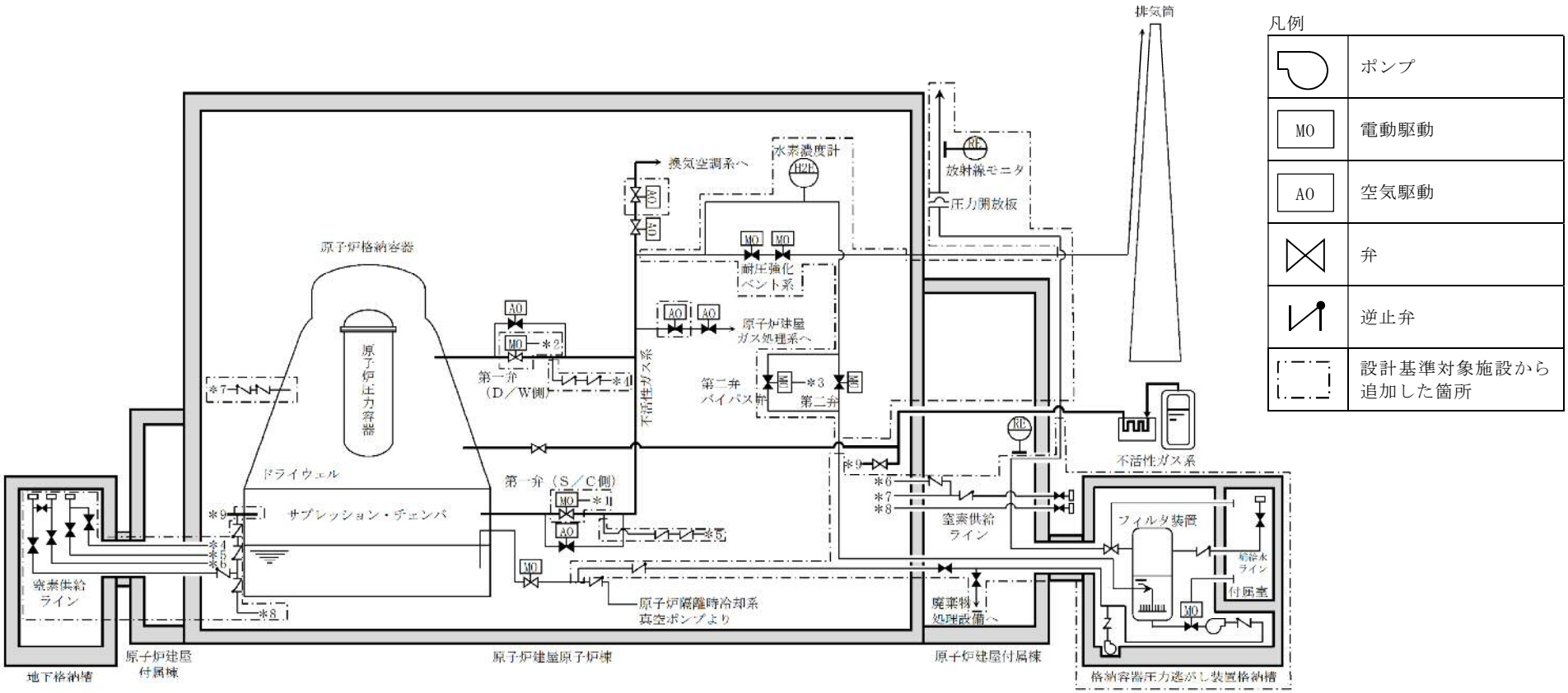
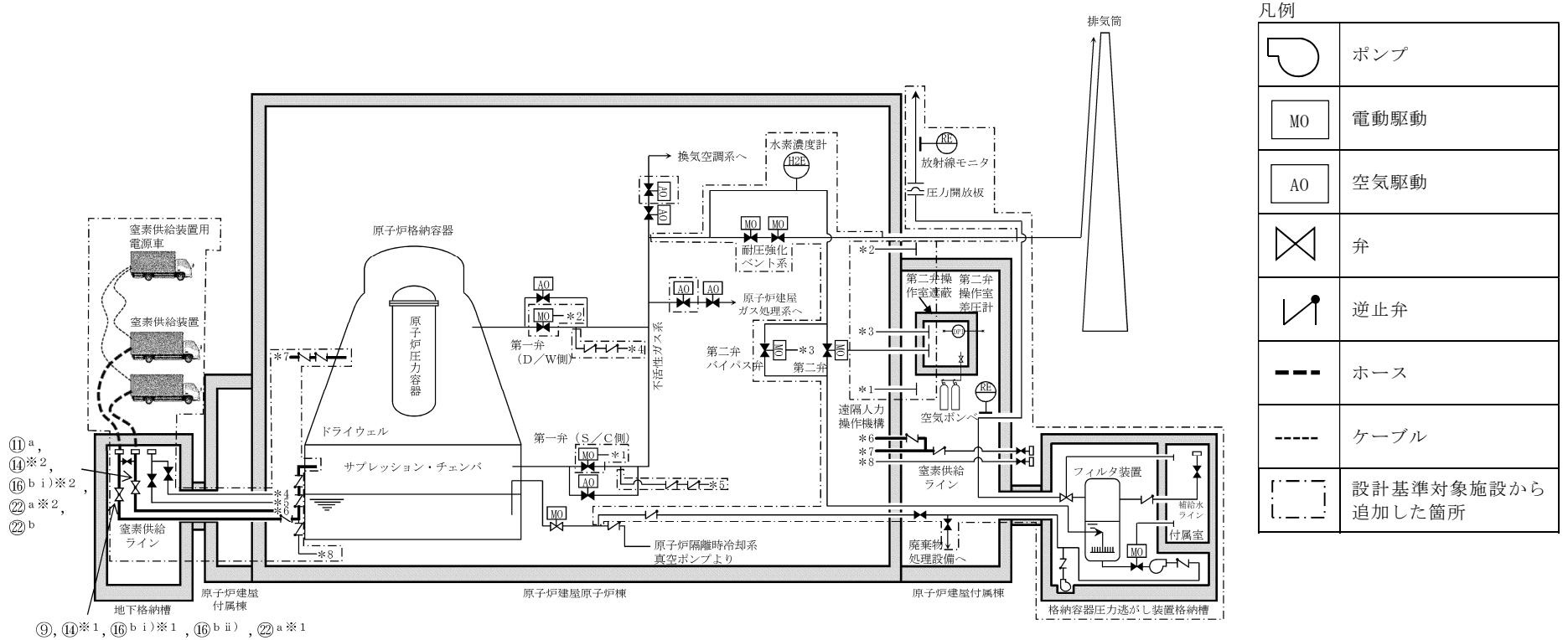


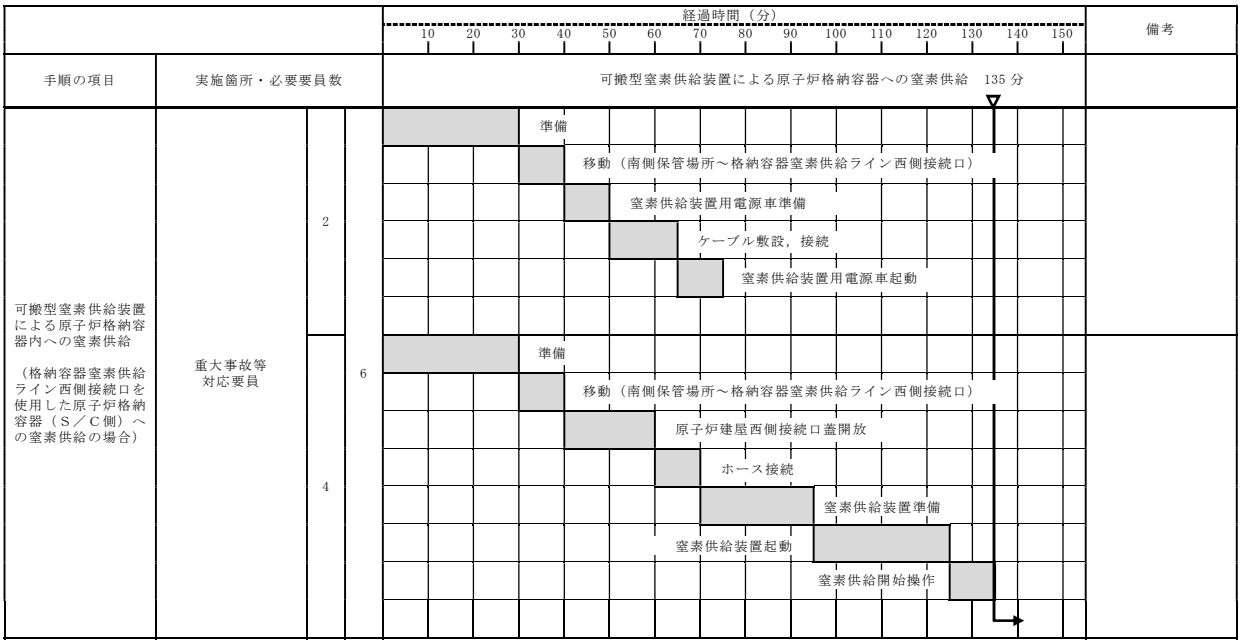
第 1.9－3 図　発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化　概要図

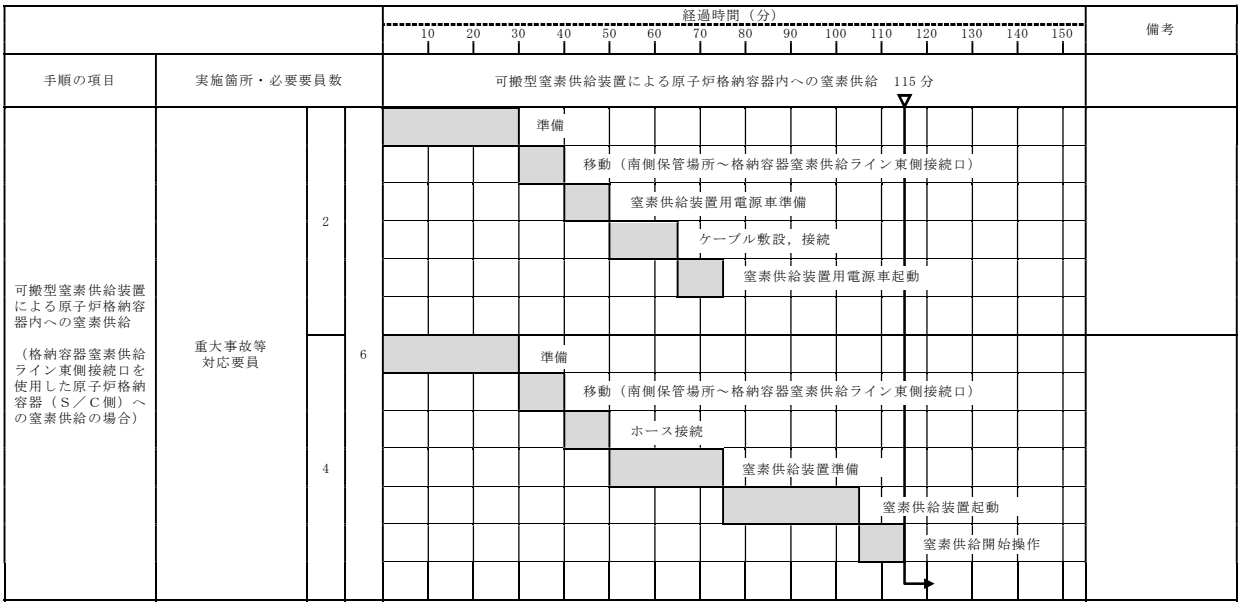


操作手順	弁名称
⑨，⑭※１，⑯ｂｉ)※１，⑯ｂⅱ)，㉒ａ※１	窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側）
⑪ａ，⑭※２，⑯ｂｉ)※２，㉒ａ※２，㉒ｂ	窒素ガス補給弁（Ｄ／Ｗ側）

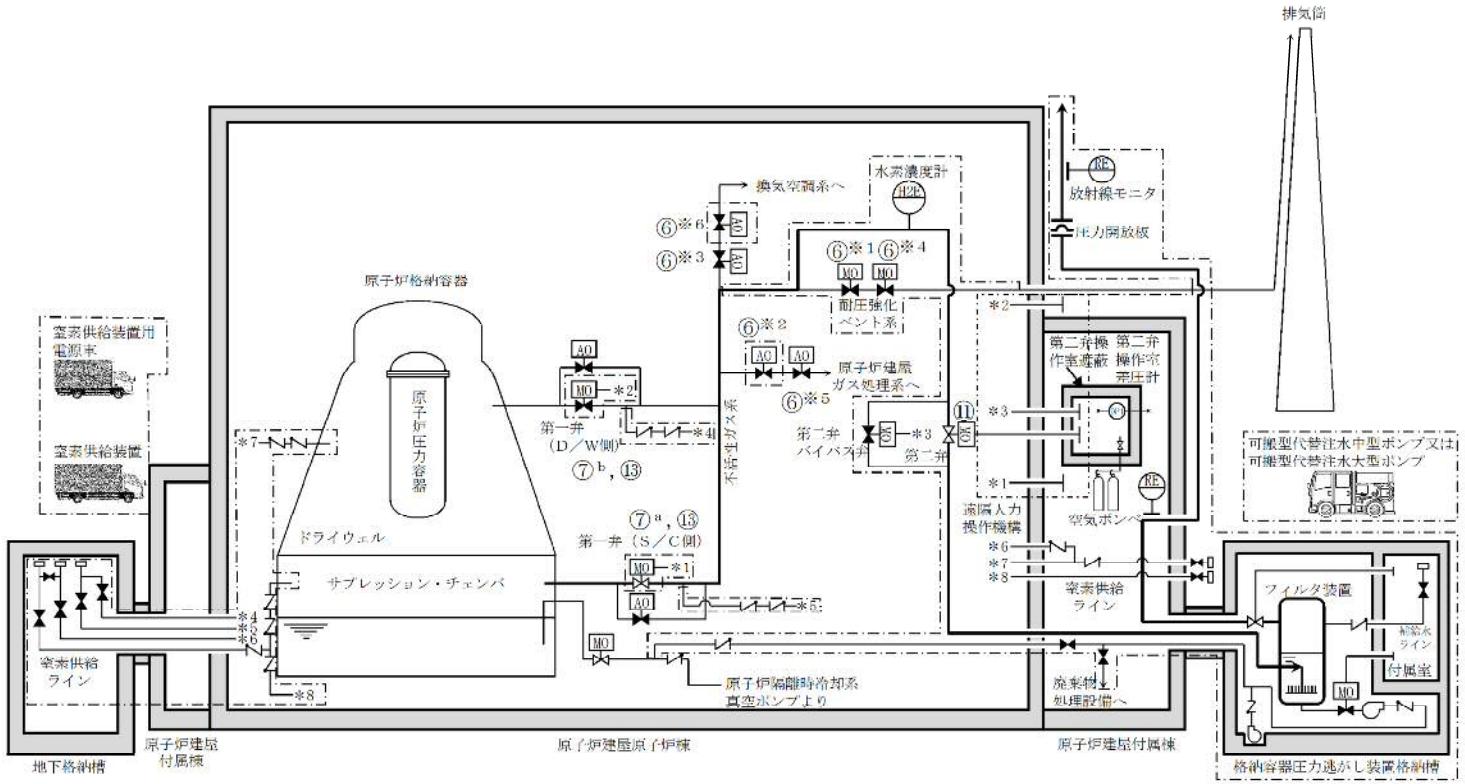
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○ａ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※１～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.9－4 図　可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給　概要図





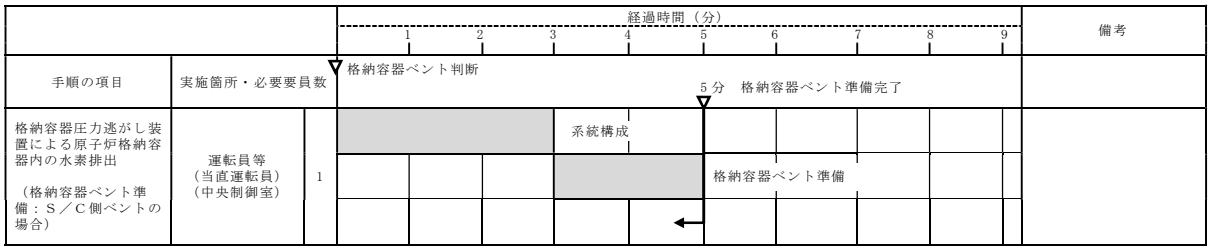
第 1.9－5 図　可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給　タイムチャート

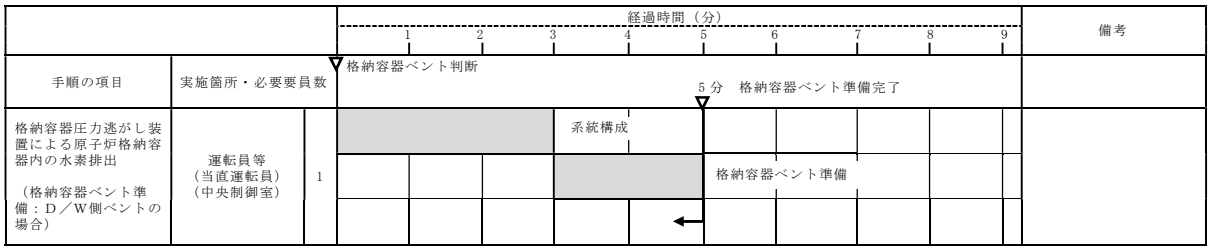


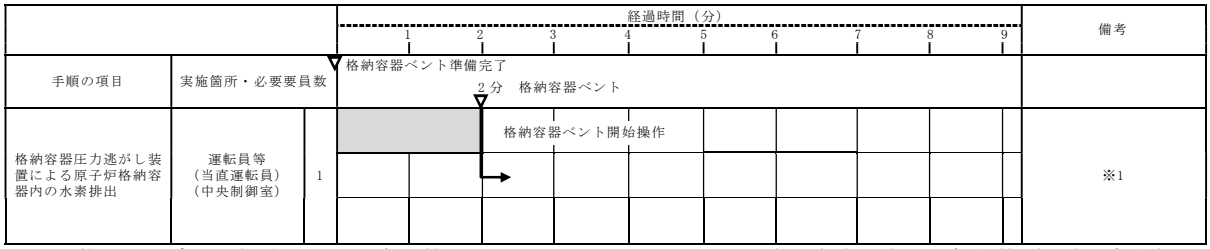
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑥※4	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑦a，⑬	第一弁（S／C側）
⑥※2	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑥※5	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑦b，⑬	第一弁（D／W側）
⑥※3	換気空調系一次隔離弁	⑥※6	換気空調系二次隔離弁	⑪	第二弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.9－6図　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出　概要図

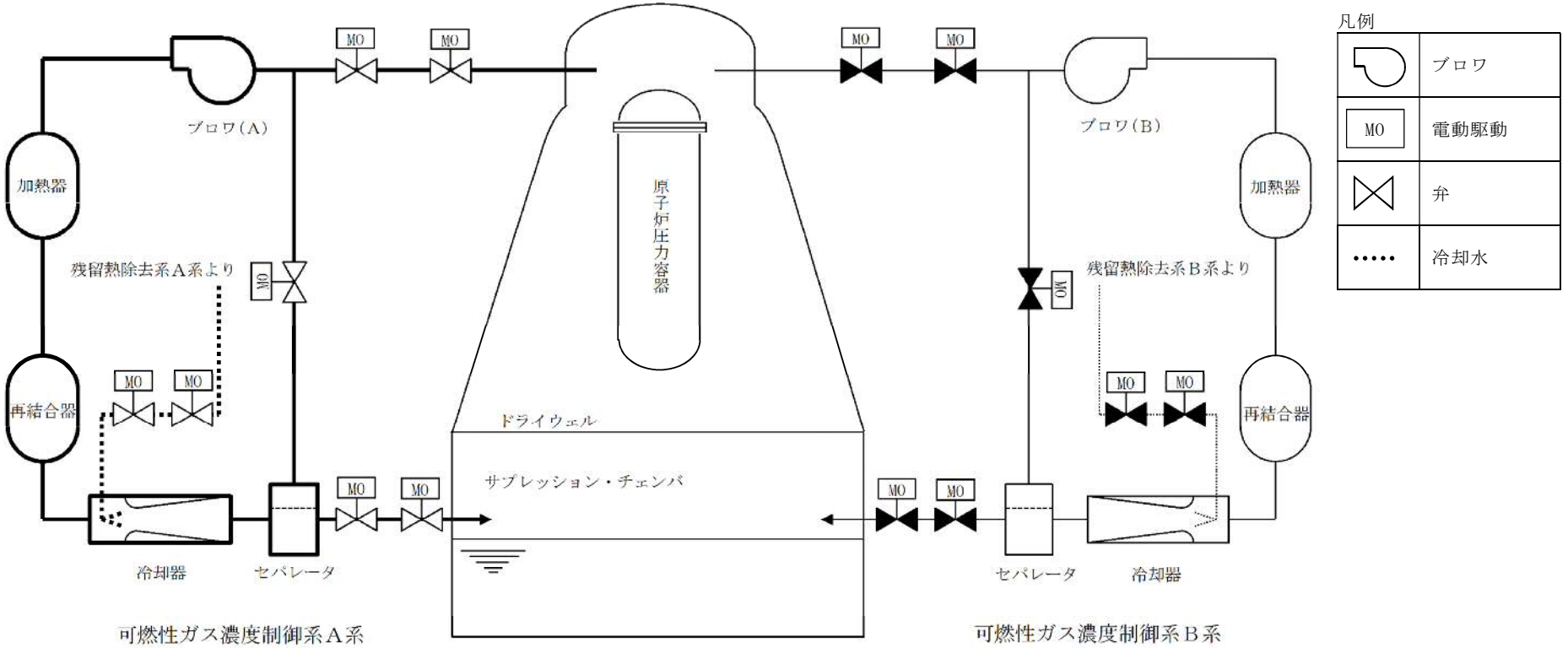




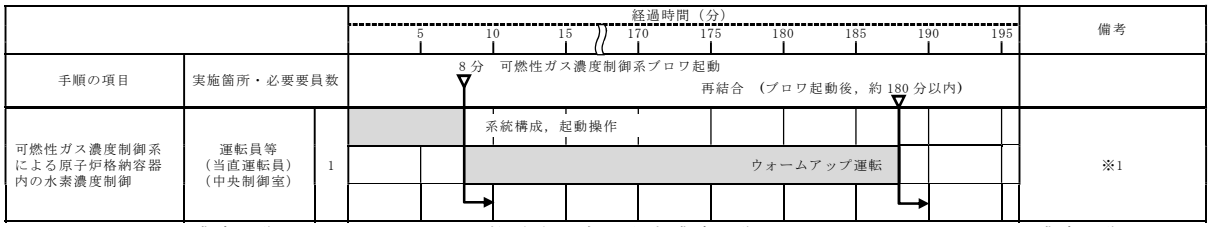


※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合，第二弁バイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，2分以内で可能である。

第 1.9－7 図　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出タイムチャート

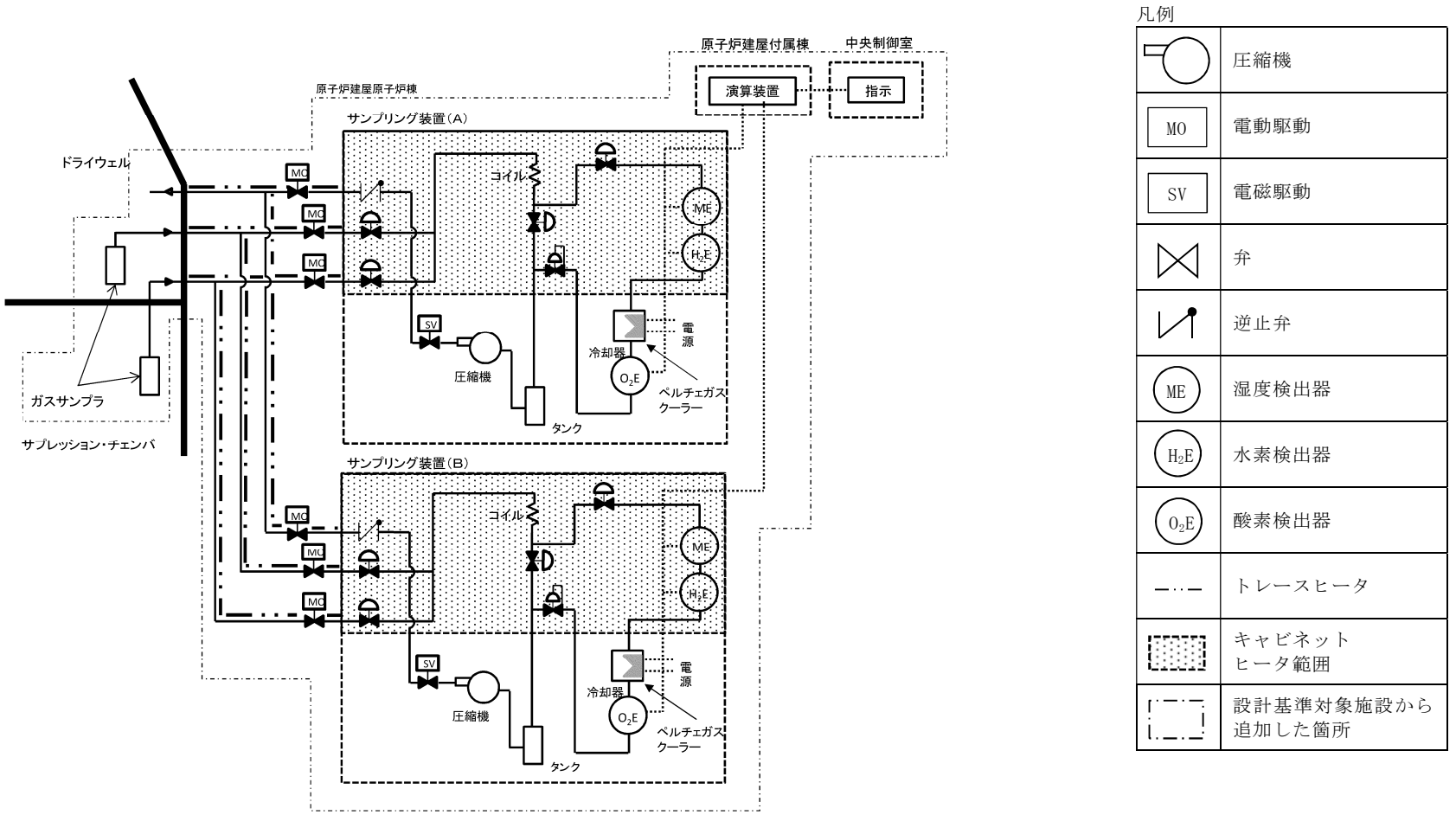


第1.9－8図　可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御　概要図

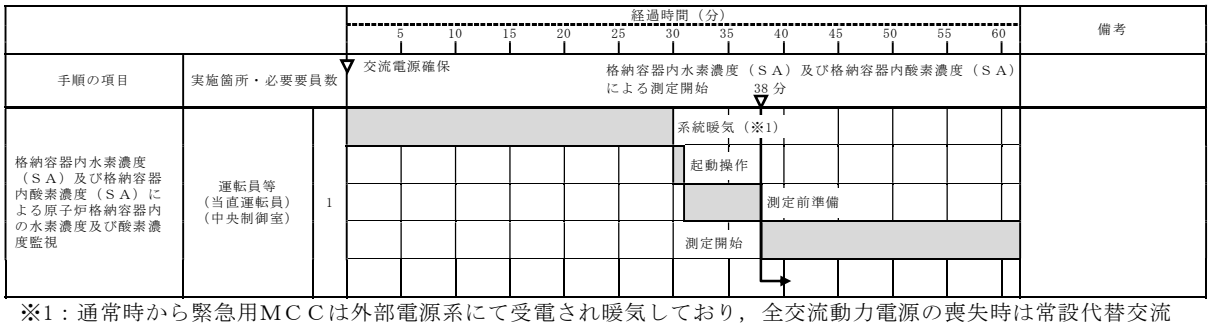


※1：可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を示す。また，可燃性ガス濃度制御系B系については，可燃性ガス濃度制御系ブロワ起動まで 8 分以内，再結合開始まで約 180 分以内で可能である。

第1.9－9図　可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御タイムチャート

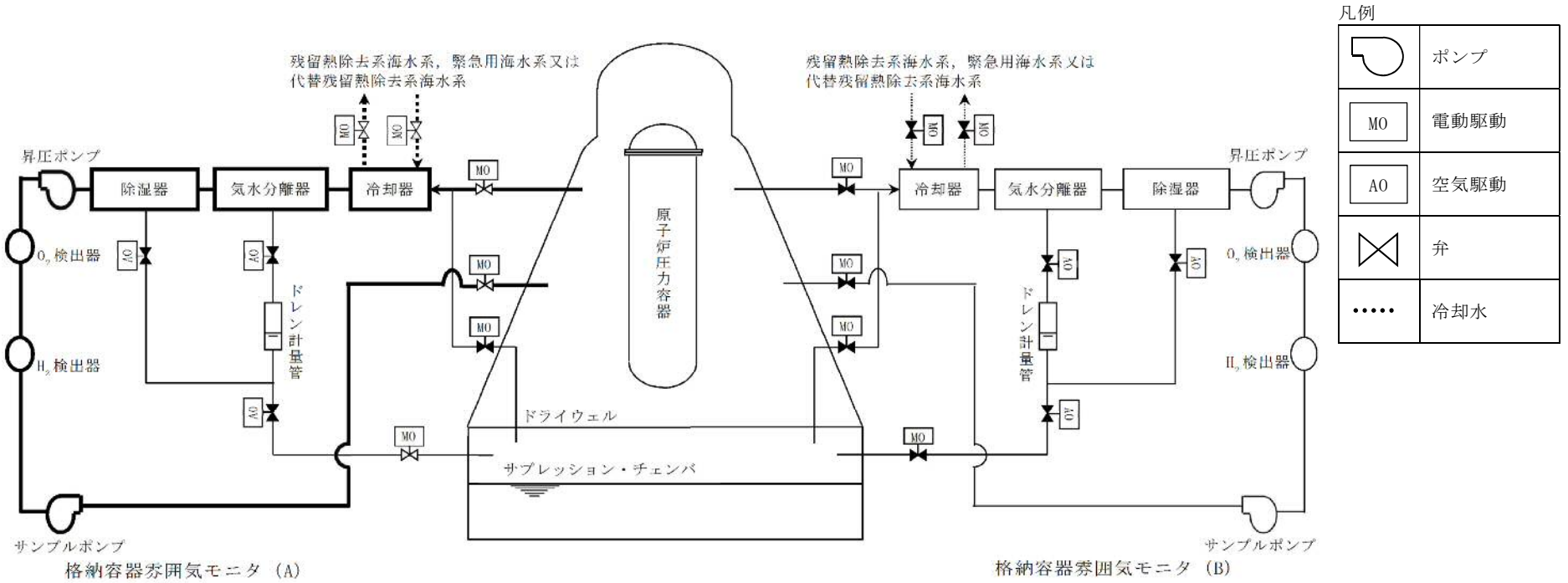


第1.9－10図　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視　概要図

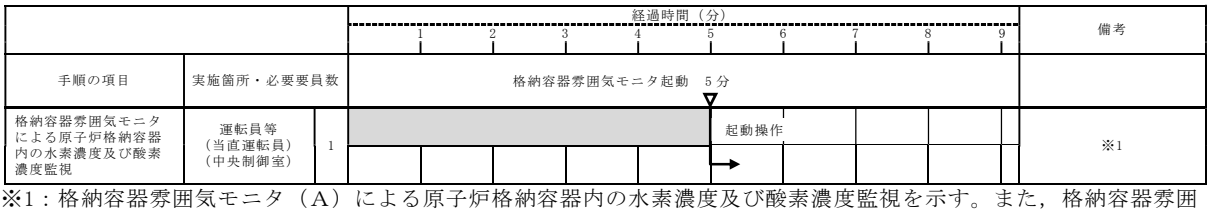


※1：通常時から緊急用ＭＣＣは外部電源系にて受電され暖気しており，全交流動力電源の喪失時は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用ＭＣＣを受電した後，暖気が自動的に開始される。

第1.9－11図　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視　タイムチャート

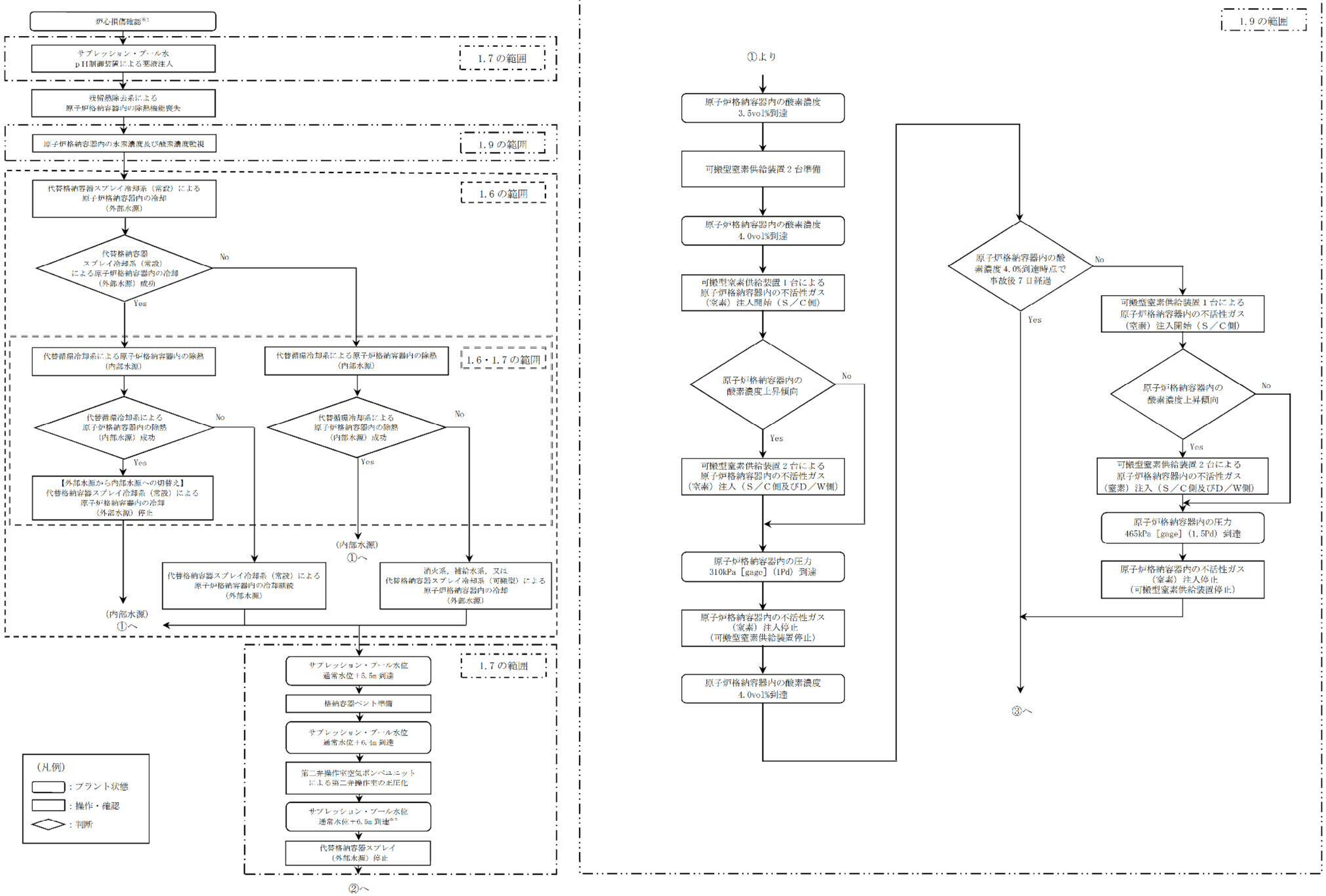


第1.9－12図　格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視　概要図

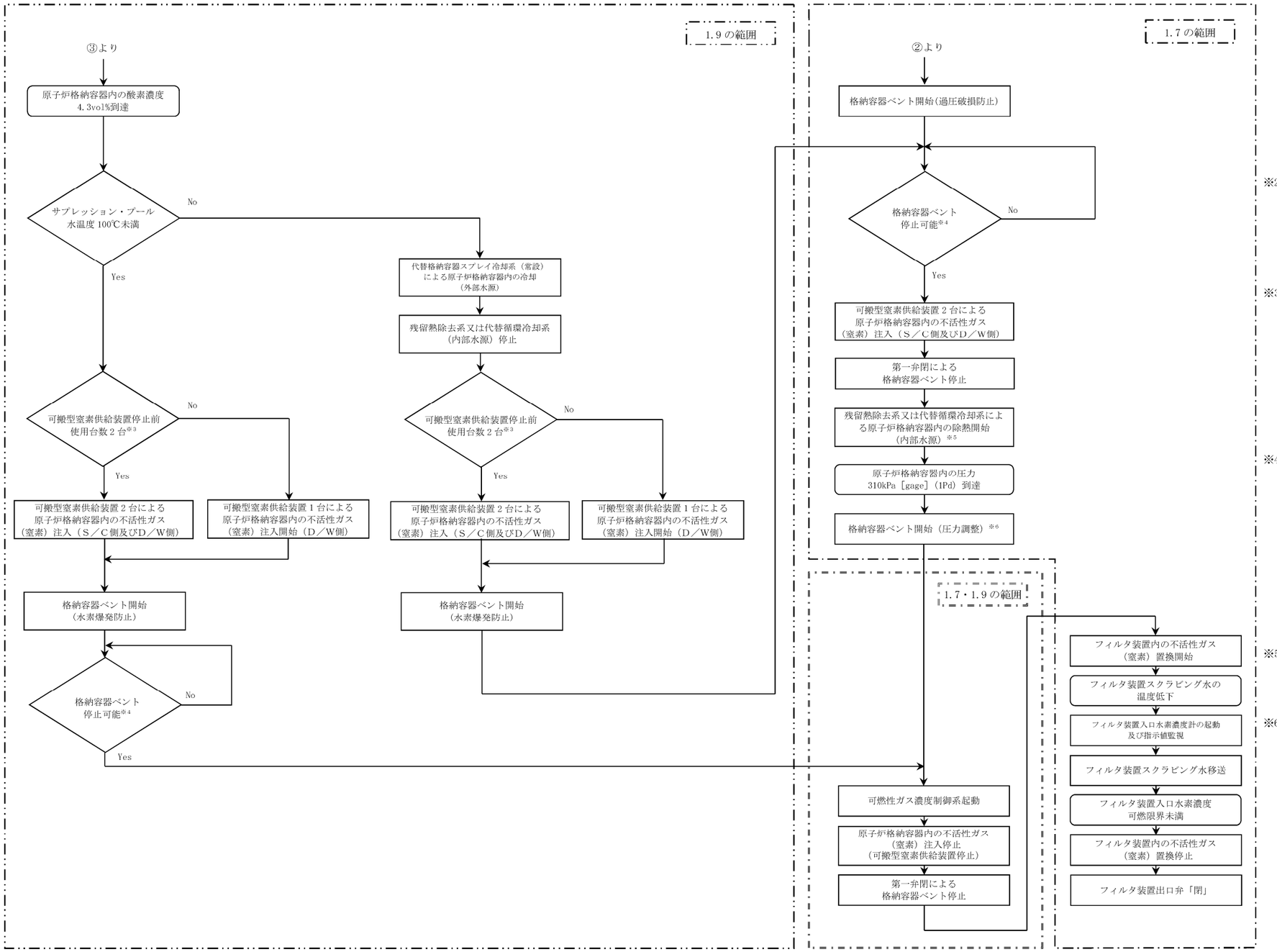


※1：格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視を示す。また，格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視については，格納容器雰囲気モニタ起動まで5分以内で可能である。

第1.9－13図　格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視　タイムチャート



第1.9－14図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／3）



※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。なお，炉心損傷確認以降の原子炉注水操作については，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：「サプレッション・プール水位通常水位＋6.5m」に到達するまでに，代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱（内部水源）が可能となり，除熱成功した場合は，内部水源による除熱に切り替える。

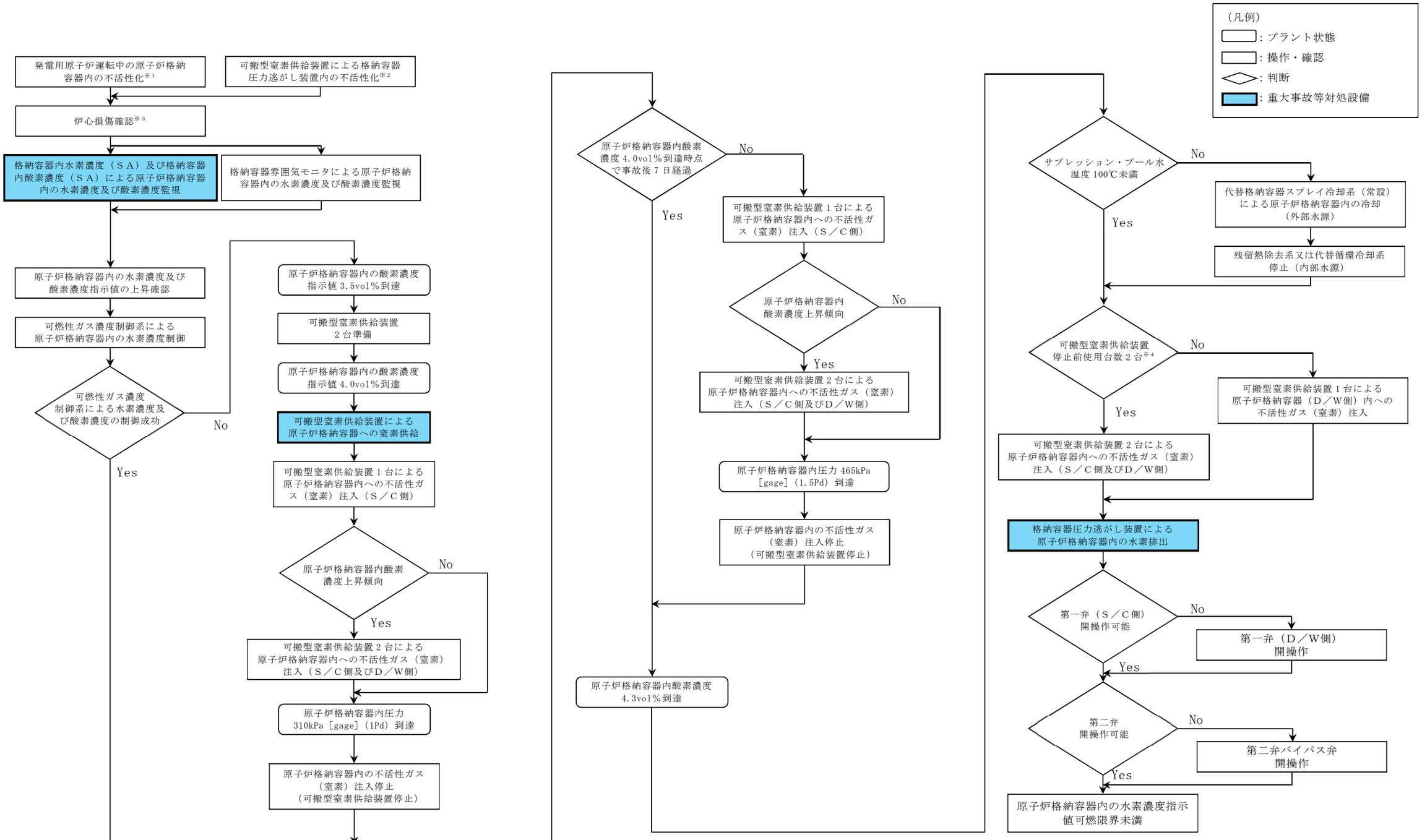
※3：格納容器ベント前の窒素注入については，可搬型窒素供給装置停止前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により，原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお，1台により窒素注入をする場合，D／Wに酸素が滞留することを防止するためにD／Wから窒素を注入する。また，第一弁（D／W側）開による格納容器ベント時は，S／C側から注入する。

※4：残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が１系統回復し，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合で，原子炉格納容器内の圧力が 310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度が 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合。

※5：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を行っている場合は停止とする。

※6：可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで原子炉格納容器内の圧力を低下させることを目的として，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納位容器内への不活性ガス（窒素）注入を継続しながら第一弁を再度開として，格納容器ベント（圧力調整）する。

第 1.9－14 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／3）



※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を常時不活性化した状態としている。
※2：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※3：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。
※4：格納容器ベント前の窒素注入については，可搬型窒素供給装置停止前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により，原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお，1台により窒素注入をする場合，Ｄ／Ｗに酸素が滞留することを防止するためにＤ／Ｗから窒素を注入する。なお，第一弁（Ｄ／Ｗ側）開による格納容器ベント時は，Ｓ／Ｃ側から注入する。

第1.9－14図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（3／3）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／5）

技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（第52条）	技術基準規則（第67条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	⑤
【解釈】 1　「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1　第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1　第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
(1)BWR a)原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。	②	＜BWR＞ a)原子炉格納容器内を不活性化すること。	＜BWR＞ a)原子炉格納容器内を不活性化すること。	⑥
(2)PWRのうち必要な原子炉 a)水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。	—	＜PWRのうち必要な原子炉＞ b)水素濃度制御設備を設置すること。	＜PWRのうち必要な原子炉＞ b)水素濃度制御設備を設置すること。	—
(3)BWR及びPWR共通 a)原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	③	＜BWR及びPWR共通＞ c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。	＜BWR及びPWR共通＞ c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。	⑦
b)炉心の著しい損傷後、水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。	④	d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。	d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。	⑧
		e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑨

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／5）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化	不活性ガス系※1	既設	① ② ⑤ ⑥	－	－	－
	原子炉格納容器	既設				
可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止	可搬型窒素供給装置	新設	① ② ⑤ ⑥	－		
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	原子炉格納容器	既設				
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化	可搬型窒素供給装置※2	新設	① ⑤ ⑦	－	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系ブロワ
	格納容器圧力逃がし装置	新設				可燃性ガス濃度制御系加熱器
	燃料給油設備	新設				可燃性ガス濃度制御系再結合器
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出	格納容器圧力逃がし装置	既設 新設	① ④ ⑤ ⑦	－		可燃性ガス濃度制御系冷却器
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設				可燃性ガス濃度制御系配管・弁
	フィルタ装置入口水素濃度	新設				残留熱除去系
	常設代替交流電源設備	新設				非常用交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	常設代替直流電源設備	新設				燃料給油設備
	可搬型代替直流電源設備	新設			－	－
	燃料給油設備	新設				
遠隔人力操作機構による現場操作	遠隔人力操作機構	新設	① ④ ⑤ ⑦	－		

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／5）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	新設	① ③ ⑤ ⑧	－	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度
	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	新設				格納容器内酸素濃度
	常設代替交流電源設備	新設				残留熱除去系海水系ポンプ
	可搬型代替交流電源設備	新設				残留熱除去系海水系ストレーナ
	燃料給油設備	新設				緊急用海水ポンプ
	－	－				緊急用海水系ストレーナ
						可搬型代替注水大型ポンプ
						ホース
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						燃料給油設備
代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ⑤ ⑨	－	－	－
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／5）

技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止に必要な手順等を整備する。また，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出を実施するために必要な手順等を整備する。
【解釈】 1　「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－
（１）BWR ａ）原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。	発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により不活性化し，原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化し，原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／5）

技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
（２）PWRのうち必要な原子炉 ａ）水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。	対象外
（３）BWR及びPWR共通 ａ）原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	炉心の著しい損傷が発生し，全交流動力電源が喪失した場合においても，原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備（格納容器圧力逃がし装置，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ））へ代替電源設備（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により給電する手順を整備する。 なお，電源の供給に関する手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
ｂ）炉心の著しい損傷後、水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出を実施するために必要な手順等を整備する。

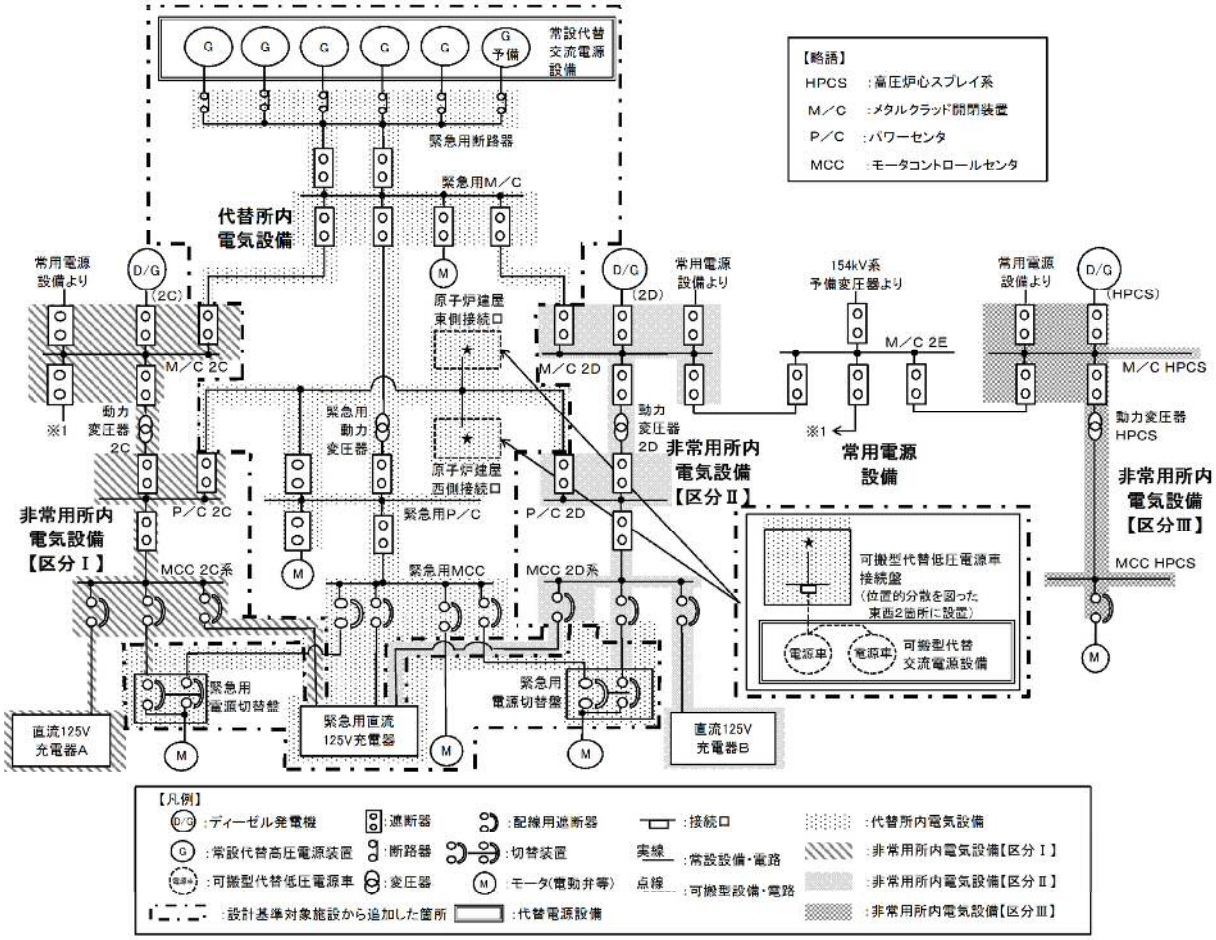
※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

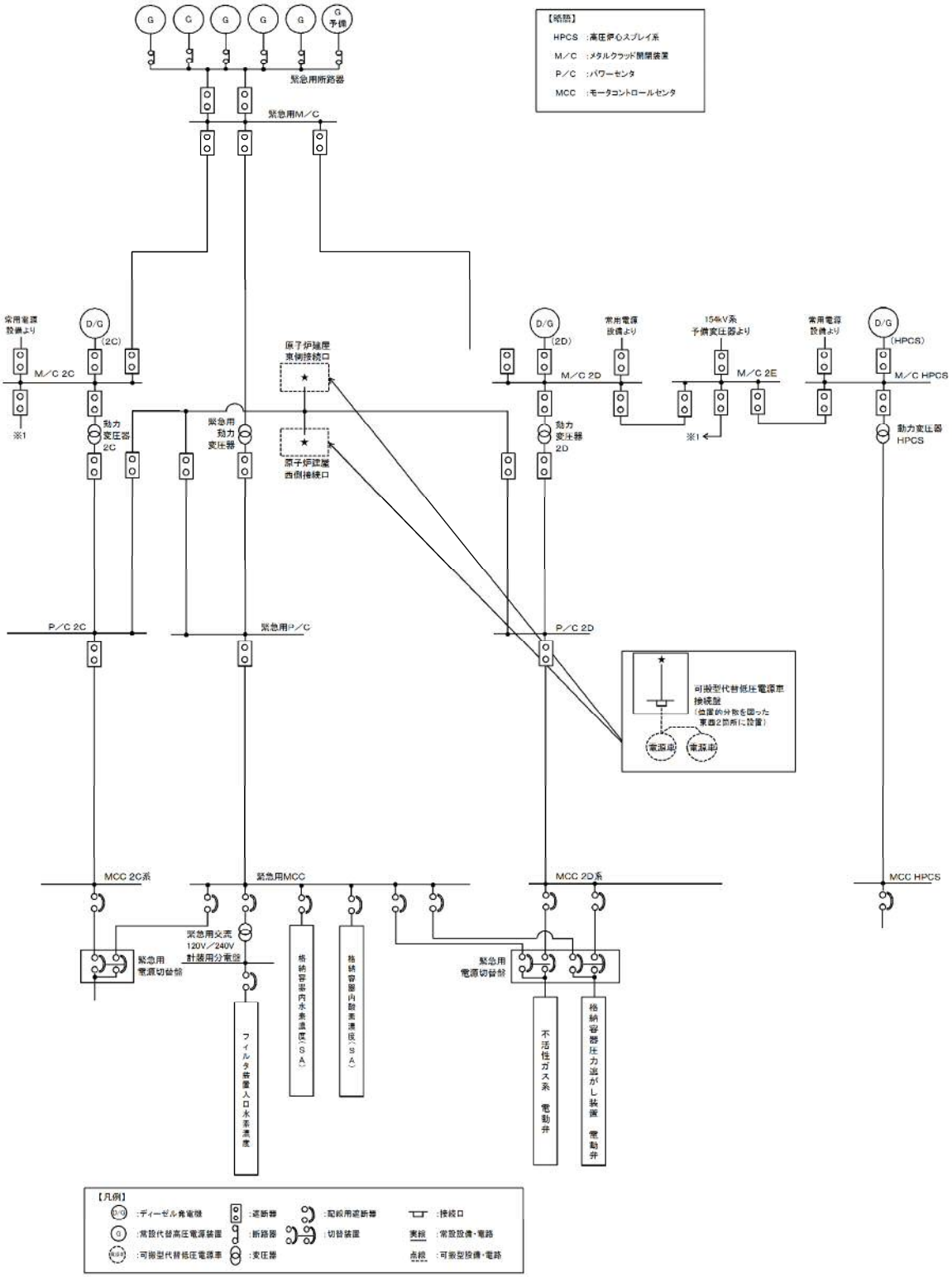
自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
可燃性ガス濃度制御系ブロワ	常設	Sクラス	約 340m^3［N］／h (1 台当たり)	－	2 台
可燃性ガス濃度制御系加熱器	常設	Sクラス	約 100kW (1 基当たり)	－	2 基
可搬型代替注水大型ポンプ （代替残留熱除去系海水系として使用）	可搬	Sクラス	約 1,320m^3／h (1 台当たり)	約 140m	4 台

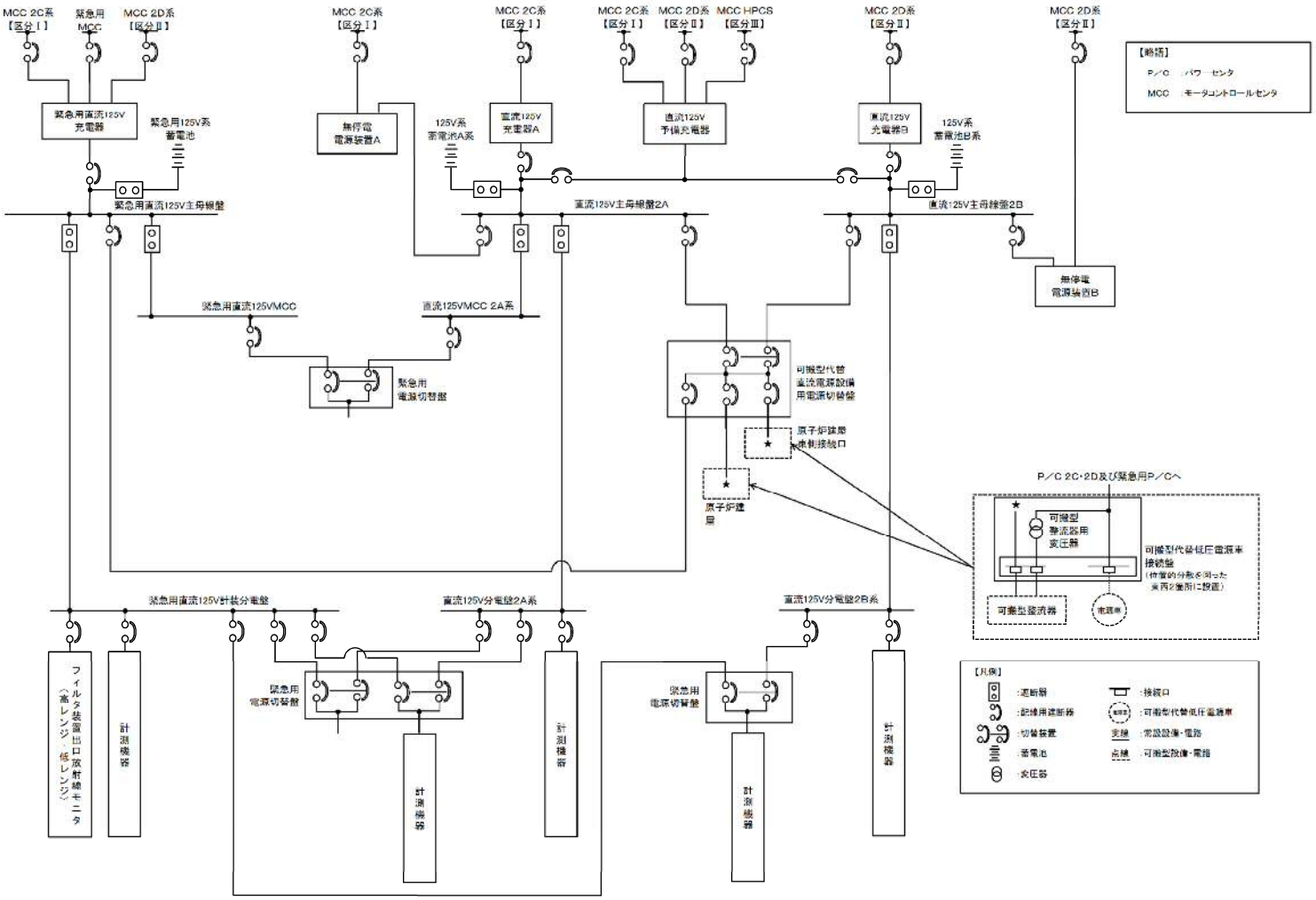
機器名称	常設／可搬	耐震性	測定方式	計測範囲	個数
格納容器内水素濃度	常設	Sクラス	熱伝導度式	0%～ 100%	1 個
格納容器内酸素濃度	常設	Sクラス	磁気風式	0%～30%	1 個



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第３図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1．原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

(1)　可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給

ａ．操作概要

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給が必要な状況で，屋外（原子炉建屋東側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合においては，窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン東側接続口に接続し，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。屋外（原子炉建屋西側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合は，接続口の蓋を開放し，窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン西側接続口に接続した後，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給として，最長時間を要する格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した窒素供給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：135分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は135分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所から格納容器窒素供給ライン西側接続口）

・電源車の系統構成：35分※2（対象作業：ケーブル敷設，電源車起動等を含む）

・可搬型窒素供給装置の系統構成：85分（対象作業：窒素供給用ホース接続，可搬型窒素供給装置起動等を含む）

・窒素供給開始操作：10分

※2：電源車の系統構成は，可搬型窒素供給装置の系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型窒素供給装置からの窒素供給用ホース接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し，炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第 1 表に示す。

第 1 表　注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

系統	注水先	ポンプ	水源
低圧代替注水系（常設）	原子炉圧力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウェル		
格納容器下部注水系（常設）	ペデスタル（ドライウェル部）		
代替循環冷却系	原子炉圧力容器	代替循環冷却系ポンプ	サプレッション・チェンバ
	ドライウェル		
	サプレッション・チェンバ		

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は，補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが，代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため，継続して使用するとサプレッション・プール水位が上昇し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（以下「格納容器ベント」という。）の実施時期を早めることとなる※。

一方，代替循環冷却系は補機系の起動を要するため，常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが，サプレッション・チェンバを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。

上記の特徴を踏まえ，事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし，その後，外部からの水の持ち込みを抑制し，サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り，可能な限り外部への影響を軽減するため，代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし，代替循環冷却系の運転時において，格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には，一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。

※：格納容器圧力逃がし装置におけるサプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達した時点で，外部水源による水の持ち込みを制限した上で，格納容器ベントを実施する手順としている。

2．炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

(1)　常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

ａ．炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は，補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また，原子炉注水ができない場合においても，注水手段の確保に努めることとしている。したがって，炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが，事象進展の違いによって以下の異なる手順となる。

①ＬＯＣＡ時に炉心が損傷した場合は，ヒートアップした炉心へ原子炉

注水を実施することにより，炉内で発生する過熱蒸気がドライウェルに直接放出されドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで，格納容器の健全性を確保するために，ＬＯＣＡの判断（ドライウェル圧力 13.7kPa［gage］以上）及び炉心損傷の判断（ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上）により，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を同時に実施する。この場合，原子炉注水により過熱蒸気が発生することから，先行して代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施し，その後，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで，ドライウェルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

②ＬＯＣＡ時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は，いずれは溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウェルに放出され，ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。ただし，実際の操作としては，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから，炉心損傷の判断後にドライウェルスプレイをする手順は①と同様である。

ｂ．原子炉圧力容器破損前の対応について

③通常運転時からペデスタル（ドライウェル部）水位を約 1m に維持す

る構造としているが，炉心損傷判断後は，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し，ペデスタル（ドライウェル部）水位を確実に約 1m 確保するために格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作を実施する手順とする。

c．原子炉圧力容器破損後短期の対応について

④原子炉圧力容器破損を検知した後は，溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）に存在する水との相互作用により，ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため，原子炉圧力容器破損を判断した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。

⑤ドライウェルスプレイを開始した後は，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却維持のため，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作を実施する手順とする。

d．本系統の停止及び一時的な運転について

⑥本系統は外部水源を用いた手段であり，本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位が上昇する。そこで，格納容器ベントを遅延させる観点から，本系統による原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し，代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する。

⑦ただし，代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

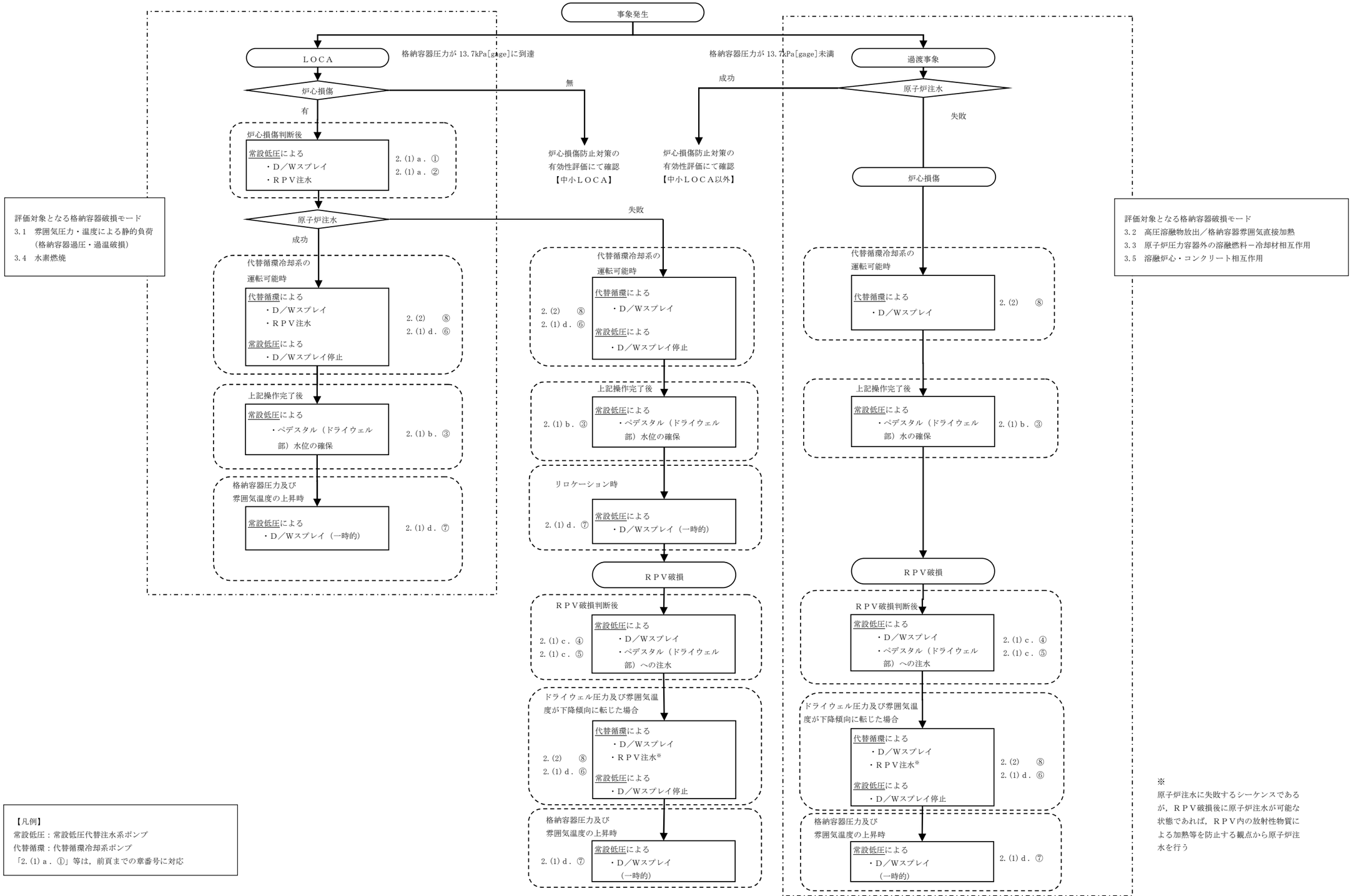
(2) 代替循環冷却系

⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の

起動後に期待できる系統であり，運転開始までに一定の時間を要するが，内部水源であるため本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって，起動が可能となった時点で本系統を運転開始する手順とし，サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ，原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで，損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

3．各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては，起因事象がＬＯＣＡの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また，初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても，事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ，事故対応の流れを第1図に示す。



評価対象となる格納容器破損モード
3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷
（格納容器過圧・過温破損）
3.4　水素燃焼

評価対象となる格納容器破損モード
3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
3.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
3.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

【凡例】
常設低圧：常設低圧代替注水系ポンプ
代替循環：代替循環冷却系ポンプ
「2.(1) a．①」等は，前頁までの章番号に対応

※
原子炉注水に失敗するシーケンスであるが，ＲＰＶ破損後に原子炉注水が可能な状態であれば，ＲＰＶ内の放射性物質による加熱等を防止する観点から原子炉注水を行う

第１図　事故対応の流れ

4．長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として，残留熱除去系，代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し，格納容器の健全性を維持する。

また，炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素及び酸素が発生するため，水素燃焼を防止する観点から，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

(1)　事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃，2Pdと設定しており，200℃，2Pdの状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。このため，シール部については，200℃，2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで，限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

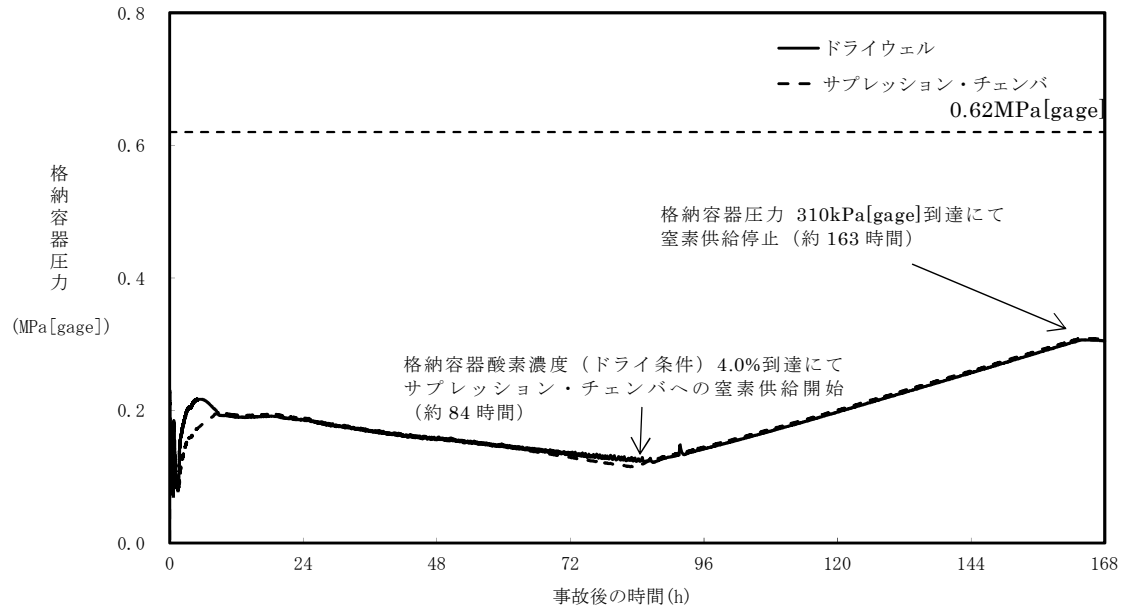
ここでは，200℃，2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても，有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し，格納容器の閉じ込め機能を示す。

また，上記に加えて，7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても，格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

(2)　7日間（168時間）以降の圧力，温度の条件

7日間（168時間）以降において，格納容器圧力が最も高くなるのは，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格

納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは，格納容器内酸素濃度が4.0vol％（ドライ条件）に到達した時点で，格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため，310kPa[gage]までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており，第1表で示すとおり，7日間（168時間）以降の格納容器圧力は最大で310kPa[gage]となる。代表的に，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第1図に示す。

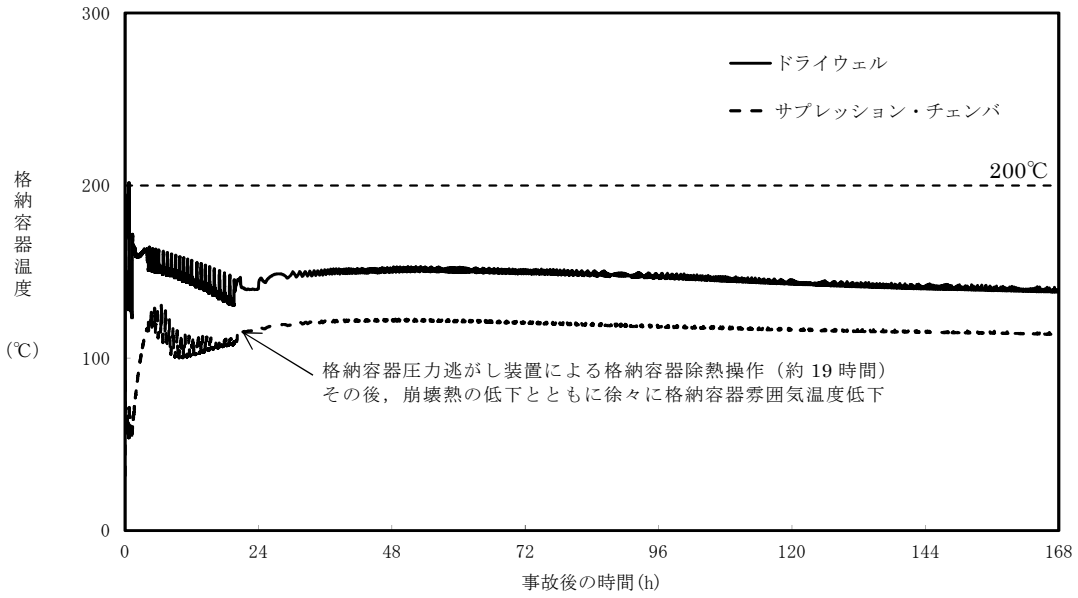


第１図　格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの

格納容器雰囲気温度の推移を第2図に示すが，7日間（168時間）時点で150℃未満であり，その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため，第1表で示すとおり7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また，格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度※）についても，事象発生後3.9時間後に生じる最高値は157℃であるが，7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているＭＡＡＰコードは，FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については，原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において，FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり，格納容器全体に飛散することがないことが確認されており，健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく，ＭＡＡＰコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



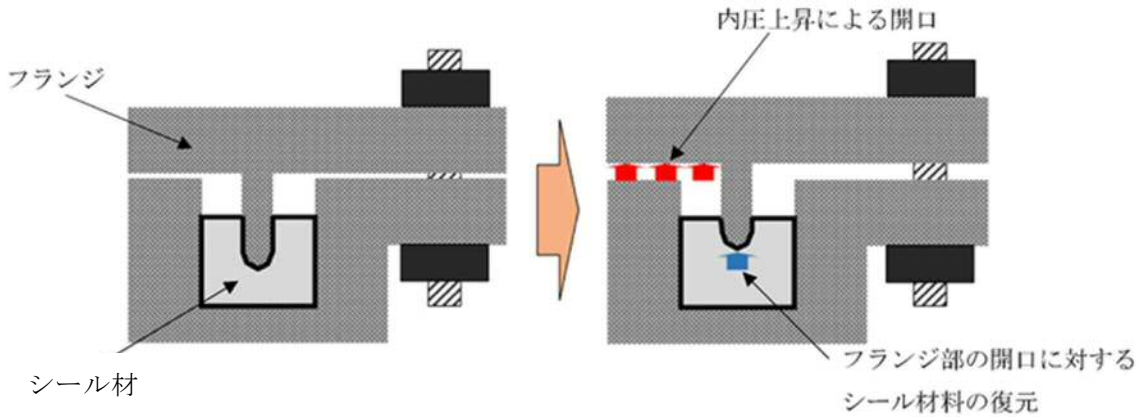
第２図　格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

第１表　事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度，累積放射線照射量の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	評価項目として 2Pd(620kPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで 最大310kPa[gage]となる （ＭＡＡＰ解析結果）
格納容器温度	評価項目として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る （ＭＡＡＰ解析結果）

(3)　7日間（168時間）以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により，格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール部のシール材である。シール部の機能維持は，第3図の模式図に示すとおり，格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し，シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり，格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても，圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば，シール部の機能は健全である。長期のケースとして，有効性評価シナリオにおいて168時間時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても，格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい（第2表参照）。なお，復元量の具体的な評価は，格納容器温度に関係することから3.2で示す。



第 3 図　シール部の機能維持確認の模式図

第２表　格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	168時間時 1Pd(0.31MPa)	2Pd(0.62MPa)
トップヘッド フランジ	内側		
	外側		
機器搬入用ハッチ	内側		
	外側		
サプレッション・ チェンバアクセス ハッチ	内側		
	外側		

(4)　7日間（168時間）以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

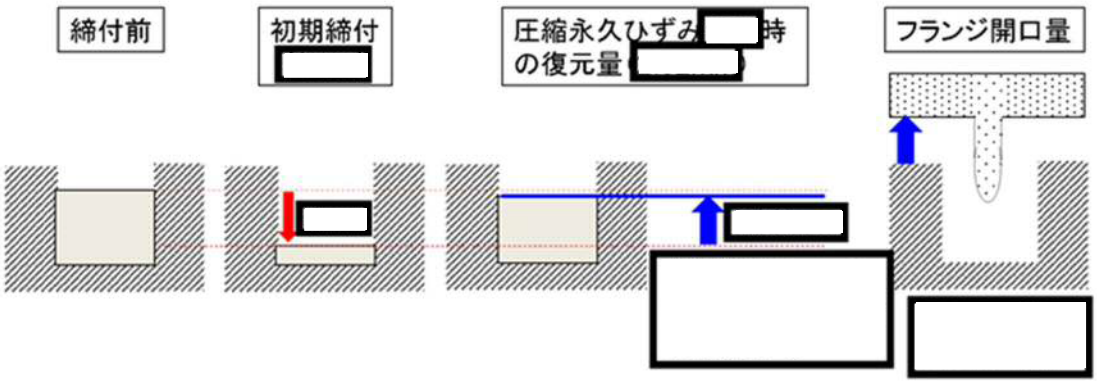
格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良ＥＰＤＭ製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第３表　改良ＥＰＤＭ製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7 日	7 日～14 日	14 日～30 日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率［%］			
硬さ			
質量変化率［%］			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い，飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように，168時間以降，150℃の環境下においては，改良ＥＰＤＭ製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく，経時劣化の兆候は見られない。したがって，重大事故後168時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも，シール部の機能は十分維持される。なお，ＥＰＤＭ材は一般特性としての耐温度性は150℃であり，第3表の結果は改良ＥＰＤＭ製シール材が200℃条件を7日間経験しても，一般特性としての耐熱温度まで低下すれば，それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考える。また，第3表の結果から圧縮永久ひずみ[redacted]時の改良ＥＰＤＭ製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており，第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。



第４図　圧縮永久ひずみ　時のシール材復元量とフランジ開口量

(5)　7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

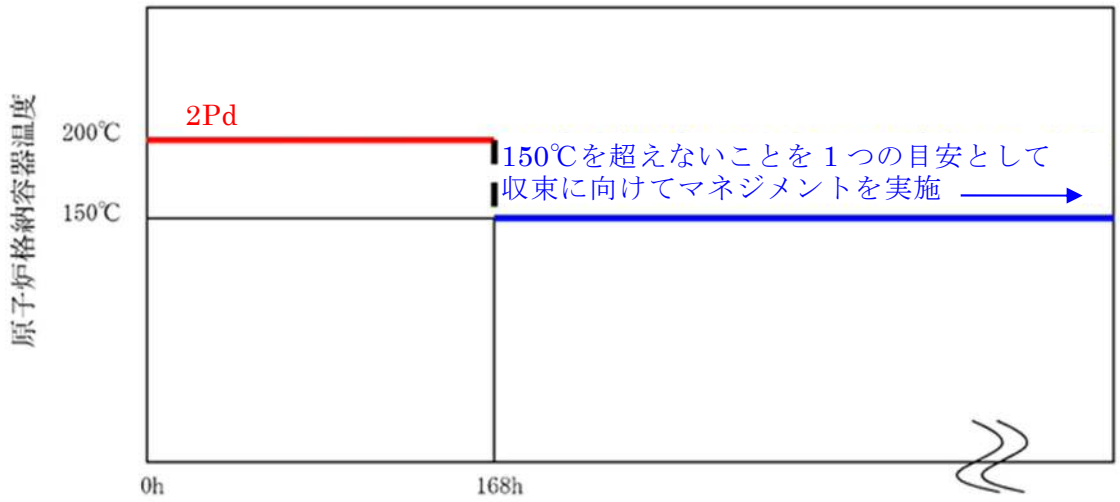
(2)で示したように有効性評価結果からも，7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良ＥＰＤＭ製シール材の一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また，格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており，開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお，代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合，中長期的には，水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが，酸素濃度がドライ条件で4.3vol％に到達した場合にはベントを実施することとしていることから，格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって，格納容器温度・圧力が評価項目（200℃・2Pd）にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで，長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。

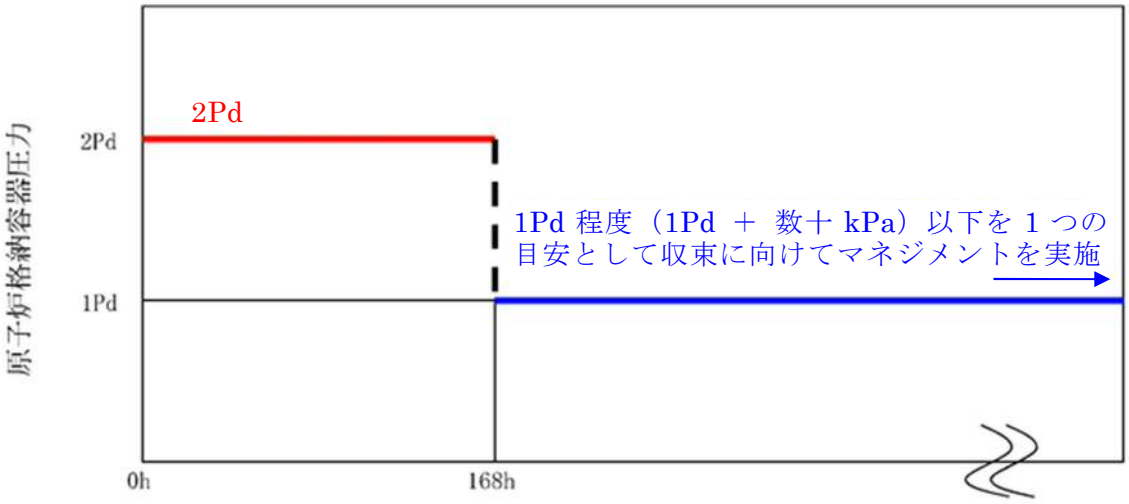
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については，格納容器圧力・温度は低下していること，及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生の寄与も大

きくないことから，最初の7日間（168時間）に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで，長期的な格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし，事故環境が継続することにより，熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ，長期的なプラントマネジメントの目安として，7日間（168時間）以降の領域においては，格納容器温度については第5図に示すとおり150℃を超えない範囲で，また，格納容器圧力については第6図に示すとおり1Pd程度（1Pd＋数十kPa※）以下でプラント状態を運用する。

※：酸素濃度をドライ換算で4.3vol％以下とする運用の範囲



第 5 図　格納容器温度の 168 時間以降の考え方



第 6 図　格納容器圧力の 168 時間以降の考え方

(6)　7 日間（168 時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良ＥＰＤM製シール材を用いて，168 時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第 4 表に示す。累積放射線照射量による影響は，試験結果より，有意な変化がないことから，7 日間以降のシール機能は，維持できる。

第 4 表　改良ＥＰＤM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168 時間＋150℃・168 時間

(7)　格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため，水素燃焼を防止する観点から，酸素濃度4.3vol％（ドライ条件）到達で格納容器ベントを実施することで，可燃性ガスを排出する手順としている。一方で，環境への影響を考慮すると，格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため，格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol％の到達時間を遅らせる目的から，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作（以下「窒素注入」という。）を実施することとしている。ここでは，有効性評価の事象進展を参照し，窒素注入及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

ａ．窒素注入の判断基準と作業時間について

窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。

(a)窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol％

(b)窒素注入の開始基準　　：酸素濃度 4.0vol％

「3.4 水素燃焼」において，水の放射線分解における水素及び酸素のＧ値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており，水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても，第 5 表のとおり，可搬型窒素供給装置の起動準備時間が約 6 時間（約 360 分）確保できるため，起動準備時間の 180 分に対して十分余裕があることが確認できる。

第5表　設計基準事故のＧ値を用いた場合の評価結果

酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間
3.5vol％	約15時間	約6時間
4.0vol％	約21時間	

ｂ．窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

窒素注入及び格納容器ベントに係る実施基準，実施基準の設定根拠を第6表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol％）を考慮しても，可燃限界領域（酸素濃度5.0vol％以上）に到達することなく，窒素注入及び格納容器ベントが実施可能である。

第6表　窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

操作	実施基準 ：計装の読み取り値	実施基準の設定根拠
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol％ （2.9vol％～ 4.1vol％）※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定
窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol％ （3.4vol％～ 4.6vol％）※	格納容器ベントの開始基準の到達前を設定
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol％ （3.7vol％～ 4.9vol％）※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定

※括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

手順			判断基準記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	b．可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol％に到達	格納容器内酸素濃度等にて原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol％に到達
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止	b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出	原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol％に到達	原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器ベント判断基準である4.3vol％に到達
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		c．可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	原子炉格納容器内の水素濃度が4vol％以下	格納容器内水素濃度等にて原子炉格納容器内の水素濃度が 4vol％以下
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である 300℃以上
			原子炉格納容器内の圧力が147kPa［gage］（可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力）未満	ドライウェル圧力等にて原子炉格納容器内の圧力が147kPa［gage］（可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力）未満
	(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	a．格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		b．格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上

操作手順の解釈一覧（1／2）

手順			操作手順記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	b．可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給基準である4.0vol％に到達	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）又は格納容器内酸素濃度指示値が原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給基準である4.0vol％に到達
			ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa［gage］（1Pd）に到達	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値にて格納容器内酸素濃度が4.0vol％到達後の原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止基準である310kPa［gage］（1Pd）に到達
			原子炉格納容器内の圧力が310kPa［gage］（1Pd）に到達	ドライウェル圧力等にて原子炉格納容器内の圧力が310kPa［gage］（1Pd）に到達
			原子炉格納容器内の酸素濃度4.0vol％到達時点で事故後7日経過している場合	原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止基準到達後の格納容器内酸素濃度等を継続監視する基準である原子炉格納容器内の酸素濃度4.0vol％到達時点で事故後7日経過している場合
			格納容器内酸素濃度（ＳＡ）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol％に到達	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol％に到達
			原子炉格納容器内の酸素濃度4.0vol％到達時点で事故後7日経過していない場合	原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止基準到達後の原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）内への不活性ガス（窒素）注入基準である原子炉格納容器内の酸素濃度4.0vol％到達時点で事故後7日経過していない場合
			ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が465kPa[gage]（1.5Pd）に到達	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が原子炉格納容器内酸素濃度4.0vol％到達時点で事故後7日経過していない場合の原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止基準である465kPa[gage]（1.5Pd）に到達
			格納容器ベント判断基準である4.3vol％に到達	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）又は格納容器内酸素濃度指示値が格納容器ベント判断基準である4.3vol％に到達
			サプレッション・プール水温度指示値が100℃	サプレッション・プール水温度指示値がサプレッション・プール水の減圧沸騰の発生有無を判断するための基準である100℃

操作手順の解釈一覧（2／2）

手順			操作手順記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止	b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出	原子炉格納容器内の圧力が310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認	格納容器ベント停止の判断基準である原子炉格納容器内の圧力が310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合
		c．可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa［gage］）未満	ドライウェル圧力等にて原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa［gage］）未満
			可燃性ガス濃度制御系Ａ系の予熱運転が完了	可燃性ガス濃度制御系Ａ系再結合器内ガス温度指示値が621℃以上に到達し，予熱運転が完了
			可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃

弁番号及び弁名称一覧

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側）	（窒素ガス補給弁（S／C側））※1	－	原子炉建屋西側地下格納槽（非管理区域）
窒素ガス補給弁（Ｄ／Ｗ側）	（窒素ガス補給弁（D／W側））※1	－	原子炉建屋西側地下格納槽（非管理区域）
耐圧強化ベント系一次隔離弁	（耐圧強化ベント系一次隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）
原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	（原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）
換気空調系一次隔離弁	C／S排気系統入口弁（E2-8サクションダンパ）	2-26B-13（SB2-14）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階東側（管理区域）
耐圧強化ベント系二次隔離弁	（耐圧強化ベント系二次隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）
原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	FRVS系統入口弁（ドライウェルパージ排気ダンパ）	2-26B-14（SB2-3（AO））	中央制御室
換気空調系二次隔離弁	（換気空調系二次隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）
第一弁（Ｓ／Ｃ側）	（第一弁（S／C側））※1	－	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋付属棟1階（管理区域）
第一弁（Ｄ／Ｗ側）	（第一弁（D／W側））※1	－	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋付属棟屋上（非管理区域）
第二弁	（第二弁）※1	－	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋廃棄物処理棟3階（管理区域）
第二弁バイパス弁	（第二弁バイパス弁）※1	－	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋廃棄物処理棟3階（管理区域）

※1：今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。

添付資料 1.9.7

手順のリンク先について

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1．1.9.2.1(2)ｂ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出

・格納容器圧力逃がし装置補機類の操作手順

＜リンク先＞　1.7.2.1(1)ｂ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

・格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順

＜リンク先＞　1.7.2.1(2)ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

2．1.9.2.2　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

・代替電源設備により給電する手順

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

3．1.9.2.3　その他の手順項目について考慮する手順

・残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順

＜リンク先＞　1.5.2.2(1) a．緊急用海水系による冷却水確保

1.5.2.2(1) b．代替残留熱除去系海水系による冷却水確保

1.5.2.3(1)　残留熱除去系海水系による冷却水確保

・格納容器圧力逃がし装置補機類の操作手順及び格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順

＜リンク先＞　1.7.2.1(1) b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

1.7.2.1(2) a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

・非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可燃性ガス濃度制御系ブロワ，可燃性ガス濃度制御系加熱器，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車への燃料給油手順

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.3(1) a．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) a．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.6(1) ａ．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.6(1) ｂ．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

1.14.2.7(1)　非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.7(3)　軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失

1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

＜　目　次　＞

1.10.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a)　水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止

(b)　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制

(c)　水素排出による原子炉建屋等の損傷防止

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．手順等

1.10.2　重大事故等時の手順

1.10.2.1　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順

(1)　原子炉ウェル注水

ａ．格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

ｂ．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順

(1)　原子炉建屋ガス処理系による水素排出

ａ．交流動力電源が健全である場合の操作手順

ｂ．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順

(2)　原子炉建屋内の水素濃度監視

(3)　原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出

ａ．ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放
ｂ．ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放
1.10.2.3　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順
1.10.2.4　その他の手順項目について考慮する手順
1.10.2.5　重大事故等時の対応手段の選択
添付資料1.10.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料1.10.2　自主対策設備仕様
添付資料1.10.3　対応手段として選定した設備の電源構成図
添付資料1.10.4　重大事故対策の成立性
1．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）
(1)　格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）
2．原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出
(1)　ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放
(2)　ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放
添付資料1.10.5　常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について
添付資料1.10.6　原子炉建屋ガス処理系の水素爆発防止対策について
添付資料1.10.7　解釈一覧
添付資料1.10.8　手順のリンク先について

