

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について (審査会合における指摘事項の回答)

平成31年4月23日
東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1. はじめに
2. 審査会合での指摘事項に対する回答

【確率論的リスク評価(津波PRA)】

- 第567回審査会合(平成30年5月8日)において、各種対策実施後の地形データを反映した敷地内氾濫解析の評価結果に基づく津波PRA, シーケンス選定の結果及び防潮堤を越える津波への対策について説明した
- その際、建屋内への浸水を防止する水密扉に対して、工事計画認可申請における取り扱いについてご指摘いただいたことから、その取り扱いについて回答する

【有効性評価】

- 第672回審査会合(平成31年1月22日), 第675回審査会合(平成31年2月5日)及び第688回審査会合(平成31年2月28日)の指摘事項に対する回答を説明する

(1) 指摘事項

- 津波シーケンスの選定に際して、建屋内への浸水防止等を目的とした設備の位置づけを整理すること
(建屋の外部水密扉の工事計画認可申請における取り扱いについて確認されたもの)

(2) 回答

- 津波特有の事故シーケンス「複数の緩和機能喪失」については、その事象が発生する津波の年超過確率は 10^{-7} オーダーであり、全炉心損傷頻度(8.9×10^{-5} /炉年)に占める割合は1%未満と小さいことから、新たな事故シーケンスグループとして追加しないこととしている
- また、O.P.33.9m津波時の敷地内氾濫解析の結果(図1参照)、原子炉建屋及び制御建屋周辺では0.1m～0.2m程度の浸水であり、建屋のカーブ高さ0.33m以下であることを踏まえると、建屋内への浸水防止対策は必要ない状況にある
- 先行プラントの審査実績を踏まえると、津波特有の事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しない場合、建屋内への浸水防止対策設備を工事計画認可申請の対象設備とはしていない
- 以上より、女川原子力発電所2号炉において、敷地に遡上する津波に対する建屋内への浸水防止を目的とした設備については、工事計画認可申請の対象設備とはしないこととする
- なお、原子炉建屋及び制御建屋の外部水密扉については、自主的な安全性向上の観点から、O.P.33.9mを超える津波として、津波PRAにおいて防潮堤が機能維持される津波高さであるO.P.38.6m※における敷地内氾濫解析結果に基づく浸水深を考慮し、設計、設置を行う方針である
※第529回審査会合(平成29年11月30日)にて説明済

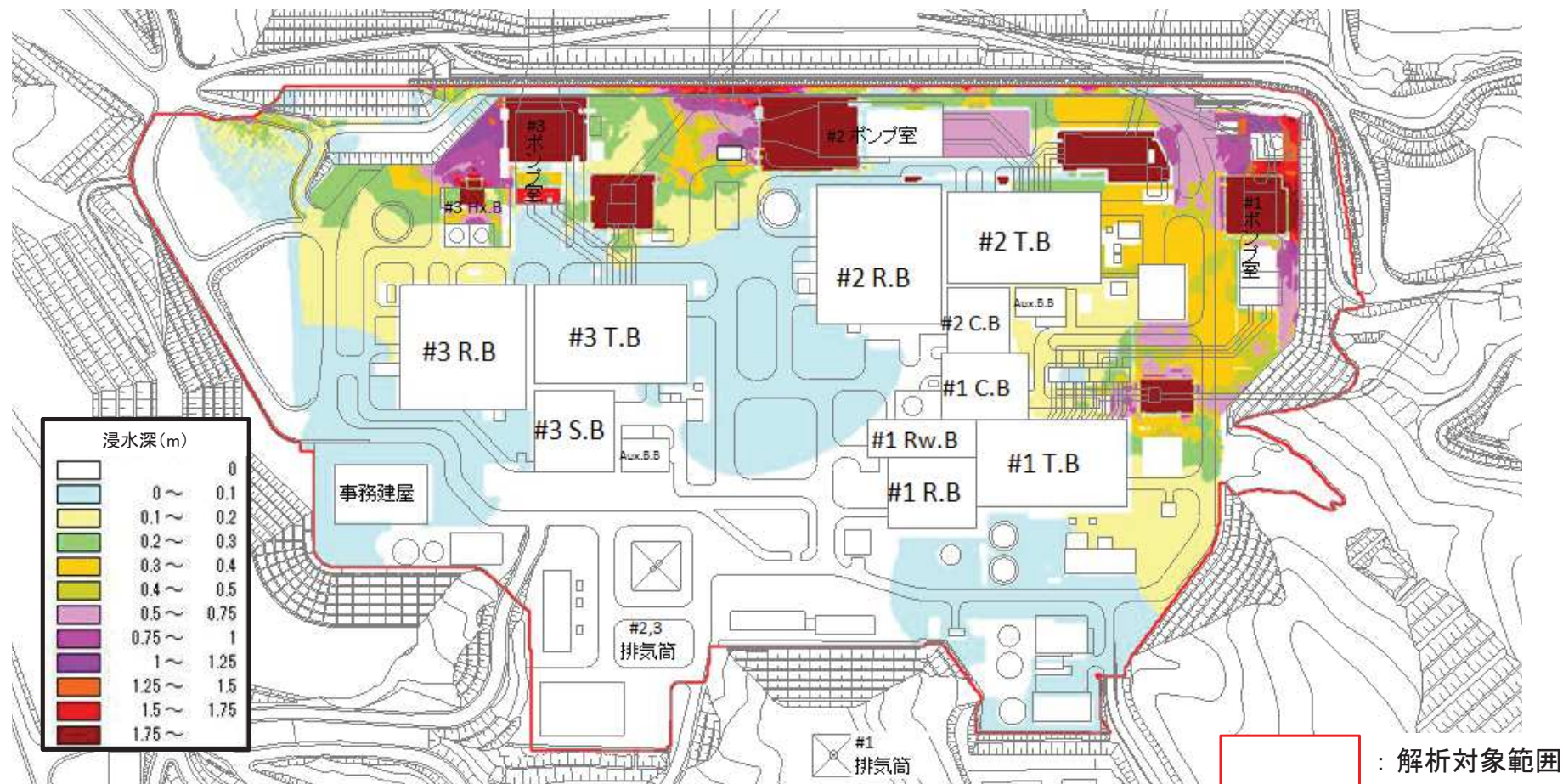


図1 O.P.33.9m津波時の敷地内最大浸水深分布

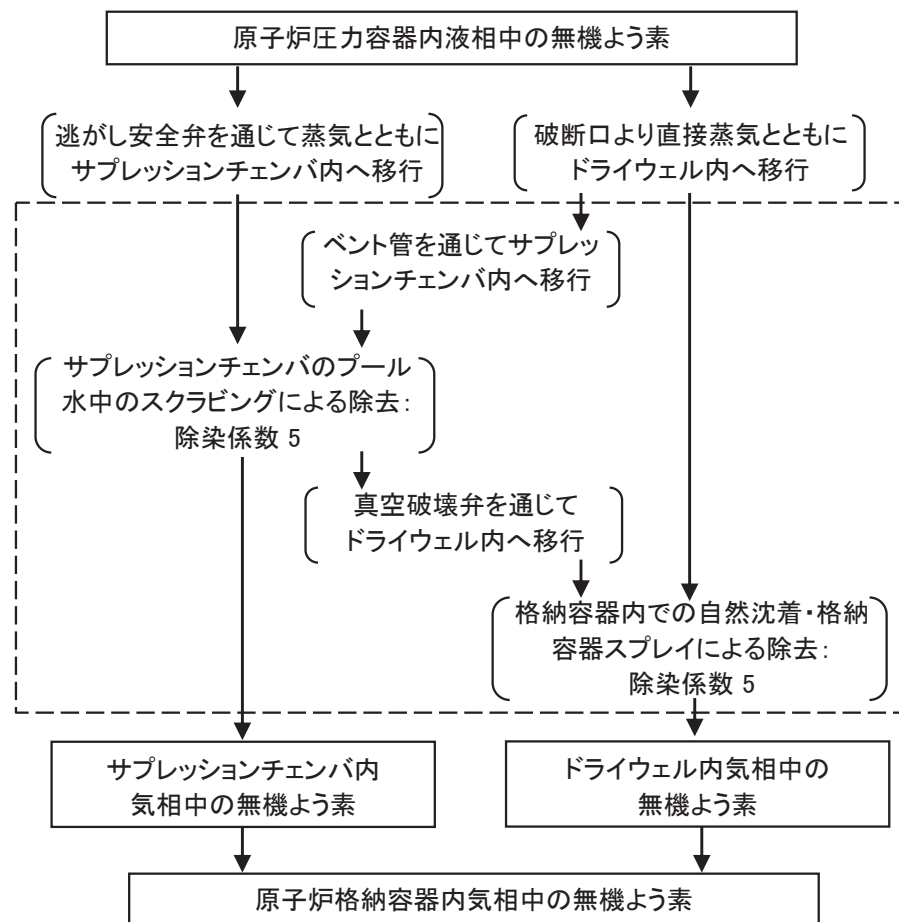
(1) 指摘事項

・格納容器内での自然沈着・格納容器スプレイの除染係数を設定する際に引用しているCSE A6実験の試験条件の実機への適用性及び除染係数の設定の考え方を整理して提示すること。
 (格納容器内での無機よう素の沈着効果としてCSE実験を参照し、除染係数として5を適用することの妥当性を説明すること)

(2) 回答

【格納容器内での無機よう素の除染係数として5を適用している理由】

- LOCA時注水機能喪失においては、無機よう素の格納容器内気相中への移行経路として、逃がし安全弁を通じてS/Cの気相部に移行するものと、破断口より格納容器内に直接排出されるものが想定され、その移行割合については、原子炉減圧のタイミングや破断口の大きさに依存する(図2)。
- しかし、いずれの経路を経由しても、逃がし安全弁を通じて移行するものには、S/Cプール水でのスクラビングによる除去が期待でき、破断口より格納容器内に直接排出されるものに対しては、格納容器内の自然沈着・格納容器スプレイによる除去(CSE実験からは除染係数として数100程度という知見が得られている)が期待できるため、格納容器内気相中に移行する無機よう素に対しては、いずれか一方の除去効果が期待できる。
- 以上を踏まえ、蒸気の移行割合によらずに評価するため、格納容器内における無機よう素の自然沈着・格納容器スプレイによる除去効果としては、サブプレッションチェンバのプール水中のスクラビングによる除染係数と同じ、除染係数5を適用することとした。



