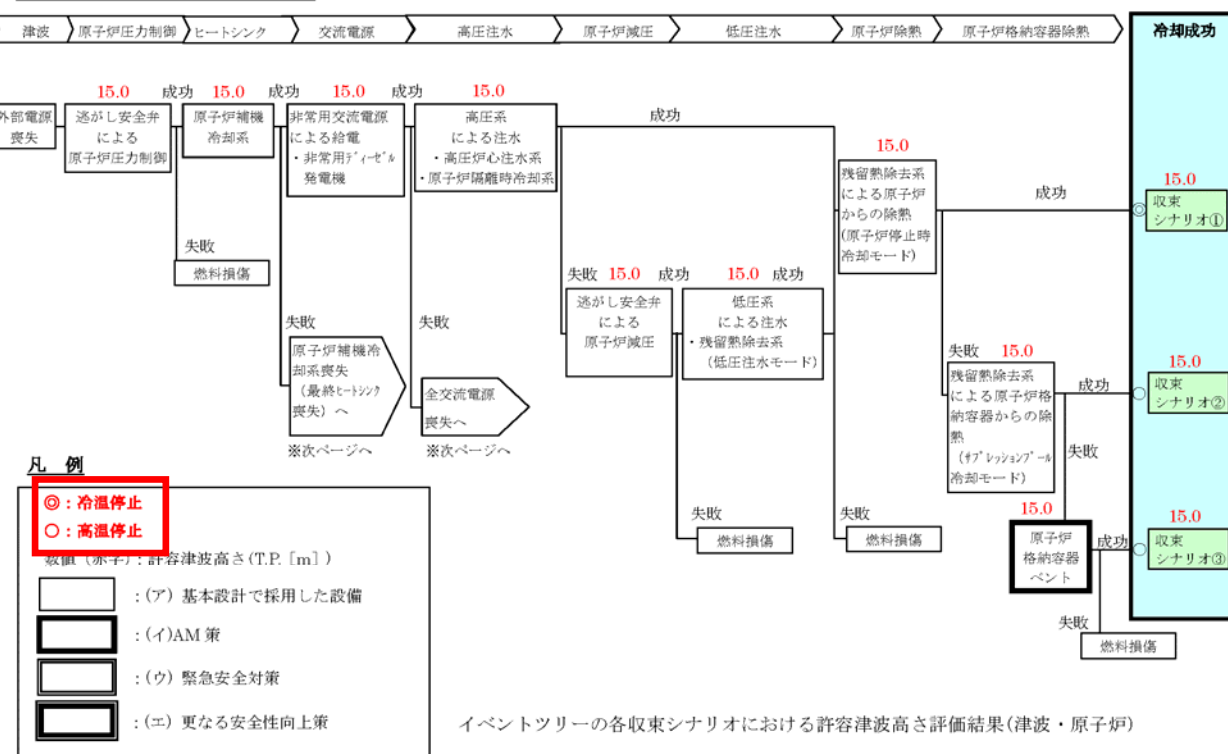
起回事象：外部電源喪失 12.2 超



誤

添付 5. 2-11 (1/2)

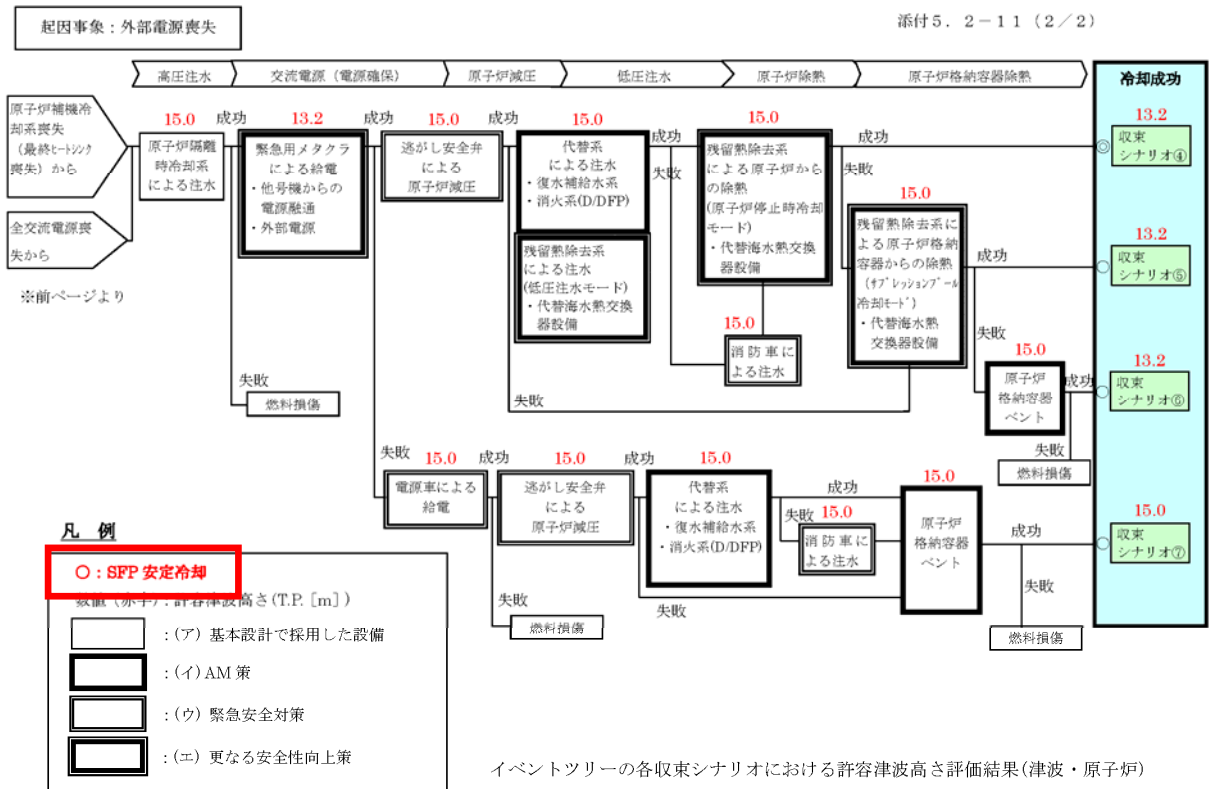
起回事象：外部電源喪失 12.2 超



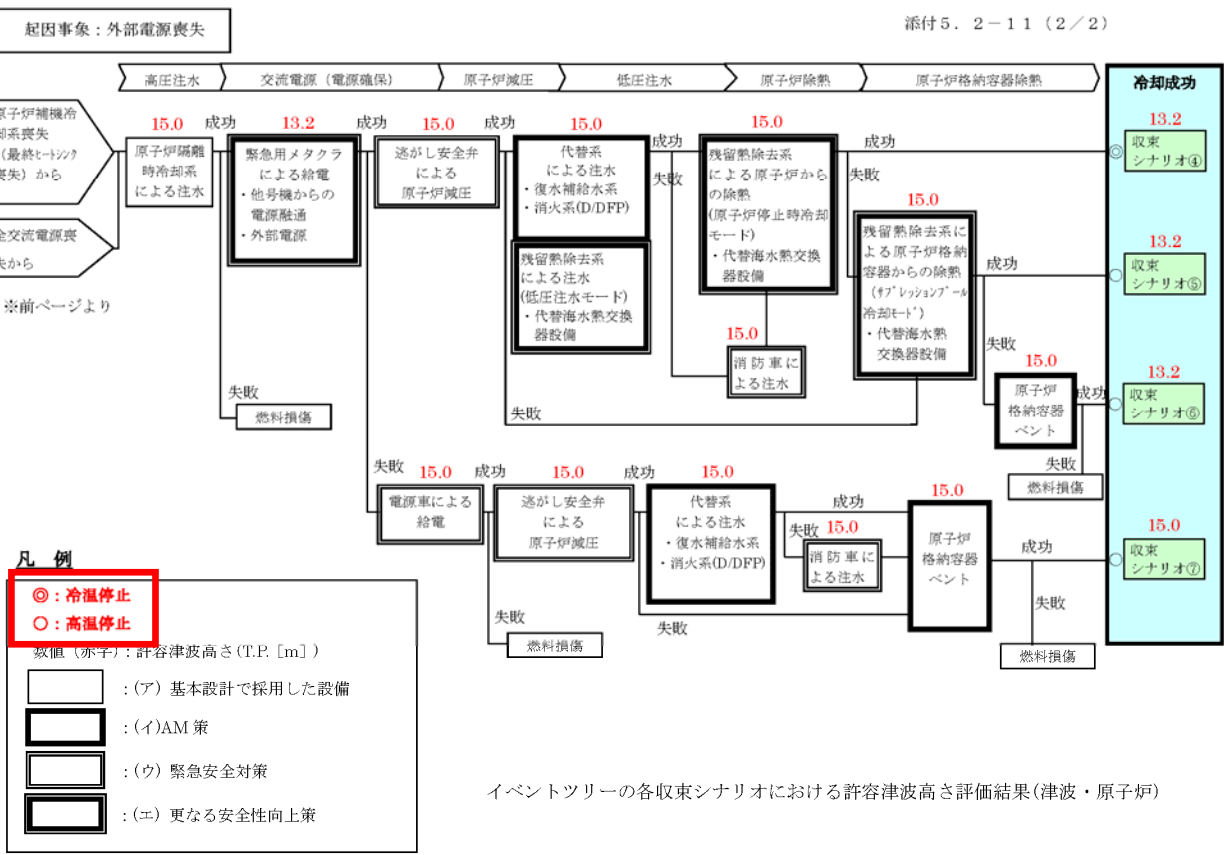
正

添付 5. 2-11 (2/2)

誤



正



誤

交流電源	非常用ディーゼル発電機	○		○	○				
	緊急用メタクラによる給電						-		○
	電源車による給電								-
	代替海水熱交換器設備								

- ※1：全交流電源喪失時、直流電源は放電により電圧が低下するため、これを補うために交流電源による充電を行う必要があるが、5.1章では地震による直流電源の時間継続性については5.4章全交流電源喪失において評価する
- ※2：津波のSFP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
- ※3：残留熱除去系の運転には、ヒートシンクとして原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）又は代替海水熱交換器設備の運転
- ※4：燃料プール補給水系及び復水補給水系は、非常用ディーゼル発電機、緊急用メタクラ又は電源車の何れかによる給電にて使用可能
- ※5：残留熱除去系は、非常用ディーゼル発電機又は緊急用メタクラの何れかによる給電にて使用可能
- ※6：残留熱除去系の運転に代替海水熱交換器設備を使用する場合は、代替海水熱交換器設備の運転用に電源車が必要