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，水素が原子炉格納容器内に放出され，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合においても，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備を整備する。ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.10.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

また，原子炉格納容器外への水素の漏えいを抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。

※1　自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十三条及び技術基準規則第六十八条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.10－1表に整理する。

a．水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a)　水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止

ⅰ）　静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し，水素爆発を防止するため，静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお，静的触媒式水素再結合器は触媒反応により受動的に起動する設備であり，運転員等※2による起動操作は必要としない。

静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

・静的触媒式水素再結合器

・静的触媒式水素再結合器動作監視装置

・原子炉建屋原子炉棟

※2　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

ⅱ）　原子炉建屋内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定し，監視する手段がある。

原子炉建屋内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

・原子炉建屋水素濃度

上記設備は原子炉建屋原子炉棟内に5個（そのうち，原子炉建屋

原子炉棟の最上階である6階に2個）設置する。

ⅲ） 代替電源による必要な設備への給電

「(a) ⅰ） 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」，「(a) ⅱ） 原子炉建屋内の水素濃度監視」及び「（c) ⅰ） 原子炉建屋ガス処理系による水素排出」で使用する設備について，全交流動力電源又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・常設代替直流電源設備

・可搬型代替直流電源設備

・燃料給油設備

(b) 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール材の熱劣化を緩和することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素の漏えいを抑制し，原子炉建屋等の水素爆発を防止する手段がある。

ⅰ） 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより原子炉ウェルに注水し，原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素の漏えいを抑制する。

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水で使用

する設備は以下のとおり。

・常設低圧代替注水系ポンプ

・代替淡水貯槽

・低圧代替注水系配管・弁

・格納容器頂部注水系配管・弁

・原子炉ウェル

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅱ） 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水

西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉ウェルに注水し，原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素の漏えいを抑制する。

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・代替淡水貯槽

・ホース

・低圧代替注水系配管・弁

・格納容器頂部注水系配管・弁

・原子炉ウェル

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

なお，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

(c)　水素排出による原子炉建屋等の損傷防止

ⅰ）　原子炉建屋ガス処理系による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，原子炉建屋ガス処理系により水素を大気へ排出し，原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋ガス処理系による水素排出で使用する設備は以下のとおり。

・非常用ガス処理系排風機

・非常用ガス再循環系排風機

・非常用ガス処理系フィルタトレイン

・非常用ガス再循環系フィルタトレイン

・非常用ガス処理系配管・弁

・非常用ガス再循環系配管・弁

・非常用ガス処理系排気筒

・非常用交流電源設備

・常設代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅱ）　原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出

原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいし，原子炉建屋原子炉棟内

の水素濃度が上昇した場合，原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放し，原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階の水素を大気へ排出することで，原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出で使用する設備は以下のとおり。

・原子炉建屋外側ブローアウトパネル

・ブローアウトパネル強制開放装置

・ブローアウトパネル閉止装置

・ブローアウトパネル開閉状態表示

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・ホース

・放水砲

・燃料給油設備

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち，静的触媒式水素再結合器，静的触媒式水素再結合器動作監視装置，原子炉建屋原子炉棟，原子炉建屋水素濃度，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

水素排出による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系フィルタトレイン，非常用ガス再循環系フィルタトレイン，非常用ガス処理系配管・弁，非常用ガス再循環系配管・弁，非常用ガス処理

系排気筒，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.10.1）

以上の重大事故等対処設備により，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・原子炉ウェルに注水するための設備（格納容器頂部注水系（常設）及び格納容器頂部注水系（可搬型））

原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する効果に不確かさはあるが，原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール材の熱劣化を緩和することにより，原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できることから有効である。

・原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素を排出するための設備（原子炉建屋外側ブローアウトパネル，ブローアウトパネル強制開放装置及びブローアウトパネル閉止装置）

原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが，仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合において，水素を排出することで原子炉

建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段として有効である。

（添付資料1.10.2）

b．手順等

上記「a．水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」，「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.10－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第1.10－2表，第1.10－3表）。

（添付資料1.10.3）

1.10.2　重大事故等時の手順

1.10.2.1　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順

(1)　原子炉ウェル注水

a．格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指

示値が171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。

(b)　操作手順

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－1図に，概要図を第1.10－3図に，タイムチャートを第1.10－4図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへ注水するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを起動し，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系系統分離弁及びウェル注水弁の全開操作を実施した後，ウェル注水流量調節弁を開とし，格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェル注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）の流量上昇及びドライウェル雰囲気温度の低下により確認し，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水及び格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の停止を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水及びウェル注水流量調節弁，ウェル注水弁及び常設低圧代替注水系系統分離弁を全閉にし，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の停止を発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水開始まで6分以内で可能である。

なお，一度原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するまで注水した後は，蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水する水位を維持することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール部温度をシー

ルの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

b．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく，燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合。

(b)　操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－1図に，概要図を第1.10－5図に，タイムチャートを第1.10－6図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に

低圧代替注水系配管・弁の接続口への格納容器頂部注水系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長代理は，発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

③災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の準備を指示する。

④発電長は，運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

⑥発電長は，運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の系統構成を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，ウェル注水弁及びウェル注水流量調節弁を開とし，発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。

⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長代理は，発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告するとともに，重大事故等対応要

員に格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口又は高所東側接続口の弁を開とし，格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑫発電長は，運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへの注水が開始されたことの確認を指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて，原子炉ウェルに注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）又は低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）の流量上昇及びドライウェル雰囲気温度の低下により確認し，発電長に報告する。

⑭発電長は，災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへの注水が開始されたことを報告する。

⑮運転員等は中央制御室にて，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又はウェル注水流量調節弁及びウェル注水弁を閉にし，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止を発電長に報告する。

⑯発電長は，災害対策本部長代理に原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水及び格納容器頂部

注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止を依頼する。

⑰重大事故等対応要員は，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又は格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑱災害対策本部長代理は，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又は格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止したことを発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，一度原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するまで注水した後は，蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水する水位を維持することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

（添付資料1.10.4）

1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順

(1)　原子炉建屋ガス処理系による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから，外部電源又は非常用ディーゼル発電機により電源を確保し，原子炉建屋ガス処理系の自動起動を確認する。ただし，原子炉建屋ガス処理系が自動起動していない場合は，原子炉建屋ガス処理系を手動起動する。また，全交流動力電源喪失時には常設代替交流電源設備として使用する常設代替

高圧電源装置により電源を確保し，原子炉建屋ガス処理系を手動起動する。なお，原子炉建屋ガス処理系は，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し，放射性物質を低減して原子炉建屋外に排出する。

ａ．交流動力電源が健全である場合の操作手順

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，外部電源又は非常用ディーゼル発電機により原子炉建屋ガス処理系に給電が可能な場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b)　操作手順

原子炉建屋ガス処理系による水素排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－2図に，概要図を第1.10－7図に，タイムチャートを第1.10－8図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉建屋ガス処理系Ａ系及び原子炉建屋ガス処理系Ｂ系の自動起動の確認を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，自動起動信号（原子炉水位低（レベル３），ドライウェル圧力高，原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高又は原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高信号）により非常用ガス処理系排風機（Ａ）及び非常用ガス処理系排風機（Ｂ）並びに非常用ガス再循環系排風機（Ａ）及

び非常用ガス再循環系排風機（Ｂ）が起動したことを確認するとともに，非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認する。

③運転員等は中央制御室にて，非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに，非常用ガス再循環系系統入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。

④運転員等は，発電長に原子炉建屋ガス処理系Ａ系及び原子炉建屋ガス処理系Ｂ系が自動起動したことを報告する。

⑤発電長は，環境へのガス放出量の増大，フィルタトレインに湿分を含んだ空気が流入すること等を考慮し，運転員等に原子炉建屋ガス処理系Ａ系又は原子炉建屋ガス処理系Ｂ系の停止を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，非常用ガス処理系排風機（Ａ）及び非常用ガス再循環系排風機（Ａ）又は非常用ガス処理系排風機（Ｂ）及び非常用ガス再循環系排風機（Ｂ）を停止し，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に原子炉建屋換気系が隔離していることを確認するように指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋換気系が隔離されていることを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場

合，作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系による水素排出開始まで6分以内で可能である。

b．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合※1において，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M／C」という。）が受電され，緊急用M／Cからモータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）２C又はMCC ２Dの受電が完了した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b)　操作手順

原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出手順の概要は以下のとおり（原子炉建屋ガス処理系B系による水素排出手順も同様。）。手順の対応フローを第1.10－2図に，概要図を第1.10－7図に，タイムチャートを第1.10－8図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出に必要な排風機及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

③運転員等は中央制御室にて，非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに，非常用ガス再循環系系統入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。なお，非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁が閉でない場合，又は非常用ガス再循環系系統入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁が開でない場合は，中央制御室にて系統構成を実施する。

④運転員等は，発電長に原子炉建屋ガス処理系による水素排出の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は，運転員等に原子炉建屋ガス処理系の起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）を起動し，非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認した後，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系による水素排出開始まで5分以内で可能である。

(2)　原子炉建屋内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内で発生した水素が

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから，原子炉建屋水素濃度にて原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階の水素濃度，原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋原子炉棟地下1階のハッチ等の貫通部付近の水素濃度（以下「原子炉建屋内の水素濃度」という。）を監視する。また，静的触媒式水素再結合器の動作状況を確認するため，静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度を監視する。

また，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は，原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため，原子炉建屋ガス処理系を停止する。

ａ．手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

ｂ．操作手順

原子炉建屋内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－2図に，概要図を第1.10－9図に，タイムチャートを第1.10－10図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を指示する。

また，原子炉建屋内の原子炉建屋水素濃度が 2.0vol％に到達した場合は，非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止するよう指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況を監視する。なお，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は，代替電源設備から給電されていることを確認後，原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化する。

③運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋内の原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol％に到達したことを確認した場合は，非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）又は非常用ガス処理系排風機（B）及び非常用ガス再循環系排風機（B）を停止する。

c．操作の成立性

原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視は，運転員等1名にて対応を実施する。

また，原子炉建屋ガス処理系の停止操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系の停止まで6分以内で可能である。

（添付資料1.10.6）

(3) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放及びブローアウ

トパネル閉止装置のパネル部を開放することにより，原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階に滞留した水素を大気へ排出し，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する。

また，原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放する場合は，放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施する。なお，放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順については，「1.12.2.1(1) a．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

a．ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放

(a) 手順着手の判断基準

原子炉建屋内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず，原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合。

(b) 操作手順

ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－2図に，概要図を第1.10－11図に，タイムチャートを第1.10－12図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放による水素排出の実施を災害対策本部長代理に依頼する。また，運転員等に原子炉建屋内の水素濃度を継続的に監視するように指示する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を指示する。

③重大事故等対応要員は，現場（二次格納施設外）にてブローアウ

トパネル強制開放装置を操作し，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を実施し，災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に連絡する。

④運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により原子炉建屋内の水素濃度が低下したことを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの1箇所を開放するまで50分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，通信連絡設備を整備する。

また，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。なお，放射性物質の放出が予想されることから，放射線防護具を装備して作業を行う。

（添付資料1.10.4）

b．ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放

(a)　手順着手の判断基準

ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部が閉止されている場合において，原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol％に到達後，格納容器圧力逃がし装置による水素排出を実施したにもかかわらず，原子炉建屋内の水素濃度が上昇を継続している場合。

(b)　操作手順

ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－2図に，概要図を第1.10－11図に，タイムチャートを第1.10－13図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出の実施を災害対策本部長代理に依頼する。また，運転員等に原子炉建屋内の水素濃度を監視するように指示する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員にブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放を指示する。

③重大事故等対応要員は，現場（二次格納施設外）にてブローアウトパネル閉止装置を操作し，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放を実施後，災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に連絡する。

④運転員等は中央制御室にて，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放により原子炉建屋内の水素濃度が低下したことを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからブローアウトパネル閉止装置のパネル部の1箇所を開放するまで40分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，通信連絡設備を整備する。

また，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。なお，放射性物質の放出が予想されることから，放射線防護具を装備して作業を行う。

（添付資料1.10.4）

1.10.2.3　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.10.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，常設低圧代替注水系ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順については，「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

1.10.2.5　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.10－14図に示す。

(1)　原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素漏えいを抑制するため，ドライウェル雰囲気温度の上昇が継続している場合，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水を実施する。格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水が使用不可能な場合は，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水を実施する。

（添付資料 1.10.5）

(2)　原子炉建屋ガス処理系，原子炉建屋内の水素濃度監視及び原子炉建屋外側ブローアウトパネル

炉心の著しい損傷が発生した場合は，原子炉建屋ガス処理系により水素を排出するとともに，原子炉建屋内の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し，静的触媒式水素再結合器の動作状況を静的触媒式水素再結合器動作監視装置により監視する。

原子炉建屋ガス処理系による水素排出及び静的触媒式水素再結合器の動作により，原子炉建屋内の水素濃度の上昇は抑制されるが，仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合は，原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%到達後原子炉建屋ガス処理系を停止するとともに，水素の発生源を断つため，格納容器ベント操作を実施する。それでもなお原子炉建屋内

の水素濃度が低下しない場合は，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため，原子炉建屋外側ブローアウトパネルにより水素の排出を実施する。

第1.10－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	－	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋原子炉棟	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等 重大事故等対策要領
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等 重大事故等対策要領
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度制御設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器外への水素漏えい抑制	－	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウェル 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウェル 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素排出による原子炉建屋等の損傷防止	－	原子炉建屋ガス処理系による水素排出	非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン 非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス再循環系配管・弁 非常用ガス処理系排気筒 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「水素」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出	原子炉建屋外側ブローアウトパネル ブローアウトパネル強制開放装置 ブローアウトパネル閉止装置 ブローアウトパネル開閉状態表示 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※4 ホース 放水砲※4 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「水素」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第1.10－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／3）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.10.2.1　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 （1）　原子炉ウェル注水 ａ．格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「Ｐ／Ｃ」という。）電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		水源の確認	代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
1.10.2.1　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 （1）　原子炉ウェル注水 ｂ．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確認	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
		補機監視機能	低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（2／3）

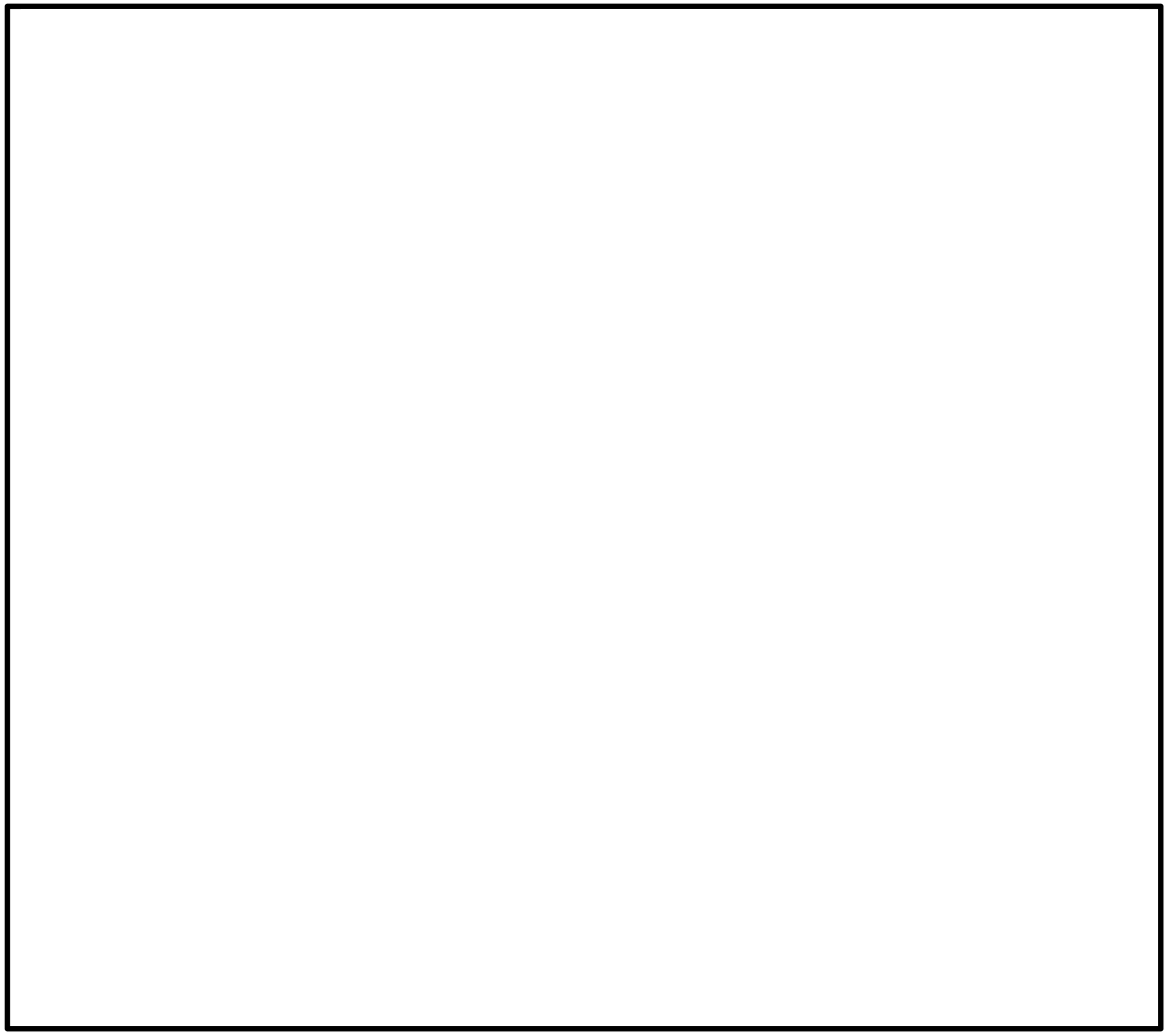
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)　原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ａ．交流動力電源が健全である場合の操作手順			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流 125V 主母線盤２Ａ電圧 直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧
	操作	補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)　原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ｂ．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧 直流 125V 主母線盤２Ａ電圧 直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧
	操作	補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量

監視計器一覧（3／3）

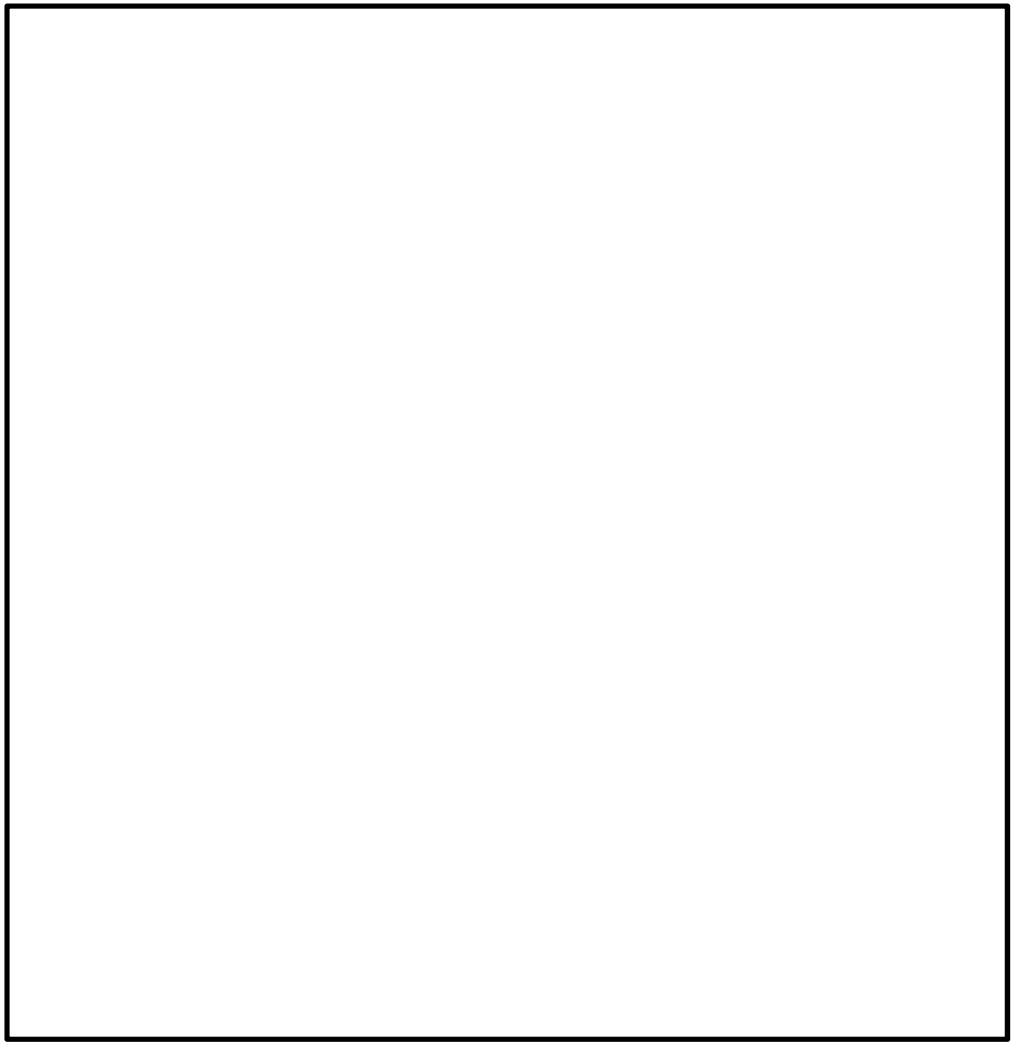
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2)　原子炉建屋内の水素濃度監視			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
		電源	緊急用M／C電圧 緊急用P／C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
		補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3)　原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 ａ．ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3)　原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 ｂ．ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

第1.10－3表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

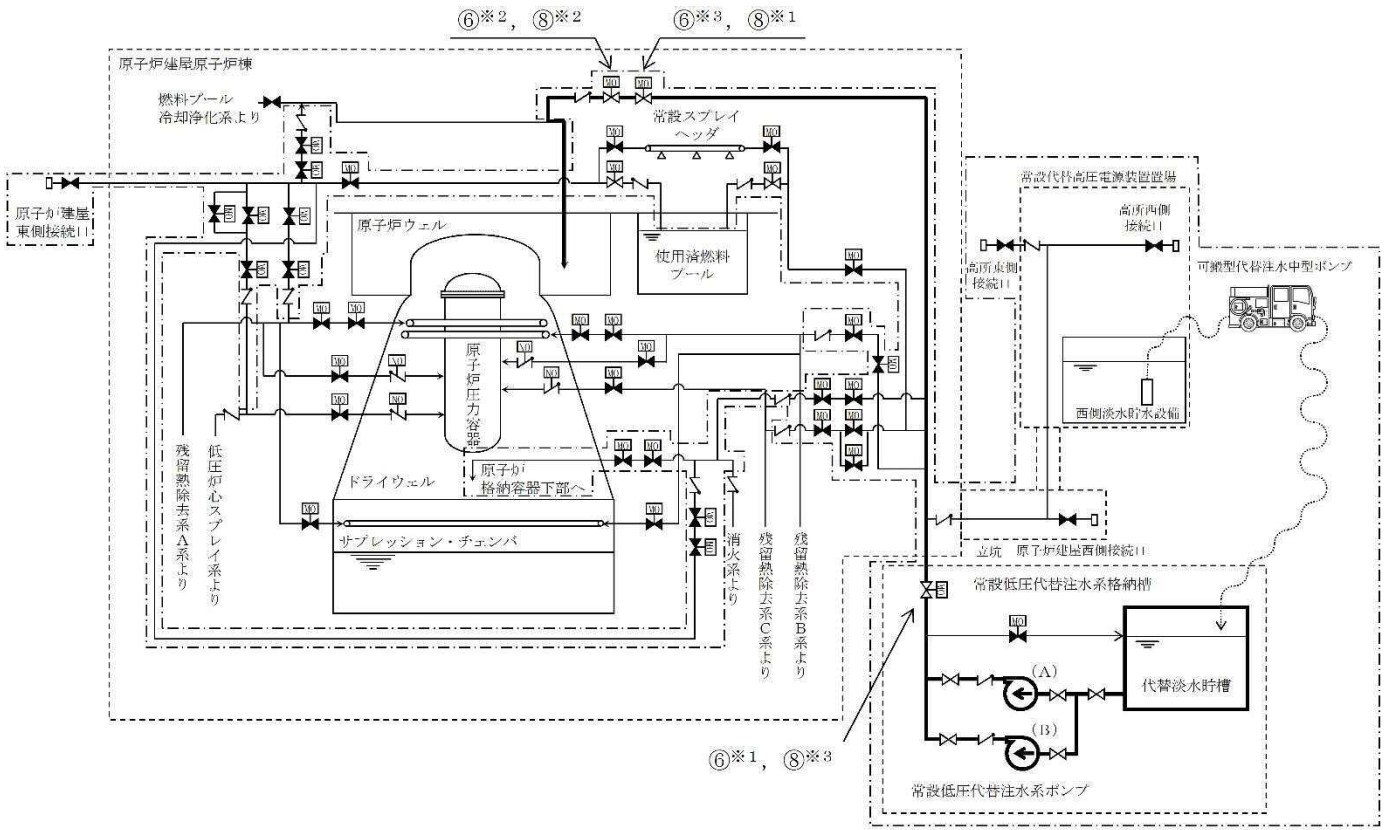
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤
	原子炉建屋水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用ＭＣＣ 緊急用直流 125V 主母線盤
	非常用ガス処理系排風機	常設代替交流電源設備 ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系
	非常用ガス処理系　弁	常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ
	非常用ガス再循環系排風機	常設代替交流電源設備 ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系
	非常用ガス再循環系　弁	常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ 緊急用直流125V主母線盤



第1.10－1図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」における対応フロー図



第1.10－2図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「水素」における対応フロー図



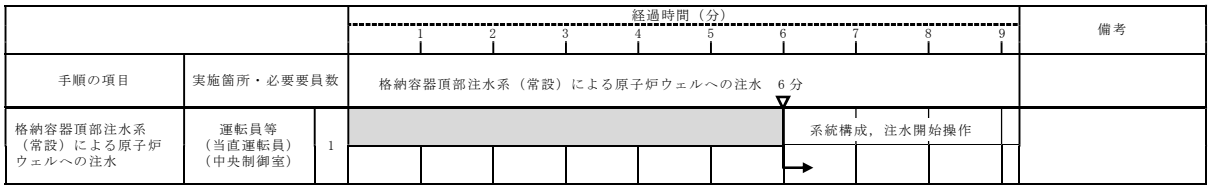
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁

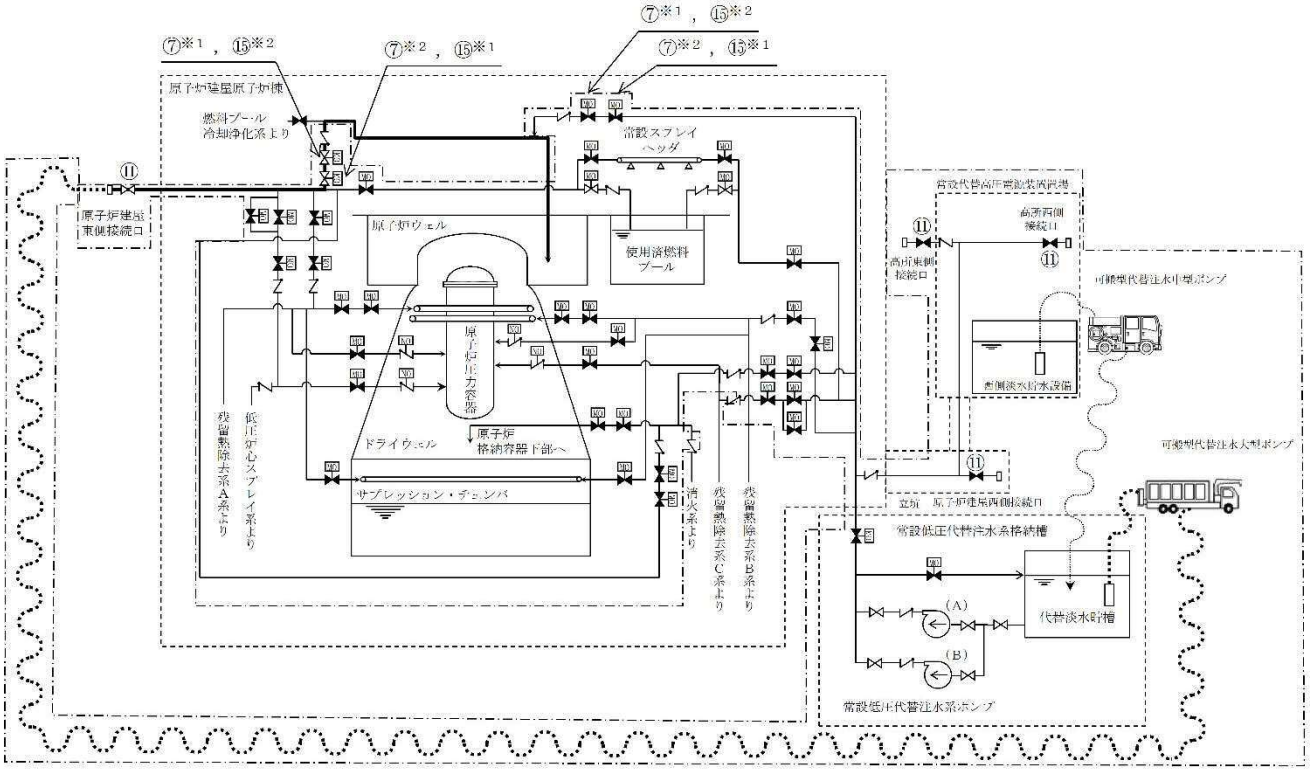
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1，⑧※3	常設低圧代替注水系系統分離弁	⑥※3，⑧※1	ウェル注水流量調節弁
⑥※2，⑧※2	ウェル注水弁		

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合は，その実施順を示す。

第1.10－3図　格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水　概要図



第1.10－4図　格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水　タイムチャート



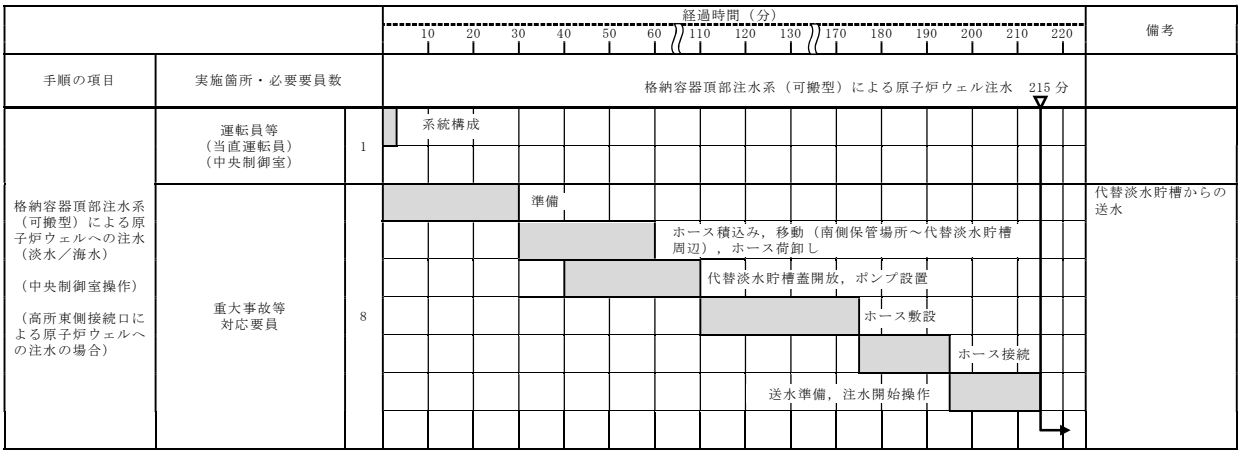
凡例

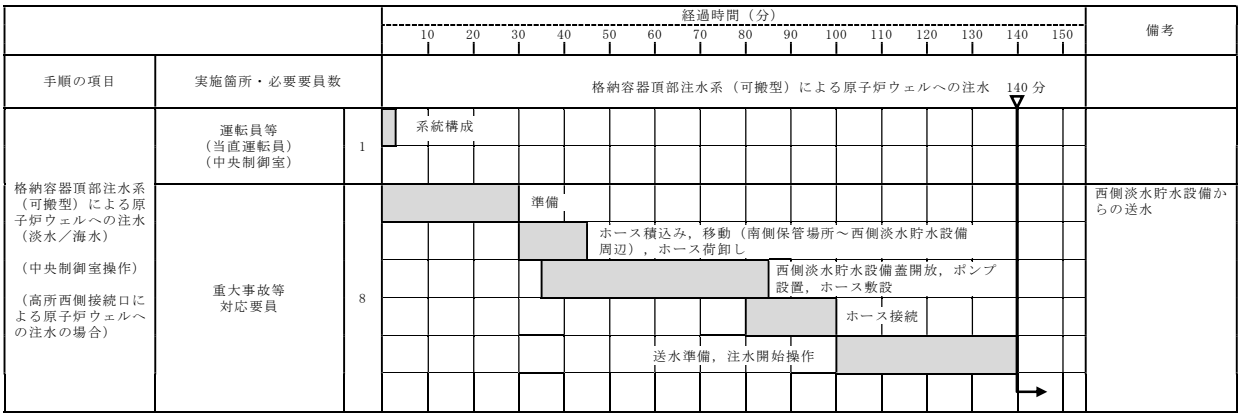
	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦※1，⑮※2	ウェル注水弁	⑪	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁， 高所西側接続口の弁，高所東側接続口の弁
⑦※2，⑮※1	ウェル注水流量調節弁		

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合は，その実施順を示す。

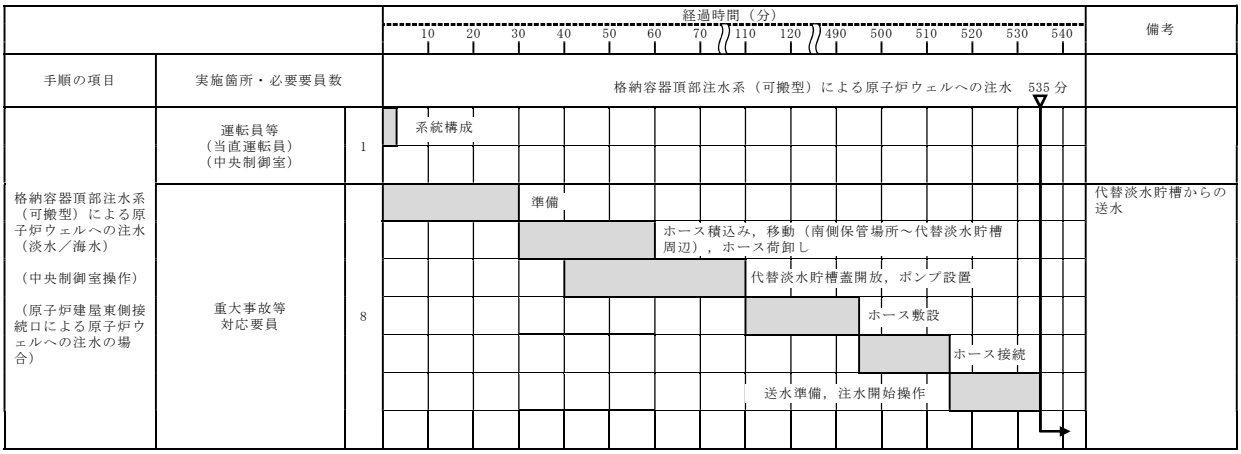
第1.10－5図　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）　概要図

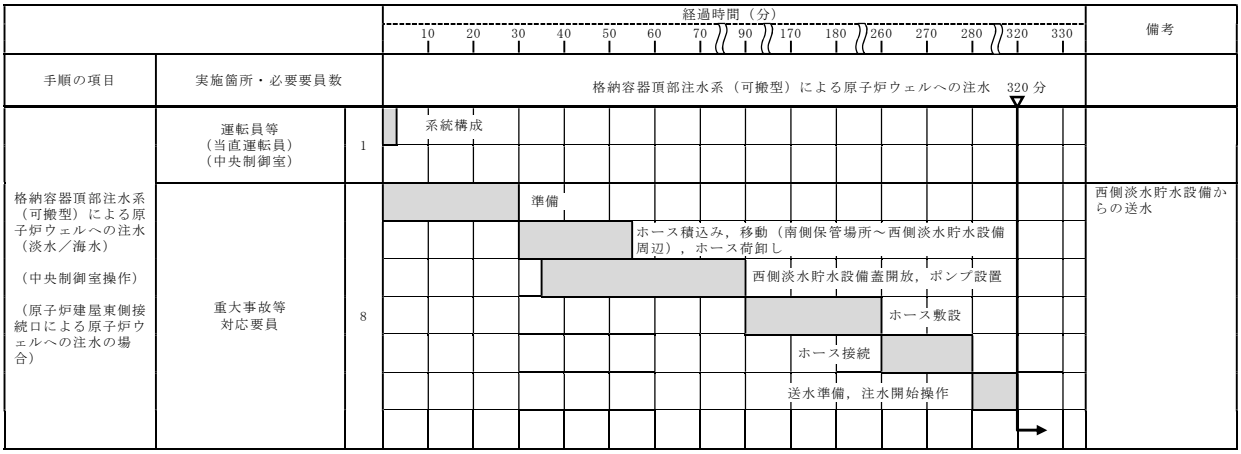




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は 412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は 70m】

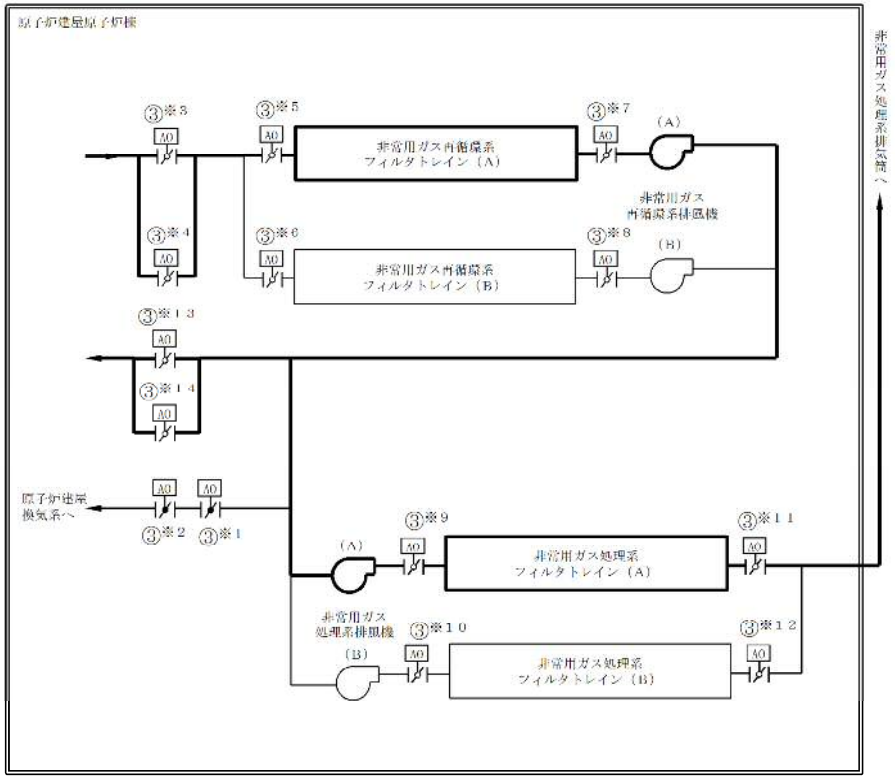
第1.10－6図　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）





【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は 542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は 881m】

第1.10－6図　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（2／2）



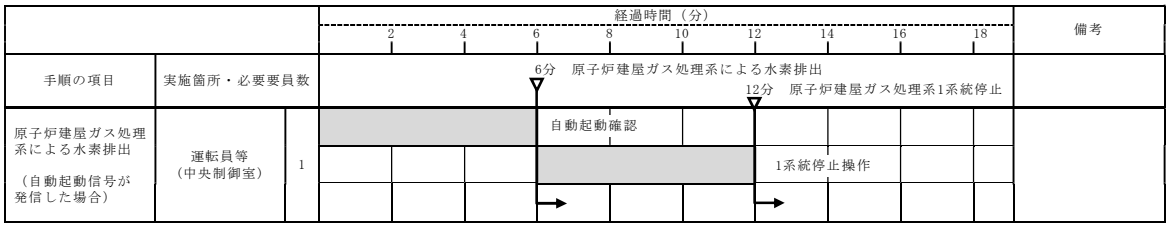
凡例

	排風機
AO	空気駆動
	バタフライ弁

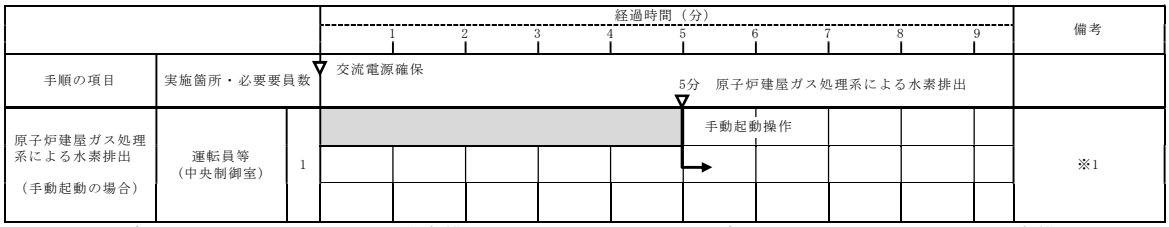
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
③※1，③※2	非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁	③※9，③※10	非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁
③※3，③※4	非常用ガス再循環系系統入口弁	③※11，③※12	非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁
③※5，③※6	非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁	③※13，③※14	非常用ガス再循環系系統再循環弁
③※7，③※8	非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁		

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合は，その実施順を示す。

第1.10－7図　原子炉建屋ガス処理系による水素排出　概要図



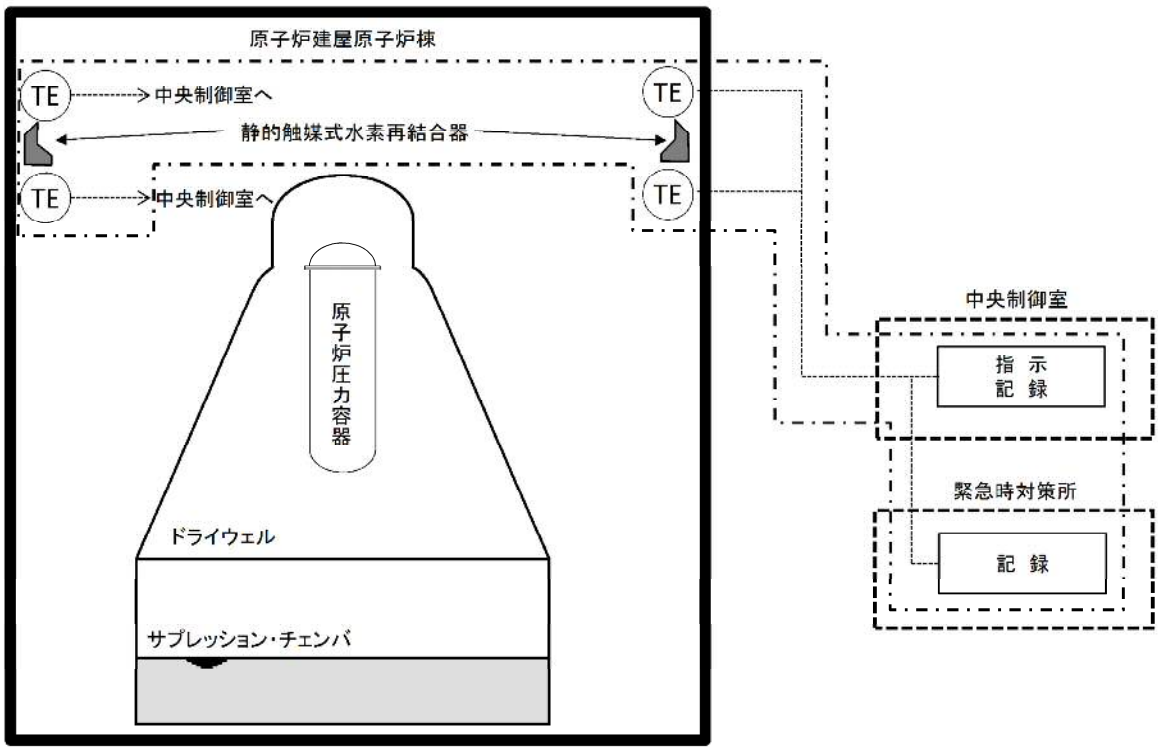
【交流動力電源が健全である場合】



※1：原子炉建屋ガス処理系Ａ系による水素排出を示す。また，原子炉建屋ガス処理系Ｂ系による水素排出については，水素排出開始まで5分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失した場合】

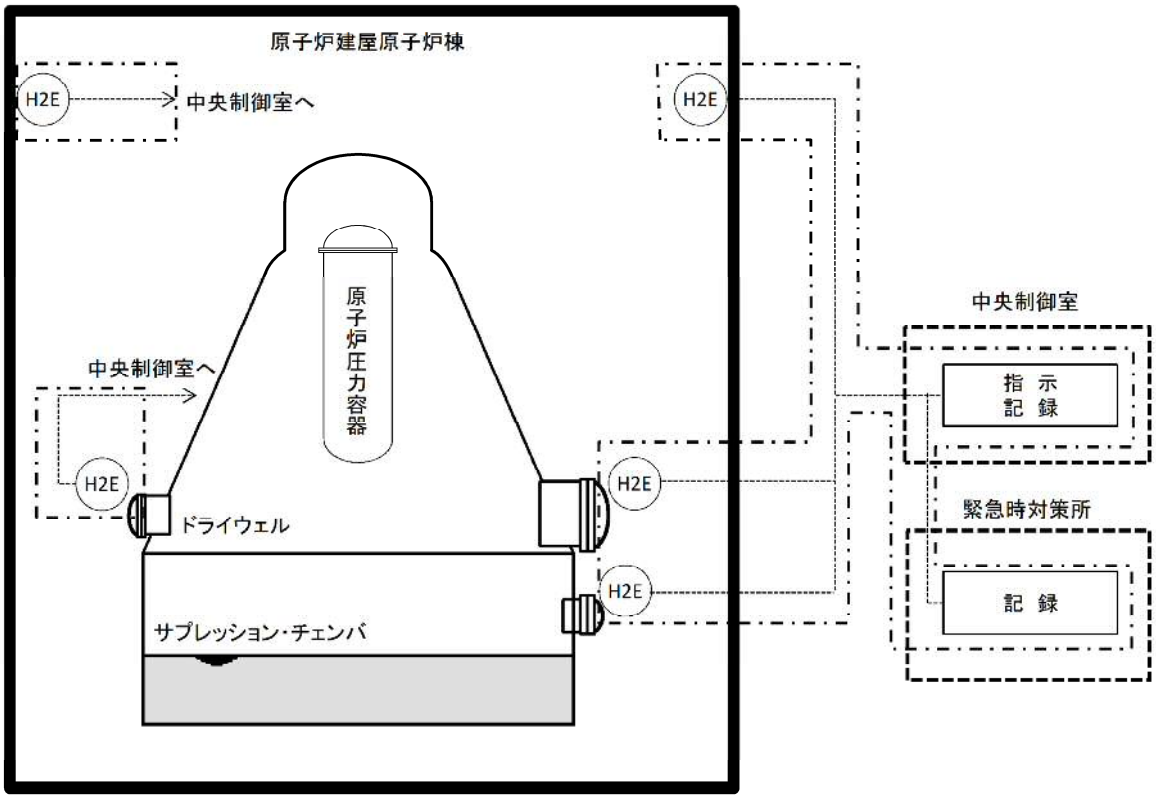
第1.10－8図　原子炉建屋ガス処理系による水素排出　タイムチャート



凡例

	静的触媒式水素再結合器
TE	温度検出器
	設計基準対象施設から追加した箇所

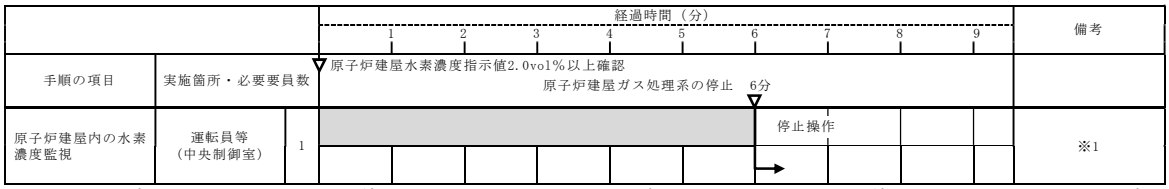
第1.10－9図　原子炉建屋内の水素濃度監視　概要図（1／2）



凡例

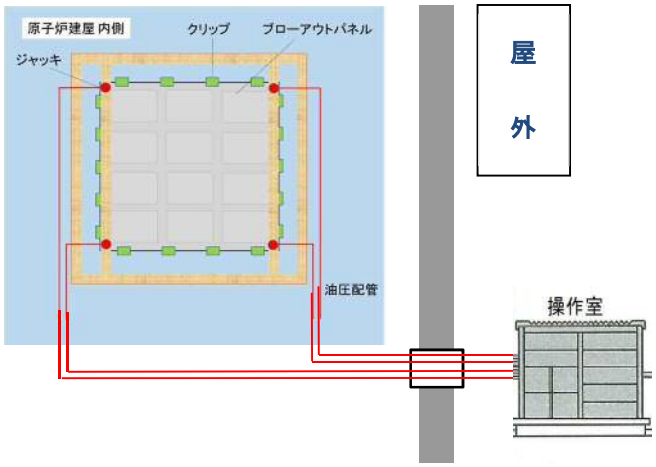
H2E	水素濃度検出器
	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.10－9図　原子炉建屋内の水素濃度監視　概要図（2／2）

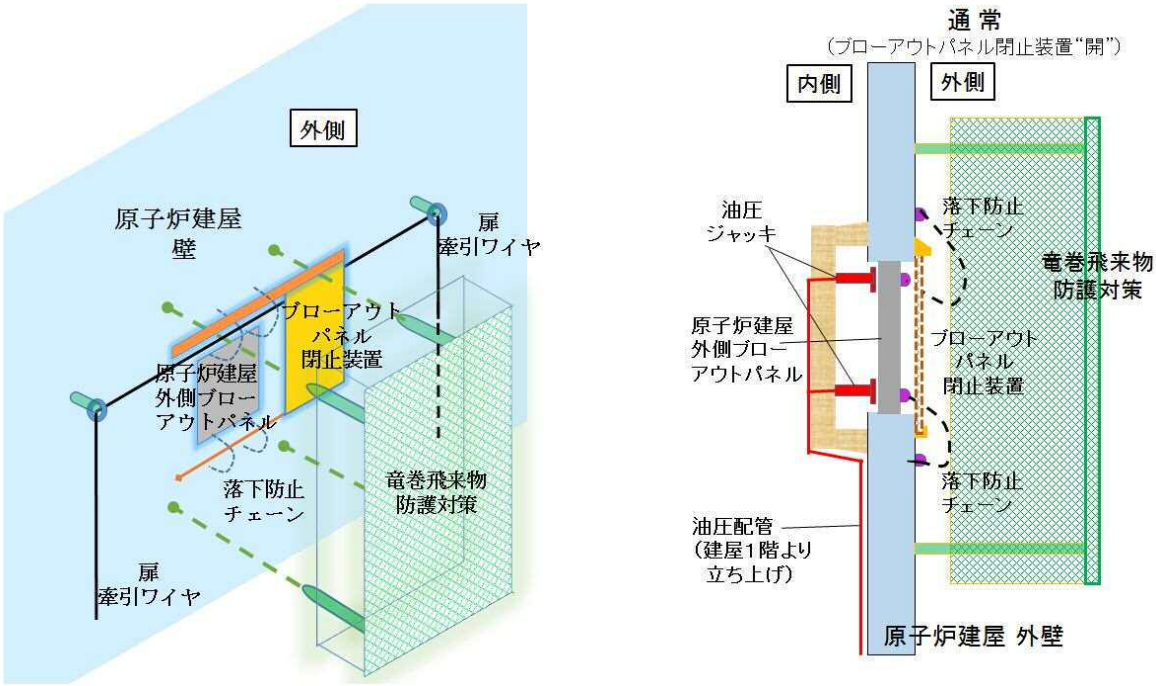


※1：原子炉建屋ガス処理系Ａ系の停止を示す。また，原子炉建屋ガス処理系Ｂ系の停止については，原子炉建屋ガス処理系の停止まで６分以内で可能である。

第1.10－10図　原子炉建屋内の水素濃度監視　タイムチャート

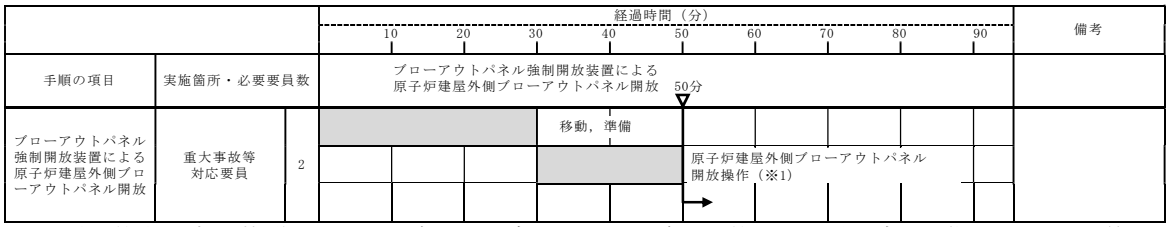


【ブローアウトパネル強制開放装置】



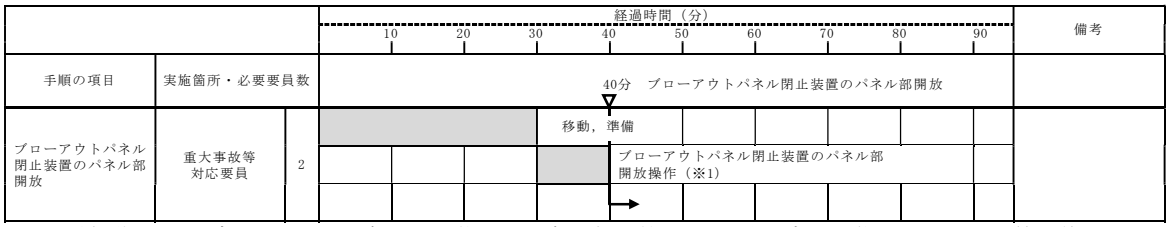
【ブローアウトパネル閉止装置】

第 1.10－11 図　ブローアウトパネル強制開放装置及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放　概要図



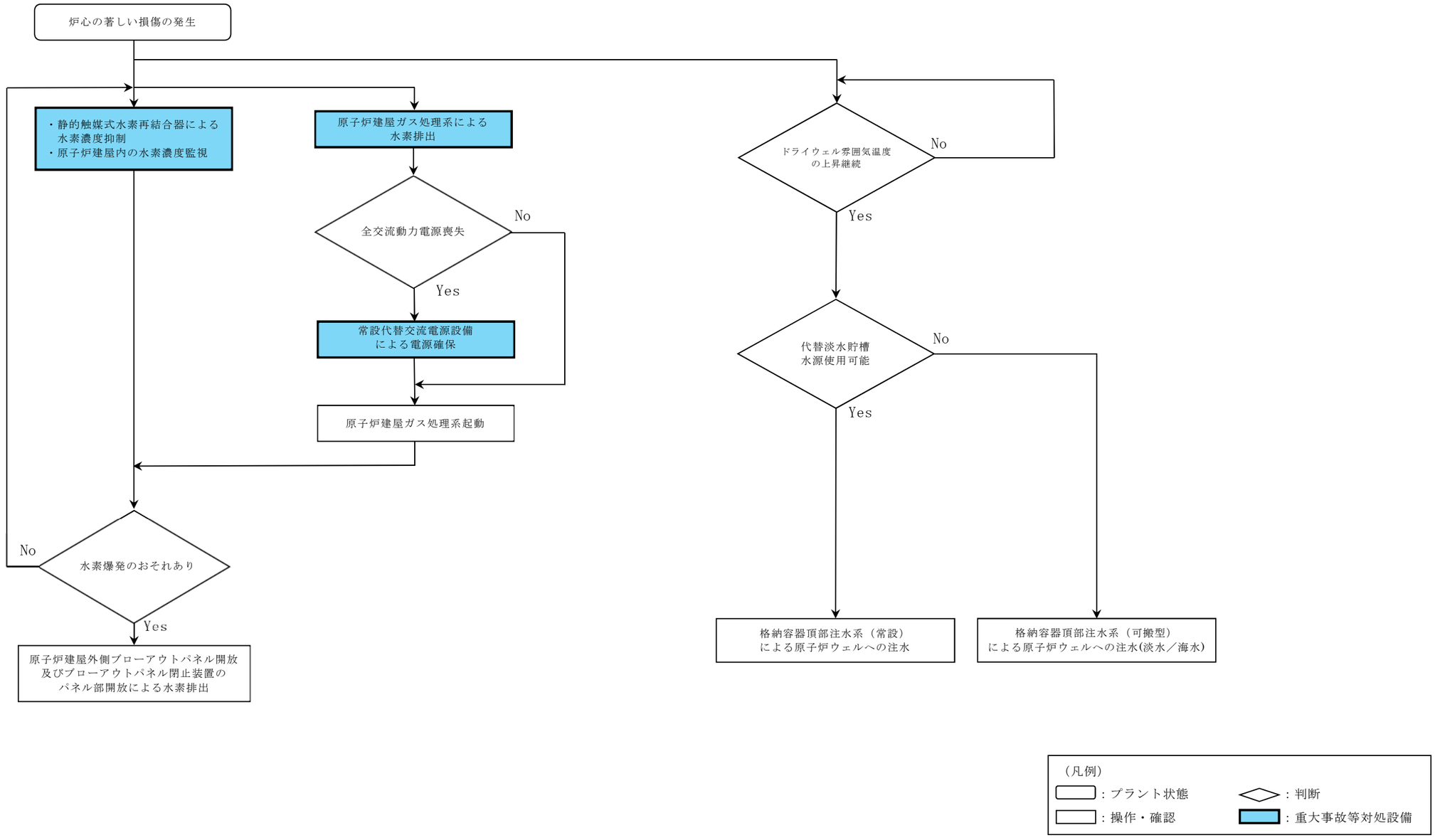
※1：手動開放油圧ポンプ操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放まで 20 分以内で可能である。工具等の使用により変更の可能性がある。

第 1.10－12 図　ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放　タイムチャート



※1：手動操作によりブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放まで 10 分以内で可能である。工具等の使用により変更の可能性がある。

第1.10－13図　ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放　タイムチャート



第 1.10－14 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／5）

技術的能力審査基準（1.10）	番号	設置許可基準規則（第 53 条）	技術基準規則（第 68 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	④
【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1 第 53 条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第 68 条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
a)炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。	②	a)水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。	a)水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。	⑤
b)水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。	③	b)想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。	b)想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。	⑥
		c)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	c)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／5）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	新設	④ ① ⑤ ② ⑦ ③	－	－	－
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	新設				
	原子炉建屋原子炉棟	既設				
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	新設	④ ① ⑥ ② ⑦ ③	－		
	－	－				
代替電源設備による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ④ ⑦	－		
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
－	－	－	－	－	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ
						代替淡水貯槽
						低圧代替注水系配管・弁
						格納容器頂部注水系配管・弁
						原子炉ウェル
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						燃料給油設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／5）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
－	－	－	－	－	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）	可搬型代替注水中型ポンプ
						可搬型代替注水大型ポンプ
						西側淡水貯水設備
						代替淡水貯槽
						ホース
						低圧代替注水系配管・弁
						格納容器頂部注水系配管・弁
						原子炉ウェル
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						燃料給油設備
原子炉建屋ガス処理系による水素排出	非常用ガス処理系排風機	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑦	－	原子炉建屋外側プローアウトパネルによる水素の排出	原子炉建屋外側ブローアウトパネル
	非常用ガス再循環系排風機	既設				ブローアウトパネル強制開放装置
	非常用ガス処理系フィルタトレイン	既設				ブローアウトパネル閉止装置
	非常用ガス再循環系フィルタトレイン	既設				ブローアウトパネル開閉状態表示
	非常用ガス処理系配管・弁	既設				可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
	非常用ガス再循環系配管・弁	既設				ホース
	非常用ガス処理系排気筒	既設				放水砲
	非常用交流電源設備	既設				燃料給油設備
	常設代替交流電源設備	新設			－	－
	燃料給油設備	既設 新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／5）

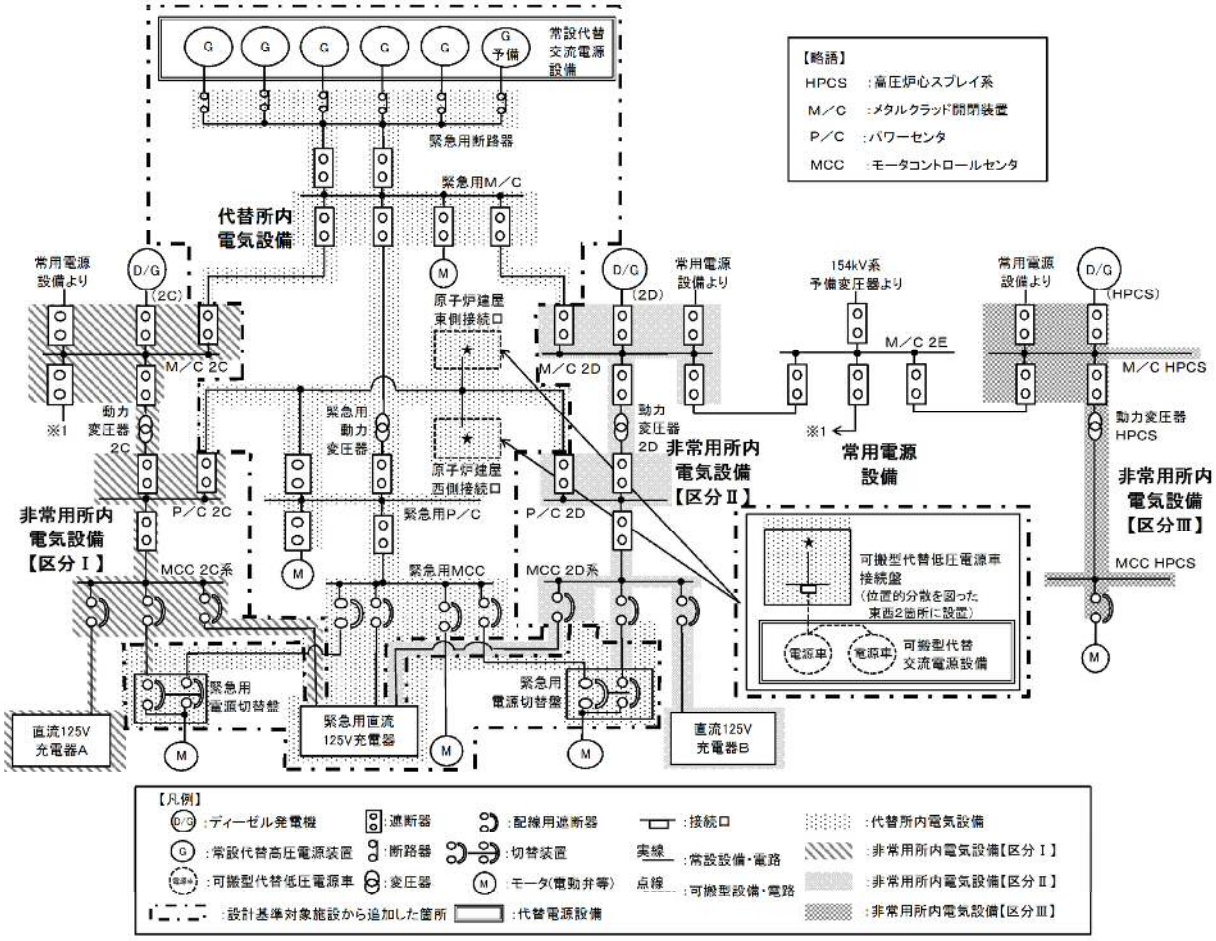
技術的能力審査基準（1.10）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する手段として，原子炉建屋水素濃度により水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し，原子炉建屋ガス処理系による水素排出に必要な手順等を整備する。また，静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制に必要な手順等を整備する。
【解釈】 1　「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－
a）炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する手段として，原子炉建屋水素濃度により水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し，原子炉建屋ガス処理系により水素を排出し，水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器により水素濃度の上昇を抑制するために必要な手順等を整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／5）

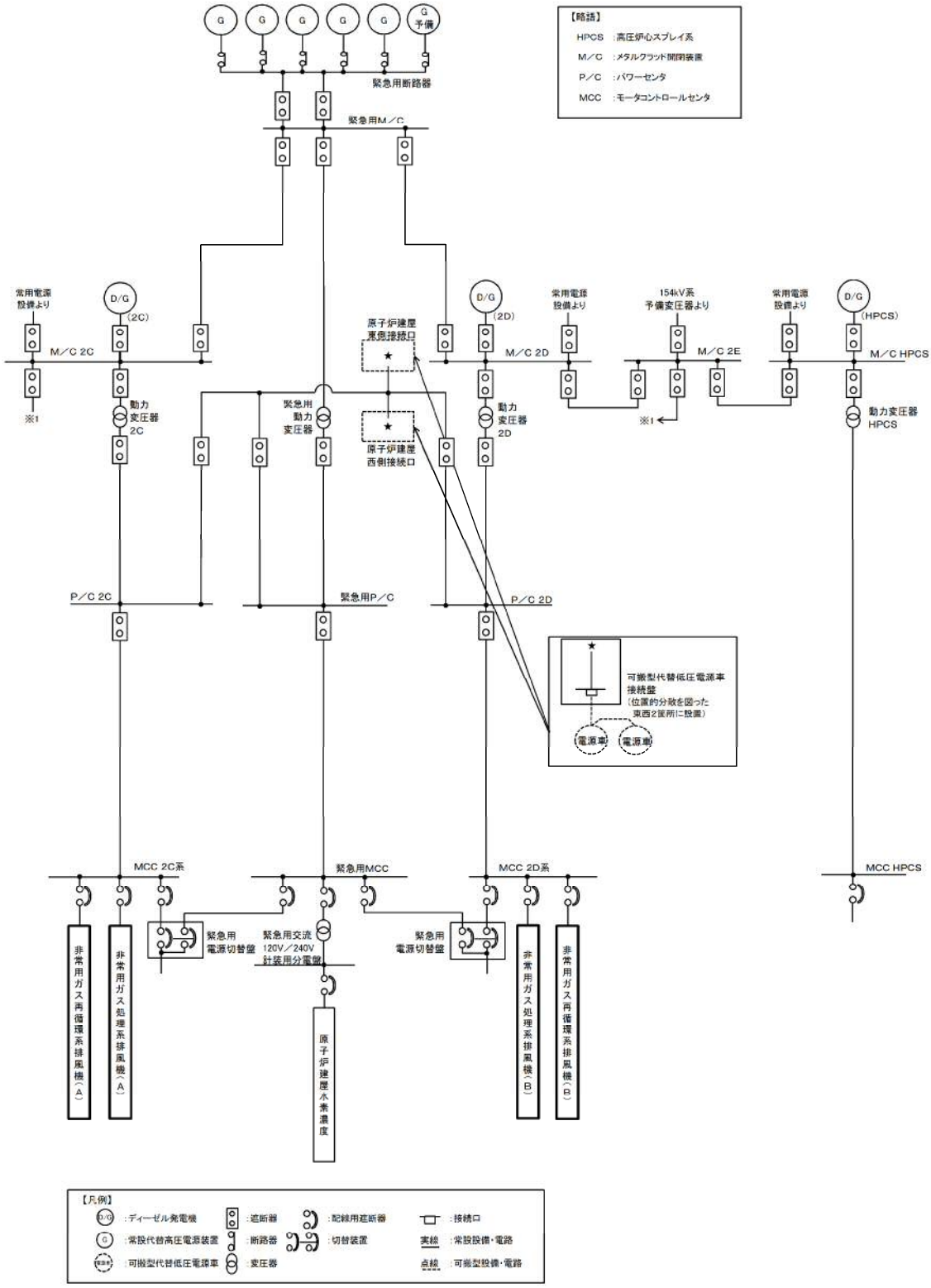
技術的能力審査基準（1.10）	適合方針
b）水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生し，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合においても，原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために必要な設備（原子炉建屋ガス処理系，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度）へ代替電源設備（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により給電する手順を整備する。 なお，電源の供給に関する手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

自主対策設備仕様

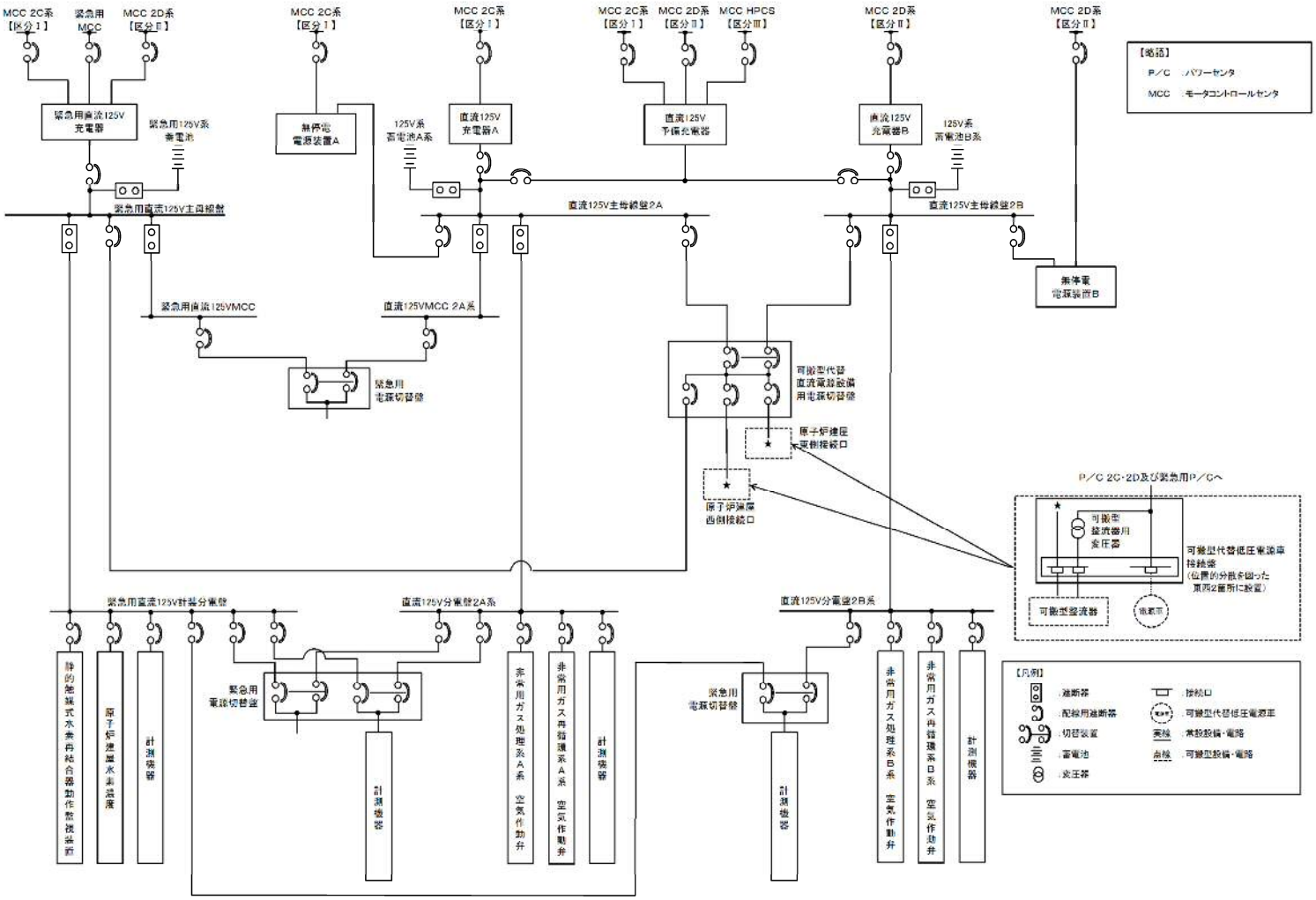
機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
常設低圧代替注水系ポンプ	常設	Sクラス	約 200m^3／h (1 台当たり)	約 200m	2 台
可搬型代替注水中型ポンプ （格納容器頂部注水系（可搬型）として使用）	可搬	Sクラス※1	約 210m^3／h (1 台当たり)	約 100m	5 台
可搬型代替注水大型ポンプ （格納容器頂部注水系（可搬型）として使用）	可搬	Sクラス	約 1,320m^3／h (1 台当たり)	約 140m	4 台



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第２図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第３図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

(1) 格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

ａ．操作概要

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに，送水ルートを確保した後，格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉ウェルに送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び操作時間

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水として，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

・ホース敷設準備：20分※2（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：20分

※2：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，Ｐ

ＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

車両操作訓練（ポンプ起動）

可搬型代替注水中型ポンプ

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

2．原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出

(1)　ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放

ａ．操作概要

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放が必要な状況において，操作場所まで移動し，ブローアウトパネル強制開放装置を使用して原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放操作を実施する。

ｂ．作業場所

現場（二次格納施設外）

ｃ．必要要員数及び操作時間

ブローアウトパネル強制開放装置を使用した原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放操作に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（重大事故等対応要員 2 名）

所要時間目安※1：原子炉建屋外側ブローアウトパネル 1 箇所開放まで 50 分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は 50 分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備，移動：30分（放射線防護具着用を含む）

・原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放操作：20分※2

※2：工具等の使用により変更の可能性がある。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：ブローアウトパネル強制開放装置設置後，模擬訓練を行い操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

(2)　ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放

ａ．操作概要

ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放が必要な状況において，操作場所まで移動し，ブローアウトパネル閉止装置を使用してパネル部の開放操作を実施する。

ｂ．作業場所

現場（二次格納施設外）

ｃ．必要要員数及び操作時間

ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（重大事故等対応要員 2 名）

所要時間目安※1：パネル部 1 箇所開放まで 40 分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は 40 分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間。

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備，移動：30分（放射線防護具着用を含む）

・ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放操作：10分※2

※2：工具等の使用により変更の可能性がある。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：ブローアウトパネル閉止装置設置後，模擬訓練を行い操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能

常設低圧代替注水系ポンプは以下の 5 つの機能に期待している。

- 原子炉水位を維持し炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展を防止するための低圧代替注水機能
- 格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプレイ機能
- 格納容器内での溶融炉心の冷却のためのペデスタル（ドライウェル部）注水機能
- 格納容器のトップヘッドフランジ部からの漏えいを抑制するための格納容器頂部注水機能
- 使用済燃料プール水位を維持し燃料損傷を防止するための代替使用済燃料プール注水機能

2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について

(1) 単一の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは，各注水先の最大流量を包絡する注水量を確保できる設計としている。

常設低圧代替注水系ポンプにより注水する際の系統構成は，中央制御室からの遠隔操作により行い，現場操作は不要である。また，各注水先へ注水する際の操作の相違点は，開操作する弁の違いのみであり，各弁の操作も中央制御室からの遠隔操作が可能であることから，困難な操作はない。

このように，常設低圧代替注水系ポンプの単一の機能の確保については問題ないと考えられる。

(2)　複数の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは，複数個所への同時注水を想定したものとなっており，想定する同時注水の組合せで必要流量が確保できる設計としている。また，想定する同時注水の組合せで，重大事故等による影響の緩和が可能であることを有効性評価にて示している。

①原子炉注水と格納容器スプレイ

大破断ＬＯＣＡが発生し，非常用炉心冷却系からの注水に失敗した場合，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは，原子炉注水 230m^3／h，格納容器スプレイ 130m^3／h であるが，この条件で炉心の冷却並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制できることを有効性評価で確認するとともに，この流量が確保できる設計としている。なお，上記以外の同時注水については，原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため，上記注水流量を超えることはない。

②原子炉注水とペデスタル（ドライウェル部）注水

大破断ＬＯＣＡが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に成功した場合，原子炉水位Ｌ０到達後に格納容器冷却を停止し，原子炉注水とペデスタル（ドライウェル部）の水張りを実施する。この場合の最大流量の組合せは，原子炉注水として崩壊熱相当の流量，ペデスタル（ドライウェル部）の水張りとして 80m^3／h であるが，この条件で炉心の冷却及びペデスタル（ドライウェル部）の必要水位を確保できることを有効性評価にて確認するとともに，この流量が確保できる設計としている。

③格納容器スプレイとペデスタル（ドライウェル部）注水

原子炉注水に失敗し，原子炉圧力容器が破損する場合，格納容器スプレイとペデスタル（ドライウェル部）への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは，格納容器スプレイ 300m^3／h，ペデスタル（ドライウェル部）注水 80m^3／h であるが，この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに，この流量を確保できる設計としている。

④その他注水先の組合せ

その他の組合せとして，格納容器頂部又は使用済燃料プールへの注水が重畳することも考えられる。これら注水先へは，間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため，①，②及び③の最大流量の注水等と異なるタイミング又は系統の余力で注水等を行うため，対応が可能である。

また，複数の注水先に注水するための操作については，各注水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により，炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確認している。

以上より，常設低圧代替注水系ポンプの複数の機能の確保についても問題ないと考えられる。

3．常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び代替循環冷却系を用いた手段に加え，アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧代替注水系（可搬型）によって機能を補うことも可能である。また，格納容器スプレイについては，代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），ペデスタル（ドライウェル部）注水については格納容器下部注水系（可搬型），格納容器頂部注水につ

いては格納容器頂部注水系（可搬型），使用済燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）によって機能を補うことも可能である。このように，常設低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせることで機能強化を図っている。

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，原子炉格納容器，ペデスタル（ドライウェル部），原子炉格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第 1 表及び第 2 表に示す。

また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第 3 表から第 7 表に示す。

第1表　有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11
230m^3／h	130m^3／h	－	－	－
－	300m^3／h	80m^3／h	－	－
50m^3／h	130m^3／h	－	－	114m^3／h

第2表　有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11
50m^3／h	130m^3／h	－	－	－
50m^3／h	130m^3／h	－	－	16m^3／h

第3表　設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m³／h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m³／h	130m³／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m³／h	130m³／h	－	－	114m³／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階	50m³／h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，ＬＯＣＡ時注水機能喪失

第4表　設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m³／h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m³／h	130m³／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m³／h	130m³／h	－	－	114m³／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階※	50m³／h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表　全交流動力電源喪失（24時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m³／h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	50m³／h	130m³／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m³／h	130m³／h	－	－	16m³／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表　設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（ＬＯＣＡ起因による炉心損傷事象）

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m³／h	130m³／h	－	－	－	・ＬＯＣＡが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに原子炉格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m³／h	130m³／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m³／h	130m³／h	－	－	114m³／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階※	50m³／h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

第 7 表　原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47 条／1.4	49 条／1.6	51 条／1.8	53 条／1.10	54 条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉圧力容器破損段階	－	300m^3／h	80m^3／h	－	－	・設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し，原子炉圧力容器の破損に至った場合に，原子炉格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	－	130m^3／h	80m^3／h	－	－	・ペデスタル（ドライウェル部）注水はペデスタル（ドライウェル部）の水位維持時の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	－	－	80m^3／h	－	114m^3／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉建屋ガス処理系の水素爆発防止対策について

1．原子炉建屋ガス処理系系統内での水素爆発を防止する運用

原子炉建屋ガス処理系は，原子炉格納容器が健全である場合，水素排出設備として十分な性能を有しているものの，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素の異常な漏えいが発生し，原子炉建屋ガス処理系の水素排出能力を超える場合には，原子炉建屋内の水素濃度が上昇し，原子炉建屋ガス処理系系統内で水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある。そのため，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素の異常な漏えいが発生し，原子炉建屋内の水素濃度が 2.0vol％※に到達した場合，原子炉建屋ガス処理系を停止する運用とすることで，動的機器を含む系統内での水素爆発を防止する。

※：ＧＯＴＨＩＣ解析によって，原子炉格納容器が健全である場合の原子炉建屋原子炉棟における最大水素濃度が約 0.3vol％程度であること，原子炉建屋水素濃度の最大計測誤差が±0.25vol％であること及び静的触媒式水素再結合器は，水素濃度 1.5vol％までに起動することから，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素の異常な漏えいが発生し，原子炉建屋ガス処理系系統内での水素爆発のおそれがあることの判断基準として，原子炉建屋水素濃度 2.0vol％を設定している。

2．原子炉建屋ガス処理系系統内での水素滞留について

原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス処理系は，1 台当たり約 3,570m^3／h，非常用ガス再循環系は，1 台当たり約 17,000m^3／h の容量を有しており，また，一旦混合されたガスにおいて，水素が局所的に濃縮され滞留する状況とはならないことから，系統内での水素爆発のおそれはない。

さらに，水素濃度が高くなると考えられる原子炉格納容器トップヘッドフランジ部及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部が存在する区画の天井付近に設置した水素濃度計により原子炉建屋ガス処理系の停止を判断するため，原子炉建屋ガス処理系系統内で水素濃度 2.0vol％を超えることはなく，水素爆発のおそれはない。

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

手順			判断基準記載内容	解釈
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウェル注水	a．格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合	ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		b．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）	ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合	ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順	(1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出	a．交流動力電源が健全である場合の操作手順	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		b．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
	(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視	－	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
	(3) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出	b．ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放	原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%に到達後	原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%に到達後

操作手順の解釈一覧

手順			操作手順記載内容	解釈
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウェル注水	a．格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］以上	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］以上
			低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）の流量上昇	低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）で約20m^3／hまで上昇
			原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量	原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量（約50m^3）
		b．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）	低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）又は低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）の流量上昇	低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）又は低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）で約20m^3／hまで上昇
			原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量	原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量（約50m^3）
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順	(1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出	a．交流動力電源が健全である場合の操作手順	非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇	非常用ガス再循環系空気流量が約17,000m^3／h及び非常用ガス処理系空気流量が約3,570m^3／hまで上昇
		b．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順	非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇	非常用ガス再循環系空気流量が約17,000m^3／h及び非常用ガス処理系空気流量が約3,570m^3／hまで上昇
	(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視	－	原子炉建屋内の原子炉建屋水素濃度が2.0vol%に到達	原子炉建屋内の原子炉建屋水素濃度が非常用ガス処理系運転中の場合の停止判断基準である2.0vol%に到達
			原子炉建屋内の原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%に到達	原子炉建屋内の原子炉建屋水素濃度指示値が原子炉建屋ガス処理系の停止判断基準である2.0vol%に到達

操作の成立性の解釈一覧

手順			操作の成立性記載内容	解釈
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順	(1)　原子炉ウェル注水	a．格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下	原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール部温度をシールの健全性を保つことができる200℃以下
		b．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）	原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下	原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール部温度をシールの健全性を保つことができる200℃以下

弁番号及び弁名称一覧

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
ウェル注水弁	（ウェル注水弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
	（ウェル注水弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
ウェル注水流量調節弁	（ウェル注水流量調節弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
	（ウェル注水流量調節弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
原子炉建屋西側接続口の弁	（原子炉建屋西側接続口の弁）※1	－	屋外
原子炉建屋東側接続口の弁	（原子炉建屋東側接続口の弁）※1	－	屋外
高所西側接続口の弁	（高所西側接続口の弁）※1	－	屋外
高所東側接続口の弁	（高所東側接続口の弁）※1	－	屋外
非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁	FRVS原子炉建屋通常排気系隔離ダンパ	SB2-12A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス再循環系系統入口弁	FRVS SGTS系入口ダンパ	SB2-4A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁	FRVSトレイン（A）/（B）入口ダンパ	SB2-5A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁	FRVSトレイン（A）/（B）出口ダンパ	SB2-7A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁	SGTSトレイン（A）/（B）入口ダンパ	SB2-9A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁	SGTSトレイン（A）/（B）出口ダンパ	SB2-11A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス再循環系系統再循環弁	FRVS循環ダンパ	SB2-13A/B（AO）	中央制御室

※1：今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。

添付資料 1.10.8

手順のリンク先について

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1．1.10.2.2(3)　原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出

・放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順

＜リンク先＞　1.12.2.1(1)ａ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

2．1.10.2.3　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

・代替電源設備により給電する手順

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

3．1.10.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

・放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順

＜リンク先＞　1.12.2.1(1)ａ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑

制

・西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

＜リンク先＞　1.13.2.1(5) a．西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）

1.13.2.1(6) a．代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

1.13.2.2(1) a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

1.13.2.2(2) a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

・非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，常設低圧代替注水系ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.3(1) a．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流

電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) a．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) b．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.6(1) a．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.6(1) b．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

1.14.2.7(1)　非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.7(3)　軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失

1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

＜　目　次　＞

1.11.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備

(a)　燃料プール代替注水

(b)　漏えい抑制

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a)　燃料プールスプレイ

(b)　漏えい緩和

(c)　大気への放射性物質の拡散抑制

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｃ．重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a)　使用済燃料プールの監視

(b)　代替電源による給電

(c)　重大事故等対処設備

ｄ．使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備

(a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｅ．手順等

1.11.2　重大事故等時の手順

1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順

(1)　燃料プール代替注水

ａ．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

ｂ．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）

ｃ．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）

ｄ．消火系による使用済燃料プールへの注水

1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1)　燃料プールスプレイ

ａ．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

ｂ．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）

ｃ．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）

(2)　漏えい緩和

ａ．使用済燃料プール漏えい緩和

1.11.2.3　重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

(1)　使用済燃料プールの状態監視

a．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

b．代替電源による給電

1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順

(1)　使用済燃料プールの除熱

a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

(a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

(b)　緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

(c)　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

1.11.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

1.11.2.6　重大事故等時の対応手段の選択

添付資料1.11.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.11.2　自主対策設備仕様

添付資料1.11.3　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.11.4　重大事故対策の成立性

1．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

(1)　代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

(2)　系統構成

2. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ（淡水／海水）

(1)　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

3. 消火系による使用済燃料プールへの注水

(1)　消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水

(2)　残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水

4. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

(1)　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

5. 漏えい緩和

(1)　使用済燃料プール漏えい緩和

6. 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(1)　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（海水）

添付資料1.11.5　使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(1)

添付資料1.11.6　使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(2)
添付資料1.11.7　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）におけるホース敷設について
添付資料1.11.8　解釈一覧
添付資料1.11.9　手順のリンク先について

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

1　発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

2　発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定））第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。

2　第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこ

れと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）想定事故１及び想定事故２が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）想定事故１及び想定事故２が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。

３　第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。

４　第１項及び第２項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

ａ）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。

ｂ）使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により

当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための対処設備を整備する。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備する。

ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.11.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

使用済燃料プールの冷却機能を有する設計基準対象施設として，燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プールの冷却機能）を設置している。

また，使用済燃料プールの注水機能を有する設備として，残留熱除去系（残留熱除去系ポンプによる補給機能）及び補給水系を設置している。

これらの冷却及び注水機能が故障等により喪失した場合，又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は，その機能を代替するために，各設計基準対象施設が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.11－1図）。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時，又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時において，発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備

を選定する。

使用済燃料プールからの大量の水が漏えいし，使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し，使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。なお，使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより，未臨界は維持される。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。

※1　自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，使用済燃料プールの冷却設備若しくは注

水設備が故障等により機能喪失した場合，使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合，又は使用済燃料プールからの大量の水が漏えいし，使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。

設計基準対象施設に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準対象施設，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.11－1表に整理する。

ａ．使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備

(a)　燃料プール代替注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時に，使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段がある。

ⅰ）　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・常設低圧代替注水系ポンプ

・代替淡水貯槽

・低圧代替注水系配管・弁

・代替燃料プール注水系配管・弁

・常設スプレイヘッダ

・使用済燃料プール

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅱ） 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・代替淡水貯槽

・ホース

・低圧代替注水系配管・弁

・代替燃料プール注水系配管・弁

・常設スプレイヘッダ

・使用済燃料プール

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

なお，注水ライン又は常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

iii） 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・代替淡水貯槽

・ホース

・可搬型スプレイノズル

・使用済燃料プール

・燃料給油設備

なお，可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水は，代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

iv） 消火系による使用済燃料プールへの注水

消火系による使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・ディーゼル駆動消火ポンプ

・ろ過水貯蔵タンク

・多目的タンク

・消火系配管・弁・消防用ホース

・残留熱除去系配管・弁

・残留熱除去系Ｂ系配管・弁

・燃料プール冷却浄化系配管・弁

・使用済燃料プール

・非常用交流電源設備

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

(b)　漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により，燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に，燃料プール水戻り配管上部に設置する静的サイフォンブレーカにより，静的サイフォンブレーカ下端まで水位が低下した時点で，自動的にサイフォン現象の継続を防止することで，漏えいを停止する手段がある。

漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

・静的サイフォンブレーカ

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プール代替注水で使用する設備のうち，常設低圧代替注水系ポンプ，代替淡水貯槽，低圧代替注水系配管・弁，代替燃料プール注水系配管・弁，常設スプレイヘッダ，使用済燃料プール，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，ホース，可搬型スプレイノズル及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

漏えい抑制で使用する設備のうち，静的サイフォンブレーカは重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査

基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，消火系配管・弁・消防用ホース

耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段として有効である。

（添付資料1.11.2）

b．使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時，使用済燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減する手段がある。

ⅰ） 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

・常設低圧代替注水系ポンプ

・代替淡水貯槽

・低圧代替注水系配管・弁

・代替燃料プール注水系配管・弁

・常設スプレイヘッダ

・使用済燃料プール

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅱ） 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・代替淡水貯槽

・ホース

・低圧代替注水系配管・弁

・代替燃料プール注水系配管・弁

・常設スプレイヘッダ

・使用済燃料プール

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

なお，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイは，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