※蒸気の移行割合によらずに評価するため「」内を除染係数5とした

図2 LOCA時注水機能喪失における原子炉格納容器気相中への無機よう素の移行過程

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(No.2)(2/4)

【CSE実験について】

- 無機よう素の格納容器内における自然沈着・格納容器スプレイの効果については、CSE実験等に基づく知見が知られている。
- CSE実験はスプレイを実施しているA-6実験(図3)の他に、スプレイを使用しないCSE A-5及びA-11(図4)も実施しており、いずれにおいても、初期濃度より数100分の1以上低下した後、沈着が穏やかになること(カットオフ)が認められることから、スプレイの有無に係わらず除染係数として数100程度が期待できるものとする。

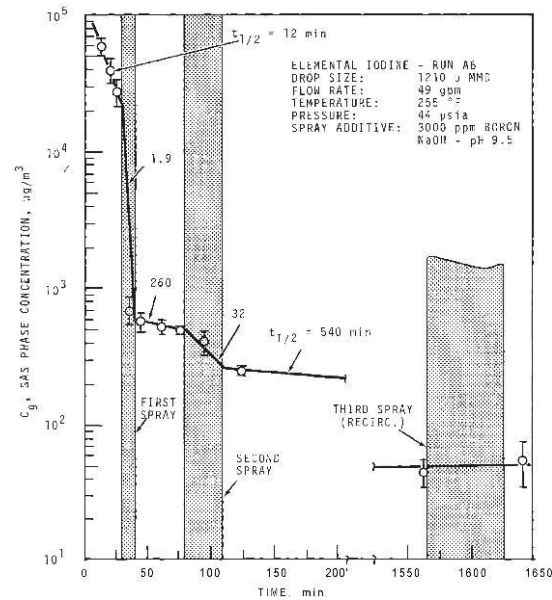


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A-6

図3 格納容器内における無機よう素濃度の時間変化

出典: BNWL-1244, "Removal of Iodine and PARTICLES from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"

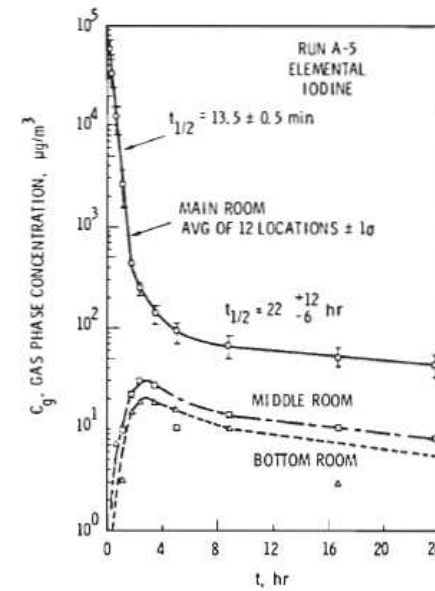


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

図4 CSE A-5及びA-11実験による無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化

出典: BNWL-1457, "Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in the Containment Systems Experiment"

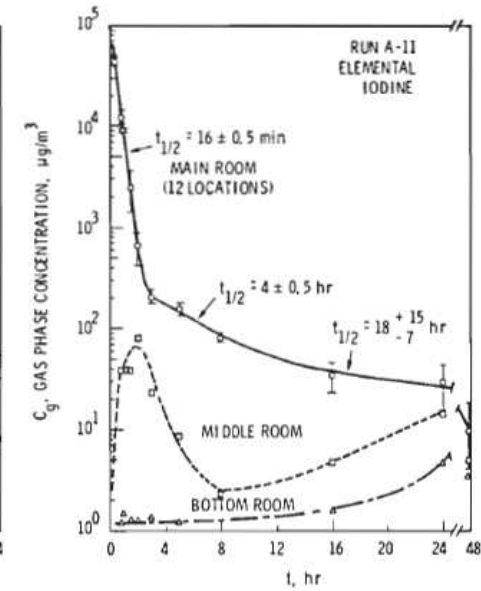


FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

【CSE実験の適用性について】

a. 実験体系について

- CSE実験の適用性を確認するため、実験と実機の条件について比較した(表1, 表2)。
- A-6実験では、スプレー水へのホウ素の添加やpHの違いはあるが、それ以外については女川2号炉の格納容器内の条件とおおむね同等であることを確認した(表1)。
- 自然沈着率に影響する比表面積についても、CSE実験体系と女川2号炉は同程度となることを確認した(表2)。

b. 無機よう素の保持時間について

- 格納容器内における保持時間に着目すると、CSE実験はスプレーの有無にかかわらず10時間経過すると1000分の1以下になっており、LOCA時注水機能喪失において、原子炉減圧後からベントまでの時間が40時間以上あることを考慮すれば、CSE実験の適用性はあるものとする。
- さらに、LOCA時注水機能喪失において、格納容器スプレーを継続している時間が10時間以上あることを考慮すれば、より無機よう素の沈着効果があると言える。

表1 CSE実験条件と女川2号炉の条件の比較

	CSE実験のRun No.			女川2号炉
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	蒸気+窒素
雰囲気圧力(MPaG)	約0.20	約0.22	約0.24	約0.38以下
雰囲気温度(°C)	約120	約120	約120	約155以下
スプレー	間欠 (ホウ素添加, pH9.5)	なし	なし	あり (添加物なし)

(1)Nucl. Technol., Vol.10, 499-519, 1971, (2)BNWL-1244, 1970, (3)BNWL-1457, 1970

表2 CSE実験と女川2号炉の比表面積の比較

	CSE実験体系	女川2号炉
体積(m ³)	約600	約13,000
表面積(m ²)	約570	約12,000
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約0.93

有効性評価 補足説明資料「141. 格納容器内での無機よう素の沈着効果について」

c. 無機よう素の濃度について

- LOCA時注水機能喪失時の格納容器内の無機よう素の濃度は、数 $10 \mu\text{g}/\text{m}^3$ と想定しており、CSE実験における濃度よりも数桁小さい。そのため、無機よう素の沈着に関し、濃度に対する感度を確認するため、設計基準事故時の無機よう素の沈着割合として参照されているORNLのCRI実験(Run 100実験)を参照した。
- CRI実験における無機よう素の初期濃度は $2 \times 10^3 \mu\text{g}/\text{m}^3$ になるように調整しており、実験開始から1020分(17時間)で初期濃度の約200分の1に低下することが認められる(表3参照)。
- CRI実験の無機よう素の初期濃度は、CSE実験よりも2桁程度小さいが、両者の自然沈着による除去効果は同程度であり、無機よう素の濃度は沈着効果において、主要なパラメータとはならないと考えられる。
- LOCA時注水機能喪失時の格納容器内における無機よう素の濃度は、CRI実験よりもさらに2桁程度小さいと想定しているが、濃度に対する感度は大きいものではないため、CSE実験の適用性はあるものとする。

表3 CRIによる無機よう素分布実験(Run 100)

Time After Completing I ₂ Injection into Tank (min)	Percentage of Total Iodine Inventory Airborne in Tank
12	32.4
38	26.3
76	22.7
161	10.5
285	6.9
400	3.2
710	1.0
832	0.77
1020	0.47
1155	0.42
1255	0.41

出典: ORNL-4071, "Behavior of I₂ and HI in the Containment Research Installation", G.W. Parker, et. al.,

- 以上のことから、格納容器内における無機よう素の沈着効果として除染係数5は適用できると考える。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(No.3)(1/2)

(1) 指摘事項

- ・耐圧強化ベント系と比較して、原子炉格納容器フィルタベント系から放出した場合の実効線量が高いことについて、評価に用いている大気拡散係数等の保守性を踏まえて、原子炉格納容器ベントを実施する際に用いる設備の優先順位の考え方を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・大気拡散係数は、放出高さを低くするほど保守的な結果を与えるパラメータであるが、耐圧強化ベント系を用いる場合は放出源の放出高さとして有効高さを適用し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いる場合は、実効線量を厳しく見る観点から放出高さ0mの地上放出として扱ってきた。こうした放出高さの違いにより、原子炉格納容器フィルタベント系の方が、わずかではあるが敷地境界における実効線量が大きくなる結果となっていた。
- ・前述のとおり両者では放出高さの設定の考え方に違いがあったため、評価条件として現実的となる様に、原子炉格納容器フィルタベント系を用いる場合については、放出高さを、排気管の地上高さである36mを用いることで、より現実的な評価にすることとした。評価条件を表4に、評価結果を次頁の表5に示す。

有効性評価 補足説明資料「160. 原子炉格納容器フィルタベント系の大気拡散係数及び敷地境界線量に対する放出高さの感度評価について」

表4 大気拡散係数の評価条件

	耐圧強化ベント系	原子炉格納容器フィルタベント系																													
		ベースケース	感度解析ケース																												
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～12月)	同左	同左																												
実効放出継続時間	1時間	同左	同左																												
放出高さ	有効高さ (陸側方位) (m) <table border="1"> <thead> <tr> <th>方位</th> <th>敷地境界</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>N</td><td>75</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>65</td></tr> <tr><td>NW</td><td>85</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>70</td></tr> <tr><td>W</td><td>110</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>130</td></tr> <tr><td>SW</td><td>120</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>115</td></tr> <tr><td>S</td><td>80</td></tr> <tr><td>SSE</td><td>90</td></tr> <tr><td>SE</td><td>80</td></tr> <tr><td>ESE</td><td>80</td></tr> <tr><td>E</td><td>90</td></tr> </tbody> </table>	方位	敷地境界	N	75	NNW	65	NW	85	WNW	70	W	110	WSW	130	SW	120	SSW	115	S	80	SSE	90	SE	80	ESE	80	E	90	0m (地上放出)	36m* (排気管の地上高さ)
方位	敷地境界																														
N	75																														
NNW	65																														
NW	85																														
WNW	70																														
W	110																														
WSW	130																														
SW	120																														
SSW	115																														
S	80																														
SSE	90																														
SE	80																														
ESE	80																														
E	90																														