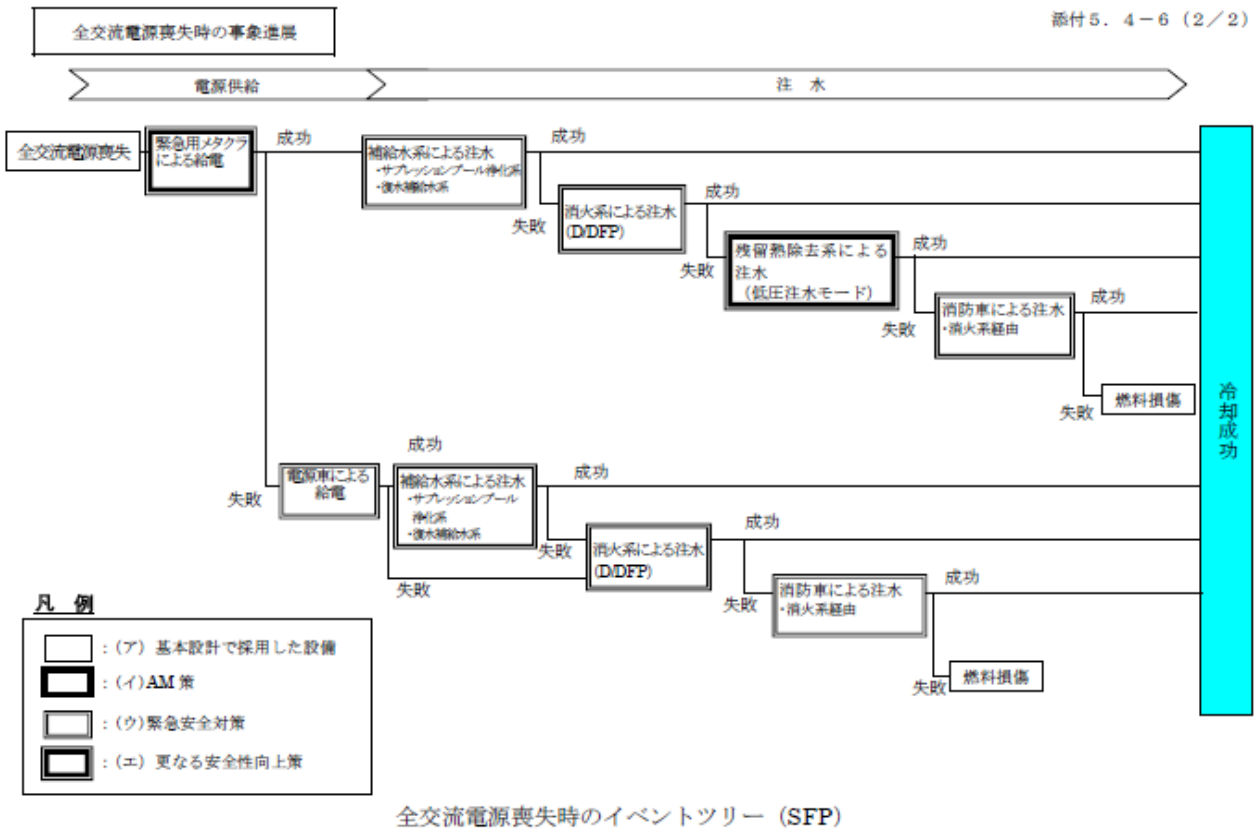
正

交流電源	非常用ディーゼル発電機	○		○	○				
	緊急用メタクラによる給電						-		○
	電源車による給電								-
	代替海水熱交換器設備								

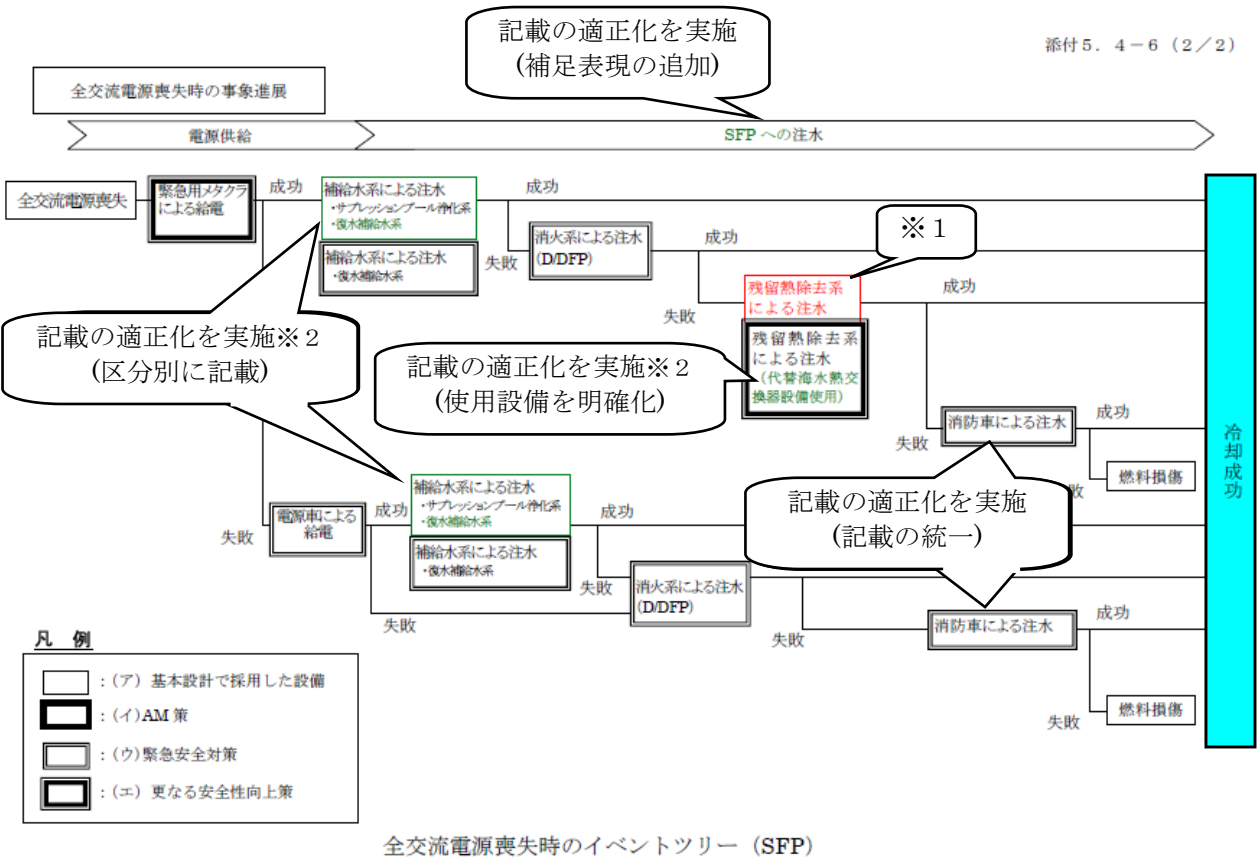
- ※1：全交流電源喪失時、直流電源は放電により電圧が低下するため、これを補うために交流電源による充電を行う必要があるが、5.2章では津波による直流電源の時間継続性については5.4章全交流電源喪失において評価する。
- ※2：津波のSFPの評価における中央制御室等計測・制御設備とは、中央制御室及び中央制御室外原子炉停止盤室等の計測・制御設備をいう。
- ※3：残留熱除去系の運転には、ヒートシンクとして原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）又は代替海水熱交換器設備の運転が
- ※4：サブプレッションプール浄化系及び復水補給水系は、非常用ディーゼル発電機、緊急用メタクラ又は電源車の何れかによる給電にて使用可能。
- ※5：残留熱除去系は、非常用ディーゼル発電機又は緊急用メタクラの何れかによる給電にて使用可能。
- ※6：残留熱除去系の運転に代替海水熱交換器設備を使用する場合は、代替海水熱交換器設備の運転用に電源車が必要。