ⅲ） 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・代替淡水貯槽

・ホース

・可搬型スプレイノズル

・使用済燃料プール

・燃料給油設備

なお，可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイは，代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

(b) 漏えい緩和

使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に，シール材を張り付けたステンレス鋼板を使用済燃料プール開口部付近までロープで吊り下ろし，漏えいするプール水の流れやプールによる水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する手段がある。

この手段では漏えいを緩和できない場合があること，重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから，今後得られた知見を参考に，より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

・シール材

・接着剤

・ステンレス鋼板

・吊り降ろしロープ

(c)　大気への放射性物質の拡散抑制

重大事故等により，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合は，放水設備により大気への放射性物質の拡散を抑制する手段がある。

大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・ホース

・放水砲

・燃料給油設備

なお，大気への放射性物質の拡散抑制の操作手順については，「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プールスプレイで使用する設備のうち，常設低圧代替注水系ポンプ，代替淡水貯槽，低圧代替注水系配管・弁，代替燃料プール注水系配管・弁，常設スプレイヘッダ，使用済燃料プール，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，ホース，可搬型スプレイノズル及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），ホース，放水砲及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和し，臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・シール材，接着剤，ステンレス鋼板，吊り降ろしロープ

漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり，また，プラントの状況によって使用済燃料プールへのアクセスができない場合があるが，使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。

（添付資料1.11.2）

c．重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

重大事故等時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための手段がある。

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

・使用済燃料プール温度（ＳＡ）

・使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

(b)　代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において，使用済燃料プールの状態を監視するため，代替電源設備により使用済燃料プール監視計器へ給電する手段がある。

代替電源による給電で使用する設備は以下のとおり。

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・常設代替直流電源設備

・可搬型代替直流電源設備

・燃料給油設備

(c)　重大事故等対処設備

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち，使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による給電で使用する設備のうち，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することができる。

d．使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備

(a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により代替燃料プール冷却系の電源を確保し，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することで代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールを除熱する手段がある。

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

・代替燃料プール冷却系ポンプ

・使用済燃料プール

・スキマサージタンク

・代替燃料プール冷却系熱交換器

・代替燃料プール冷却系配管・弁

・燃料プール冷却浄化系配管・弁

・緊急用海水ポンプ

・緊急用海水系ストレーナ

・緊急用海水系配管・弁

・残留熱除去系海水系配管・弁

・非常用取水設備

・可搬型代替注水大型ポンプ

・ホース

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備のうち，代替燃料プール冷却系ポンプ，使用済燃料プール，スキマサージタンク，代替燃料プール冷却系熱交換器，代替燃料プール冷却系配管・弁，燃料プール冷却浄化系配管・弁，緊急用海水ポンプ，緊急用海水系ストレーナ，緊急用海水系配管・弁，残留熱除去系海水系配管・弁，非常用取水設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても，使用済燃料プールを除熱することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ，ホース

敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり，使用できない場合において，使用済燃料プールが沸騰し原子炉建屋原子炉棟内の環境が悪化する前に，可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を開始できない場合があるが，可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替燃料プール冷却系に使用可能であれば，使用済燃料プールを除熱する手段として有効である。

（添付資料 1.11.2）

ｅ．手順等

上記「ａ．使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」，「ｂ．使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」，「ｃ．重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「ｄ．使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※2及び重大事故等対応要員の対応として，「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.11－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.11－2表，第1.11－3表）。

※2　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

1.11.2　重大事故等時の手順

1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順

(1)　燃料プール代替注水

a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

また，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ実施のための準備作業として，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置，可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は，原子炉建屋原子炉棟内で作業を行うことから，作業環境が悪化する前に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水と同時に本手段に係わる準備を開始する。なお，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

(a)　手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が

発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

(b)　操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－3図に，タイムチャートを第1.11－4図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

④発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを起動し，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa

［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑥発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系系統分離弁の全開操作を実施した後，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認する。また，発電長に報告するとともに使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。なお，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による注水ラインを使用した使用済燃料プールへの注水が実施できない場合は，使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施した後，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし，使用済燃料プールへの注水を実施する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水開始まで15分以内で可能である。

（添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プ

ールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

(a)　手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水及び消火系による使用済燃料プールへの注水ができない場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－5図に，タイムチャートを第1.11－6図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）の接続を依頼する。

②災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）で使用する低圧代替注水系配管・弁

の接続口を報告するとともに重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑥発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水の系統構成を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。

また，中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は，運

転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，現場手動操作により使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。なお，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による注水ラインを使用した使用済燃料プールへの注水が実施できない場合は，使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施した後，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし，使用済燃料プールへの注水を実施する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水の原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。

⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，原子炉建屋西側接続

口，原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の弁の全開操作を実施し，送水開始について災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑫発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことの確認を指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し，発電長に報告するとともに使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。

⑭発電長は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プー

ルへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

ｃ．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を優先して使用するが，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）の機能が喪失した場合は，代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

(a)　手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込め

ない場合。

ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－7図に，タイムチャートを第1.11－8図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備として，可搬型代替注水大型ポンプの配置，及び原子炉建屋原子炉棟6階に可搬型スプレイノズルの設置を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール注水系（可搬型スプ

レイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑥発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備が完了したことを報告する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備として，可搬型代替注水大型ポンプを配置するとともに，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までホースの敷設を行い，原子炉建屋原子炉棟6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

⑧重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備が完了したことを報告する。

⑨災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホ

ース内の水張りを実施した後，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑪発電長は，運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことの確認を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，435分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応

要員８名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

（添付資料 1.11.4，添付資料 1.11.5，
添付資料 1.11.6，添付資料 1.11.7）

ｄ．消火系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源としてディーゼル駆動消火ポンプにより消防用ホース又は残留熱除去系Ｂ系ラインを経由して使用済燃料プールへ注水する。

(a)　手順着手の判断基準

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合※1。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

※1：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び使用済燃料プールエリアへアクセスができない場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。

(b)　操作手順

消火系による使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－9図に，タイムチャートを第1.11－10図に示す。

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

④運転員等は原子炉建屋原子炉棟5階又は原子炉建屋原子炉棟6階の消火栓から使用済燃料プールまで消防用ホースの敷設を行い，手すり等に固縛し，固定する。

⑤発電長は，運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水準備のため，ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，ディーゼル駆動消火ポンプを起動し，消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上であることを確認する。

⑦発電長は，運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟5階又は原子炉建屋原子炉棟6階にて，消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水を開始する。

⑨運転員等は中央制御室にて，消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により

確認し，発電長に報告する。

⑩運転員等は原子炉建屋原子炉棟5階又は原子炉建屋原子炉棟6階にて，消火栓により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

④運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。

⑤発電長は，運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水準備のため，ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，ディーゼル駆動消火ポンプを起動し，消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上であることを確認する。

⑦発電長は，運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用

済燃料プールへの注水開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁の全開操作を実施する。

⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟3階にて，残留熱除去系Ｂ系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁の全開操作を実施する。

⑩運転員等は原子炉建屋原子炉棟4階にて，残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁の全開操作を実施し，消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水を開始する。

⑪運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ，残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び使用済燃料プール水位・温度により確認し，発電長に報告する。

⑫運転員等は原子炉建屋原子炉棟4階にて，残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁により使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）4名及び重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合，60分以内で可能である。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合，105分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明

及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1)　燃料プールスプレイ

a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

なお，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）実施のための準備作業として，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は，原子炉建屋原子炉棟内で作業を行うことから，作業環境が悪化する前に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水と同時に本手段に係わる準備を開始する。また，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

(a)　手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以

下のいずれかの状況に至った場合。

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合。

(b)　操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－11図に，タイムチャートを第1.11－12図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイに必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

④運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水又は可搬型代替注水中型ポンプ若

しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施している場合は，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁及び使用済燃料プール注水ライン元弁の全閉操作を実施する。

⑤運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを起動し，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］以上であることを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系系統分離弁及び使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施する。

⑦発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし，使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認した後，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始まで15分以内で可能である。

b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

(a)　手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－13図に，タイムチャートを第1.11－14図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの接続を依頼する。

②災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑥発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの系統構成を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプによる代

替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水又は可搬型代替注水中型ポンプ若しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施している場合は，使用済燃料プール注水ライン元弁の全閉操作を実施する。

⑧運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施した後，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。

⑨発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。

⑩重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑪災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑫重大事故等対応要員は，代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替

注水大型ポンプを起動した後，原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の弁の全開操作を実施し，送水開始について災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑬発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し，発電長に報告する。

⑮発電長は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

（添付資料1.11.4）

ｃ．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設スプレイヘッダを優先して使用する

が，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

(a)　手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－7図に，タイムチャートを第1.11－8図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備として，可搬型代替注水大型ポンプの配置，及び原子炉建屋原子炉棟6階に可搬

型スプレイノズルの設置を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑥発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備として，可搬型代替注水大型ポンプを配置するとともに，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までホースの敷設を行い，原子炉建屋原子炉棟6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

⑧重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑨災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホース内の水張りを実施した後，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑪発電長は，運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，435分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.7）

(2)　漏えい緩和

ａ．使用済燃料プール漏えい緩和

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において，あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いて，使用済燃

料プール内側からの漏えいを緩和する。

(a)　手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合。

(b)　操作手順

使用済燃料プールからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，タイムチャートを第1.11－15図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。

③発電長は，運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，資機材を用いた使用済燃料プールか

らの漏えい緩和措置に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑥重大事故等対応要員は原子炉建屋原子炉棟6階にて，ステンレス鋼板にシール材を接着させ，吊り降ろしロープを取り付けた後，貫通穴付近まで吊り下げ，手すり等に固縛・固定し，漏えい緩和措置が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことの確認を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位にて確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プールからの漏えい緩和措置完了まで150分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.11.4）

1.11.2.3　重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合，使用済燃料プール監視計器の環境条件は，使用済燃料プール水の沸騰による蒸散が継続し，高温（大気圧下のため100℃を超えることはない。），高湿度の環境が考えられるが，監視計器の構造及び位置により事

故時環境下においても使用できる。

なお，使用済燃料プール監視カメラについては，耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。

使用済燃料プールの監視は，想定される重大事故等時においては，これらの計器を用いることで変動する可能性のある範囲にわたり監視する。また，各計器の計測範囲を把握した上で使用済燃料プールの水位，水温，上部空間線量率及び状態監視を行う。

また，使用済燃料プールの温度，水位及び上部の空間線量率の監視設備並びに監視カメラは，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電され，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車から給電することにより，使用済燃料プールの監視を実施する。

(1)　使用済燃料プールの状態監視

通常時の使用済燃料プールの状態監視は，使用済燃料プール水位，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタにより実施する。

重大事故等時においては，重大事故等対処設備である使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）により，使用済燃料プールの水位，水温，上部空間線量率及び状態監視を行う。上記の

重大事故等対処設備である監視計器は，常設設備であり可搬型設備を必要としない。また，通常時から常時監視が可能な設備であり，継続的に監視を実施する。

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の機能が喪失している場合は，あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した水位と放射線線量率の相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

(a)　手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

(b)　操作手順

使用済燃料プールの状態監視に必要な使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－16図に，タイムチャートを第1.11－17図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できること及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動に必要なコンプレッサ，電動弁及び監視計器の

電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

③運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁の全開操作後，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動する。

④運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラの状態に異常がないことを確認する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動まで7分以内で可能である。

b．代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合，使用済燃料プールの状態を監視するため，代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順を整備する。

代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順

(1)　使用済燃料プールの除熱

a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プールの除熱ができず，使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可

搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し，緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保することで，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を実施する。なお，使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近でない場合は，「1.11.2.1(1)　燃料プール代替注水」又は「1.11.2.2(1)　燃料プールスプレイ」と同様の手順により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とする。また，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車に関する手順等は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

ⅰ）　手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，代替燃料プール冷却系が使用可能な場合※1。

※1：設備に異常がなく，電源，水源（スキマサージタンク）及び緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水が確保されている状態。

ⅱ）　操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－18図に，タイムチャートを第1.11－19図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱の準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1) a．使用済燃料プ

ール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認する。

④発電長は，運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱の系統構成を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，燃料プール冷却浄化系入口隔離弁の全閉操作を実施する。

⑥運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁の全開操作を実施する。

⑦発電長は，運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系ポンプ※2を起動し，使用済燃料プールの除熱が開始されたことを使用済燃料プール温度の低下により確認した後，発電長に報告する。

※2：代替燃料プール冷却系は，燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が復旧した場合に，代替燃料プール冷却系を停止し，燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水

の冷却及び補給）により使用済燃料プールの冷却を実施する。なお，使用済燃料プール内の燃料体等から発生する崩壊熱により，燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を選択し，使用済燃料プールの冷却を実施する。ただし，燃料プール冷却浄化系は非常用電源設備が復旧した場合に，使用済燃料プールの冷却に用いる。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱開始まで15分以内で可能である。

（添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合。

ⅱ） 操作手順

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり（緊急用海水系Ａ系による冷却水（海水）の送水手順を示す。緊急用海水系Ｂ系による冷却水（海水）の送水手順も同様。）。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－20図に，タイムチャートを第1.11－21図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，緊急用海水系による冷却水の確

保に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

③発電長は，運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）の全開操作を実施する。

⑤運転員等は中央制御室にて，緊急用海水ポンプ室空調機を起動する。

⑥発電長は，運転員等に緊急用海水ポンプ（A）の起動を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，緊急用海水ポンプ（A）を起動し，発電長に報告する。

⑧発電長は，運転員等に緊急用海水系による冷却水の供給を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁を調整開とし，緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇を確認した後，発電長に報告する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで20分以内で可能である。

(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で，緊急用海水系が使用できない場合。

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり（代替燃料プール冷却系東側接続口，代替燃料プール冷却系西側接続口，代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した手順は，手順⑨以外は同様。）。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－22図に，タイムチャートを第1.11－23図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，プラントの被災状況に応じて代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため，水源からの接続口を決定し，発電長に使用する代替燃料プール冷却系の接続口を報告する。なお，代替燃料プール冷却系の接続口は，各作業時間（出動準備，移動，代替淡水貯槽蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，西側接続口蓋開放，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる代替燃料プール冷却系東側接続口を優先する。

③災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため，使用する水源から代替燃料プール冷却系の

接続口を指示する。

④重大事故等対応要員は，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを設置する。

⑤重大事故等対応要員は，海から代替燃料プール冷却系の接続口までホースの敷設を実施する。

⑥発電長は，運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備開始を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑧発電長は，運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成を指示する。

⑨[a]代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合

運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁が全閉していることを確認する。

⑨[b]代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合

運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁の全開操作を実施する。

⑩運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器

冷却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）の全開操作を実施する。

⑪重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備が完了したことを報告する。

⑫災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑬重大事故等対応要員は，代替燃料プール冷却系西側接続口，代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁が全閉していることを確認した後，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホース内の水張り及び空気抜きを実施する。

⑭重大事故等対応要員は，ホース内の水張り及び空気抜きが完了した後，代替燃料プール冷却系西側接続口，代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁の全開操作を実施し，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑮発電長は，運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始された

ことを確認するように指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇により確認し，発電長に報告する。

⑰発電長は，災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを報告する。

⑱災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御するように指示する。

⑲重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計にて圧力指示値を確認し，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御し，災害対策本部長代理に報告する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保

の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

（添付資料1.11.4）

1.11.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については，「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による常設低圧代替注水系ポンプ，代替燃料プール冷却系ポンプ，緊急用海水ポン

プ，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

1.11.2.6　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.11－24図に示す。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は，使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報の発生により事象を把握するとともに，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにて状態の監視を行う。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。常設低圧代替注水系ポンプが使用できない場合は，消火系による使用済燃料プールへの注水，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水を実

施する。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手段については，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水手段と同時並行で準備する。

また，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水，消火系による使用済燃料プールへの注水，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の手段のうち使用済燃料プールへの注水可能な系統1系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，その手段による使用済燃料プールへの注水を開始する。

なお，消火系による使用済燃料プールへの注水は，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合に実施する。

燃料プール代替注水設備による使用済燃料プールへの注水ができない場合又は燃料プール代替注水設備による使用済燃料プールへの注水を実施しても使用済燃料プールの水位の低下が継続する場合は，漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから，漏えい緩和を実施する。ただし，漏えい緩和には不確定要素が多いことから，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイにて使用済燃料プールへスプレイができない場合は，可搬型代替注水大型ポンプに

よる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。使用済燃料プールへのスプレイが実施できない場合は，大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手段については，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手段と同時並行で準備する。

使用済燃料プール冷却機能の喪失により使用済燃料プールの除熱ができず，使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し，緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の確保及び燃料プール代替注水により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とすることで，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を実施する。

第1.11－1表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※1 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ※1 可搬型代替注水大型ポンプ※1 西側淡水貯水設備※1 代替淡水貯槽※1 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ※1 代替淡水貯槽※1 ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		消火系による使用済燃料プールへの注水（消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁・消防用ホース 使用済燃料プール	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	消火系による使用済燃料プールへの注水 （残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 非常用交流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書
		漏えい抑制	静的サイフォンブレーカ	重大事故等対策設備	－※3

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※1 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水中型ポンプ※1 可搬型代替注水大型ポンプ※1 西側淡水貯水設備※1 代替淡水貯槽※1 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ※1 代替淡水貯槽※1 ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※4 ホース 放水砲※4 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
	－	代替電源による給電	常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	代替燃料プール冷却系ポンプ 使用済燃料プール スキマサージタンク 代替燃料プール冷却系熱交換器 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 緊急用海水ポンプ 緊急用海水系ストレーナ 緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第1.11－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／12）

<table>
<tr><th colspan="2">手順書</th><th colspan="2">重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ（計器）</th></tr>
<tr><td colspan="5">1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順
(1)　燃料プール代替注水
a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水</td></tr>
<tr><td rowspan="5">非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
「使用済燃料プール制御」

ＡＭ設備別操作手順書</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>使用済燃料プール水位低 警報
使用済燃料プール温度高 警報
使用済燃料プール温度
使用済燃料プール温度（ＳＡ）
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）
使用済燃料プール監視カメラ</td></tr>
<tr><td>電源</td><td>緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「Ｍ／Ｃ」という。）電圧
緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「Ｐ／Ｃ」という。）電圧
緊急用直流 125V 主母線盤電圧</td></tr>
<tr><td>水源の確保</td><td>代替淡水貯槽水位</td></tr>
<tr><td rowspan="3">操作</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）
使用済燃料プール温度（ＳＡ）
使用済燃料プール温度
使用済燃料プール監視カメラ
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ
原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ
原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ</td></tr>
<tr><td>補機監視機能</td><td>使用済燃料プール水位低 警報
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）</td></tr>
<tr><td>水源の確保</td><td>代替淡水貯槽水位</td></tr>
</table>

監視計器一覧（2／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（3／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 ｃ．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		水源の確保	代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（4／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 d．消火系による使用済燃料プールへの注水			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 残留熱除去系系統流量
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位

監視計器一覧（5／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プールスプレイ a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（6／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プールスプレイ b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（7／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プールスプレイ ｃ．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		水源の確保	代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（8／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2)　漏えい緩和 a．使用済燃料プール漏えい緩和			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

監視計器一覧（9／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.3　重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1)　使用済燃料プールの状態監視 ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ

監視計器一覧（10／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1)　使用済燃料プールの除熱 a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ スキマサージタンク水位
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		補機監視機能	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）

監視計器一覧（11／12）

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 （1）　使用済燃料プールの除熱 ａ．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 （b）　緊急用海水系による冷却水（海水）の確保			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）

監視計器一覧（12／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 （1）　使用済燃料プールの除熱 ａ．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 （c）　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）

第1.11－3表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用Ｐ／Ｃ
	低圧代替注水系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「ＭＣＣ」という。）
	代替燃料プール注水系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	代替燃料プール冷却系　弁	常設代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	緊急用海水ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用Ｍ／Ｃ
	緊急用海水系　弁	常設代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤２Ｂ
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用ＭＣＣ 緊急用直流125V主母線盤
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ 緊急用直流125V主母線盤

（凡例）

：AND 条件

：OR 条件

：フロントライン系

：サポート系

：フロントライン系の代替設備・手段による対応

：サポート系の代替設備・手段による対応

フロントライン系故障時の対応手段

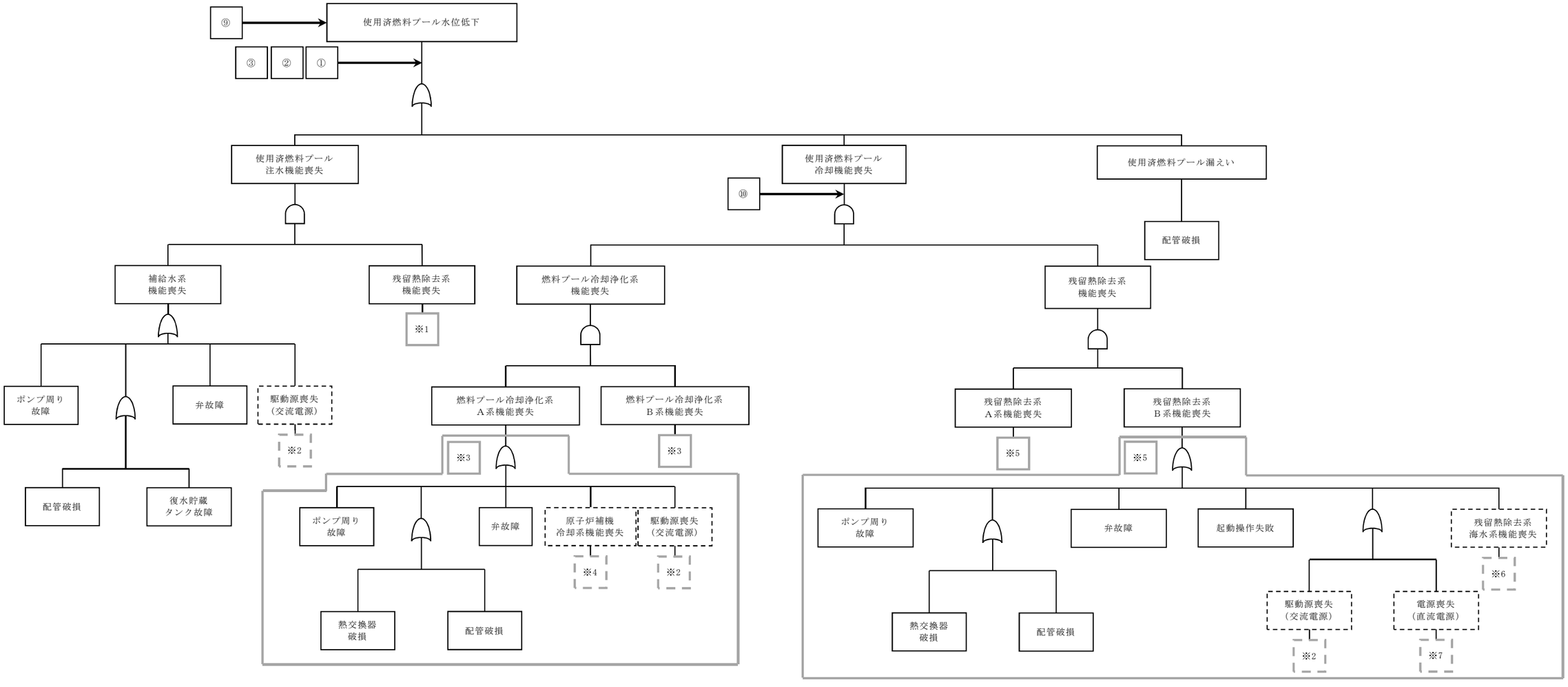
①：常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール注水

②：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

③：消火系による使用済燃料プールへの注水

⑨：使用済燃料プールの監視

⑩：代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱



第1.11－1図　機能喪失原因対策分析（1／3）

（凡例）

：AND 条件

：OR 条件

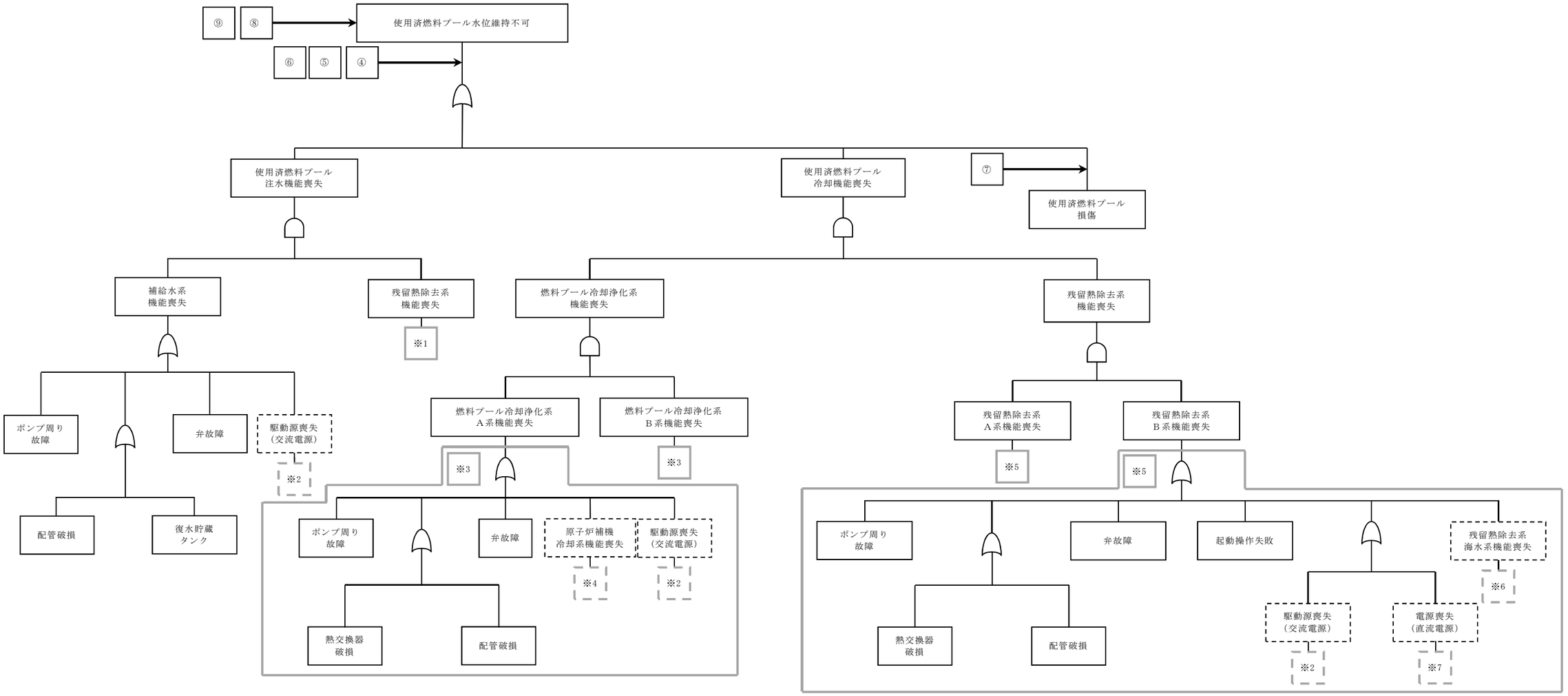
：フロントライン系

：サポート系

：フロントライン系の代替設備・手段による対応

：サポート系の代替設備・手段による対応

フロントライン系故障時の対応手段
④：常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ
⑤：可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ
⑥：可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ
⑦：漏えい緩和
⑧：大気への放射性物質の拡散抑制
⑨：使用済燃料プールの監視



第1.11－1図　機能喪失原因対策分析（2／3）

（凡例）

：AND 条件

：OR 条件

：フロントライン系

：サポート系

：フロントライン系の代替設備・手段による対応

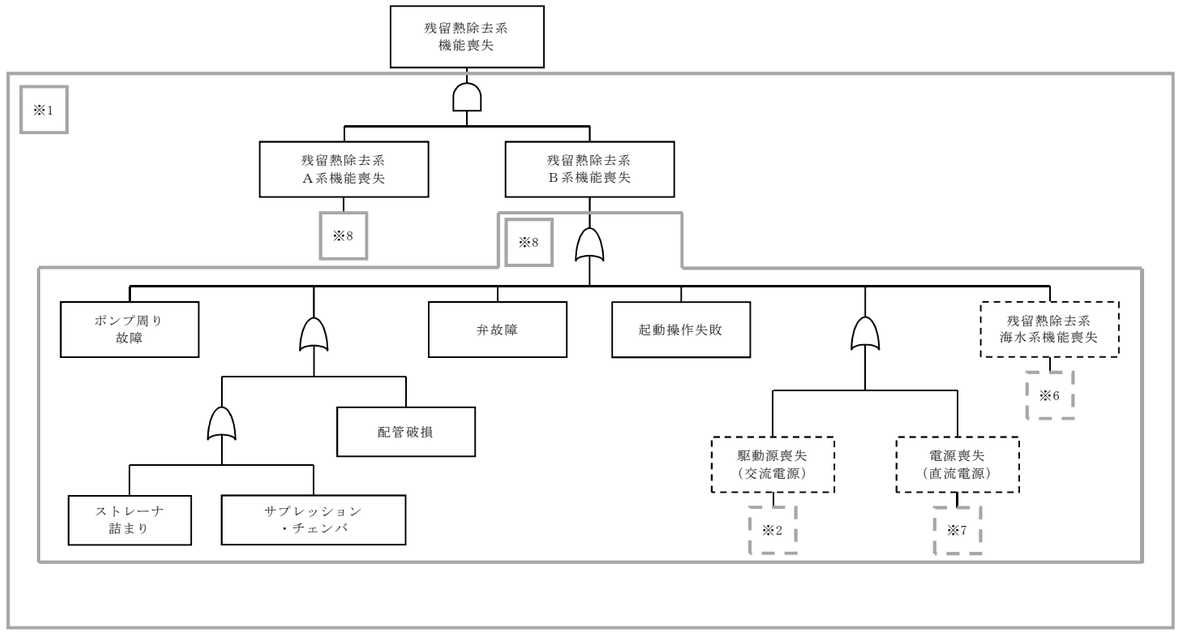
：サポート系の代替設備・手段による対応

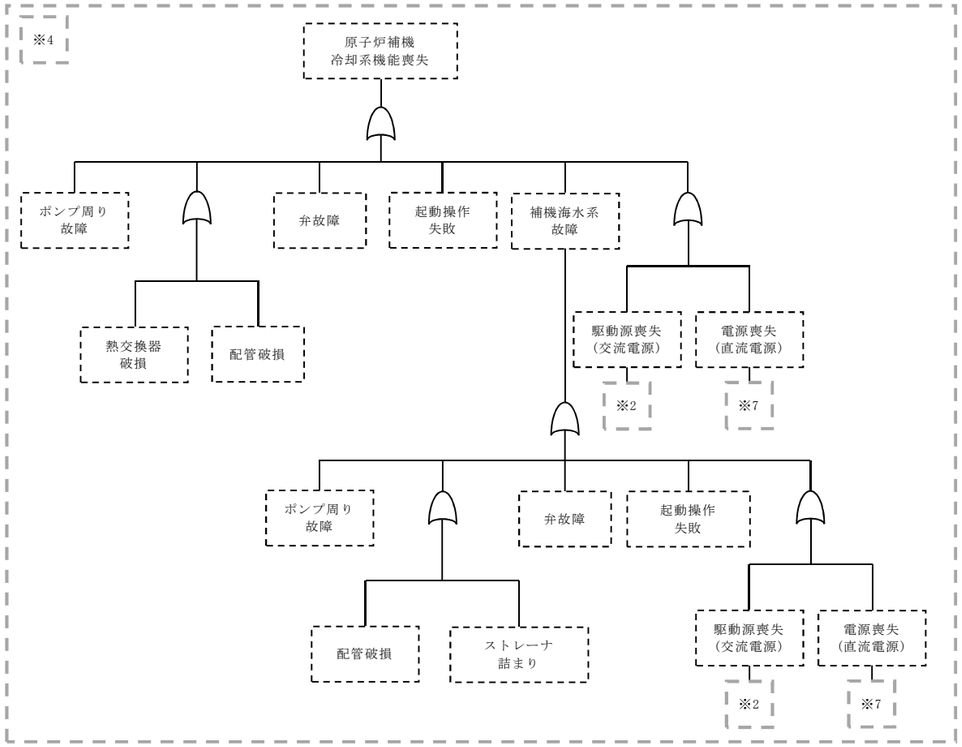
（略語）

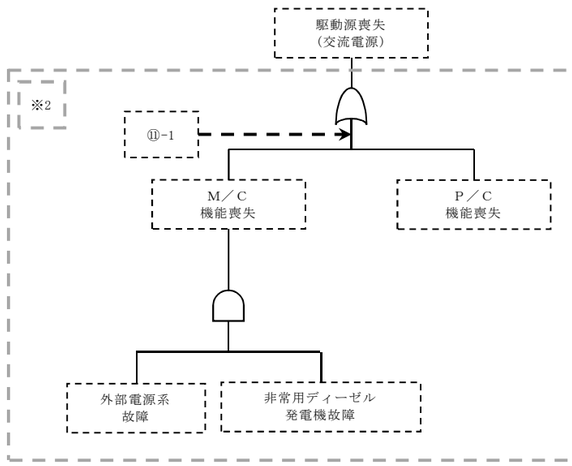
M／C：メタルクラッド開閉装置

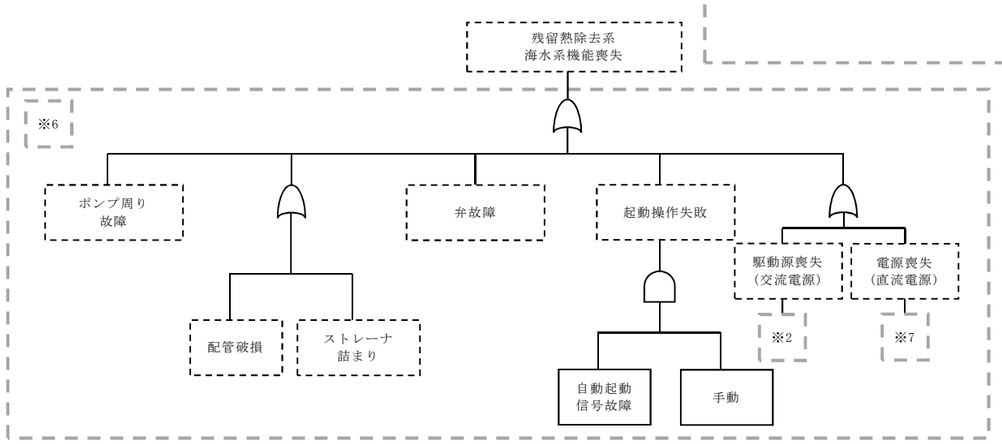
P／C：パワーセンタ

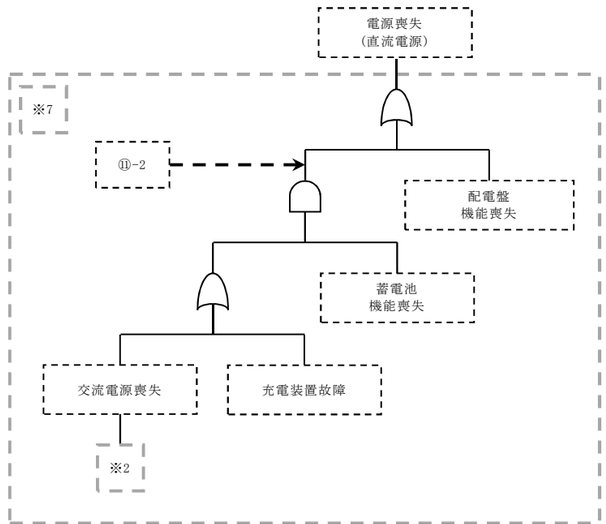
サポート系故障時の対応手段
⑪-1：代替電源による給電【交流】
⑪-2：代替電源による給電【直流】



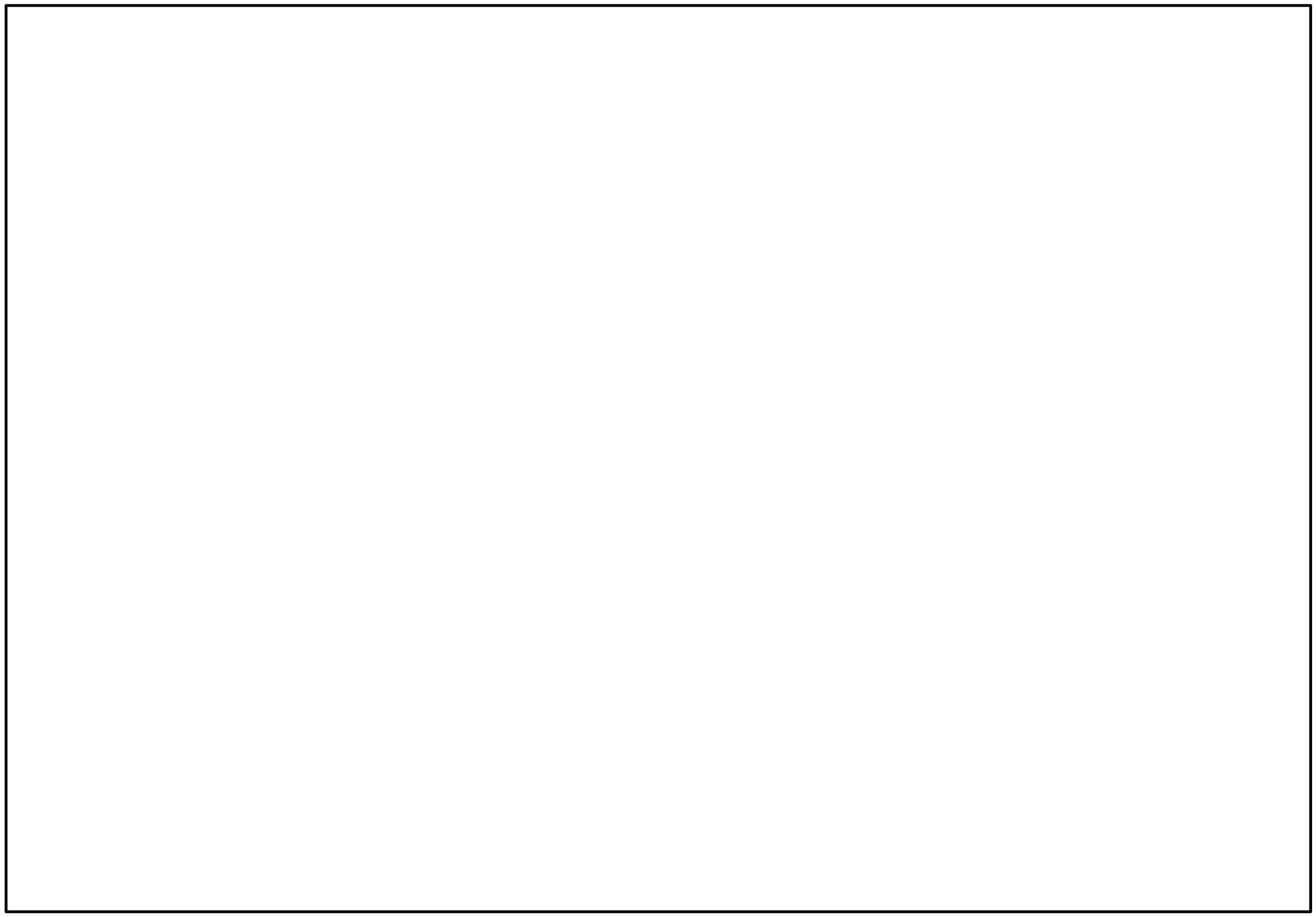




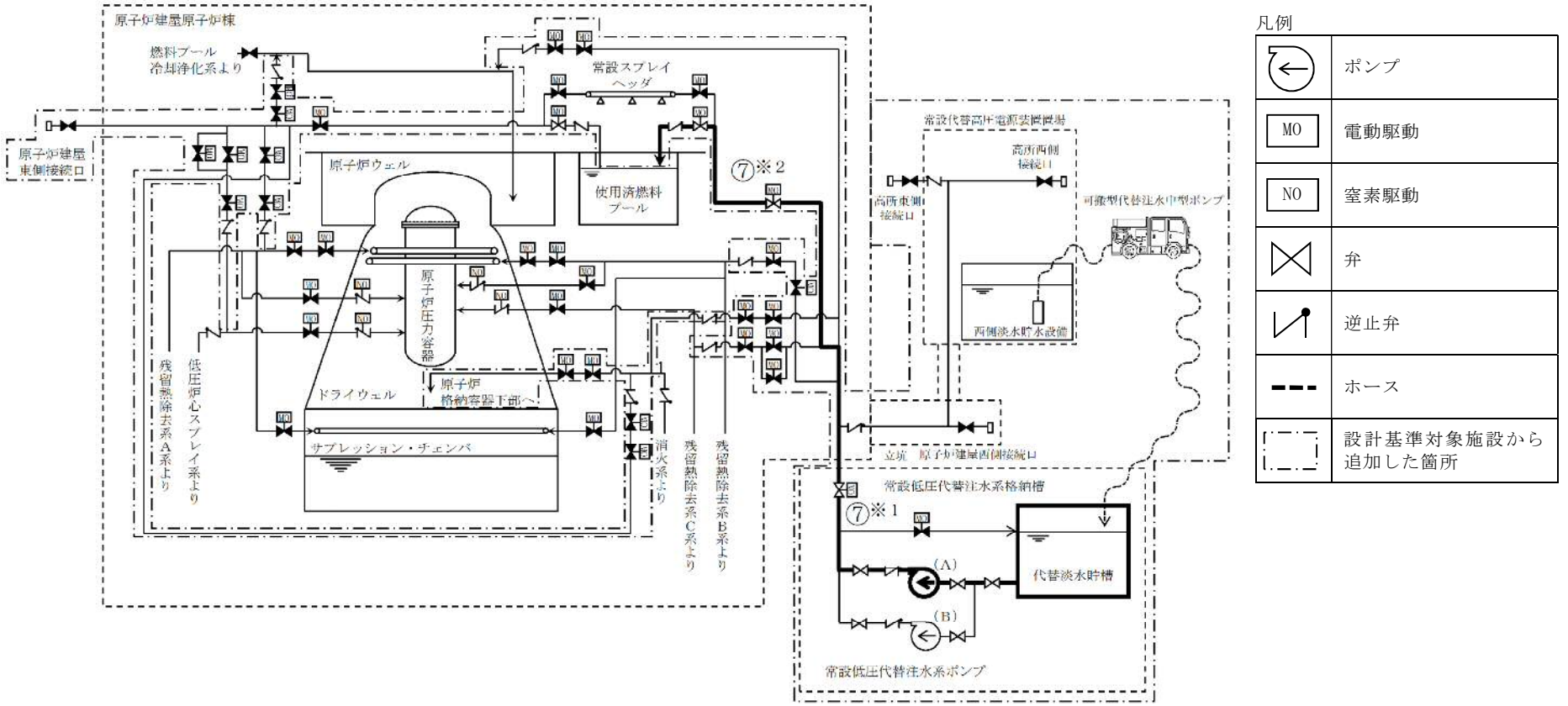




第1.11－1図　機能喪失原因対策分析（3／3）



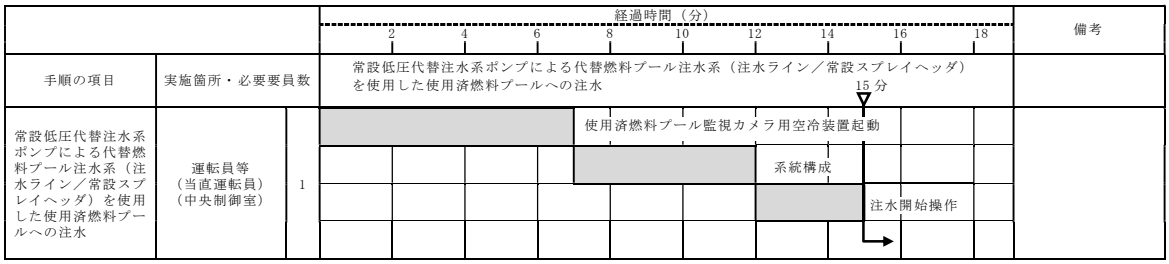
第1.11－2図　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」における対応フロー



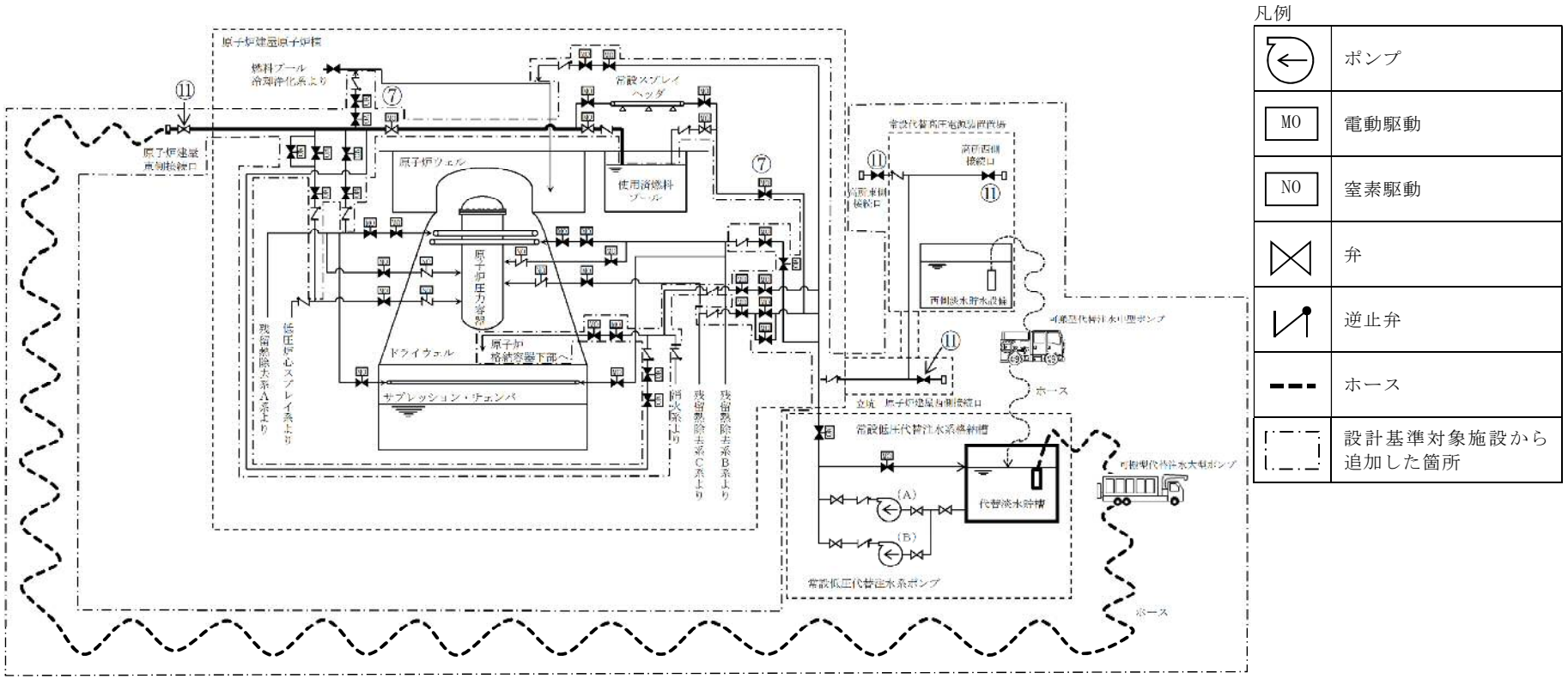
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦※1	常設低圧代替注水系系統分離弁	⑦※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.11－3図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水　概要図



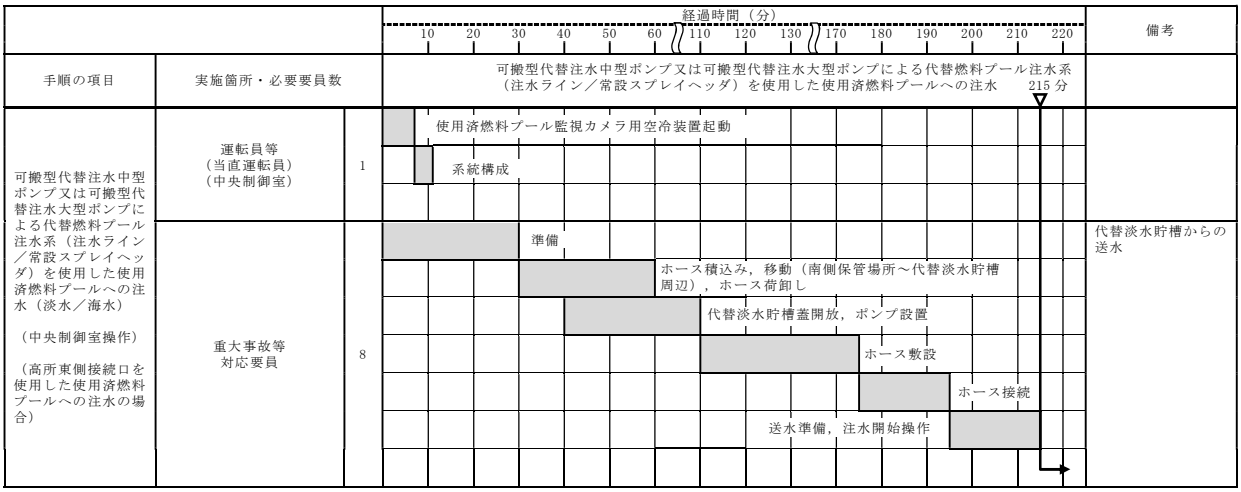
第1.11－4図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水　タイムチャート

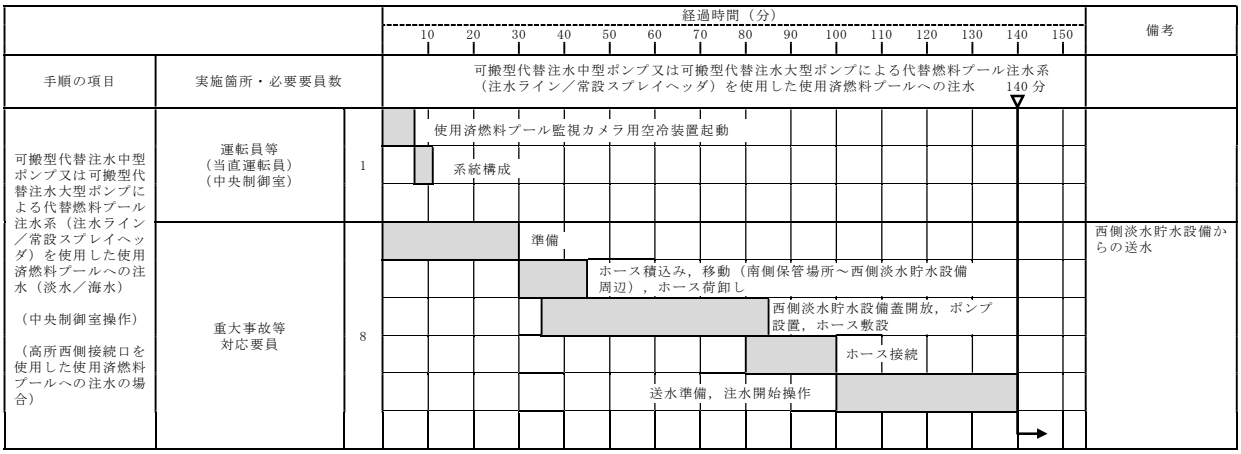


操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑪	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁，高所東側接続口の弁，高所西側接続口の弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

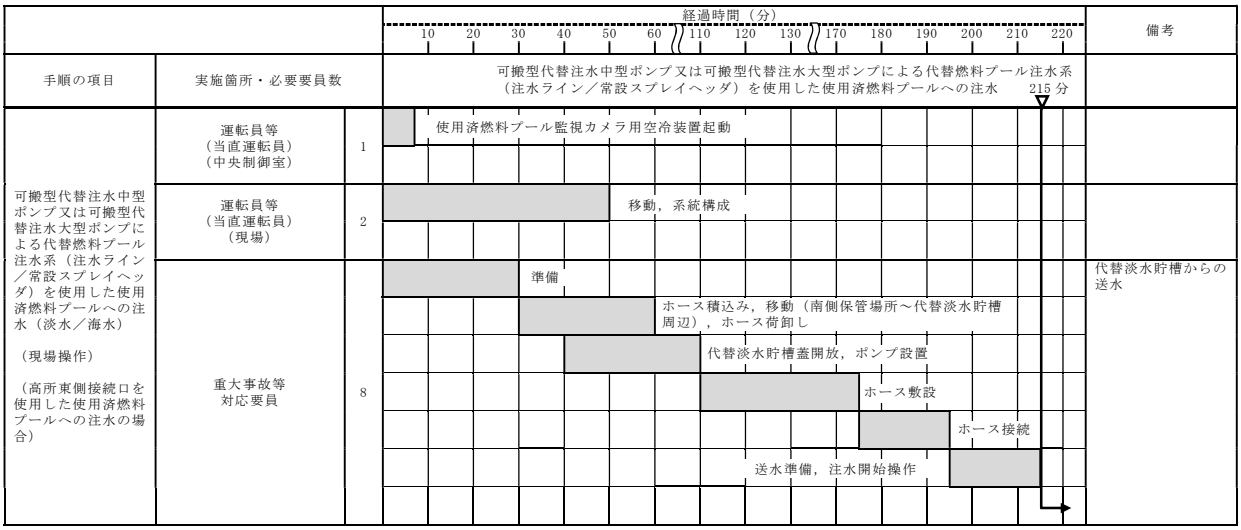
第1.11－5図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　概要図

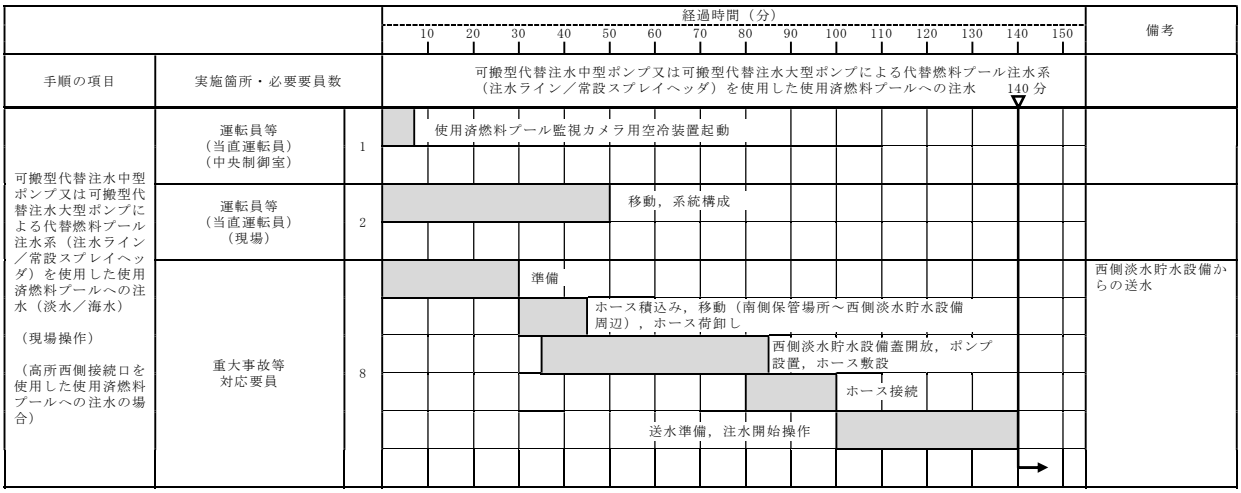




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

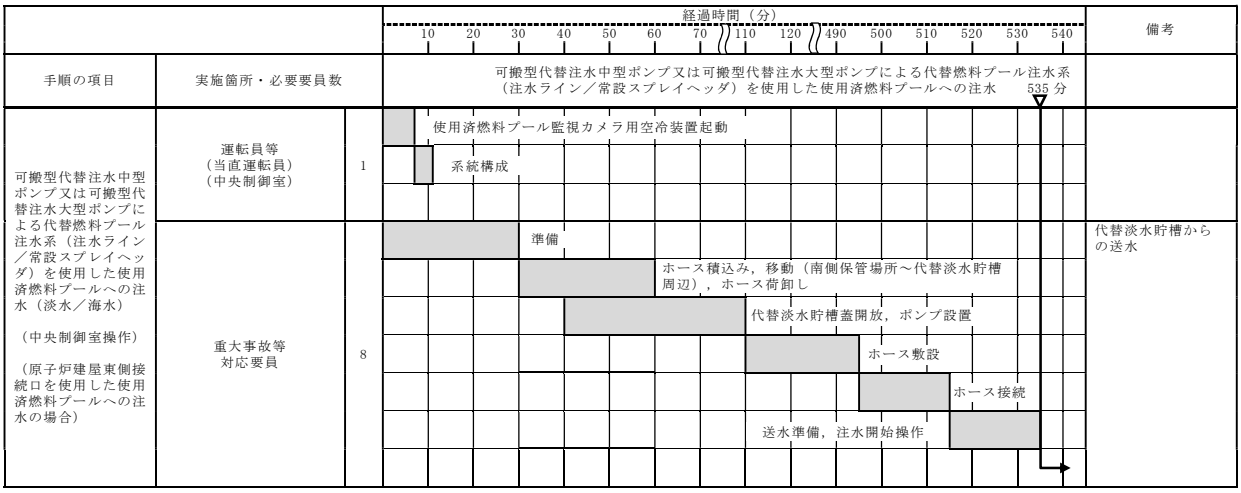
第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／4）

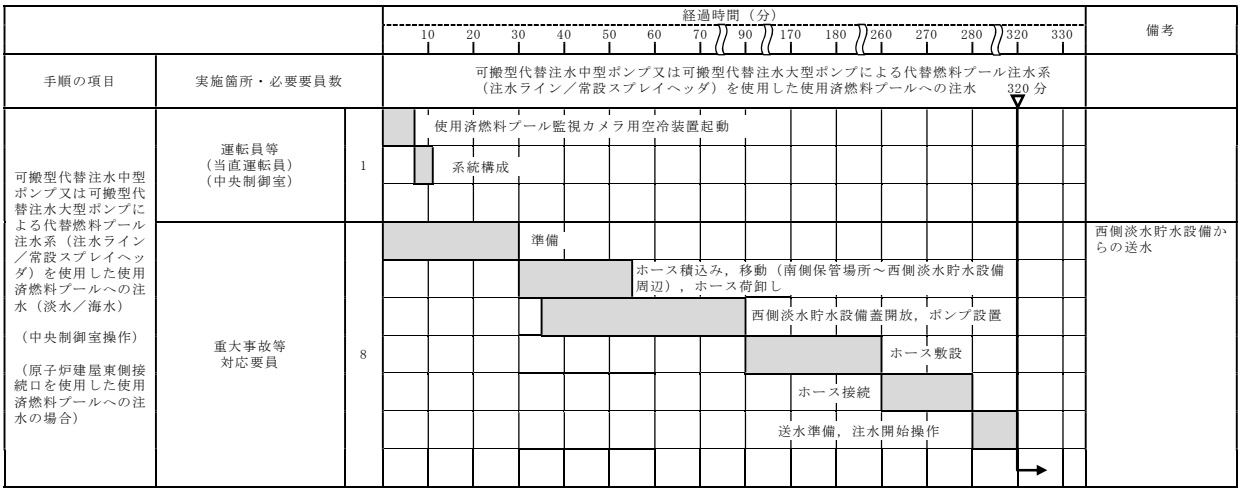




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

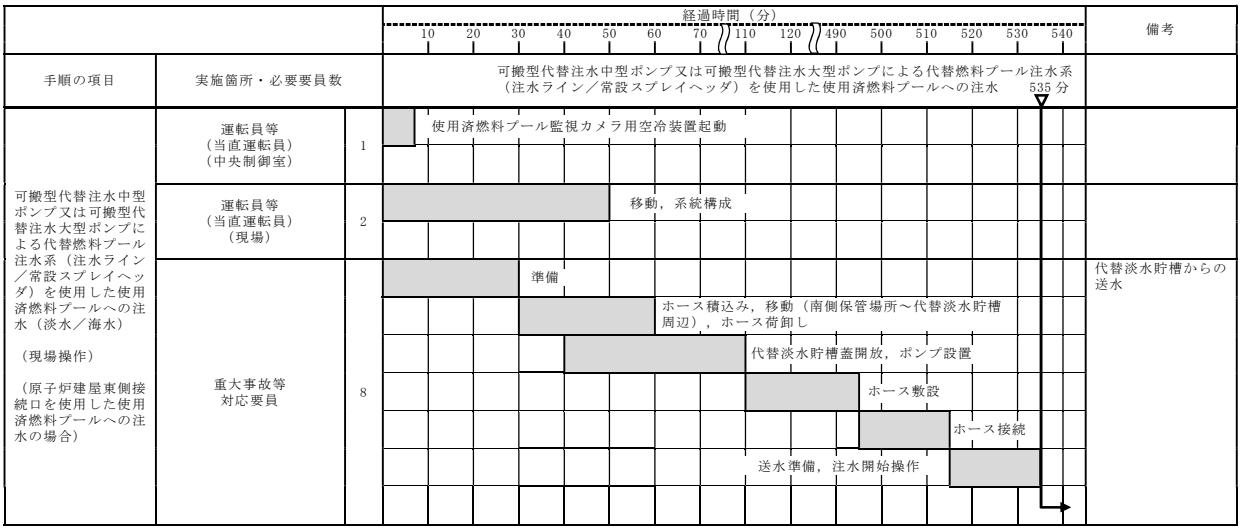
第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（2／4）

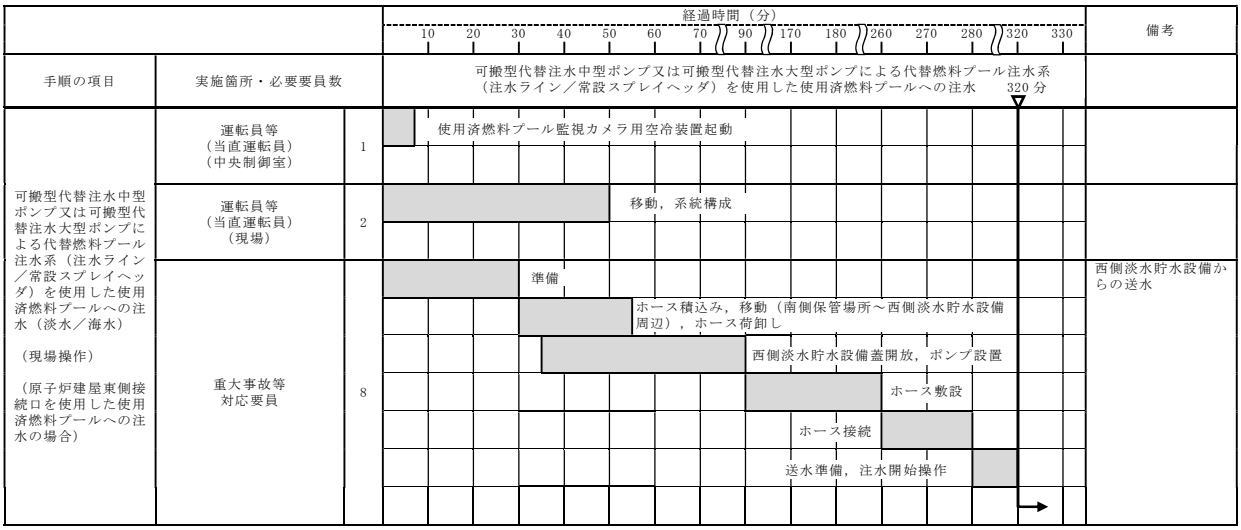




【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

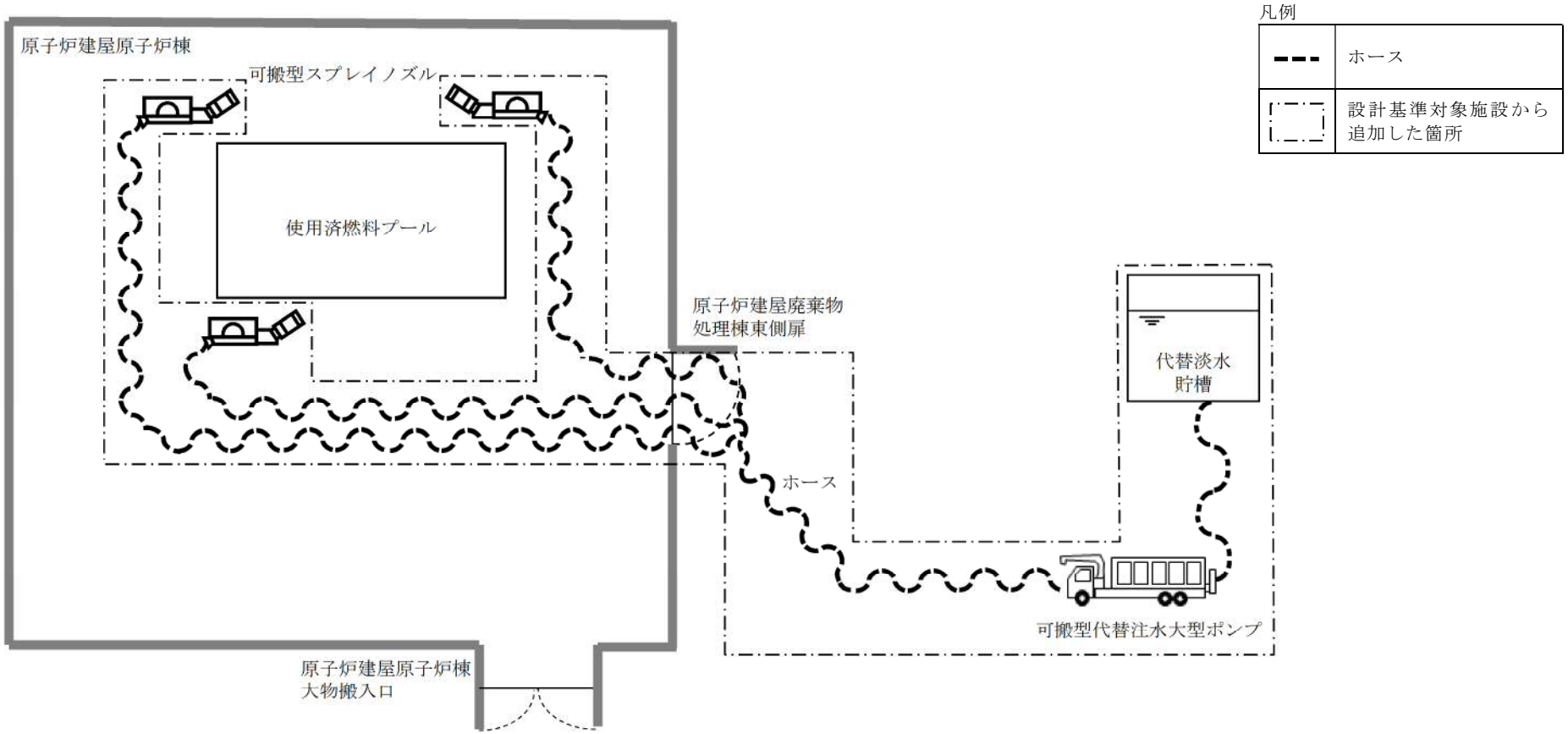
第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（3／4）



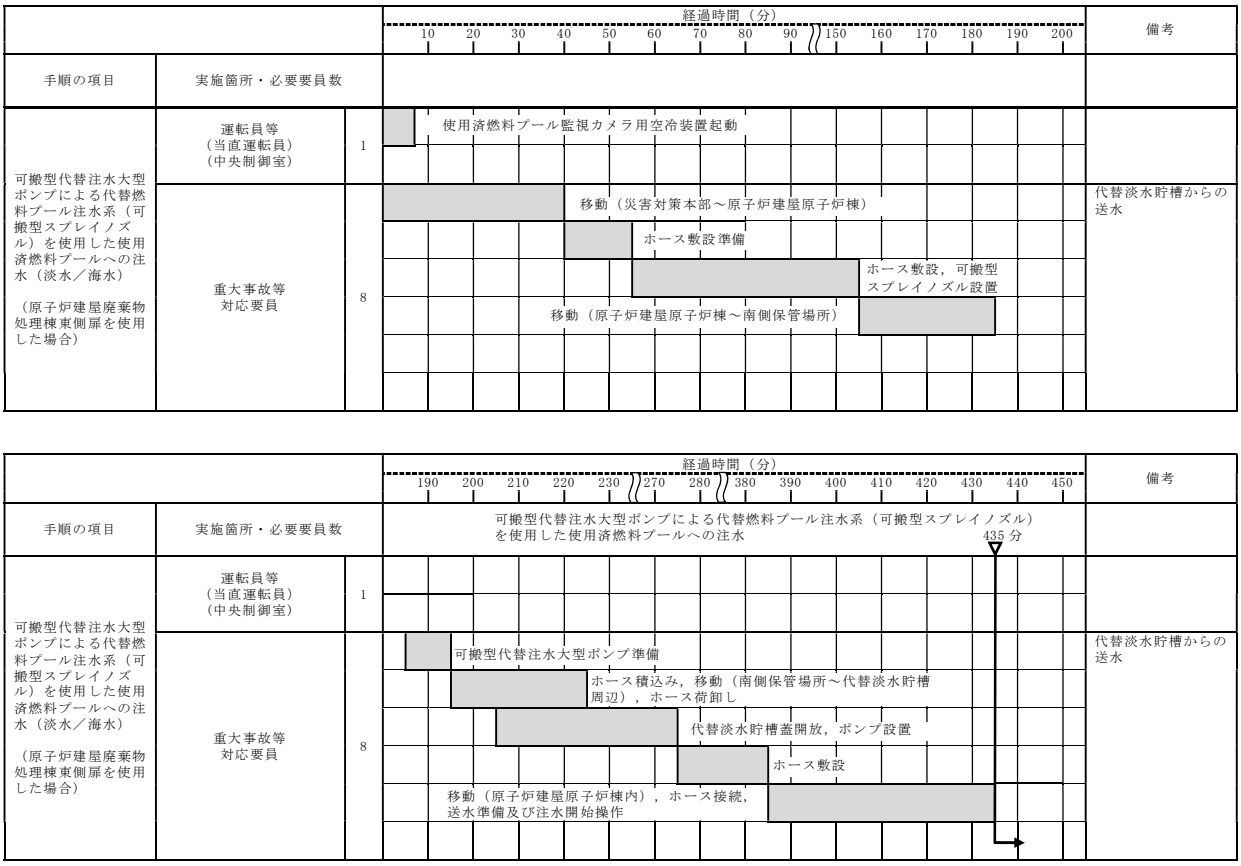


【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（4／4）

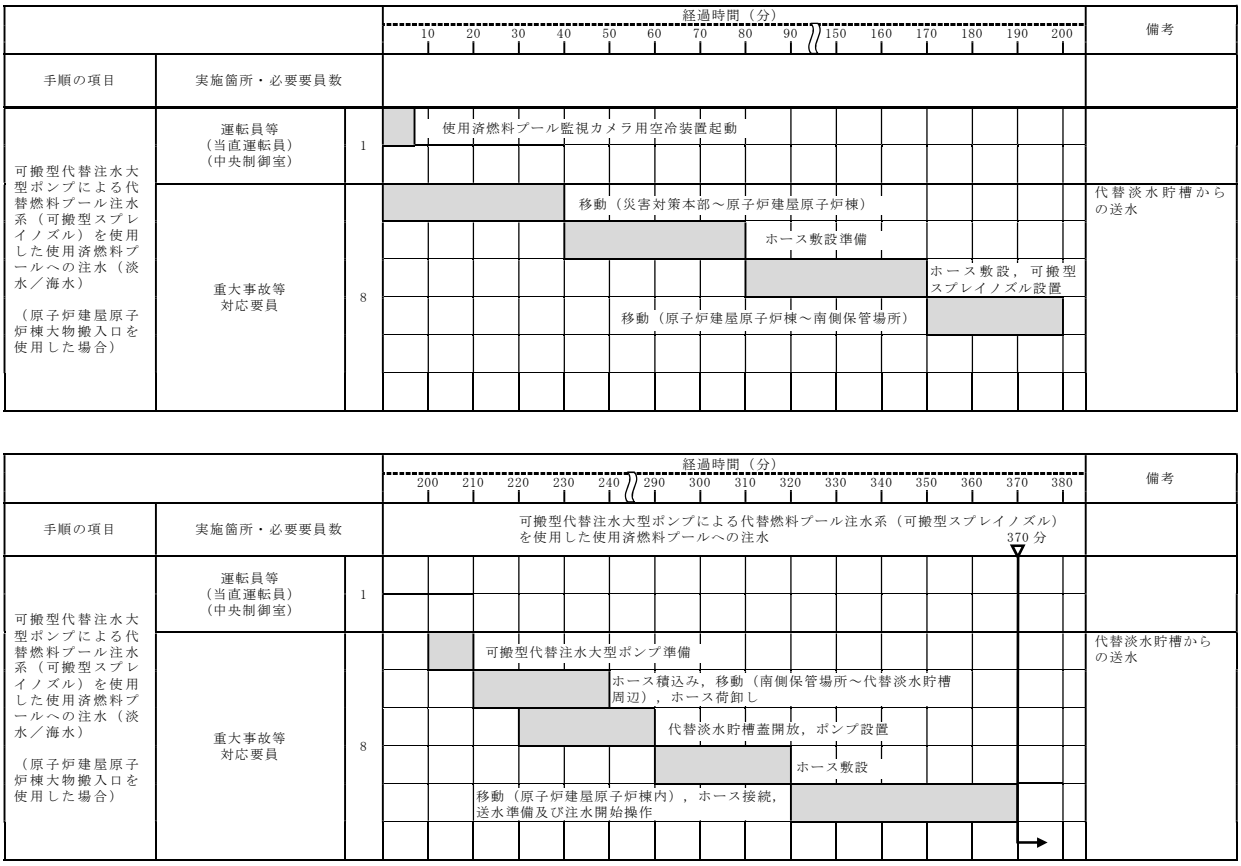


第1.11－7図　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　概要図



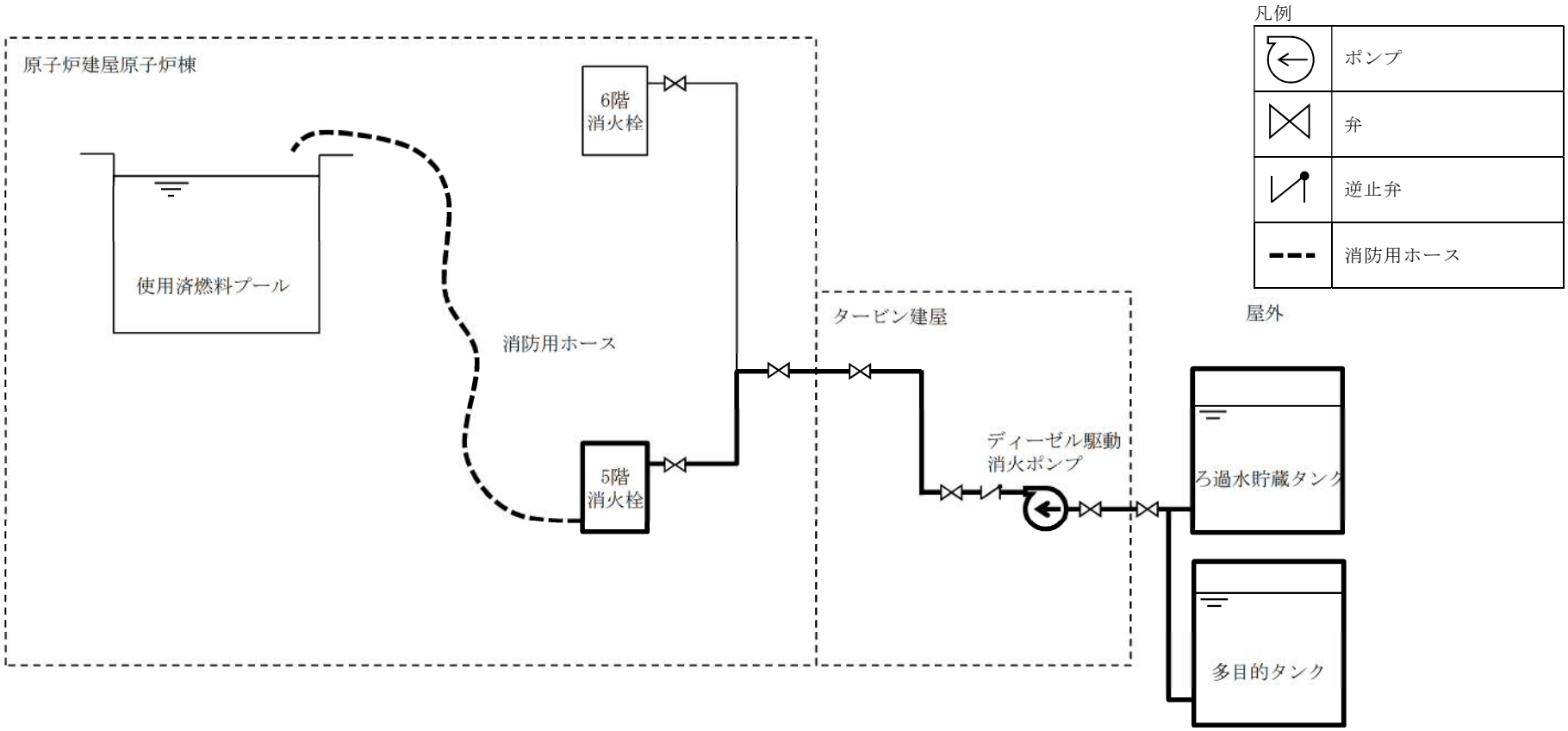
【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

第1.11－8図　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）



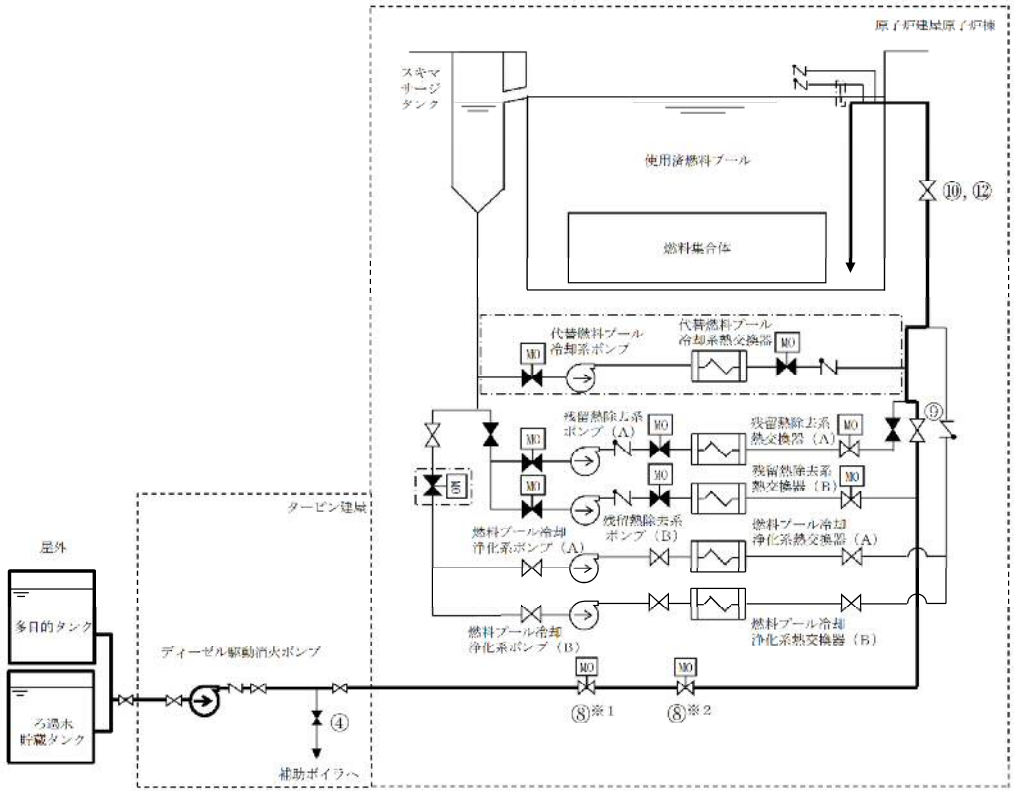
【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

第1.11－8図　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（2／2）



【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

第 1.11－9 図　消火系による使用済燃料プールへの注水　概要図（1／2）



凡例

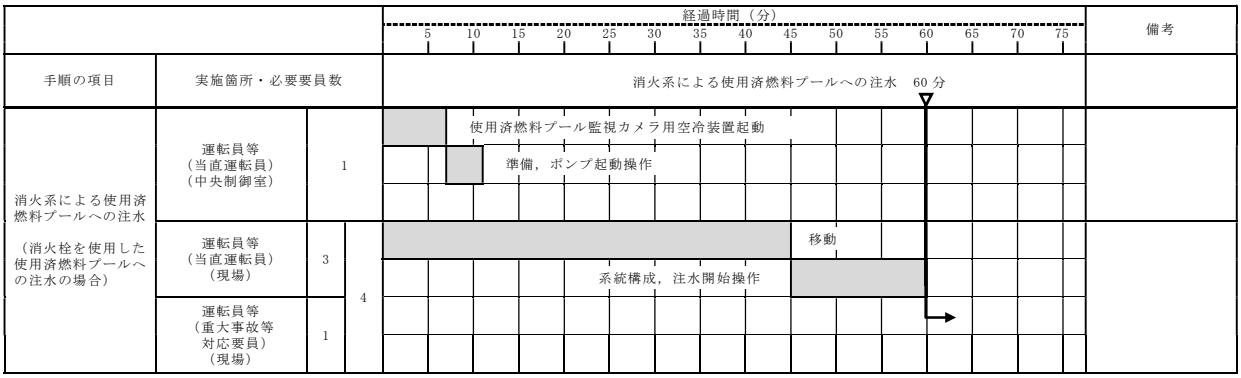
	ポンプ
MO	電動駆動
	弁
	逆止弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

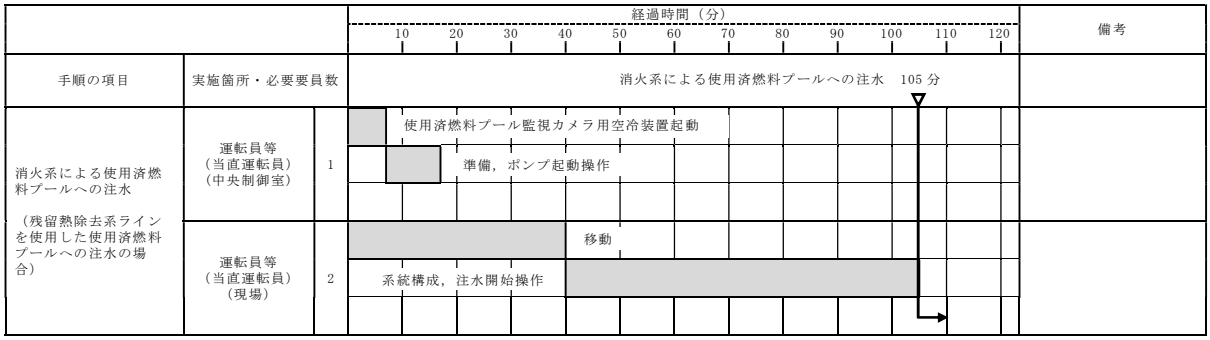
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁	⑨	残留熱除去系Ｂ系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁
⑧※1，⑧※2	残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁	⑩，⑫	残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.11－9図　消火系による使用済燃料プールへの注水　概要図（2／2）

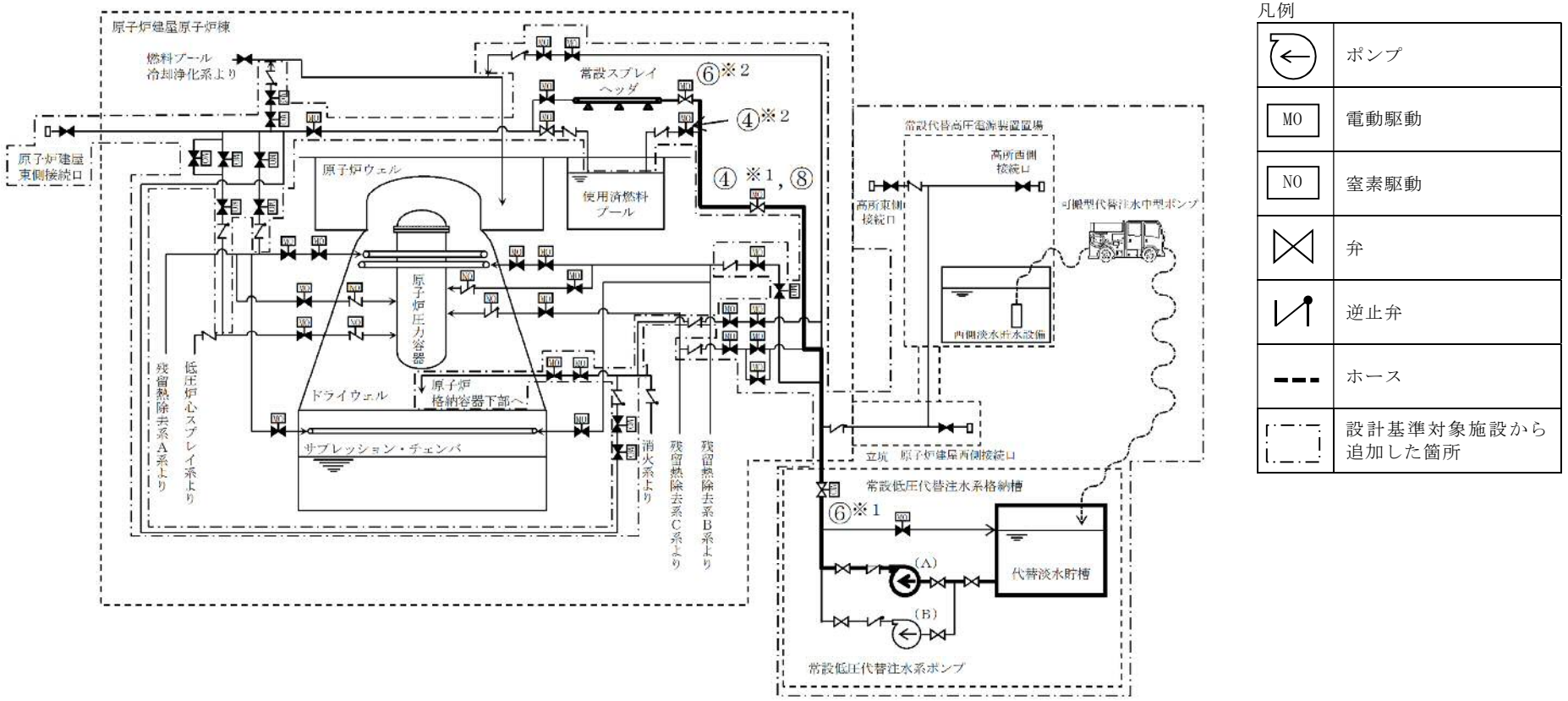


【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】



【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

第1.11－10図　消火系による使用済燃料プールへの注水　タイムチャート



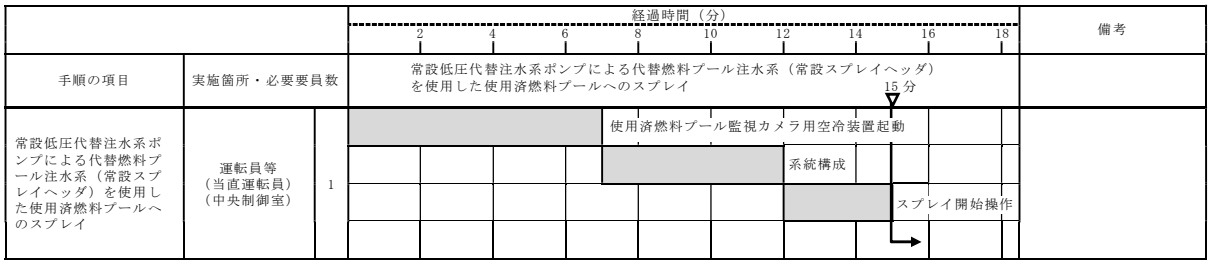
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

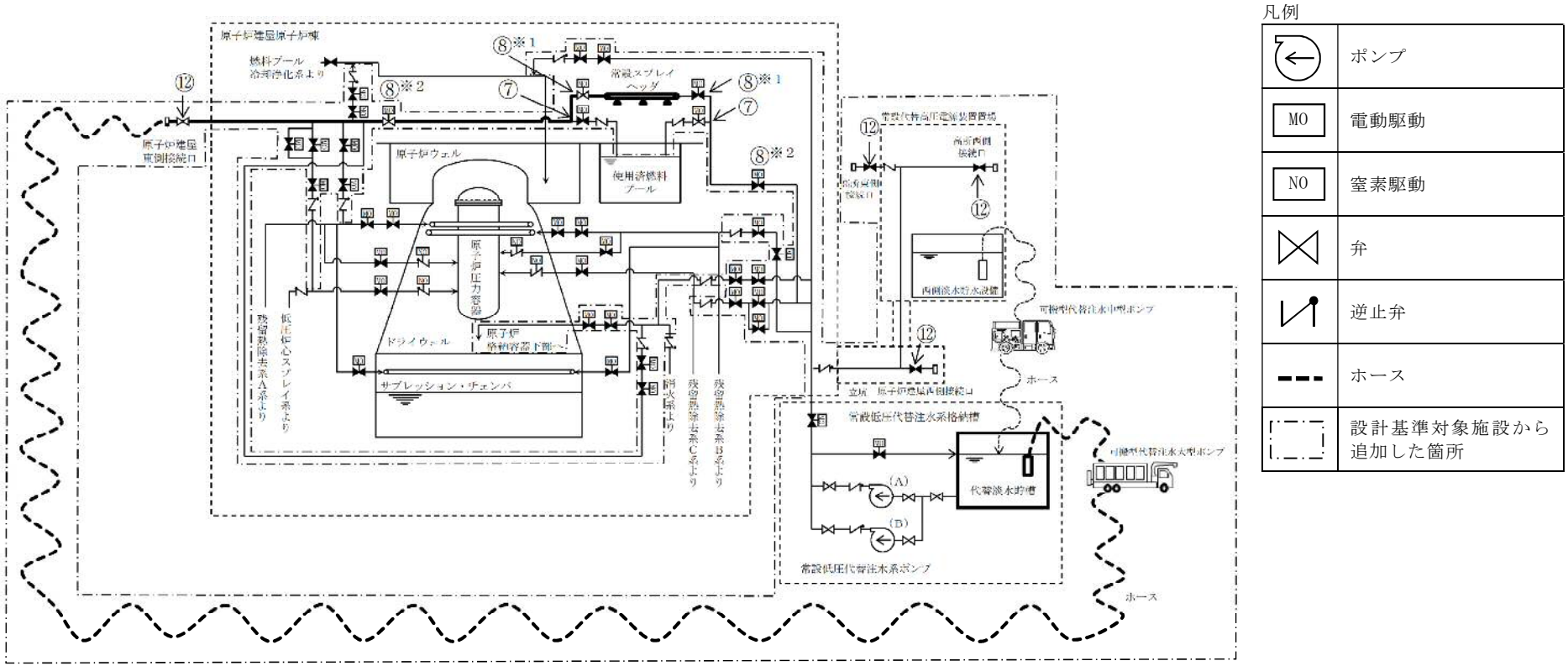
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1，⑧	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	⑥※1	常設低圧代替注水系系統分離弁
④※2	使用済燃料プール注水ライン元弁	⑥※2	使用済燃料プールスプレイライン元弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.11－11図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ　概要図