※放出高さは、感度解析であることから、ここでは便宜的に排気管の実高さを用いる

表5 敷地境界での実効線量評価結果

		耐圧強化ベント系	原子炉格納容器フィルタベント系	
			ベースケース	感度解析ケース
放出量	よう素[Bq]	約 1.1×10^{12}	約 4.7×10^9	同左
	希ガス[Bq]	約 1.6×10^{13}	約 1.6×10^{13}	同左
大気拡散係数	相対濃度[s/m ³]	5.5×10^{-6}	5.9×10^{-4}	6.3×10^{-5}
	相対線量[Gy/Bq]	1.3×10^{-19}	2.8×10^{-18}	1.1×10^{-18}
実効線量	よう素[mSv]	約 7.7×10^{-2}	約 3.8×10^{-2}	約 4.1×10^{-3}
	希ガス[mSv]	約 2.1×10^{-3}	約 4.5×10^{-2}	約 1.8×10^{-2}
	合計[mSv]	約 7.9×10^{-2}	約 8.3×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}

- 相対濃度や相対線量は、放出高さHが大きくなるほど小さくなるため、評価条件である放出高さの変更により、原子炉格納容器フィルタベント系を用いる場合の相対濃度は 6.3×10^{-5} [s/m³]で変更前の約1/9、相対線量は 1.1×10^{-18} [Gy/Bq]で変更前の約1/3となった。
- この低減効果により、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた際の実効線量は約 2.2×10^{-2} mSvとなり、耐圧強化ベント系を用いた際の実効線量である約 7.9×10^{-2} mSvよりも小さくなることから、原子炉格納容器ベントにおいては、耐圧強化ベント系よりも原子炉格納容器フィルタベント系を用いたベントを優先することは妥当である。

(1) 指摘事項

- 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係において、評価結果がベストフィット曲線に近接していることの影響を整理して提示すること。

(2) 回答

- 解析コードにおいて、燃料被覆管の温度上昇時の燃料被覆管の破裂の有無を判定するため、図5に示す破裂判定曲線のうちベストフィット曲線を用いており、燃料被覆管温度と円周方向の応力の解析結果がベストフィット曲線を上回っていれば「破裂あり」と判定している。
- ベストフィット曲線は、従来の設計基準事故(LOCA)解析において燃料被覆管の破裂判定に用いられているものの、ベストフィット曲線に近接する領域においては、試験データにばらつきがあり、不確かさがあると考えられる。
- 事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」において、一部の燃料集合体の線出力密度の高い燃料棒のみがベストフィット曲線に近接する解析結果となっている。ここでは不確かさの影響を把握するため、原子炉注水操作が遅れ、燃料被覆管に破裂が発生することで放射性物質が放出された場合の影響を、感度解析※1にて確認した。

※1 事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」にて想定する破断面積は大きくないことから事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」にて代表して評価を実施

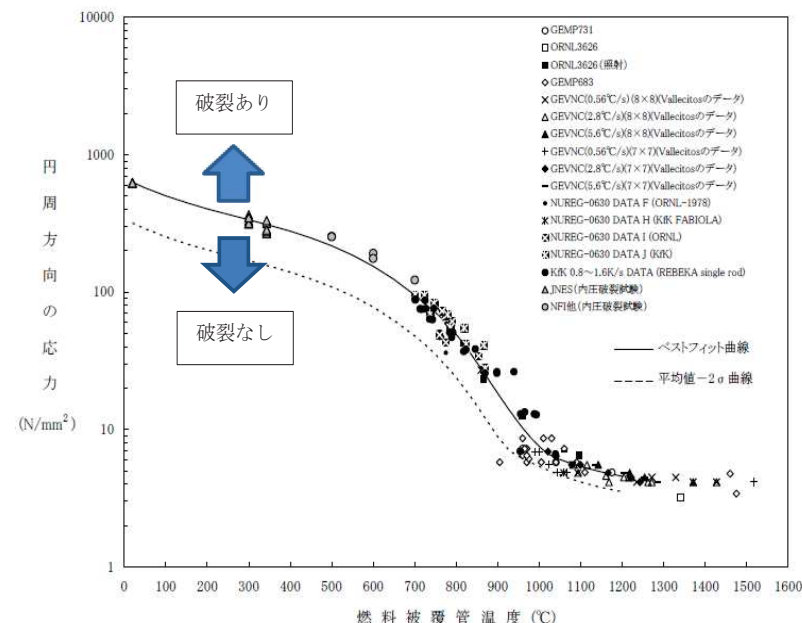


図5 破裂判定曲線

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(No.4)(2/2)

- ・感度解析の結果，事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」※2において，低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作が15分遅れた場合（原子炉減圧開始時間：事象発生40分後），出力の大きな一部の燃料集合体で燃料被覆管に破裂が発生する。その際における敷地境界での実効線量は約 3.5×10^{-1} mSvであり，5mSv以下であることを確認した（表6，図6）。
- ・以上より，対策の有効性を確認する1つの目安として用いている破裂判定曲線を一部超えた場合においても，審査ガイドにおける評価項目を満足し，その影響は小さいことを確認した。

※2 格納容器ベント実施時間は事象発生約45時間後であり，敷地境界での実効線量評価を実施している事故シーケンスグループ「LOC A時注水機能喪失」における格納容器ベント時間（事象発生約44時間後）とほぼ同等の評価結果であることから，代表性を確認

表6 操作遅れ時における破裂本数(1/4炉心，サイクル初期，15分遅れ)



操作遅れ時間	燃料被覆管			敷地境界での 実効線量
	最高温度	酸化率	破裂の有無	
15分	約966℃	約5%	あり	約 3.5×10^{-1} mSv

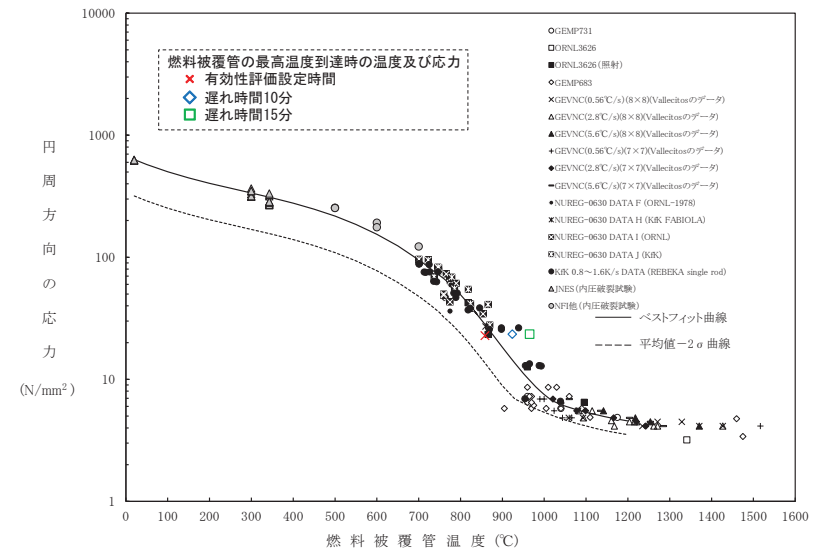


図6 感度解析結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(1) 指摘事項

- ・使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)の水位計測機能に係る信頼性について、測定原理の多様性も含めて整理して提示すること。

(2) 回答

- ・重大事故等時における使用済燃料プールの水位監視については、使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)において、連続的に計測が可能であり、中央制御室及び緊急時対策所において監視が可能な設計としている。
- ・仮に、使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)による計測が困難になった場合においても、使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)により、離散的であるが通常水位から全面緊急事態の判断基準レベルまでの間を8分割で水位の監視が可能であるとともに、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により、使用済燃料プール水位と放射線量率の関係から連続的な水位の推定が可能である。さらには、使用済燃料プール監視カメラにおいて使用済燃料プールの状態監視も可能である。
- ・これらの使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式), 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)及び使用済燃料プール監視カメラについても中央制御室及び緊急時対策所において監視可能な設計としている。また、代替電源喪失時には、中央制御室において使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)に可搬型計測器を接続することにより、使用済燃料プールの温度監視が可能となる。

【使用済燃料プール水位／温度計の選定理由】

- ・重大事故等時における使用済燃料プールの水位監視設備については、表7に示すとおり複数の検出方式から設置許可基準規則への適合性を踏まえ、以下の理由により使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)を選定している。
 - 重大事故等時における環境条件において使用可能(ガイドパルス式及びヒートサーモ式)
 - 使用済燃料プール上部から下部にわたる広い計測範囲において連続的に計測が可能(ガイドパルス式)
 - 連続的な計測ができないものの、通常水位から全面緊急事態の判断基準レベルまでの間を8分割で水位の監視が可能。また、代替電源喪失時においては、中央制御室において可搬型計測器により使用済燃料プールの温度計測が可能(ヒートサーモ式)

表7 使用済燃料プール水位監視に係る検出方式の比較

評価項目	検出方式					
	ヒートサーモ式	ガイドパルス式	電波式	超音波式	フロート式	エアパーズ式
耐環境性	耐性あり	耐性あり	耐性なし	耐性なし	耐性なし	耐性なし
測定の連続性	離散的※	連続的	連続的	連続的	連続的	連続的
代替電源喪失時の対応 (可搬型計測器による計測)	可能	不可	可能	不可	可能	不可