記載の適正化を実施
（「。」の追加）

誤



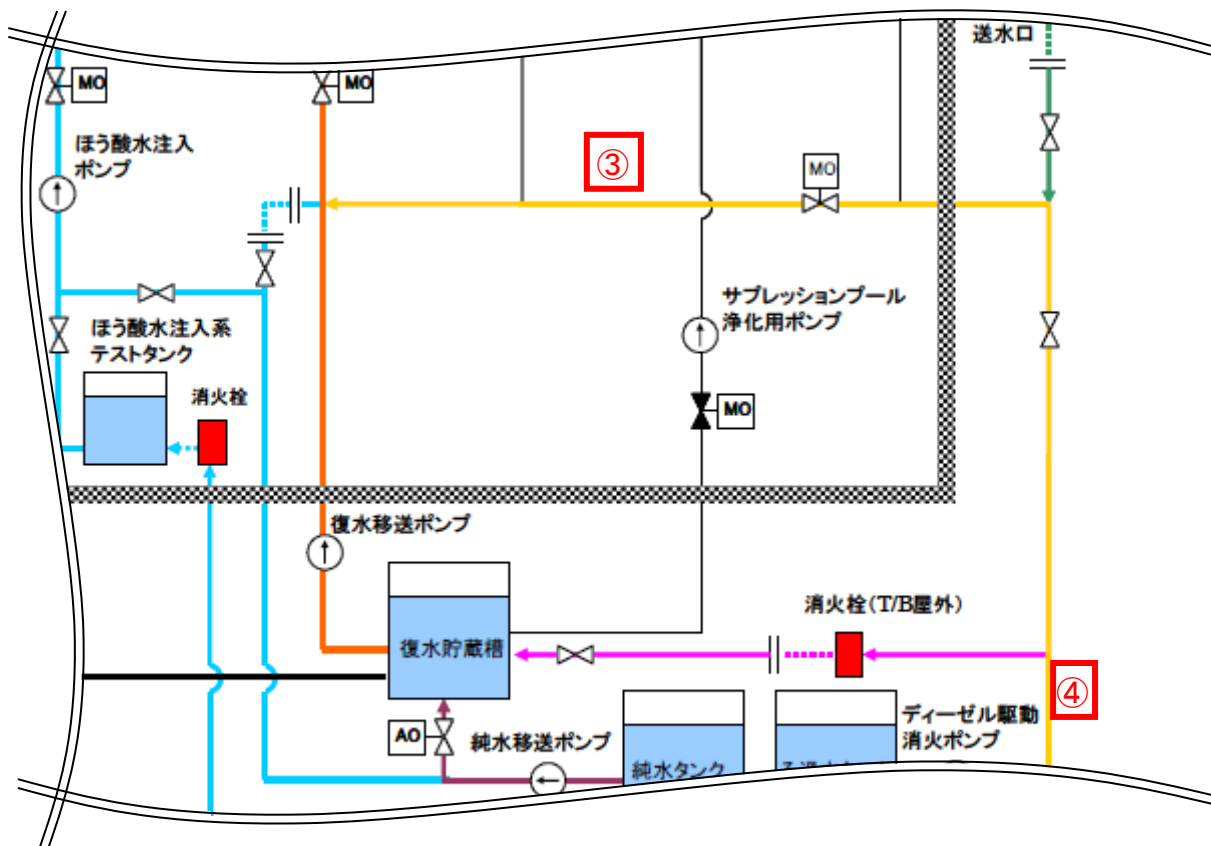
正



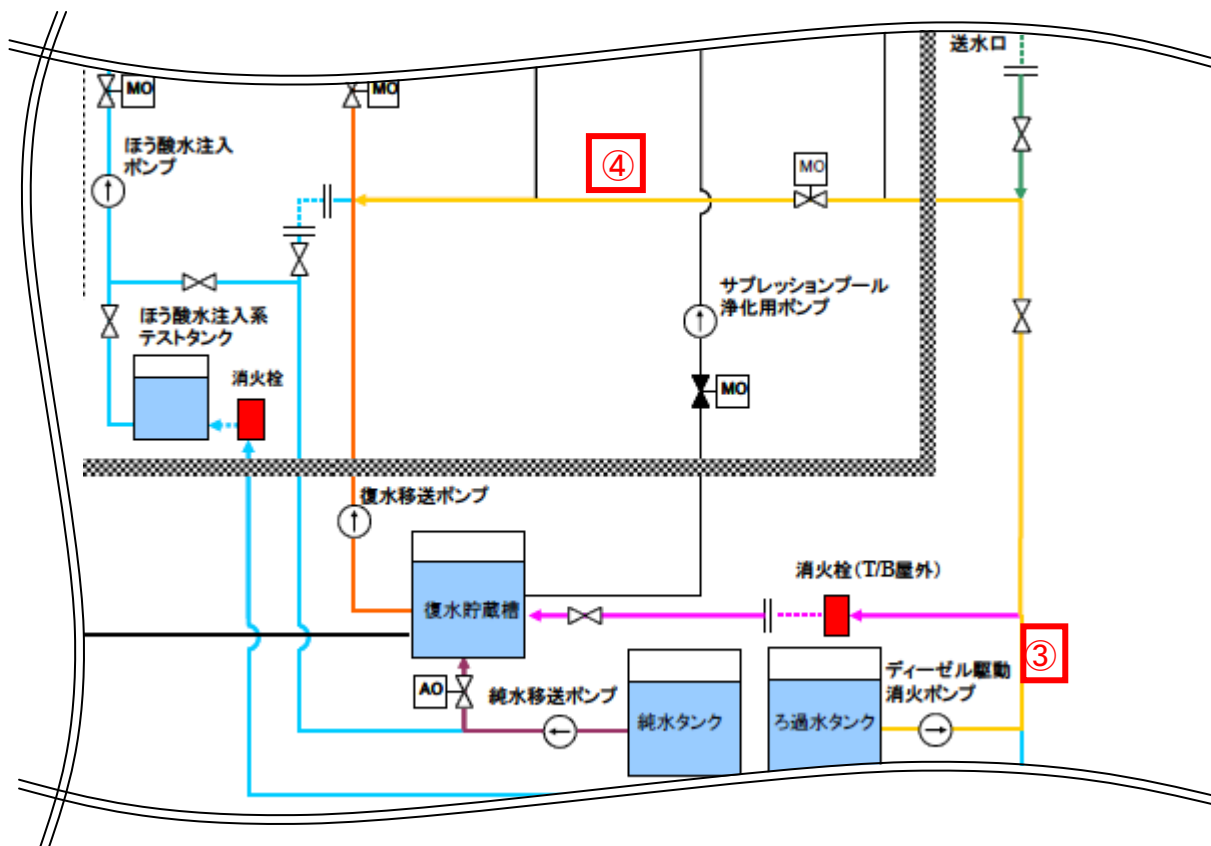
※1：本文 63 ページの表 5. 4-1 (2) において、残留熱除去系の区分に (ア) を追加(修正)したことに伴い、本ページの図中に残留熱除去系の区分 (ア) を追加