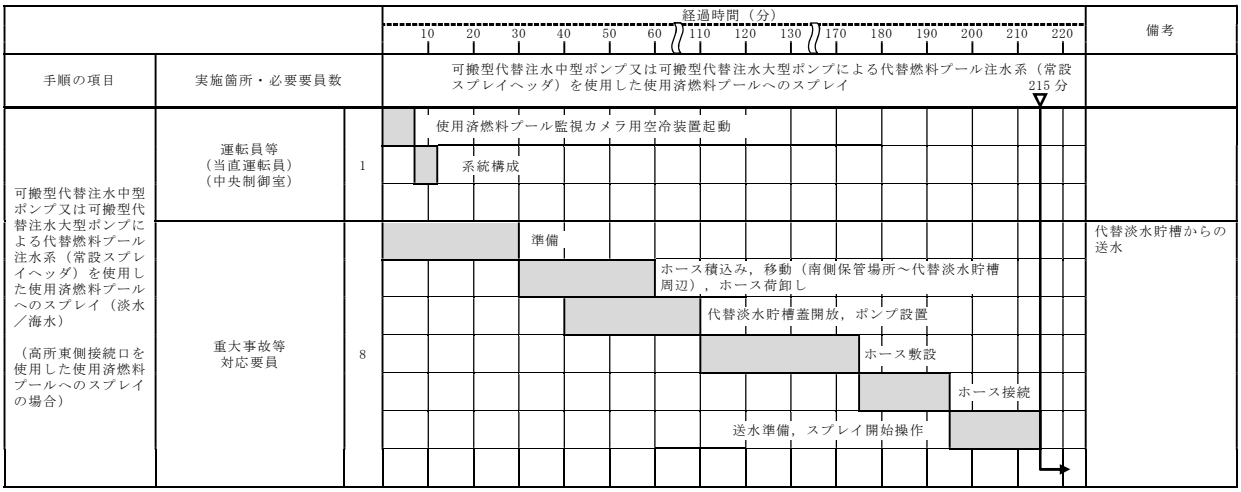
第1.11－12図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイタイムチャート

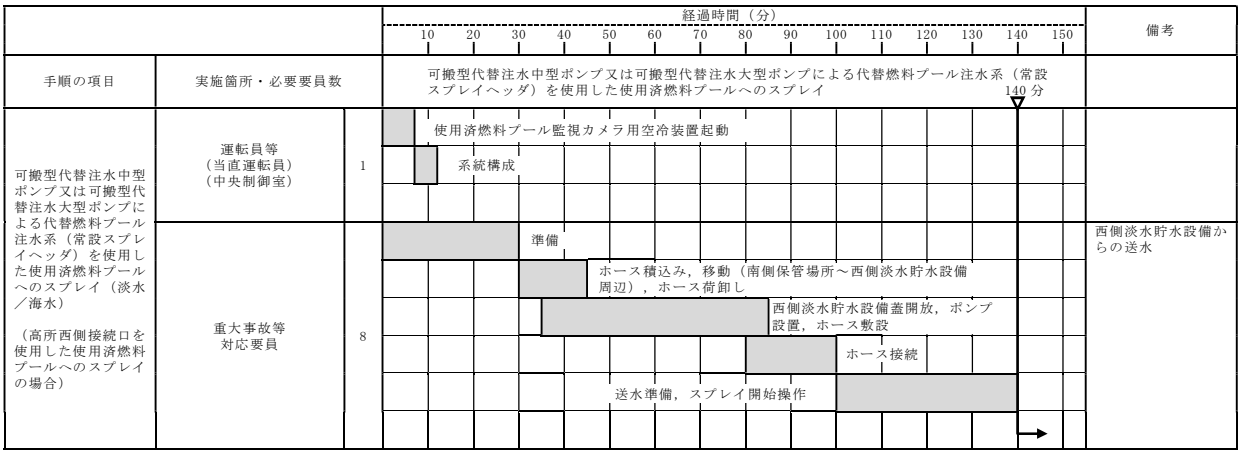


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン元弁	⑧※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑧※1	使用済燃料プールスプレイライン元弁	⑫	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁，高所東側接続口の弁，高所西側接続口の弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

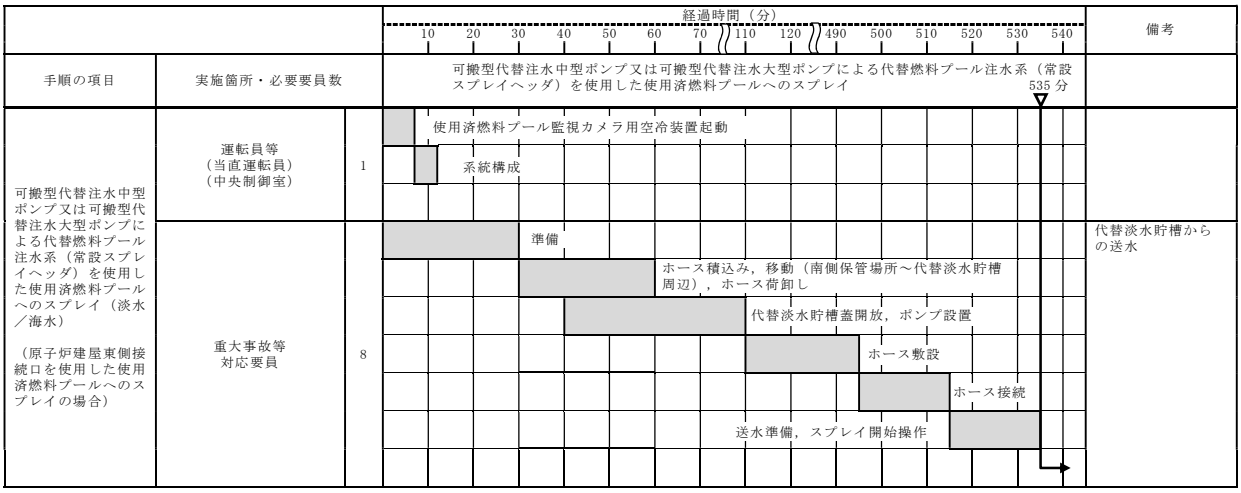
第1.11－13図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）　概要図

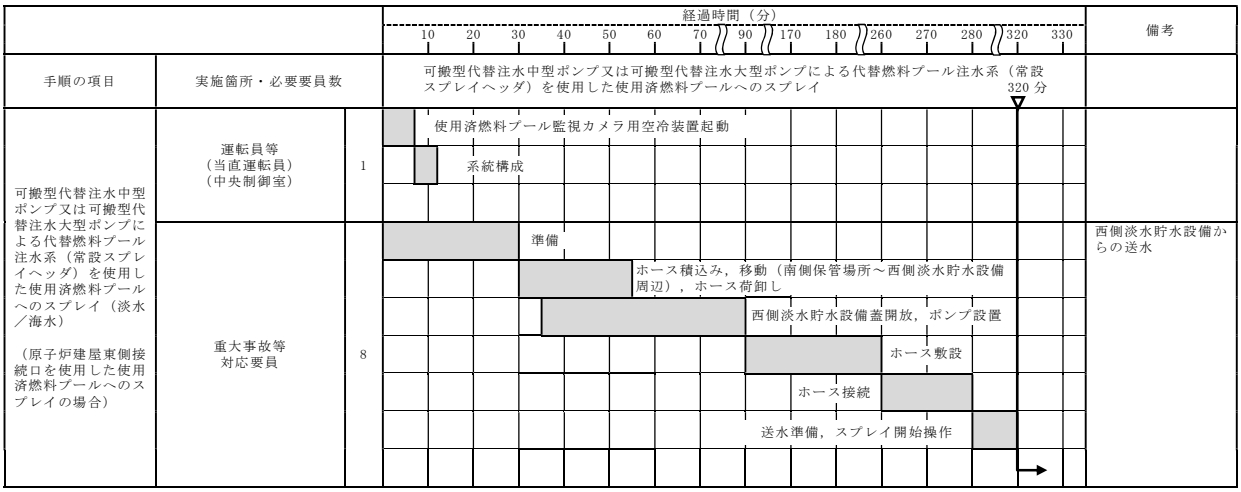




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

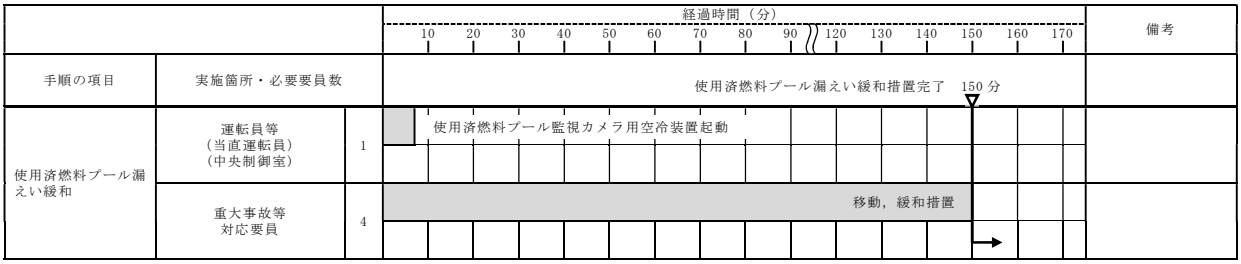
第1.11－14図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）



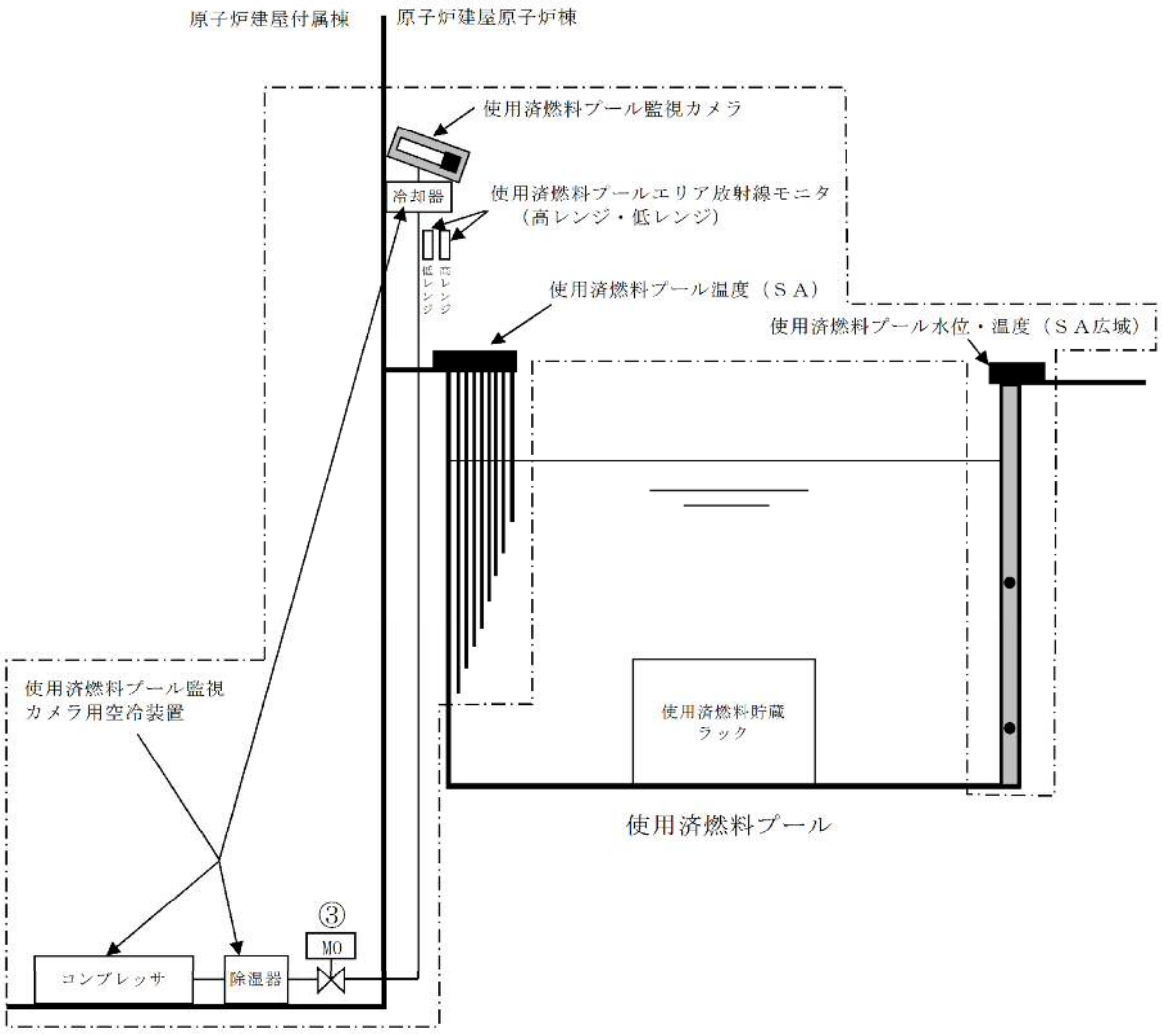


【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

第1.11－14図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）　タイムチャート（2／2）



第1.11－15図　使用済燃料プール漏えい緩和　タイムチャート



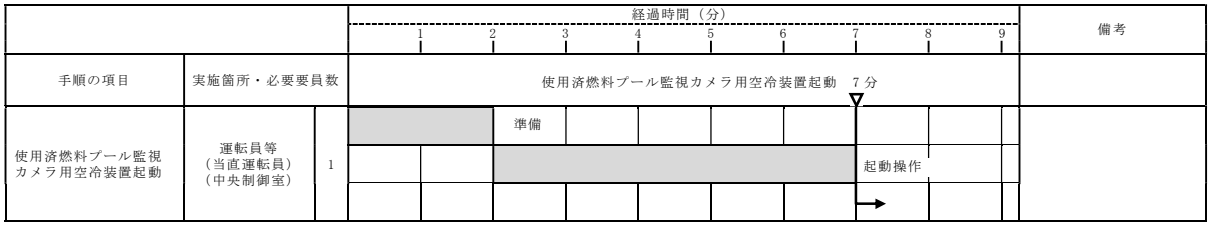
凡例

MO	電動駆動
⋈	弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

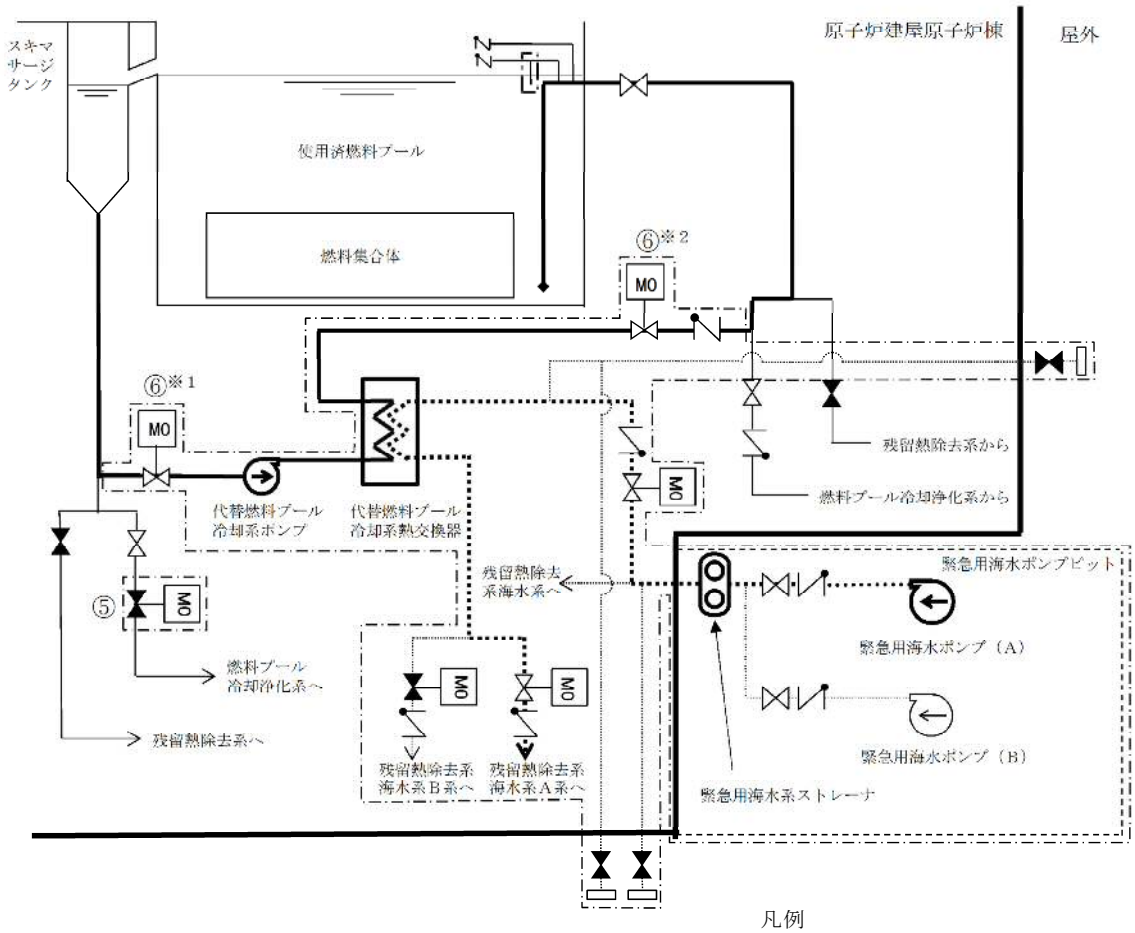
操作手順	弁名称
③	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

第1.11－16図　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動　概要図



第1.11－17図　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動　タイムチャート



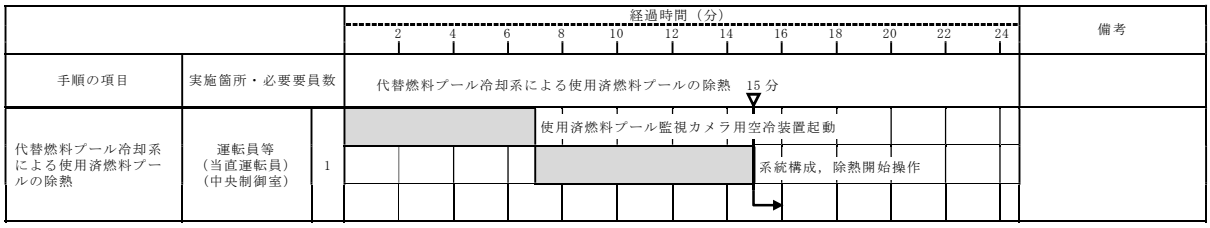
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
-----	冷却水
	設計基準対象施設から追加した箇所

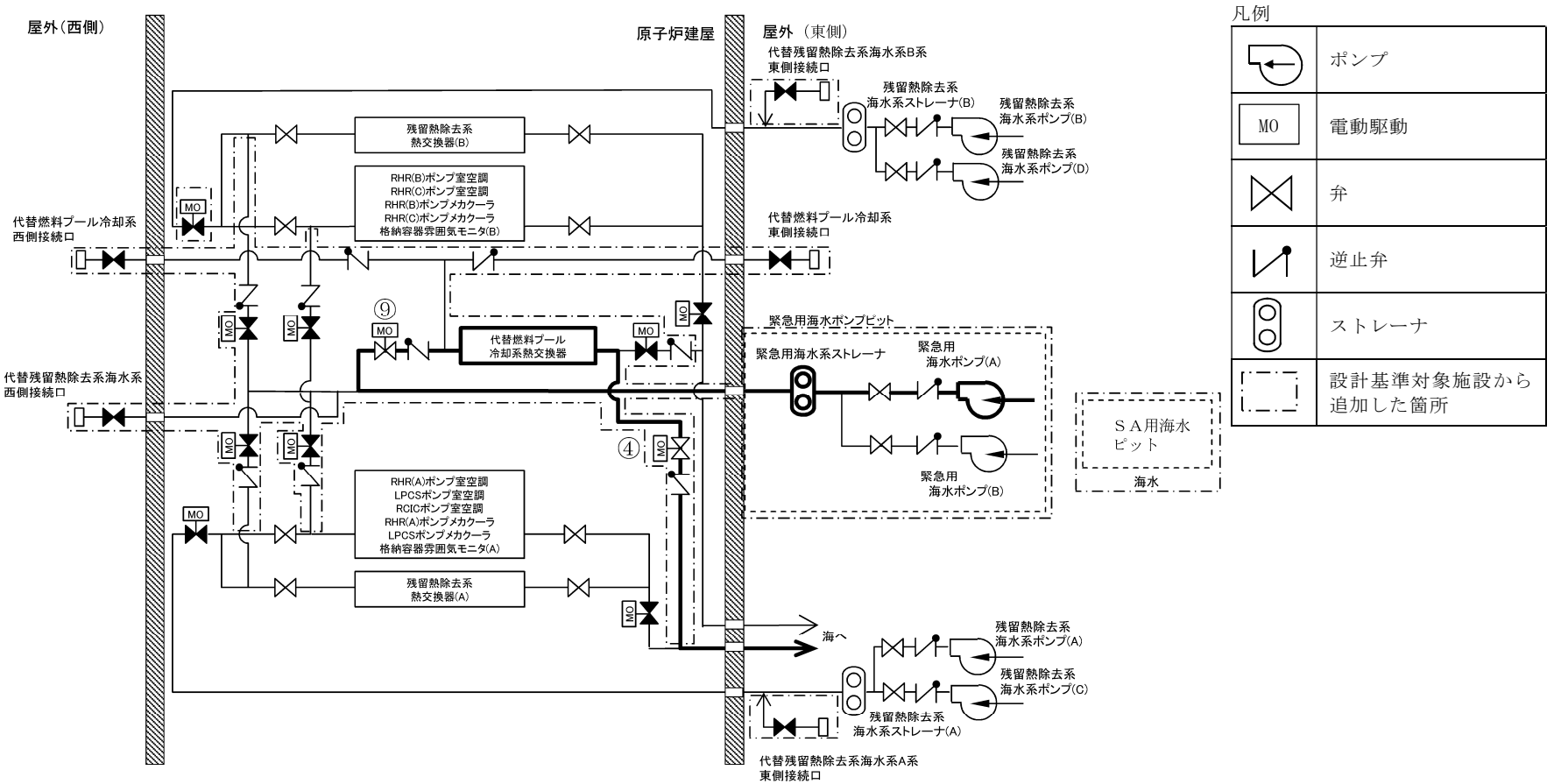
操作手順	弁名称
⑤	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁
⑥※1	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
⑥※2	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.11－18図　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱　概要図



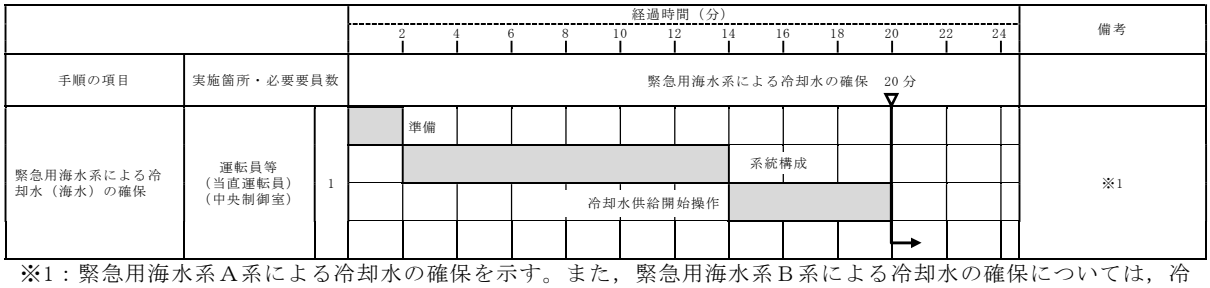
第1.11－19図　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱　タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）	⑨	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁

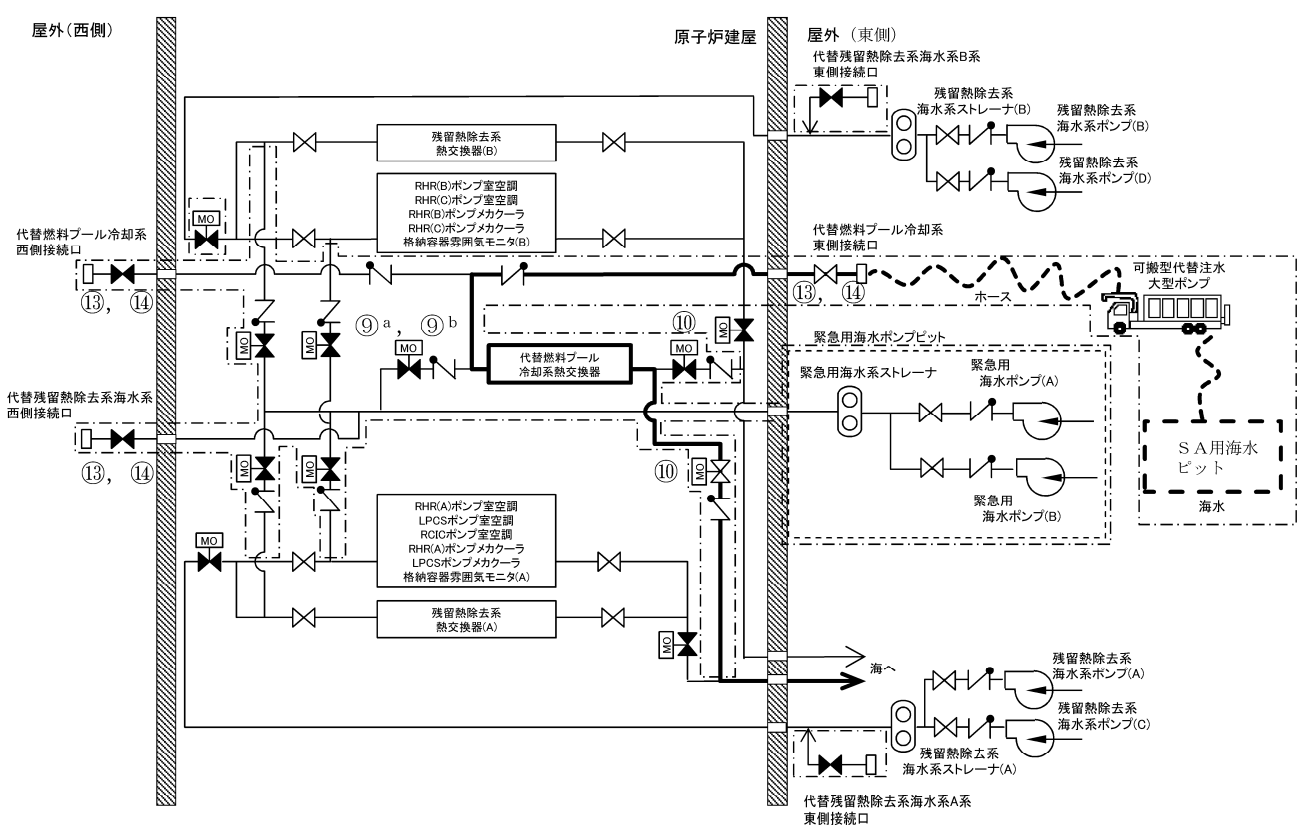
記載例　○：操作手順番号を示す。

第1.11－20図　緊急用海水系による冷却水（海水）の確保　概要図



※1：緊急用海水系Ａ系による冷却水の確保を示す。また，緊急用海水系Ｂ系による冷却水の確保については，冷却水の供給開始まで 20 分以内で可能である。

第1.11－21図　緊急用海水系による冷却水（海水）の確保　タイムチャート



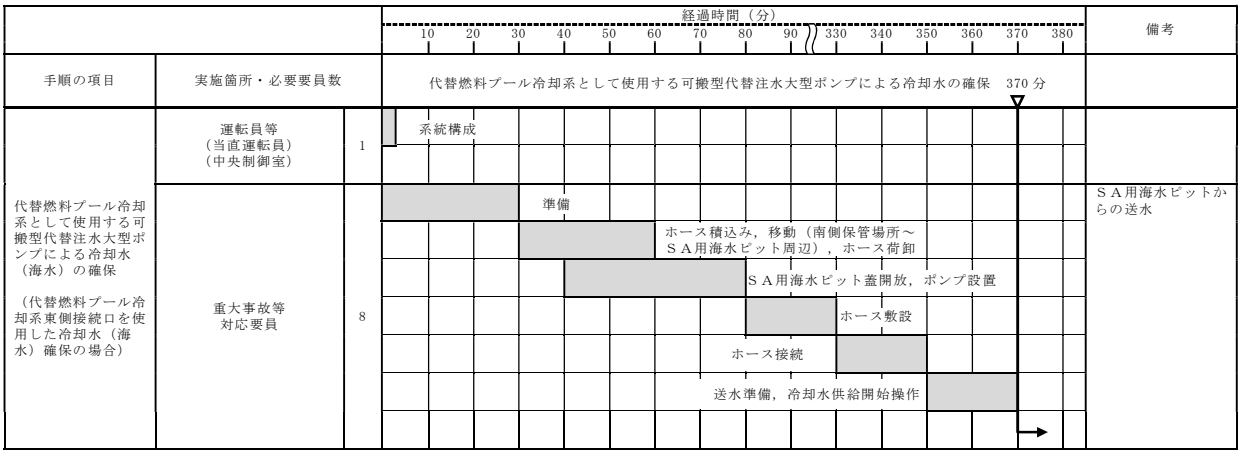
凡例

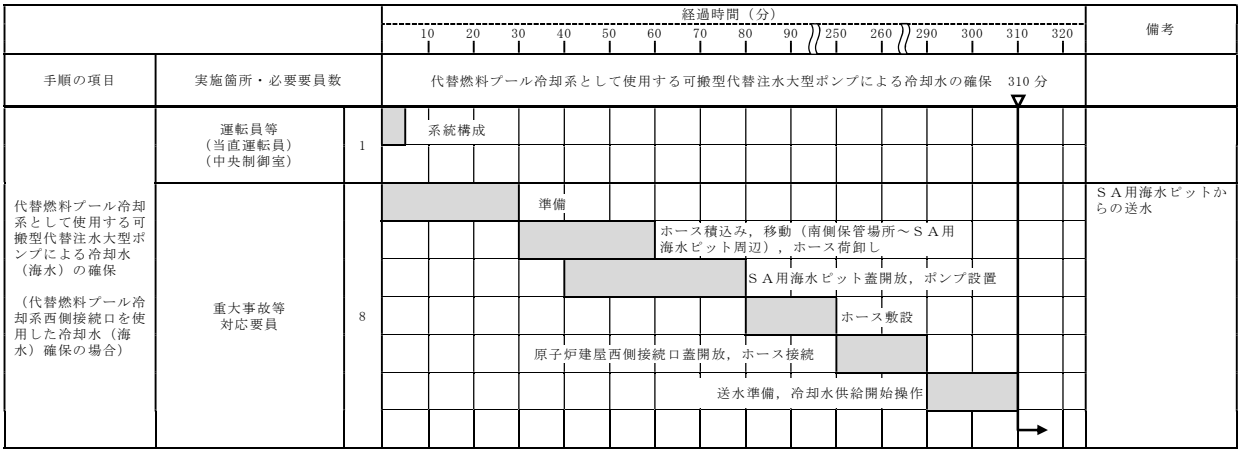
	ポンプ
MO	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨[a]，⑨[b]	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	⑬，⑭	代替燃料プール冷却系西側接続口の弁，代替燃料プール冷却系東側接続口の弁，代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁
⑩	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）， 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）		

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○[a]～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

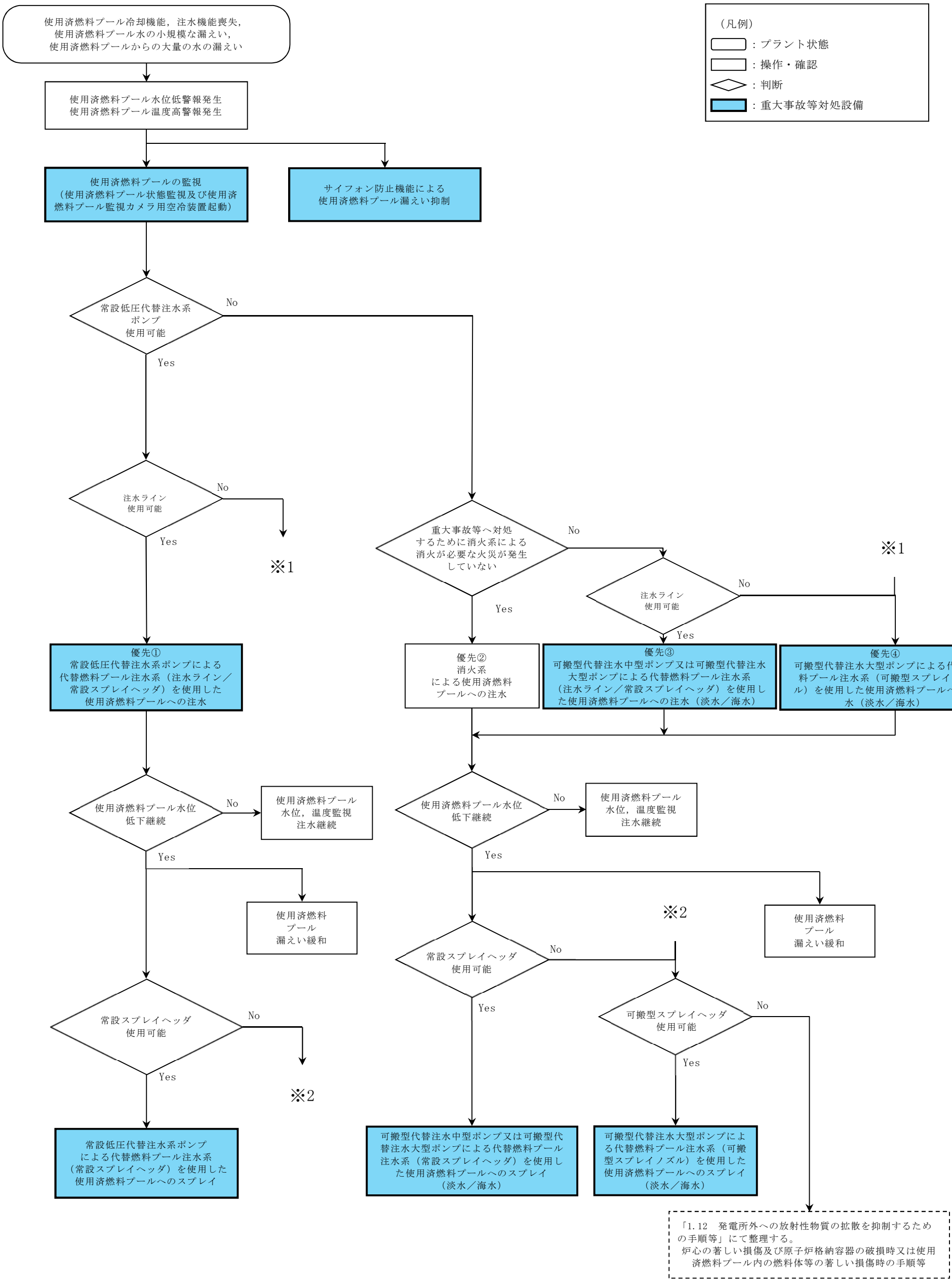
第1.11－22図　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保　概要図



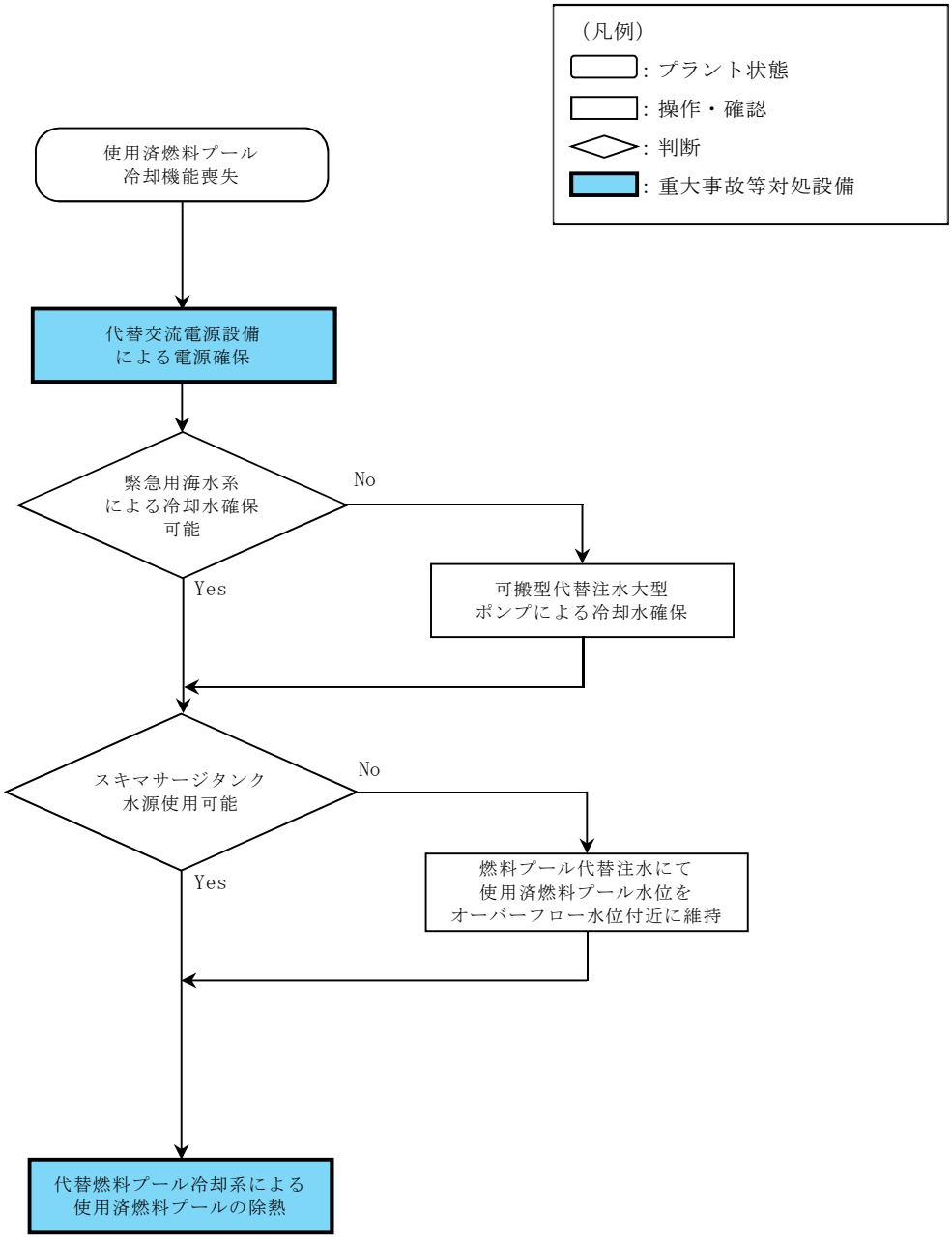


【ホース敷設（ＳＡ用海水ピットから代替燃料プール冷却系東側接続口）の場合は355m，ホース敷設（ＳＡ用海水ピットから代替燃料プール冷却系西側接続口）の場合は253m】

第1.11－23図　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保　タイムチャート



第1.11－24図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／2）



第1.11－24図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／2）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／9）

技術的能力審査基準（1.11）	番号	設置許可基準規則（第54条）	技術基準規則（第69条）	番号
【本文】 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	⑧
【解釈】 1 第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193 号（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定））第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	—	【解釈】 1 第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	【解釈】 1 第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	—
2 第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a）想定事故１及び想定事故２が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	②	2 第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。	2 第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑨
b）想定事故１及び想定事故２が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。	③	b）代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。	b）代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。	⑩
3 第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a）使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	④	3 第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。	3 第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑪
b）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。	⑤	b）スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	b）スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	⑫
		c）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。	c）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。	⑬
4 第１項及び第２項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。	⑥	4 第１項及び第２項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。	4 第１項及び第２項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。	⑭
b）使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑦	b）これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	b）これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑮
		c）使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	c）使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	⑯

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ⑧ ⑩	－	消火系による使用済燃料プールへの注水（消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	ディーゼル駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	低圧代替注水系配管・弁	新設				多目的タンク
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				消火系配管・弁・消防用ホース
	常設スプレイヘッダ	新設				使用済燃料プール
	使用済燃料プール	既設			消火系による使用済燃料プールへの注水（残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	ディーゼル駆動消火ポンプ
	常設代替交流電源設備	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替交流電源設備	新設				多目的タンク
	燃料給油設備	新設				消火系配管・弁
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ	新設	① ② ⑧ ⑩	－		残留熱除去系配管・弁
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				残留熱除去系Ｂ系配管・弁
	西側淡水貯水設備	新設				燃料プール冷却浄化系配管・弁
	代替淡水貯槽	新設				使用済燃料プール
	ホース	新設				非常用交流電源設備
	低圧代替注水系配管・弁	新設				常設代替交流電源設備
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				可搬型代替交流電源設備
	常設スプレイヘッダ	新設				燃料給油設備
	使用済燃料プール	既設				－
	常設代替交流電源設備	新設			－	－
	可搬型代替交流電源設備	新設				－
	燃料給油設備	新設				
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ⑧ ⑨ ⑩	－		
	代替淡水貯槽	新設				
	ホース	新設				
	可搬型スプレイノズル	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	燃料給油設備	新設				
漏えい抑制	静的サイフォンブレーカ	新設	① ⑧	－	－	

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑫ ⑬	－	－	－
	代替淡水貯槽	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				
	常設スプレイヘッダ	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水中型ポンプ	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑫ ⑬	－		
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	西側淡水貯槽設備	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	ホース	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				
	常設スプレイヘッダ	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑪ ⑫ ⑬	－		
	代替淡水貯槽	新設				
	ホース	新設				
	可搬型スプレイノズル	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	燃料給油設備	新設				
－	－	－	－	－	漏えい緩和	シール材
						接着剤
						ステンレス鋼板
						吊り降ろしロープ
大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	新設	① ⑤ ⑧ ⑬	－	－	－
	ホース	新設				
	放水砲	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	新設	① ⑭ ⑥ ⑮ ⑦ ⑯ ⑧	－	－	－
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	新設				
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設				
	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	新設				
代替電源による給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦ ⑧ ⑭ ⑮ ⑯	－		
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	代替燃料プール冷却系ポンプ	新設	① ③ ⑧	－	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	可搬型代替注水大型ポンプ
	使用済燃料プール	既設				ホース
	スキマサージタンク	既設				－
	代替燃料プール冷却系熱交換器	新設				
	代替燃料プール冷却系配管・弁	新設				
	燃料プール冷却浄化系配管・弁	既設				
	緊急用海水ポンプ	新設				
	緊急用海水系ストレーナ	新設				
	緊急用海水系配管・弁	新設				
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設				
	非常用取水設備	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／9）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
【要求事項】 1　発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段として，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ），可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）並びに代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。
2　発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止する手段として，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ），可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するために必要な手順等を整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／9）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
【解釈】 1　第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定））第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	－
2　第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／9）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
a）想定事故１及び想定事故２が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	想定事故１及び想定事故２が発生した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段として，代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ），可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。
b）想定事故１及び想定事故２が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。	想定事故１及び想定事故２が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合に，当該悪影響を防止する手段として，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールを冷却するために必要な手順等を整備する。
3　第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／9）

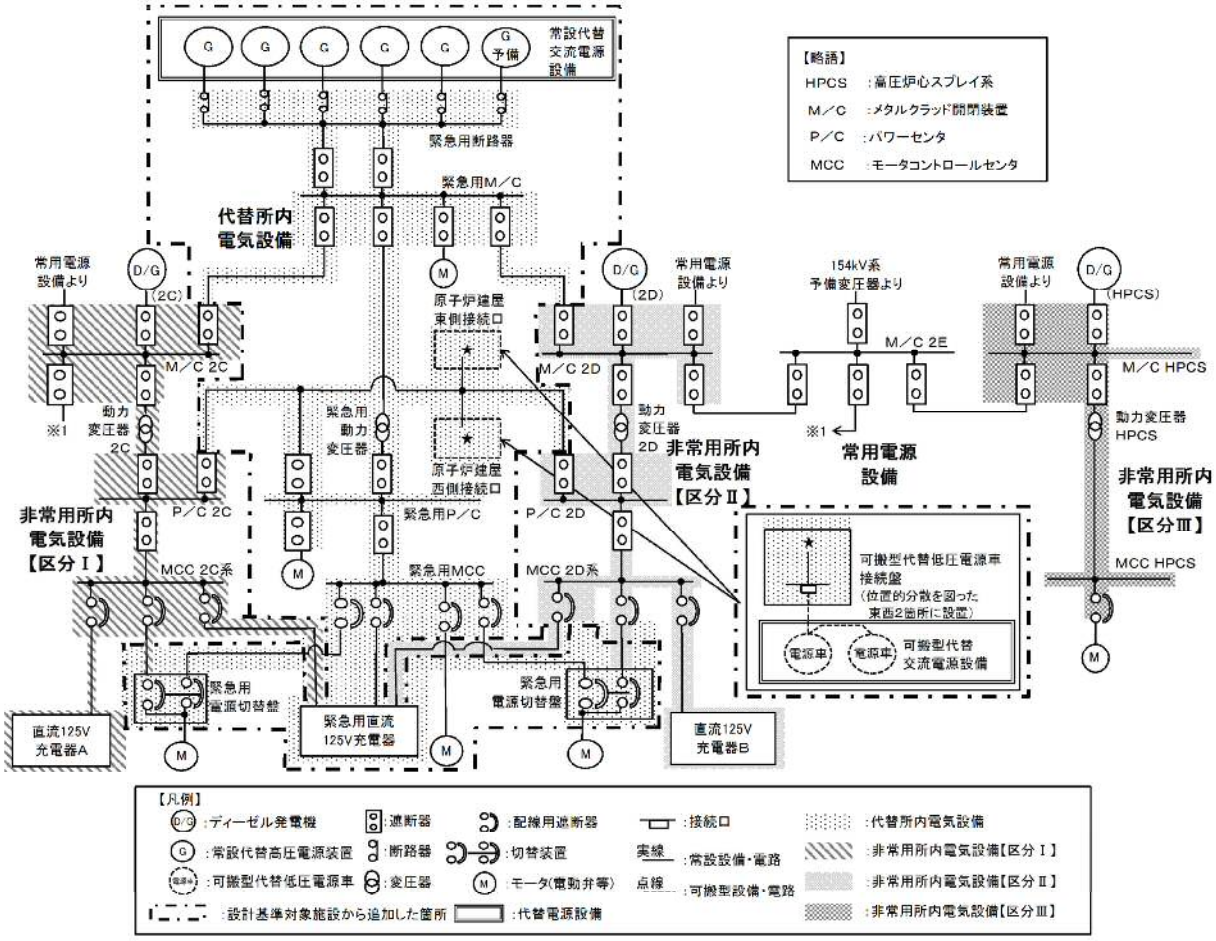
技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
a）使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	使用済燃料プールの水位が維持できない場合において，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する手段として，スプレイ設備である常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ），可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による燃料損傷を緩和するために必要な手順等を整備する。
b）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。	燃料損傷時に，できる限り環境への放射性物質の放出を低減する手段として，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ），可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による放射性物質の放出を低減するために必要な手順等及び可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）による大気への拡散を抑制するために必要な手順等を整備する。 なお，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）による大気への放射性物質の拡散抑制に関する手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
4　第１項及び第２項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9／9）

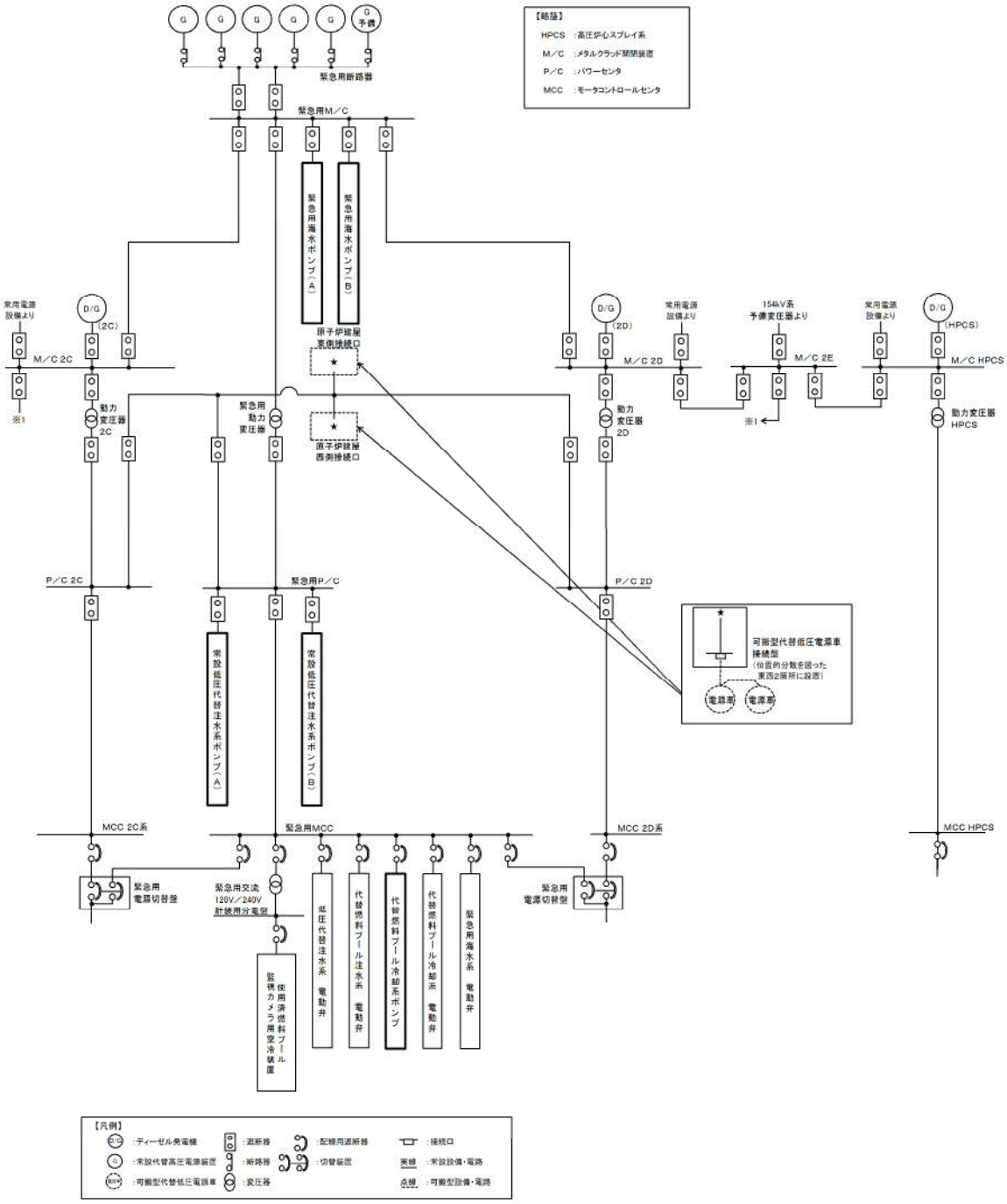
技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
a）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。	重大事故等時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定する手段として，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）による使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率を監視するために必要な手順等を整備する。
b）使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において，使用済燃料プールの計測に必要な設備（使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む））へ代替電源設備（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により給電する手順等を整備する。 なお，電源の供給に関する手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

自主対策設備仕様

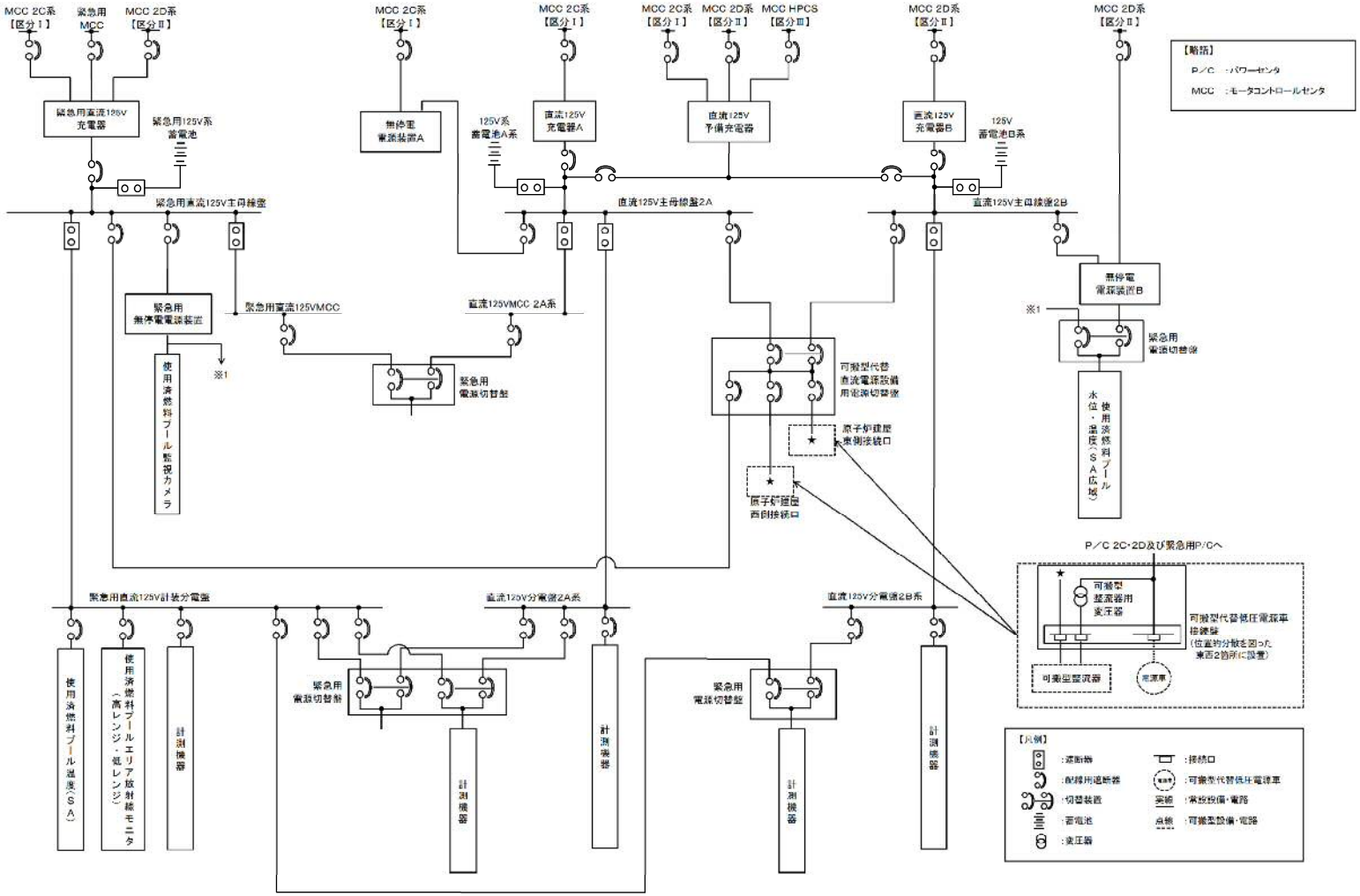
機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 4.3m^3／min	90m	1台
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1,500m^3	－	1基
多目的タンク	常設	Cクラス	約 1,500m^3	－	1基
可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール冷却系として使用）	可搬	Sクラス	約 1,320m^3／h（1台当たり）	約 140m	4台



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第3図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

(1) 代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

ａ．操作概要

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール注水が必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに，送水ルートを確保した後，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール注水として，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建

屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

・ホース敷設準備：20分※1（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：20分

※1：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

d．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。ま

た，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

車両操作訓練（ポンプ起動）

可搬型代替注水中型ポンプ

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2)　系統構成

ａ．操作概要

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール注水が必要な状況で，中央制御室からの操作により電動弁が操作できない場合，原子炉建屋西側接続口，高所西側接続口又は高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合においては，原子炉建屋原子炉棟4階まで移動するとともに，現場での人力による操作により系統構成を実施し，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに注水する。原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合は，原子炉建屋原子炉棟5階まで移動するとともに，現場での人力による操作により系統構成を実施し，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに注水する。

ｂ．作業場所

【原子炉建屋西側接続口，高所西側接続口又は高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び所要時間

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用

済燃料プール注水として，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水での現場の系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は50分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

・移動：47分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟5階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：3分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟5階）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。また，操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：電動弁の手動ハンドルによる現場操作については，操作に工具等は必要とせず，手動弁と同様な操作であるため，容易に実施可能である。また，設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

2．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ（淡水／海水）

(1)　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

ａ．操作概要

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水又はスプレイが必要な状況において，水源を選定し，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉又は原子炉建屋原子炉棟大物搬入口からホースを敷設するとともに，可搬型スプレイノズルを所定の場所へ運搬，設置及び接続した後，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに送水する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋内（管理区域），屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋南側周辺，取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイとして，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：435分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は435分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・移動：40分（移動経路：緊急時対策所から原子炉建屋原子炉棟（放射線防護具着用を含む））

30分（移動経路：原子炉建屋原子炉棟から南側保管場所）

10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

・準備：115分（対象作業：ホース敷設，可搬型スプレイノズル設置を含む）

10分（対象作業：可搬型代替注水大型ポンプ準備を含む）

・ホース敷設準備：20分※1（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：180分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：50分（移動経路：原子炉建屋原子炉棟内（対象作業：ホース接続を含む））

※1：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，常用照明消灯時又は夜間における作業性を確保している。また，操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使

用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

車両操作訓練（ポンプ起動）

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

3．消火系による使用済燃料プールへの注水

(1)　消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水

ａ．操作概要

消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水が必要な状況において，原子炉建屋原子炉棟５階，原子炉建屋原子炉棟６階まで移動するとともに，消防用ホースの敷設及び消火栓へ接続し，ディーゼル駆動消火ポンプにより使用済燃料プールに注水する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋原子炉棟５階（管理区域），原子炉建屋原子炉棟６階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び所要時間

消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水における，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名）

所要時間目安：60分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は60分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）】

・移動：45分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟6階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：11分（対象作業：消防用ホース敷設を含む）

・注水開始操作：4分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟5階）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライ

トを携行している。また，操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また，操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

(2)　残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水

a．操作概要

残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水が必要な状況において，タービン建屋1階，原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋原子炉棟4階まで移動するとともに，系統構成を実施し，ディーゼル駆動消火ポンプにより使用済燃料プールに注水する。

b．作業場所

タービン建屋1階（管理区域），原子炉建屋原子炉棟3階（管理区域）及び原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）

c．必要要員数及び所要時間

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水における，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：105分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は105分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

・移動：40分（移動経路：中央制御室からタービン建屋1階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：45分（操作対象2弁：タービン建屋1階及び原子炉建屋原子炉棟3階）

・注水開始操作：20分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟4階）

d．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。また，操作は汚染の可能性を考慮し放

射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また，操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

4．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

(1) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

ａ．操作概要

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイが必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに，送水ルートを確保した後，代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイとして，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

・ホース敷設準備：20分※1（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：20分

※1：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

車両操作訓練（ポンプ起動）

可搬型代替注水中型ポンプ

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

5．漏えい緩和

(1)　使用済燃料プール漏えい緩和

ａ．操作概要

使用済燃料プール漏えい緩和が必要な状況において，原子炉建屋原子炉棟6階まで移動するとともに，使用済燃料プール近傍に保管する資機材を用いて，シール材を接着したステンレス鋼板に吊り降ろしロープを取り付け，使用済燃料プールに吊り下げることにより使用済燃料プールの漏えいを緩和する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋原子炉棟6階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び所要時間

使用済燃料プール漏えい緩和における，現場での使用済燃料プールの漏えい緩和措置に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：150分以内（放射線防護具着用及び移動：85分）

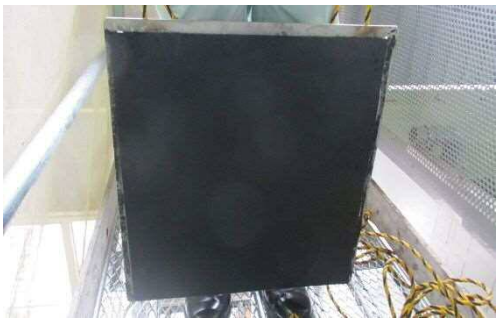
ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。また，操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：資機材（シール材，接着剤，ステンレス鋼板，吊り降ろしロープ）配備後，資機材の運搬及び吊り下げ作業の模擬訓練を行い，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



ステンレス鋼板

模擬装置による吊り下げ訓練

6．代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(1)　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（海水）

ａ．操作概要

代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保が必要な状況において，外部接続口を選定し，取水箇所まで移動するとともに，送水ルートを確保した後，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール冷却系に冷却水を送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保として，最長時間を要するＳＡ用海水ピットから代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：370分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は370分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所からＳＡ用海水ピット周

辺）

・ホース敷設準備：20分※1（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：310分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：20分

※1：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

東海港での送水訓練
（ホース敷設）

東海港での送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

車両操作訓練（ポンプ起動）

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

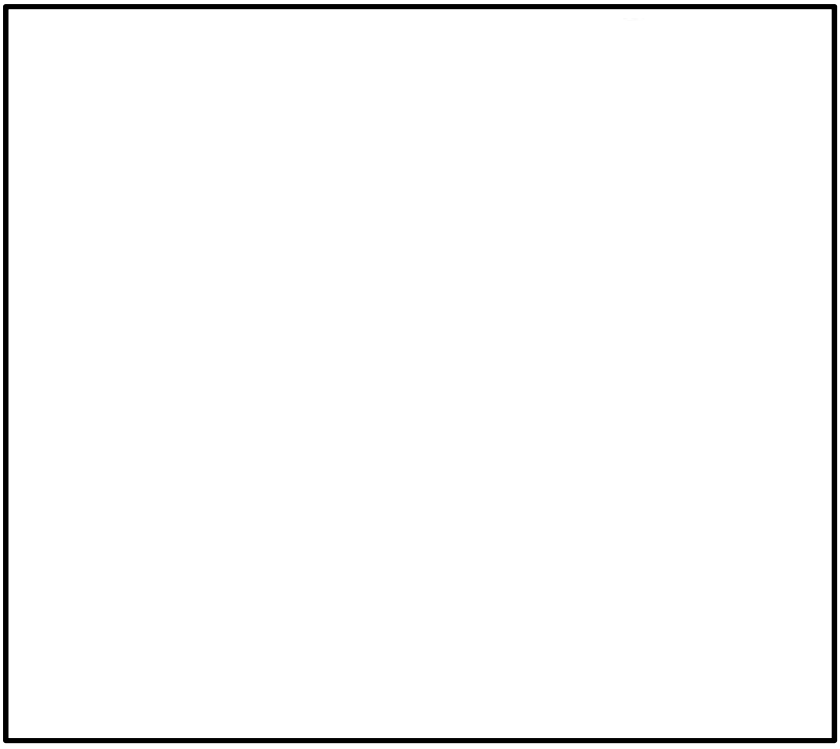
放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(1)

1. 使用済燃料プールの概要

使用済燃料プール周辺の概要図を第 1 図に示す。

施設定期検査時において，多くの場合はプールゲートが開放され，使用済燃料プールは原子炉ウェル，ドライヤ気水分離器貯蔵プール，キャスクピットとつながっているが，有効性評価においてはプールゲートを閉鎖している場合を想定し，原子炉ウェル，ドライヤ気水分離器貯蔵プール及びキャスクピットの保有水量は考慮しない。

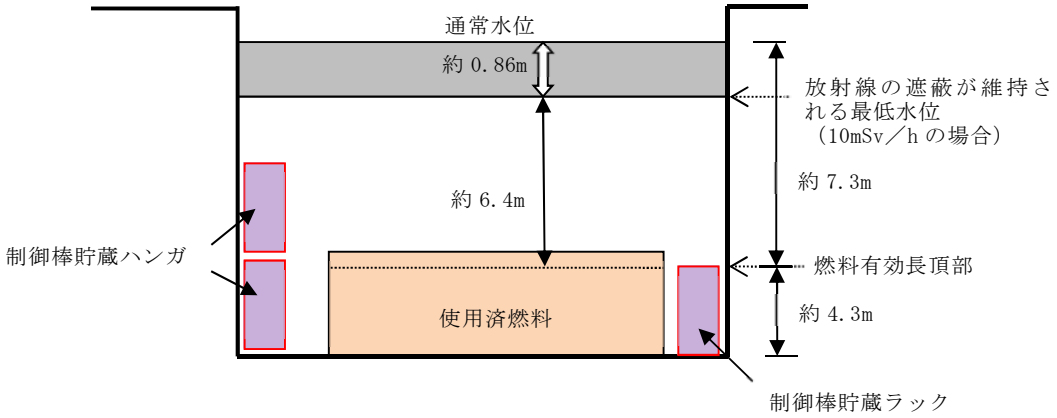


第 1 図　使用済燃料プール周辺の概要図

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について

第 2 図に放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について示す。

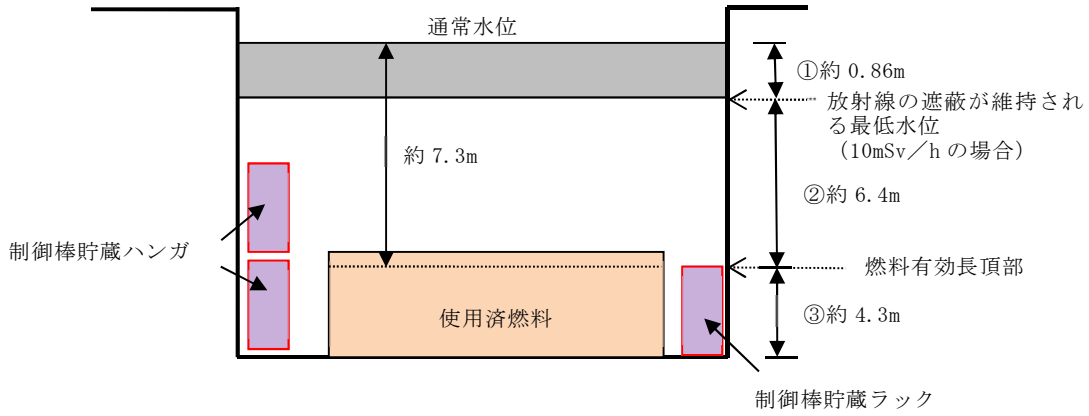
放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位は，その状況（必要となる現場及び操作する時間）によって異なる。重大事故であることを考慮し，例えば原子炉建屋原子炉棟 6 階において 10mSv／h の場合は，通常水位から約 0.86m 下の位置より高い遮蔽水位が必要となる。



第 2 図　放射線の遮蔽に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位

3.　使用済燃料プールの高さと断面積について

使用済燃料プールの高さを第 3 図に，使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積を第 1 表に示す。



第 3 図　東海第二発電所　使用済燃料プールの高さ

第 1 表　使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積

項目	断面積（m^2）	保有水の容積（m^3）
①	約 116	約 100
②	約 115	約 737
③	約 83	約 352
合計		約 1,189

第 3 図に示す各領域①～③の保有水の容積は，使用済燃料プール容積から機器の容積を除くことで算出し，各領域の断面積については，①の領域では使用済燃料プールの寸法より求めた断面積を使用し，②，③の領域では求めた各領域の容積から高さを除して求めた。なお，断面積については各領域での平均的な値を示しているが，プール内に設置されている機器の多くは②，③の底部又は壁面下部にあるため，平均化によって上部の断面積が実際より狭く評価される。保有水量に対する水位の低下という観点では断面積が小さいほど水位低下速度は速くなることから，保守的な評価となっている。

4.　想定事故 1 における時間余裕

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失時における崩壊熱による使用済燃料プール水の沸騰までの時間，沸騰開始後の水位低下時間及び沸騰による水位低下平均速度について，以下の式を用いて算定した。事象を保守的に評価するため，使用済燃料プールの初期水温は，運転上許容される上限値である 65℃とする。また，発生する崩壊熱は全て水温上昇及び蒸発に寄与するものとし，使用済燃料プールの水面及び壁面等からの放熱を考慮しない。

(1)　算定方法，算定条件

ａ．冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間}(h)=\frac{(100(℃)-65(℃))\times\text{水の比熱}(kJ/kg/℃)^{※1}\times\text{使用済燃料プールの水量}(m^3)\times\text{水の密度}(kg/m^3)^{※2}}{\text{燃料の崩壊熱}(MW)\times10^3\times3600}$$

b．沸騰開始からの水位低下時間

$$\text{1時間当たりの沸騰による蒸発量}(m^3/h)=\frac{\text{燃料の崩壊熱}(MW)\times10^3\times3600}{\text{水の密度}(kg/m^3)^{※2}\times\text{蒸発潜熱}(kJ/kg)^{※3}}$$

$$\text{水位低下時間}(h)=\frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの水量}(m^3)\times\text{水の密度}(kg/m^3)^{※2}\times\text{蒸発潜熱}(kJ/kg)^{※3}}{\text{燃料の崩壊熱}(MW)\times10^3\times3600}$$

c．沸騰による水位低下平均速度

$$\text{水位低下速度}(m/h)=\frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの高低差}(m)}{\text{通常水位から燃料有効長頂部まで水位低下にかかる時間}(h)}$$

使用済燃料プールの下部は機器等が設置されており，保有水が少ないため，使用済燃料プールの下部では水位低下速度は早く，使用済燃料プール上部では水位低下速度は遅い。ここでは，燃料有効長頂部に水位が到達するまでの時間評価では，保守的に一律の水位低下速度を想定する。

上記計算式を用いて，以下の条件にて算定した。

水の比熱※1 (kJ／kg／℃)	使用済燃料プールの水量 (m³)	水の密度※2 (kg／m³)	燃料の崩壊熱 (MW)
4.185	約 1,189	958	約 9.1

蒸発潜熱※3 (kJ／kg)	通常水位から燃料有効長頂部までの水量 (m³)	通常水位から燃料有効長頂部までの高低差 (m)	通常水位から約0.86m下までの水量 (m³)
2,256.47	約 837	約 7.3	約 100

※1　65℃から100℃までの飽和水の比熱のうち，最小となる65℃の値を使用（1999年蒸気表より）

※2　65℃から 100℃までの飽和水の密度のうち，最小となる 100℃の値を使用（1999年蒸気表より）

※3　100℃の飽和水の比エンタルピと 100℃飽和蒸気の比エンタルピの差より算出（1999年蒸気表より）

なお，a．～c．の算出においては以下の保守的な仮定と非保守的な仮定があるが，総合的に使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮してい

ないことの影響が大きいと考えられ，保守的な評価になっていると考えられる。

【保守的な仮定】

・温度変化に対する比熱及び密度の計算にて最も厳しくなる値を想定している。

・使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していない。

【非保守的な仮定】

・簡易的な評価とするため，プール水は全て均一の温度と仮定し，プール全体が 100℃に到達した時間を沸騰開始としている。

なお，注水等の操作時間余裕は十分に大きいことからこれらの評価の仮定による影響は無視できる程度であると考える。

(2)　算定結果

項目	算定結果
使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間（h）	約 5.1
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量（m^3／h）	約 16
必要注水流量（m^3／h）※4	約 13
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.86m 低下するまでの時間（h）※5	約 11
使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間（day）※5	約 2.5
使用済燃料プール水位の低下速度（m／h）	約 0.13

※4　必要注水流量は次の式で求める

必要注水流量＝（崩壊熱×3,600）／（（$h_s - h_f$）×ρ_f）

h_s：飽和蒸気の比エンタルピ（kJ／kg）2,675.57

h_f：注水（35℃飽和水）の比エンタルピ（kJ／kg）＝146.64

ρ_f：注水（35℃飽和水）の密度（kg／m^3）＝994

※5　事象発生から沸騰開始までの時間を含む

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合，燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇し，約 5.1 時間後に沸騰開始となり，蒸発により水位

低下が始まる。このときの蒸発量は約 16m^3／h である。

よって，使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位（通常水位より約 0.86m 下）まで低下する時間は約 11 時間後であり，可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水操作の時間余裕は十分にある。

使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(2)

1. 使用済燃料プールの概要

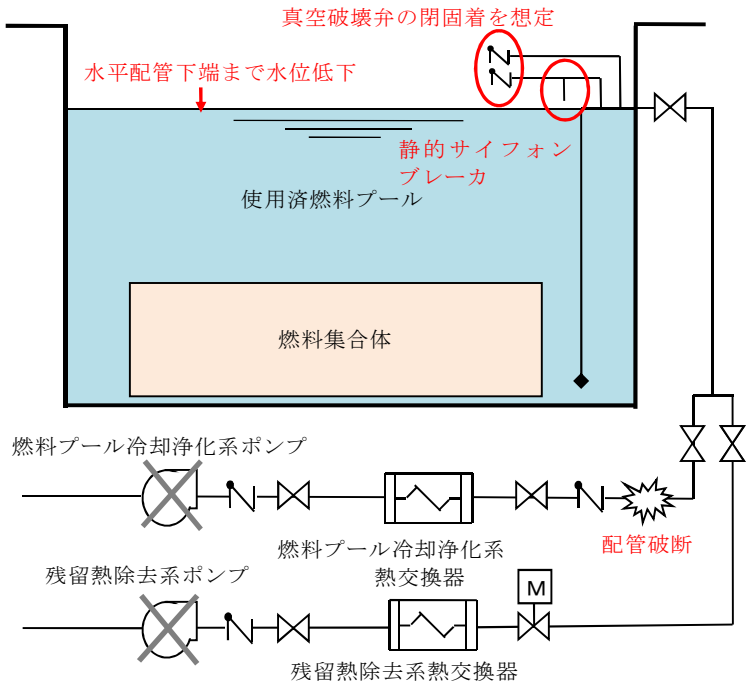
添付資料 1.11.5 と同様である。

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について

添付資料 1.11.5 と同様である。

3. 想定事故２における時間余裕

第１図に示すように，想定事故２では燃料プール水戻り配管に設置されている真空破壊弁については閉固着を仮定する。静的サイフォンブレーカにより，サイフォン現象による流出を防止するため，使用済燃料プール水位は燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまり，保守的にこの水位まで瞬時に低下するものとする。



第１図　想定事故２の想定

配管破断により保有水が漏えいし，燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）まで水位が低下した場合，崩壊熱除去機能喪失に伴い，事象発生から約 5.0 時間後に沸騰の開始により水位が低下する。

プールの水位が放射線の遮蔽維持水位（通常水位より約 0.86m 下）まで低下するのは事象発生から約 9.8 時間後であり，可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）による注水操作の時間余裕はある。

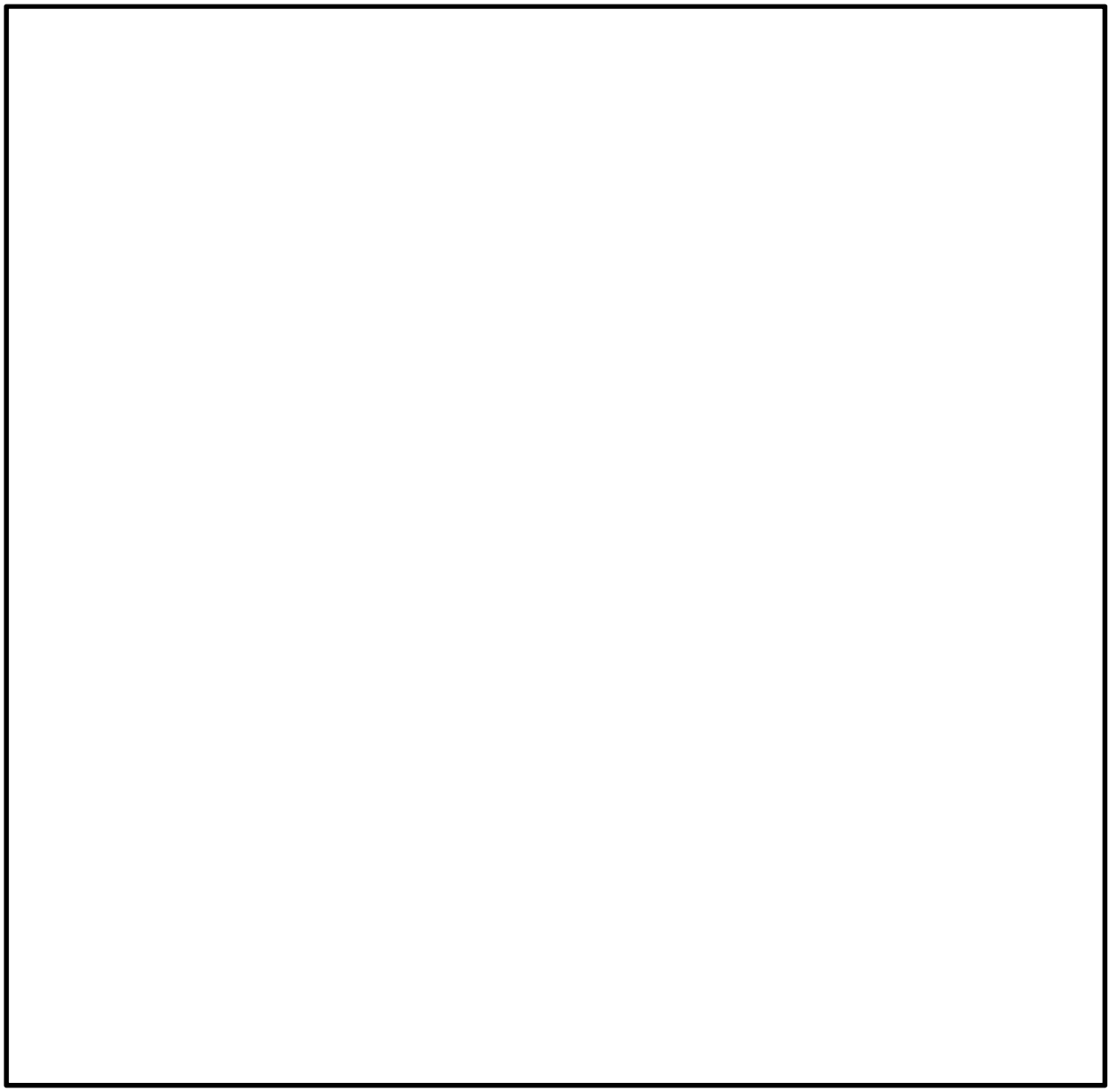
項目	算出結果
使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間(h)	約 5.0
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸散量(m^3／h)	約 16
必要注水流量(m^3／h)	約 13
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.86m 低下するまでの時間※ (h)	約 9.8
燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間※ (day)	約 2.4
使用済燃料プール水位の低下速度 (m／h)	約 0.13

※　事象発生から沸騰開始までの時間を含む

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）におけるホース敷設について

凡例
：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）
：ホースルート（垂直）
：可搬型スプレイノズル設置場所
：耐火壁

原子炉建屋原子炉棟 6 階



凡例

：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）

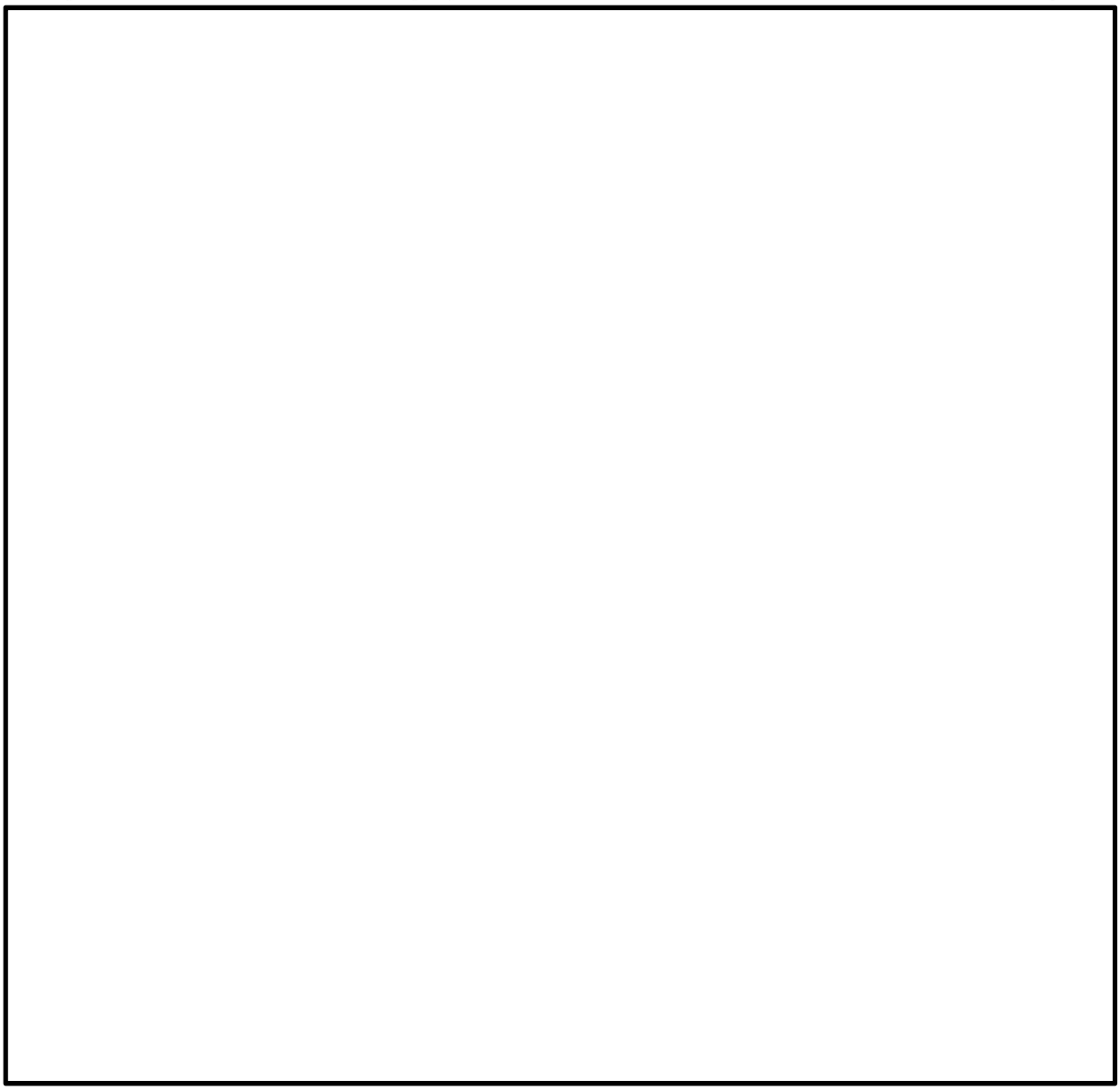
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）

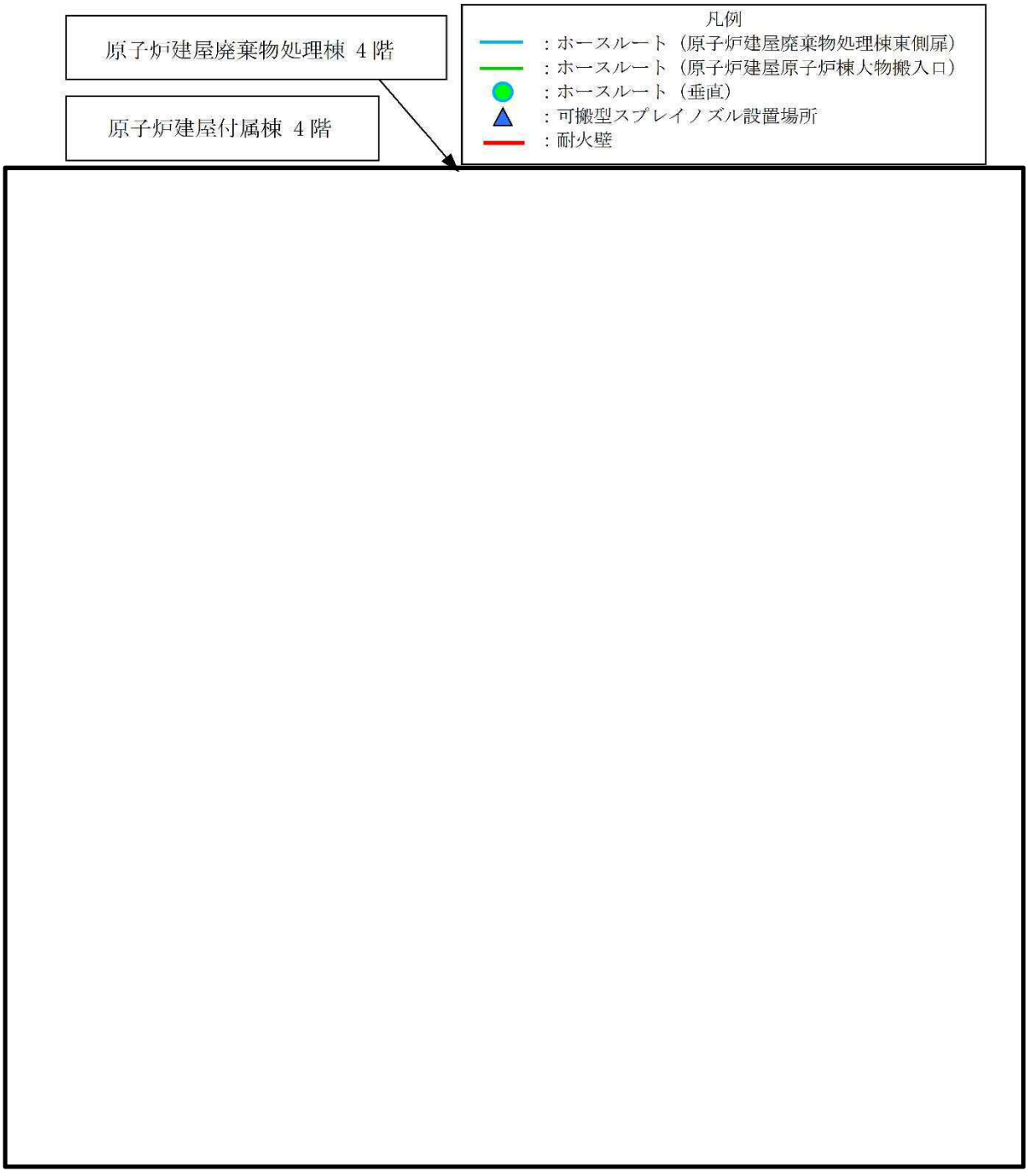
：ホースルート（垂直）

：可搬型スプレイノズル設置場所

：耐火壁

原子炉建屋原子炉棟 5 階




原子炉建屋廃棄物処理棟 4階
原子炉建屋付属棟 4階
凡例
：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）
：ホースルート（垂直）
：可搬型スプレイノズル設置場所
：耐火壁

凡例

：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）

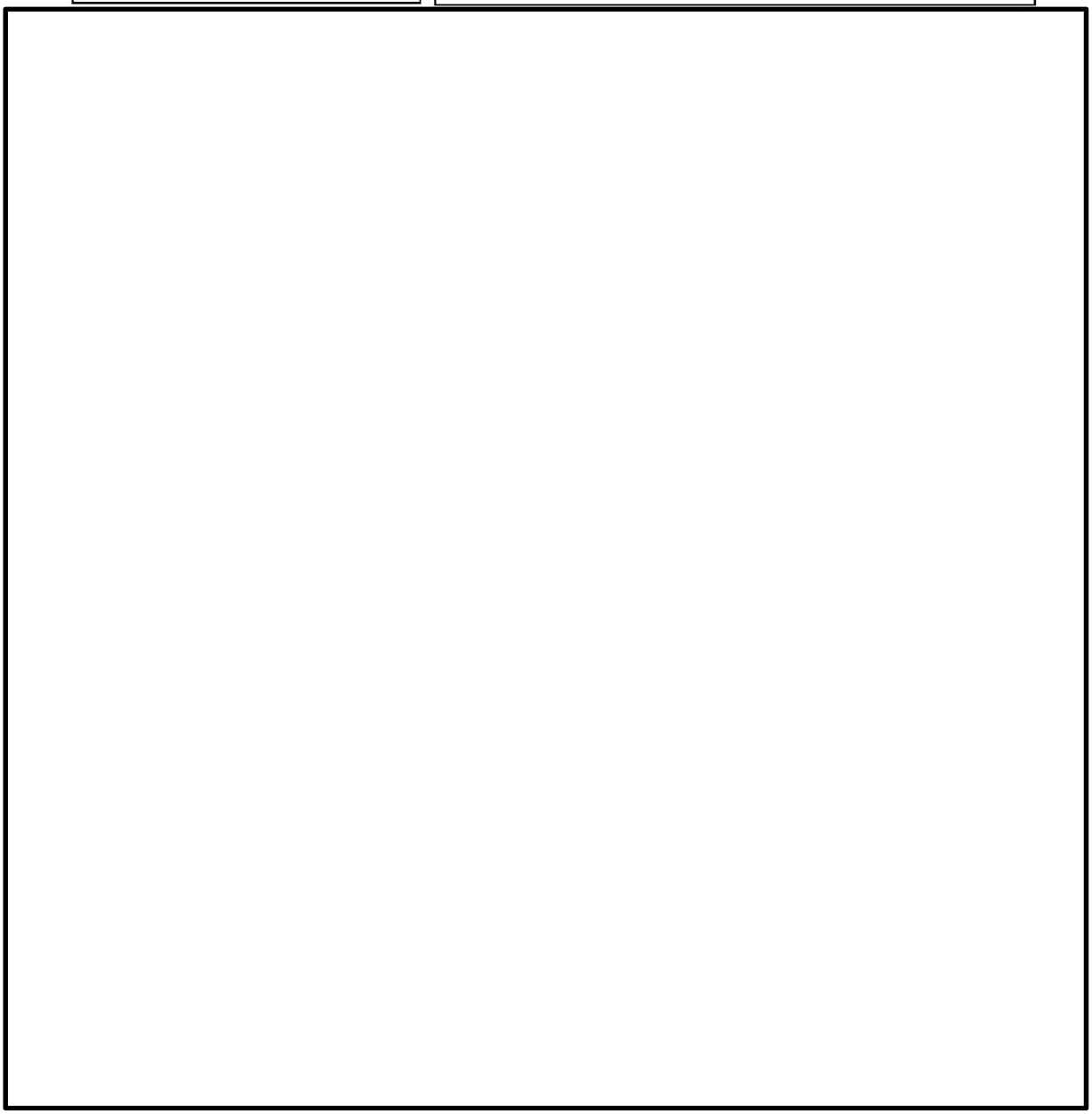
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）