※：14個の検出器を0.2～1m間隔に配置し、複数のグループに分けて1分間ヒータONを繰り返して約10分間で1周させる。

重大事故等対処設備「54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」
補足説明資料「54-18 使用済燃料プール水位／温度の選定について」

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(No.5)(3/3)

【設計基準対象施設との多様性】

- ・使用済燃料プールの監視については、通常時から重大事故等時にわたり多様性を有する複数の計器にて監視が可能である(表8)。
- ・水位、温度及び放射線量率を計測する重大事故等対処設備は、設計基準対象施設と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう代替電源設備から給電が可能な設計とするとともに、可能な限り位置的分散を図る設計としている。

表8 使用済燃料プール監視設備と監視範囲

	名称	通常時	設計基準事故時※1	重大事故等時
水位	燃料貯蔵プール水位	緑	緑	
	使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)	黄		
	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	黄		
温度	燃料貯蔵プール水温度	緑	緑	
	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	緑	緑	
	使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)	黄		
	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	黄		
放射線量率	燃料交換フロア放射線モニタ	緑	緑	
	燃料取替エリア放射線モニタ	緑	緑	
	原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ	緑	緑	
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ※2	黄		
映像	使用済燃料プール監視カメラ	黄		

※1：運転時の異常な過渡変化時を含む
 ※2：高線量及び低線量

緑 設計基準対象施設の監視範囲
 黄 重大事故等対処設備の監視範囲

【使用済燃料プール水位低下時における監視】

- ・重大事故等時において、連続計測が可能な使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)による計測が困難になった場合は、以下の重大事故等対処設備により使用済燃料プールの状態を確認する。
 - 使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)により使用済燃料プールの状況を推定するとともに使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により水位/放射線量の関係を利用し、必要な水位が確保されていることを推定(図7)
 - 使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を確認

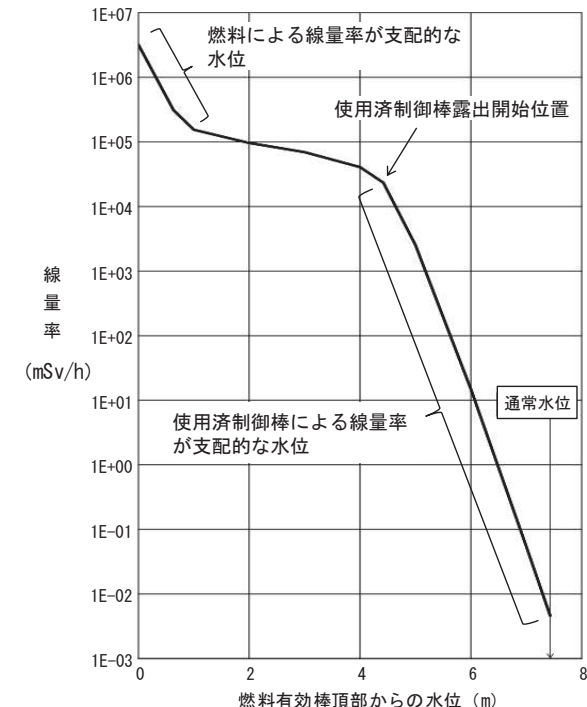


図7 水位と放射線量率の関係(例)

重大事故等対処設備「54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」
 補足説明資料「54-18 使用済燃料プール水位/温度の選定について」

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(No.6)(1/3)

(1) 指摘事項

- ・原子炉注水手段がない場合における原子炉減圧タイミングについて、炉心損傷していない段階で、減圧により炉心損傷に至るという対応の考え方を整理して提示すること。また、解析上の着手基準と実際の手順の着手基準の関係を整理して提示すること。

(2) 回答

a. 炉心損傷判断前に減圧操作を行う考え方

- ・有効性評価の事象進展解析においては、原子炉水位BAF+20%到達と炉心損傷(被覆管温度1000K到達)が同時であることから、炉心損傷判断は原子炉減圧の後であるものの、BAF+20%で原子炉減圧を実施しない場合であっても炉心損傷の時間に差はない。
- ・原子炉減圧のタイミングについては、以下の観点から原子炉水位BAF+20%到達時点を設定している。
 - 原子炉圧力容器内の保有水により燃料を冷却する効果に期待し、原子炉減圧を遅らせる
 - 原子炉減圧を遅らせることで、炉心のヒートアップが進み、そのタイミングで原子炉減圧を行った場合、大量の蒸気によりジルコニウム-水反応が活発となり、水素が発生することから、水素発生量が大きくなる前に原子炉を減圧する(表9)
- ・原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の復旧に期待できる時間を確保するため原子炉減圧を遅らせること及びBAFまで水位が低下した場合は水位が確認できなくなるためBAFから余裕を持った水位で減圧することを考慮しても適切な水位設定である。

表9 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果(逃がし安全弁2個の場合)

原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ[分]	原子炉水位(燃料域)の目安	水素発生量[kg] (168時間後)	被覆管への荷重※
10	BAF+82%	519	136
20	BAF+38%	513	199
30	BAF+18%	514	317
35	BAF+14%	515	278
40	BAF+11%	686	313
50	BAF+04%	833	409

※原子炉減圧時の
最大炉内蒸気流量[kg/s]

有効性評価 補足説明資料「159. 原子炉圧力容器の高圧状態での破損を回避するための減圧操作について」
技術的能力1.3「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

・BAF+20%に到達する場合は、原子炉注水機能の喪失を判断し、注水機能の復旧を試みるが、復旧ができず原子炉水位が低下する状況である(図8)。その場合の運転員操作は、注水機能の復旧であり、BAF+20%の原子炉減圧後であっても注水機能の復旧であるため、炉心損傷の前後で変わりはない。また、原子炉減圧の基準は傾向を連続監視でき、到達予測が容易である原子炉水位で判断することが適切と考え、炉心損傷前後に係らずBAF+20%到達時点で原子炉減圧を実施する手順としている。

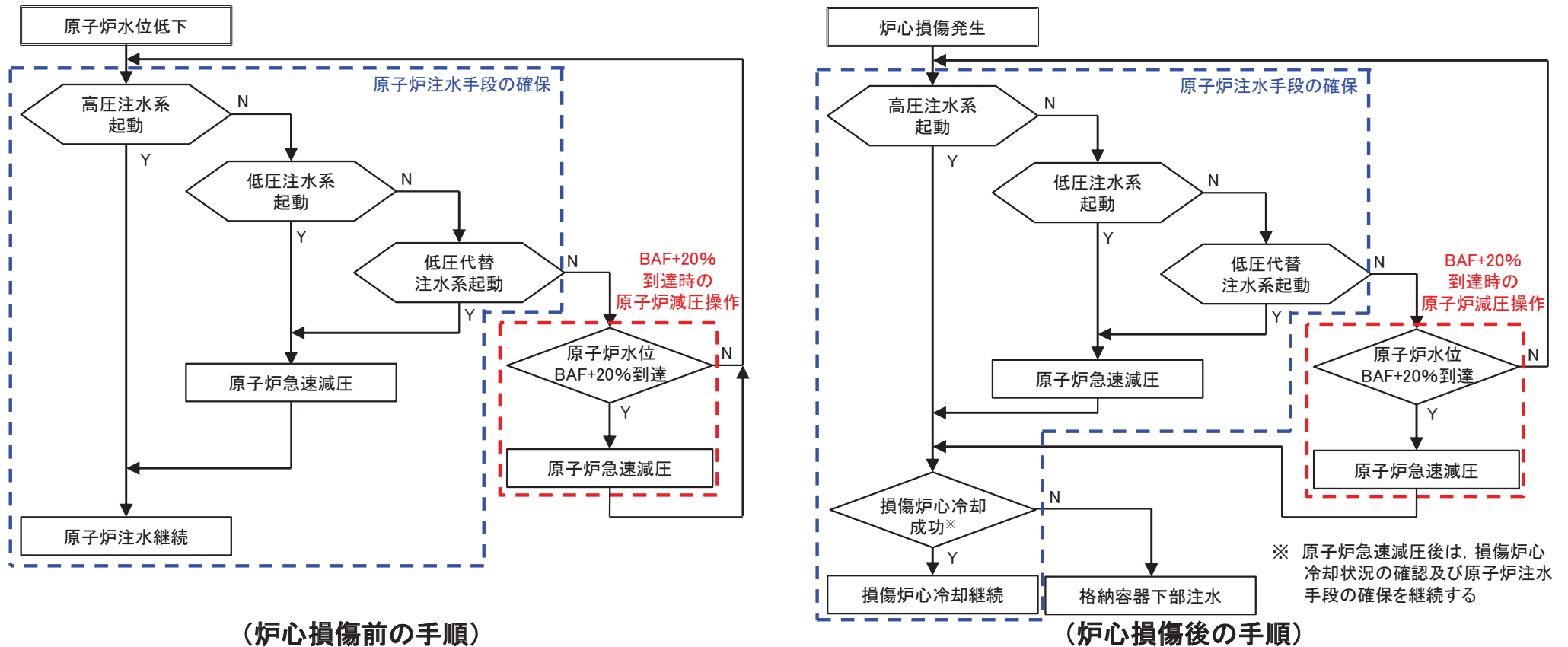
必要な要員と作業項目		経過時間(分)				
		10m	20m	30m	40m	50m
作業項目	作業の内容	▽ 事象発生 ▽ 原子炉スクラム ▽ 約10分 プラント状況判断		▽ 約25分 原子炉への全注水機能喪失	▽ 約43分 BAF+20%到達した時点 SRVによる原子炉減圧 炉心損傷	
状況判断	・給水流量の全喪失確認	10分				
	・非常用ディーゼル発電機自動起動確認					
	・高圧注水機能喪失確認					
高圧代替注水系起動操作 (解析上考慮せず)	・高圧代替注水系 系統構成・起動操作		5分			
低圧ECCS起動	・低圧注水機能喪失確認			5分		
高圧/低圧注水機能喪失調査, 復旧操作(解析上考慮せず)	・給水系, 原子炉隔離時冷却系等 機能回復			適宜実施		
原子炉への全注水機能喪失確認	・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)機能喪失確認			5分		
原子炉急速減圧操作	・SRV 2個 手動開放操作					5分