※2：補給水系及び残留熱除去系について、本文 63 ページの表 5. 4-1 (2) に従い各区分毎の詳細を追加

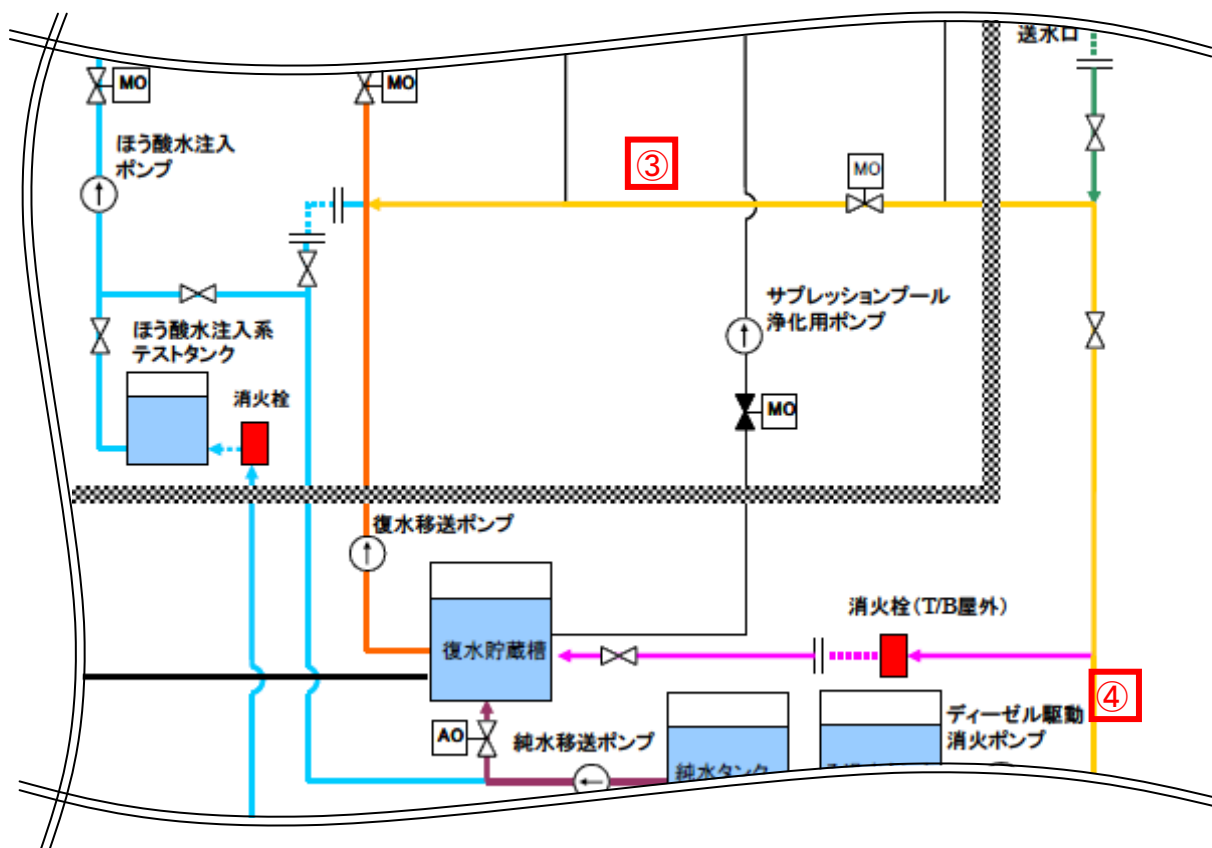
誤



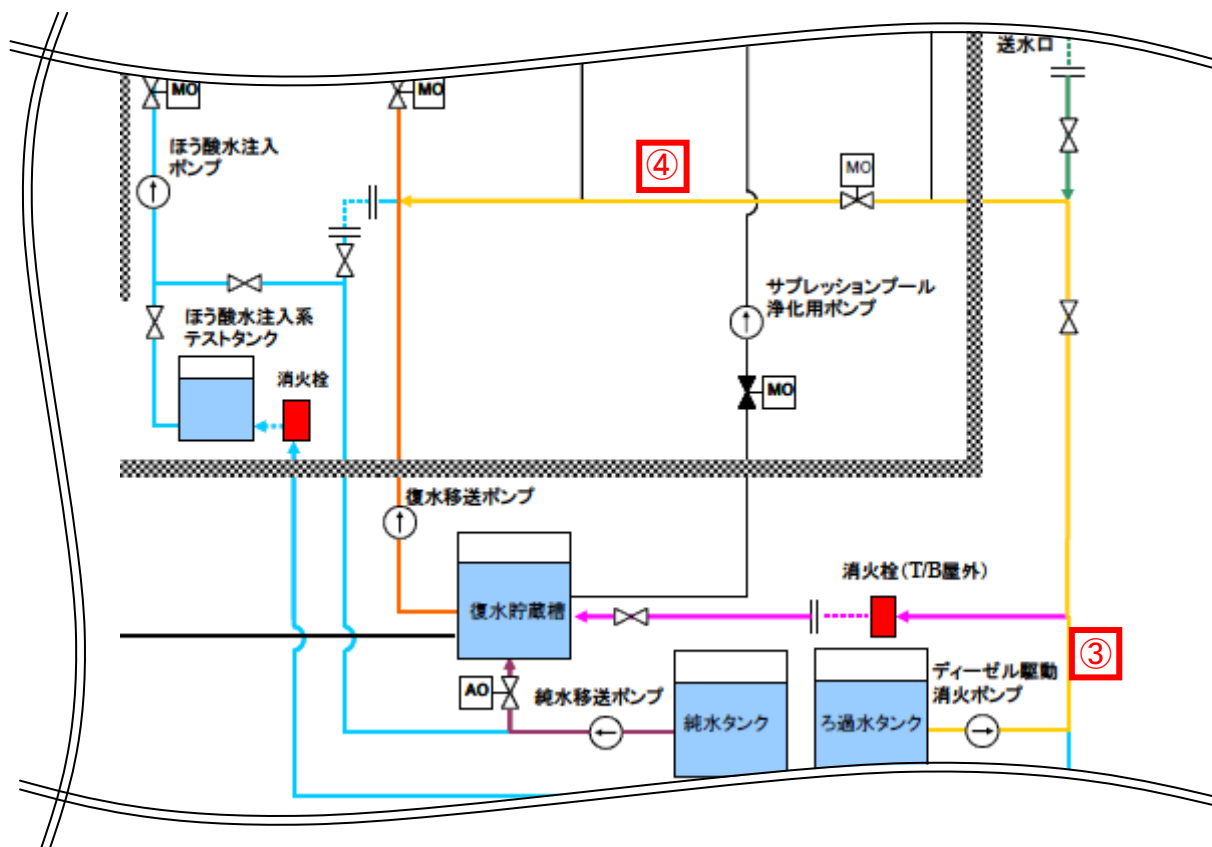
正



誤



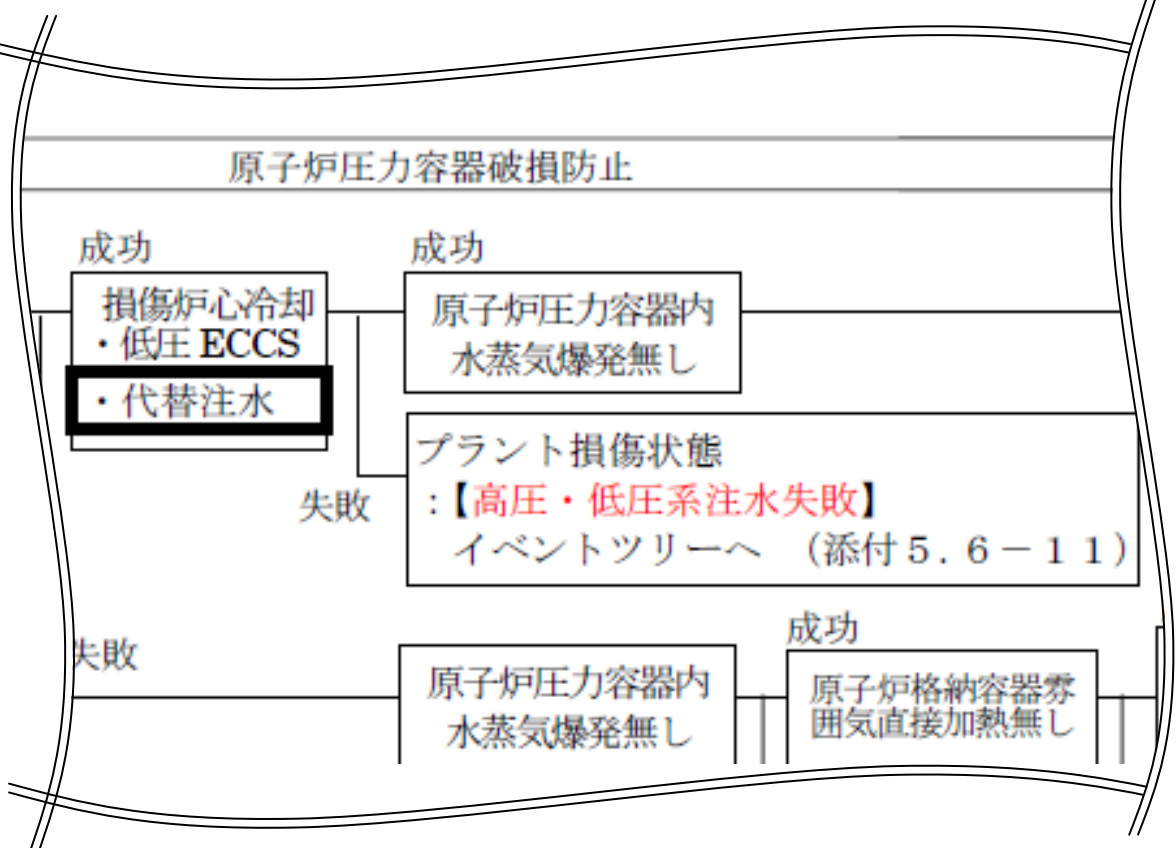
正



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.)

【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.)

【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>

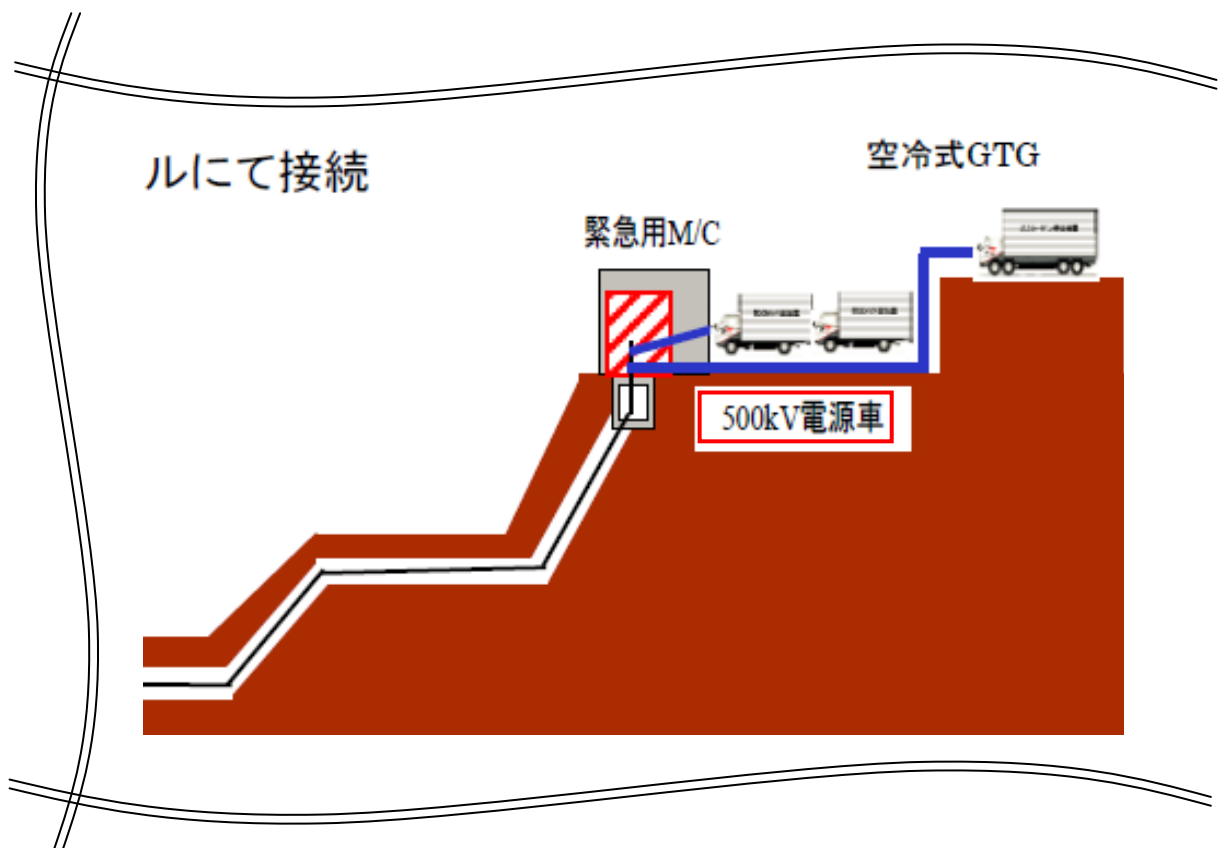
・原子炉注水・冷却/中央制御室空調等の電源;500kVA

(K1, 3, 5, 6, 7用を配備済。2台×5プラント=10台)

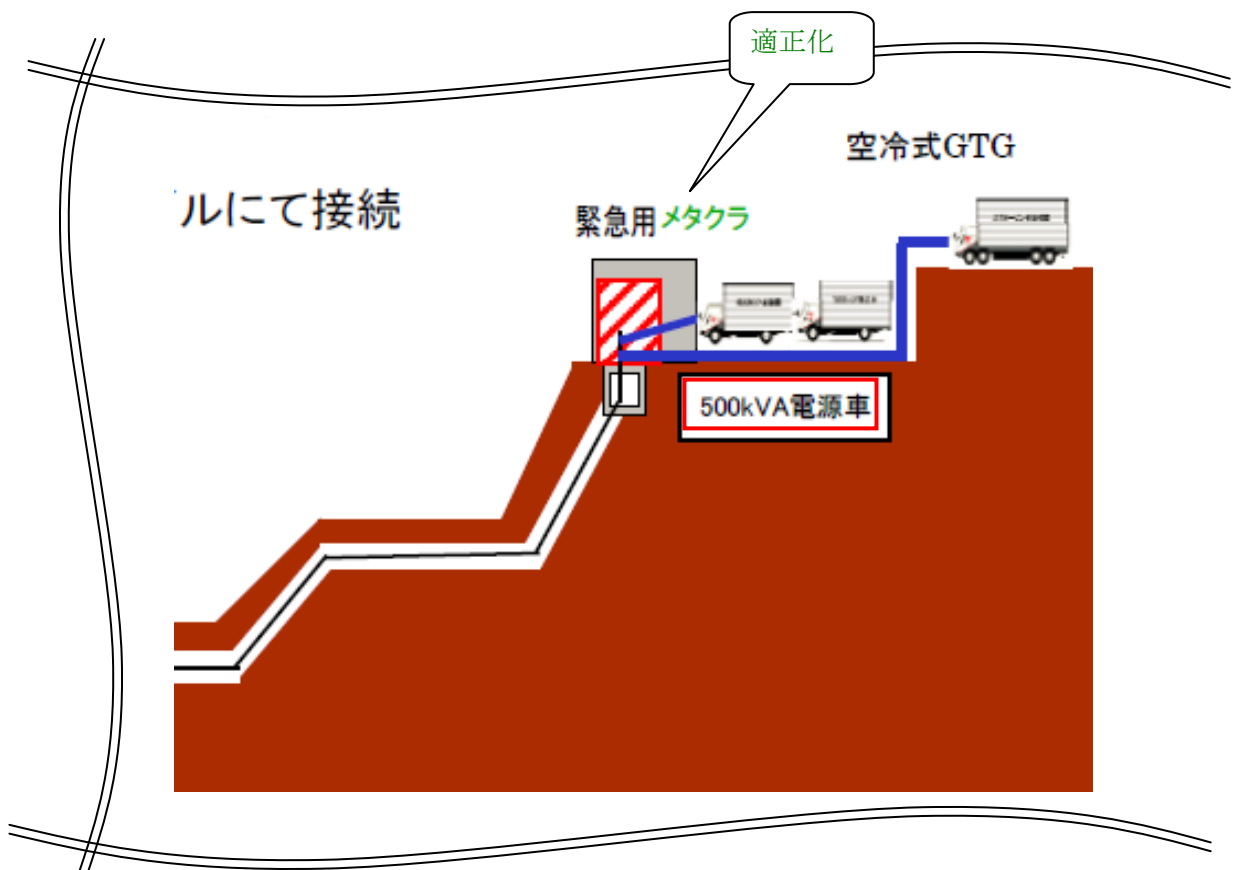
・代替海水熱交換器設備用電源;500kVA電源車1台/プラント

(K1, 7用を配備済。1台×2プラント=2台)