：ホースルート（垂直）

：可搬型スプレイノズル設置場所

：耐火壁

原子炉建屋付属棟 3階



凡例

：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）

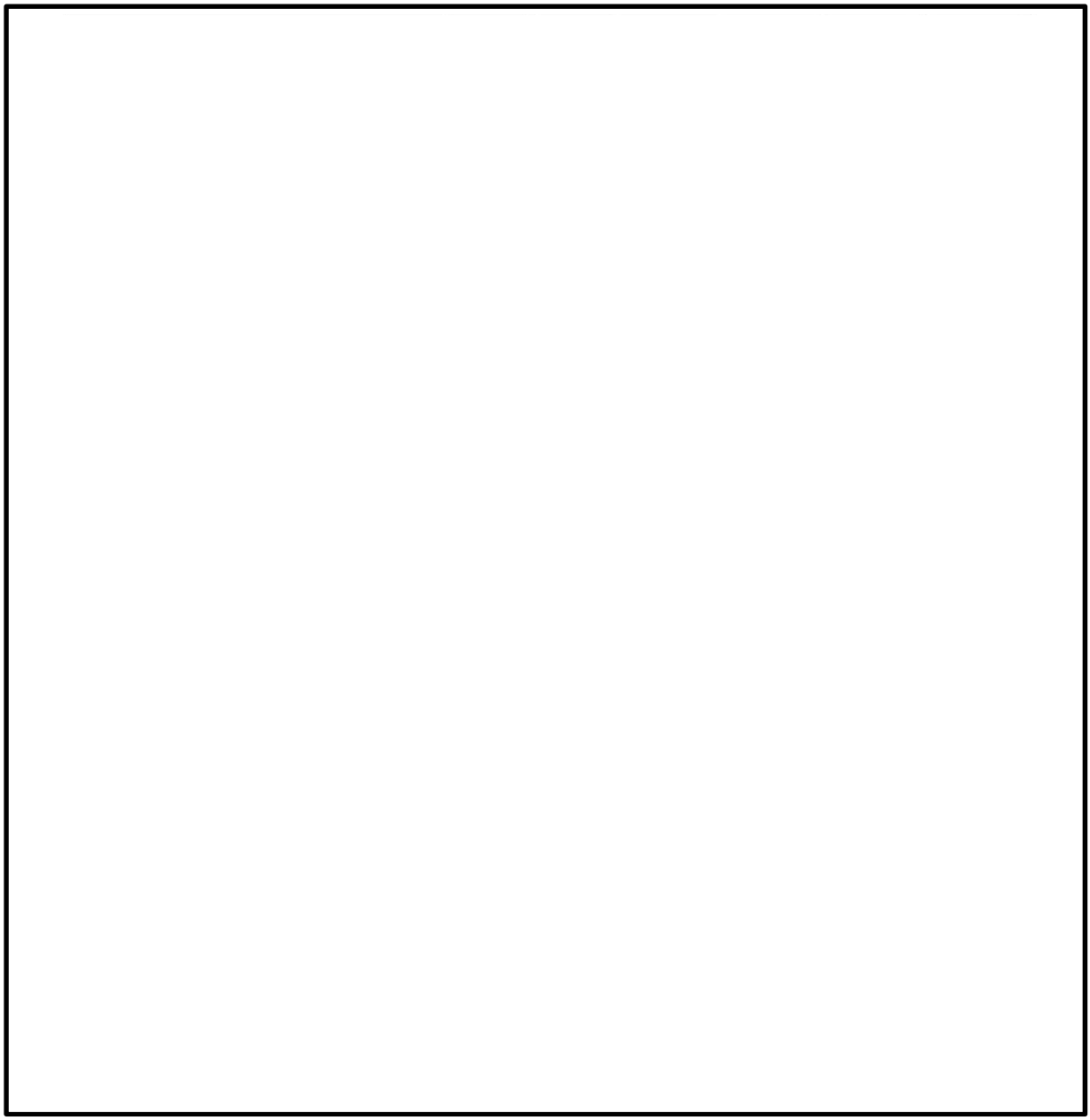
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）

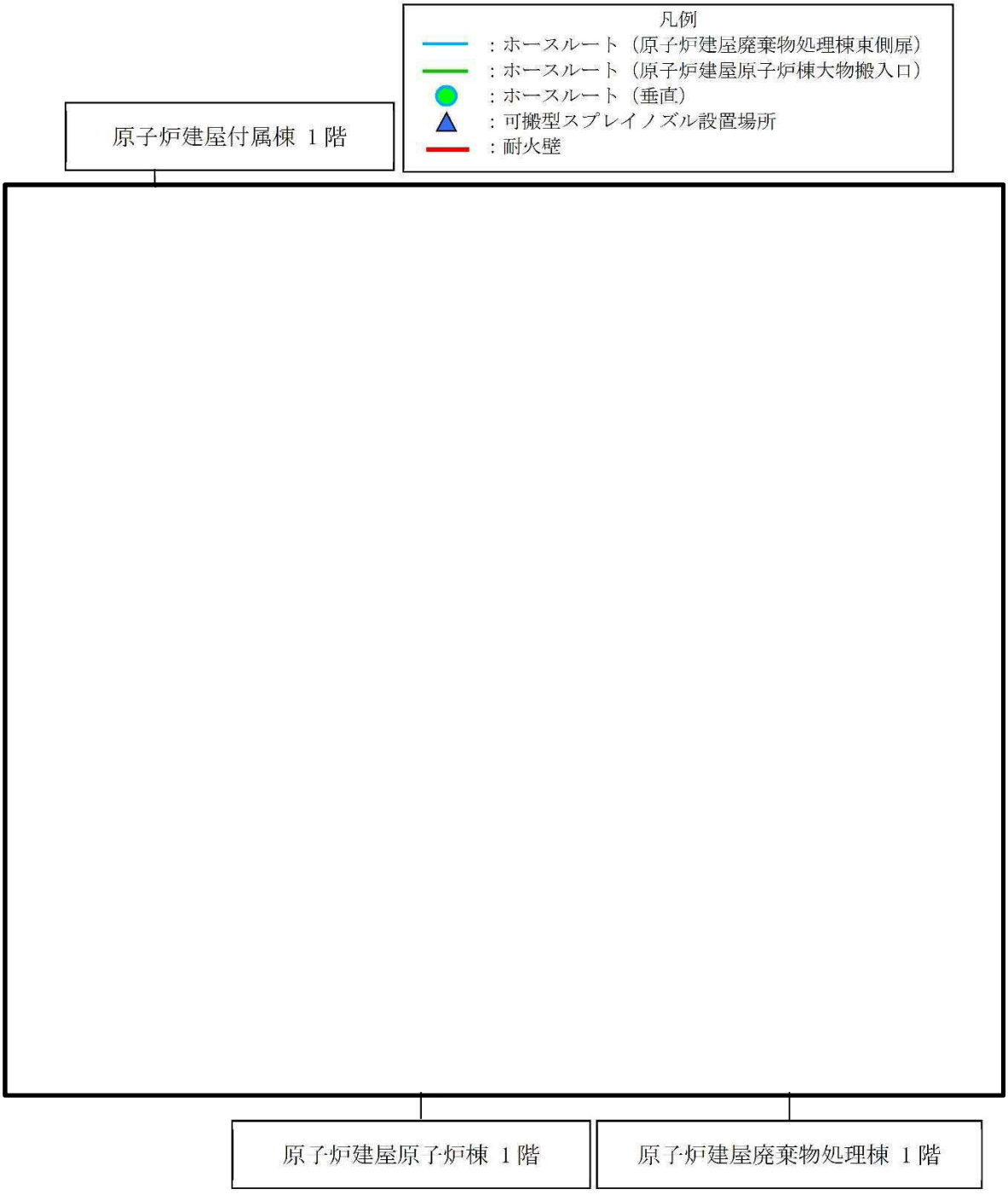
：ホースルート（垂直）

：可搬型スプレイノズル設置場所

：耐火壁

原子炉建屋付属棟 中２階




凡例
：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）
：ホースルート（垂直）
：可搬型スプレイノズル設置場所
：耐火壁
原子炉建屋付属棟 1階
原子炉建屋原子炉棟 1階
原子炉建屋廃棄物処理棟 1階

解釈一覧

判断基準の解釈一覧（1／3）

手順			判断基準記載内容	解釈
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1) 燃料プール代替注水	a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が 50℃以上
		b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が50℃以上
		c．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が50℃以上

判断基準の解釈一覧（2／3）

手順			判断基準記載内容	解釈
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1)　燃料プール代替注水	d．消火系による使用済燃料プールへの注水 【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が50℃以上
		d．消火系による使用済燃料プールへの注水 【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が50℃以上

判断基準の解釈一覧（3／3）

手順			判断基準記載内容	解釈
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1) 燃料プールスプレイ	a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プール水位指示値が水位低警報レベル（通常水位－142 ㎜以下）まで低下
			使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下	使用済燃料プール水位指示値が使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜ を下回る水位低下
		b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プール水位指示値が水位低警報レベル（通常水位－142㎜以下）まで低下
			使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下	使用済燃料プール水位指示値が使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下
		c．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プール水位指示値が水位低警報レベル（通常水位－142㎜以下）まで低下
			使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下	使用済燃料プール水位指示値が使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下
	(2) 漏えい緩和	a．使用済燃料プール漏えい緩和	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プール水位指示値が水位低警報レベル（通常水位－142㎜以下）まで低下
			使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下	使用済燃料プール水位指示値が使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下
1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1) 使用済燃料プールの状態監視	a．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が50℃以上

操作手順の解釈一覧（1／2）

手順			操作手順記載内容	解釈
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1)　燃料プール代替注水	a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］以上	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］以上
			使用済燃料プール水位低レベル以上	使用済燃料プール水位低レベル（通常水位－142mm）以上
		b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）	使用済燃料プール水位低レベル以上	使用済燃料プール水位低レベル（通常水位－142mm）以上
		d．消火系による使用済燃料プールへの注水【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上
			使用済燃料プール水位低レベル以上	使用済燃料プール水位低レベル（通常水位－142mm）以上
		d．消火系による使用済燃料プールへの注水【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上
			残留熱除去系系統流量指示値の上昇	残留熱除去系系統流量指示値が約75m^3／hまで上昇
			使用済燃料プール水位低レベル以上	使用済燃料プール水位低レベル（通常水位－142mm）以上

操作手順の解釈一覧（2／2）

手順			操作手順記載内容	解釈
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1)　燃料プールスプレイ	a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］以上	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］以上
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順	(1)　使用済燃料プールの除熱 a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	(b)　緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）が約144m^3／hまで上昇
		(c)　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）が約144m^3／hまで上昇

弁番号及び弁名称一覧

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
常設低圧代替注水系系統分離弁	（常設低圧代替注水系系統分離弁）※1	－	中央制御室 常設低圧代替注水系格納槽内（非管理区域）
使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	（使用済燃料プール注水ライン流量調整弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
	（使用済燃料プール注水ライン流量調整弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
使用済燃料プールスプレイライン元弁	（使用済燃料プールスプレイライン元弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
	（使用済燃料プールスプレイライン元弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
原子炉建屋西側接続口の弁	（原子炉建屋西側接続口の弁）※1	－	屋外
原子炉建屋東側接続口の弁	（原子炉建屋東側接続口の弁）※1	－	屋外
高所東側接続口の弁	（高所東側接続口の弁）※1	－	屋外
高所西側接続口の弁	（高所西側接続口の弁）※1	－	屋外
補助ボイラ冷却水元弁	H／B冷却水元弁	7-20V204	タービン建屋1階西側（管理区域）
残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁	RHR（B）FPライン弁	E12-F093（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下1階RHR（B）熱交換器室（管理区域）
	RHR（B）FPライン弁	E12-F094（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉等地下1階RHR（B）熱交換器室（管理区域）
残留熱除去系Ｂ系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁	RHR（B）-FPCライン隔離弁	E12-F170B	原子炉建屋原子炉棟3階東側（管理区域）
残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁	FPC使用済み燃料貯蔵池RHR系リサイクル弁	G41-F036	原子炉建屋原子炉棟4階東側（管理区域）
使用済燃料プール注水ライン元弁	（使用済燃料プール注水ライン元弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
	（使用済燃料プール注水ライン元弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁	（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁）※1	－	原子炉建屋付属棟4階（管理区域）
燃料プール冷却浄化系入口隔離弁	（燃料プール冷却浄化系入口隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁	（代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁	（代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（Ａ）	（代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階（管理区域）
代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	（代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟1階（管理区域）
代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（Ｂ）	（代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階（管理区域）
代替燃料プール冷却系西側接続口の弁	（代替燃料プール冷却系西側接続口の弁）※1	－	屋外
代替燃料プール冷却系東側接続口の弁	（代替燃料プール冷却系東側接続口の弁）※1	－	屋外
代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁	（代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁）※1	－	屋外

※1：今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。

添付資料 1.11.9

手順のリンク先について

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.11.2.3(1)ｂ．代替電源による給電

・代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順

＜リンク先＞ 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電

1.14.2.2(1)ｂ．可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

2. 1.11.2.4(1)ａ．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車に関する手順等

＜リンク先＞ 1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.6(1)ａ．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.6(1)ｂ．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

3．1.11.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順

＜リンク先＞　1.12.2.1(1)ａ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

・西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

＜リンク先＞　1.13.2.1(5)ａ．西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）

1.13.2.1(6)ａ．代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

1.13.2.2(1)ａ．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

1.13.2.2(2)ａ．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

・非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による常設低圧代替注水系ポンプ，代替燃料プール冷却系ポンプ，緊急用海水ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替

交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.2(1)ｂ．可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.6(1)ａ．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.6(1)ｂ．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

1.14.2.7(1)　非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.7(3)　軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失

1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

＜目次＞

1.12.1　対応手段と設備の選定
(1)　対応手段と設備の選定の考え方
(2)　対応手段と設備の選定の結果
ａ．炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備
(a)　大気への放射性物質の拡散抑制
(b)　海洋への放射性物質の拡散抑制
ｂ．原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備
ｃ．重大事故等対処設備と自主対策設備
(a)　大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制
(b)　航空機燃料火災への泡消火
ｄ．手順等
1.12.2　重大事故等時の手順
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等
(1)　大気への放射性物質の拡散抑制
ａ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
ｂ．ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

(2)　海洋への放射性物質の拡散抑制

ａ．汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

ｂ．放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

ｃ．重大事故等時の対応手段の選択

1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1)　初期対応における延焼防止処置

ａ．化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火

(2)　航空機燃料火災への泡消火

ａ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

ｂ．重大事故等時の対応手段の選択

1.12.2.3　その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料1.12.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.12.2　自主対策設備仕様

添付資料1.12.3　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

添付資料1.12.4　放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

添付資料1.12.5　放水砲の設置位置及び使用方法等について

添付資料1.12.6　ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

添付資料1.12.7　汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

添付資料1.12.8　放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

添付資料1.12.9　化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容

器（消防車用）による延焼防止処置
添付資料1.12.10　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火
添付資料1.12.11　放水設備における泡消火薬剤の設定根拠について
添付資料1.12.12　消火設備の消火性能について
添付資料1.12.13　手順のリンク先について

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

【要求事項】

1　発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を整備しており，ここでは，この設備を活用した手順等について説明する。

1.12.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外へ放射性物質が拡散するおそれがある。発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において，消火対応するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※を選定する。

※　自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十五条及び技術基準規則第七十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に

使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.12－1表に整理する。

ａ．炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合，又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は，大気への放射性物質の拡散抑制，放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。

(a)　大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は，原子炉建屋放水設備により，大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（原子炉建屋放水設備）は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
・ホース
・放水砲
・ＳＡ用海水ピット取水塔
・海水引込み管
・ＳＡ用海水ピット
・燃料給油設備
・ガンマカメラ

・サーモカメラ

(b)　海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（海洋拡散抑制設備）は以下のとおり。

・汚濁防止膜

・放射性物質吸着材

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

b．原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，初期対応における延焼防止処置により，火災に対応する手段がある。

初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。

・化学消防自動車

・水槽付消防ポンプ自動車

・泡消火薬剤容器（消防車用）

・消火栓（原水タンク）

・防火水槽

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手段がある。

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・ホース

・放水砲

・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）

・泡混合器

・ＳＡ用海水ピット取水塔

・海水引込み管

・ＳＡ用海水ピット

・燃料給油設備

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.12.1）

ｃ．重大事故等対処設備と自主対策設備

(a)　大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制

審査基準及び基準規則に要求される，大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），ホース，放水砲及び燃料給油設備は，いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち，汚濁防止膜は重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により発電所外への放射性物質の拡散抑制が可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・ガンマカメラ

・サーモカメラ

これらの設備については，大気への放射性物質の拡散を直接抑制する手段ではないが，原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に，原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として有効である。

・放射性物質吸着材

放射性物質吸着材を設置するためには，地震発生後のアクセスルートの液状化による影響（一部のアクセスルートで車両通行不可）を踏まえると最短でも，作業開始を判断してから 15 時間程度要することになるが，放射性物質の吸着効果が期待され，海洋への放射性物質の拡散抑制及び放出量の低減を図る手段として有効である。

なお，アクセスルートに液状化の影響が無い場合は，作業開始を判断してから約 6.5 時間と想定する。

(b)　航空機燃料火災への泡消火

基準規則に要求される，航空機燃料火災への泡消火に使用する設備

のうち，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），ホース，放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），泡混合器及び燃料給油設備は，重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により航空機燃料火災への泡消火が可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・化学消防自動車

・水槽付消防ポンプ自動車

・泡消火薬剤容器（消防車用）

これらの設備については，航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ないため，同等の放水効果は得られにくいが，早期に消火活動が可能であり，航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。

・消火栓（原水タンク）

・防火水槽

これらの設備については，耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，初期対応における延焼防止処置の水源として使用する手段としては有効である。

ｄ．手順等

上記のａ．，ｂ．及びｃ．により選定した対応手段に係る手順を整備する。これらの手順は，重大事故等対応要員の対応として，「重大事故

等対策要領」に，自衛消防隊の対応として，「防火管理要領」に定める（第1.12－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.12－2表）。

1.12.2　重大事故等時の手順

1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1)　大気への放射性物質の拡散抑制

a．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による原子炉格納容器内の減圧及び除熱させる手段がある。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は，使用済燃料プールスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし，これらの機能が喪失し，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

・炉心損傷を判断した場合※において，あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合

・使用済燃料プール水位が低下した場合において，あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合

・大型航空機の衝突等，原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合

※　格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。手順の概要図を第1.12－1図に，タイムチャートを第1.12－2図に，ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第1.12－3図に示す。

① 災害対策本部長代理は，発電長と連携を密にし，手順着手の判断基準に基づき，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備開始を重大事故等対応要員に指示する。

② 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所周辺に設置する。

③ 重大事故等対応要員は，ホースを水中ポンプに接続後，水中ポンプを取水箇所へ設置し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）吸込口にホースを接続する。

④ 重大事故等対応要員は，放水砲を設置し，ホースの運搬，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から放水砲までのホース敷設

を行い，放水砲にホースを接続する。

⑤ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行った後に，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を待機状態（アイドリング状態）にする。

⑥ 重大事故等対応要員は，放水砲の噴射ノズルを原子炉建屋の破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し，準備完了を災害対策本部長代理に報告する。

⑦ 災害対策本部長代理は，発電長と連携を密にし，手順着手を判断した時の状況が継続しており，以下のいずれかの状況が該当し，放水により発生する汚染水が直接海洋に流出する経路となる4箇所への汚濁防止膜1重設置による放射性物質の拡散抑制措置が完了されている場合は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制実施を重大事故等対応要員に指示する。ただし，プラント状況により，大量の大気への放射性物質の拡散を回避する必要が生じた場合は，汚濁防止膜の設置作業と並行して放水砲による放水を開始するよう重大事故等対応要員に指示する。

・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合

・原子炉建屋水素濃度が2.0vol％に到達した場合，原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず，原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより，ブローアウトパネル強制開放装置の操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブロ

ーアウトパネル閉止装置使用後においては，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部）を開放する場合

・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレイができない場合

・プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合

⑧ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を操作（昇圧）し，放水砲により原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し，災害対策本部長代理に報告する。

⑨ 災害対策本部長代理は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について，発電長に報告する。

⑩ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の運転状態を継続監視し，定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する（燃料を給油しない場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は約3.5時間の運転が可能）。

(c) 操作の成立性

上記(b)の現場対応は，準備段階では重大事故等対応要員8名（可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の起動，ホースの水張り及び空気抜きは4名）にて実施し，所要時間は，複数あるホース敷設ルートのうち，設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は，手順着手から145分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている（ホース敷設距離

が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は，210分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている）。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

災害対策本部長代理からの指示を受けて，大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。重大事故等対応要員4名にて実施し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施指示から5分で放水することが可能である。

放水砲は可搬型設備のため，任意に設置場所を設定することが可能であり，風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて，最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等，放射性物質の放出箇所に向けて放水する。なお，原子炉建屋への放水に当たっては，原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として，必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建屋の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は，原子炉建屋の中心に向けて放水する。

放水砲による放水は，噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき，放水形状は，直線状とするとより遠くまで放水できるが，噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから，なるべく噴霧状を使用する。

また，直線状で放射する場合も到達点では，噴霧状になっているた

め放射性物質の拡散抑制効果がある。

なお，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲の準備にあたり，プラント状況や周辺の現場状況，ホースの敷設時間等を考慮し，複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

（添付資料1.12.3，1.12.4，1.12.5）

b．ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に，原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し，大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため，ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し，放射性物質漏えい箇所を絞り込む手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において，放射性物質の漏えい箇所が原子炉建屋外観上で判断できない場合。

(b)　操作手順

ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を特定する手順の概要は以下のとおり。また，手順の概要図を第1.12－4図に，タイムチャートを第1.12－2図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事

故等対応要員へガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を絞り込む作業の開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，ガンマカメラ又はサーモカメラを原子炉建屋が視認できる場所に運搬する。

③ 重大事故等対応要員は，ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質の漏えい箇所を絞り込む。

(c) 操作の成立性

ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の特定は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制にて放水砲設置に携わる重大事故等対応要員 2 名が実施する。

作業は，災害対策本部長代理の指示に従い対応することとしており，ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み手順着手から35 分で絞り込み作業を開始することとしている。

（添付資料1.12.6）

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a．汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合，又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は，放射性物質を含む汚染水が発生する。

放射性物質を含む汚染水は原子炉建屋周辺を取り囲む地上部の一般排

水路で集水され，地下埋設の一般排水路を通って雨水排水路集水桝又は放水路から海へ流れ込むため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

汚濁防止膜は，防潮堤に囲まれた発電所敷地内から海洋に接続する全ての排水経路である雨水排水路集水桝－１～９及び放水路－Ａ～Ｃの計12箇所に設置する。設置に当たっては，原子炉建屋に放水することで発生する汚染水が，放水範囲の周囲にある一般排水路を経由して直接流れ込む雨水排水路集水桝－８及び放水路－Ａ～Ｃの4箇所を優先する。

(a)　手順着手の判断基準

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。

(b)　操作手順

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また，汚濁防止膜の設置位置図を第1.12－5図に，タイムチャートを第1.12－2図に，汚濁防止膜設置手順の概要図を第1.12－6図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員へ汚濁防止膜設置開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，汚濁防止膜及び付属資機材を設置位置近傍に運搬する。

③ 重大事故等対応要員は，汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け，他端を所定の箇所に固定する。合わせて，汚濁防止膜のフロート部を設置位置上部のグレーチング等にロープで固

縛し，雨水排水路集水桝等内に吊り下げる。

④ 重大事故等対応要員は，汚濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを外し，カーテン部を開放する。

⑤ 重大事故等対応要員は，汚濁防止膜両端部の固定用ロープを保持しながらフロート部を固縛していたロープを解き，その後，固定用ロープを繰り出すことにより雨水排水路集水桝等の所定の箇所へ設置する。

⑥ 重大事故等対応要員は，同作業完了後，引き続き，同様の手順により2重目の汚濁防止膜を設置する。

(c) 操作の成立性

汚濁防止膜の設置は，12 箇所における現場対応のうち，優先的に設置する 4 箇所（雨水排水路集水桝－８及び放水路－Ａ～Ｃ）への 1 重目については，重大事故等対応要員 5 名で実施する。

その後の汚濁防止膜の設置については，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の現場対応にて，放水砲設置，ホース敷設準備及びホース敷設を終えた重大事故等対応要員4名が合流し，合計9名で実施する。

汚濁防止膜の設置作業は，優先的に設置する4箇所（雨水排水路集水桝－８及び放水路－Ａ～Ｃ）への1重目の設置を手順着手から140分で行うこととしている。優先的に設置する4箇所への1重目の汚濁防止膜の設置完了後，災害対策本部長代理の指示により，優先的に設置する4箇所への2重目の汚濁防止膜の設置，及び残る8箇所への汚濁防止膜の設置を6時間以内に行うこととしている。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，

通信連絡設備を整備する。また，複数の汚濁防止膜を効率的に運搬できるよう車両を配備することで作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。

（添付資料1.12.7）

b．放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合，又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は，放射性物質を含む汚染水が発生する。

防潮堤内側の合計10箇所に放射性物質吸着材を設置することにより，海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合（汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制措置が完了した後に実施する）。

(b)　操作手順

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また，放射性物質吸着材の設置位置図を第1.12－7図に，タイムチャートを第1.12－2図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，放射性物質吸着材を，設置箇所近傍まで運搬する。

③ 重大事故等対応要員は，放射性物質吸着材を設置する。

(c) 操作の成立性

放射性物質吸着材の設置は，重大事故等対応要員9名の体制である。

設置作業は，災害対策本部長代理の指示に従い対応することとしており，放射性物質吸着材を放射性物質拡散抑制の手順着手から約21時間で設置することとしている。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.12.8）

c．重大事故等時の対応手段の選択

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため，汚濁防止膜の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。

海洋への放射性物質の拡散抑制の手順の流れを第1.12－8図に示す。

汚濁防止膜は，原子炉建屋に放水した汚染水が流れ込む雨水排水路集水桝－８及び放水路－Ａ～Ｃの4箇所を優先的に設置し，最終的に合計12箇所に設置することで，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

その後，放射性物質吸着材を設置することで，更なる海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1)　初期対応における延焼防止処置

a．化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）により初期対応における泡消火を行う手順を整備する。水源は，消火栓（原水タンク）又は防火水槽を使用する。

(a)　手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b)　操作手順

化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火を行う手順の概要は以下のとおり。また，初期対応における延焼防止処置の概要図を第1.12－9図に，タイムチャートを第1.12－10図に，水利の配置図を第1.12－11図に示す。

① 自衛消防隊の現場指揮者は，発電所敷地内において航空機衝突による火災を確認した場合，現場の火災状況及び安全を確保した後，初期消火に必要な設備の準備を開始する。

・周辺の状況（けが人の有無，モニタリングの状況）

・消火の水源である防火水槽や消火栓（原水タンク）に，水量が確保され使用できることを確認

② 自衛消防隊の現場指揮者は，現場火災状況を災害対策本部長代理へ報告する。

・周辺の状況（けが人の有無，モニタリング実施結果）

・消火の水源

③ 自衛消防隊は，水源近傍に水槽付消防ポンプ自動車を設置し，水利を確保する。

④ 自衛消防隊は，初期消火活動場所へ化学消防自動車を設置し，水槽付消防ポンプ自動車から化学消防自動車へのホース敷設，接続及び準備作業を行う。

⑤ 自衛消防隊は，消火用水と泡消火薬剤を混合させて，化学消防自動車による泡消火を開始する。

⑥ 自衛消防隊は，適宜，泡消火薬剤容器（消防車用）を運搬して泡消火薬剤の補給を実施する。

（添付資料1.12.9，1.12.12）

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は，自衛消防隊9名で対応する。化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による初期消火開始まで手順着手から20分で対応することとしている。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。

(2) 航空機燃料火災への泡消火

a．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容

器（大型ポンプ用）及び泡混合器により，海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による泡消火手順の概要は以下のとおり。また，航空機燃料火災への対応の概要図を第1.12－12図に，タイムチャートを第1.12－10図に，水利の配置及び可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による泡消火に関するホース敷設ルートの例を第1.12－13図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員へ可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器の設置開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を取水箇所周辺に設置する。

③ 重大事故等対応要員は，ホースを水中ポンプに接続後，水中ポンプを取水箇所へ設置し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）吸込口にホースを接続する。

④ 重大事故等対応要員は，放水砲を設置し，ホースの運搬，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），泡消火薬剤容器（大型ポン

プ用），泡混合器から放水砲までホースを敷設し，放水砲にホースを接続する。

⑤ 重大事故等対応要員は，放水砲にホースを接続後，放水砲の噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。

⑥ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し，放水砲による消火を開始する。

⑦ 重大事故等対応要員は，泡混合器を起動し，泡消火を開始する。

⑧ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の運転状態を継続監視し，定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は約3.5時間の運転が可能）を実施する。

(c) 操作の成立性

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による泡消火は，準備段階では現場にて8 名で実施する。所要時間は，複数あるホース敷設ルートのうち，設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は，手順着手から145分で準備を完了することとしている（ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は，210分で対応することとしている）。

放水段階では，重大事故等対応要員 5 名にて実施する。1%濃縮用泡消火薬剤を 5m^{3}配備し，泡消火開始から約 20 分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は，放水流量（約1,338m^3／h）の1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。ホース等の取付けについては，速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

（添付資料1.12.5，1.12.10，1.12.11，1.12.12）

b．重大事故等時の対応手段の選択

航空機燃料火災への対応は，各消火手段に対して異なる要員で対応することから，準備完了したものから泡消火を開始する。

化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），泡混合器及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確保するための泡消火，要員の安全確保のための泡消火，航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），泡混合器及び放水砲による泡消火は，航空機燃料火災を約1,338 m^3／hの流量で消火する。

使用する水源について，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車は，防火水槽，消火栓（原水タンク）のうち，準備時間が短い消火栓（原水タンク）を優先する。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），泡混合器及び放水砲による泡消火の水源は，大流量の放水であるため海水を使用する。

1.12.2.3　その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉建屋からの水素の排出に関する手順は，「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順は，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の車両への燃料補給に関する手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.12－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	－	大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ホース 放水砲 ＳＡ用海水ピット取水塔 海水引込み管 ＳＡ用海水ピット 燃料給油設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	汚濁防止膜	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			放射性物質吸着材	自主対策設備	

※1　手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

第1.12－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ホース 放水砲 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 泡混合器 ＳＡ用海水ピット取水塔 海水引込み管 ＳＡ用海水ピット 燃料給油設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 消火栓（原水タンク） 防火水槽	自主対策設備	防火管理要領※2 重大事故等対策要領

※1　手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※2　消防法に基づく社内規程

第 1.12－2 表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／4）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1)　大気への放射性物質の拡散抑制 a．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制			
重大事故等対策要領	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	操作	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
		原子炉建屋周辺の放射線量率	モニタリング・ポスト 可搬型モニタリング・ポスト

監視計器一覧（2／4）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1)　大気への放射性物質の拡散抑制 b．ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み			
重大事故等対策要領	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	操作	－	

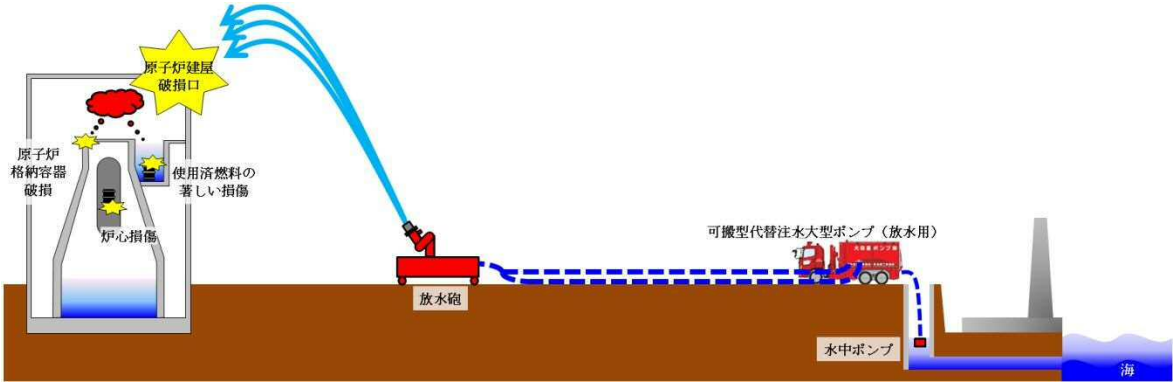
監視計器一覧（3／4）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2)　海洋への放射性物質の拡散抑制 ａ．汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制			
重大事故等対策要領	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	操作	－	

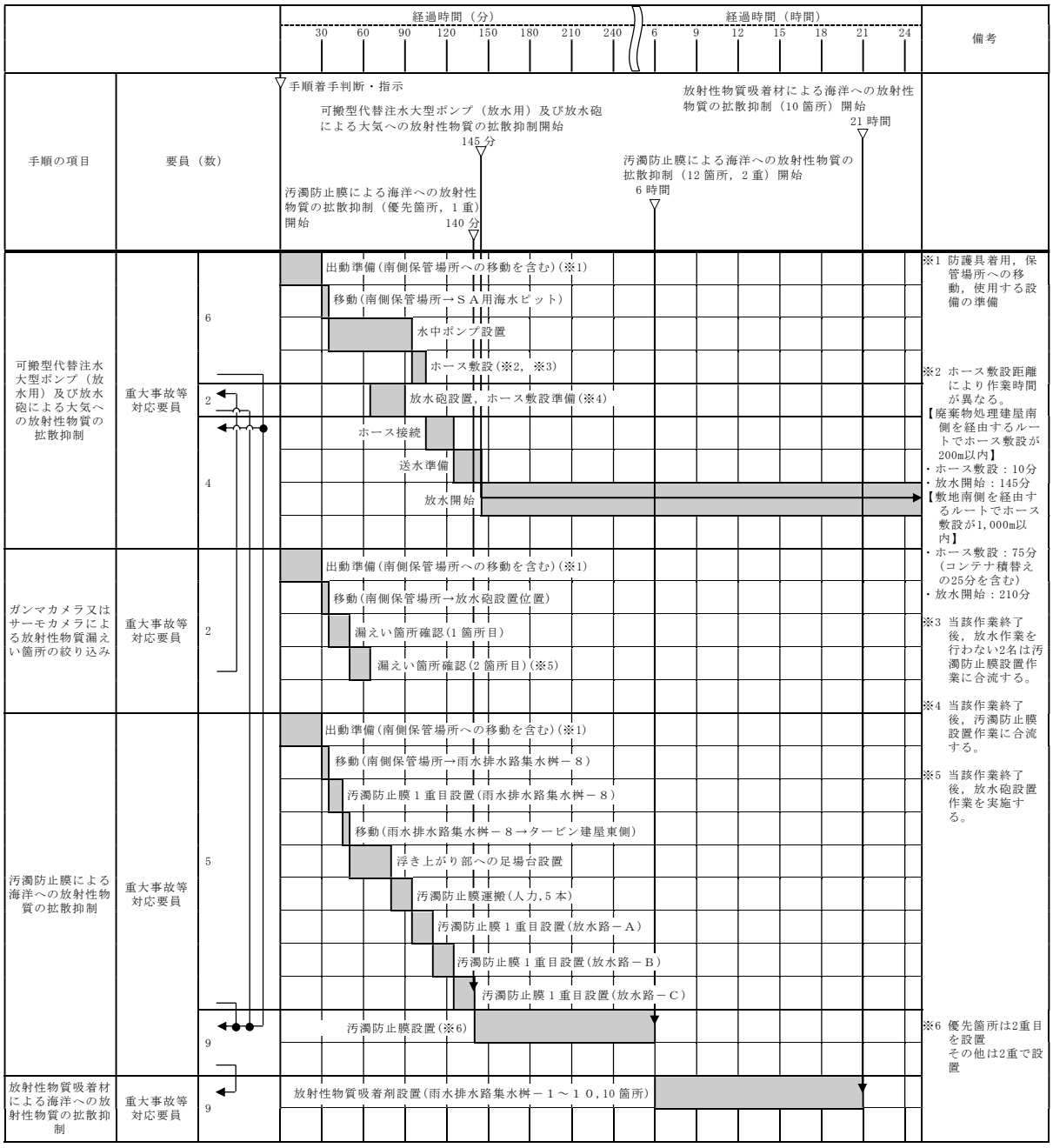
監視計器一覧（4／4）

<table>
<tr><th>手順書</th><th colspan="2">重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ（計器）</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等
(2)　海洋への放射性物質の拡散抑制
b．放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</td></tr>
<tr><td rowspan="5">重大事故等対策要領</td><td rowspan="4">判断基準</td><td>原子炉格納容器内の放射線量率</td><td>格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）
格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器内の温度</td><td>原子炉圧力容器温度</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器内の水位</td><td>原子炉水位（広帯域）
原子炉水位（燃料域）
原子炉水位（SA広帯域）
原子炉水位（SA燃料域）</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器への注水量</td><td>高圧代替注水系系統流量
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）
代替循環冷却系原子炉注水流量
原子炉隔離時冷却系系統流量
高圧炉心スプレイ系系統流量
残留熱除去系系統流量
低圧炉心スプレイ系系統流量</td></tr>
<tr><td>使用済燃料プールの監視</td><td>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）
使用済燃料プール温度（SA）
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
使用済燃料プール監視カメラ</td></tr>
<tr><td>操作</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順
(1)　初期対応における延焼防止処置
a．化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置</td></tr>
<tr><td rowspan="2">防火管理要領

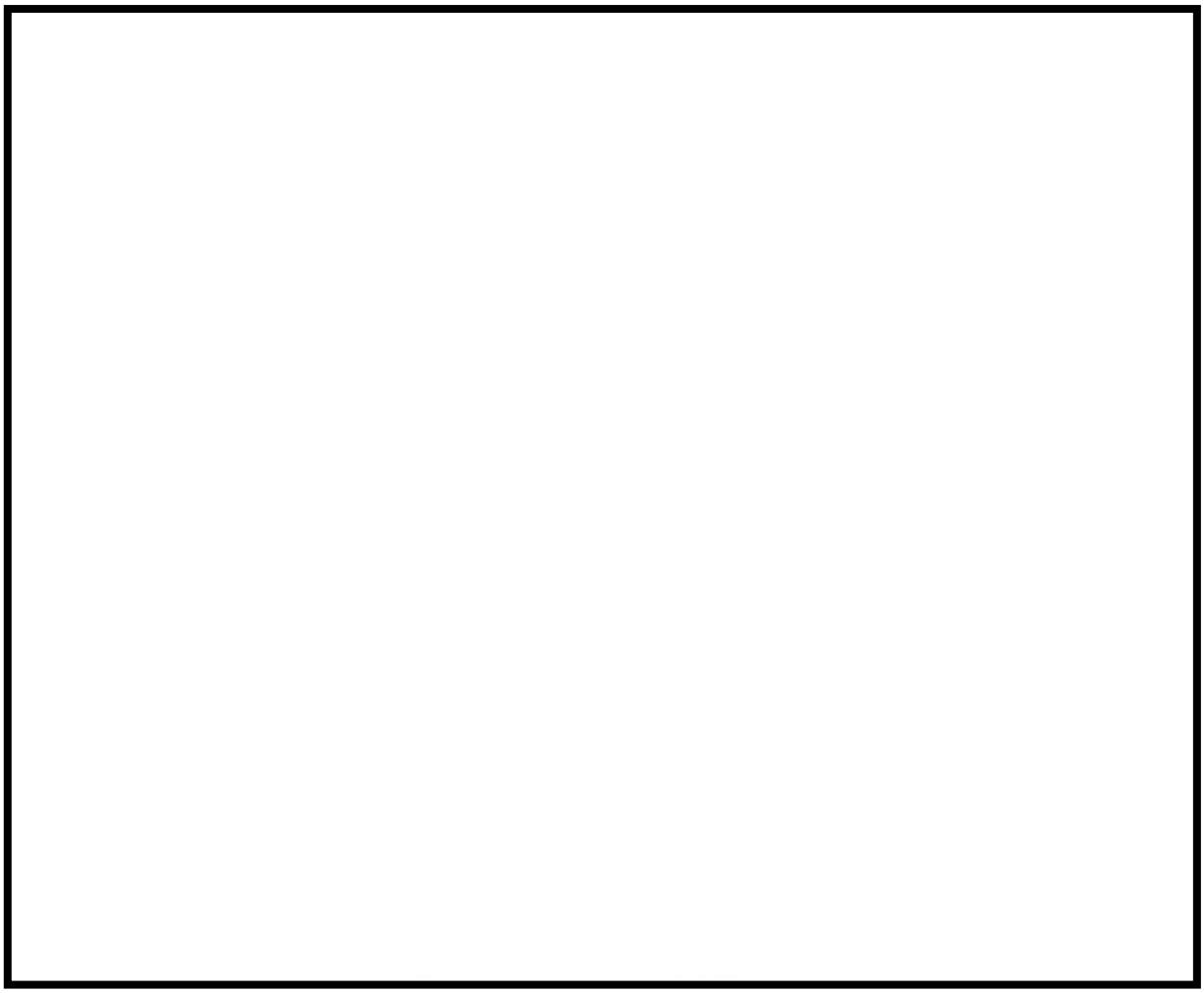
重大事故等対策要領</td><td>判断基準</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>操作</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順
(2)　航空機燃料火災への対応
a．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火</td></tr>
<tr><td rowspan="2">重大事故等対策要領</td><td>判断基準</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>操作</td><td colspan="2">－</td></tr>
</table>



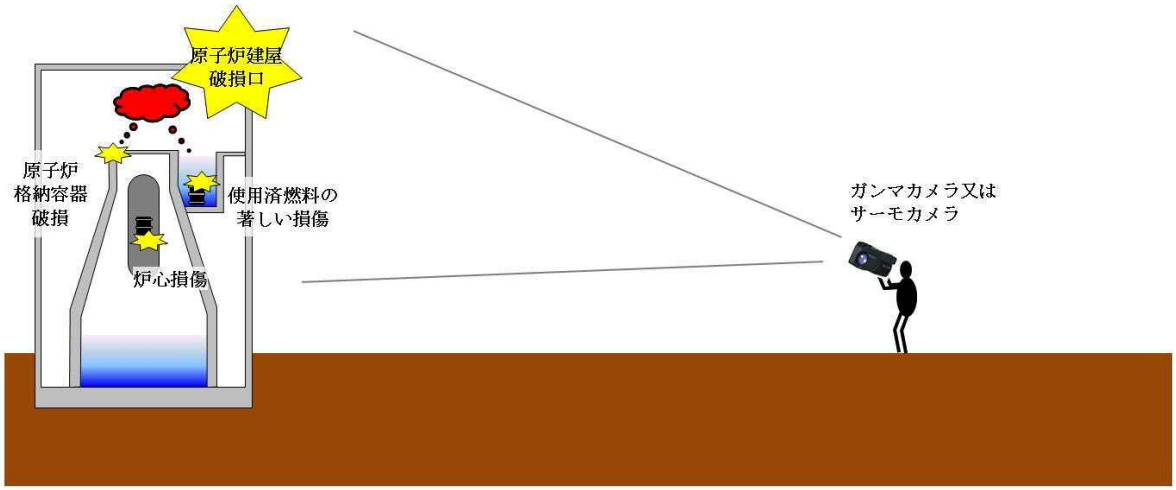
第1.12－1図　大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図



第1.12－2図　発電所外への放射性物質の拡散抑制タイムチャート



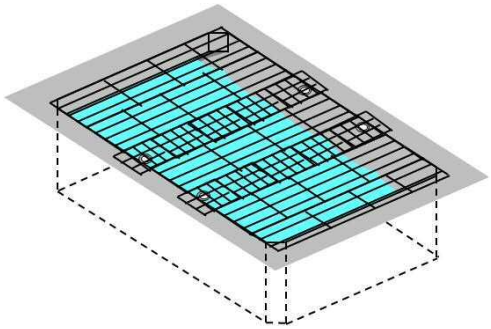
第 1.12－3 図　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置図（例）



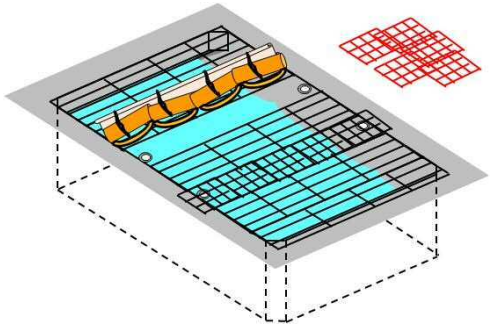
第 1.12－4 図　ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順の概要図

第 1.12－5 図　汚濁防止膜の設置位置図

Ⅰ

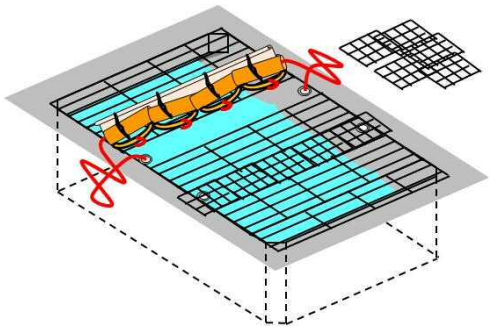


Ⅱ



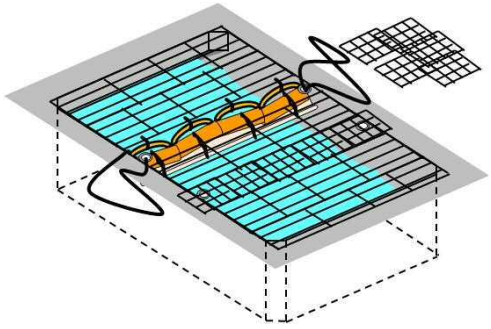
汚濁防止膜を設置する箇所のグレーチングを外し，脇に汚濁防止膜を置く。(②※)

Ⅲ



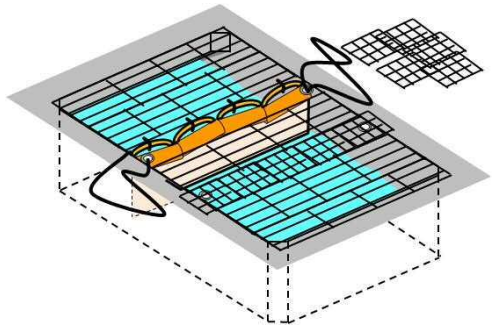
汚濁防止膜のフロート部とグレーチング，フロート両端部と固定金具をロープで固縛する。(③※)

Ⅳ



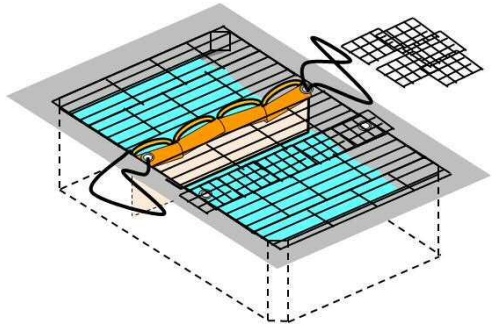
汚濁防止膜を転がして，雨水排水路集水桝等内に吊り下げる。(③※)

Ⅴ



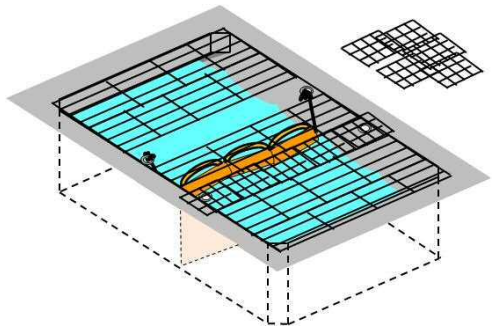
汚濁防止膜のカーテン部を固縛していたロープを外し，カーテンを開放する。(④※)

Ⅵ



汚濁防止膜のフロート部とグレーチングを固縛していたロープを外し，フロート両端部のロープで保持する。(⑤※)

Ⅶ



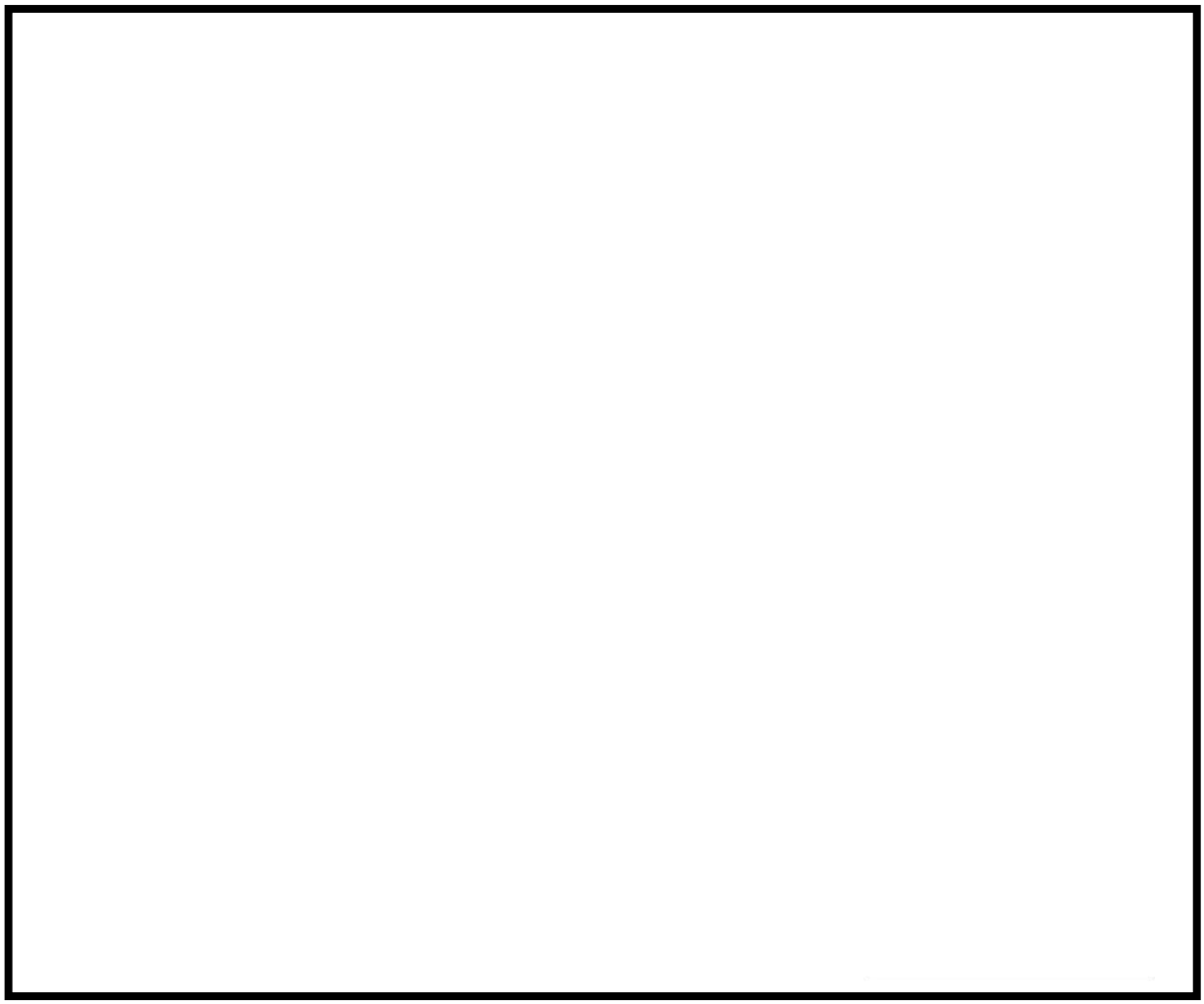
汚濁防止膜のフロート両端部に取り付けたロープを徐々に繰り出し，カーテン部のおもりを着底させ，汚濁防止膜を設置する。(⑤※)

Ⅷ

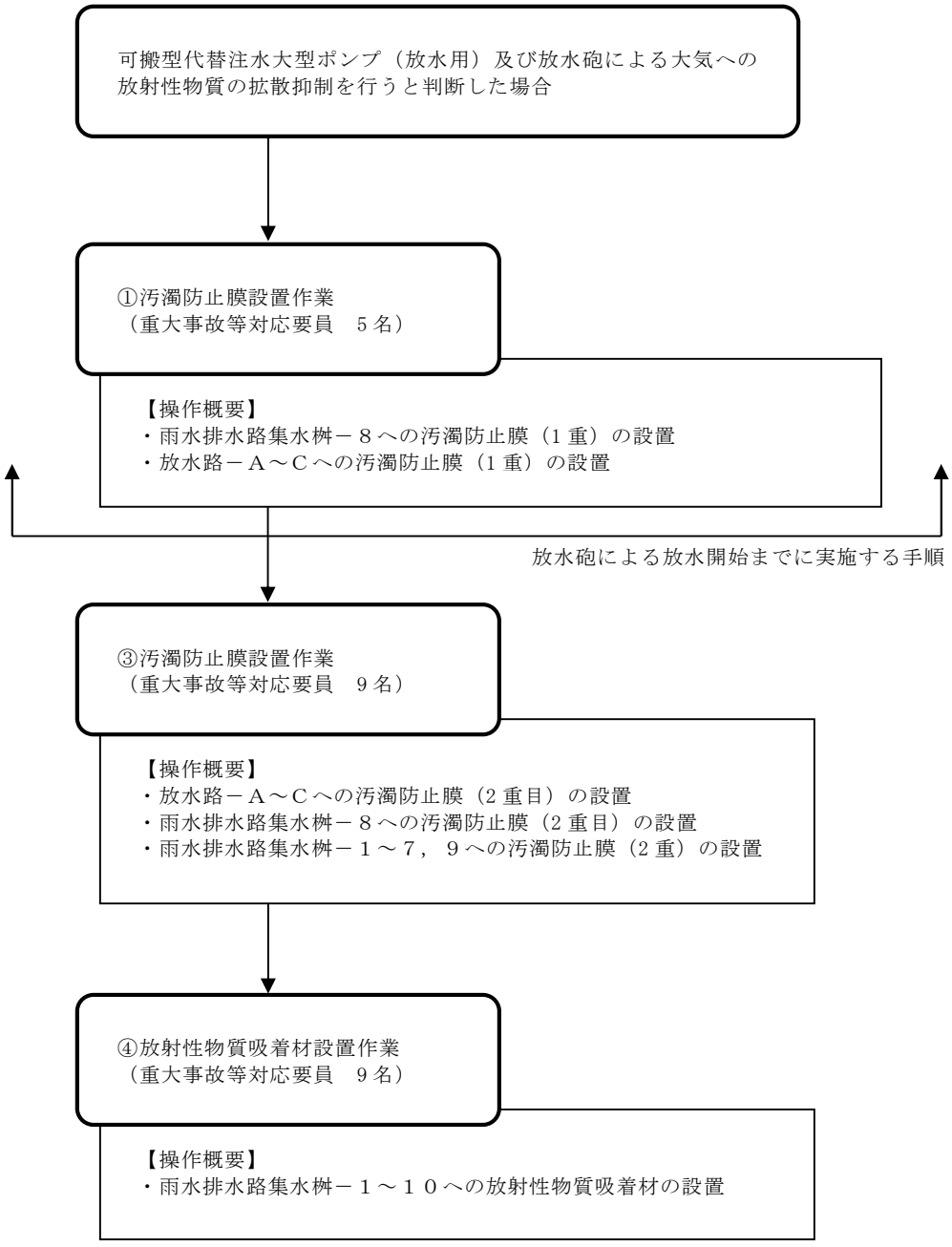
以降，同様の手順にて 2 重目の汚濁防止膜を設置する。(⑥※)

※　括弧内の丸数字は，本文記載の操作手順における番号を示す。

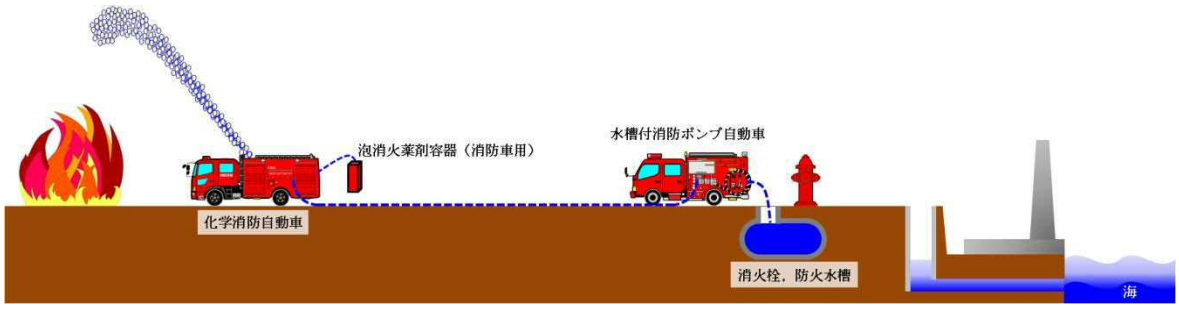
第 1.12－6 図　汚濁防止膜設置手順の概要図



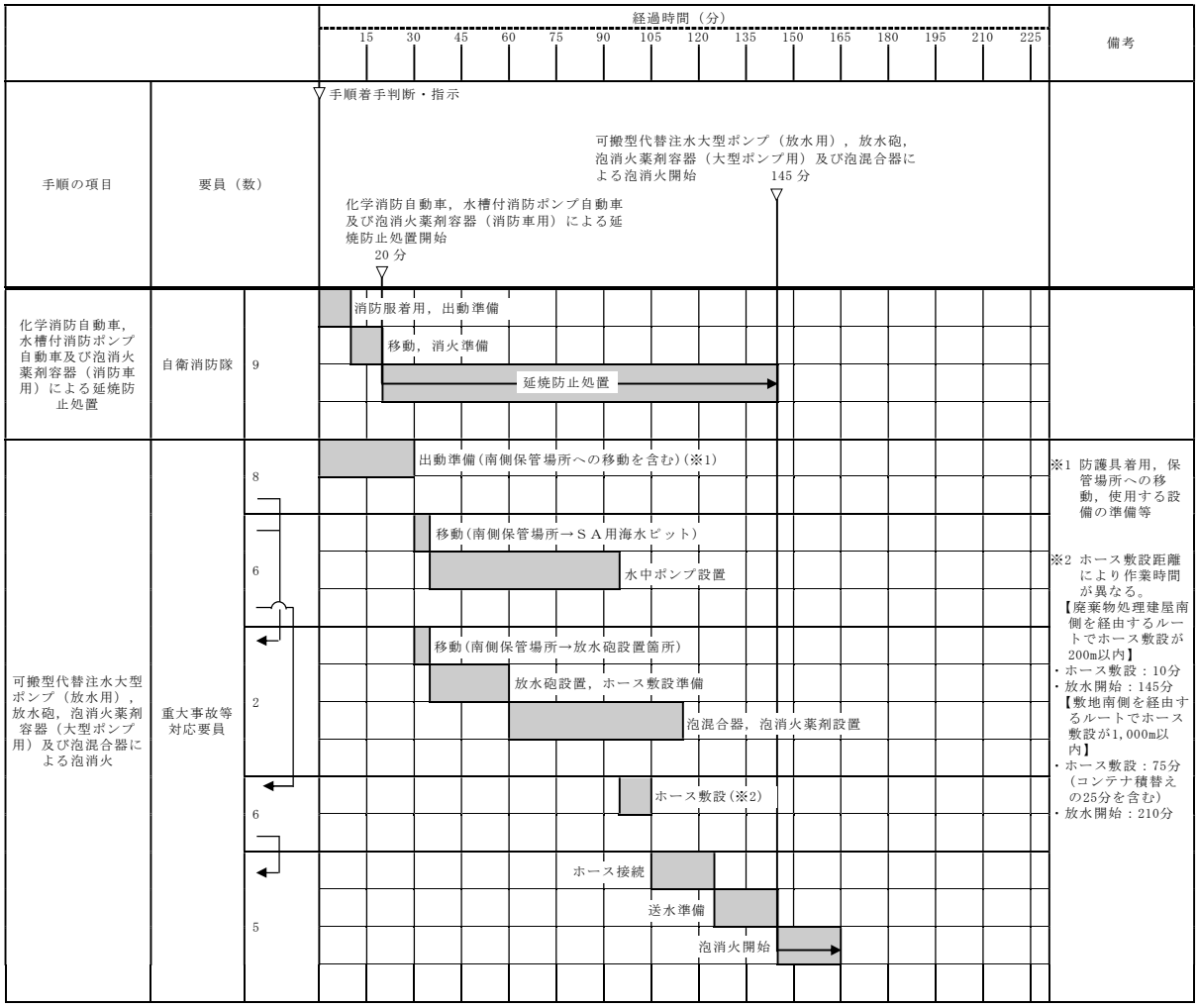
第 1.12－7 図　放射性物質吸着材の設置位置図



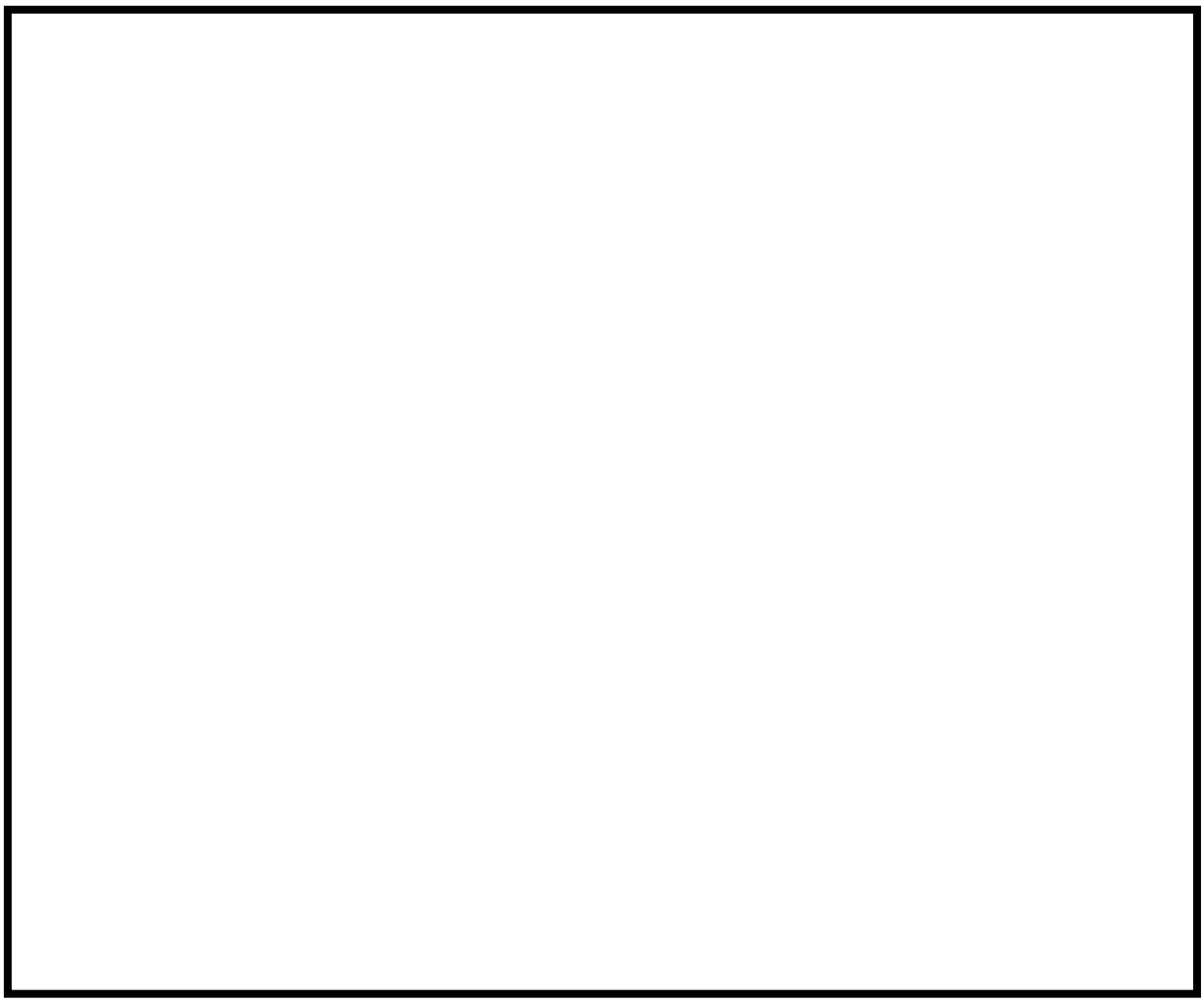
第 1.12－8 図　海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ



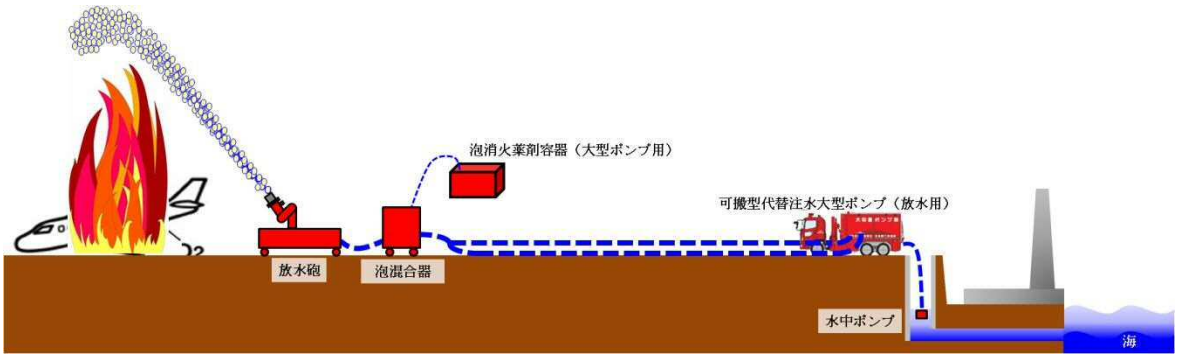
第1.12－9図　初期対応における延焼防止処置概要図



第1.12－10図　初期対応における延焼防止処置及び航空機燃料火災への泡消火タイムチャート



第1.12－11図　水利の配置図（初期対応における延焼防止処置）



第1.12－12図　航空機燃料火災への泡消火概要図

第 1.12－13 図　航空機燃料火災への泡消火に関するホース敷設ルート図(例)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／3）

技術的能力審査基準(1.12)	番号	設置許可基準規則(55 条)	技術基準規則(70 条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を施設しなければならない。	④
【解釈】 1　「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1　第５５条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1　第７０条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
a)　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。	②	a）原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。	a）原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。	⑤
		b）放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。	b）放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。	⑥
		c）放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。	c）放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。	⑦
		d）放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。	d）放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。	⑧
b)　海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。	③	e）海洋へ放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。	e）海洋へ放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。	⑨

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／3）

重大事故等対処設備					自主対策	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水 大型ポンプ（放水用）	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧	－	大気への放射性物質の拡散抑制	ガンマカメラ
	ホース	新設				
	放水砲	新設				サーモカメラ
	燃料給油設備	新設				
海洋への放射性物質の拡散抑制	汚濁防止膜	新設	① ③ ④ ⑨	－	海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材
－	－	－	－	－	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車
						水槽付消防ポンプ自動車
						泡消火薬剤容器 （消防車用）
						消火栓（原水タンク）
						防火水槽
航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水 大型ポンプ（放水用）	新設	① ④ ⑥ ⑦ ⑧	－	－	－
	ホース	新設				
	放水砲	新設				
	泡消火薬剤容器 （大型ポンプ用）	新設				
	泡混合器	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／3）

技術的能力審査基準(1.12)	適合方針
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，汚濁防止膜及び放射性物質吸着材により，発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。
【解釈】 1　「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－
a)　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。
b)　海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。	原子炉建屋に海水を放水することにより発生する放射性物質を含む汚染水を，汚濁防止膜を設置することにより，海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。

自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
ガンマカメラ	可搬	－	－	－	1台
サーモカメラ	可搬	－	－	－	1台
放射性物質吸着材	可搬	－	－	－	1式
化学消防自動車	可搬	－	$168m^3$／h	85m	2台
水槽付消防ポンプ自動車	可搬	－	$168m^3$／h	85m	2台
泡消火薬剤容器（消防車用）	可搬	－	20L	－	60個
消火栓（原水タンク）	常設	C	$372m^3$（原水タンク）	－	1個
防火水槽	常設	－	$40m^3$	－	5個

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

1. 操作概要

放射性物質放出箇所（原子炉建屋の破損口）付近に放水砲を配置するとともに，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺に配備し，水中ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から放水砲まで送水するためのホース等を設置し，接続する。放水砲の噴射ノズルを放射性物質放出箇所に向けて調整した後，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行った後に，放水操作により放射性物質放出箇所へ海水をスプレイする。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：準備 8 名（重大事故等対応要員），
　　拡散抑制時 4 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：145 分（ホース約 200m を敷設した場合の時間であり，敷設長さにより変わる）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

4.　操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作 業 性：可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）からのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

水中ポンプの設置は，クレーン装置により吊り降ろすため容易に設置可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

車両の作業用照明拡大

水中ポンプ

ホース

ホースの敷設状況

水中ポンプの設置状況

放水砲による放水（直状放射）

放水砲による放水（噴霧放射）

仰角 60° での放水状況（直状放射、ジブクレーン高さ：約 30m）

直状放射した際の到達点での状態

添付資料 1.12.4

放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

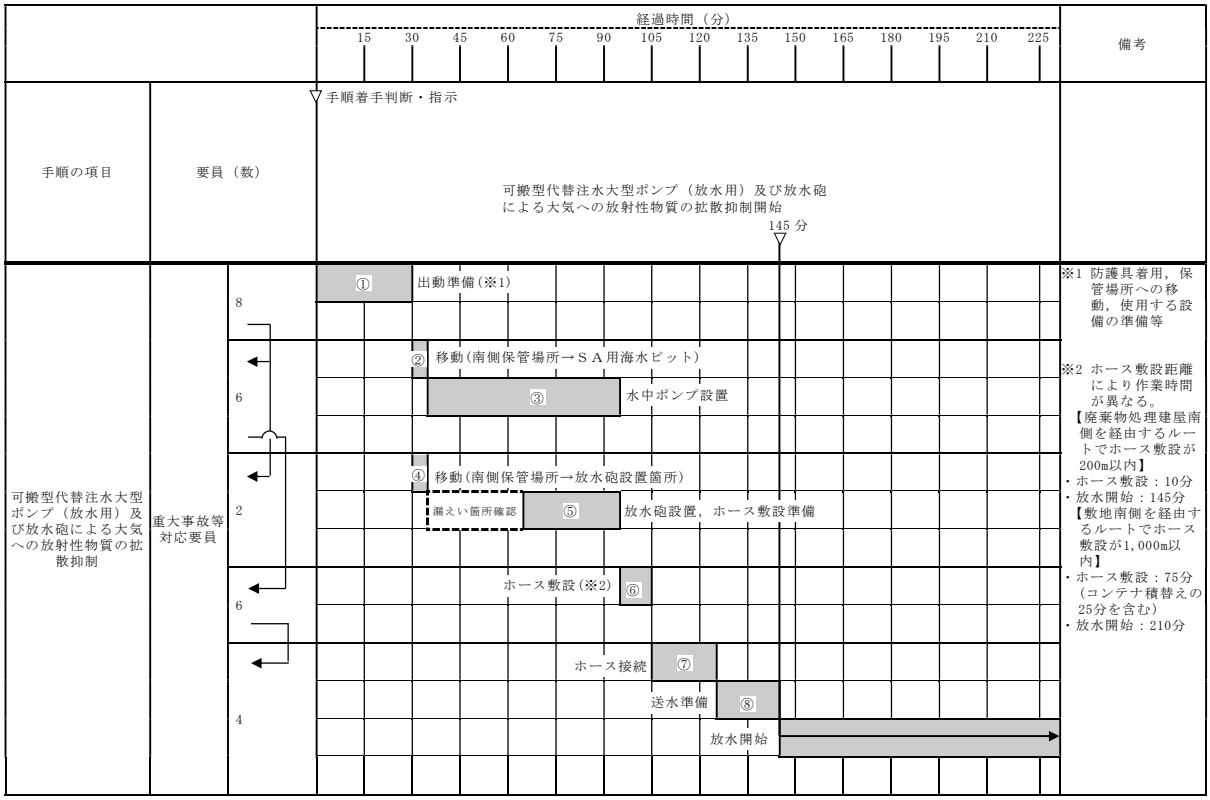
1. はじめに

「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」のうち，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については，ホース敷設時間により，短いケースで 145 分，長いケースで 210 分での対応を想定している。

以下にその詳細を説明する。

(1) 全体の作業時間について

第 1 図に可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制のタイムチャートを示す。



第 1 図　大気への放射性物質の拡散抑制　タイムチャート（145 分ケース）

第 1 図に示す作業の想定時間は第 1 表のとおりである。

第1表　個別作業の概要及び想定時間

（ホース敷設距離を最短ルートである200m※とした場合）

	作業名	想定時間	備考
①	出動準備	30分	a.防護具着用：13分（訓練実績） b.緊急時対策所から南側保管場所までの移動距離は約300mで，徒歩での移動速度を4km／hと想定している。 0.3km÷4km／h＝4.5分≒5分 c.車両使用前点検：10分（想定） a＋b＋c＝28分≒30分
②	移動	5分	南側保管場所から廃棄物処理建屋南側を経由して取水箇所（ＳＡ用海水ピット）までの移動距離は約700mで，車両の移動速度は10km／hと想定している。 0.7km÷10km／h＝4.2分≒5分 移動する車両は2台 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）：1台 ・ホース展張車（放水用）：1台
③	水中ポンプ設置	60分 （6名）	6名の作業内容 図2　水中ポンプ設置のタイムチャート参照
④	移動	5分	南側保管場所から放水砲設置位置（原子炉建屋南側）までの移動距離は約600mで，車両の移動速度は10km／hと想定している。 0.6km÷10km／h＝3.6分≒5分 移動する車両は1台 ・放水砲／泡消火薬剤運搬車：1台
⑤	放水砲設置， ホース敷設準備	25分 （2名）	a.放水砲設置：5分（訓練実績） b.放水砲設置位置から取水箇所までの移動距離は約200mで，車両の移動速度は10km／hと想定している。 0.2km÷10km／h＝1.2分≒5分 c.ホース敷設準備：5分（訓練実績） a＋b＋c＝15分 a，cの作業については過度な気象条件下での作業効率低下（20%）をそれぞれ考慮し a’：5分×1.2＝6分≒10分 c’：5分×1.2＝6分≒10分 よって，a’＋b＋c’＝25分
⑥	ホース敷設	10分 （6名） ［200m分］	6名の内訳 ・指揮者：1名 ・ホース展張車（放水用）運転：1名 ・ホース敷設：4名（ホースの敷設状況（ねじれ等のないこと等）の確認・調整） ホース敷設の訓練実績：100m／5分 身体的に負担の掛かる作業ではないため，過度な気象条件下での作業効率低下（20%）は考慮しない。 200m÷(100m／5分)＝10分
⑦	ホース接続	20分 （4名）	ホース接続の訓練実績：15分 過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し， 15分×1.2＝18分≒20分
⑧	送水準備	20分 （4名）	訓練実績より a.ホース接続確認：10分 b.ホース水張り：10分 身体的に負担の掛かる作業ではないため，過度な気象条件下での作業効率低下（20%）は考慮しない。 a＋b＝20分

※　最短ルート（200m）は，水源をＳＡ用海水ピット，放水砲設置位置を原子炉建屋南側エリアとし，廃棄物処理建屋南側を経由した場合の敷設距離

項目		対応要員	経過時間（分） 10 20 30 40 50 60
水中ポンプ設置	ポンプ車の準備（取水ホース用意，吸込側ホース架台設置，クレーン準備等）（※1）	A,B,C,D,E,F	
	水中ポンプ引出（1個目）（※2）	A,B,C	
	ＳＡ用海水ピット蓋開放（1個目）	D,E,F	
	水中ポンプ投入（1個目）（※3）	A,B,C,D,E,F	
	水中ポンプ引出（2個目）（※2）	A,B,C	
	ＳＡ用海水ピット蓋開放（2個目）	D,E,F	
	水中ポンプ投入（2個目）（※3）	A,B,C,D,E,F	

※1　ポンプ車の準備：5分（訓練実績）
　　過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し，5分×1.2＝6分≒10分
※2　水中ポンプ引出：10分（訓練実績）
　　過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し，10分×1.2＝12分≒15分
※3　水中ポンプ投入：5分（訓練実績）
　　過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し，5分×1.2＝6分≒10分
よって，水中ポンプ設置作業は，訓練実績では5分＋10分＋5分＋10分＋5分＝35分で実施可能であるが，過度な気象条件下での作業効率低下を考慮し，保守的に，60分と想定している。

第2図　水中ポンプ設置のタイムチャート

以上のとおり作業時間を想定しており，第1表に示す①～⑧作業（④，⑤は除く※）の合計145分と想定している。

※ ④と⑤の作業は，第1図のとおり，②と③の作業と並行で実施するため合計時間に影響しない。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については，敷設するホースの長さにより作業時間が145分～210分となる。

この点について以下に説明する。

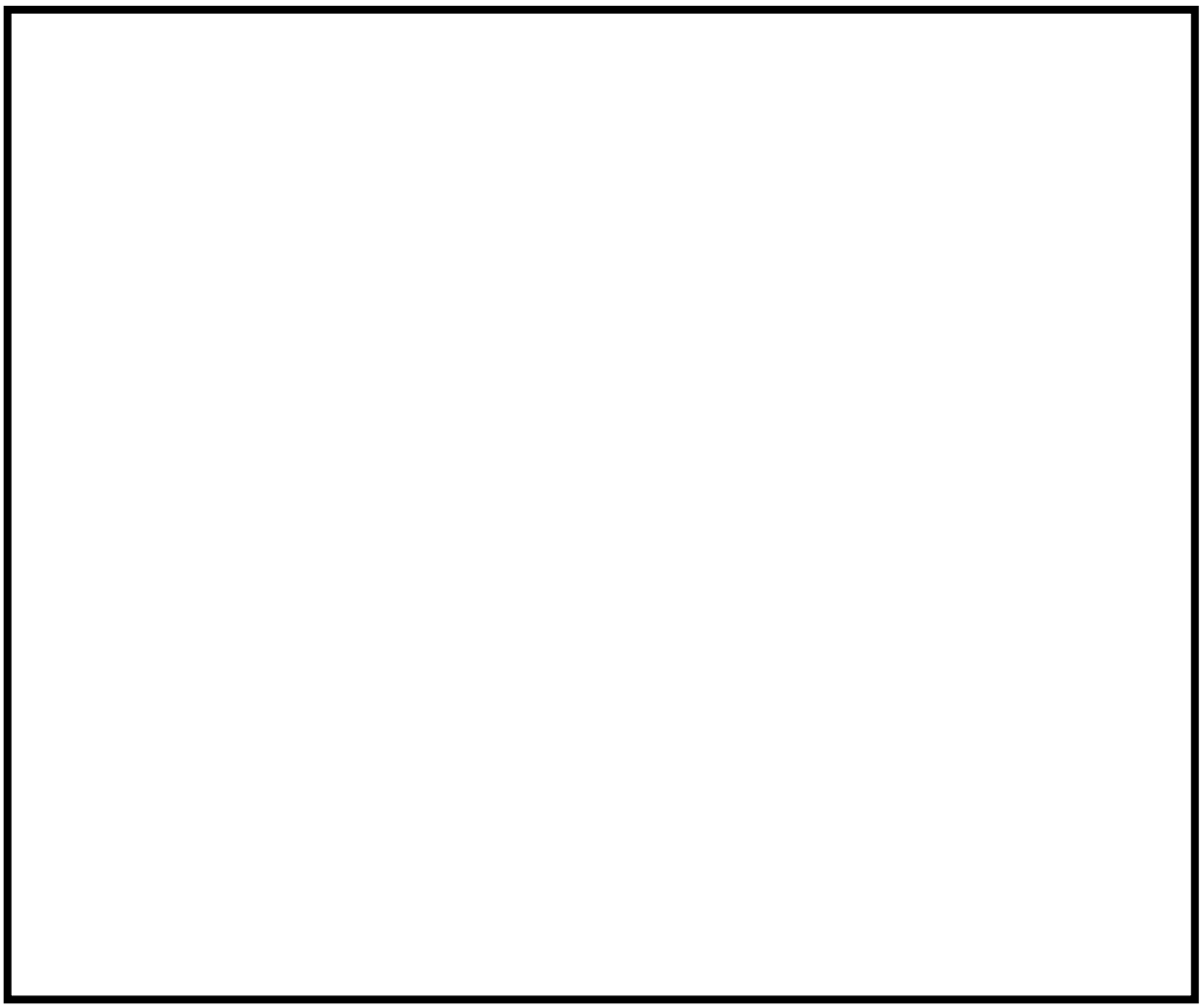
ホースはホース展張車（放水用）1台につき，600m分積載することができる。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制では，このホースを2条引きにして敷設することから，ホース展張車（放水用）1台分で300mのホース敷設ができる。

ホース展張車（放水用）は2台使用できるため，ホース敷設距離が600m以内の場合はホース敷設のみで作業を完了させることができるが，ホース敷設距離が600mを超える場合は，保管場所でホースコンテナを積替える作業が発生する。ホースコンテナ積替えに要する時間は，25 分と想定している。

ホース敷設に要する時間は，今までの訓練実績より，100m分の敷設に5分の作業時間を想定している。

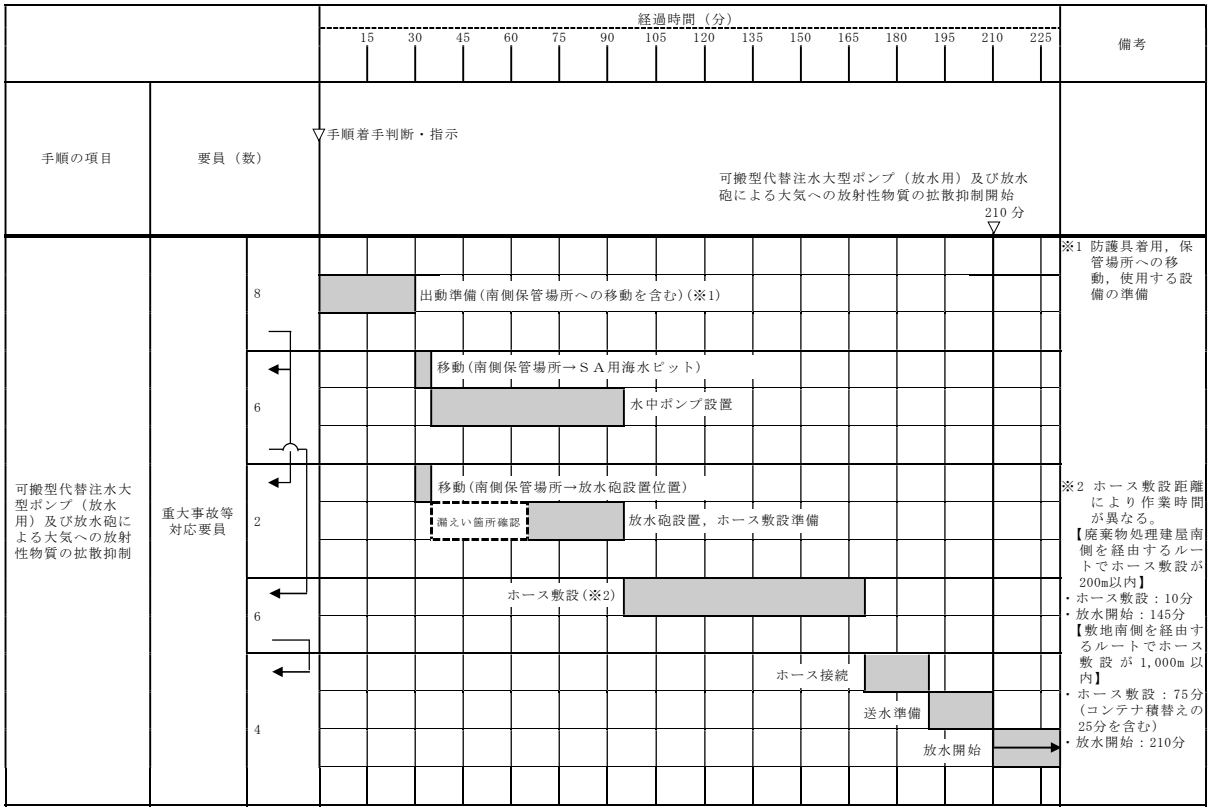
防潮堤内の海水取水箇所から原子炉建屋周辺の放水砲設置位置までのホース敷設距離は，複数ルートを想定（第3図参照）すると約200m～約1,000mであり，ホース敷設に要する時間は10分（200m以内）から50分＋25分＝75分（1,000m以内）となる。

ホース敷設ルートは，そのときの現場の状況で敷設に支障がない場合は，敷設時間が短くなるルートを選択することとしており，実際に要する時間としては145分が基本ケースとなる。



第 3 図　海水取水箇所と放水砲設置位置間のホース敷設ルート

ホース敷設距離が長い場合（約 1,000m の場合），全体の作業時間は 210 分となる。（第 4 図）



第 4 図　タイムチャート（ホース敷設距離が約 1,000m のケース）

(2)　今後の作業時間短縮に向けた取り組みについて

現在は本作業にかかる時間を 145 分としているが，今後も

・実設備での訓練の習熟による作業時間の短縮

・水中ポンプの現場での実証（東海港で類似のポンプを利用した訓練を繰り返しているが，ＳＡ用海水ピットへの設置を想定した場合，水中ポンプ投入箇所の全周に要員を配置できることから，作業効率が上がり，時間短縮が期待できる)。

・ホース接続工具の見直し（汎用工具から専用工具へ見直し）によるホース接続時間の短縮。

など，訓練や運用の改善を今後も行うことで作業時間全体の短縮に向けた取り組みを行っていく。

(3)　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の作業時間と成立性について

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質拡散抑制の手順は，有効性評価で想定する作業がないことから有効性評価への影響はない。

また，「技術的能力 1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の手順着手の判断基準として，「炉心損傷を判断※1 した場合において，あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合」としていることから，放射性物質拡散抑制開始に余裕をもって準備に着手する手順としている。

※1　格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率

の10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

放水砲の設置位置及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への消火活動の具体的な対応例

ａ．放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれがある場合は，放水砲を使用する。

・原子炉格納容器への注水及びスプレイが，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量又は低圧代替注水系格納容器下部注水流量により確認できず，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合

・原子炉建屋水素濃度が 2.0vol％に到達した場合，原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず，原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより，ブローアウトパネル強制開放装置の操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブローアウトパネル閉止装置使用後については，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部）を開放する場合

・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレイが実施できない場合又は使用済燃料プールスプレイを実施しても水位が維持できない場合

・プラントの異常によるモニタリング・ポスト等の指示値の有意な変動※の確認により，原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損があると判断した場合

・航空機燃料火災が発生した場合

※　「技術的能力 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」における緊急時対策所の加圧操作着手の判断基準のうち，「緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリング・ポストが重大事故により指示値が 20mSv／h となった場合」と同等又はそれを上回る状況を想定する。

b．放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，大気への放射性物質の拡散抑制の場合はあらかじめ設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，災害対策本部長代理が総合的に判断して，適切な位置からの放水を重大事故等対応要員へ指示する。

また，消火活動の場合は，火災の状況（アクセスルート含む）等を勘案し，設置位置を確保した上で，適切な位置から放水する。

c．放水砲の設置位置と原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋中心から約 80m の範囲内に放水砲を仰角 65°（泡消火放水の場合は，原子炉建屋中心から約 50m の範囲内に放水砲を仰角 75°）で設置すれば，原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができるこ

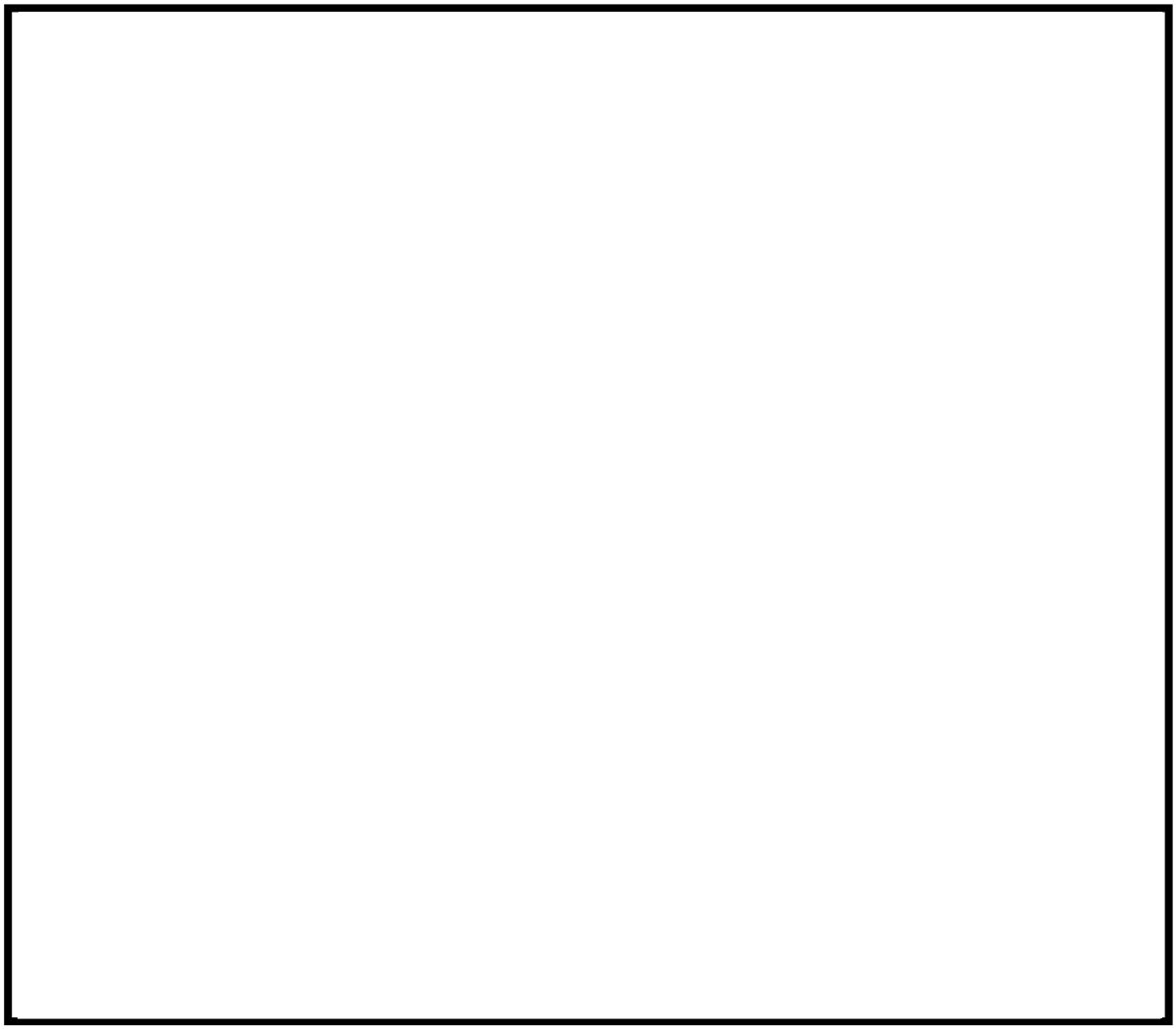
とから，原子炉格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

また，海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに，ホースの敷設ルートについても，その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数の敷設ルートを確保し，複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

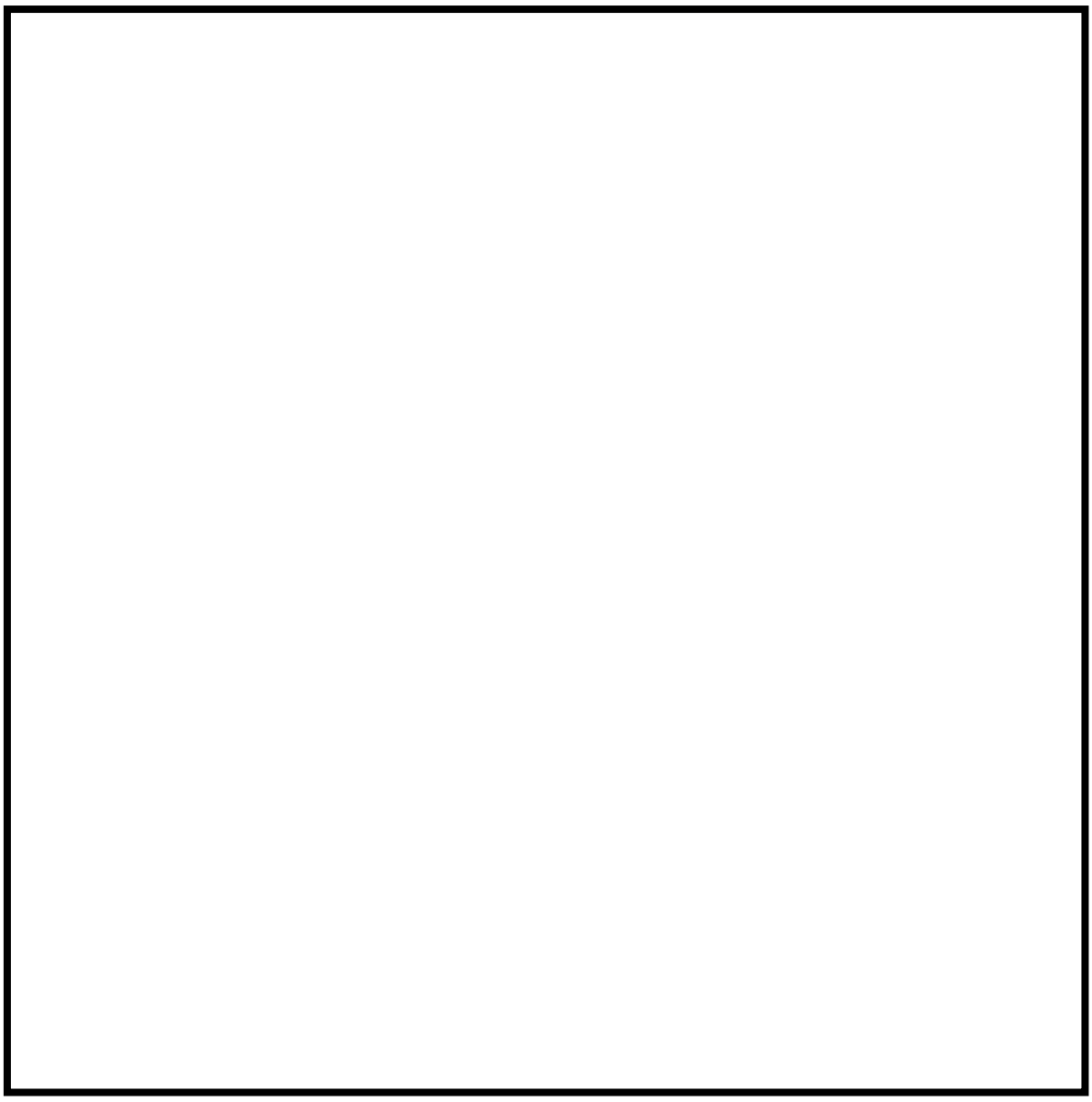
なお，大気への放射性物質の拡散抑制の場合は，放射性物質を含む汚染水が一般排水路を通って雨水排水路集水桝から海へ流れることを想定し，汚濁防止膜を設置することにより海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

2.　放水砲の設置位置について

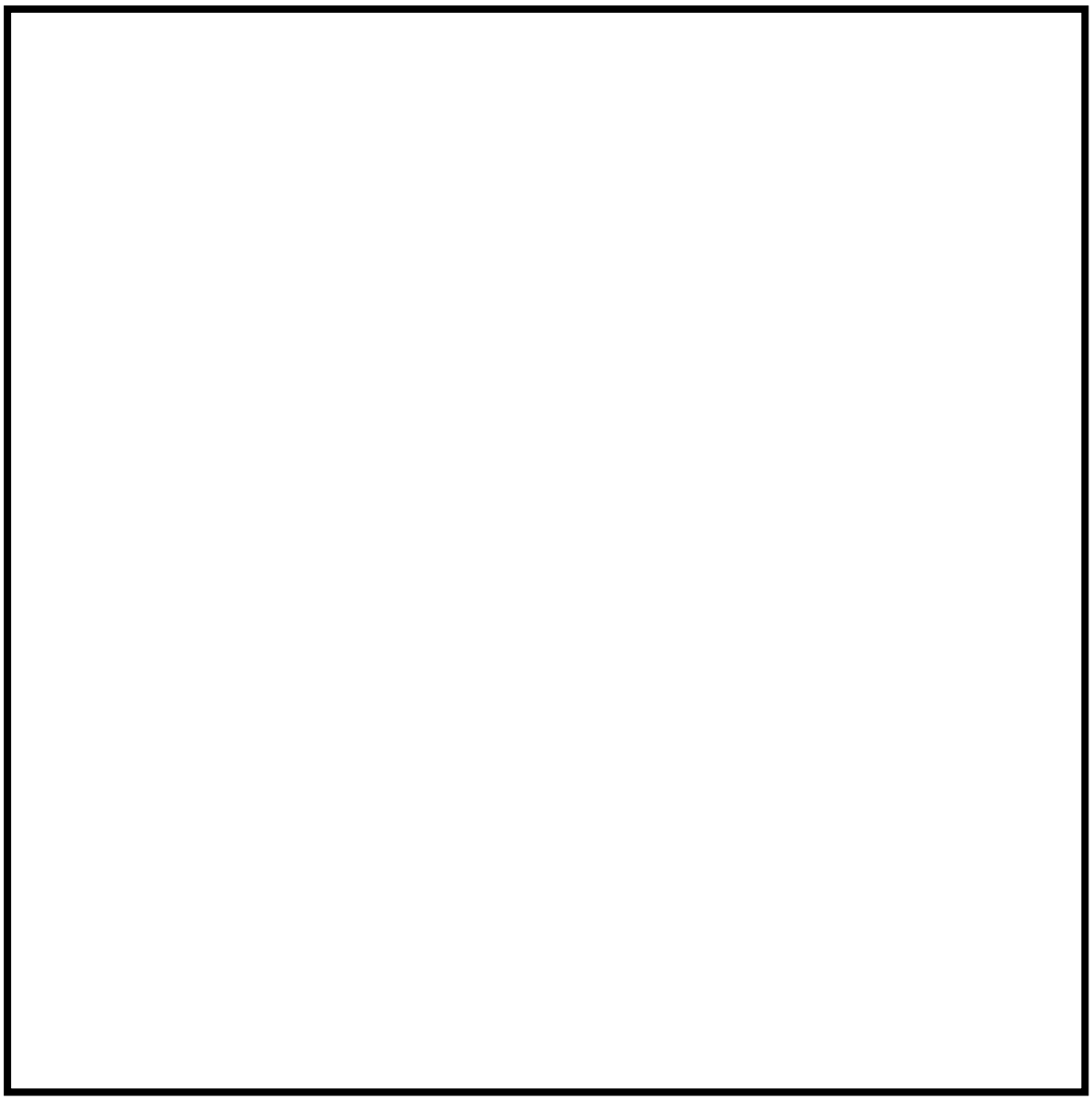
（1）　海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合



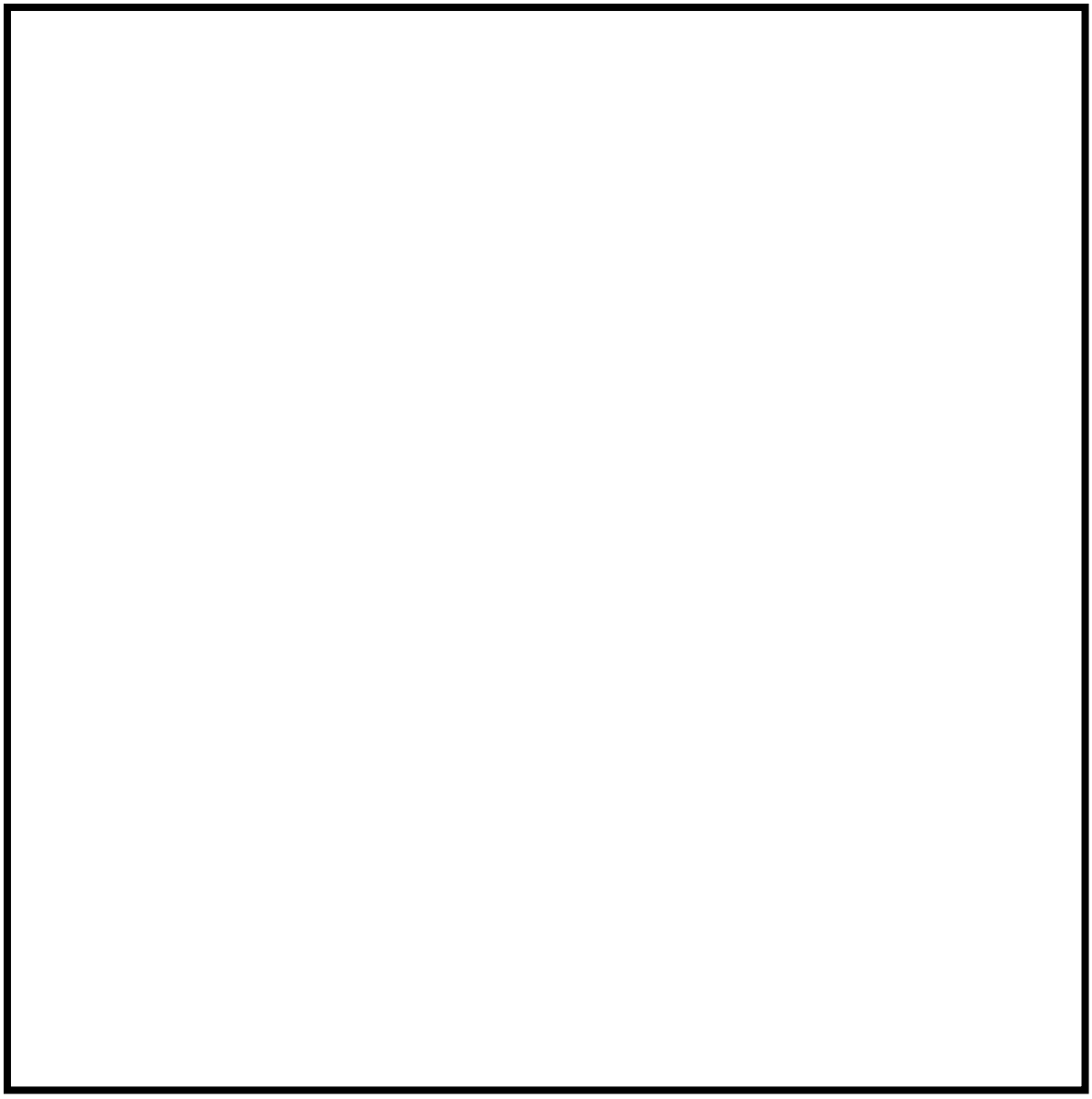
第 1 図　放水砲設置位置（海水放水の場合）



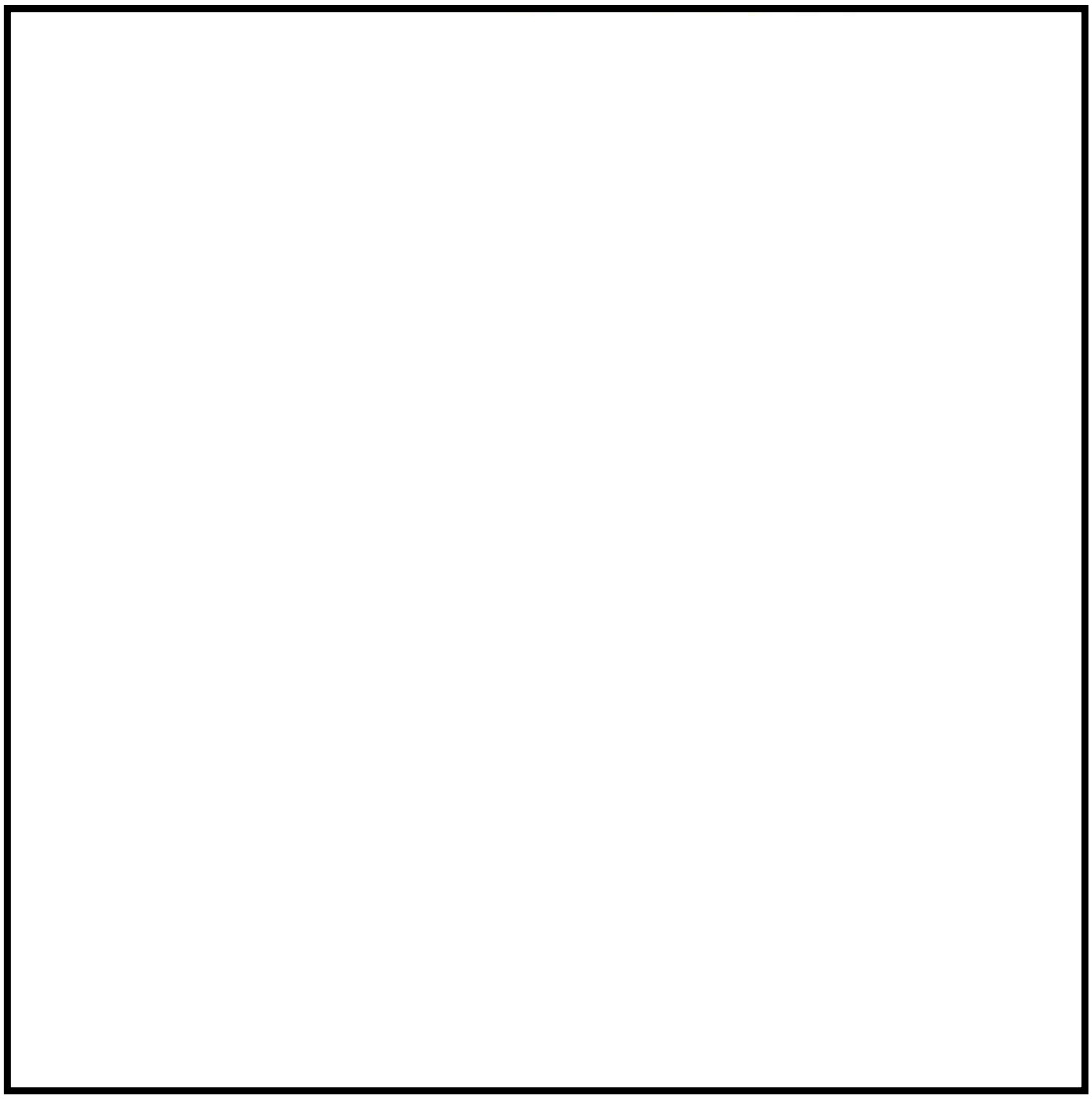
第２図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ａからの場合）



第3図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｂからの場合）

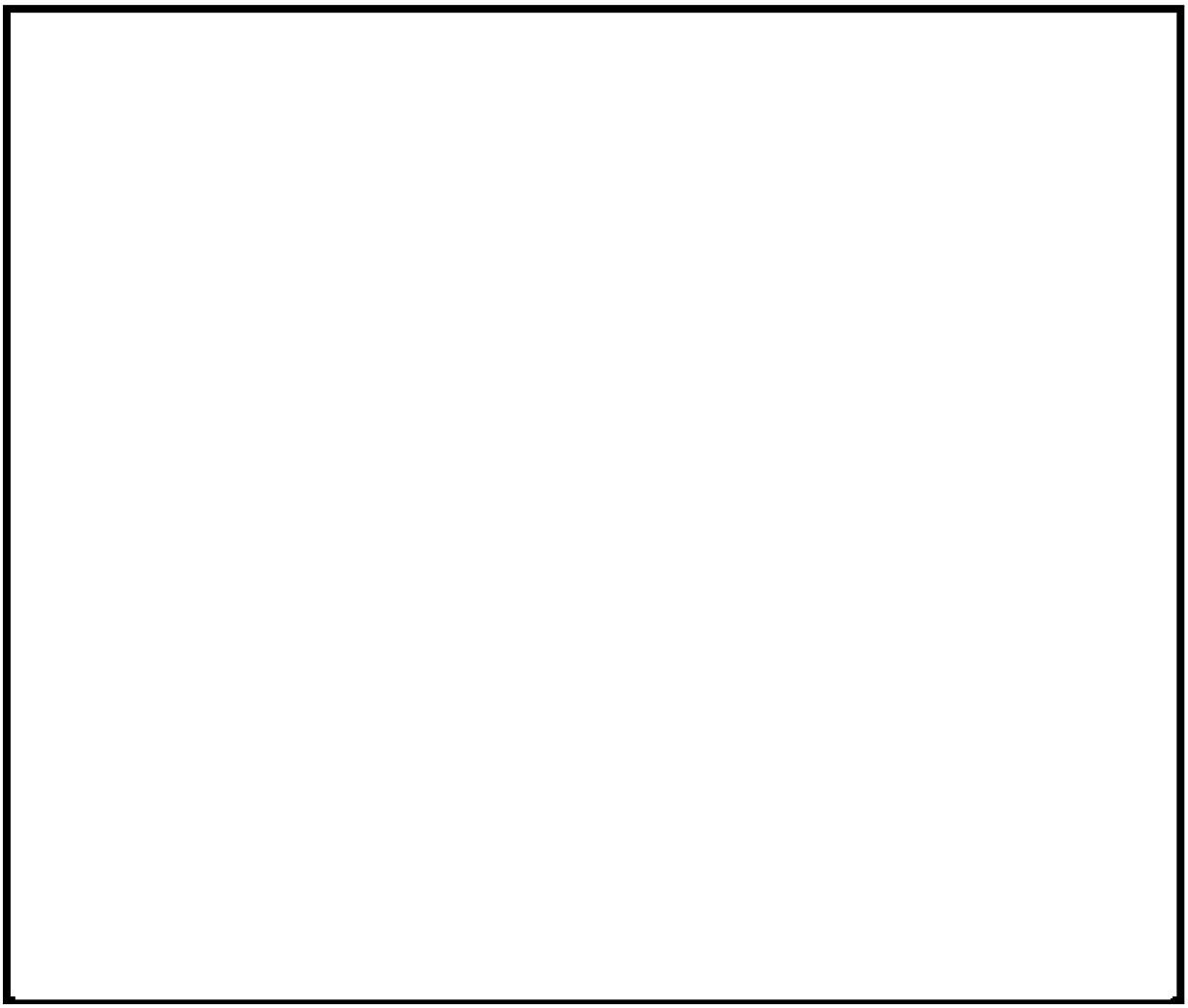


第４図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｃからの場合）

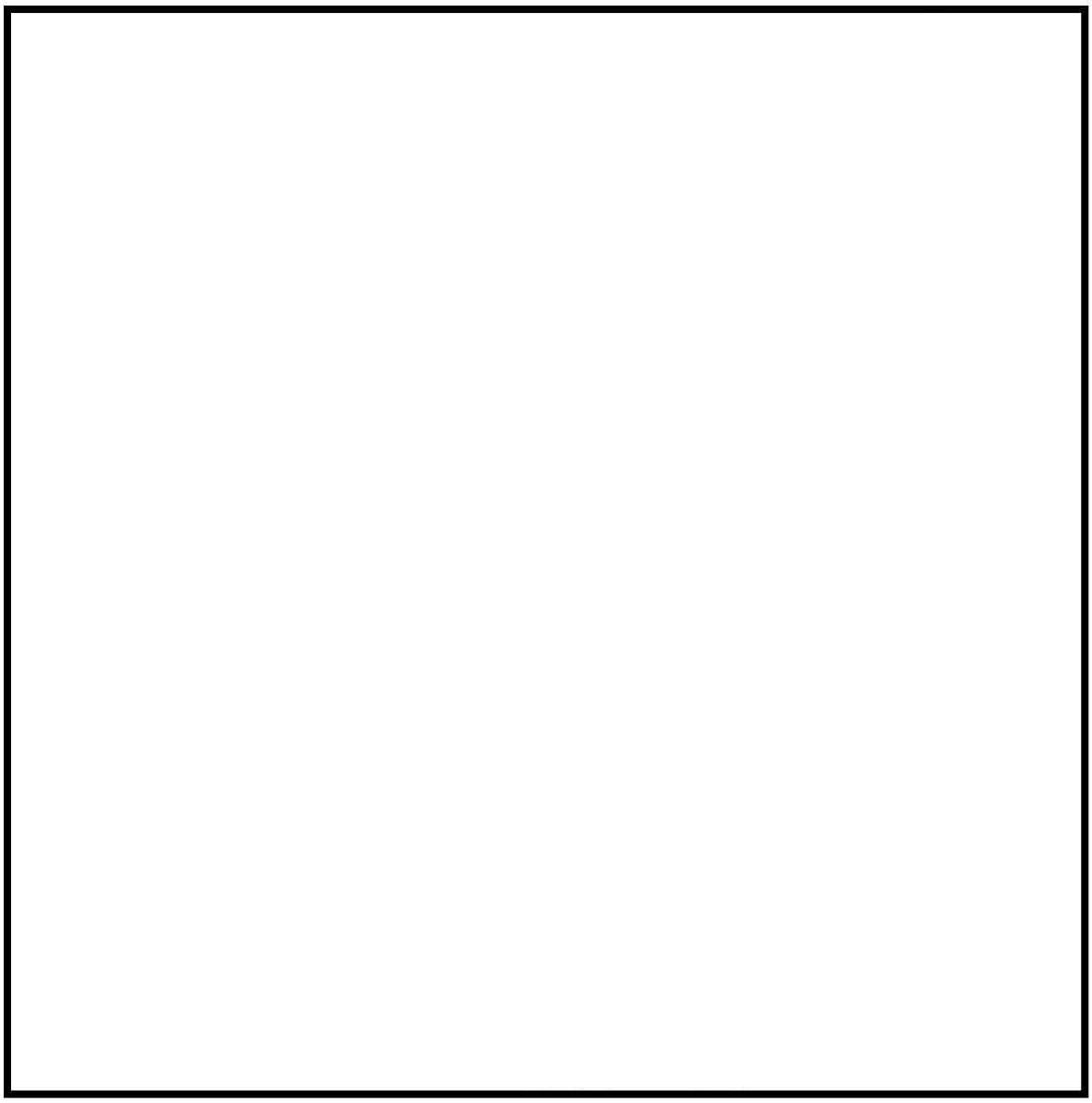


第５図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｄからの場合）

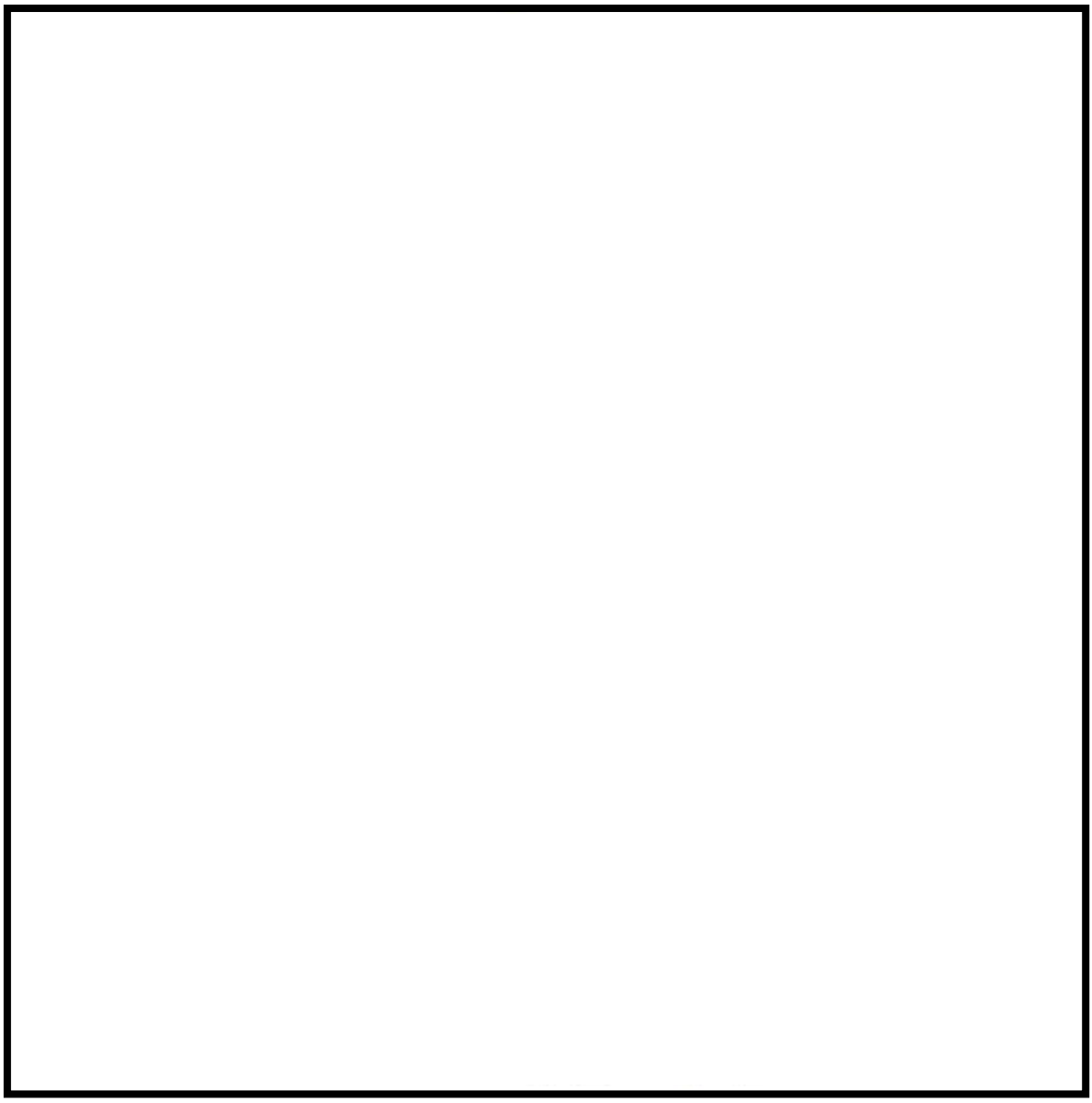
(2)　泡消火放水（航空機燃料火災）の場合



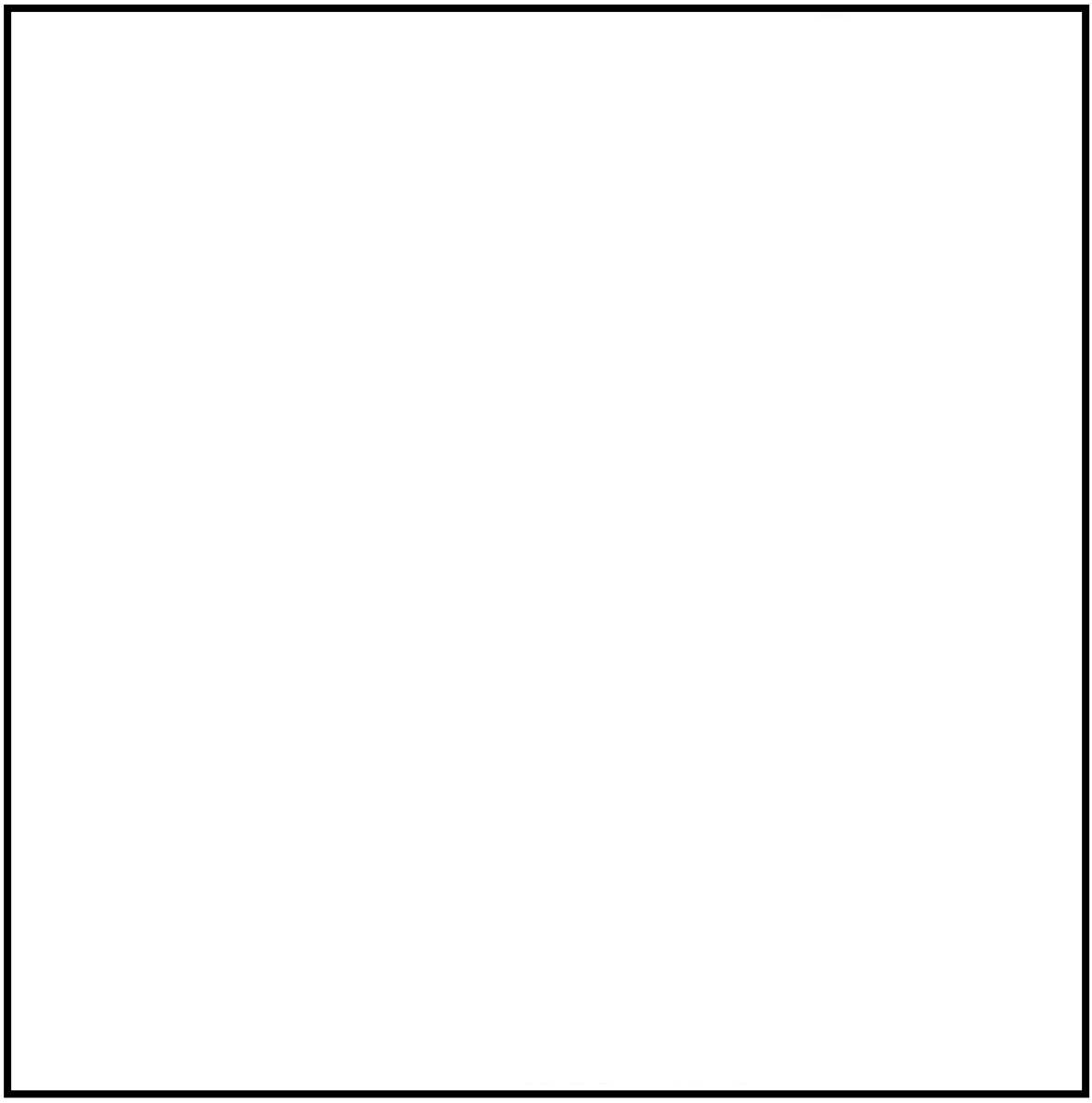
第 6 図　放水砲設置位置（泡消火放水の場合）



第 7 図　射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Ｅからの場合）



第８図　射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Ｆからの場合）



第９図　射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Ｇからの場合）

3.　放水砲の放射方法について

放水砲の放射方法としては，噴射ノズルを調整することで直状放射と噴霧放射の切替えが可能であり，直状放射はより遠くまで放水できるが，噴霧放射は直状放射よりも，より細かい水滴径が期待できる。

放射性プルーム放出時には，放水砲により放水した水により，放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが，微粒子状の放射性物質の粒子径は，0.1μm～0.5μm と考えられ，この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は，水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径 0.3mmφ 前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり，噴霧放射を活用することで，その衝突作用に期待できる。また，水滴と微粒子の相対速度を大きくし，水の流量を大きくすることで，除去効果の増大が期待できる。

したがって，プルーム放出時の放水砲の放射方法としては，以下のとおりとする。

(1)　原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

原子炉建屋損壊部に向けて放水し，噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。

(2)　原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

原子炉建屋の中央に向けて放水する。

なお，直状放射でしか届かない場合においても，到達点では霧状になっていることから（第 10 図参照），放射性物質の除去に期待できる。

全景

到達点での状態

第 10 図　直状放射による放水（放水訓練）

ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

1. 操作概要

重大事故等により，原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に，原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し，大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため，ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し，放射性物質漏えい箇所を絞り込みを行う。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：2 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：30 分（手順着手から 65 分）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

4. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋及びゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作 業 性：ガンマカメラ又はサーモカメラの設置は，市販の三脚を利用して原子炉建屋が見通せる箇所に設置するだけの作業であり，容易に実施可能である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型及び携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機及びＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

1. 操作概要

重大事故等により，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合，又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気への放射性物質の拡散抑制を行う際，放射性物質を含む汚染水が流出する雨水排水路集水桝－１～９及び放水路－Ａ～Ｃ（計 12 箇所）に，汚濁防止膜を 2 重に設置する（放水した汚染水が直接流れ込む雨水排水路集水桝－８及び放水路－Ａ～Ｃの 4 箇所に 1 重目を優先して設置する）。

2. 作業場所

屋外（汚濁防止膜保管場所，雨水排水路集水桝－１～９及び放水路－Ａ～Ｃ）

3. 必要要員数及び操作時間

(1) 雨水排水路集水桝－８

必要要員数　　：5 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：45 分（1 重目）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

(2) 放水路－Ａ～Ｃ

必要要員数　　：5 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：55 分（1 重目，手順着手から 140 分）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

(3)　雨水排水路集水桝－１～７，９（2 重），雨水排水路集水桝－８（2 重目），放水路－Ａ～Ｃ（2 重目）

必要要員数　　：9 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：220 分（手順着手から 360 分（6 時間））

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

4.　操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋及びゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

万一，地震発生後に地下埋設構造物の浮き上がり等により，車両による運搬が困難となる場合は，構造物を乗り越えるための作業台を設置することで人力による運搬が可能である。

作 業 性：複数の汚濁防止膜を効率的に運搬できるよう車両を配備する。

汚濁防止膜の設置準備は，カーテン部を結束しているロープを外し，両端に固定用ロープを接続するだけの作業であり，容易に準備可能である。また，汚濁防止膜設置も陸上から人力によ

る作業で展開する容易な作業である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型及び携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機及びＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

梱包状態（例）

展開状態（例）

第１図　汚濁防止膜の状態例

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

1. 操作概要

重大事故等により，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合，又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気への放射性物質の拡散抑制を行う際，放射性物質を含む汚染水が流出する雨水排水路集水桝－１～１０（計 10 箇所）に，放射性物質吸着材を設置する。

2. 作業場所

屋外（放射性物質吸着材保管場所及び雨水排水路集水桝－１～１０）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：9 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：15 時間（手順着手から 21 時間）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

4. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋及びゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

万一，地震発生後に地下埋設構造物の浮き上がり等により，車両による運搬が困難となる場合は，構造物を乗り越えるための作業台を設置することで人力による運搬が可能である。

作 業 性：重量物である放射性物質吸着材を効率的に運搬できるよう車両を配備する。

放射性物質吸着材の設置は，20kg 程度の放射性物質吸着材を網目状の袋に詰めたものを，人力で雨水排水路集水桝に投入するため容易に設置可能。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型及び携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機及びＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

第 1 図　放射性物質吸着材

化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

1. 操作概要

航空機燃料火災状況を確認し，安全距離を確保した場所に化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）を配置し，取水箇所（消火栓（原水タンク）又は防火水槽）から吸水する。続いて化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を起動し，初期対応における延焼防止処置を実施する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（消火栓（原水タンク）又は防火水槽）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：9 名（自衛消防隊）

所要時間目安　　：20 分

4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作 業 性：消防車からのホースの接続は，汎用の結合金具（オス・メス）であり，容易に操作可能である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型及び携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機及びＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

第１図　化学消防自動車

第２図　射程と射高の関係

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

1. 操作概要

航空機燃料火災に対する泡消火を行える場所に放水砲を配置するとともに，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺に配備し，水中ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器を設置し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から泡混合器，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び放水砲まで送水するためのホース等を設置及び接続する。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行った後に泡混合器を起動し，放水砲操作により火災発生場所へ向けて泡消火を開始する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：8名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：145分（ホース約200mを敷設した場合の時間であり，敷設長さによって変わる）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

4.　操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作 業 性：可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）からのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型及び携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機及びＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

添付資料 1.12.11

放水設備における泡消火薬剤の設定根拠について

泡消火薬剤の容量については，空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている国際民間航空機関（ＩＣＡＯ）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下,「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。

空港業務マニュアルでは離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており，航空機燃料火災への対応としては，空港業務マニュアルで最大となるカテゴリー10を適用する。また，使用する泡消火薬剤は1%水成膜泡消火薬剤であり，空港業務マニュアルでは性能レベルＢに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルＢの泡消火薬剤に要求される混合泡溶液の放射量は11,200L／min（672m^3／h）であり，発泡のために必要な水の量は32,300L（32.3m^3）と定められている。

以上より，必要な泡消火薬剤の量は32,300L × 1% ＝ 323L（0.323m^3）である。消火活動時間としては,（32,300－323）L ÷ 11,200L／min ≒ 3minとなる。

また，空港業務マニュアルでは2倍の泡消火薬剤の量323L × 2 ＝ 646L（0.646m^3）を保有することが規定されている。

なお，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災においては,燃料の漏えいが拡大する可能性があることから，泡消火薬剤の保有量は上記の規定量に余裕を考慮し，放射量11,200L／min（672m^3／h）を上回る22,300L／min（1,338m^3／h）で約20分間放射できる量（5m^3）を保有している。

以下に，空港業務マニュアルの規定に対する放水設備の仕様を示す。

空港業務マニュアルの規定		放水設備の仕様
水の量	32,300L (0.323m^3)	海を水源とする
混合泡溶液の放射量	11,200L／min (672m^3／h)	約 1,380m^3／h (可搬型代替注水大型ポンプ(放水用):公称値)
泡消火薬剤の保有量	0.646m^3	5m^3
消火活動時間	約 3 分×2 (672m^3／h において)	約 20 分 (1,338m^3／h において)

消火設備の消火性能について

1.　化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車

(1)　消火設備概要

化学消防自動車は，消防法に基づく動力消防ポンプ（Ａ－１級）であり，水源から消火用水を吸い込み，消火用水を放水する消火設備である。車両に水槽及び泡消火薬剤槽を有しており，泡消火が可能である。また，車両として移動できることから機動性が高い。第 1 図に化学消防自動車の外観を示す。

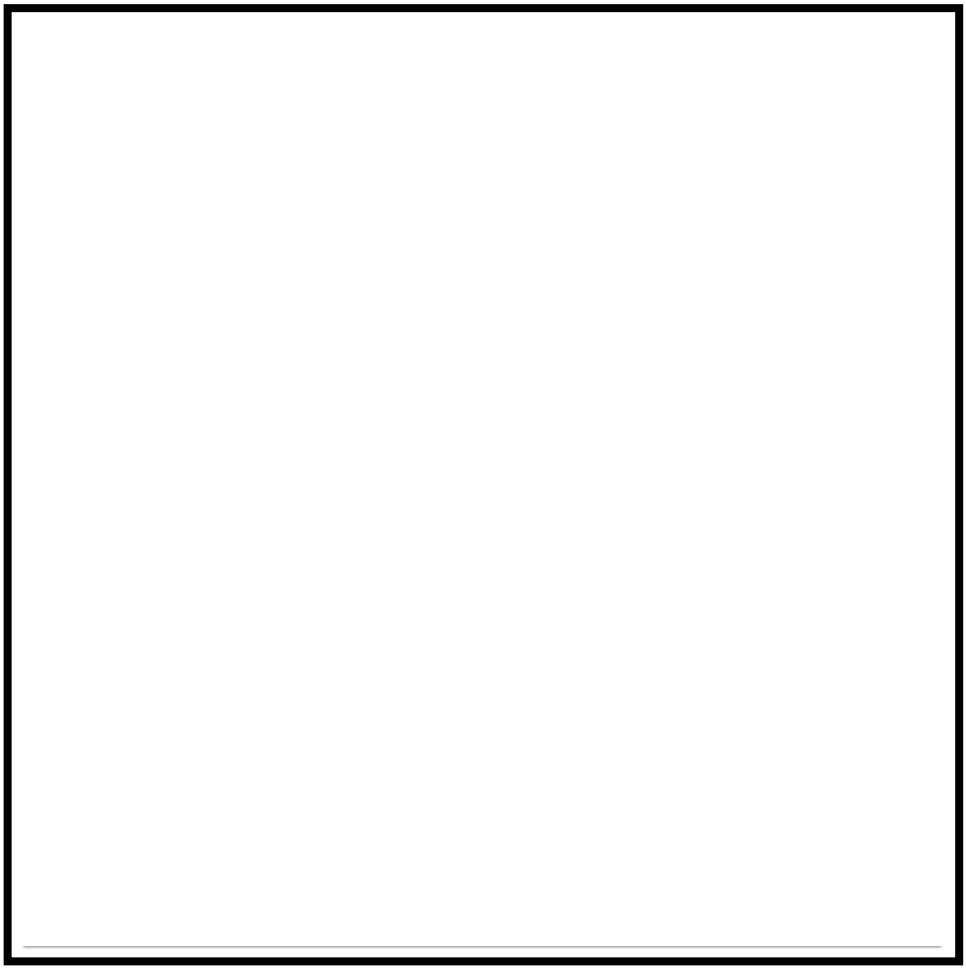
射程距離は，約 42m（1.0MPa－670L／min（1.0MPa－40.2m^3／h）；放水銃使用時）の能力を有しており，火災に対して離れた位置から消火活動が可能である。第 2 図に射程と射高の関係，第 3 図に射程と圧力及び流量の関係を示す。

化学消防自動車から水源までのホース展張距離が長くなり，筒先からの放水圧力の確保が困難な場合（消防ホース 15 本を超える場合※1）には，水源付近に水槽付消防ポンプ自動車を配置し，化学消防自動車へ送水する。

※1　T.P.＋8m と敷地内で最も高い T.P.＋25m との高低差を考慮しても化学消防自動車 1 台で消防ホース 15 本までの放水が可能

第 1 図　化学消防自動車

第２図　射程と射高の関係



第３図　射程と圧力及び流量の関係

(2)　消火性能

消火用水を放出する際に消火用水と泡消火薬剤を混合することにより，泡消火用水として放水することが可能であり，油火災に対応することができる。

化学消防自動車は，大型航空機衝突時に想定される航空機燃料の飛散による路面火災に加え，衝突時に想定される飛散物による一定の範囲内にある油タンク，変圧器，車両等の火災についても消火活動を実施することができる。

なお，化学消防自動車によって約1時間（1.0MPa－670L／min（1.0MPa－40.2m^3／h）；放水銃使用時）の消火活動を実施する場合，泡消火薬剤は約1.2m^3 ※2必要となる。

化学消防自動車（Ａ－１級）は泡消火薬剤を貯蔵するタンクの容量が0.3m^3あるが，これとは別に1.2m^3を泡消火薬剤容器（消防車用）60個※3にて保管し，化学消防自動車使用時に適宜タンク内へ泡消火薬剤容器（消防車用）の泡消火薬剤を補給することによって，約1時間の消火活動が可能となる。

※2　化学消防自動車で使用する泡消火薬剤は3%たん白泡消火薬剤

※3　泡消火薬剤容器（消防車用）１個の容量は20L（0.02m^3）

2.　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲

(1)　消火設備概要

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は，大容量の動力ポンプであり，車両に搭載された水中ポンプを水源に投入し，消火用水を消火活動場所に設置された放水砲まで送水する消火設備である。放水砲は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の送水先のホース先端に設置し，高所かつ数十メ

ートル離れた地点へ放水可能な消火設備である。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）へ泡消火薬剤を接続することにより泡消火が可能である。また，車両として移動できることから機動性が高い。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲について，外観図を図4に，射程と射高の関係を図5に示す。射程及び射高距離は，敷地内で最も高い原子炉建屋（トップT.P.－グランドT.P.（放水砲設置位置）＝T.P.＋63.855m－T.P.＋8.0m＝55.855m）に対して，射程約50m，射高（原子炉建屋トップ）約56m以上（1.0MPa－1,338m^3／h）の能力を有しており，火災に対して高所かつ離れた距離からの消火活動が可能である。放水砲は任意に設置場所を設定することが可能であり，風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて，最も効果的な方角から放水を実施する。

水源は，海水取水箇所となるが，車両が直接水源に寄り付かなくとも車両搭載の水中ポンプのみを水源場所まで移動することが可能である。

第4図　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲

第5図　射程と射高の関係※4（泡消火放水（航空機燃料火災）の場合）

※4　本曲線は，実放射計測のデータから割り出した理論値（平均値）であり，射程は無風時を想定している。

(2)　消火性能

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は，消火用水を放水砲へ送水する際，泡混合器を介して泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を接続することにより，泡消火用水として放水することが可能であり，油火災に対応することができる。泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は泡消火薬剤運搬車にて泡混合器へ供給する。

泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）1個で1%水成膜泡消火薬剤を1m^{3}貯蔵することができ，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）5個を使用することにより，約20分間の消火活動が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲を用いた消火活動は，大型航空機衝突時に想定される航空機燃料の飛散による建屋火災等について，

射程，射高の能力が高いことから原子炉建屋トップへの消火活動を実施することができる。

添付資料 1.12.13

手順のリンク先について

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.12.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

・原子炉建屋からの水素の排出に関する手順

＜リンク先＞1.10.2.2(3)a. ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放

1.10.2.2(3)b. ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放

・使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

＜リンク先＞1.11.2.2(1) 使用済燃料プールスプレイ

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の車両への燃料補給に関する手順

＜リンク先＞1.14.2.6(1) 燃料給油設備による給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

＜リンク先＞1.15.2.1(1) 計器の故障

1.15.2.1(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

1.15.2.2(1)a. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電

1.15.2.2(1)b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

1.15.2.2(1)c. 可搬型代替直流電源設備からの給電

1.15.2.2(1)d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

・原子炉建屋周辺の線量を確認する手順

＜リンク先＞1.17.2.1(1)　モニタリング・ポストによる放射線量の測定

1.17.2.1(2)　可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

1.17.2.1(3)　放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

1.17.2.1(4)　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

1.17.2.1(5)　可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

＜　目　次　＞

1.13.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．水源を利用した対応手段と設備

(a)　代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

(b)　サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備

(c)　ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手段と設備

(d)　復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

(e)　西側淡水貯水設備を水源とした対応手段と設備

(f)　代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

(g)　淡水タンクを水源とした対応手段と設備

(h)　海を水源とした対応手段と設備

(i)　ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

(j)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．水源へ水を補給するための対応手段と設備

(a)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段と設備

(b)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手段と設備

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｃ．水源の切替え

(a)　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

(b)　淡水から海水への切替え

(c)　外部水源から内部水源への切替え

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

d．手順等

1.13.2　重大事故等時の手順

1.13.2.1　水源を利用した対応手順

(1)　代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

a．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

b．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

c．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

d．代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

e．代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(2)　サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

a．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

b．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

c．サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱

d．サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱

(3)　ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順

a．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

b．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の

冷却

c．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

d．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

(4)　復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

a．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

b．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

c．復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

d．復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

(5)　西側淡水貯水設備を水源とした対応手順

a．西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）

b．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水

c．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却

d．西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

e．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水

f．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水

g．西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(6)　代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

a．代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡

水／海水）

ｂ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

ｃ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

ｄ．代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

ｅ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

ｆ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

ｇ．代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(7)　淡水タンクを水源とした対応手順

ａ．淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

ｂ．淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

(8)　海を水源とした対応手順

ａ．海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

ｂ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水

ｃ．海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

ｄ．海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

ｅ．海を水源とした原子炉ウェルへの注水

ｆ．海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

ｇ．海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保

ｈ．海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

ｉ．海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

ｊ．海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

ｋ．海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉

心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保
l．海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水
m．海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱
(9)　ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順
a．ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順
(1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順
a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）
(2)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順
a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）
1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順
(1)　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え
a．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え
b．高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え
(2)　淡水から海水への切替え
a．代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え
b．西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え
(3)　外部水源から内部水源への切替え
a．外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え
1.13.2.4　その他の手順項目について考慮する手順
1.13.2.5　重大事故等時の対応手段の選択

(1)　水源を利用した対応手段

ａ．送水に利用する水源の優先順位

(2)　水源へ水を補給するための対応手段

ａ．補給に利用する水源の優先順位

添付資料 1.13.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.13.2　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.13.3　自主対策設備仕様

添付資料 1.13.4　重大事故対策の成立性

1. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
2. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
3. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水
4. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
5. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給
6. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給
7. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について
8. 取水源からの取水時の異物管理について

添付資料 1.13.5　水源から必要な箇所への給水経路

添付資料 1.13.6　解釈一覧

添付資料 1.13.7　手順のリンク先について

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。

ｂ）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。

ｃ）海を水源として利用できること。

ｄ）各水源からの移送ルートが確保されていること。

ｅ）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

ｆ）水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。

設計基準事故の収束に必要な水源は，サプレッション・チェンバである。重

大事故等時において，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な対処設備を整備する。ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.13.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

原子炉圧力容器への注水が必要な場合に，設計基準事故の収束に必要な水源として，サプレッション・チェンバを設置する。

原子炉格納容器内の冷却が必要な場合に，設計基準事故の収束に必要な水源として，サプレッション・チェンバを設置する。

設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は，その機能を代替するために，各水源が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる手段と重大事故等対処設備を選定する（第1.13－1図）。

また，原子炉圧力容器へのほう酸水注入，フィルタ装置スクラビング水補給，代替循環冷却系による除熱，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイが必要な場合の対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。

※1　自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十六条及び技術基準規則第七十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.13.1，1.13.2，1.13.3）

なお，重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に高圧注水系による原子炉圧力容器への注水が出来た場合，冷温停止に向けて低圧注水系準備が出来次第，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，低圧注水系による原子炉圧力容器への注水に切り替える。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に高圧注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，低圧注水系準備が出来次第，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，常設設備を使用した低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を行う。また，常設設備を使用した低圧注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，可搬設備を使用した低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を行う。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，サプレッション・チェンバの故障を想定する。

設計基準事故の収束に必要な水源に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段と審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段並びにその対応に使用する重大事故等対処設備と自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備，自主対策設備及び整備する手順についての関係を第

1.13－1 表に整理する。

ａ．水源を利用した対応手段と設備

(a) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

重大事故等の収束に必要となる水源として代替淡水貯槽を利用する。

重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時にサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポン

プ）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器下部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器頂部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下のとおり。

・代替燃料プール注水系（常設低圧代替注水系ポンプ）

なお，上記代替淡水貯槽を水源とした対応手段は，淡水だけでなく海水を代替淡水貯槽へ供給することにより，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を補給することが可能である。

(b)　サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源としてサプレッション・チェンバを利用する。

重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時にサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を行う手段がある。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）を水源として利用できない場合は，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ

高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・高圧代替注水系（常設高圧代替注水系ポンプ）

・原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ）

・高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）

・低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ系ポンプ）

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）

(c) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源としてろ過水貯蔵タンク又は多

目的タンクを利用する。

重大事故等時において，代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

(d)　復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源として復水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時にサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を行う手段がある。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器下部への注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・原子炉隔離時冷却系ポンプ

・高圧炉心スプレイ系ポンプ

・逃がし安全弁（安全弁機能）

・制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水ポンプ）

・原子炉圧力容器

・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁

・主蒸気系配管・弁

・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ

・高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ

・補給水系配管・弁

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

・所内常設直流電源設備

・非常用交流電源設備

・燃料給油設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・補給水系（復水移送ポンプ）

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・補給水系（復水移送ポンプ）

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

・補給水系（復水移送ポンプ）

(e)　西側淡水貯水設備を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源として西側淡水貯水設備を利用する。

重大事故等時において，代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置スクラビング水補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手

段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

西側淡水貯水設備を水源とした各接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・ホース・接続口

・低圧代替注水系配管・弁

・格納容器圧力逃がし装置配管・弁

・燃料給油設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で

使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・ホース・接続口

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下のとおり。

・代替燃料プール注水系（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

なお，上記西側淡水貯水設備を水源とした対応手段は，淡水だけでなく海水を西側淡水貯水設備へ供給することにより，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を補給することが可能である。

ただし，フィルタ装置へのスクラビング水の補給は西側淡水貯水設備を水源とした淡水のみを原則利用する。

(f) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

重大事故等の収束に必要となる水源として代替淡水貯槽を利用する。

重大事故等時において，代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプ

を使用する場合），サプレッション・チェンバ及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置スクラビング水補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

代替淡水貯槽を水源とした各接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・ホース・接続口

・低圧代替注水系配管・弁

・格納容器圧力逃がし装置配管・弁

・燃料給油設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・ホース・接続口

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下のとおり。

・代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

なお，上記代替淡水貯槽を水源とした対応手段は，淡水だけでなく海水を代替淡水貯槽へ供給することにより，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を補給することが可能である。

ただし，フィルタ装置へのスクラビング水の補給は代替淡水貯槽を水源とした淡水のみを原則利用する。

(g)　淡水タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源として淡水タンク※2を利用する。

※2　淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

重大事故等時において，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，淡水タンクを水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いたフィルタ装置へのスクラビング水の補給を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・多目的タンク配管・弁

・ホース・接続口

・格納容器圧力逃がし装置配管・弁

・燃料給油設備

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・ホース・接続口

(h)　海を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源として海を利用する。

重大事故等時において，代替淡水貯槽，サプレッション・チェンバ及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，海を水源として海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

また，重大事故等時において，海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保，最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送，大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水及び代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」，「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

海を水源とした各接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・非常用取水設備

・ホース・接続口

・低圧代替注水系配管・弁

・燃料給油設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，海を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下のとおり。

・代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系海水系（残留熱除去系海水系ポンプ）

海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送で使用する設備は以下のとおり。

・緊急用海水系（緊急用海水ポンプ）

・代替残留熱除去系海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・放水砲

・ホース

・燃料給油設備

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・放水砲

・ホース

・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）

・泡混合器

・燃料給油設備

海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧

炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保で使用する設備は以下のとおり。

・２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）

・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）

海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水で使用する設備は以下のとおり。

・代替２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

・代替２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

・代替高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

・代替燃料プール冷却系（代替燃料プール冷却系ポンプ）

(i)　ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源としてほう酸水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」，「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

・ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）

(j) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記(a)～(h)で述べた水源のうち，代替淡水貯槽，サプレッション・チェンバ，西側淡水貯水設備及びほう酸水貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置付ける。

また，水源を利用した対応手段で使用する設備の整理については，各条文の整理と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果から選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.13.1）

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

水を送水する設備である消火系を含め耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火

災が発生していない場合において，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

・復水貯蔵タンク

水を送水する設備である補給水系を含め耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

・補給水系配管・弁

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

なお，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生している場合は，消火系の水源である多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク及び原水タンクは使用できない。

・多目的タンク配管・弁

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

b．水源へ水を補給するための対応手段と設備

(a) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために代替淡水貯槽を使用する場合は，西側淡水貯水設備から可搬型代替注水中型ポンプにより，淡水を補給する手段と淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水

大型ポンプにより，淡水を補給する手段がある。また，水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，海水を補給する手段がある。

ⅰ） 可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（西側淡水貯水設備を水源とした場合）

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・ホース

・代替淡水貯槽

・燃料給油設備

ⅱ） 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水タンクを水源とした場合）

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・多目的タンク

・ろ過水貯蔵タンク

・原水タンク

・純水貯蔵タンク

・多目的タンク配管・弁

・ホース

・代替淡水貯槽

・燃料給油設備

ⅲ） 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（海を水源とした場合）

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・非常用取水設備

・ホース

・代替淡水貯槽

・燃料給油設備

(b) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために西側淡水貯水設備を使用する場合は，代替淡水貯槽又は淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）から可搬型代替注水大型ポンプにより，淡水を補給する手段がある。また，水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより，海水を補給する手段がある。

ⅰ） 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（代替淡水貯槽を水源とした場合）

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・代替淡水貯槽

・ホース

・西側淡水貯水設備

・燃料給油設備

ⅱ） 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水タンクを水源とした場合）

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・多目的タンク

・ろ過水貯蔵タンク

・原水タンク

・純水貯蔵タンク

・多目的タンク配管・弁

・ホース

・西側淡水貯水設備

・燃料給油設備

ⅲ） 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（海を水源とした場合）

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・非常用取水設備

・ホース

・西側淡水貯水設備

・燃料給油設備

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水中型ポンプ，西側淡水貯水設備，ホース，代替淡水貯槽及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，非常用取水設備，ホース，代替淡水貯槽及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽，ホース，西側淡水貯水設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，非常用取水設備，ホース，西側淡水貯水設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.13.1）

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震性は確保されておらず，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給又は代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給ができない場合において，淡水タンクの水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

・多目的タンク配管・弁

耐震性は確保されていないが，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給又は代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給ができない場合において，淡水タンクの水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

ｃ．水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように，各水源への補給手段を整備しているが，補給が不可能な場合は水源を切り替える手段がある。

(a)　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

重大事故等対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の第一水源は，サプレッション・チェンバであり，サプレッション・チェンバを優先して使用するが，サプレッション・プール水枯渇，サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プール水温上昇等により使用できない場合において，復水貯蔵タンク（自主対策

設備）の水位計が健全であり，水位が確保されている場合は，水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替える。

なお，水源の切替えは，運転中の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源を切り替えることが可能である。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

・復水貯蔵タンク

・サプレッション・チェンバ

・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ

・高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ

・補給水系配管・弁

・所内常設直流電源設備

・非常用交流電源設備

・燃料給油設備

(b)　淡水から海水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備の枯渇等により，淡水の供給が継続できない場合は，海水の供給に切り替える。

代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備から重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は，水の供給が中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。

代替淡水貯槽へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

・西側淡水貯水設備

・多目的タンク

・ろ過水貯蔵タンク

・原水タンク

・純水貯蔵タンク

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・代替淡水貯槽

・非常用取水設備

・多目的タンク配管・弁

・ホース

・燃料給油設備

西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

・代替淡水貯槽

・多目的タンク

・ろ過水貯蔵タンク

・原水タンク

・純水貯蔵タンク

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・非常用取水設備

・多目的タンク配管・弁

・ホース

・燃料給油設備

(c) 外部水源から内部水源への切替え

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）で想

定される事故の収束に必要な対応には，外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への供給に切り替えて，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備は以下のとおり。

・代替淡水貯槽

・サプレッション・チェンバ

・低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

・代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備のうち，サプレッション・チェンバ，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ，高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ，所内常設直流電源設備，非常用交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替淡水貯槽へ補給する水源の切替えで使用する設備のうち，西側淡水貯水設備，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽，非常用取水設備，ホース及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替えで使用する設備のうち，代替淡水貯槽，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，非常用取水設備，ホース及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備のうち，代替淡水貯槽，サプレッション・チェンバ，低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）及び代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.13.1）

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・復水貯蔵タンク

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

・補給水系配管・弁

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震性は確保されておらず，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給又は代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給ができない場合において，淡水タンクの水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補

給する手段として有効である。

・多目的タンク配管・弁

耐震性は確保されていないが，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給又は代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給ができない場合において，淡水タンクの水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

ｄ．手順等

上記「ａ．水源を利用した対応手段と設備」，「ｂ．水源へ水を補給するための対応手段と設備」及び「ｃ．水源の切替え」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※3及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）」，「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.13－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.13－2表，第1.13－3表）。

※3　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料1.13.2）

1.13.2　重大事故等時の手順

1.13.2.1　水源を利用した対応手順

(1)　代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

重大事故等時，代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原

子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，低圧代替注水系（常設）がある。

なお，低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水手段は，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

(a)　低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備が機能喪失した場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，低圧代替注水系（常設）を起動し，代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

（ⅰ）　常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が

確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(a)】

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，80m^3／h）が確保され，更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3)ａ．(a)】

（ⅲ） 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉

隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)ａ．(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」，残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1)ａ． 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

（ⅰ） 常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施

した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで9分以内で可能である。

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで9分以内で可能である。

（ⅲ） 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで7分以内で可能である。

b．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）がある。

なお，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉格納容器内の冷却手段は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できない場合は，代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイ流量の調整又はスプレイの起動／停止を行う。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの判断基準（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(a)】

（ⅱ） 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイの判断基準（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合

※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1)ａ．(a)】

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)ａ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1)ａ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで11分以内で可能である。

ｃ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，格納容器下部注水系（常設）がある。

なお，格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるペデスタル（ドライウェル部）への注水手段は，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水手段と同時並行で準備を開始する。

(a)　格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（常設）によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため，水位確保操作を実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を継続する。その際の注水量は，サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，崩壊熱による蒸発量相当とする。

ⅰ）　手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合※2

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が 300℃到達により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ａ．　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）へ

の注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合，17 分以内で可能である。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合，1 分以内で可能である。

d．代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系（常設）がある。

なお，格納容器頂部注水系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉ウェルへの注水手段は，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑

制する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

【1.10.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については，「1.10.2.1(1)ａ．　格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水開始まで6分以内で可能である。

なお，一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は，蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシ

ールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

e．代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系がある。

なお，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段は，常設低圧代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

また，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ実施のための準備作業として，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置，可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は，原子炉建屋原子炉棟内で作業を行うことから，作業環境が悪化する前に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プ

ール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水と同時に本手段に係わる準備を開始する。なお，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

【1.11.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ａ． 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水開始まで15分以内で可能である。

(b) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設ス

プレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

なお，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）実施のための準備作業として，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は，原子炉建屋原子炉棟内で作業を行うことから，作業環境が悪化する前に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水と同時に本手段に係わる準備を開始する。また，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至った場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668mmを下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

ⅱ） 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ａ． 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始まで15分以内で可能である。

(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

重大事故等時，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手順を整備する。

ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系がある。

(a) 高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し，サプレッショ

ン・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合

【1.2.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）手順については，

「1.2.2.1(1)ａ． 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて操作を実施した場合，作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

(b) 高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系によ

る原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合で，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合

【1.2.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）手順については，

「1.2.2.1(1)ｂ． 現場手動操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで58分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(c) 原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合，又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は，現場での人力による弁の

操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において，中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合，又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合

【1.2.2.2(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）手順については，「1.2.2.2(1)ａ． 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで125分以内，重大事故等対応要員による排水処理開始まで300分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具（自給式呼吸用保護具及び耐熱服），照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉

隔離時冷却系起動時のみとし，その後速やかに退室する手順とする。したがって，原子炉隔離時冷却系タービングランド部からの蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており，防護具（自給式呼吸用保護具及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。

(d) 原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は，自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル２））による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合

【1.2.2.4(1)】

ⅱ） 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順（中央制御室操作）については，「1.2.2.4(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで3分以内で可能である。

(e)　高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は，自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル２）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

給水・復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合

【1.2.2.4(2)】

ⅱ）　操作手順

高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については，「1.2.2.4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで3分以内で可能である。

(f)　高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源

設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により高圧代替注水系の電源を確保し，原子炉圧力容器へ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，高圧代替注水系が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：原子炉圧力指示値が 0.69MPa［gage］以上ある場合において，設備に異常がなく，電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｆ．】

ⅱ） 操作手順

高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）手順については，「1.8.2.2(1)ｆ．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名にて操作を実施した

場合，作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで 10 分以内で可能である。

b．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水

残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル１）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水系）を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧し，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで，残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉圧力容器へ注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の

水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合

【1.4.2.3(1)】

（ⅱ） 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「Ｍ／Ｃ」という。）が受電され，緊急用Ｍ／ＣからＭ／Ｃ ２Ｃ又はＭ／Ｃ ２Ｄの受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能な状態※1に復旧された場合

※1：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態

【1.4.2.1(2)ａ．(a)】

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.3(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水」，残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(2)ａ．(a) 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

（ⅰ） 残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）１名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水開始まで３分以内で可能で

ある。

（ⅱ） 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル１）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧し，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで，低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器へ注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 低圧炉心スプレイ系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合

【1.4.2.3(2)】

（ⅱ） 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M／Cが受電され，緊急用M／CからM／C 2Cの受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず，低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態※1に復旧された場合

※1：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態

【1.4.2.1(2) a．(b)】

ⅱ） 操作手順

低圧炉心スプレイ系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.3(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」，低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(2) a．(b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

c．サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱手段としては，残留熱除去系がある。

(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が健全な場合は，中央制

御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

また，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源を復旧し，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）にて原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイの起動／停止を行う。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱

原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※1

※1：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.3(1)】

（ⅱ） 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C ２C又はM／C ２Dの受電が完了し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な状態※1に復旧された場合で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

※1：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(2) a．(a)】

（iii） 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C ２C又はM／C ２Dの受電が完了し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な状態※2に復旧された場合で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基

準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(2)ａ．(a)】

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱手順については，「1.6.2.3(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ」，残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）手順については，「1.6.2.1(2)ａ．(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」，残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）手順については，「1.6.2.2(2)ａ．(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

（ⅰ） 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 7 分以内で可能である。

（ⅱ） 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内で可能である。

（ⅲ） 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が健全な場合は，中央制御室からの手動操作により残留熱除去系を起動し，サプレッション・プールの除熱を実施する。

また，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源を復旧し，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系より冷却水を確保することで，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）にてサプレッション・プールの除熱を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プールの除熱

下記のいずれかの状態に該当した場合

・逃がし安全弁開固着

・サプレッション・プール水温度指示値が 32℃以上

・サプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 82℃以上

【1.6.2.3(2)】

（ⅱ） 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱（炉心損傷前）

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C ２C又はM／C ２Dの受電が完了し，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用可能な状態※1に復旧された場合

※1：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態

【1.6.2.1(2) a．(b)】

（ⅲ） 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C ２C又はM／C ２Dの受電が完了し，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用可能な状態※2に復旧された場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基

準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態

【1.6.2.2(2) a．(b)】

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プールの除熱手順については，「1.6.2.3(2) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱」，残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱手順については，「1.6.2.1(2) a．(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱」及び「1.6.2.2(2) a．(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

（ⅰ） 残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プールの除熱

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱開始まで 2 分以内で可能である。

（ⅱ） 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱（炉心損傷前）

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）Ａ系によるサプレッション・プールの除

熱開始まで2分以内で可能である。

（ⅲ） 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱（炉心損傷後）

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し，作業開始を判断してから残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）A系によるサプレッション・プールの除熱開始まで2分以内で可能である。

d．サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手段としては，代替循環冷却系がある。

(a) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合には，代替循環冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，代替循環冷却系が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(c)】

ⅱ） 操作手順

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)ａ．(c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内で可能である。

(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合，格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，代替循環冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器内への注水を実施することで残存溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放熱を抑制する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（常設）が使用できず，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は

格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：代替循環冷却系により原子炉格納容器内へのスプレイに必要な流量（150m^3／h）を確保し，さらに原子炉圧力容器への注水量（100m^3／h）が確保できる場合

【1.4.2.1(3)ａ．(b)】

ⅱ） 操作手順

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内で可能である。

(c) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，代替循環冷却系の運転により，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系の復旧に見込みがなく※2原子炉格納容器内の減圧及び除熱が困難な状況で，以下の条件が全て成立した場合

・代替循環冷却系が使用可能※3であること。

・残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水

系のいずれかにより冷却水供給が可能であること。

・原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3vol％以下であること。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に故障が発生した場合，又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合

※3：設備に異常がなく，電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合

【1.7.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順については，「1.7.2.1(1)ａ． 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで 41 分以内で可能である。

なお，代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4 分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：24 分以内

・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370 分以内※1

※1：代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの現場操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合の所要時間を示す。

(d) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により代替循環冷却系の電源を確保し，原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず，代替循環冷却系が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｃ．】

ⅱ） 操作手順

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデ

スタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）手順については，「1.8.2.2(1)ｃ．　代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内で可能である。

(3)　ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，消火系がある。

(a)　消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備及び低圧代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，消火系を起動し，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，消火系が使用可能な場合※1。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(d)】

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系が使用できず，消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落

下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，80m^3／h）が確保され，更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3)ａ．(c)】

（ⅲ） 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合※1において，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｄ．】

ⅱ） 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1) a．(d) 消火系による原子炉圧力容器への注水」，残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3) a．(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1) d． 消火系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii） 操作の成立性

（i） 常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内で可能である。

なお，原子炉圧力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（ii） 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで 56 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（ⅲ） 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで 56 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

b．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，消火系がある。

(a) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイで

のサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイの起動／停止を行う。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができず，消火系が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(b)】

（ⅱ） 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができず，消火系が使用可能な場合※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3。ただし，重大事故等へ対処するために消

火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1)ａ．(b)】

ⅱ） 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)ａ．(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1)ａ．(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 58 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

c．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設）によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に，原子炉格納容器の破損を防止するため，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため，水位確保操作を実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペデスタル（ドライウェル部）に注水を継続する。その際は，サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。

i） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が 300℃到達により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ｃ．】

ⅱ） 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ｃ． 消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，54分以内で可能である。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，1分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

ｄ．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては，消火系がある。

(a) 消火系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源としてディーゼル駆動消火ポンプにより消防用ホース又は残留熱除去系Ｂ系ラインを経由して使用済燃料プールへ注水する。

ｉ） 手順着手の判断基準

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合※1。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

※1：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火

災が発生していない場合及び使用済燃料プールエリアへアクセスができない場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

【1.11.2.1(1)ｄ．】

ⅱ） 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｄ． 消火系による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

上記の操作は，運転員等（当直運転員）4名及び重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合，60分以内で可能である。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合，105分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照

明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(4) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器下部への注水を行う手順を整備する。

ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系及び制御棒駆動水圧系がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は，中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，サプレッション・チェンバを水源として使用できない場合において，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合

ⅱ） 操作手順

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－2 図に，タイムチャートを第 1.13－3 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプの手動起動を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開とする。

③運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁が開となったことを確認後，原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を閉とする。運転員等は，中央制御室にて，手動起動操作により，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁，原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し，原子炉隔離時冷却系ポンプが起動したことを確認した後，発電長に報告する。

④運転員等は，中央制御室にて，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇で確認し，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように，指示する。

⑥運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系タービン回転数の調整により原子炉隔離時冷却系系統流量を調整することで，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した

場合，作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで6分以内で可能である。

(b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は，中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

給水・復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，サプレッション・チェンバを水源として使用できない場合において，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合

ⅱ） 操作手順

復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－4図に，タイムチャートを第1.13－5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）を開とする。

③運転員等は，中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）が開となったことを確認後，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）を閉とする。

④運転員等は，中央制御室にて，手動起動操作により高圧炉心スプレイ系ポンプが起動し，高圧炉心スプレイ系注入弁が開となったことを確認した後，発電長に報告する。

⑤運転員等は，中央制御室にて，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系系統流量指示値の上昇で確認し，発電長に報告する。

⑥発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように，指示する。

⑦運転員等は，中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系注入弁の開閉操作により高圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで7分以内で可能である。

(c) 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合は，原子炉補機冷却系により冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

ｉ） 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合で，制御棒駆動水圧系が使用可能な場合

【1.2.2.3(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

制御棒駆動水圧系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については，「1.2.2.3(1)ｂ． 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで4分以内で可能である。

ｂ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，補給水系がある。

(a) 補給水系による原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備及び低圧代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系（常

設）の注水機能喪失時の補給水系による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，補給水系が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(e)】

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための補給水系による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系が使用できず，補給水系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，80m^3／h）が確保され，さらに補給水系により原子炉圧力容

器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3)ａ．(d)】

（ⅲ） 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための補給水系による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合※1において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず，補給水系が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｅ．】

ⅱ） 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の補給水系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)ａ．(e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水」，残存溶融炉心の冷却のための補給水系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(d) 補給水系による残存溶融炉心の冷却」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を

遅延又は防止するための補給水系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1)ｅ．　補給水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

（ⅰ）　常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の補給水系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内で可能である。

なお，原子炉圧力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（ⅱ）　残存溶融炉心の冷却のための補給水系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護

具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（ⅲ） 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための補給水系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

c．復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，補給水系がある。

(a) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，復水貯蔵タンクを水源とした補給水系により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイの起動／停止を行う。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷

前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において，補給水系が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(c)】

（ⅱ） 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず，補給水系が使用可能な場合※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場

合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1)ａ．(c)】

ⅱ） 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)ａ．(c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1)ａ．(c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで111分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

ｄ．復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，補給水系がある。

(a) 補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設）及び消火系によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に，原子炉格納容器の破損を防止するため，復水貯蔵タンクを水源とした補給水系によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため，水位確保操作を実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペデスタル（ドライウェル部）に注水を実施する。その際は，サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，補給水系が使用可能な場合※2

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，補給水系が使用可能な場合

※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が 300℃到達により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ｄ．】

ⅱ） 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ｄ． 補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから補給水系によるペデスタ

ル（ドライウェル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合，108分以内で可能である。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，1分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(5)　西側淡水貯水設備を水源とした対応手順

重大事故等時，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置スクラビング水補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

なお，注水等に利用する代替淡水源は，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備があるが，常設設備による注水等に利用する水源は，代替淡水貯槽であり，可搬設備による注水等に優先して利用する水源は，西側淡水貯水設備である。

ａ．西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水中型ポンプによる各種注水を行う。また，フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に可搬型代替注水中型ポンプによる補給を行う。

本手順では災害対策本部による水源特定，可搬型代替注水中型ポンプの配置，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプによる送水までの手順を整備し，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については，「1.13.2.1(5)ｂ．～1.13.2.1(5)ｇ．」に示す。）

可搬型代替注水中型ポンプの水源は，西側淡水貯水設備（淡水）を優先して使用する。淡水による各種注水が枯渇等により継続できない場合は海水による各種注水に切り替えるが，西側淡水貯水設備を経由して注水が必要な箇所へ送水することにより，各種注水を継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

ただし，フィルタ装置スクラビング水補給は原則淡水補給のみとする。なお，西側淡水貯水設備への淡水補給及び海水補給は，「1.13.2.2(2)ａ．　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）」の手順にて実施する。

水源特定，可搬型代替注水中型ポンプ配置，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口及びフィル

タ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までの距離によりホース数量が決まる。

なお，水源と高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は，高所東側接続口又は高所西側接続口を優先する。高所東側接続口又は高所西側接続口が使用できない場合は，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，西側淡水貯水設備の蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる高所西側接続口を優先して使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，西側淡水貯水設備の蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，原子炉建屋西側接続口の蓋開放，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

(a)　手順着手の判断基準

代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合），サプレッション・チェンバ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク及び復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。また，フィルタ装置スクラビング水の水位が通常水位を下回ると判断した場合

(b)　操作手順

可搬型代替注水中型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－6 図に，タイムチャートを第 1.13－7 図に，ホース敷設図を第 1.13－17 図及び第 1.13－20 図に示す。

【可搬型代替注水中型ポンプ 2 台による高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水を行う場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水中型ポンプによる各種注水を行うことを決定し，各種注水のための高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の場所を決定する。

③災害対策本部長代理は，発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。

④災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備を水源とした送水準備のため，接続口の場所を指示する。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を西側淡

水貯水設備に配置し，西側淡水貯水設備の蓋を開放後，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット1台目を西側淡水貯水設備へ設置する。

⑥重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット1台目の吐出側ホースを可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット2台目の吸込口に接続する。

⑦重大事故等対応要員は，西側淡水貯水設備から指示された接続口までのホース敷設を行う。

⑧$_{a}$高所東側接続口，高所西側接続口又は原子炉建屋東側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑧$_{b}$原子炉建屋西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し，接続口へホースの接続を行う。

⑨発電長は，災害対策本部長代理に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑩重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑪災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑫災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始を指示する。

⑬重大事故等対応要員は，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水中型ポンプ1台目を起動し，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット2台目吸込口までのホースの水張り及び空

気抜きを行う。

⑭重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ2台目を起動し，接続口までのホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑮重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑯災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑰重大事故等対応要員は，注水中はホースの結合金具付きの可搬型圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水中型ポンプの回転数を操作する。

【可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプよる西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水準備を指示する。

③重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプを西側淡水貯水設備に配置し，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニットを西側淡水貯水設備へ設置する。

④重大事故等対応要員は，西側淡水貯水設備から接続口までのホースを敷設，フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。

⑤重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑥発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補

給の系統構成が完了したことを連絡する。

⑦重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑨災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水中型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑪重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑫災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始まで，高所東側接続口に接続した場合において 150 分以内，高所西側接続口に接続した場合において 140 分以内，原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 320 分以内，原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 205 分以内，フィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口に接続した場合において 175 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保して

いることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して西側淡水貯水設備から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料 1.13.4）

ｂ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，低圧代替注水系（可搬型）を起動し，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(b)】

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，30m^3／h～80m^3／h）が確保され，更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3)ａ．(e)】

（ⅲ） 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)ａ．(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」，残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順について

は，「1.8.2.2(1)ｂ．　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，150分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，205分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対

応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，165分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，165分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，205分以内で可能である。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

（「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，「1.8.2.2(1)ｂ．　低圧代替注水

系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

ｃ．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）がある。

(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイ流量の調整又はスプレイの起動／停止を行う。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により可搬型代替注

水中型ポンプの接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(d)】

（ⅱ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1)ａ．(d)】

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，

「1.6.2.1(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び

「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，140 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，150 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，320 分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口によ

る原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

（「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

ｄ．西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては，可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

(a) 可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2,530mm を下回り，下限水位である 1,325mm に到達する前に，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合

【1.5.2.1(1)ａ．(b)】

【1.5.2.1(2)ａ．(b)】

【1.7.2.1(1)ｂ．(c)】

【1.7.2.1(2)ａ．(c)】

ⅱ） 操作手順

西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については，「1.5.2.1(1)ａ．(b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1)ｂ．(c) フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビン

グ水補給の開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】

・上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は，フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 7 日間は補給操作が不要となる水量を保有していることから，大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているとともに，格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

ｅ．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため

格納容器下部注水系（可搬型）によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため，水位確保操作を実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を継続する。その際は，サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を任意に選択できる構成としている。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相

当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が 300℃到達により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ｂ． 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【高所西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，150分以内で可能である。

【原子炉建屋西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，205分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

【高所西側接続口，高所東側接続口，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，20分以内で可能であ

る。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

ｆ．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a)　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，西側淡水貯水設備を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

ｉ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が 171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容

器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

【1.10.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については，「1.10.2.1(1)ｂ． 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，150分以内で可能である。

【原子炉建屋西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，205分以内で可能であ

る。

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

なお，一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は，蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

g．西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料

プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，西側淡水貯水設備を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水中型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水及び消火系による使用済燃料プールへの注水ができない場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

【1.11.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，140 分以内で可能である。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，140 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，150 分以内で可能である。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，150 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，320 分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，320 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(b) 代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プール

の水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

【1.11.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時

間は以下のとおり。

【高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，140 分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，150 分以内で可能である。

【原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，320 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保し

ていることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(6) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

重大事故等時，代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置スクラビング水補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

ａ．代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行う。また，フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に可搬型代替注水大型ポンプによる補給を行う。

本手順では，災害対策本部による水源特定，可搬型代替注水大型ポンプの配置，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については，「1.13.2.1(6)ｂ．～1.13.2.1(6)ｇ．」に示す。）

可搬設備による注水等に使用する水源は，西側淡水貯水設備（淡水）を優先して使用するが，西側淡水貯水設備を水源として使用できない場合は，代替淡水貯槽（淡水）を使用する。淡水による各種注水が枯渇等により継続できない場合は海水による各種注水に切り替えるが，代替淡水貯槽を経由して注水が必要な箇所へ送水することにより，各種注水を継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

ただし，フィルタ装置スクラビング水補給は原則淡水補給のみとする。なお，代替淡水貯槽への淡水補給及び海水の補給は，「1.13.2.2(1)ａ．　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて実施する。

水源特定，可搬型代替注水大型ポンプの配置，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までの距離及び選択する接続口（送水能力）によりホース数量が決まる。

なお，水源と原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を優先する。原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口が使用できない場合は，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，代替淡水貯槽の蓋開放，ポンプ設置，ホース敷

設，原子炉建屋西側接続口の蓋開放，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，代替淡水貯槽の蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる高所西側接続口を優先して使用する。

(a)　手順着手の判断基準

代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合），サプレッション・チェンバ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，復水貯蔵タンク及び西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。また，フィルタ装置スクラビング水の水位が通常水位を下回ると判断した場合

(b)　操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－6 図に，タイムチャートを第 1.13－7 図に，ホース敷設図を第 1.13－18 図及び第 1.13－21 図に示す。

【可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建

屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水を行う場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行うことを決定し，各種注水のための原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の場所を決定する。

③災害対策本部長代理は，発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。

④災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽を水源とした送水準備のため，接続口の場所を指示する。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し，代替淡水貯槽の蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。

⑥重大事故等対応要員は，代替淡水貯槽から指示された接続口までのホース敷設を行う。

⑦$_{a}$原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑦$_{b}$原子炉建屋西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し，接続口へホースの接続を行う。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に建屋内の系統構成が完了したこ

とを連絡する。

⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑩災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑪災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑬重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑮重大事故等対応要員は，注水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

【可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプよる代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水準備を指示する。

③重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯

槽に配置し，代替淡水貯槽の蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。

④重大事故等対応要員は，代替淡水貯槽から接続口までのホースを敷設し，フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。

⑤重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑥発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。

⑦重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑨災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑪重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑫災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで，原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 535 分以内，原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 170 分以内，高所東側接続口に接続した場合において 215 分以内，高

所西側接続口に接続した場合において 175 分以内，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口に接続した場合において 180 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して代替淡水貯槽から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料 1.13.4）

ｂ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a)　低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，低圧代替注水系（可搬型）を起動し，代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施す

る。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(b)】

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，30m^3

／h～80m^3／h）が確保され，更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3)ａ．(e)】

（ⅲ） 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)ａ．(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」，残存

溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1)ｂ．　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，170分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対

応要員8名にて作業を実施した場合，175分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，170分以内で可能である。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，175分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

（「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，「1.8.2.2(1)ｂ． 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

ｃ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイ流量の調整又はスプレイの起動／停止を行う。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により可搬型代替注水大型ポンプの接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(d)】

（ⅱ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1)ａ．(d)】

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷

却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，535 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続

口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，195分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，195分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

（「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接

続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

ｄ．代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては，可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

(a)　可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2,530mm を下回り，下限水位である 1,325mm に到達する前に，代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合

【1.5.2.1(1)ａ．(b)】

【1.5.2.1(2)ａ．(b)】

【1.7.2.1(1)ｂ．(c)】

【1.7.2.1(2)ａ．(c)】

ⅱ）　操作手順

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については，「1.5.2.1(1)ａ．(b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1)ｂ．(c) フィルタ装置スクラビング水補給」

にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】

・上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，180 分以内で可能である。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は，フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 7 日間は補給操作が不要となる水量を保有していることから，大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているとともに，格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

ｅ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため，水位確保操作を実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を継続する。その際は，サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を任意に選択できる構成としている。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使

用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が 300℃到達により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ｂ．格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，170分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，175分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペデスタ

ル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，20分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

ｆ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a)　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

【1.10.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については，「1.10.2.1(1)ｂ． 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，535 分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

なお，一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は，蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

ｇ．代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水及び消火系による使用済燃料プールへの注水ができない場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

【1.11.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポン

プによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，535 分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，535 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(b)　代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を優先して使用するが，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）の機能が喪失した場合は，代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合

【1.11.2.1(1)ｃ．】

ⅱ）　操作手順

代替燃料プール注水系による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｃ．　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポン

プによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，435 分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(c) 代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，代替淡水貯槽を水源として可搬型代

替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

【1.11.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，535 分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用い

ることで，暗闇における作業性についても確保している。

(d)　代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設スプレイヘッダを優先して使用するが，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

【1.11.2.2(1)ｃ．】

ⅱ）　操作手順

代替燃料プール注水系による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ｃ．　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海

水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，435 分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(7) 淡水タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補

給を行う手順を整備する。なお，フィルタ装置スクラビング水補給に使用する淡水タンクは，通常連絡弁を開としている多目的タンク及びろ過水貯蔵タンクを優先し，水位を監視しながら原水タンク及び純水貯蔵タンクの連絡弁を開とする。

ａ．淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる補給を行う。

本手順では，災害対策本部による水源の確保として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口から補給が必要な箇所までの操作手順については，各条文にて整備する。（手順のリンク先については，「1.13.2.1(7)ｂ．」に示す。）

(a)　手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の水位が通常水位を下回ると判断した場合

(b)　操作手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－6図に，タイムチャートを第1.13－7図に，ホース敷設図は第1.13－22図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水準備を指示する。

③重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで接続する。

④重大事故等対応要員は，淡水タンクから接続口までのホースを敷設し，フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。

⑤重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑥発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。

⑦重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑨災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開とし，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑪重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑫災害対策本部長代理は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口に接続した場合において165分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して淡水タンクから送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料1.13.4）

b．淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフ

ィルタ装置水位調整がある。

(a)　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2,530mm を下回り，下限水位である 1,325mm に到達する前に，淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合

【1.5.2.1(1)ａ．(b)】

【1.5.2.1(2)ａ．(b)】

【1.7.2.1(1)ｂ．(c)】

【1.7.2.1(2)ａ．(c)】

ⅱ）　操作手順

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については，「1.5.2.1(1)ａ．(b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1)ｂ．(c) フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィル

タ装置スクラビング水補給】

・上記の操作は，重大事故等対応要員８名にて作業を実施した場合，165 分以内で可能である。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は，フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後７日間は補給操作が不要となる水量を保有していることから，大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているとともに，格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

(8)　海を水源とした対応手順

重大事故等時，海を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

重大事故等時，海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保，最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送，大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水及び代替燃料プール冷却系による使用

済燃料プールの除熱を行う手順を整備する。

ａ．海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行う。

本手順では災害対策本部による水源の確保として可搬型代替注水大型ポンプの配置，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については，「1.13.2.1(8)ｂ．～1.13.2.1(8)ｆ．」に示す。）

水源の確保，可搬型代替注水大型ポンプの配置，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口までのホース接続及び送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口までの距離及び選択する接続口（送水能力）によりホース数量が決まる。

なお，水源と原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は，送水能力がある原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を優先する。原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口が使用できない場合は，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は，各作業時

間（出動準備，移動，ＳＡ用海水ピットの蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，原子炉建屋西側接続口の蓋開放，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。海を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，ＳＡ用海水ピットの蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。海を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる高所東側接続口を優先して使用する。

(a)　手順着手の判断基準

代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合），サプレッション・チェンバ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，復水貯蔵タンク，西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合

(b)　操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－6 図に，タイムチャートを第 1.13－7 図に，ホース敷設図を第 1.13－19 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に

可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行うことを決定し，各種注水のための原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の場所を決定する。

③災害対策本部長代理は，発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。

④災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる海を水源とした送水のため接続口の場所を指示する。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）に配置し，ＳＡ用海水ピットの蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット※1を海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）へ設置する。

⑥重大事故等対応要員は，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から指示された接続口までのホース敷設を行う。

⑦ａ原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑦ｂ原子炉建屋西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し，接続口へホースの接続を行う。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大

型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑩災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑪災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑬重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑮重大事故等対応要員は，注水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

※1：可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込み部には，ストレーナを設置しており，海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより，異物の混入を防止する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで，原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 370 分以内，原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 310 分以内，高所東側接続口に接続した場合において 220 分以内，高所西側接続口に接続した場合において 225 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料 1.13.4）

ｂ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a)　低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，低圧代替注水系（可搬型）を起動し，海を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ｉ）　手順着手の判断基準

（ｉ）　給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原

子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，燃料が確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(b)】

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，30m^3／h～80m^3／h）が確保され，更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3)ａ．(e)】

（ⅲ） 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源，燃料が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)ａ．(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」，残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1)ｂ． 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧

力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能であ

る。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能である。

（「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，「1.8.2.2(1)ｂ． 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」は炉

心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

ｃ．海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイがある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイ流量の調整又はスプレイの起動／停止を行う。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により可搬型代替注水大型ポンプの接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成と

している。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

※1：設備に異常がなく，燃料が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(d)】

（ⅱ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基

準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源及び燃料が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1)ａ．(d)】

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能であ

る。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要

員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，225分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，220分以内で可能である。

（「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

ｄ．海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため，水位確保操作を実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を継続する。その際は，サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を任意に選択できる構成としている。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下

部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源及び燃料が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が 300℃到達により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ｂ． 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，225分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，220分以内で可能である。

【原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口

及び高所東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，20分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

ｅ．海を水源とした原子炉ウェルへの注水

海を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a)　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，海を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，燃料が確保されている場合

【1.10.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については，「1.10.2.1(1)ｂ． 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

なお，一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は，蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

ｆ．海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 海を水源とした代替燃料プール注水系による注水ライン／常設ス

プレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，海を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水及び消火系による使用済燃料プールへの注水ができない場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

【1.11.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による海を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数

及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，225分以内で可能であ

る。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能である。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(b) 海を水源とした代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を優先して使用するが，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）の機能が喪失した場合は，海を水源として代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合

【1.11.2.1(1)ｃ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による海を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｃ．　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，385 分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，335 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(c) 海を水源とした代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，海を水源として可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

【1.11.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(d) 海を水源とした代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プー

ルの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設スプレイヘッダを優先して使用するが，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

【1.11.2.2(1)ｃ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ｃ． 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用し

た使用済燃料プールへのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，385分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，335分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

ｇ．海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保

海を水源とした残留熱除去系海水系への冷却水を確保する手段としては，残留熱除去系海水系がある。

(a)　残留熱除去系海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系が健全な場合は，自動起動信号による作動，又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系海水系を起動し，残

留熱除去系海水系による冷却水確保を行う。

ⅰ） 手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合

【1.5.2.3(1)】

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系海水系による冷却水の確保手順については，「1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による冷却水確保」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系海水系による冷却水供給開始まで4分以内で可能である。

h．海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手段としては，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系がある。

(a) 海を水源とした緊急用海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合，残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱及び原子炉格納容器内の除熱ができなくなるため，緊急用海水系により冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源が確保されている場合に，冷却水通水確認後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を起動し，最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系を使用できない場合

【1.5.2.2(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

緊急用海水系による海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手順については，「1.5.2.2(1)ａ． 緊急用海水系による冷却水確保」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水供給開始まで24分以内で可能である。

(b) 海を水源とした代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合，緊急用海水系が使用できない場合は，残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱及び原子炉格納容器内の除熱ができなくなるため，残留熱除去系海水系の系統構成を行い，代替残留熱除去系海水系により冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源が確保されている場合に，冷却水通水確認後，目的に応じた運転モードで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を起動し，最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系機能喪失又は全交流動力電源喪失により残留

熱除去系海水系が機能喪失した場合で，緊急用海水系が故障等により使用できない場合

【1.5.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替残留熱除去系海水系による海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手順については，「1.5.2.2(1)ｂ． 代替残留熱除去系海水系による冷却水確保」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替残留熱除去系海水系Ａ系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系Ｂ系東側接続口による冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【代替残留熱除去系海水系西側接続口による冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易

に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

ｉ．海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手段としては，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制がある。

(a)　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は，使用済燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし，これらの機能が喪失し，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

ｉ）　手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

・炉心損傷を判断した場合※1において，あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合

・使用済燃料プールの水位が低下した場合において，あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合

・大型航空機の衝突等，原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

【1.12.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手順については，

「1.12.2.1(1)ａ． 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の現場対応は，準備段階では重大事故等対応要員 8 名（可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の起動，ホースの水張り及び空気抜きは 4 名）にて実施し，所要時間は，複数あるホース敷設ルートのうち，設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は，手順着手から 145 分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている（ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は，210 分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている）。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

災害対策本部長代理からの指示を受けて，大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。重大事故等対応要員4名にて実施し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施指示から5分で放水することが可能である。

放水砲は可搬型設備のため，任意に設置場所を設定することが可能であり，風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて，最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等，放射性物質の放出箇所に向けて放水する。なお，原子炉建屋への放水に当たっては，原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として，必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建屋の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は，原子炉建屋の中心に向けて放水する。

放水砲による放水は，噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき，放水形状は，直線状とするとより遠くまで放水できるが，噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから，なるべく噴霧状を使用する。

また，直線状で放射する場合も到達点では，噴霧状になっているため放射性物質の抑制効果がある。

なお，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲の準備にあたり，プラント状況や周辺の現場状況，ホースの敷設時間等を考慮

し，複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

j．海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手段としては，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器により，海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

【1.12.2.2(2) a．】

ⅱ） 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手順については，「1.12.2.2(2) a． 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による泡消火は，準備段階では現場にて 8 名で実施する。所要時間は，複数あるホース敷設ルートの

うち，設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は，手順着手から 145 分で準備を完了することとしている（ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は，210 分で対応することとしている）。

放水段階では，重大事故等対応要員 5 名にて実施する。1%濃縮用泡消火薬剤を 5m^{3}配備し，泡消火開始から約 20 分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は，放水流量（約 1,338m^3／h）の 1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。ホース等の取付けについては，速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

k．海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への冷却水を確保する手段としては，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系がある。

(a)　２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機（以下「非常用ディーゼル発電機」を「Ｄ／Ｇ」という。）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ」という。）が健全な場合は，自動起動

信号（非常用高圧母線電圧低）による起動，又は中央制御室から起動し，非常用所内電気設備であるM／C ２C・２D・ＨＰＣＳに給電する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又はM／C ２C・２D・ＨＰＣＳの母線電圧がないことを確認した場合

【1.14.2.7(1)】

ⅱ） 操作手順

２C・２D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保手順については，「1.14.2.7(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

【２C・２D D／G及びＨＰＣＳ D／Gの自動起動】

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから２C・２D D／G及びＨＰＣＳ D／Gを起動し，受電遮断器が投入される（M／C ２C・２D・ＨＰＣＳが給電する）ことの確認完了まで1分以内で可能である。

【２C・２D D／G及びＨＰＣＳ D／Gの中央制御室からの手動起動】

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから２C・２D D／G及びＨＰＣＳ D／Gを起動し，受電遮断器が投入（M／C ２C・２D・ＨＰＣＳが給電する）完了まで2分以内で可能である。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，

速やかに対応できる。

なお，２Ｃ Ｄ／Ｇ又は２Ｄ Ｄ／Ｇが使用でき，常設代替高圧電源装置及び残留熱除去系海水系ポンプの機能が喪失している場合において，代替循環冷却系及び緊急用海水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うために，非常用交流電源設備から代替所内電気設備への給電を行う。

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの故障により，非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している状態で，ＨＰＣＳ Ｄ／ＧからＭ／Ｃ ＨＰＣＳ及びＭ／Ｃ ２Ｅを経由して非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）へ給電する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの故障により，Ｍ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している状態で，常設代替高圧電源装置による給電ができない場合において，ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ，Ｍ／Ｃ ＨＰＣＳ，Ｍ／Ｃ ２Ｅ及びＭ／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）の使用が可能であって，さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合

【1.14.2.4(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保手順については，「1.14.2.4(1)ｂ． 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）１名及び現場対応を運転員等（当直運転員）２名にて作業を実施した場

合，作業開始を判断してからＨＰＣＳ Ｄ／ＧによるM／Ｃ ２Ｃ・２Ｄへの給電まで 95 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

１．海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水

(a) ２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水

外部電源喪失時に２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプの故障等により２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる給電ができない場合に，可搬型代替注水大型ポンプにより２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源給電機能を復旧する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ・電動機等の故障により２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる給電ができない状態で，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの使用が可能な場合

【1.14.2.5(1)】

ⅱ） 操作手順

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水手順については，

「1.14.2.5(1) 代替海水送水による電源給電機能の復旧」にて整備

する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源給電機能の復旧まで300分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

ｍ．海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

海を水源とした使用済燃料プールの除熱手段としては，代替燃料プール冷却系がある。

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プールの除熱ができず，使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し，緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保することで，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，代替燃料プール冷却

系が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源，水源（スキマサージタンク）及び緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水が確保されている状態

【1.11.2.4(1)ａ．(a)】

（ⅱ） 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合

【1.11.2.4(1)ａ．(b)】

（ⅲ） 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で，緊急用海水系が使用できない場合

【1.11.2.4(1)ａ．(c)】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱手順については，「1.11.2.4(1)ａ．(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱」，緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手順については，「1.11.2.4(1)ａ．(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保手順については，「1.11.2.4(1)ａ．(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

（ⅰ） 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱開始まで 15 分以内で可能である。

（ⅱ） 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで 20 分以内で可能である。

（ⅲ） 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

上記の操作は，作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護

具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(9)　ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順を整備する。

ａ．ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手段としては，ほう酸水注入系がある。

(a)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

ＡＴＷＳ発生時に，発電用原子炉を安全に停止させる。

ⅰ）　手順着手の判断基準

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても，制御棒１本よりも多くの制御棒が未挿入の場合

なお，制御棒操作監視系の故障により，制御棒の位置が確認できない場合もＡＴＷＳと判断する。

【1.1.2.1(2)】

ⅱ）　操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については，「1.1.2.1(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」」にて整備す

る。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。

・ほう酸水注入系の起動操作完了：4 分以内

(b) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合は，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。

さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで，ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり，高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合で，ほう酸水注入系が使用可能な場合

【1.2.2.3(1) a．】

ⅱ） 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注水手順については，「1.2.2.3(1) a． ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水」にて

整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作のうち，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで2分以内で可能である。

さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し，原子炉圧力容器へ継続注水する場合は，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉圧力容器への継続注水準備完了まで60分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(c) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

損傷炉心へ注水する場合，ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，損傷炉心へ注水する場合で，ほう酸水注入系が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合

※2：設備に異常がなく，電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）

が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｇ．】

ⅱ） 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については，「1.8.2.2(1)ｇ． ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで2分以内で可能である。

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順

ａ．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に，代替淡水貯槽への補給手段がないと代替淡水貯槽水位は低下し，水源が枯渇するため，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの水源は，西側淡水貯水設備を優先して使用する。淡水による代替淡水貯槽への補給が枯渇等により継続できない場合は，海水による代替淡水貯槽への補給に切り替えるが，海水を直接代替淡水貯槽へ補給することにより，代替淡水貯槽への補給を継続しながら淡水から海水への切替えが可能であ

る。

(a) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

ⅰ） 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合

ⅱ） 操作手順

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－8図に，タイムチャートを第1.13－9図に，ホース敷設図を第1.13－23図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため，可搬型代替注水中型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を西側淡水貯水設備に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプを西側淡水貯水設備に配置し，西側淡水貯水設備の蓋を開放後，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニットを西側淡水貯水設

備へ設置する。

⑤重大事故等対応要員は，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプの配置，代替淡水貯槽の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替注水中型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，代替淡水貯槽への補給が開始されたことを代替淡水貯槽水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長代理に

依頼する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給開始まで160分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。また，有効性評価において想定する事故シーケンスグループ等である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」発生時は，炉心損傷が早く，被ばく線量の観点で最も厳しくなるが，代替淡水貯槽への補給作業が問題なくできることを確認している。

（添付資料 1.13.4）

(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代

替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

ⅰ） 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合

ⅱ） 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－8図に，タイムチャートを第1.13－9図に，ホース敷設図を第1.13－24図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を淡水タンクに決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで

接続する。

⑤重大事故等対応要員は，淡水タンクから代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置，代替淡水貯槽の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，代替淡水貯槽への補給が開始されたことを代替淡水貯槽水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型

ポンプによる代替淡水貯槽への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから代替淡水貯槽への補給開始まで165分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して淡水タンクから代替淡水貯槽へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料 1.13.4）

(c) 海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大

型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

ⅰ） 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され，淡水を水源とした補給ができない場合

ⅱ） 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－8図に，タイムチャートを第1.13－9図に，ホース敷設図を第1.13－25図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）に配置し，ＳＡ用海水ピットの蓋を開放後，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット

※1を海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）へ設置する。

⑤重大事故等対応要員は，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置，代替淡水貯槽の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，代替淡水貯槽への補給が開始されたことを代替淡水貯槽水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型

ポンプによる代替淡水貯槽への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

※1：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込み部には，ストレーナを設置しており，海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより，異物の混入を防止する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から代替淡水貯槽への補給開始まで160分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から代替淡水貯槽へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料 1.13.4）

(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順

ａ．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に，西側淡水貯水設備への補給手段がないと西側淡水貯水設備の水位は低下し，水源が枯渇するため，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は，代替淡水貯槽を優先して使用する。淡水による西側淡水貯水設備への補給が枯渇等により継続できない場合は，海水による西側淡水貯水設備への補給に切り替えるが，海水を直接西側淡水貯水設備へ補給することにより，西側淡水貯水設備への補給を継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

(a) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

ⅰ） 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合

ⅱ） 操作手順

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側

淡水貯水設備への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－10図に，タイムチャートを第1.13－11図に，ホース敷設図を第1.13－26図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を代替淡水貯槽に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し，代替淡水貯槽の蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。

⑤重大事故等対応要員は，代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプの配置，西側淡水貯水設備の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理へ報

告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを西側淡水貯水設備水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給開始まで165分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照

明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料 1.13.4）

(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

ⅰ） 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合

ⅱ） 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－10 図に，タイムチャートを第 1.13－11 図に，ホース敷設図を第 1.13－27 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を淡水タンクに決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで接続する。

⑤重大事故等対応要員は，淡水タンクから西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプの配置，西側淡水貯水設備の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後，可搬型代替注水大型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを西側淡水貯水設備水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから西側淡水貯水設備への補給開始まで150分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して淡水タンクから西側淡水

貯水設備へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料 1.13.4）

(c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

ⅰ） 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され，淡水を水源とした補給ができない場合

ⅱ） 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－10 図に，タイムチャートを第 1.13－11 図に，ホース敷設図を第 1.13－28 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプ

による西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）に配置し，ＳＡ用海水ピットの蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット※1を海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）に設置する。

⑤重大事故等対応要員は，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプの配置，西側淡水貯水設備の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを西側淡水貯水設備水位指示上昇により確認し，発電長に報告す

る。

⑬発電長は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

※1：可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込み部には，ストレーナを設置しており，海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより，異物の混入を防止する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から西側淡水貯水設備への補給開始まで220分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から西側淡水貯水設備へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料 1.13.4）

1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順

(1)　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

サプレッション・プール水枯渇，サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プール水温上昇等により使用できない場合において，復水貯蔵タンクの水位計が健全であり，水位が確保されている場合は，重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源を切り替える。

なお，水源の切替えにおいては，運転中の原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプを停止することなく水源を切り替えることが可能である。

ａ．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時において，復水貯蔵タンクが使用可能な場合は，サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水源を切り替える。

(a)　手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバが以下のいずれかの状態となり，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合

・サプレッション・プール水位が，－50cm 以下となった場合

・サプレッション・プール水温度が，原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えるおそれがある場合

(b)　操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－12図に，タイムチャートを第1.13－13図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源の切替えを指示する。

②運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開とする。

③運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁が開となったことを確認後，原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を閉とする。

④運転員等は，中央制御室にて，水源の切替え後，原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認し，発電長に水源の切替えが完了したことを報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで3分以内で可能である。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

b．高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え

高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時において，復水貯蔵タンクが使用可能な場合は，サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水源を切り替える。

(a)　手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバが以下のいずれかの状態となり，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合

・サプレッション・プール水位が，－50cm 以下となった場合

・サプレッション・プール水温度が，高圧炉心スプレイ系の設計温度を超えるおそれがある場合

(b)　操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－14 図に，タイムチャートを第 1.13－15 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源の切替えを指示する。

②運転員等は，中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）を開とする。

③運転員等は，中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）が開となったことを確認後，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）を閉とする。

④運転員等は，中央制御室にて，水源の切替え後，高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認し，発電長に水源の切替えが完了したことを報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで 4 分以内で可能である。中央制御室に

設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(2) 淡水から海水への切替え

a．代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう，代替淡水貯槽への淡水の供給が継続できない場合は淡水補給から海水補給へ切り替える。

代替淡水貯槽への可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水補給から海水補給への水源の切替えは，

「1.13.2.2(1)a． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

b．西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう，西側淡水貯水設備への淡水の供給が継続できない場合は淡水補給から海水補給へ切り替える。

西側淡水貯水設備への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水補給から海水補給への水源の切替えは，「1.13.2.2(2)a． 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

(3) 外部水源から内部水源への切替え

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に内部水源（サプレッション・チェンバ）を水源とした高圧注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，外部水源（代替淡水貯槽）を水源とした低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器

への各種注水を行うが，その後，事故収束に必要な対応として，外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替えを行う。

ａ．外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え

有効性評価において想定する事故シーケンスグループ等である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」発生時の事故の収束に必要な対応として，外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）へ水源を切り替える。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷時，外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却を実施している状態にて，原子炉水位がＬ０以上と判断され，かつ，代替循環冷却系が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合

(b)　操作手順

外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え手順の概要は以下のとおり。

なお，内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」，「1.7.2.1(1)ａ．　代替循環冷却系による原子炉格納

容器内の減圧及び除熱」及び「1.8.2.2(1)ｃ．　代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。また，外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.2(1)ａ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却手段から，内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手段へ切り替えるため，代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて，内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱が開始されたことを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱開始を確認後，運転員等に外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の停止操作を行うため，常設低圧代替注水系ポンプ停止を指示する。

④運転員等は，中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを停止する。

⑤運転員等は，発電長に常設低圧代替注水系ポンプが停止したことを報告する。

⑥発電長は，内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を開始後，原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇することを確認した場合は，外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を行うため，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

(c)　操作の成立性

内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱操作の成立性については，「1.13.2.1(2)ｄ．(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」，「1.13.2.1(2)ｄ．(c) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」及び「1.13.2.1(2)ｄ．(d) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）」にて整理する。

外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却操作の成立性については，「1.13.2.1(1)ｂ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却」にて整理する。

1.13.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる各接続口から注水等が必要な箇所までの送水手順については，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終

ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて，それぞれ整備する。

海を水源とした設備への送水手順については，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて，それぞれ整備する。

中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

なお，可搬型代替注水中型ポンプによる送水に使用するホース結合金具付きの可搬型圧力計及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ付き圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作し，送水圧力の調整を実施するため，使用する圧力計は健全性が確認されたものを使用する。

1.13.2.5　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.13－16 図に示す。

(1)　水源を利用した対応手段

【原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合】

重大事故等時には，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水をするため，必要となる十分な量の水をサプレッション・チェンバに確保する。

【原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合】

重大事故等時には，原子炉圧力容器への注水，格納容器スプレイ，燃料プールへの注水等の代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）を水源とした注水をするため，必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。

代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）を水源とした注水ができない場合は，サプレッション・チェンバを水源として代替循環冷却系による原子炉圧力容器等への注水をするため，必要となる十分な量の水をサプレッション・チェンバに確保する。

サプレッション・チェンバを水源とした注水が実施できず，さらに重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合は，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源として消火系による原子炉圧力容器等への注水を実施する。

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源として利用できない場合は，復水貯蔵タンクを水源として補給水系による原子炉圧力容器等への注水を実施する。

復水貯蔵タンクを水源として利用できない場合は，西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより原子炉圧力容器等へ注水するため，必要となる十分な量の水を西側淡水貯水設備に確保する。

西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉圧力容器等へ注水する。

代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は，海を利用して可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉圧力容器等へ注水することとなる。

また，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽又は海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等の手段は，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプによる注水等の手段と同時並行で準備を開始する。なお，注水等の手段における水源と可搬型ポンプの組み合わせは，以下のようにする。

・西側淡水貯水設備を水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプを使用する。

・代替淡水貯槽を水源とする場合は，可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

・海を水源とする場合は，可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

そのほかに，重大事故等時には，格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにてスクラビング水が低下した場合に，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，フィルタ装置へスクラビング水の補給を実施する。なお，補給手段における水源と可搬型ポンプの組み合わせは，以下のようにする。

・西側淡水貯水設備を水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプを使用する。

・代替淡水貯槽を水源とする場合は，可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

・淡水タンクを水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

ａ．送水に利用する水源の優先順位

(a)　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる

送水（注水等）に利用する水源の優先順位

重大事故等時，常設設備による注水等ができない場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水には，複数の水源から選択する必要があることから，送水に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては，注水継続性（可搬設備による送水時の有効水源容量）及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。なお，淡水タンクは給水処理設備からの補給以外に現実的な水源補給の手段がなく，継続的な注水確保の観点からは有効な注水源でないことから，補給用水源と位置付ける。

可搬設備による送水（注水等）に利用する水源は，代替淡水貯槽よりも注水継続性がある西側淡水貯水設備を優先することから，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施するため，必要となる十分な量の水を西側淡水貯水設備に確保する。

西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，淡水（代替淡水貯槽）又は海水の選択となることから，水質による機器への影響を考慮し，代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施するため，必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。

代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は，最終的な水源であ

る海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する。

(b) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）に利用する水源の優先順位

重大事故等時，格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにてスクラビング水が低下した場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置へのスクラビング水の補給を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水には，複数の水源から選択する必要があることから，送水に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては，注水等に使用する水源の優先度及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。また，淡水タンクは消火系の水源であることを考慮する。なお，スクラビング水は上下限水位差で 45m^{3}未満であること，スクラビング水は実質 7 日間以上補給不要であることから，補給継続性（水源容量）及びホース敷設距離（準備作業時間，漏えいリスク,アクセス性阻害）については，優先的に考慮すべき事項とはしない。また，フィルタ装置スクラビング水補給は，原則淡水のみを利用する。

フィルタ装置スクラビング水補給において，代替淡水貯槽は注水等に使用する常設の低圧代替注水系の第一水源であるため，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水を実施する。

西側淡水貯水設備から送水ができない場合は，淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があることから，代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水を実施する。

代替淡水貯槽から送水ができない場合は，淡水（淡水タンク）又は海水の選択となるが，水質による機器への影響を考慮し，原則淡水のみを利用することから，淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を実施する。

(2)　水源へ水を補給するための対応手段

重大事故等時には，注水等に使用している水源が枯渇しないように，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，注水等に使用している水源への補給を実施する。なお，補給手段における水源と可搬型ポンプの組み合わせは，以下のようにする。

・西側淡水貯水設備を水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプを使用する。
・代替淡水貯槽を水源とする場合は，可搬型代替注水大型ポンプを使用する。
・淡水タンクを水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。
・海を水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

ａ．補給に利用する水源の優先順位

重大事故等時，注水等に使用している水源への補給には，複数の水源から選択する必要があることから，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる補給に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては，信頼性（耐震性）及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。また，淡水タンクにおいては，消火系の水源であることを考慮する。

(a)　代替淡水貯槽への補給に利用する水源の優先順位

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイにおいて，代替淡水貯槽が枯渇しないように，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，各水源からの補給を実施する。

代替淡水貯槽を水源として，常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水時又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水時において，淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があり，西側淡水貯水設備は淡水タンクより信頼性が高いことから，可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ補給する。

西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，淡水（淡水タンク）又は海水の選択となることから，水質による機器への影響を考慮し，淡水タンクを水源として，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽へ補給する。

淡水タンクから代替淡水貯槽へ補給ができない場合は，海を利用して可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽へ補給する。

(b)　西側淡水貯水設備への補給に利用する水源の優先順位

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原

子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイにおいて，西側淡水貯水設備が枯渇しないように，可搬型代替注水大型ポンプにより，各水源からの補給を実施する。

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水時において，淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があり，代替淡水貯槽は淡水タンクより信頼性が高いことから，可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備へ補給する。

代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は，淡水（淡水タンク）又は海水の選択となることから，水質による機器への影響を考慮し，淡水タンクを水源として，可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備へ補給する。

淡水タンクから西側淡水貯水設備へ補給ができない場合は，海を利用して可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備へ補給する。

第 1.13－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応（常設）	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	代替淡水貯槽 低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替淡水貯槽 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	代替淡水貯槽 格納容器下部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	代替淡水貯槽 格納容器頂部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替淡水貯槽 代替燃料プール注水系（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サプレッション・チェンバを水源とした対応	－	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	サプレッション・チェンバ 高圧代替注水系（常設高圧代替注水系ポンプ） 原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ） 高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	サプレッション・チェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ） 低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	サプレッション・チェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水）	サプレッション・チェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サプレッション・チェンバを水源とした対応	－	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止））	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水）	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※3 原子炉圧力容器 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 補給水系配管・弁 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水）	復水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※3 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 補給水系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水）	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク 補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク 補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備を水源とした対応	サプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備を水源とした送水（可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水時）	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	－	西側淡水貯水設備を水源とした送水（可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水時）	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備を水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	西側淡水貯水設備 低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	西側淡水貯水設備 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	フィルタ装置スクラビング水補給	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	西側淡水貯水設備 格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	西側淡水貯水設備 格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	西側淡水貯水設備 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（9／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型）	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽を水源とした送水（可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水時）	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	－	代替淡水貯槽を水源とした送水（可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水時）	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（10／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型）	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	代替淡水貯槽 低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替淡水貯槽 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	フィルタ装置スクラビング水補給	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	代替淡水貯槽 格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	代替淡水貯槽 格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替淡水貯槽 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（11／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
淡水タンクを水源とした対応	－	淡水タンクを水源とした送水（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水）	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 多目的タンク配管・弁 ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領
		フィルタ装置スクラビング水補給	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口	自主対策設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（12／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	サプレッション・チェンバ	海を水源とした送水（可搬型代替注水大型ポンプによる送水）	可搬型代替注水大型ポンプ 非常用取水設備※1 ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（13／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	残留熱除去系海水系による冷却水の確保	残留熱除去系海水系（残留熱除去系海水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	緊急用海水系（緊急用海水ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
			代替残留熱除去系海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	
		大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 ホース 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 泡混合器 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（14／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保（２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は）	２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ） ２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ） 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（15／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水（２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は	代替２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等） 代替２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等） 代替高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールの除熱（代替燃料プール冷却系による	代替燃料プール冷却系（代替燃料プール冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	－	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」，「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（16／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応	－	西側淡水貯水設備を水源とした補給（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ 西側淡水貯水設備 ホース 代替淡水貯槽 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		淡水タンクを水源とした補給（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 多目的タンク配管・弁 ホース 代替淡水貯槽 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（17／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応	－	海を水源とした補給（海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 非常用取水設備※1 ホース 代替淡水貯槽 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応	－	代替淡水貯槽を水源とした補給（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽 ホース 西側淡水貯水設備 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（18／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応	－	淡水タンクを水源とした補給（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ 多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 多目的タンク配管・弁 ホース 西側淡水貯水設備 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領
		海を水源とした補給（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ 非常用取水設備※1 ホース 西側淡水貯水設備 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（19／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え（原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え）	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 補給水系配管・弁 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	AM設備別操作手順書
		原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え（高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え）	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 補給水系配管・弁 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	AM設備別操作手順書
		淡水から海水への切替え（代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え（西側淡水貯水設備から補給している場合））	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽 非常用取水設備※1 ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（20／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	淡水から海水への切替え（代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え（淡水タンクから補給している場合））	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽 非常用取水設備※1 多目的タンク配管・弁 ホース 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領
		淡水から海水への切替え（西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え（代替淡水貯槽から補給している場合））	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 非常用取水設備※1 ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		淡水から海水への切替え（西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え（淡水タンクから補給している場合））	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 非常用取水設備※1 多目的タンク配管・弁 ホース 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（21／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	外部水源から内部水源への切替え（外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え）	代替淡水貯槽 サプレッション・チェンバ 低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ） 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ） 代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	AM設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

第 1.13－2 表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／6）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 （4）　復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 （a）　原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤２Ａ電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧（2／6）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 （4）　復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 （b）　高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧 直流 125V 主母線盤ＨＰＣＳ電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧（3／6）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (5)　西側淡水貯水設備を水源とした対応手順 a．西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (6)　代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合） a．代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 （代替淡水貯槽の水位が確保されており，可搬型代替注水大型ポンプによる送水ができる場合）
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (8)　海を水源とした対応手順 a．海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位
	操作	水源の確保	海を利用
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水） (a)　西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（4／6）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水） (b)　淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 代替淡水貯槽水位
	操作	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 代替淡水貯槽水位
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水） (c)　海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (2)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水） (a)　代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (2)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水） (b)　淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 西側淡水貯水設備水位
	操作	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 西側淡水貯水設備水位

監視計器一覧（5／6）

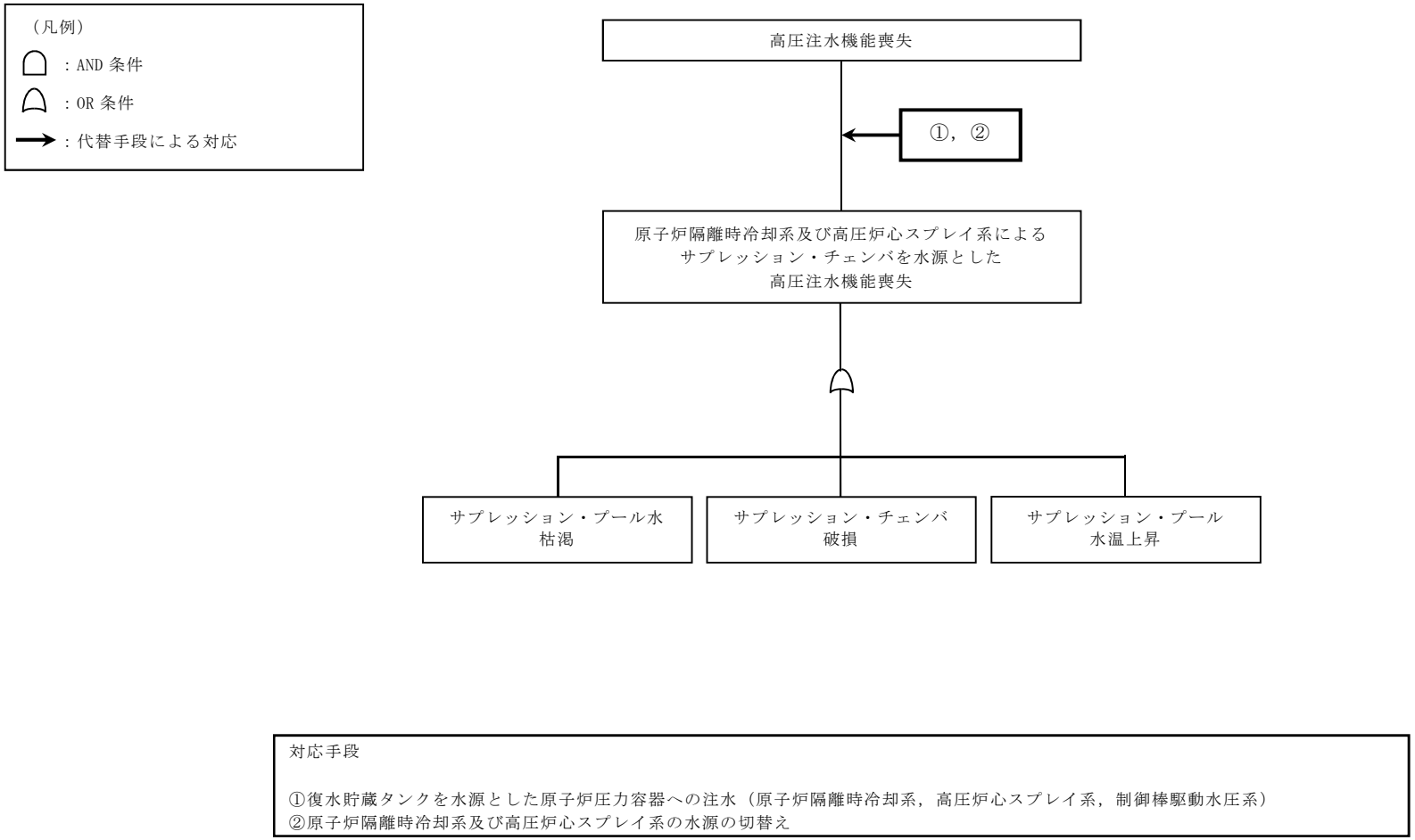
<table>
<tr><th>手順書</th><th colspan="2">重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ（計器）</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順
（2）　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順
ａ．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）
（c）　海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給</td></tr>
<tr><td rowspan="2">重大事故等対策要領</td><td>判断基準</td><td>水源の確保</td><td>西側淡水貯水設備水位</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>水源の確保</td><td>西側淡水貯水設備水位</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順
（1）　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え
ａ．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え</td></tr>
<tr><td rowspan="4">AM設備別操作手順書</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>水源の確保</td><td>復水貯蔵タンク水位</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内の水位</td><td>サプレッション・プール水位</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内の温度</td><td>サプレッション・プール水温度</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>水源の確保</td><td>復水貯蔵タンク水位</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順
（1）　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え
ｂ．高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え</td></tr>
<tr><td rowspan="4">AM設備別操作手順書</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>水源の確保</td><td>復水貯蔵タンク水位</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内の水位</td><td>サプレッション・プール水位</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内の温度</td><td>サプレッション・プール水温度</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>水源の確保</td><td>復水貯蔵タンク水位</td></tr>
</table>

監視計器一覧（6／6）

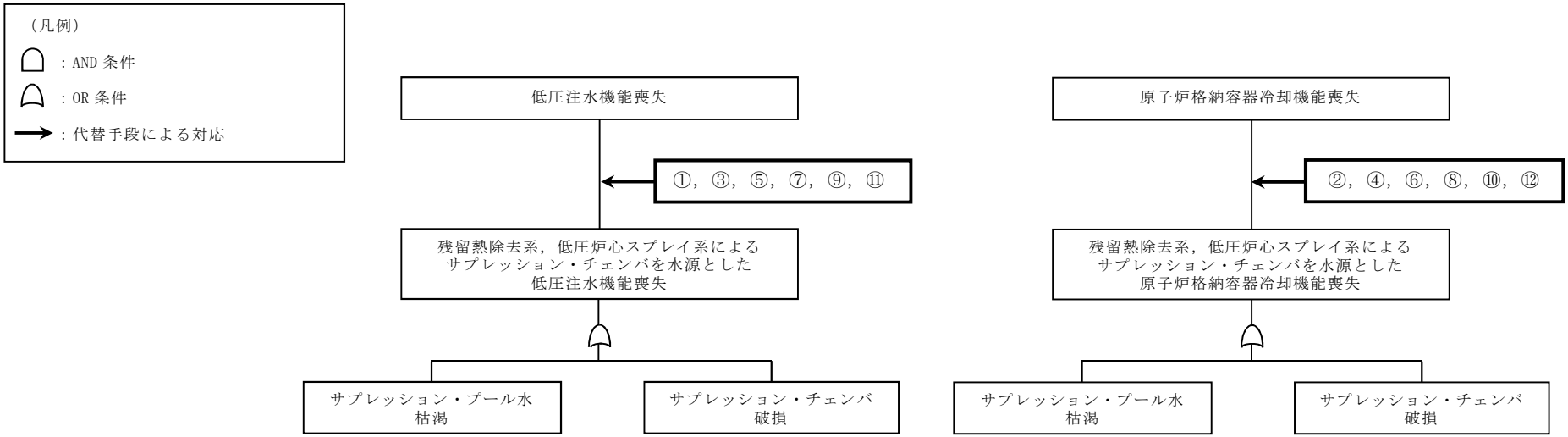
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順 (2)　淡水から海水への切替え ａ．代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位 海を利用
1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順 (2)　淡水から海水への切替え ｂ．西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 海を利用

第 1.13－3 表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	中央制御室監視計器類 （サプレッション・プール水位） （代替淡水貯槽水位） （西側淡水貯水設備水位）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ 緊急用直流 125V 主母線盤



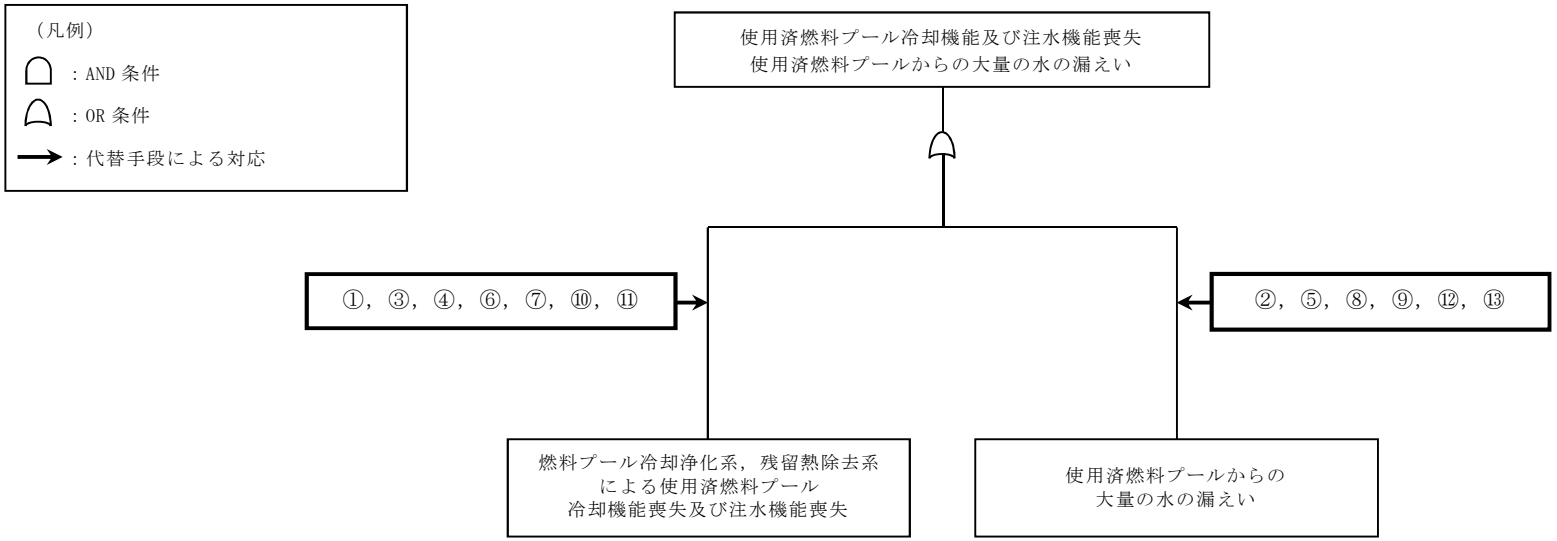
第 1.13－1 図　機能喪失原因対策分析（1／3）



対応手段

①代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（常設））
②代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（常設））
③ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（消火系）
④ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却（消火系）
⑤復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（補給水系）
⑥復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却（補給水系）
⑦西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）：可搬型代替注水中型ポンプ）
⑧西側淡水貯水設備とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）：可搬型代替注水中型ポンプ）
⑨代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑩代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑪海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑫海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）：可搬型代替注水大型ポンプ）

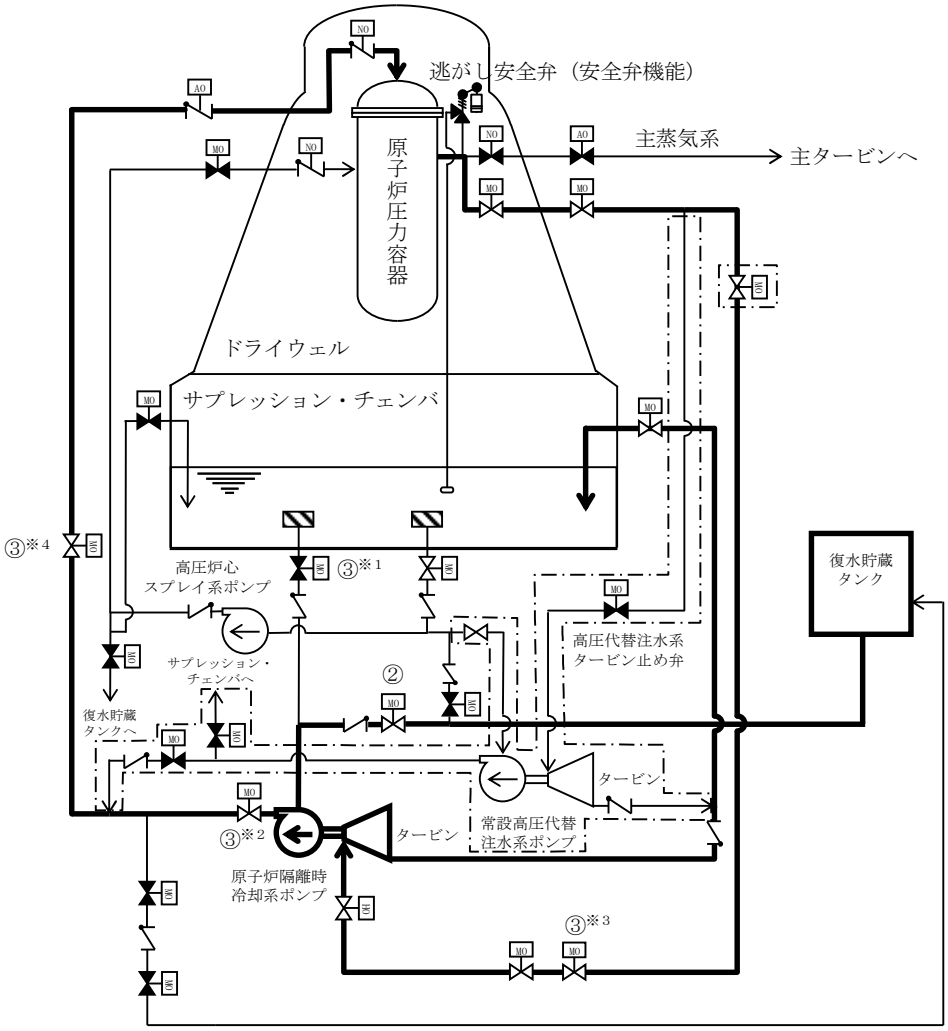
第 1.13－1 図　機能喪失原因対策分析（2／3）



対応手段

①代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダを使用）：常設低圧代替注水系ポンプ）
②代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダを使用）：常設低圧代替注水系ポンプ）
③ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水（消火系）
④西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水中型ポンプ）
⑤西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水中型ポンプ）
⑥代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑦代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズルを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑧代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑨代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズルを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑩海を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑪海を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズルを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑫海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑬海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズルを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）

第 1.13－1 図　機能喪失原因対策分析（3／3）



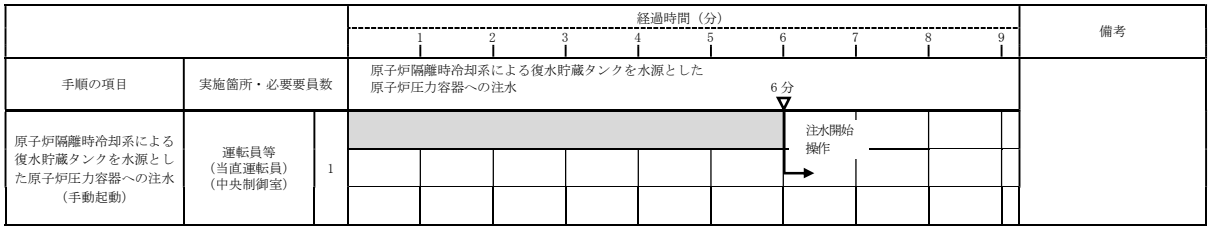
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
HO	油圧駆動
	弁
	逆止弁
	逃がし安全弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

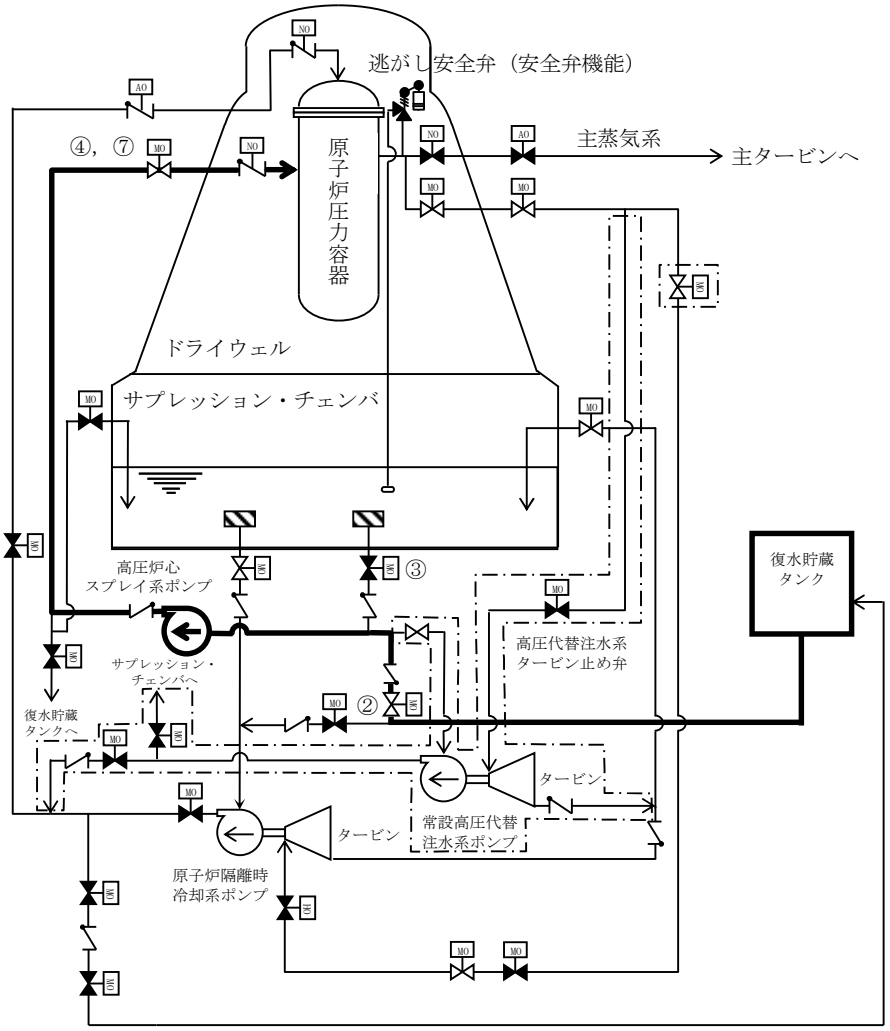
操作手順	弁名称
②	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
③※1	原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁
③※2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
③※3	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
③※4	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.13－2 図　原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水概要図



第 1.13－3 図　原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした
原子炉圧力容器への注水タイムチャート



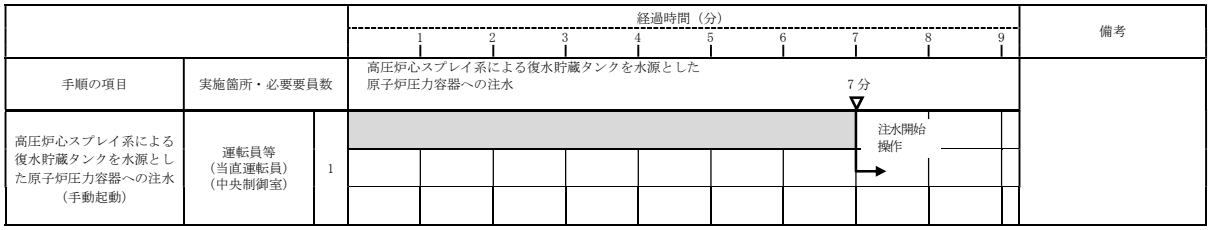
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
HO	油圧駆動
	弁
	逆止弁
	逃がし安全弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

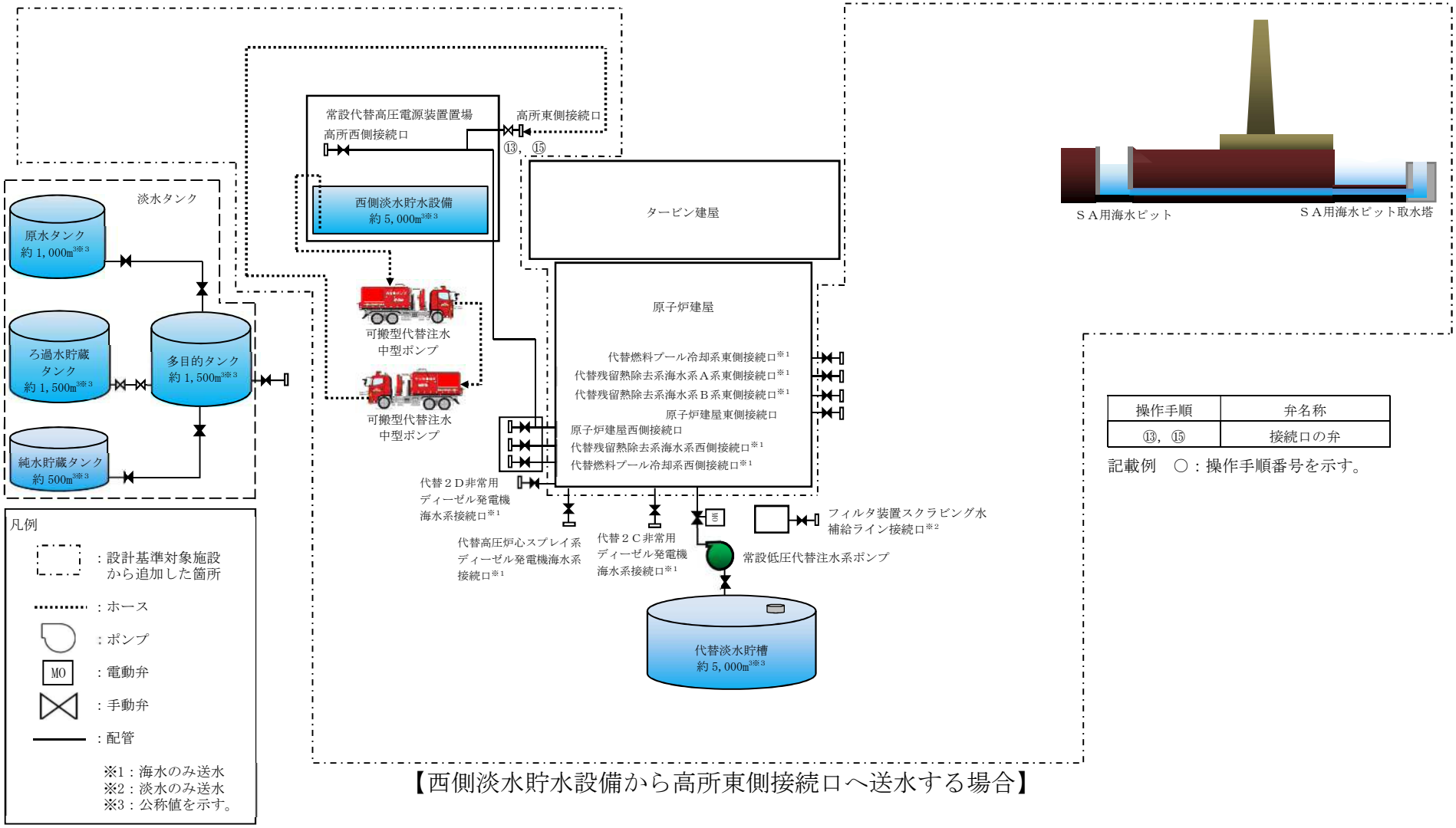
操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）
③	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）
④，⑦	高圧炉心スプレイ系注入弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。

第 1.13－4 図　高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水概要図

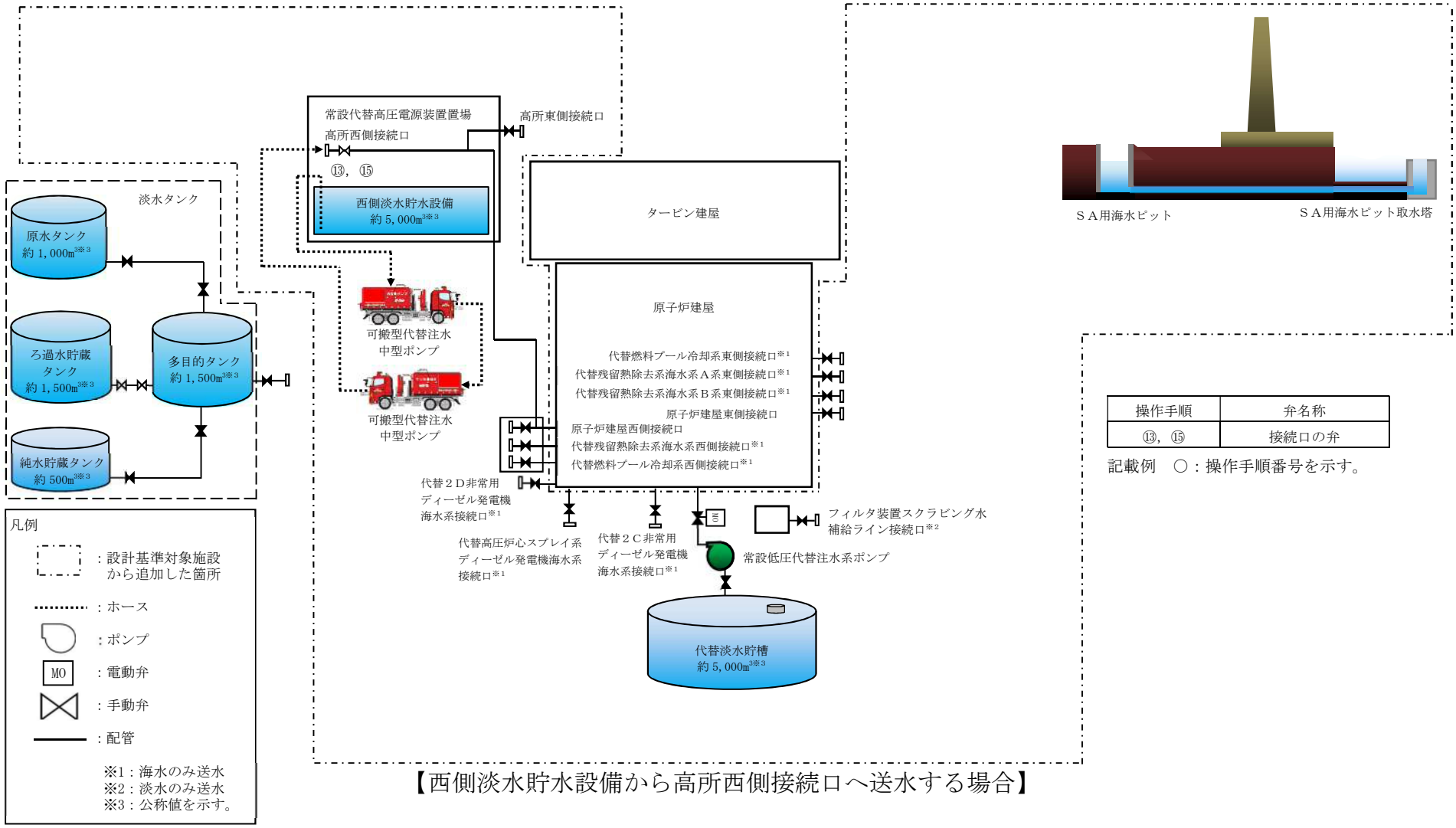


第 1.13－5 図　高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした
原子炉圧力容器への注水タイムチャート



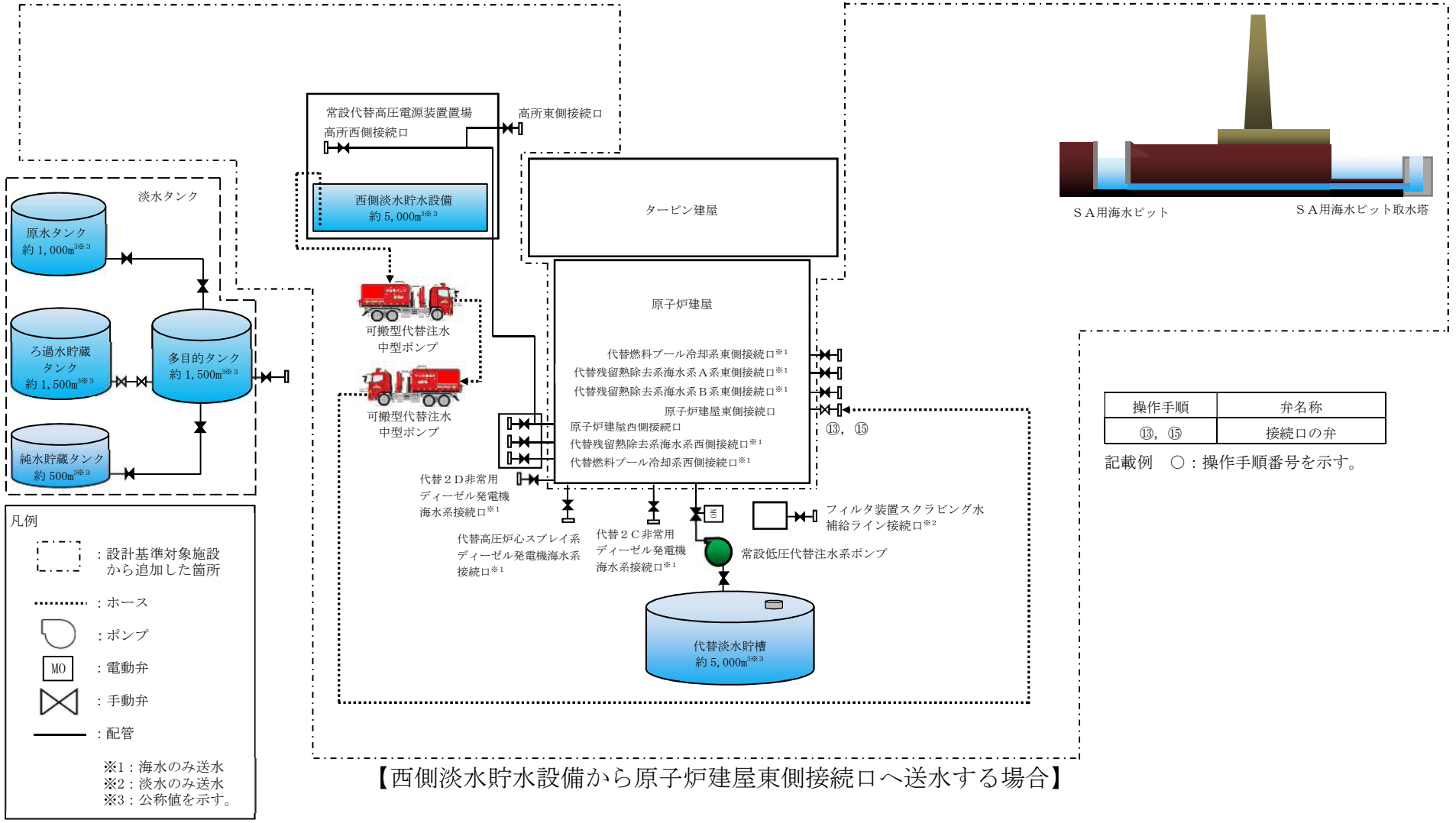
【西側淡水貯水設備から高所東側接続口へ送水する場合】

第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（1／11）



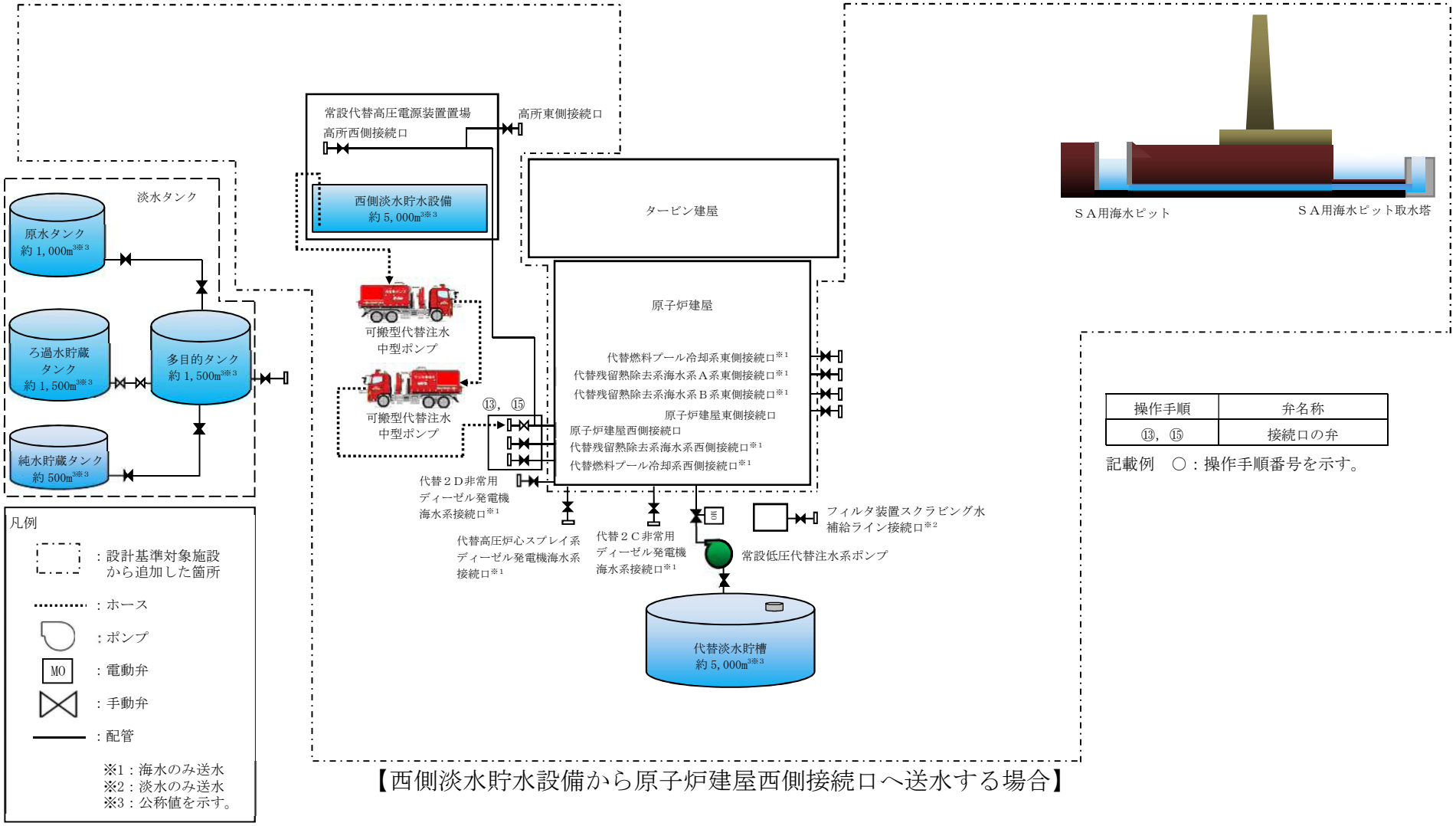
【西側淡水貯水設備から高所西側接続口へ送水する場合】

第 1.13－6 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（2／11）



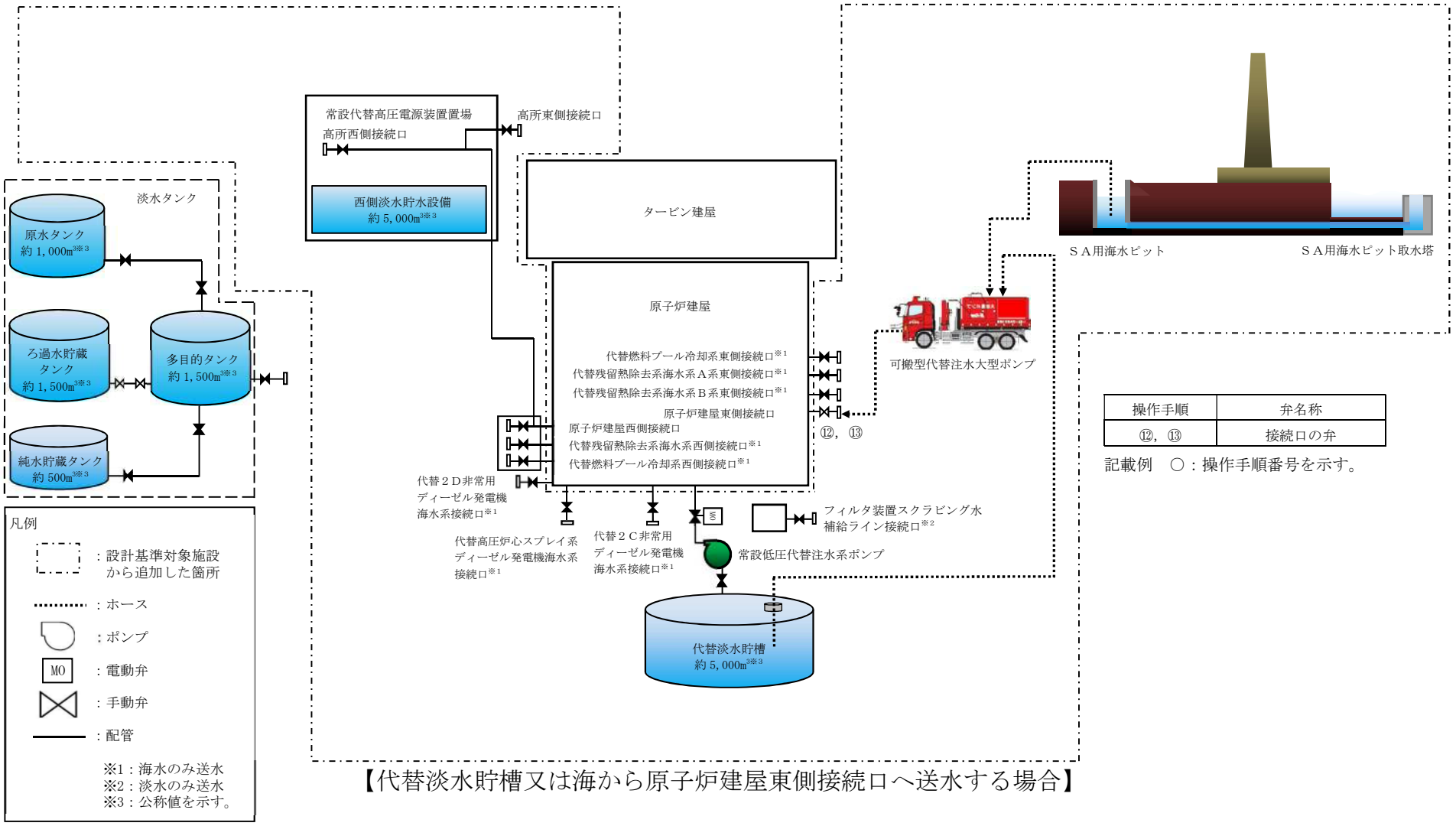
【西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口へ送水する場合】

第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（3／11）

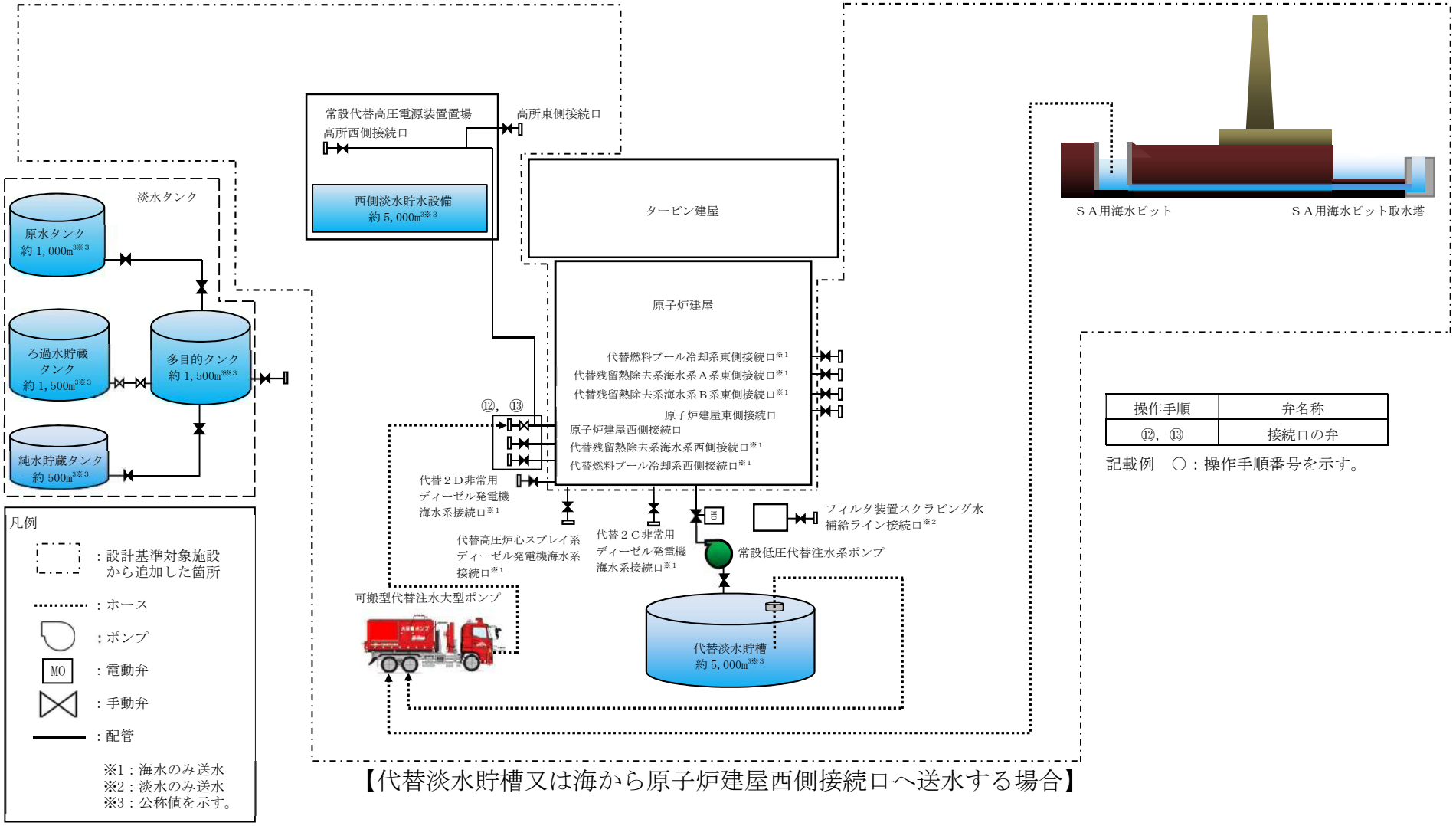


【西側淡水貯水設備から原子炉建屋西側接続口へ送水する場合】

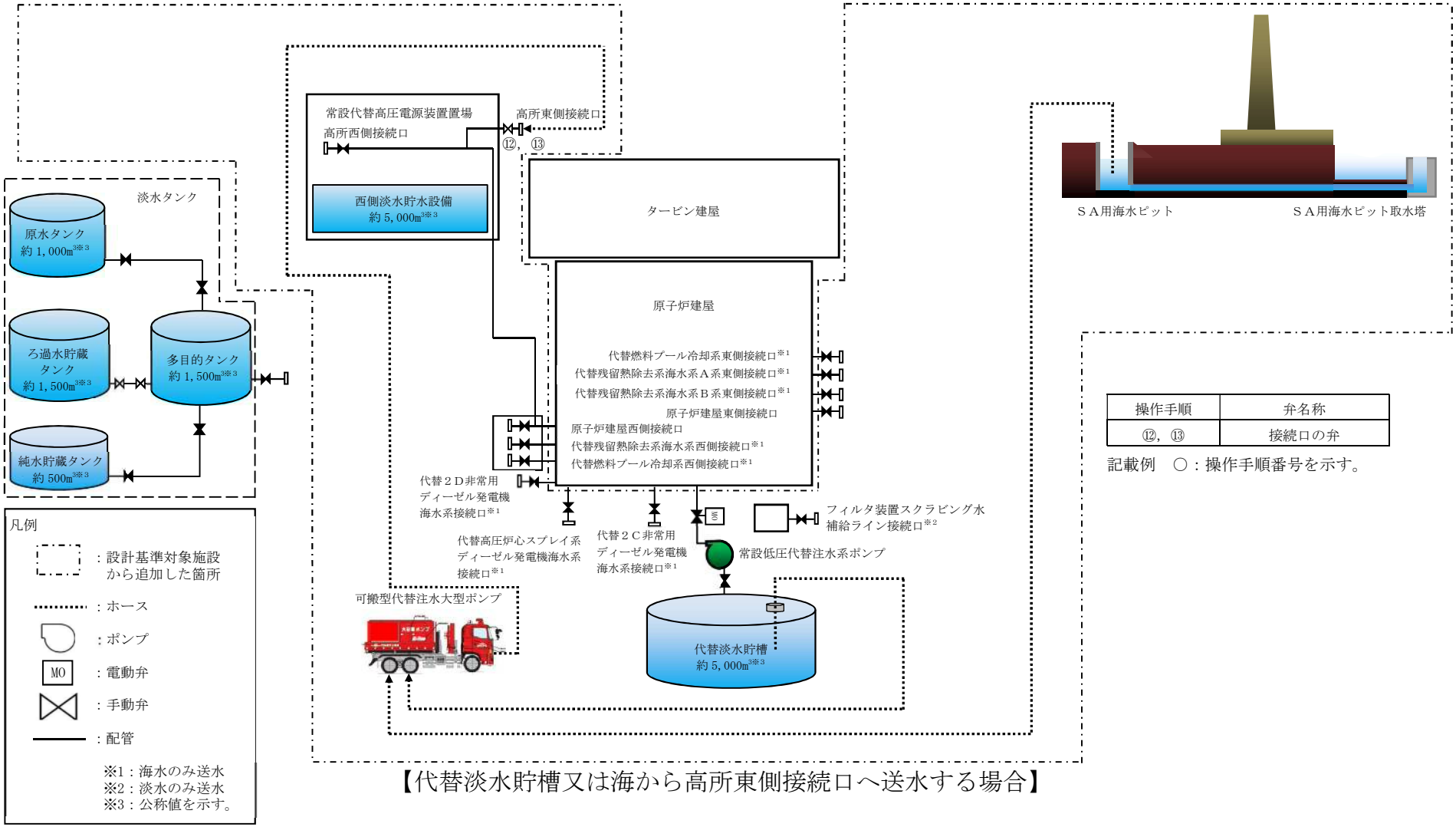
第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（4／11）



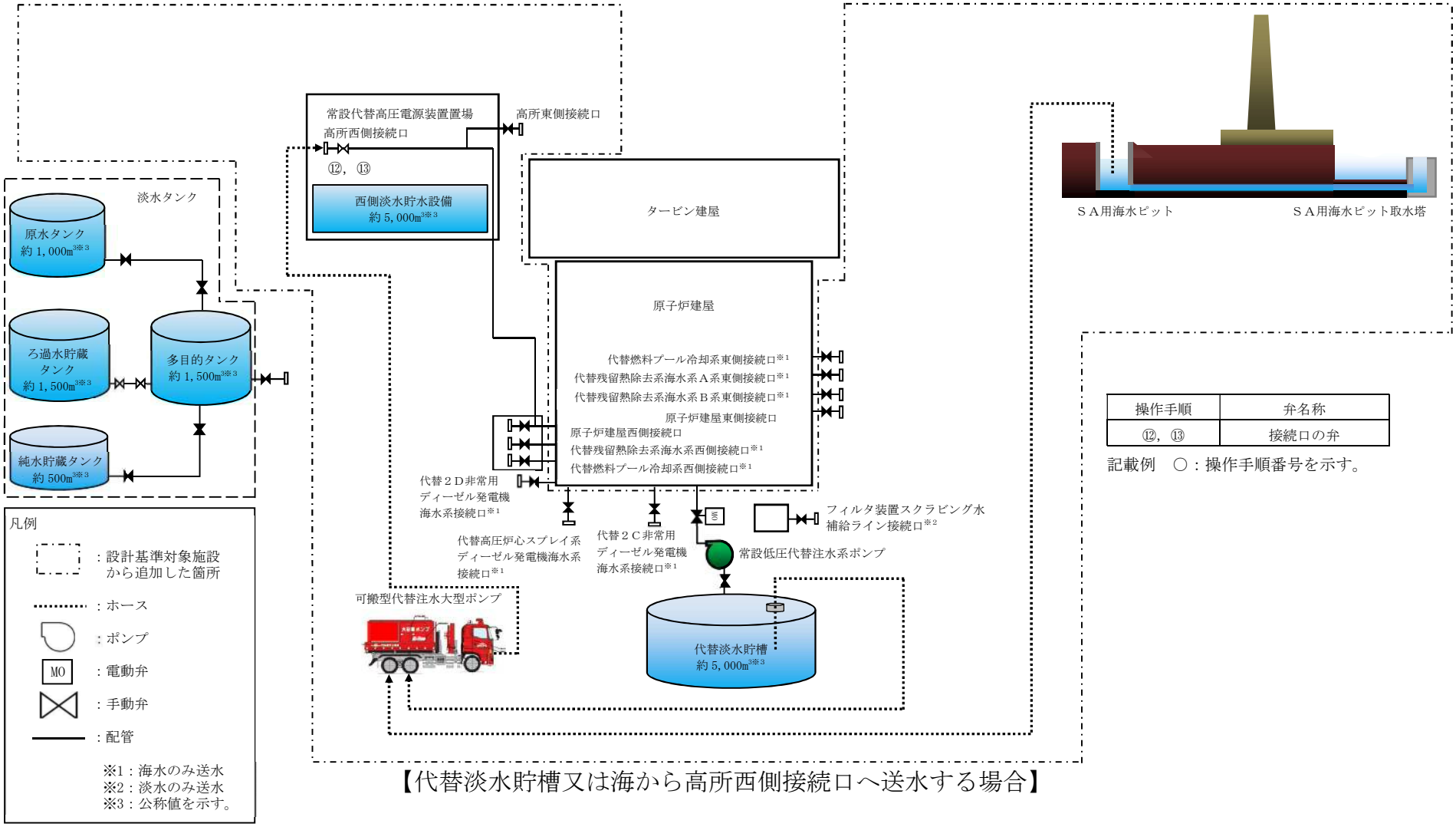
第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（5／11）



第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（6／11）

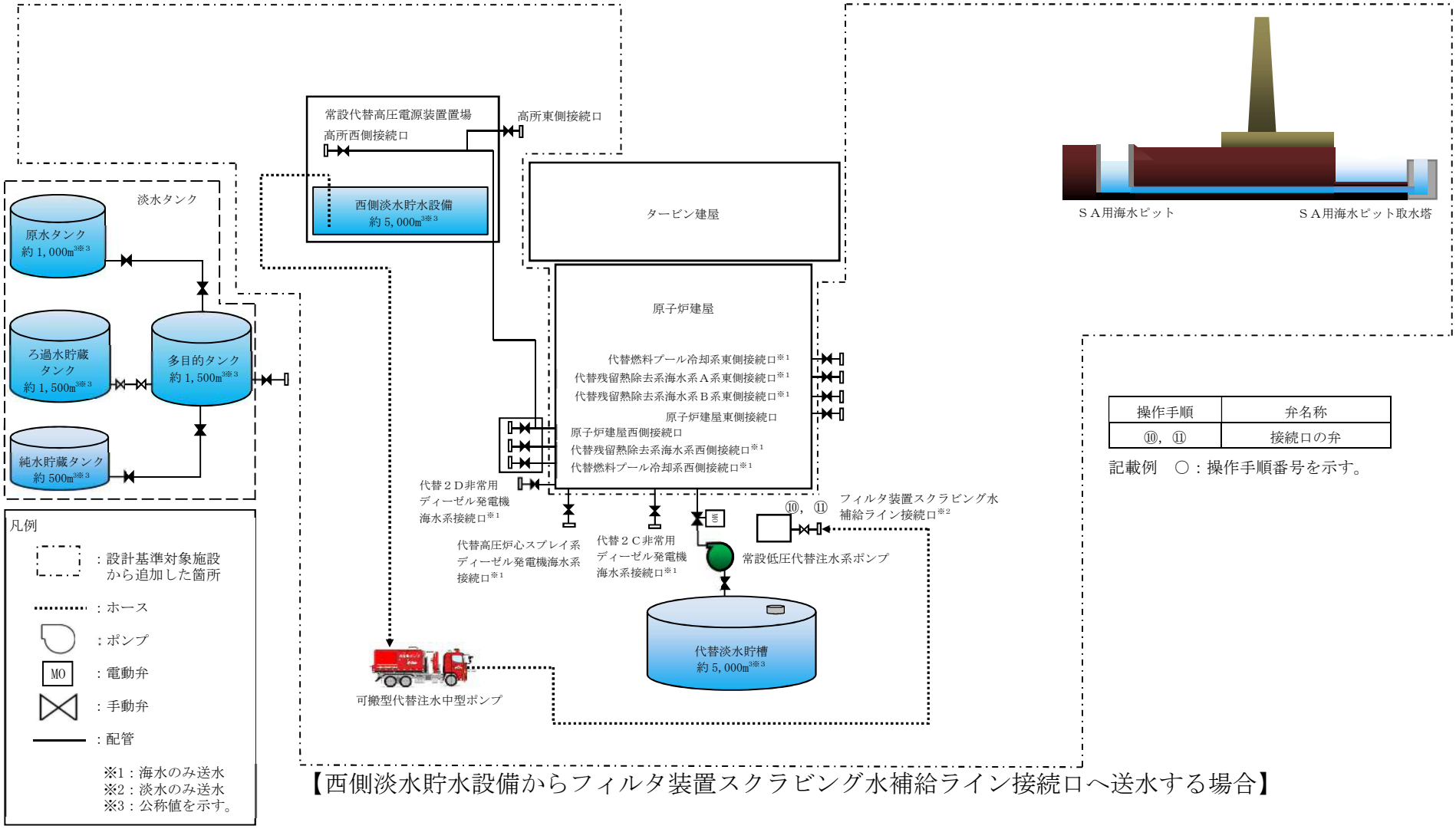


第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（7／11）

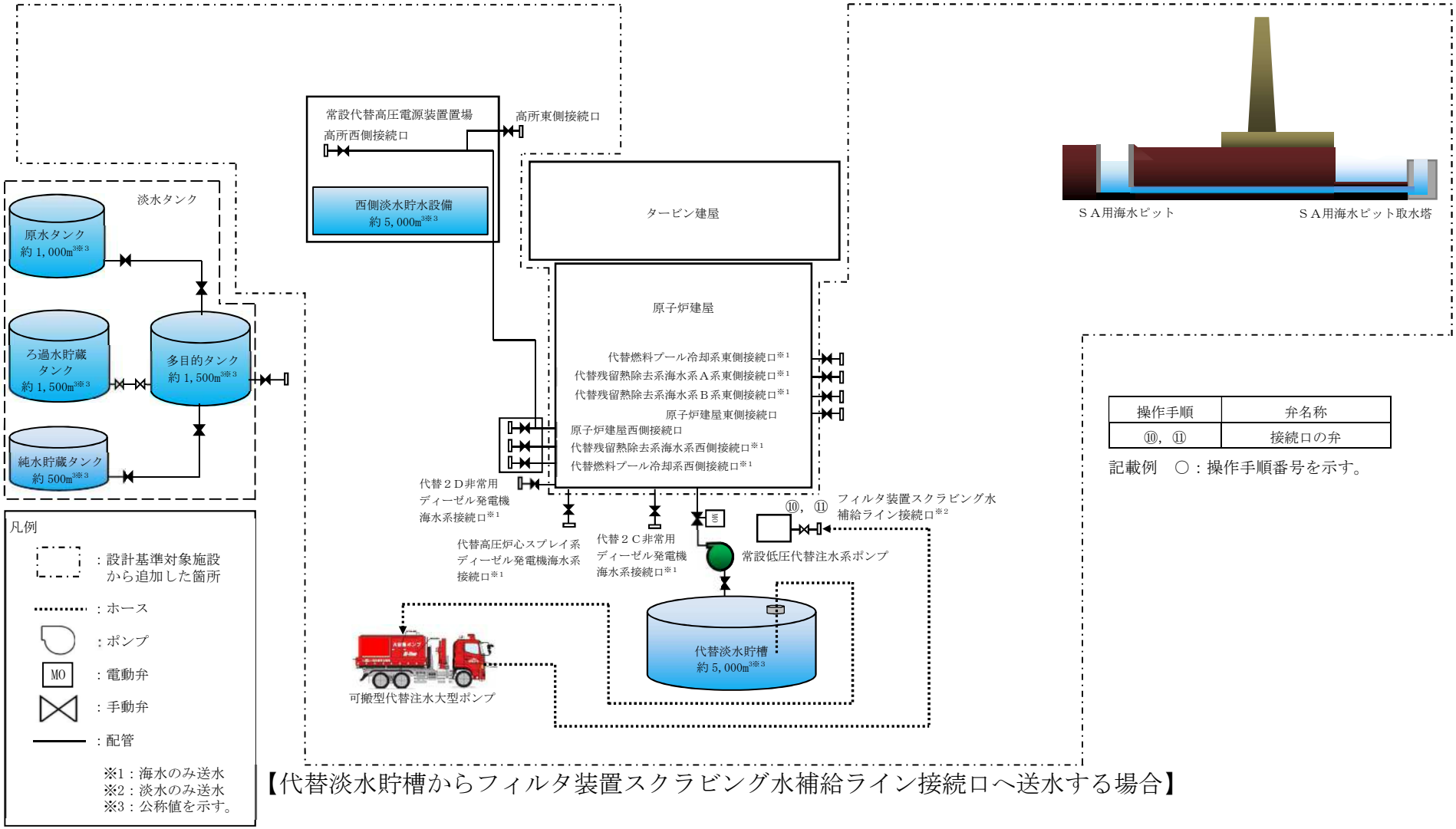


【代替淡水貯槽又は海から高所西側接続口へ送水する場合】

第 1.13－6 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（8／11）

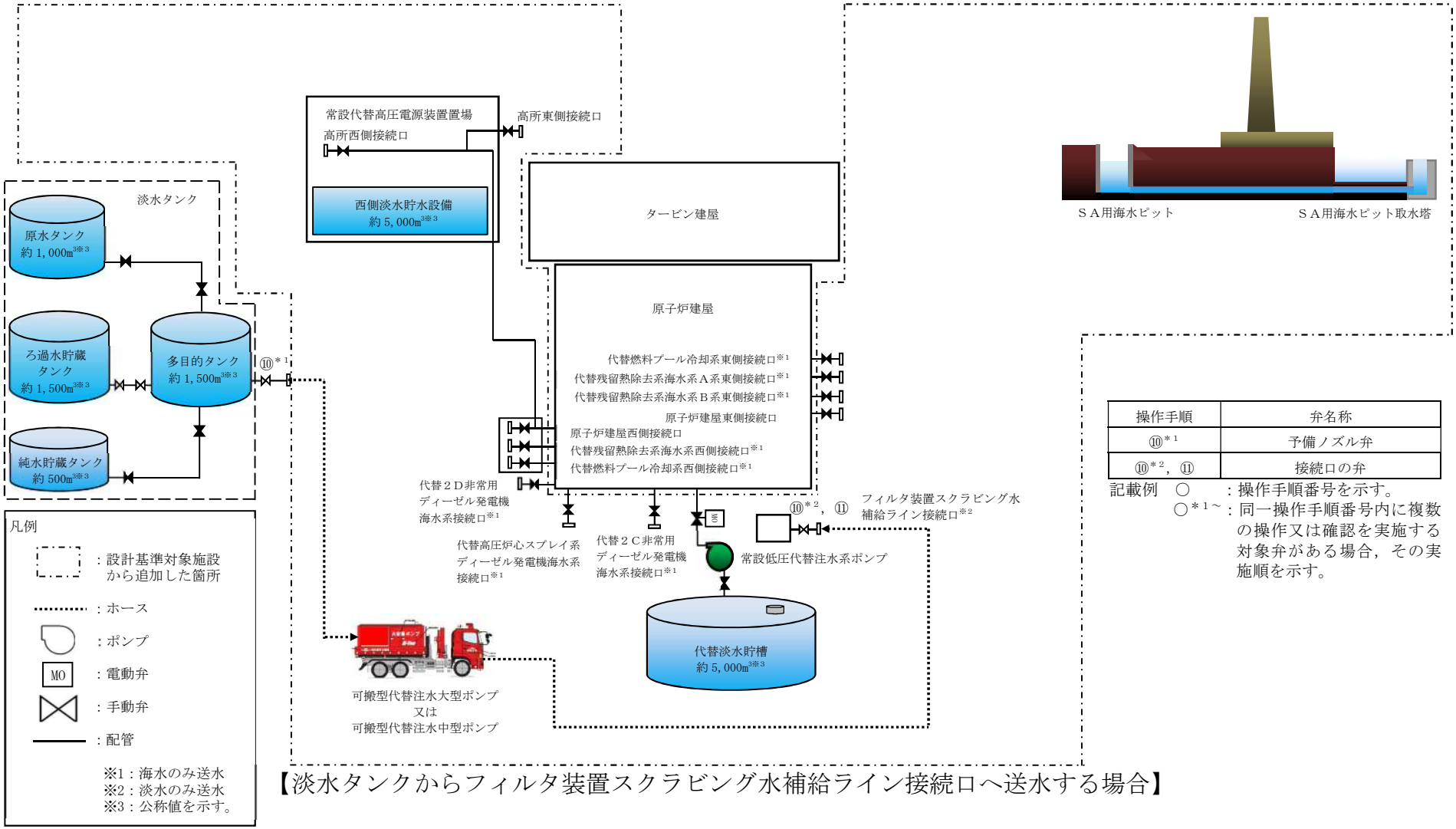


第 1.13－6 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（9／11）



【代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口へ送水する場合】

第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（10／11）

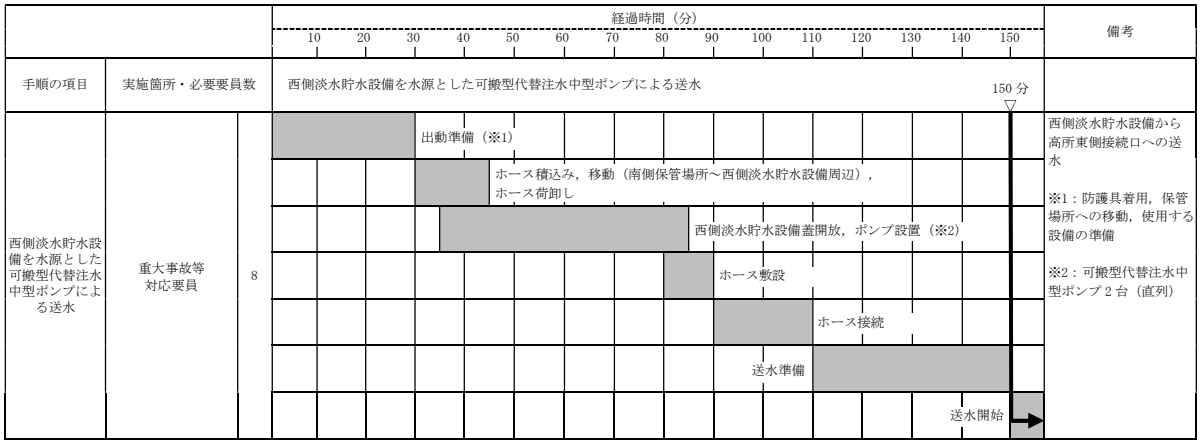


【淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口へ送水する場合】

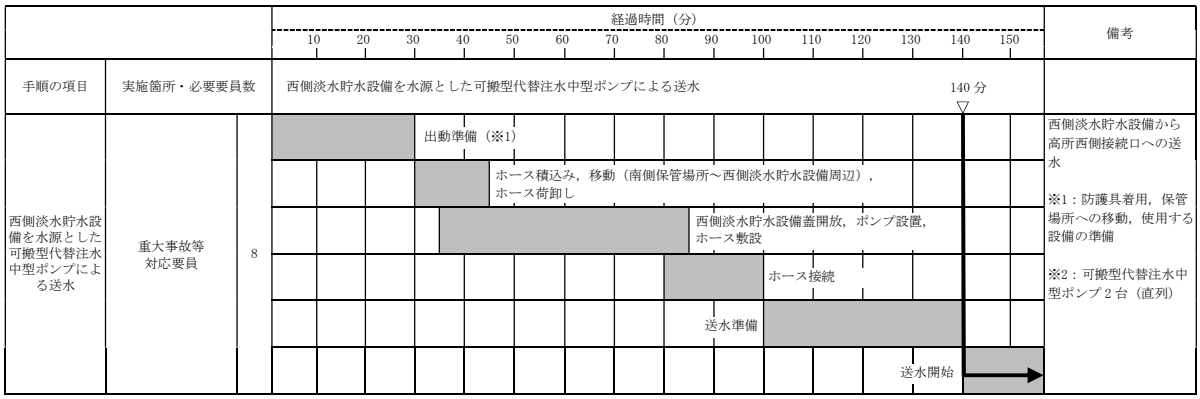
操作手順	弁名称
⑩*1	予備ノズル弁
⑩*2，⑪	接続口の弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。
　　○*1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