図8 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の作業と所要時間

有効性評価 補足説明資料「159. 原子炉圧力容器の高圧状態での破損を回避するための減圧操作について」
技術的能力1.3「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

b. BAF+20%到達時の原子炉減圧手順

- ・技術的能力1.3「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」において“炉心損傷前における原子炉水位BAF+20%到達時の原子炉減圧手順”が記載されておらず、解析上の操作条件と不整合が生じていたため、“炉心損傷前における原子炉水位BAF+20%到達時の原子炉減圧手順”を追加し、解析上の操作条件と技術的能力(手順)の整合を図った。
- ・図9に示すとおり、炉心損傷前後に係らず原子炉注水手段の確保を優先的に実施し、原子炉水位がBAF+20%に到達した時点で原子炉減圧操作を実施する。



有効性評価 補足説明資料「159. 原子炉圧力容器の高圧状態での破損を回避するための減圧操作について」
 技術的能力1.3「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

(1) 指摘事項

- 非常用ディーゼル発電機(B)から復水移送ポンプ(A)への給電について、現状の設計を踏まえ、実現可能性を整理して提示すること。

(2) 回答

- 復水移送ポンプ(A)への給電については、非常用ディーゼル発電機(A)、ガスタービン発電機又は電源車により給電する設計としている。
- 非常用ディーゼル発電機(B)のみが使用可能な状況においては、母線連絡遮断器のインターロックを除外し、母線連絡遮断器を投入することで、非常用ディーゼル発電機(B)から復水移送ポンプ(A)への給電は可能である。
- しかしながら、インターロックを除外した状態での電源復旧過程において、各電源の同一母線への給電によりトリップが発生する可能性がある。

【復水移送ポンプへの給電方法】

- 復水移送ポンプへの給電は、非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由した給電が可能な設計としている(図12)。また、ガスタービン発電機又は電源車から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計としている(図13～図16)。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(No.7)(2/8)

【非常用ディーゼル発電機から復水移送ポンプへの給電(設計思想)】

- 非常用ディーゼル発電機から復水移送ポンプへの給電は、非常用所内電気設備を経由して行う設計であり、代替所内電気設備を経由した給電は考慮していない。
- 仮に非常用ディーゼル発電機から代替所内電気設備を経由して復水移送ポンプへ給電する場合は、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備を接続する母線連絡遮断器を投入する必要がある。この母線連絡遮断器は外部電源喪失時に自動起動する非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機が、母線連絡遮断器の誤操作により同一母線へ給電された場合に非同期によりトリップすることを防止するため、非常用ディーゼル発電機が給電している状態においては、投入できないインターロックを設けている。

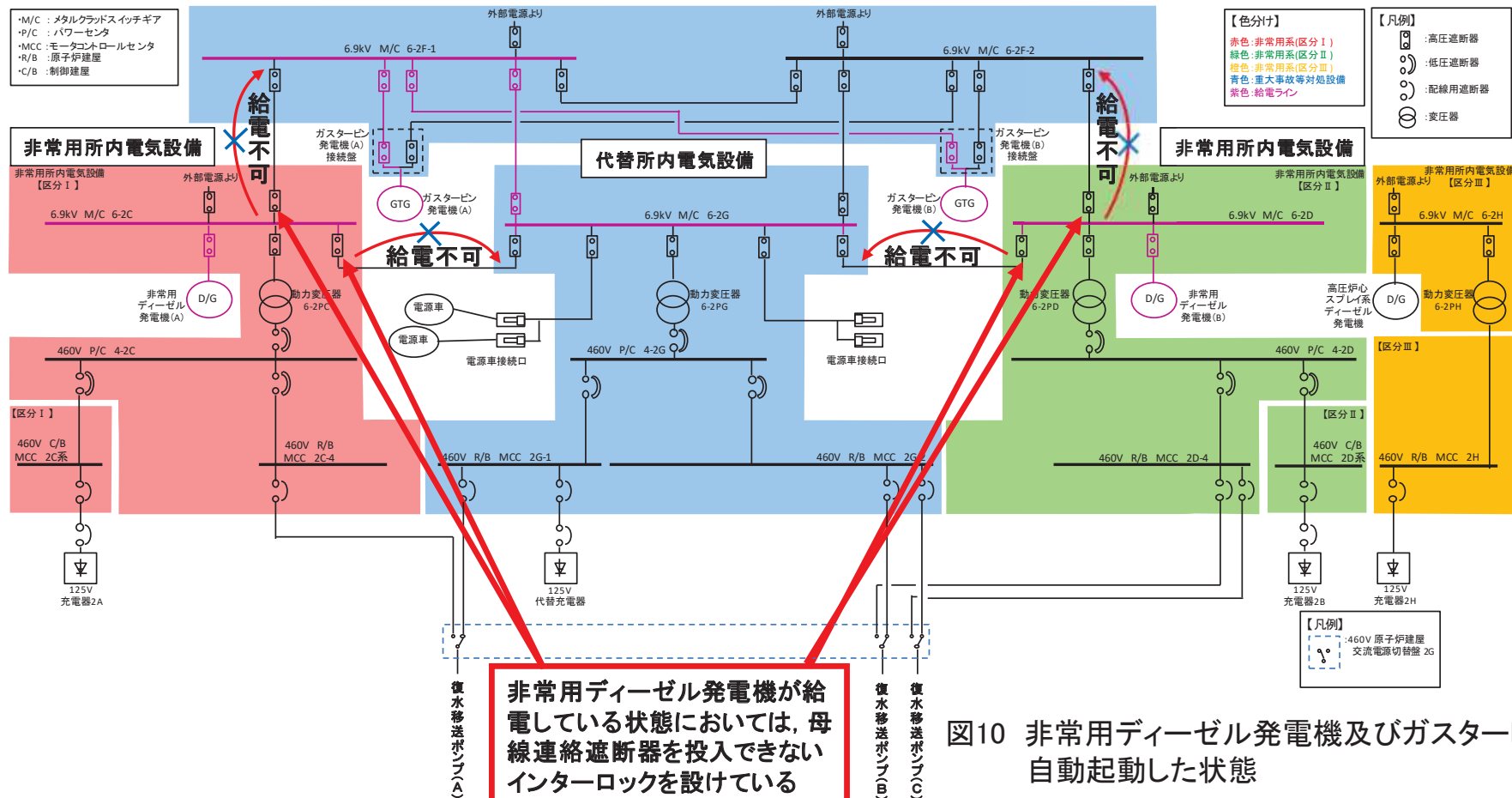


図10 非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機が自動起動した状態

重大事故等対処設備 「57条 電源設備」

補足説明資料「57-13 非常用ディーゼル発電機から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電について」

【非常用ディーゼル発電機から復水移送ポンプへの給電(臨機の措置)】

- 1台の非常用ディーゼル発電機のみが使用可能な状況においては、母線連絡遮断器のインターロックを現場での回路構成により除外し、母線連絡遮断器を投入することで、非常用ディーゼル発電機から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電は可能である。
- しかしながら、インターロックを除外した状態でのガスタービン発電機等の電源復旧過程において、仮に母線連絡遮断器を誤操作した場合には、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機の同一母線への給電によりトリップが発生する可能性がある。