誤



正



誤

※最も現地作業の多い④のパターンについて、K1, K7への供給試験を実施済(平成23年10月~11月)
※②のパターンを実施する条件は、M/C(7C)以外の電源が確保でき、RHR電動機を運転できる場合。

・電源車→緊急用M/C→K1/K7への電源供給試験を実施済。(平成23年10月~11月)

正

適正化により「最も」を削除

※現地作業の多い①のパターンについて、□ K7への供給試験を実施済(平成23年 □ 11月)
※②のパターンを実施する条件は、M/C(7C)以外の電源が確保でき、RHR電動機を運転できる場合。

・外部電源→緊急用メタクラ→□ K7への電源供給試験を実施済(平成23年 □ 11月)

用語の適正化

適正化により「。」を削除

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66V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

用語の適正化

【STEP(1)】 緊急用メタクラの受電前準備 (発電班操作)
外部電源から緊急用メタクラへの受電前準備をする。



用語の適正化

用語の適正化

【STEP(2)】 緊急用メタクラへの送電操作 (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66kV母線の受電、工事用変圧器を受電する。



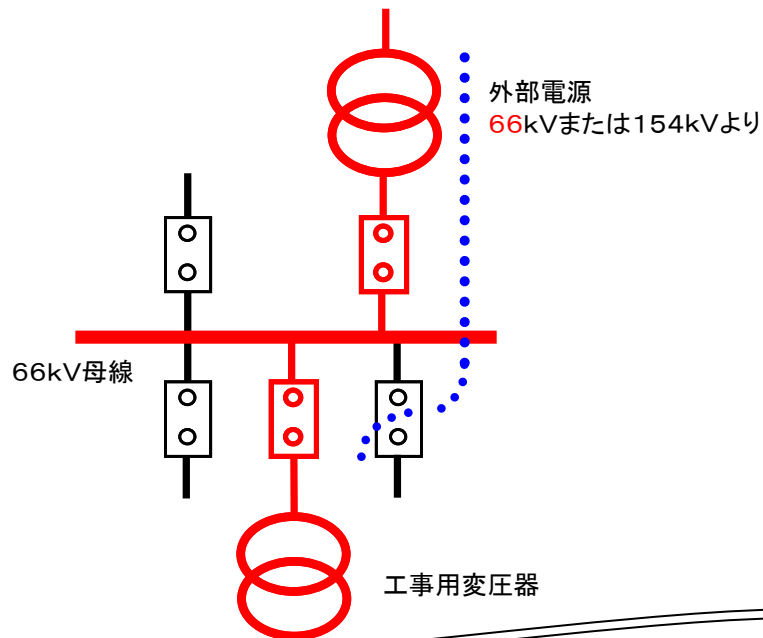
用語の適正化

【STEP(3)】 緊急用メタクラの受電 (発電班操作)
外部電源より、緊急用メタクラを受電する。

用語の適正化

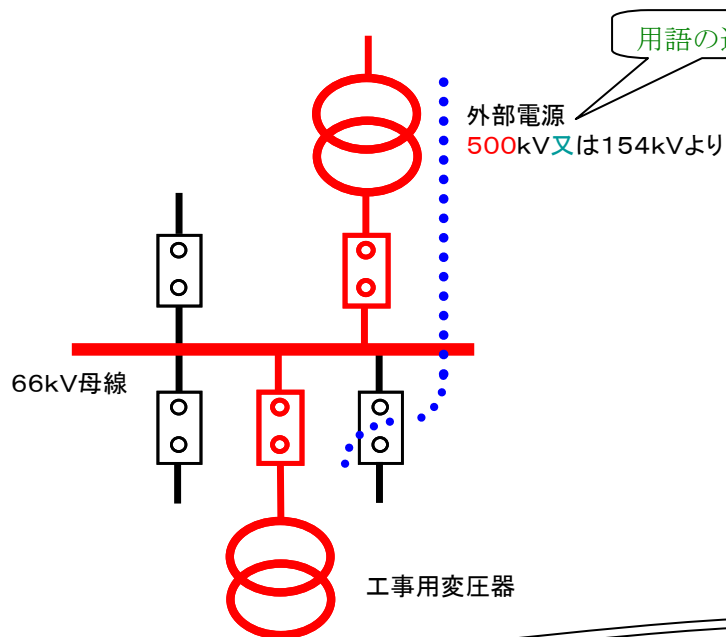
誤

・外部電源(66kVまたは154kV)より緊急用M/Cの受電を行う。



正

・外部電源(500kV又は154kV)より緊急用メタクラの受電を行う。



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 原子炉圧力容器除熱
 (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

適正化
 (「、」→「,」に修正)

遮断器を現場で直接“入”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

適正化
 (「、」→「,」に修正)

適正化
 (「入り」の「り」削除)

誤

(R/B HCWサンプルが満杯の場合、RCIC冷却水
おこる床面の水位上昇は、**約16mm/h** RCIC

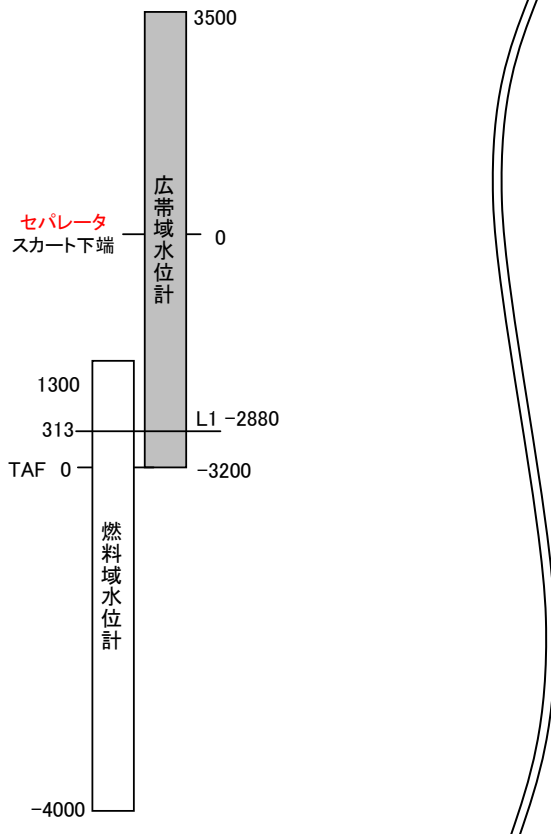
正

(R/B HCWサンプルが満杯の場合、RCIC冷却水
おこる床面の水位上昇は、**約2.6cm/h** RCIC

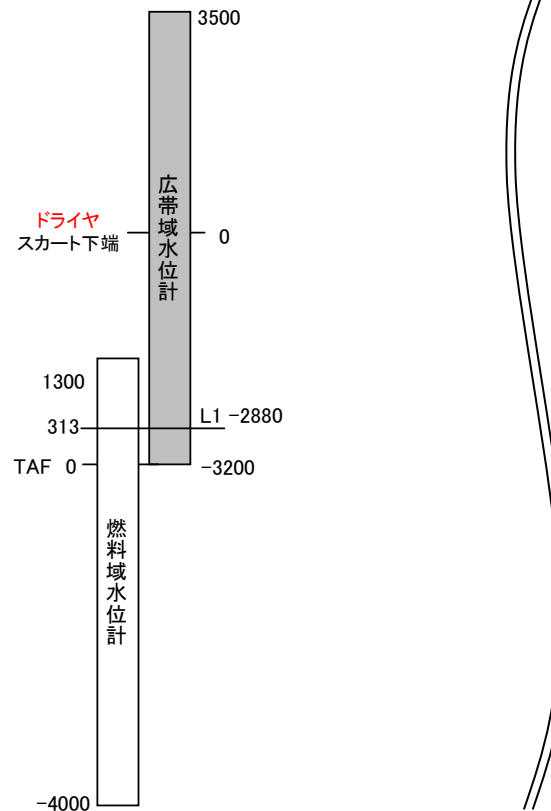
【柏崎刈羽原子力発電所 7号機】

該当ページ：添-392 (図の左側)

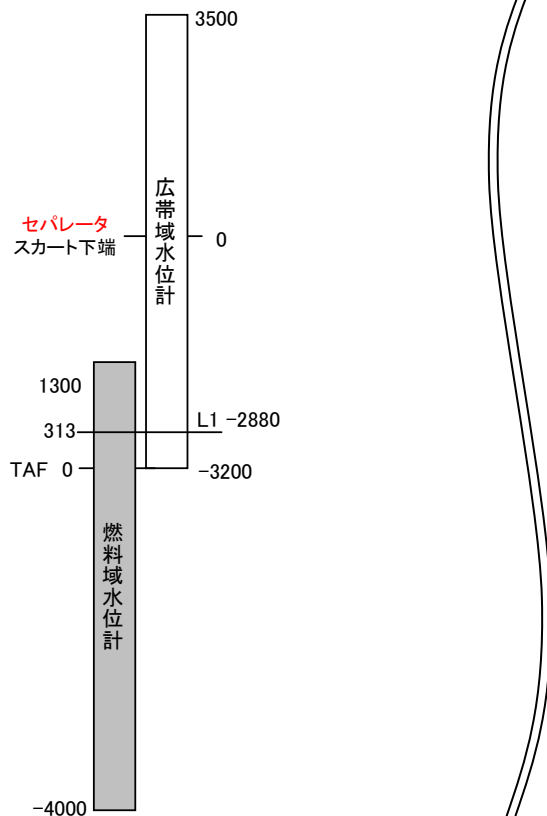
誤



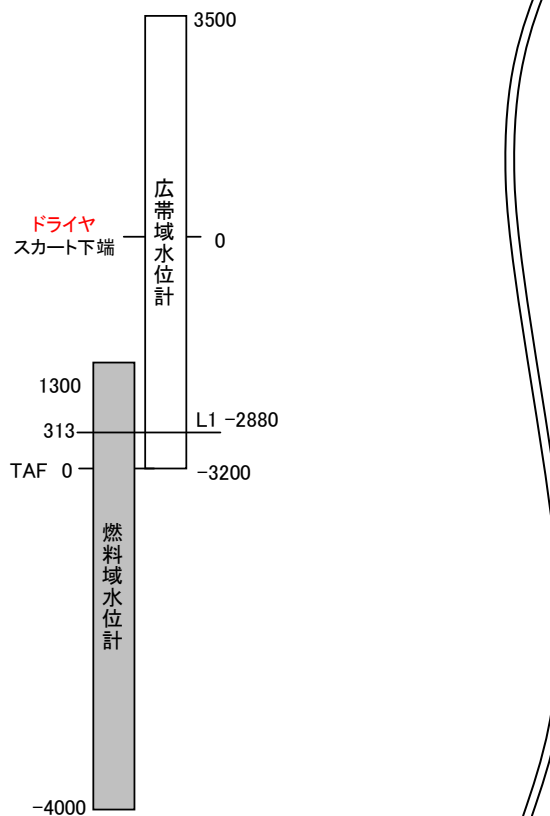
正



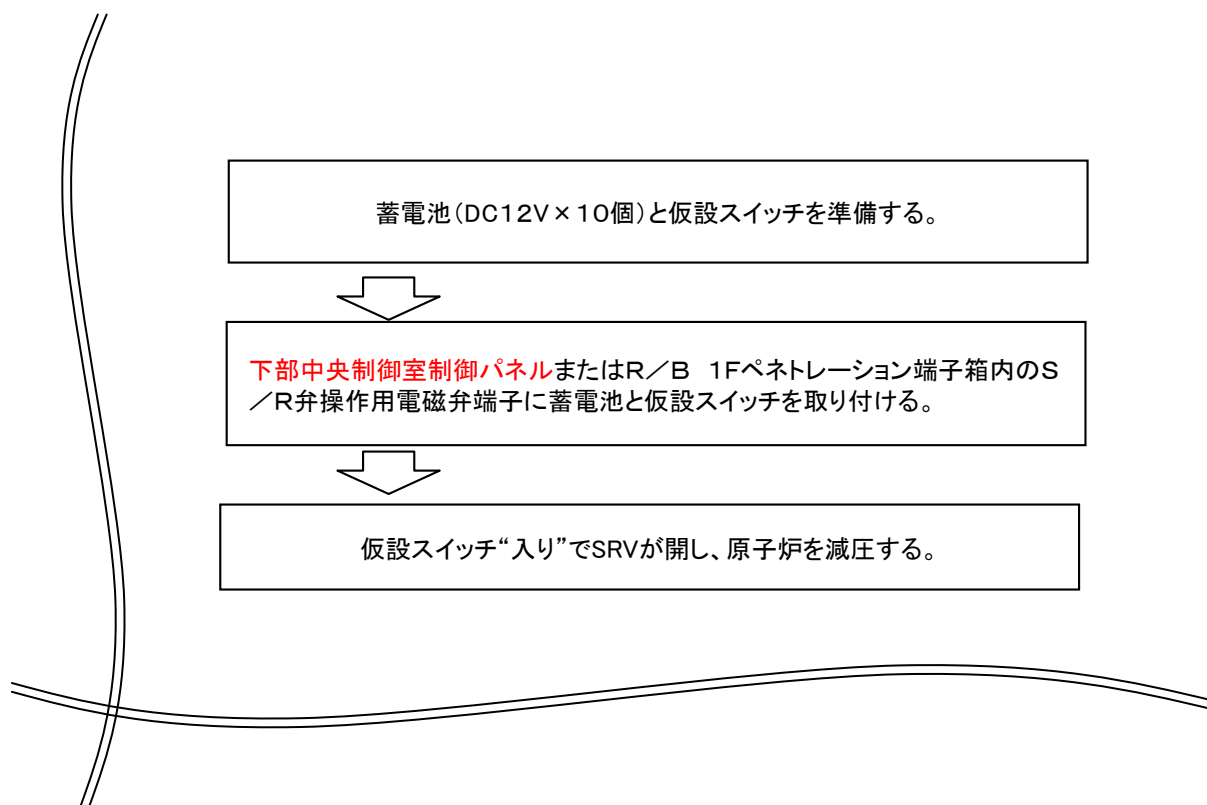
誤



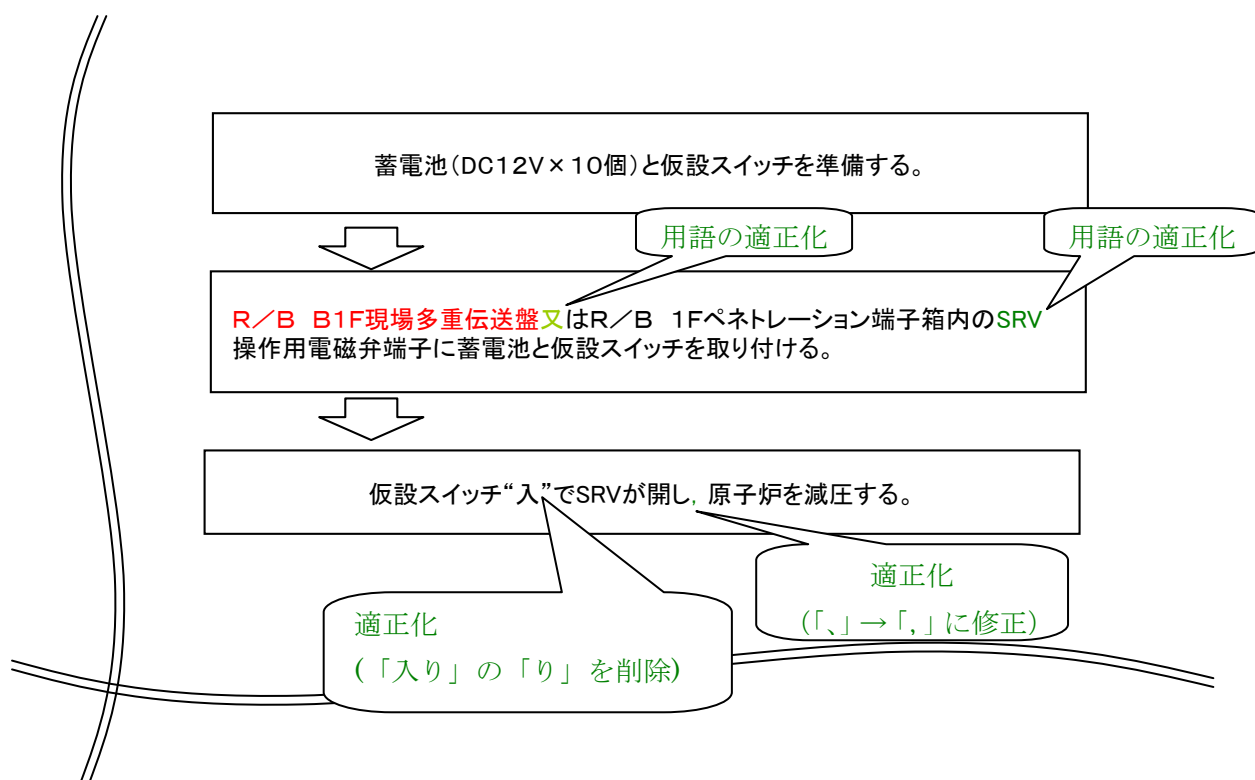
正



誤



正



誤

8. SFP注水

(3) 消防車(海水, ホース)

海水を水源とした消防車によるSFP注水のため, 以下の機材を配備した。

○必要機材

消防車(AⅡ級以上)3台 ※AⅡ級性能とは ポンプ仕様 1.4MPa 1.4m³/分
 K7取水路～R/B大物搬入口～R/B階段室～R/B 3F使用済燃料プールま
 約570mを消防車3台で送水する。

K7取水路～R/B大物搬入口: 距離約440m(ホース20m×22本)

R/B大物搬入口～R/B階段室～R/B 4F使用済燃料プール: 距離約130m

ホースは消防車6台にトータルで20m×116本が積載されている。

消防車は3台直列で送水する。

送水揚程: 1.4MPa×3台=4.2MPa

正

8. SFP注水

(3) 消防車(海水, ホー

海水を水源とした消防車によるSFP注水のため, 以下の機材を配備し

○必要機材

消防車(AⅡ級以上)3台 ※AⅡ級性能とは ポンプ仕様 1.4MPa 1.4m³/分
 K7取水路～R/B大物搬入口～R/B階段室～R/B 4F使用済燃料プー
 約570mを消防車3台で送水する。

K7取水路～R/B大物搬入口: 距離約440m(ホース20m×22本)