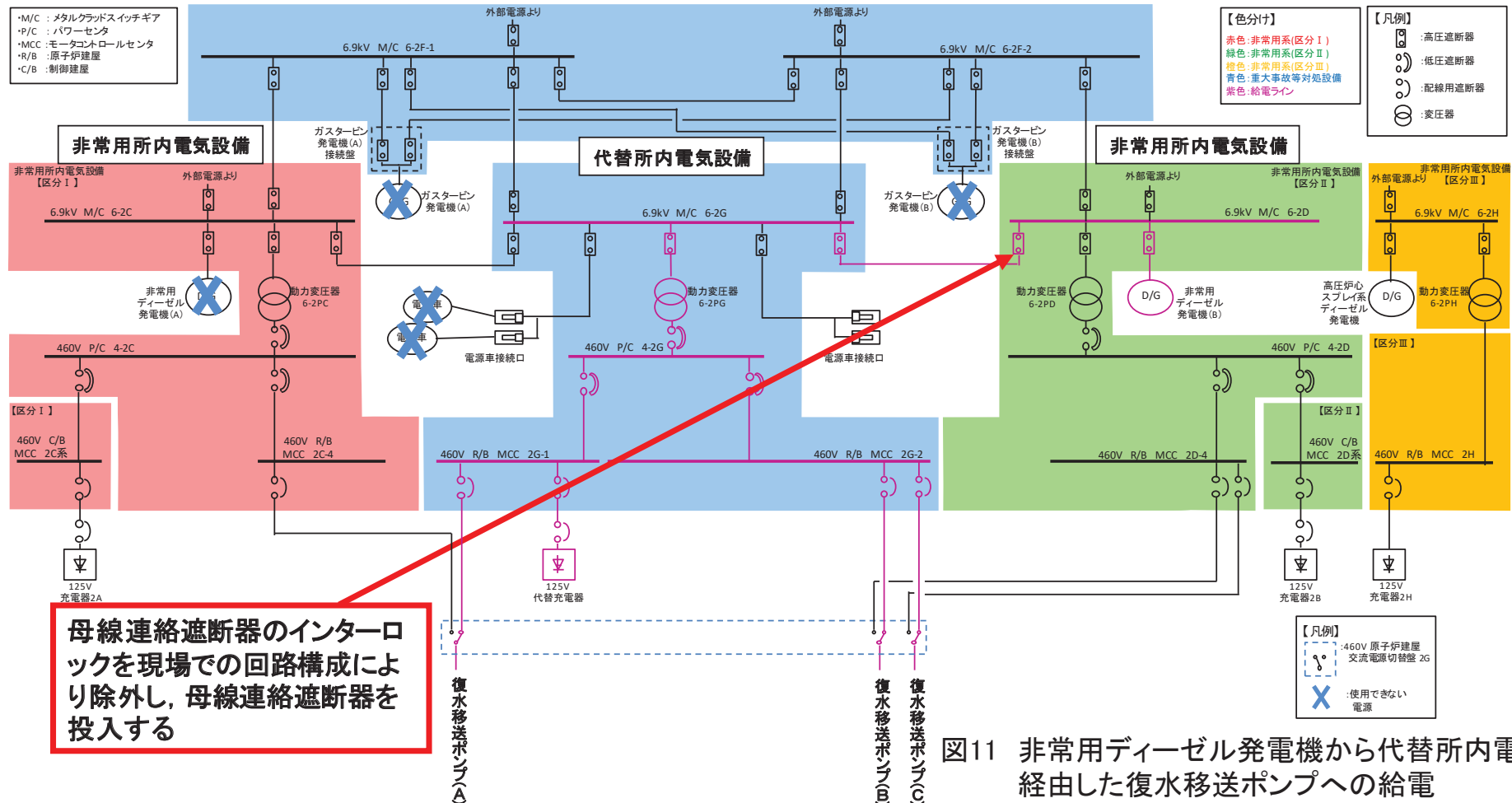
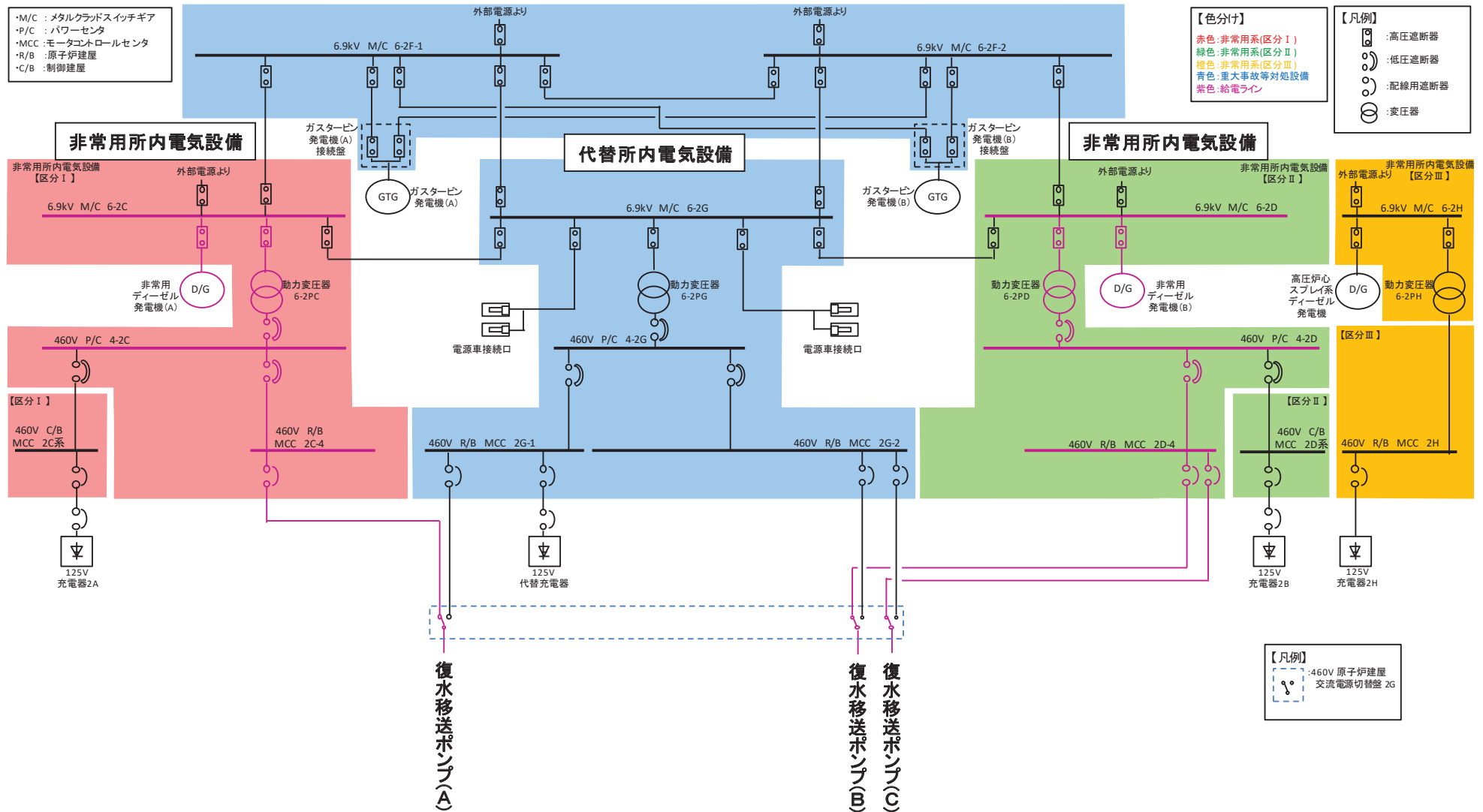


図11 非常用ディーゼル発電機から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電

【参考】復水移送ポンプへの給電方法

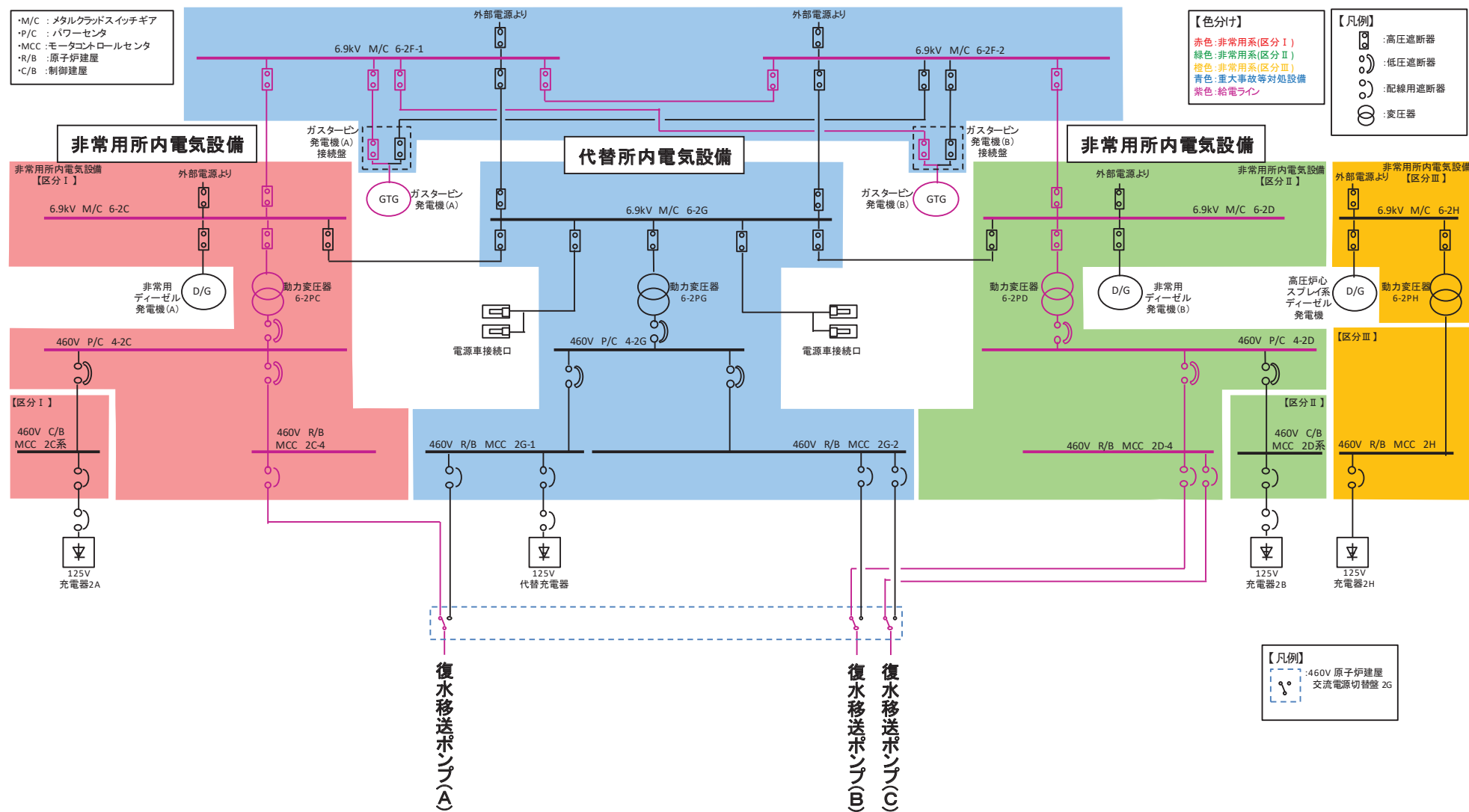
(1) 非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電



重大事故等対処設備 「57条 電源設備」
 補足説明資料「57-13 非常用ディーゼル発電機から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電について」

【参考】復水移送ポンプへの給電方法

(2) ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電



重大事故等対処設備 「57条 電源設備」
 補足説明資料「57-13 非常用ディーゼル発電機から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電について」

【参考】復水移送ポンプへの給電方法

(3) ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電

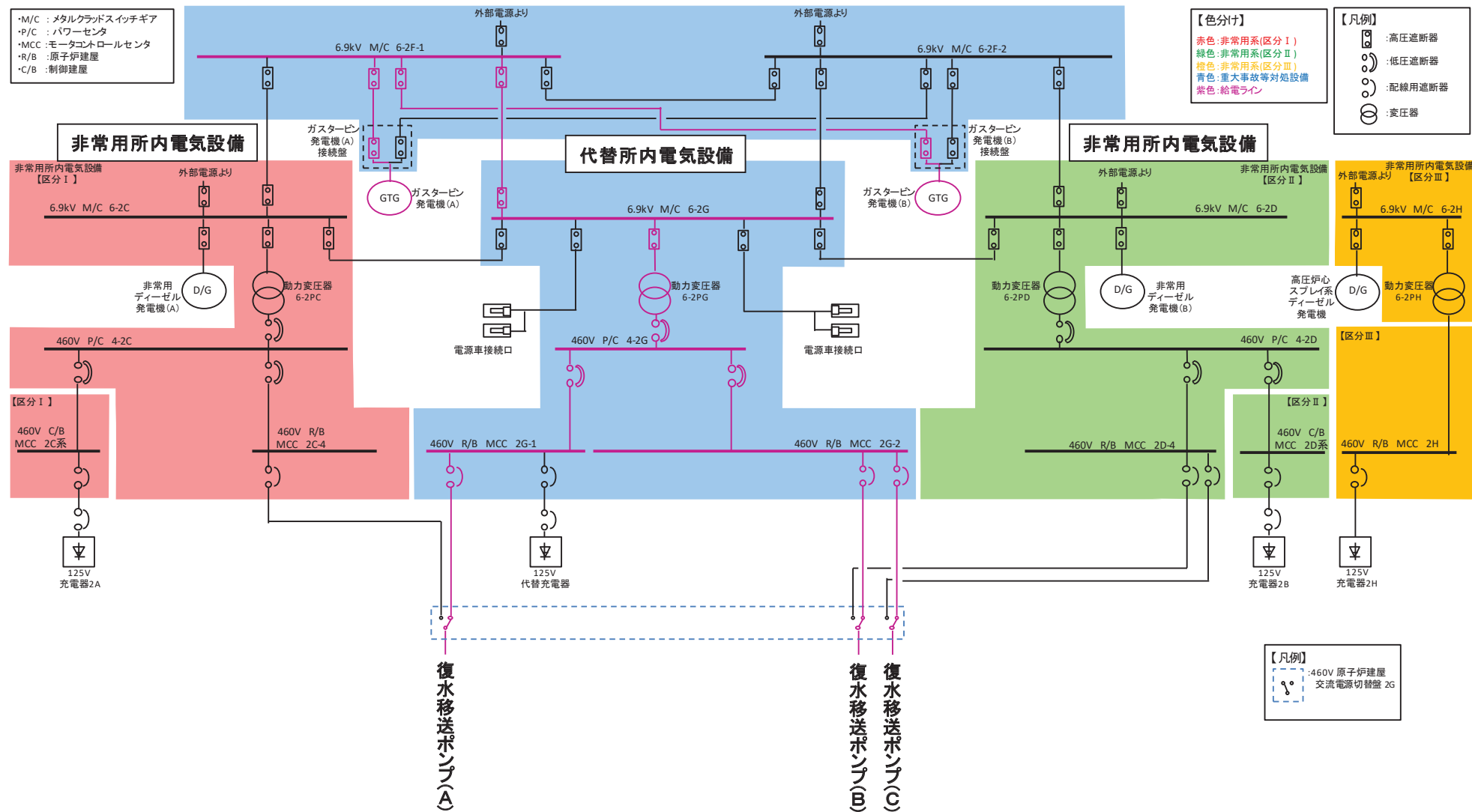


図14 ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電

重大事故等対処設備 「57条 電源設備」
 補足説明資料「57-13 非常用ディーゼル発電機から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電について」

【参考】復水移送ポンプへの給電方法

(4) 電源車から非常用所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電

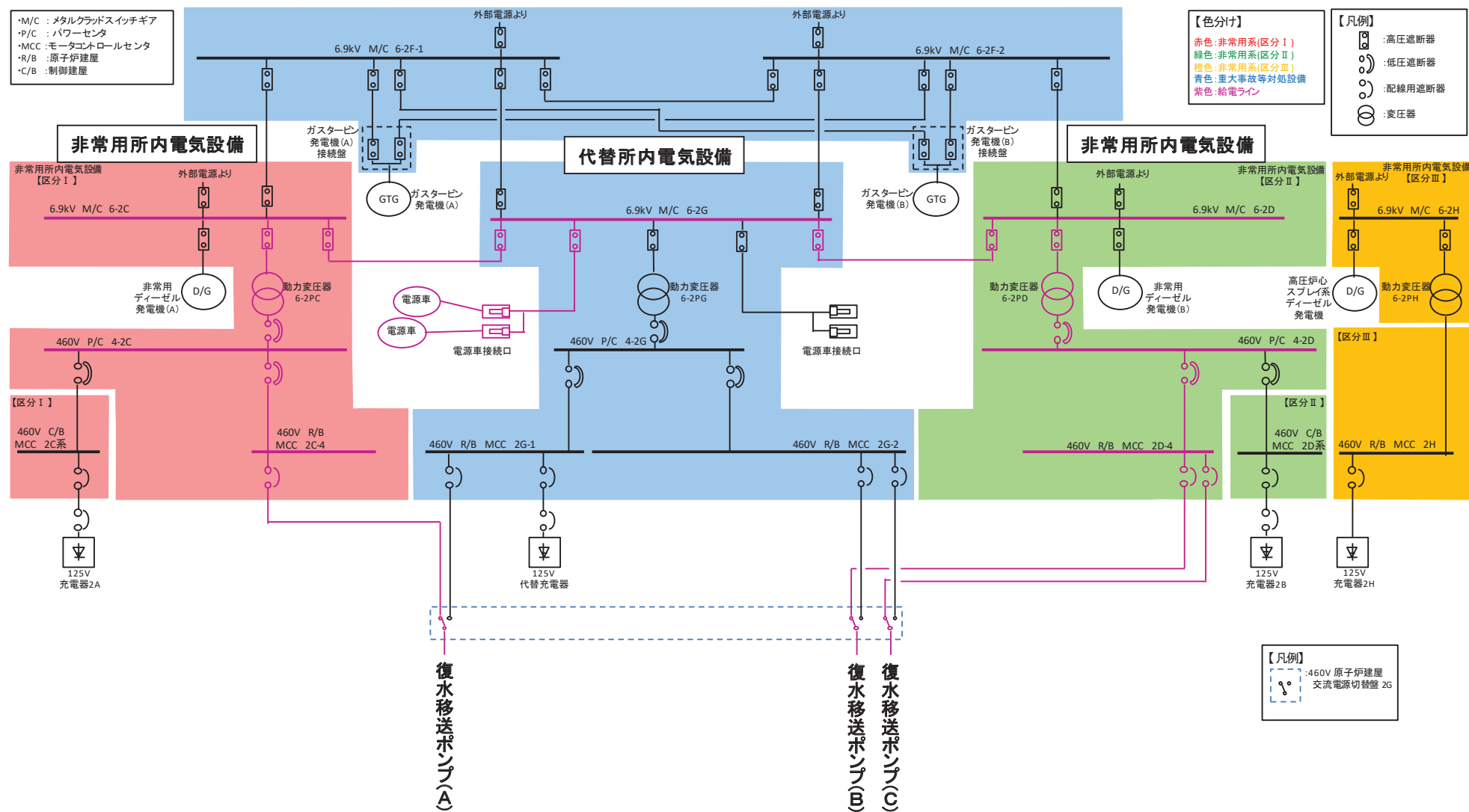


図15 電源車から非常用所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電

重大事故等対処設備 「57条 電源設備」

補足説明資料「57-13 非常用ディーゼル発電機から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電について」