R/B大物搬入口～R/B階段室～R/B 4F使用済燃料プール: 距離約130m

ホースは消防車6台にトータルで20m×116本が積載されている。

消防車は3台直列で送水する。

誤

作業完了目標時間

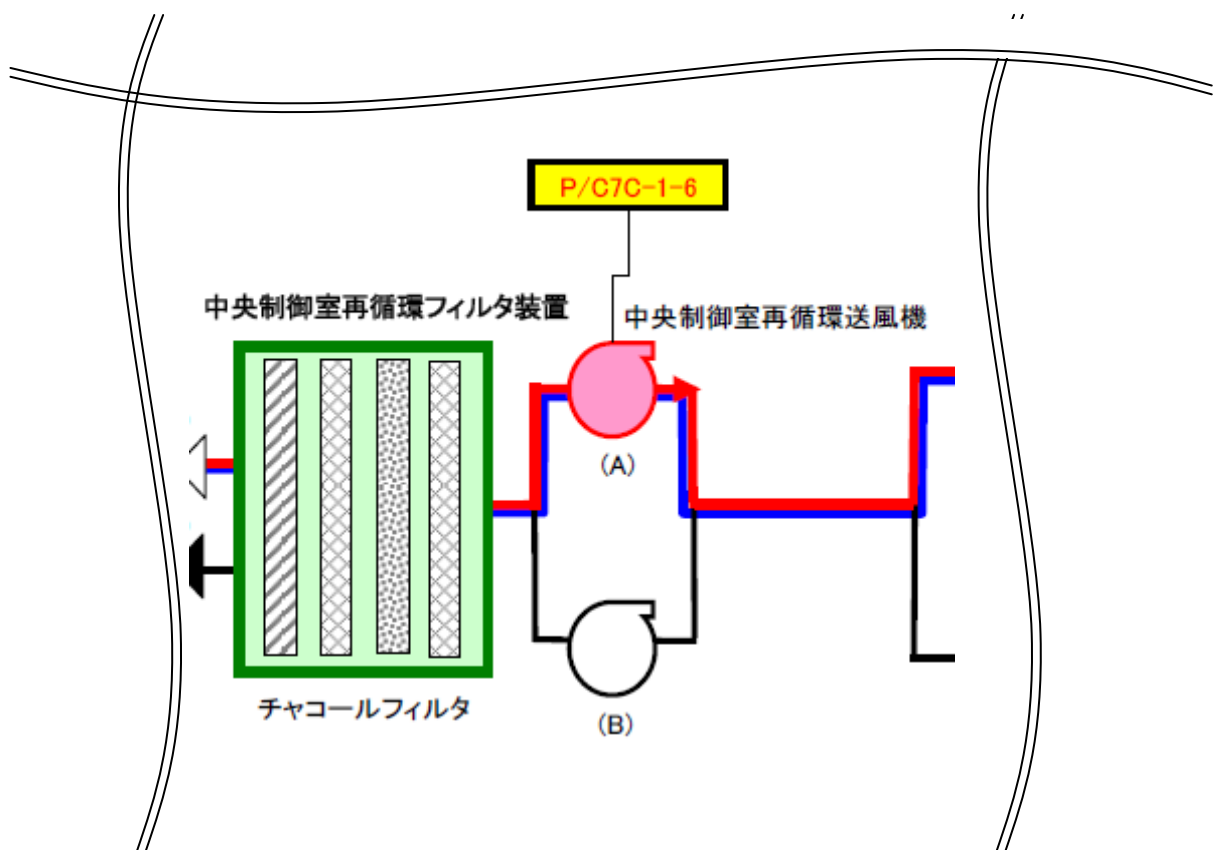
原子炉注水：**スクラム**後12時間以内
SFP注水：**スクラム**後72時間以内
(時間については今後見直し予定)

正

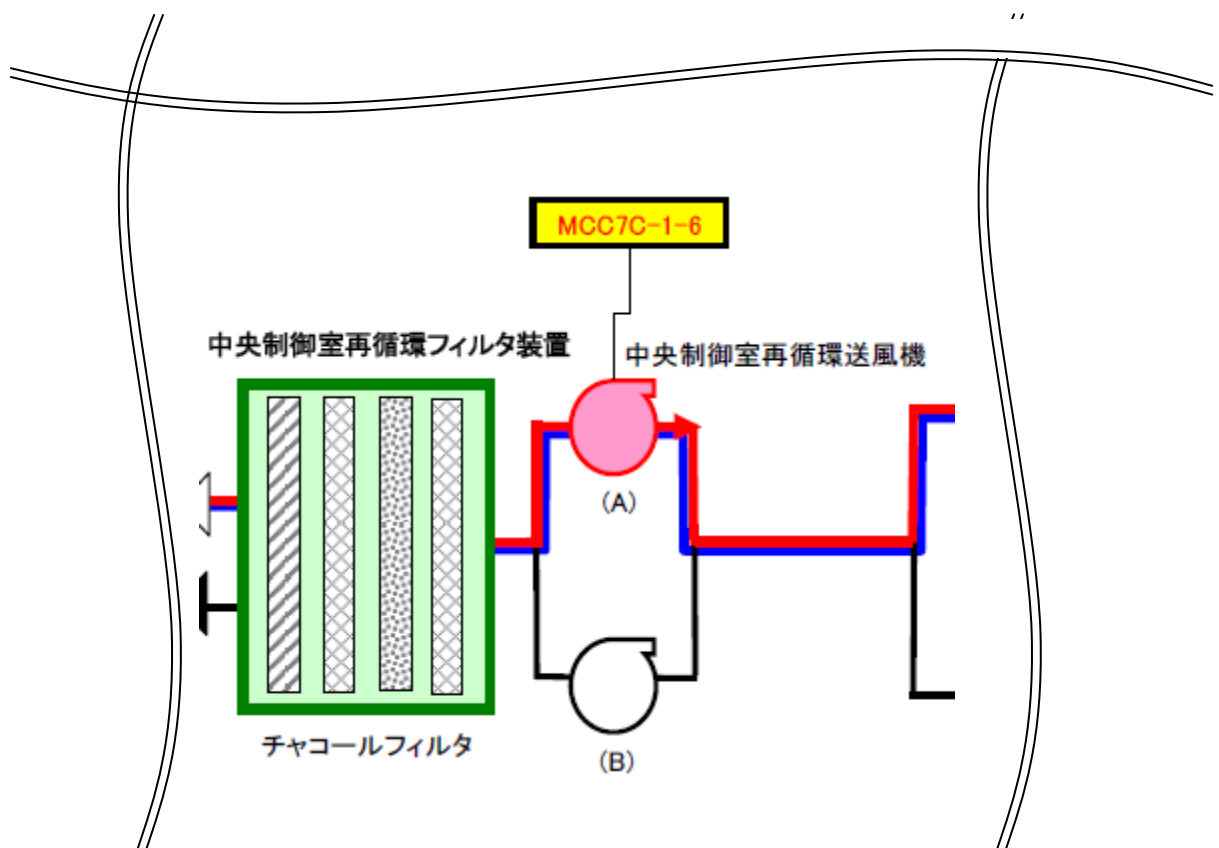
作業完了目標時間

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)

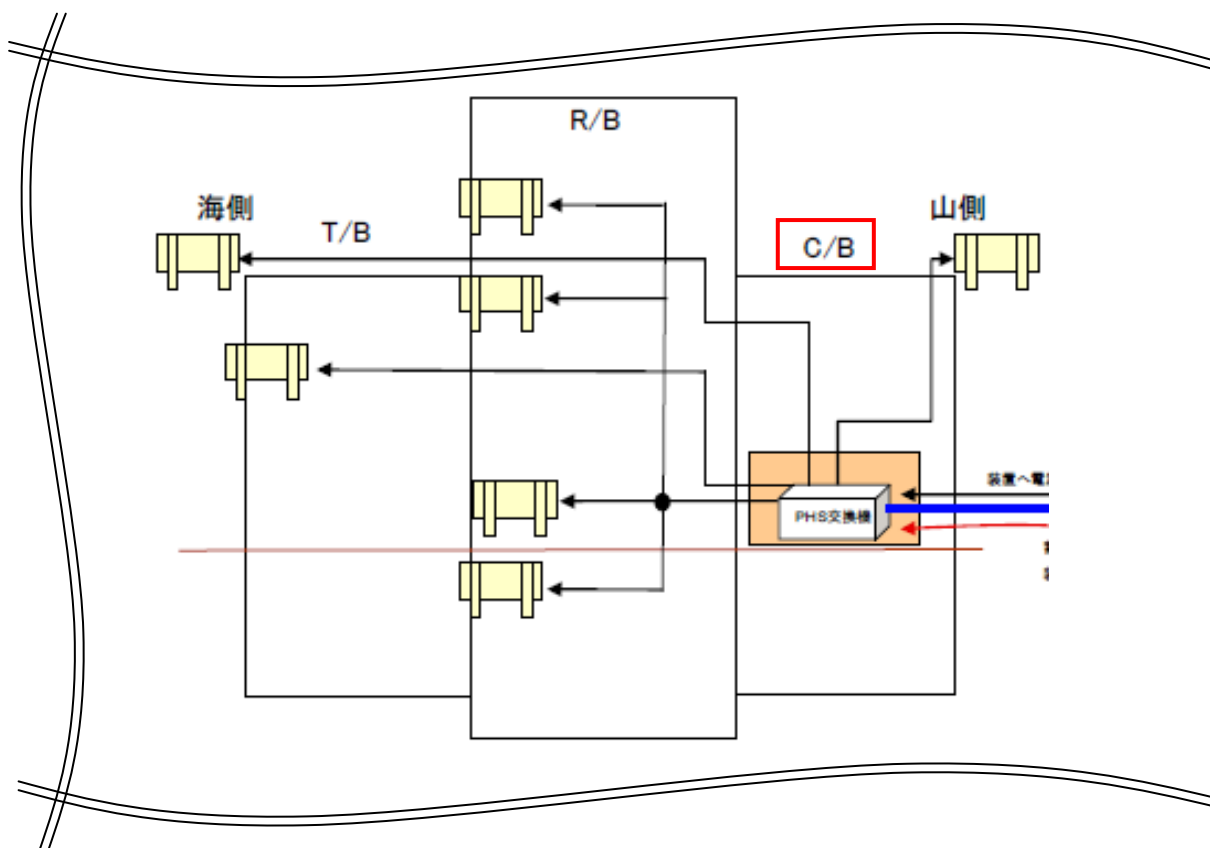
誤



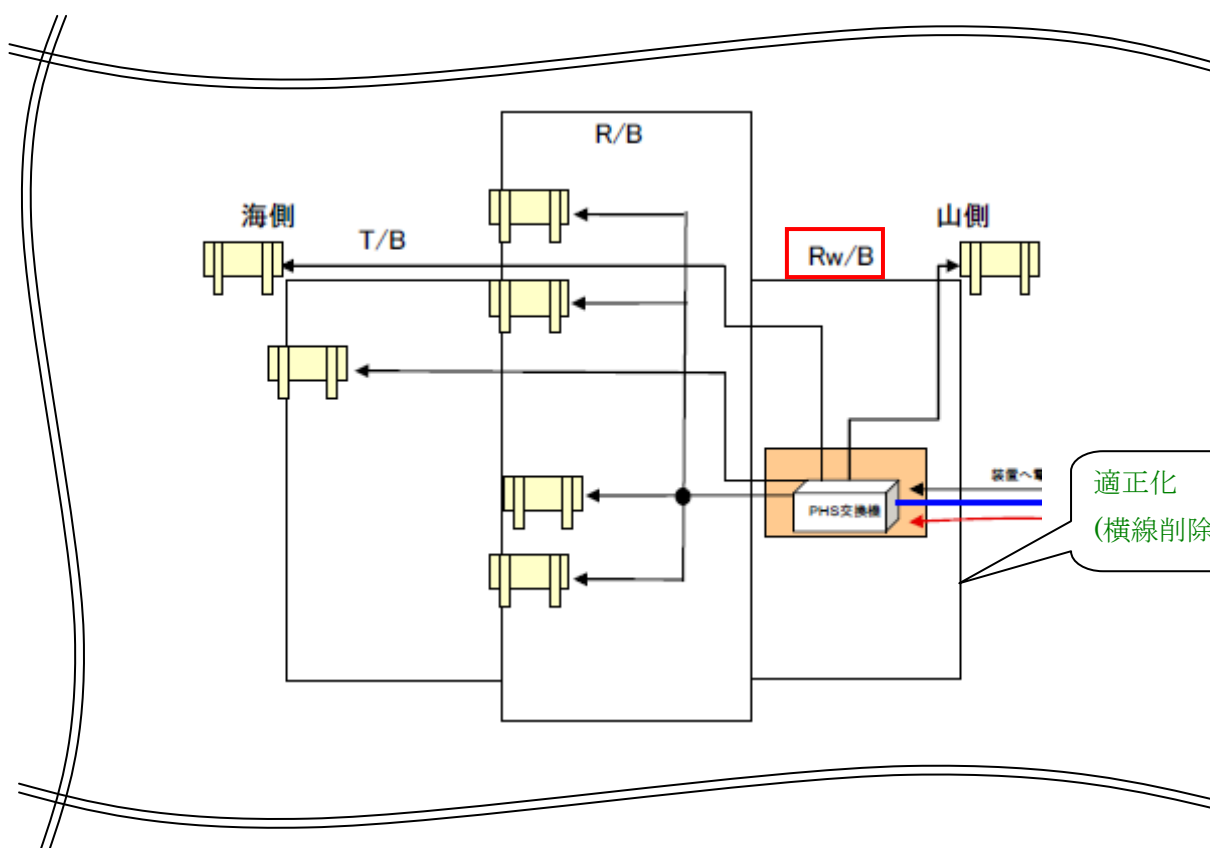
正



誤



正



誤

設備関係の
対応状況/予定

(構内配備重機)

- ・ホイールローダ
- ・油圧ショベル

4台 (2.3m³級2台を3.0m³級2台に更新、3.0m³級2台追加)
3台 (0.4m³級1台 **0.8** 1.2m³級各1台 : 3台追加)
計7台 (5台追加)

○重機配備場所
高台(T.P.+36m)に配備

正

設備関係の
対応状況/予定

(構内配備重機)

- ・ホイールローダ
- ・油圧ショベル

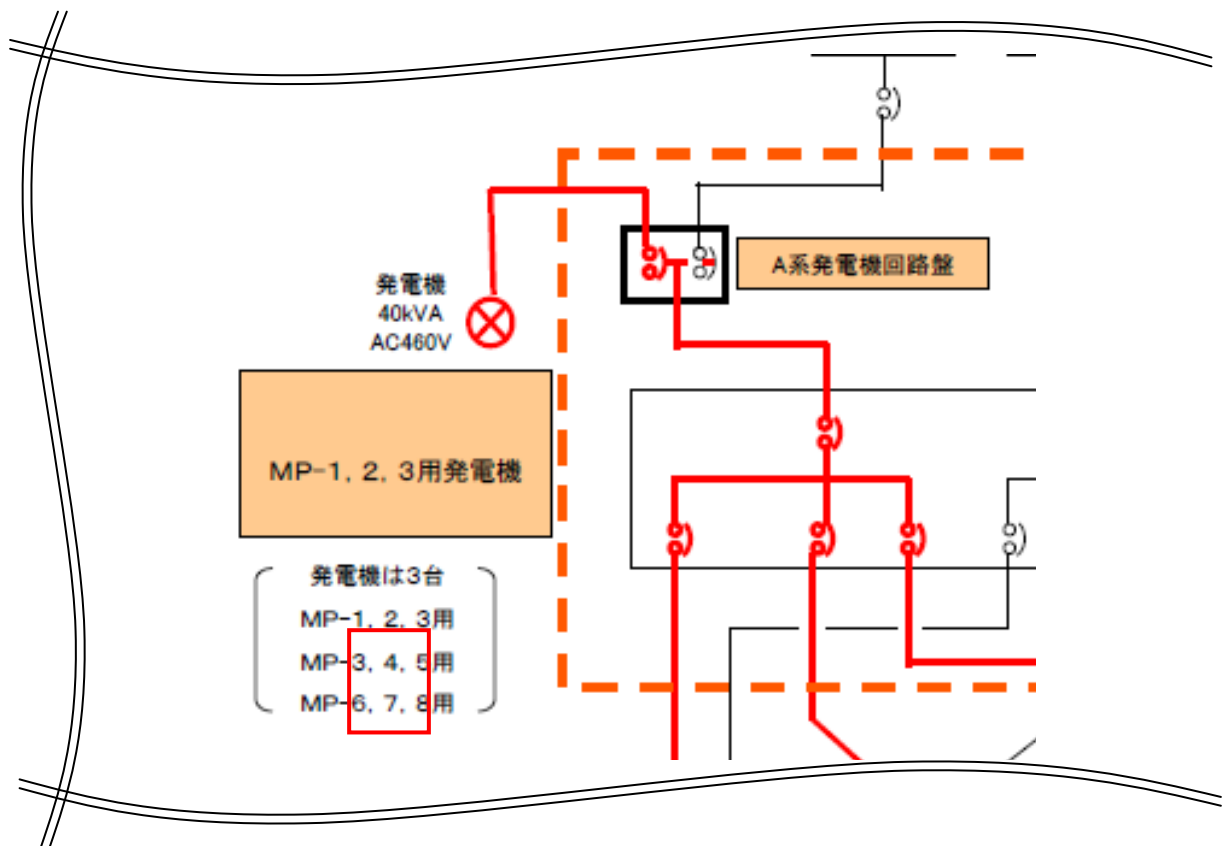
4台 (2.3m³級2台を3.0m³級2台に更新、3.0m³級2台追加)
3台 (0.4m³級1台 **0.7** 1.2m³級各1台 : 3台追加)
計7台 (5台追加)

○重機配備場所
高台(T.P.+36m)に配備

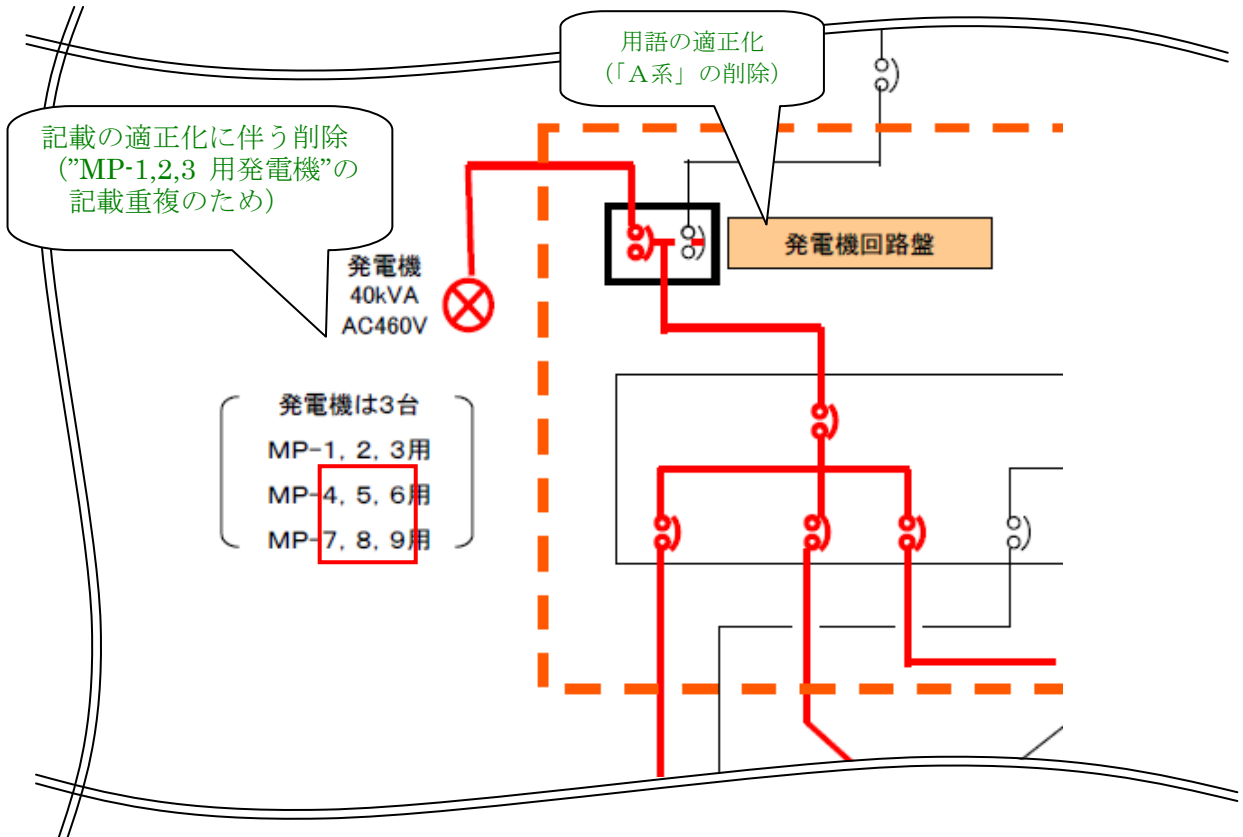
単位の適正化

単位の適正化

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
- 適正化
・代替海水熱交換器設備による補機冷却水確保訓練
平成23年11月28日, 11月29日
 - 適正化
・ほう酸水注入系による原子炉(代替)注水訓練
平成23年11月22日
 - 適正化
・緊急用メタクラ使用による電源確保及び受電操作訓
平成23年11月16日, 11月17日, 11月24日, 11月25日
 - 適正化
・原子炉建屋トップベント及びブローアウトパネル開放
平成23年11月18日