【参考】復水移送ポンプへの給電方法

(5) 電源車から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電

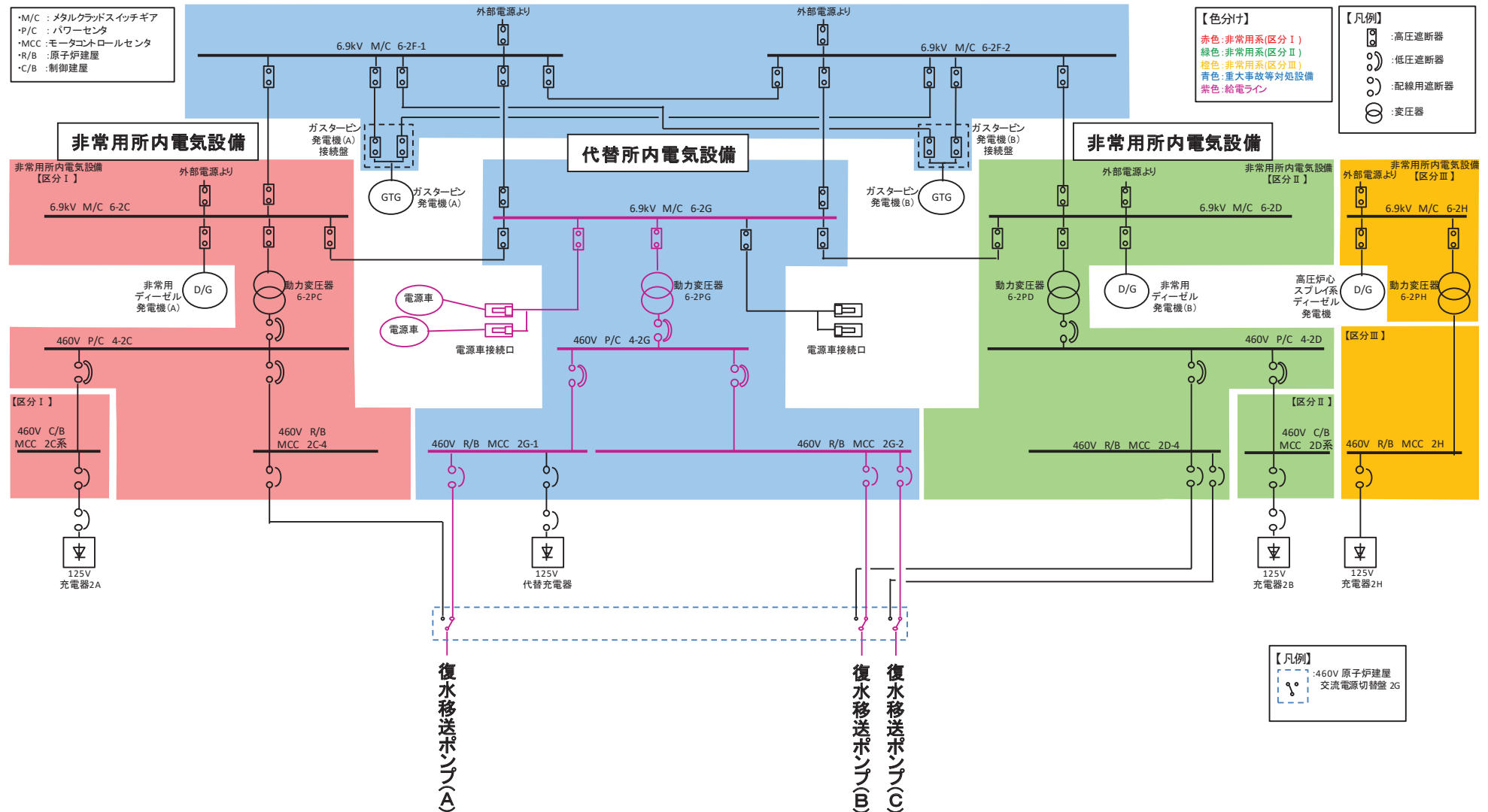


図16 電源車から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電

重大事故等対処設備 「57条 電源設備」

補足説明資料「57-13 非常用ディーゼル発電機から代替所内電気設備を経由した復水移送ポンプへの給電について」

(1) 指摘事項

・軽油タンク間におけるタンクローリによる燃料補給手段を追加したことに伴い、その他の補給先も踏まえてタンクローリの必要台数を整理して提示すること。

(2) 回答

【タンクローリの保有台数及び燃料補給対象設備】

- ・タンクローリは、必要な重大事故等対処設備に燃料を補給できる容量を有するものを1セット2台使用し、保有数は、1セット2台に加えて、バックアップ用として1台の合計3台を保管する。
- ・燃料補給対象設備は、同時にその機能を要求される燃料補給を必要とする重大事故等対処設備が最大数となる有効性評価の各重要事故シーケンス等から選定し、注水用の大容量送水ポンプ(タイプI)、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプI)、熱交換器ユニット及びガスタービン発電機(ガスタービン発電設備軽油タンク)とする。

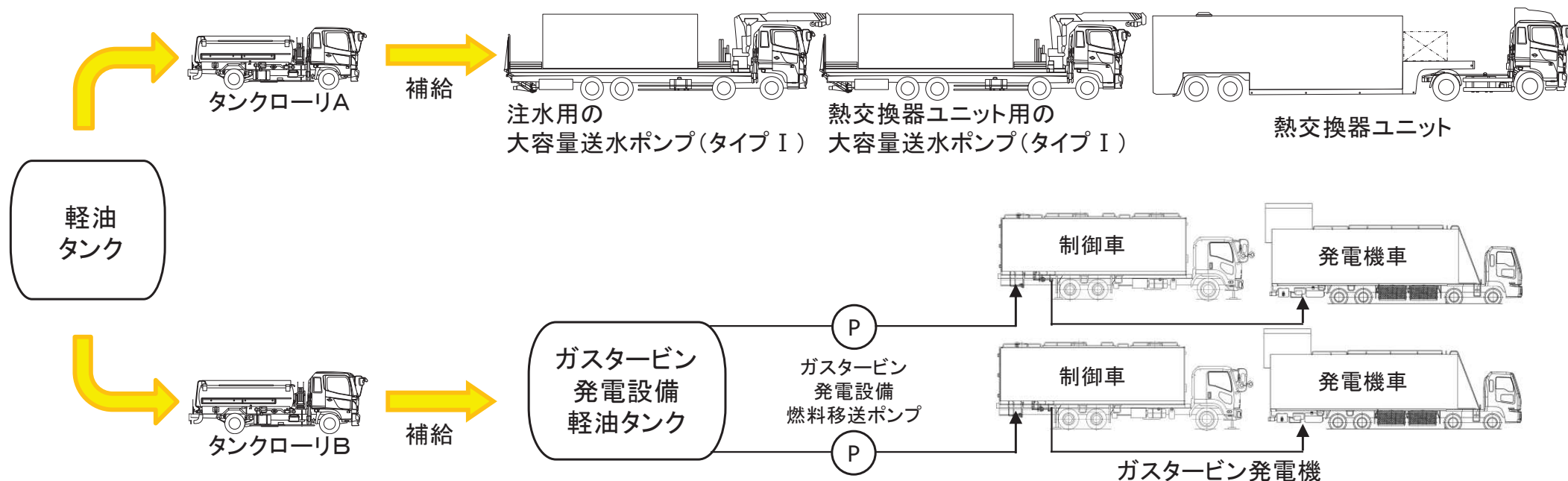


図17 タンクローリA及びBにおける燃料補給対象設備

【タンクローリーAによる燃料補給作業の成立性】

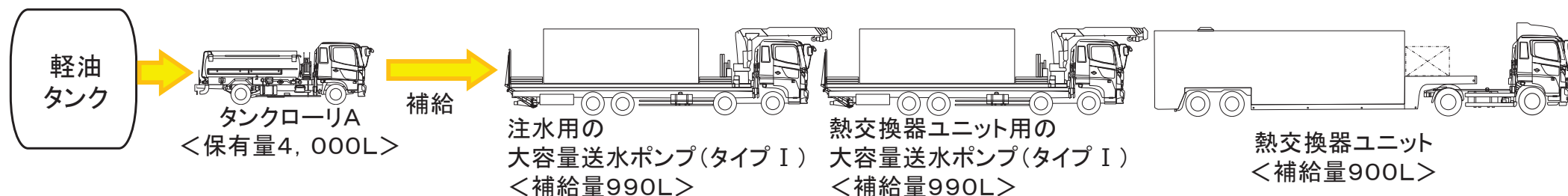


図18 タンクローリーAにおける燃料補給対象設備

- ・燃料補給対象設備及び燃料タンク全容量における運転可能時間
 - 注水用の大容量送水ポンプ(タイプI) : 300分
 - 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプI) : 300分
 - 熱交換器ユニット : 900分
- ・燃料補給時間(上記3台へ連続して補給する1サイクルの時間)
 - a. 軽油タンク⇒タンクローリーAへの補給(移動含む) : 115分
 - b. タンクローリーA⇒注水用の大容量送水ポンプ(タイプI)への補給(移動含む) : 40分
 - c. タンクローリーA⇒熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプI)への補給(移動含む) : 40分
 - d. タンクローリーA⇒熱交換器ユニットへの補給(移動含む) : 35分

a. + b. + c. + d. = 230分

以上より、燃料補給時間は230分で、最短の運転可能時間である300分以内に補給が可能であり、また、1サイクル間には70分の余裕があることから、タンクローリーAによる燃料補給作業は成立する。

【タンクローリBによる燃料補給作業の成立性】

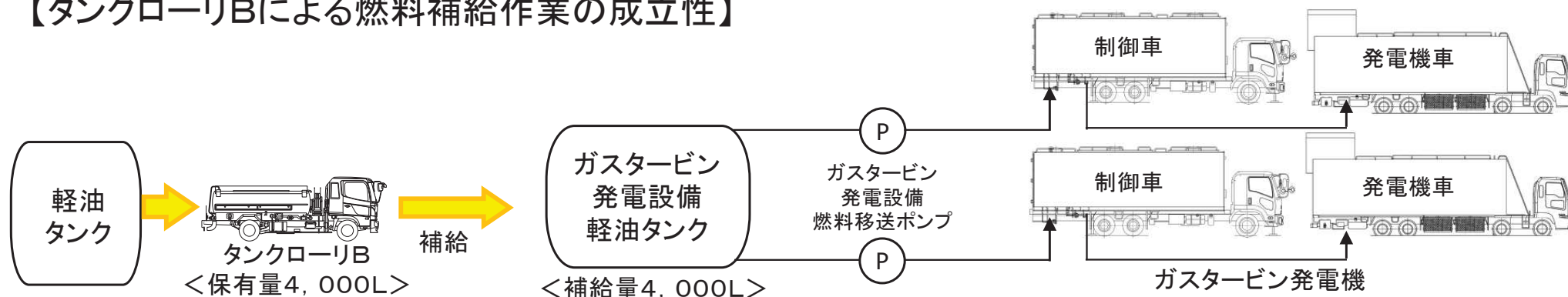


図19 タンクローリBにおける燃料補給対象設備

・燃料補給対象設備及びタンクローリBに要求される燃料補給時間

軽油タンクからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給量は、ガスタービン発電機が定格負荷で7日間(168時間)連続運転するために必要な容量が約414kLであり、ガスタービン発電設備軽油タンクの容量約330kLでは不足する容量約84kLに対して、タンクローリBは4時間(240分)毎に1回の合計40回の補給を可能とする。

➤ ガスタービン発電設備軽油タンク:240分

・燃料補給時間(ガスタービン発電設備軽油タンクへ補給する1サイクルの時間)

a. 軽油タンク⇒タンクローリBへの補給(移動含む) :115分

b. タンクローリB⇒ガスタービン発電設備軽油タンクへの補給(移動含む): 50分

a. +b. =165分

以上より、燃料補給時間は165分で、要求される燃料補給時間である240分以内に補給が可能であり、また、1サイクル間には75分の余裕があることから、タンクローリBによる燃料補給作業は成立する。