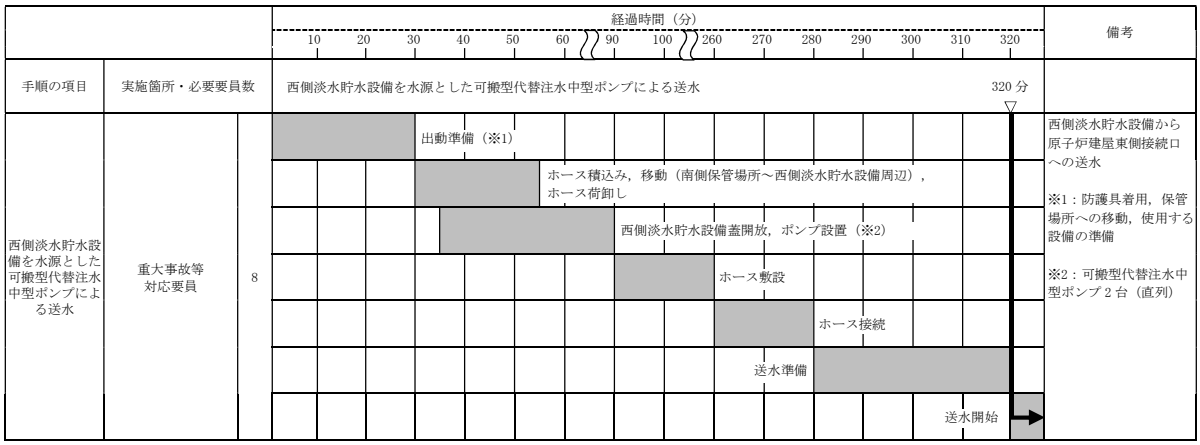
第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（11／11）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所東側接続口への送水開始まで 160 分以内で可能である。】

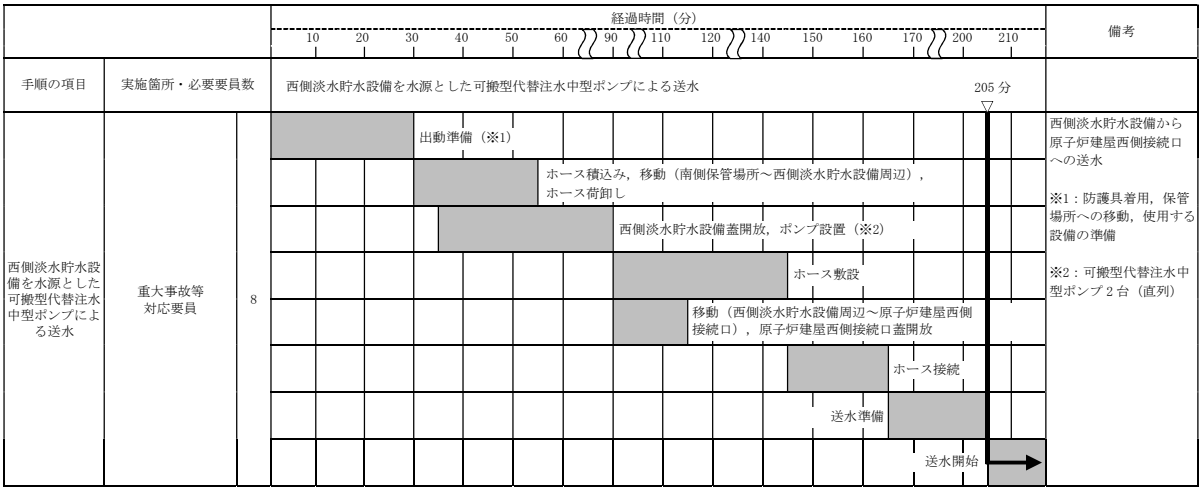


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所西側接続口への送水開始まで 140 分以内で可能である。】

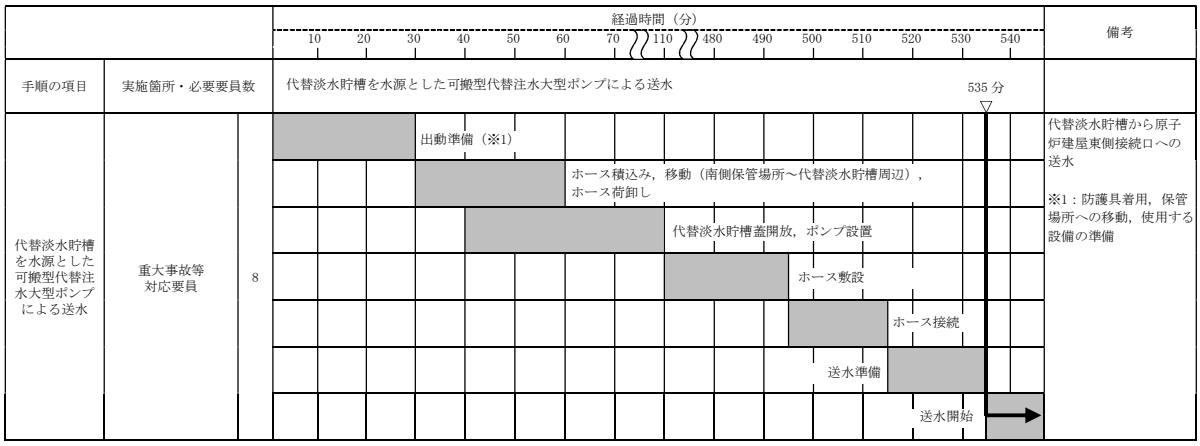


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 190 分以内で可能である。】

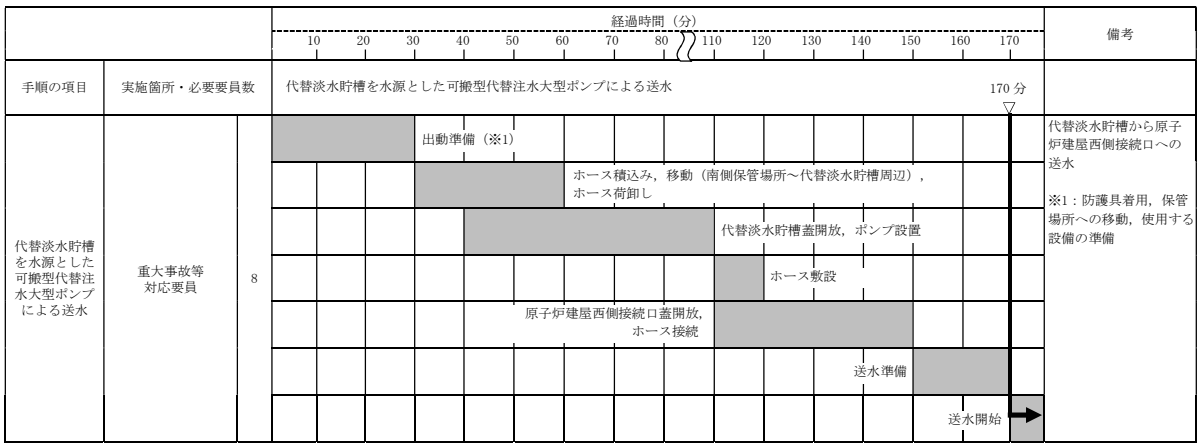
第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（1／6）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】

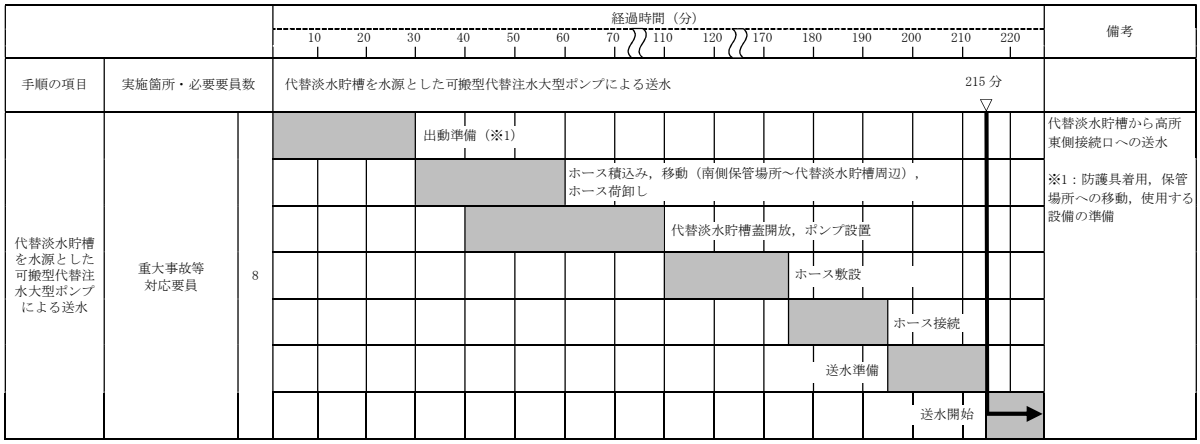


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 205 分以内で可能である。】

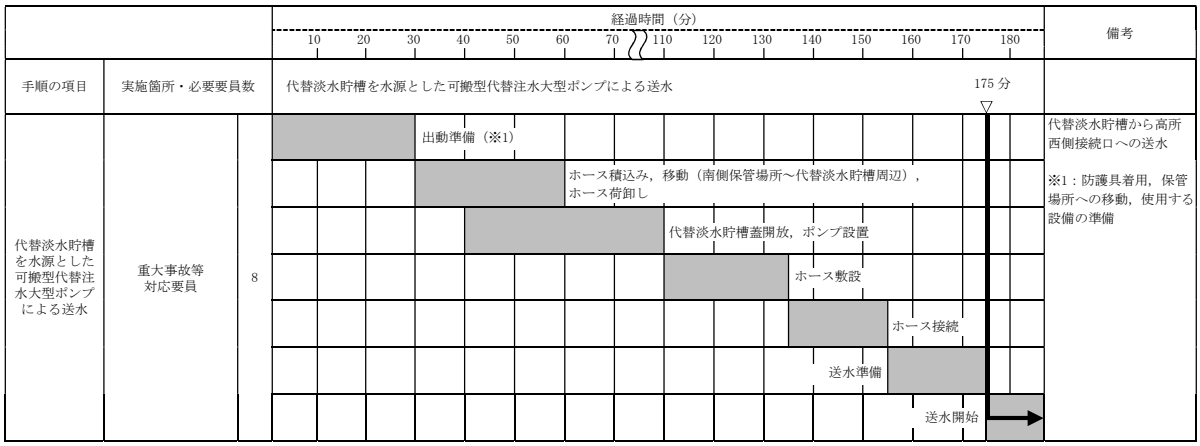


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】

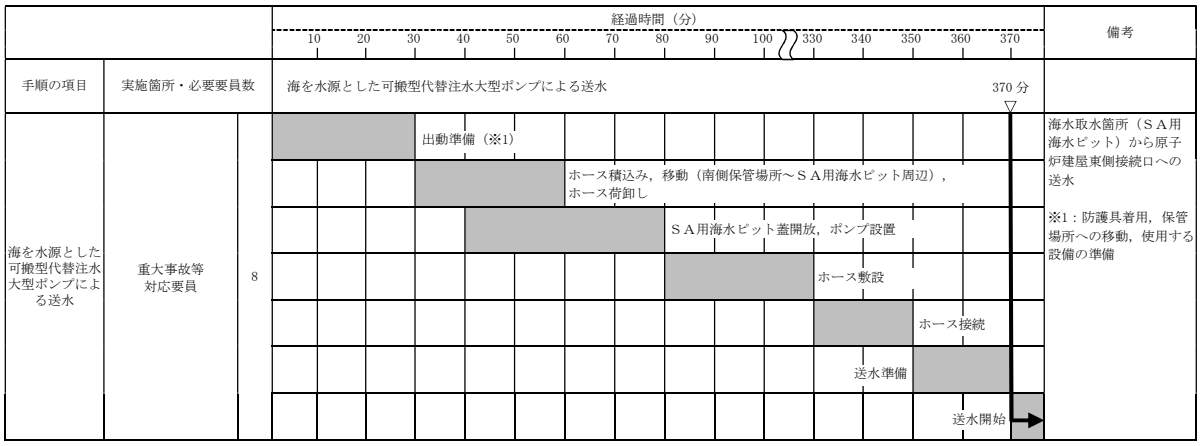
第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（2／6）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所東側接続口への送水開始まで 170 分以内で可能である。】

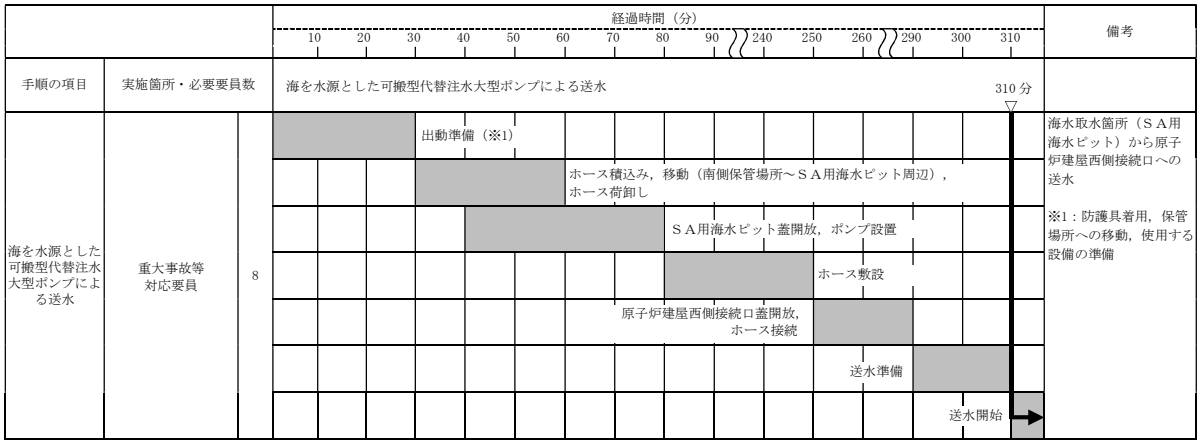


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所西側接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】

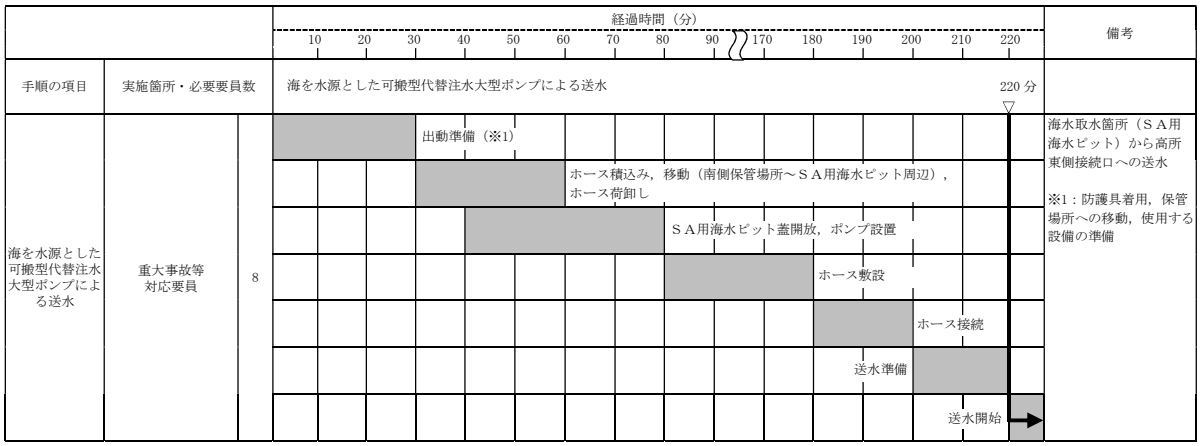


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 135 分以内で可能である。】

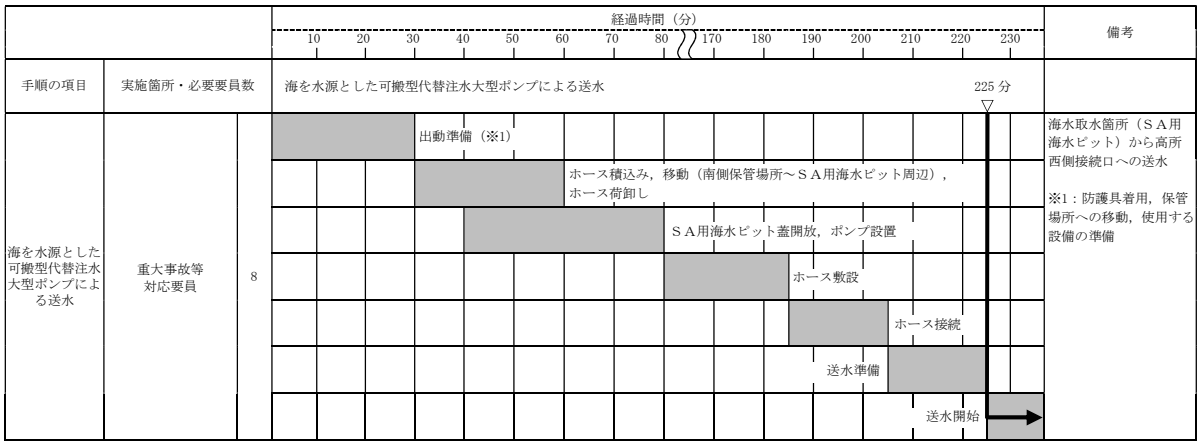
第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（3／6）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 150 分以内で可能である。】

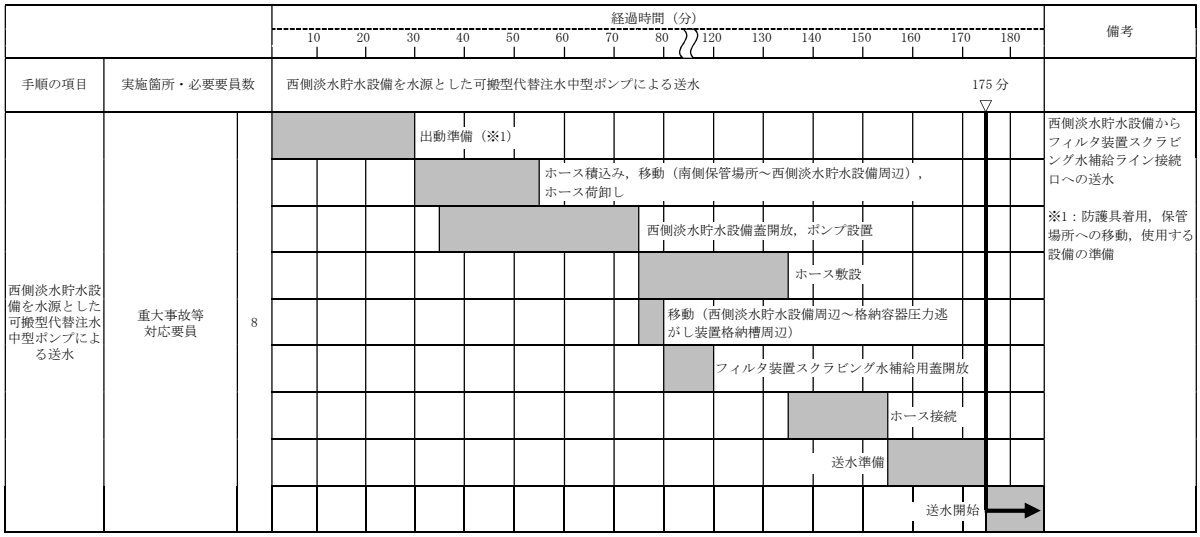


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所東側接続口への送水開始まで 155 分以内で可能である。】

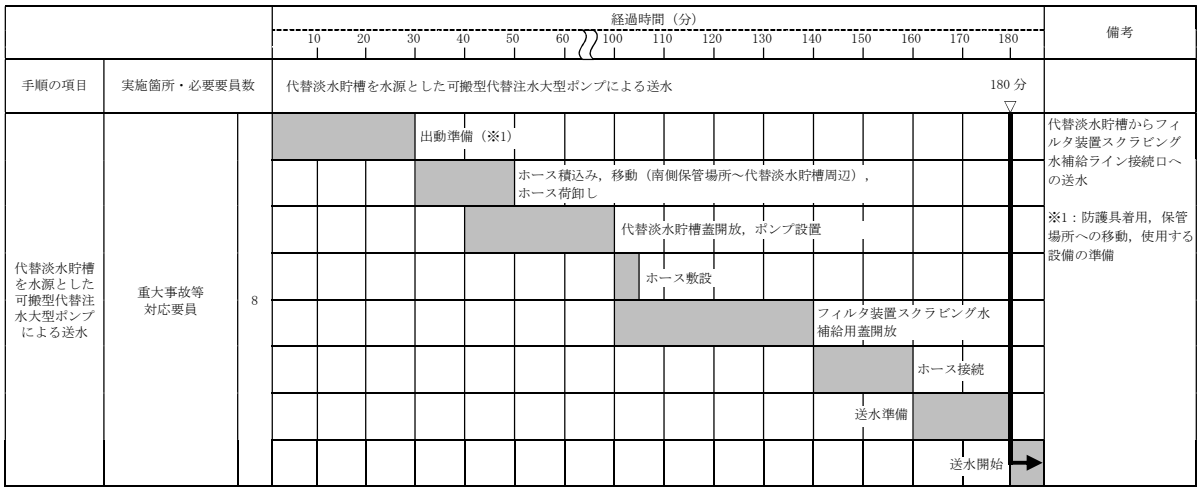


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所西側接続口への送水開始まで 150 分以内で可能である。】

第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（4／6）

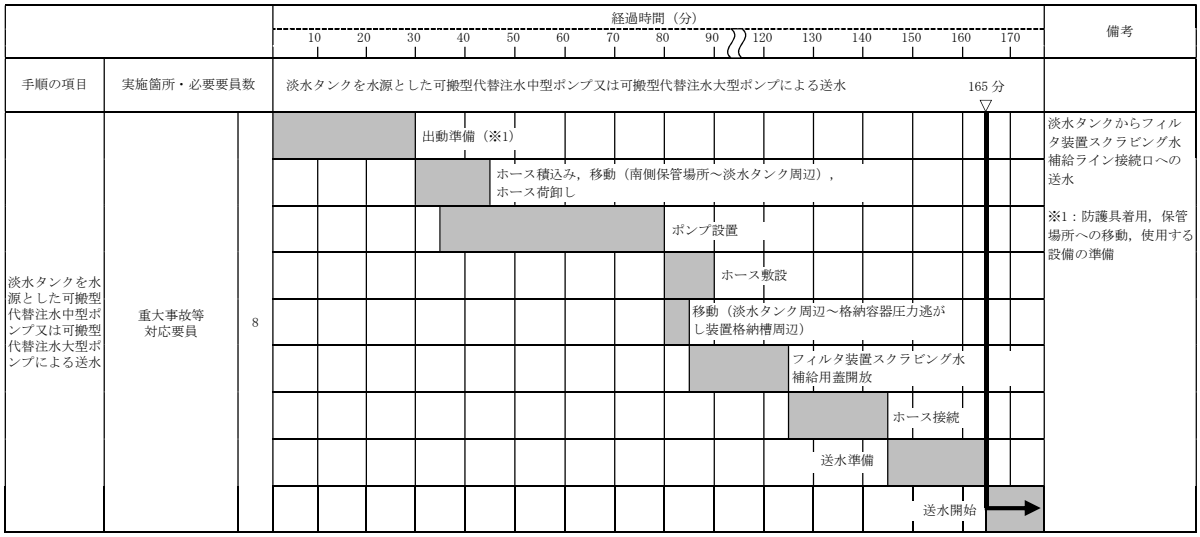


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】



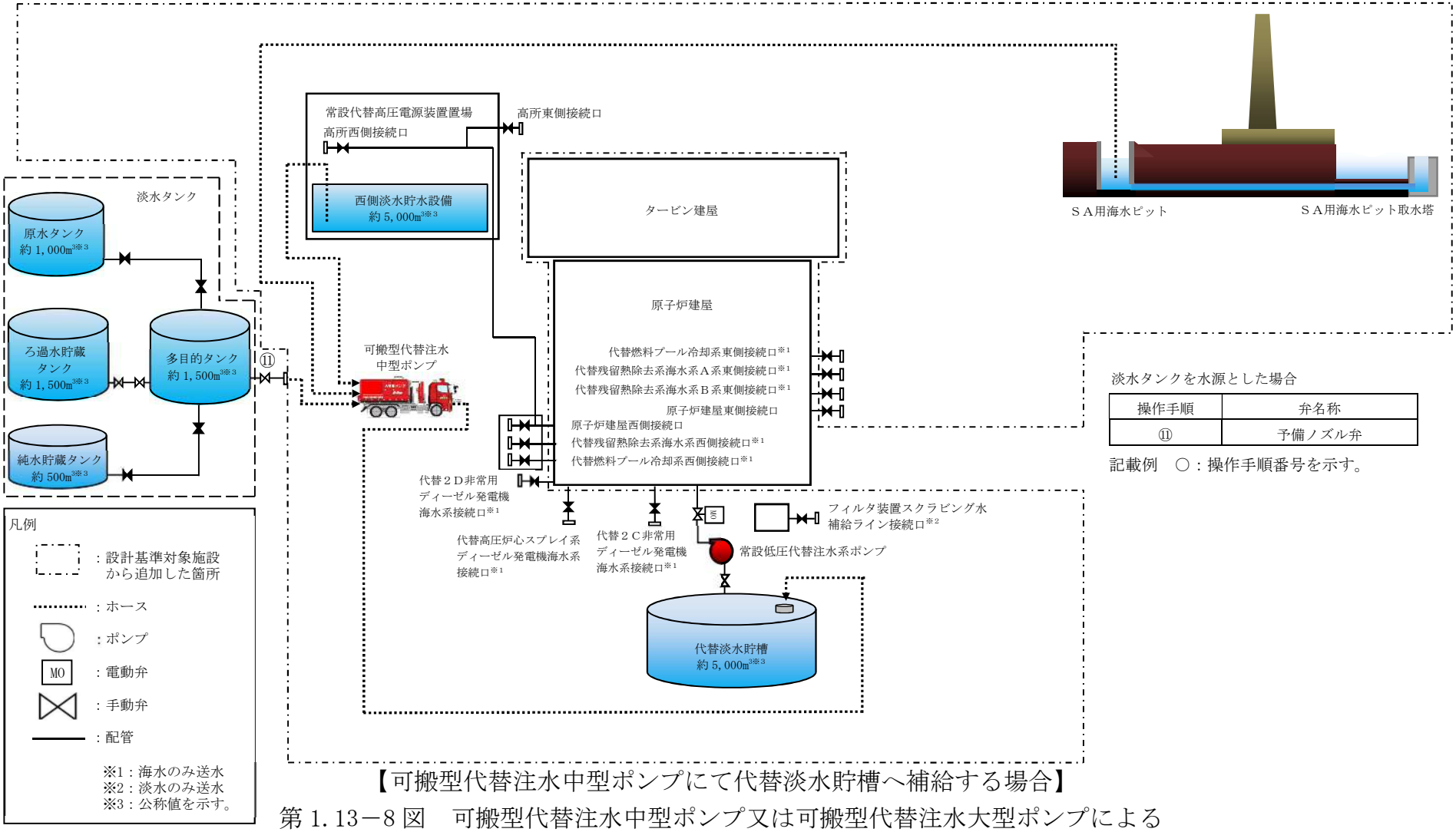
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで 180 分以内で可能である。】

第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（5／6）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】

第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（6／6）



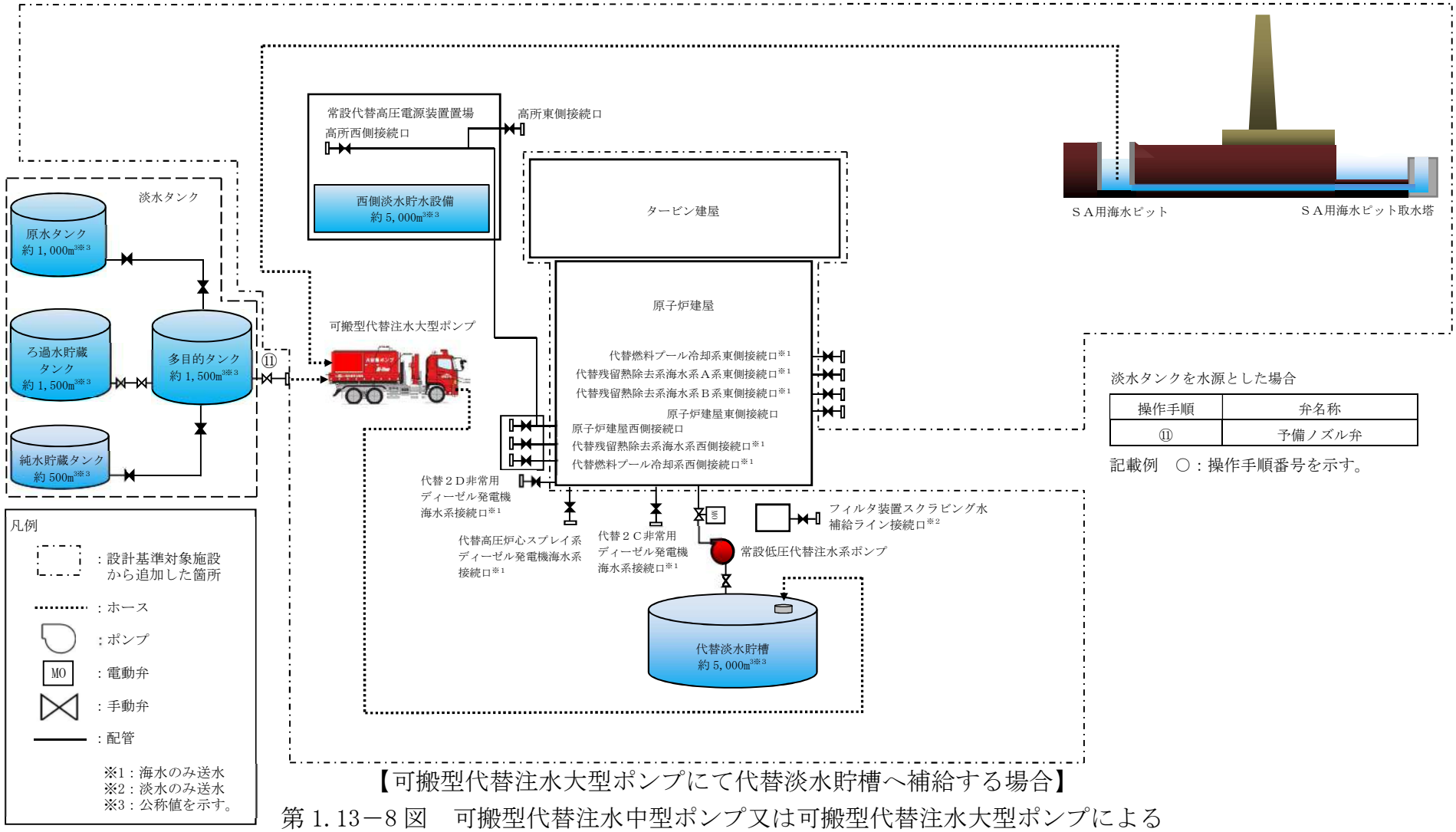
淡水タンクを水源とした場合

操作手順	弁名称
⑪	予備ノズル弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

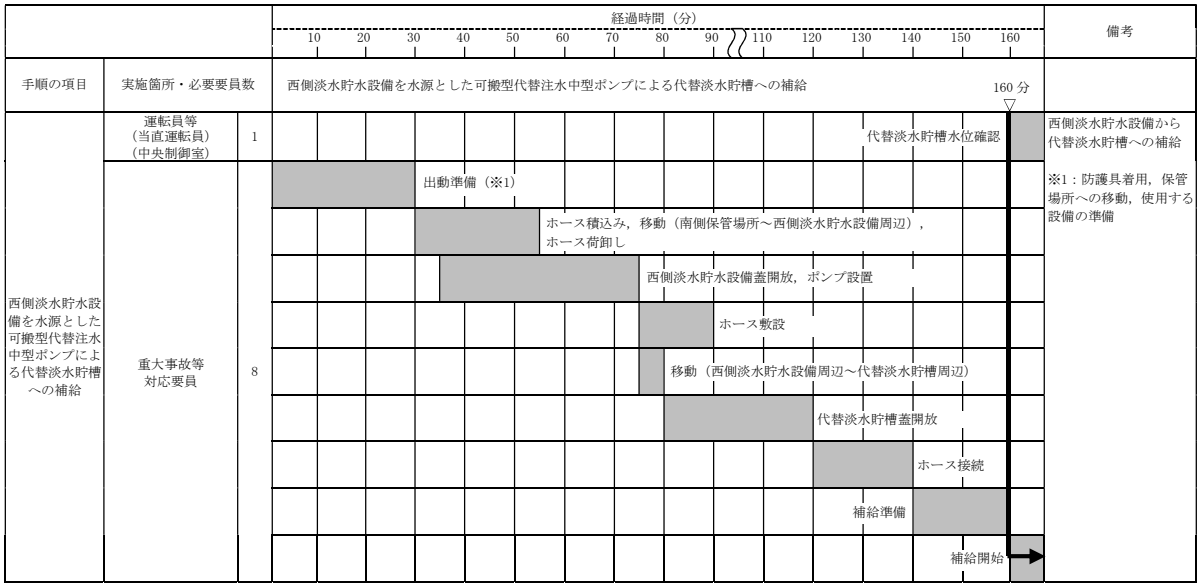
【可搬型代替注水中型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第1.13－8図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）概要図（1／2）

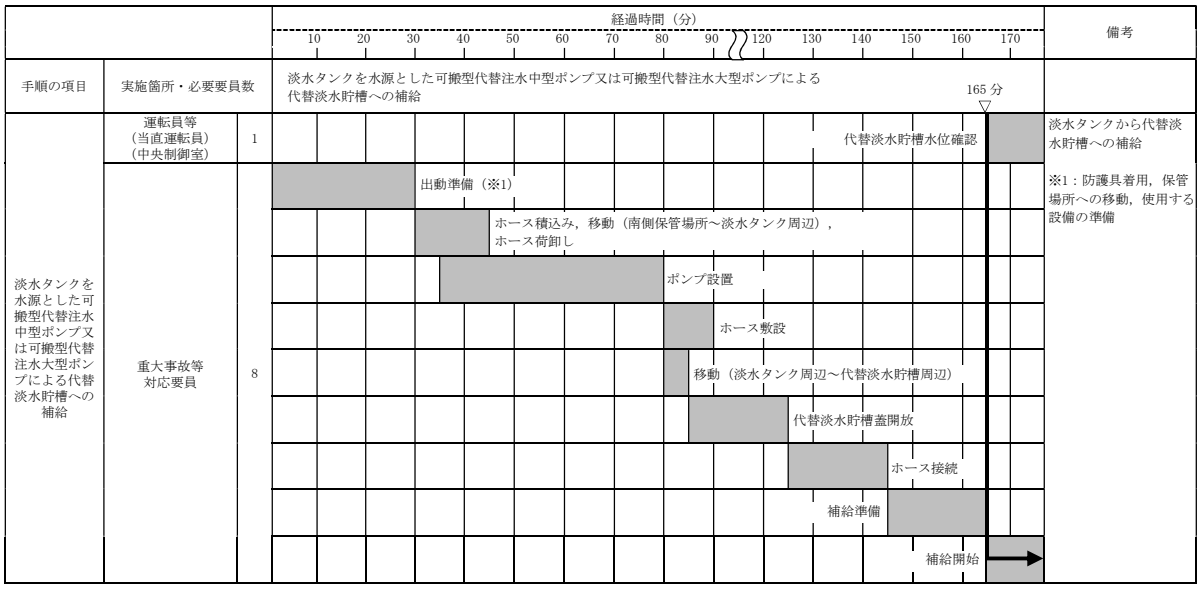


【可搬型代替注水大型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第1.13－8図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）概要図（2／2）

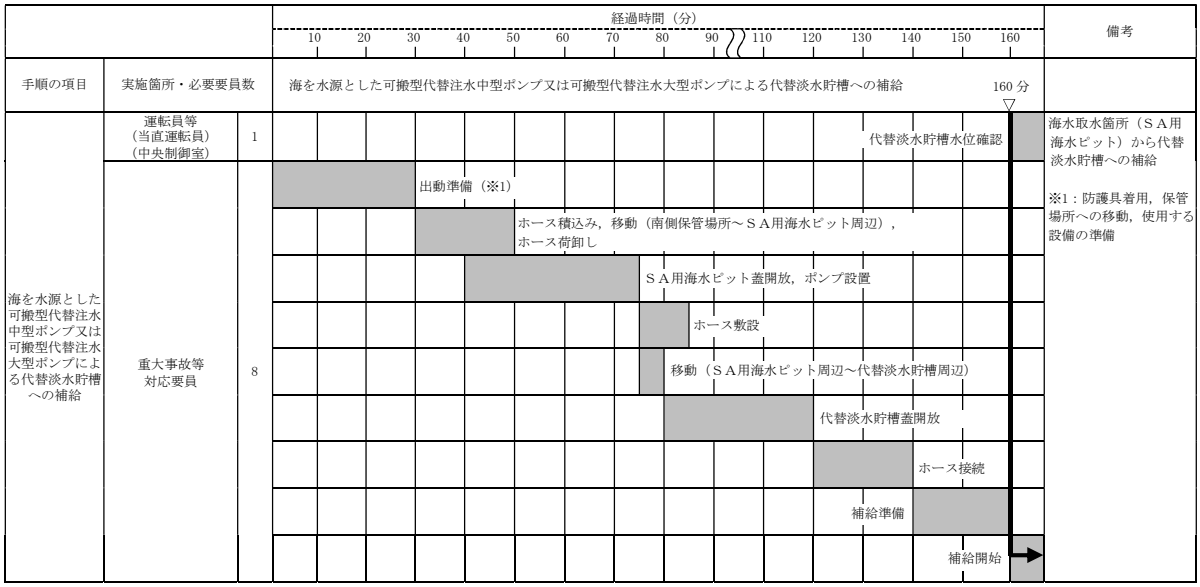


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 160 分以内で可能である。】



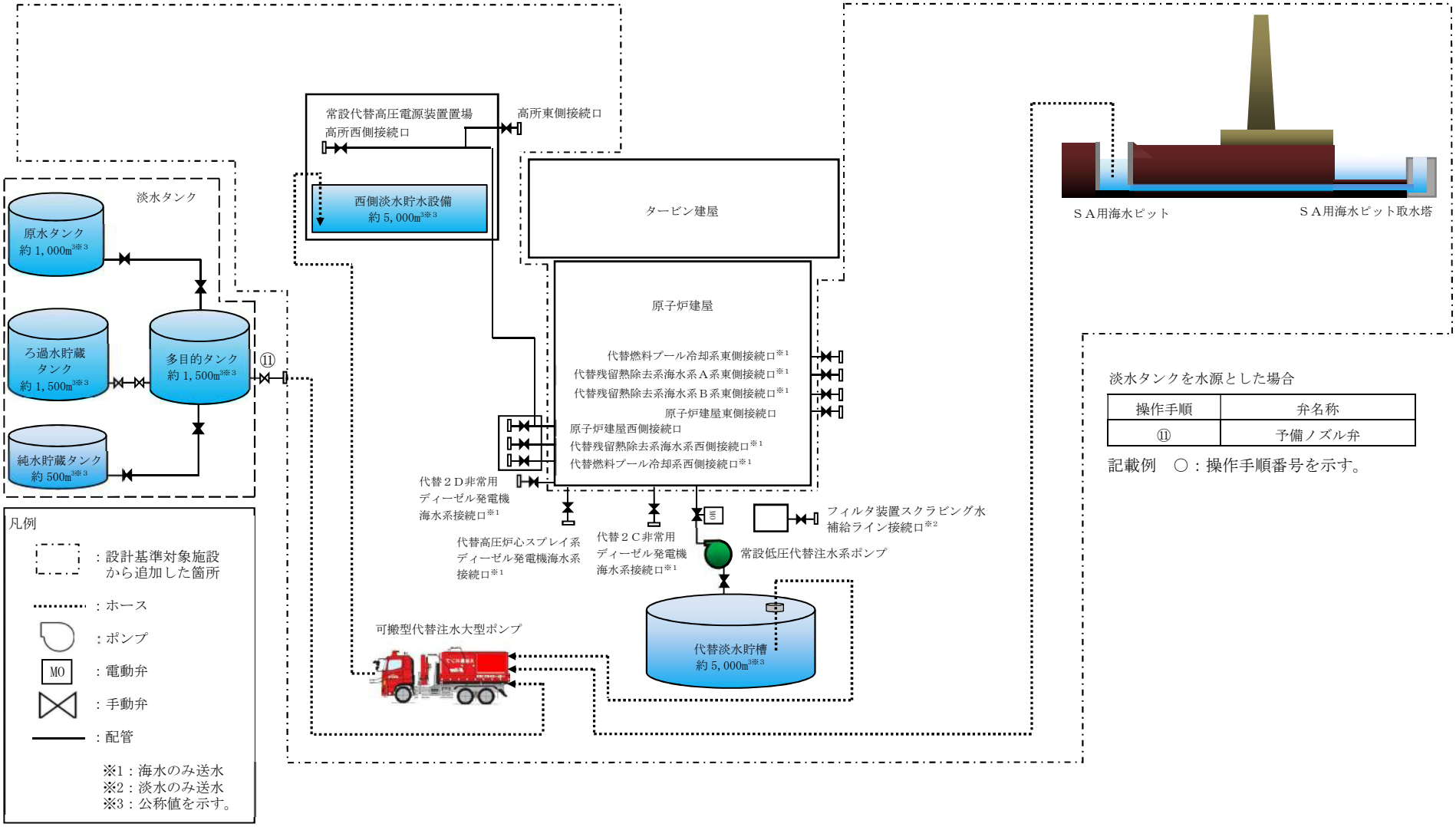
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 165 分以内で可能である。】

第 1.13－9 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる
代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）タイムチャート（1／2）

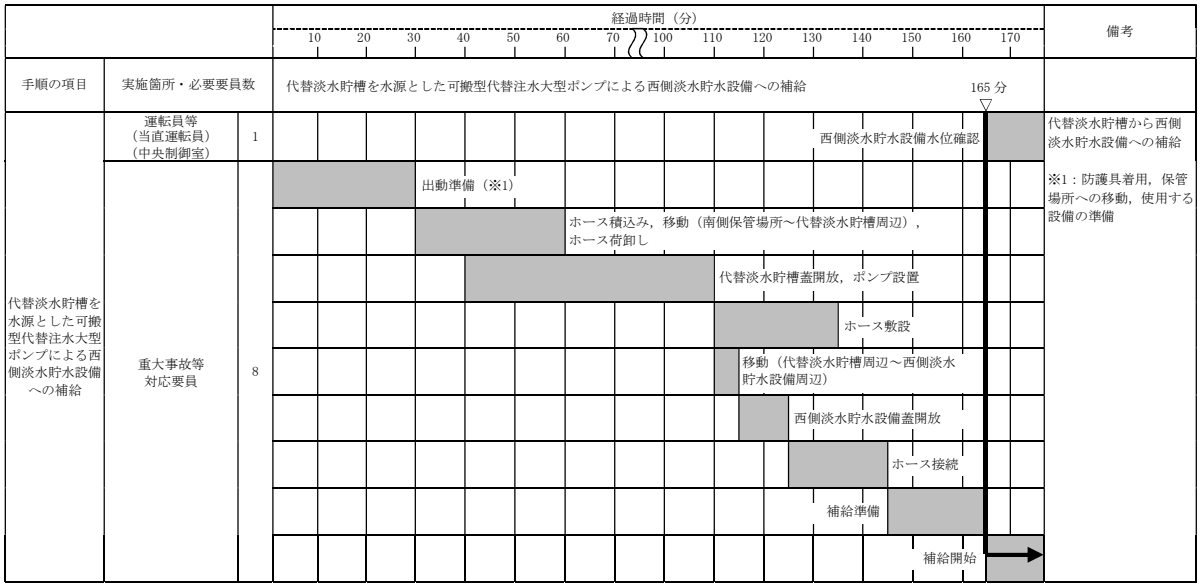


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 160 分以内で可能である。】

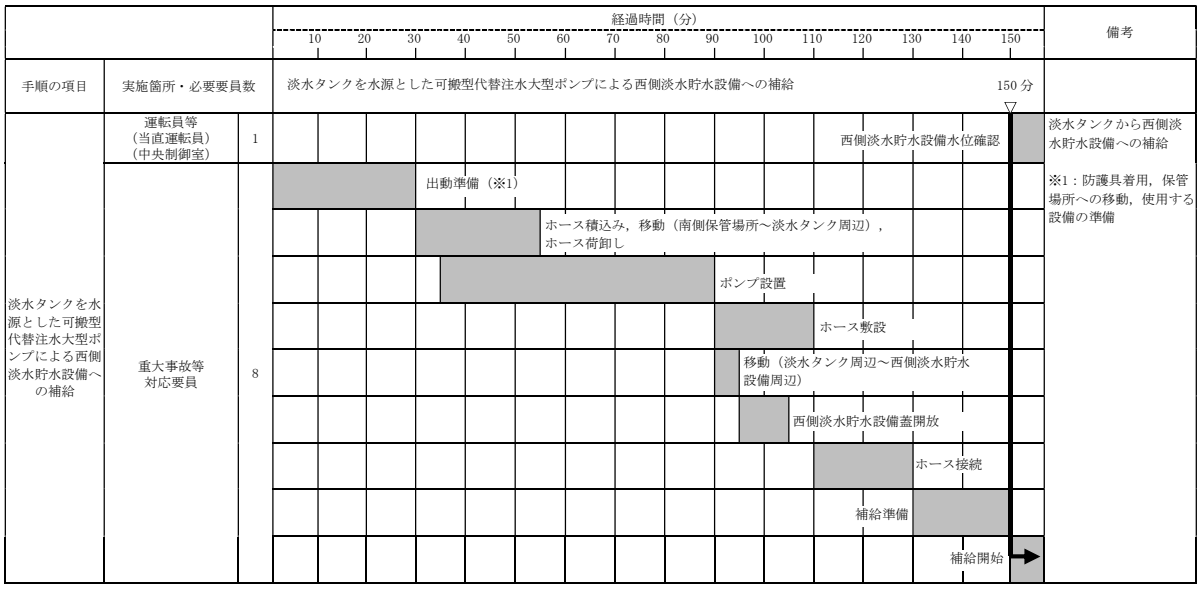
第 1.13－9 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）タイムチャート（2／2）



第 1.13－10 図　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）概要図

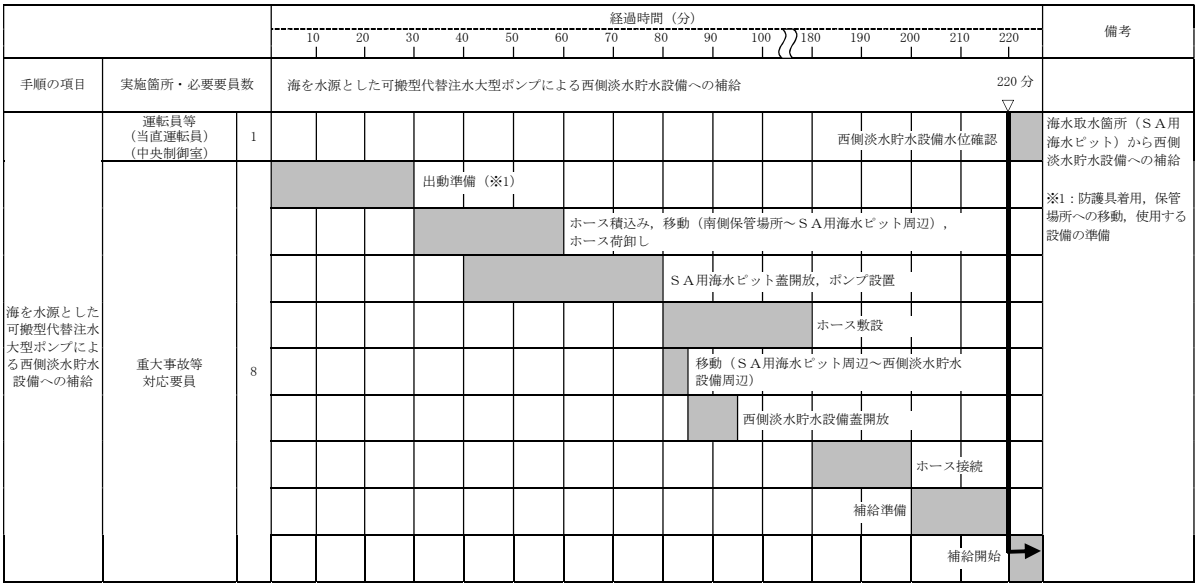


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 155 分以内で可能である。】



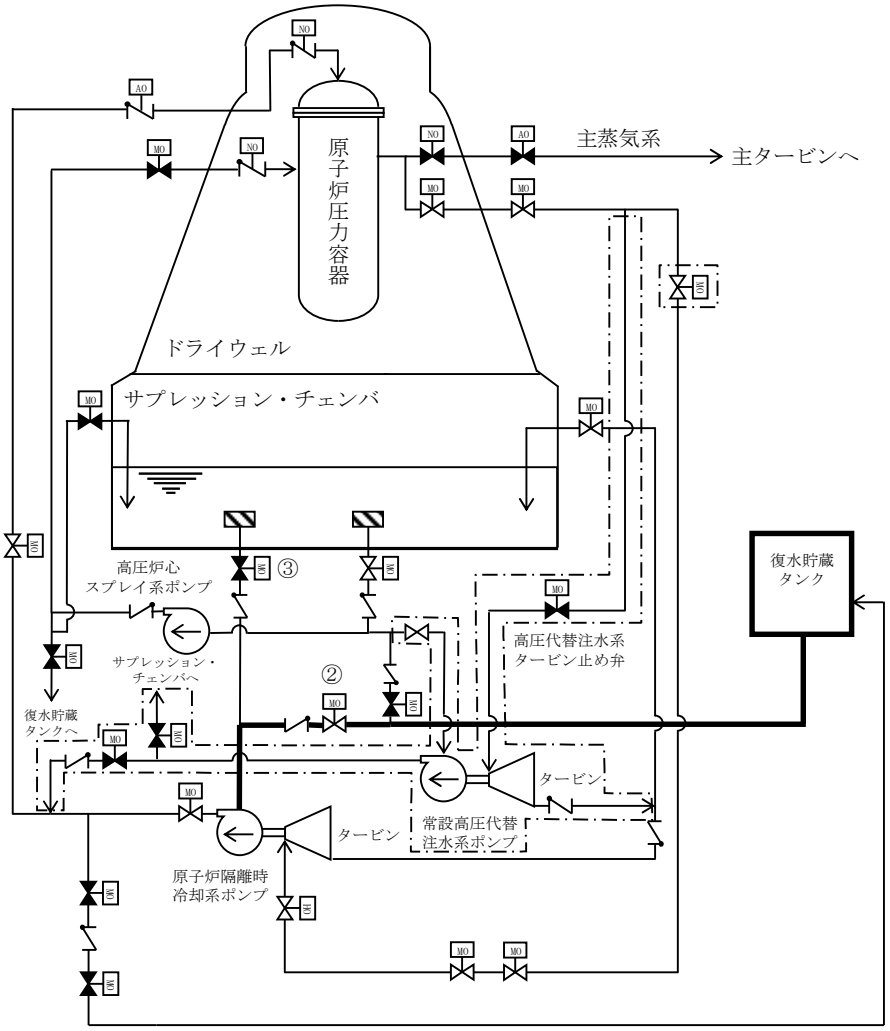
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 140 分以内で可能である。】

第 1.13－11 図　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）タイムチャート（1／2）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 130 分以内で可能である。】

第 1.13－11 図　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）タイムチャート（2／2）



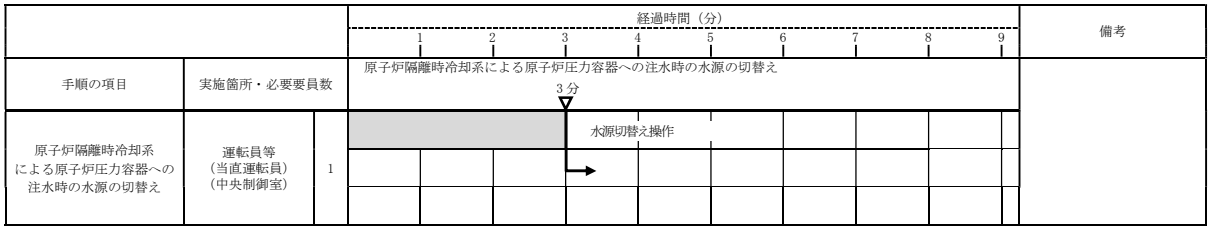
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
HO	油圧駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

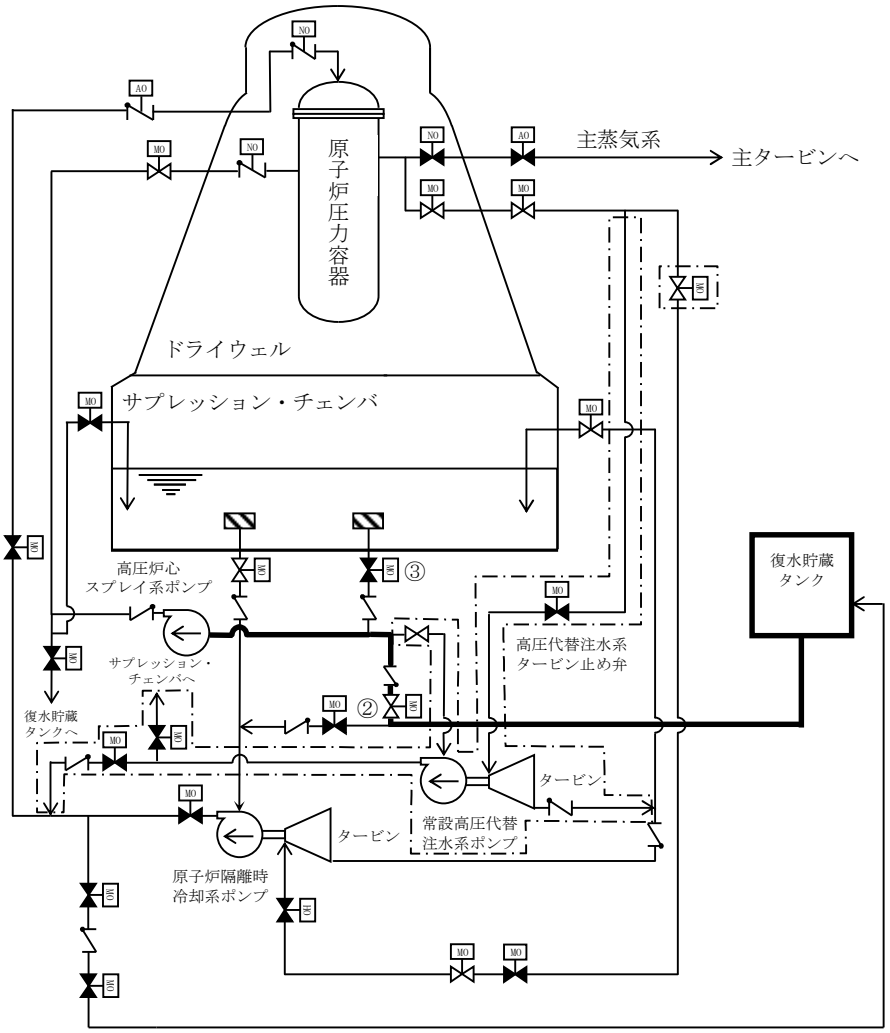
操作手順	弁名称
②	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
③	原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。

第 1.13－12 図　原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え概要図



第 1.13－13 図　原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の
水源の切替えタイムチャート



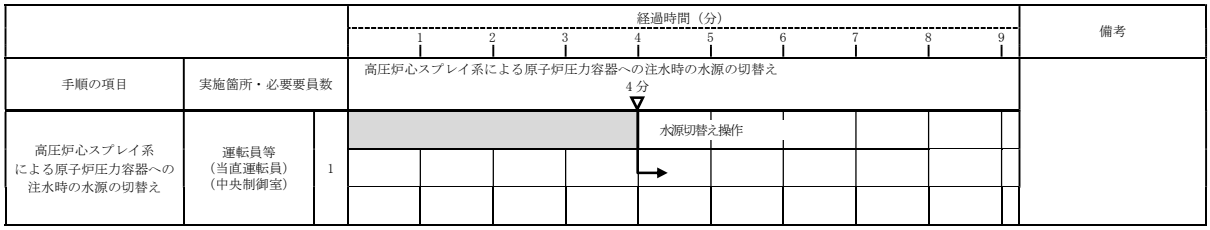
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
HO	油圧駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）
③	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）

記載例　○　　：操作手順番号を示す。

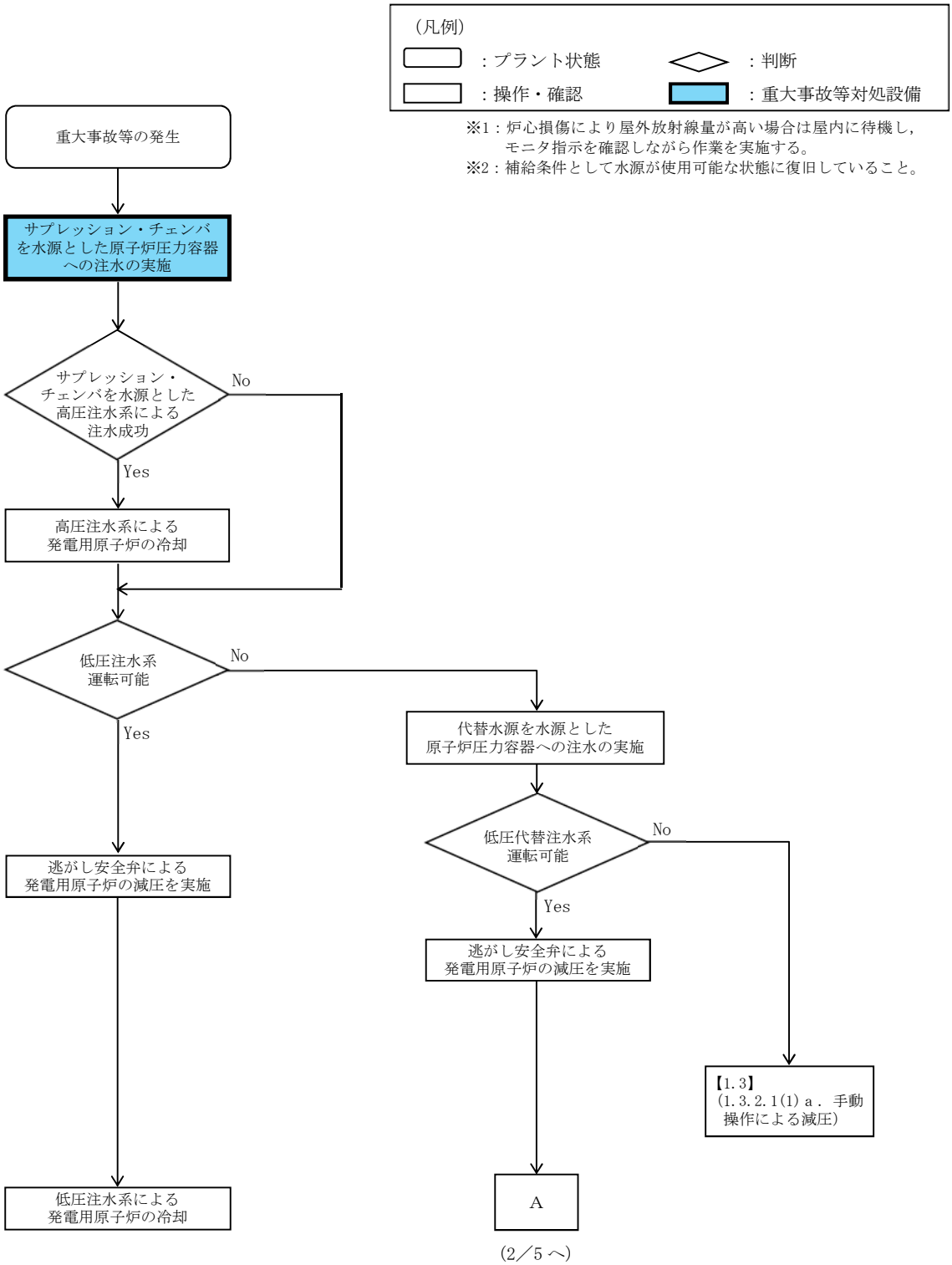
第 1.13－14 図　高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え概要図



第 1.13－15 図　高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の
水源の切替えタイムチャート

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

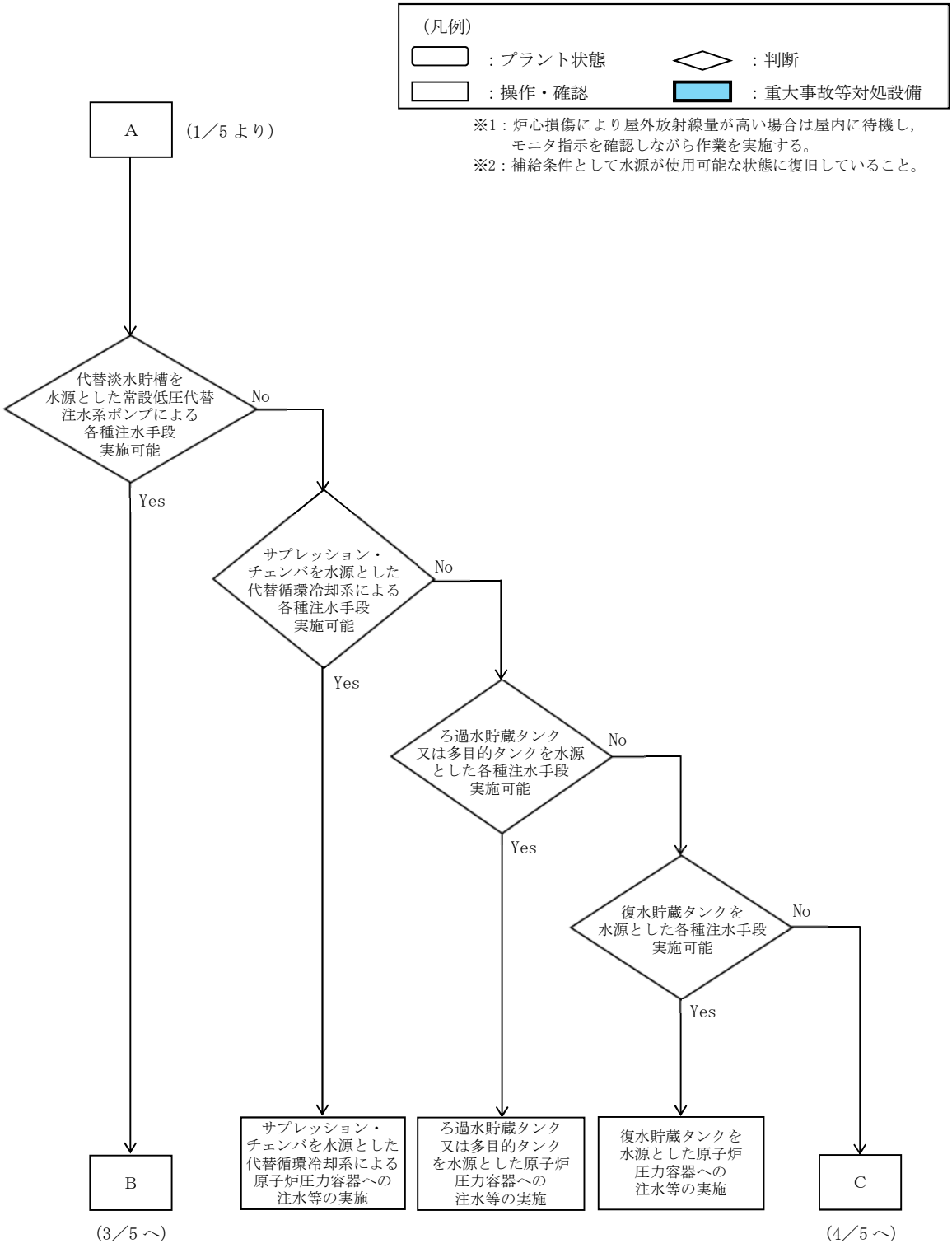
(1)　常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択（1／3）



第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／5）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

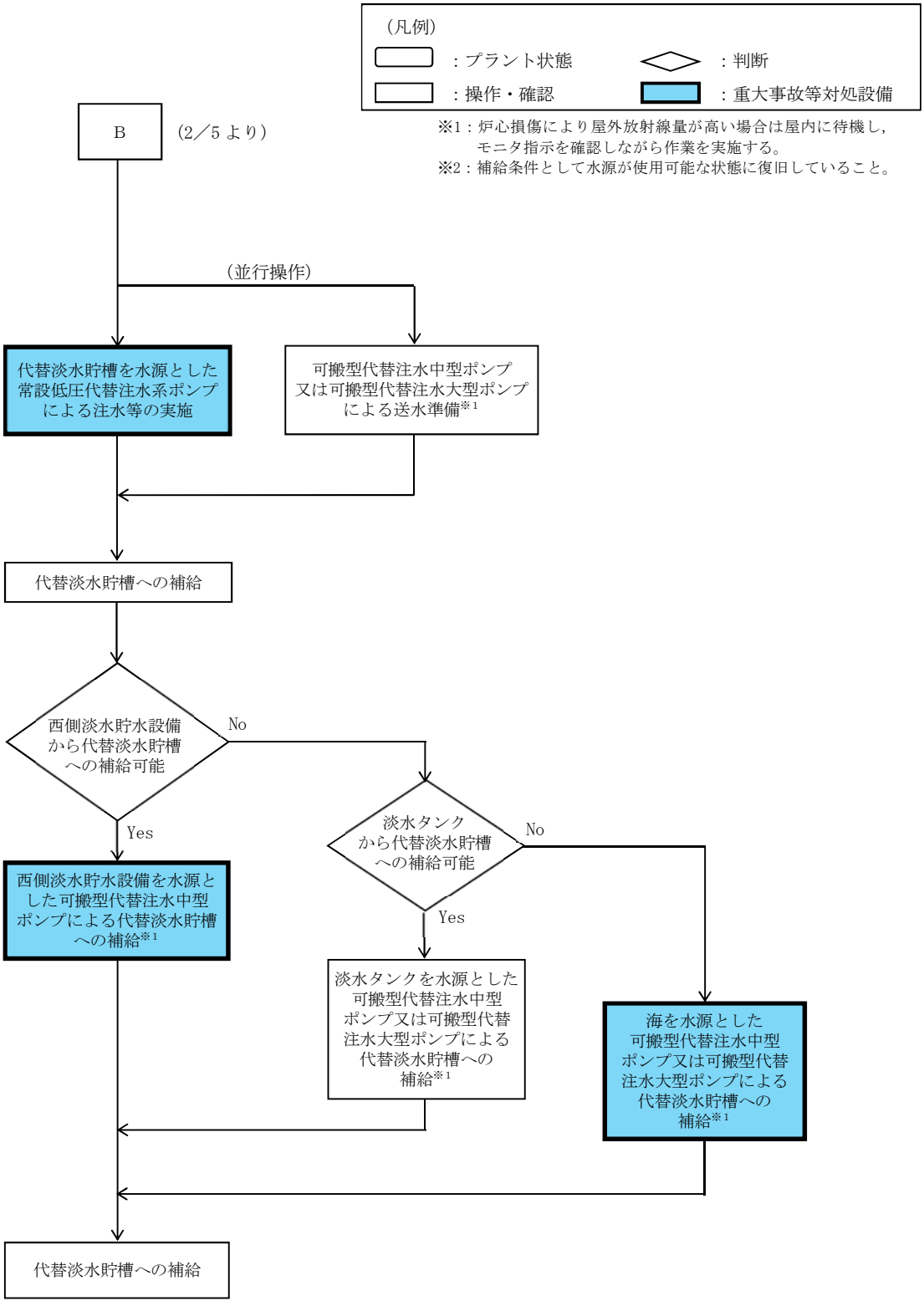
(1)　常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択（2／3）



第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／5）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

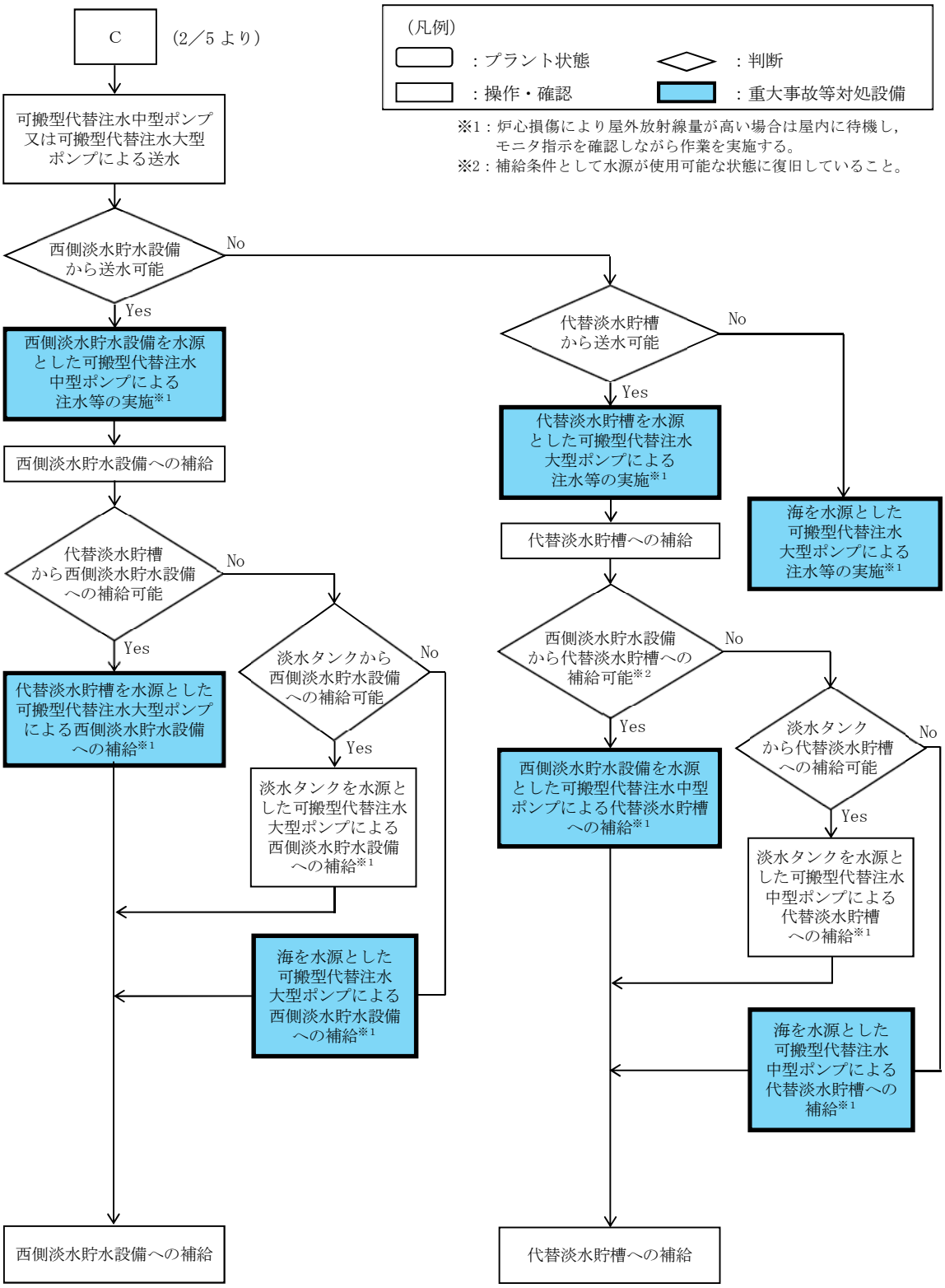
(1)　常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択（3／3）



第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（3／5）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

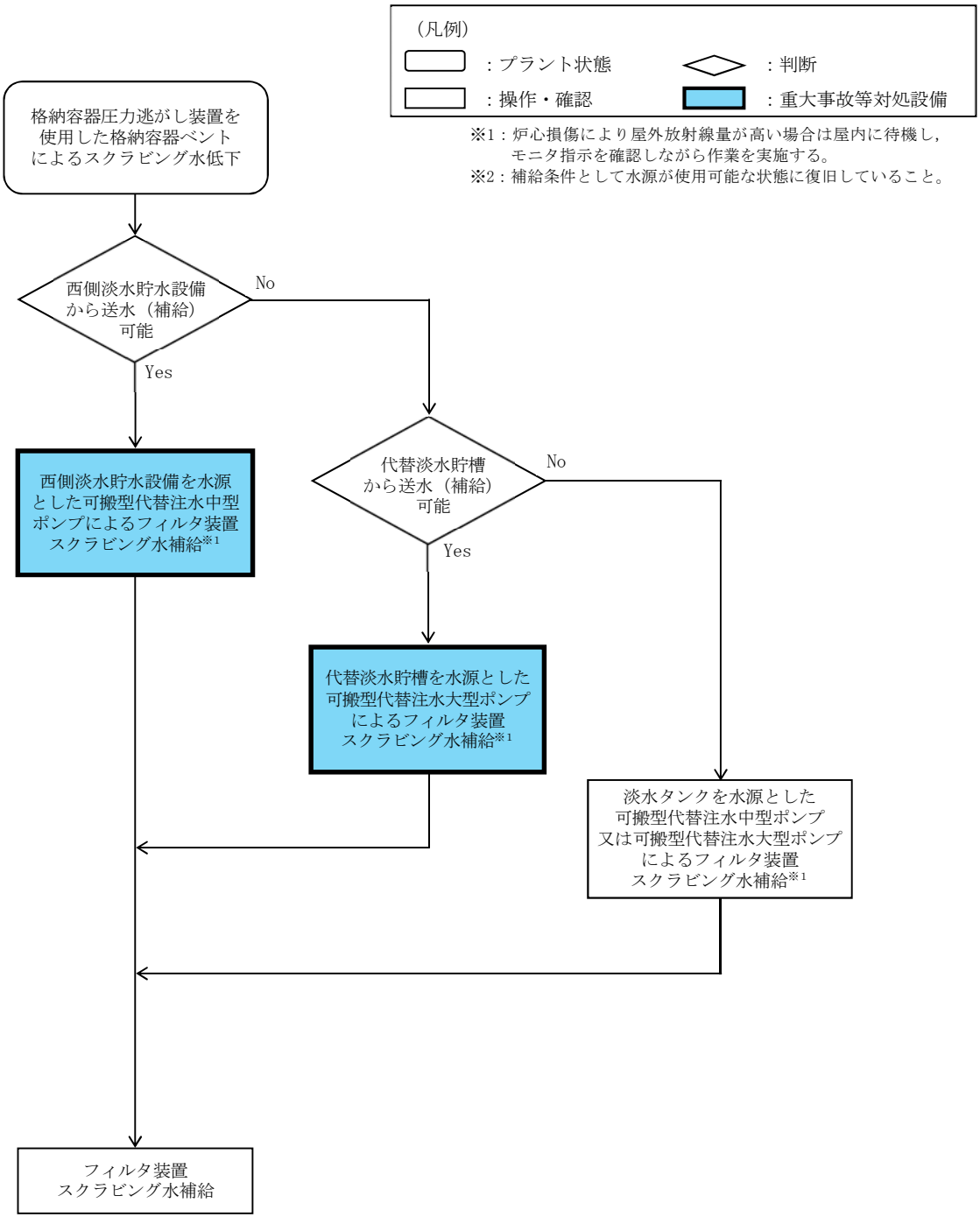
(2)　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用して注水等を行う場合の対応手段の選択



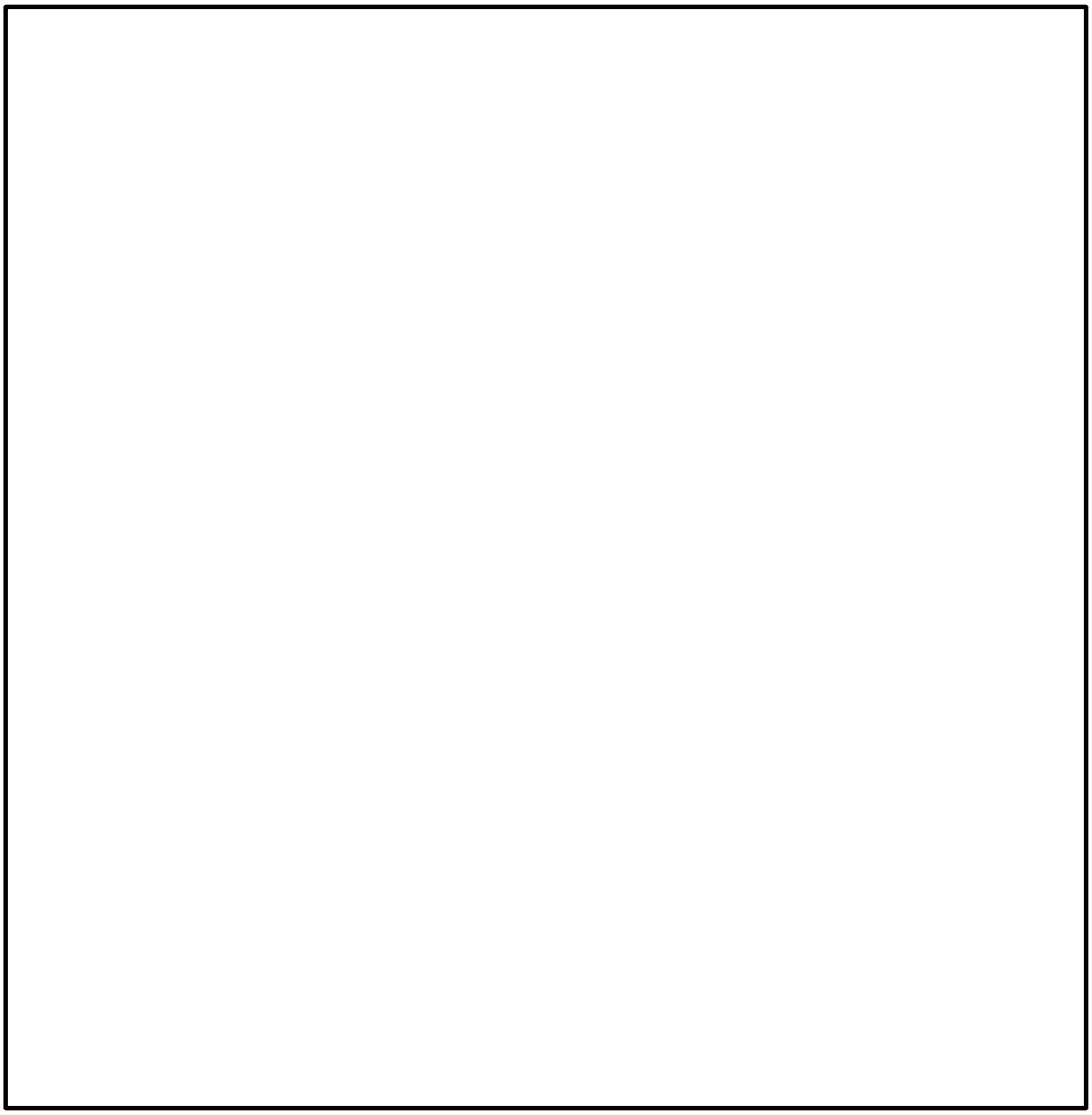
第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（4／5）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

(3)　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用してフィルタ装置スクラビング水を補給する場合の対応手段の選択

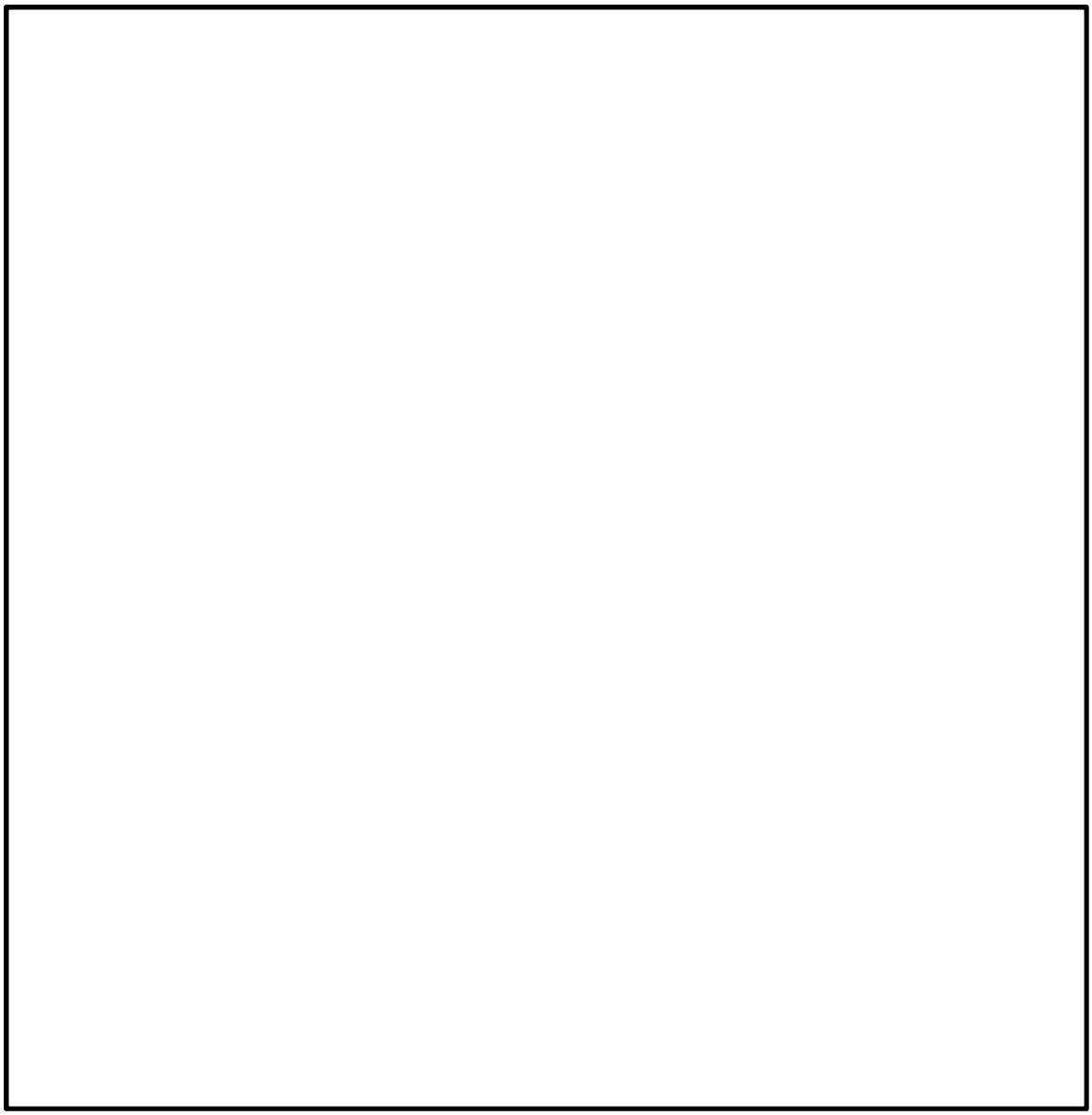


第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（5／5）



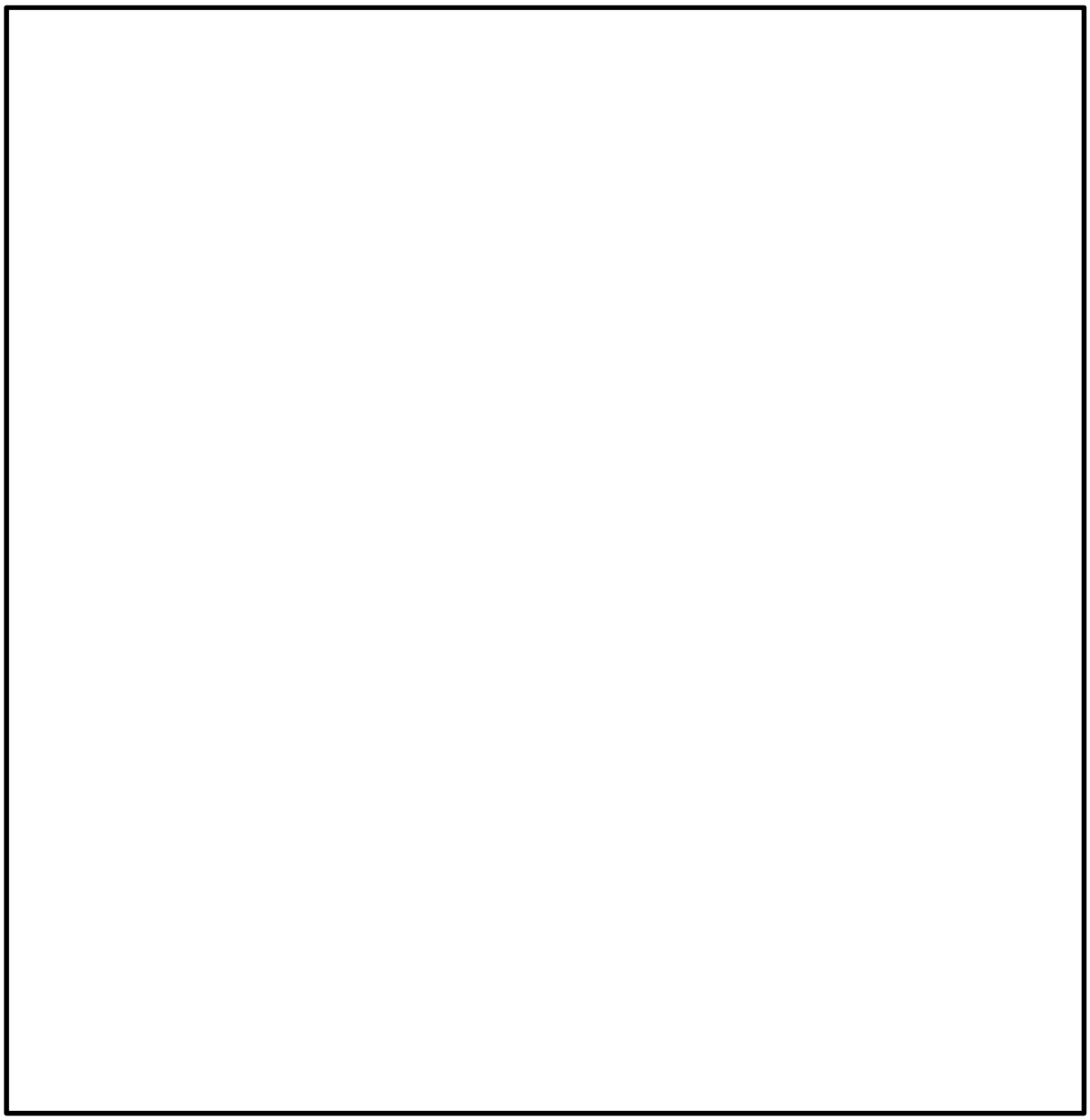
（高所東側接続口又は高所西側接続口への送水）

第 1.13－17 図　ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水）（1／2）



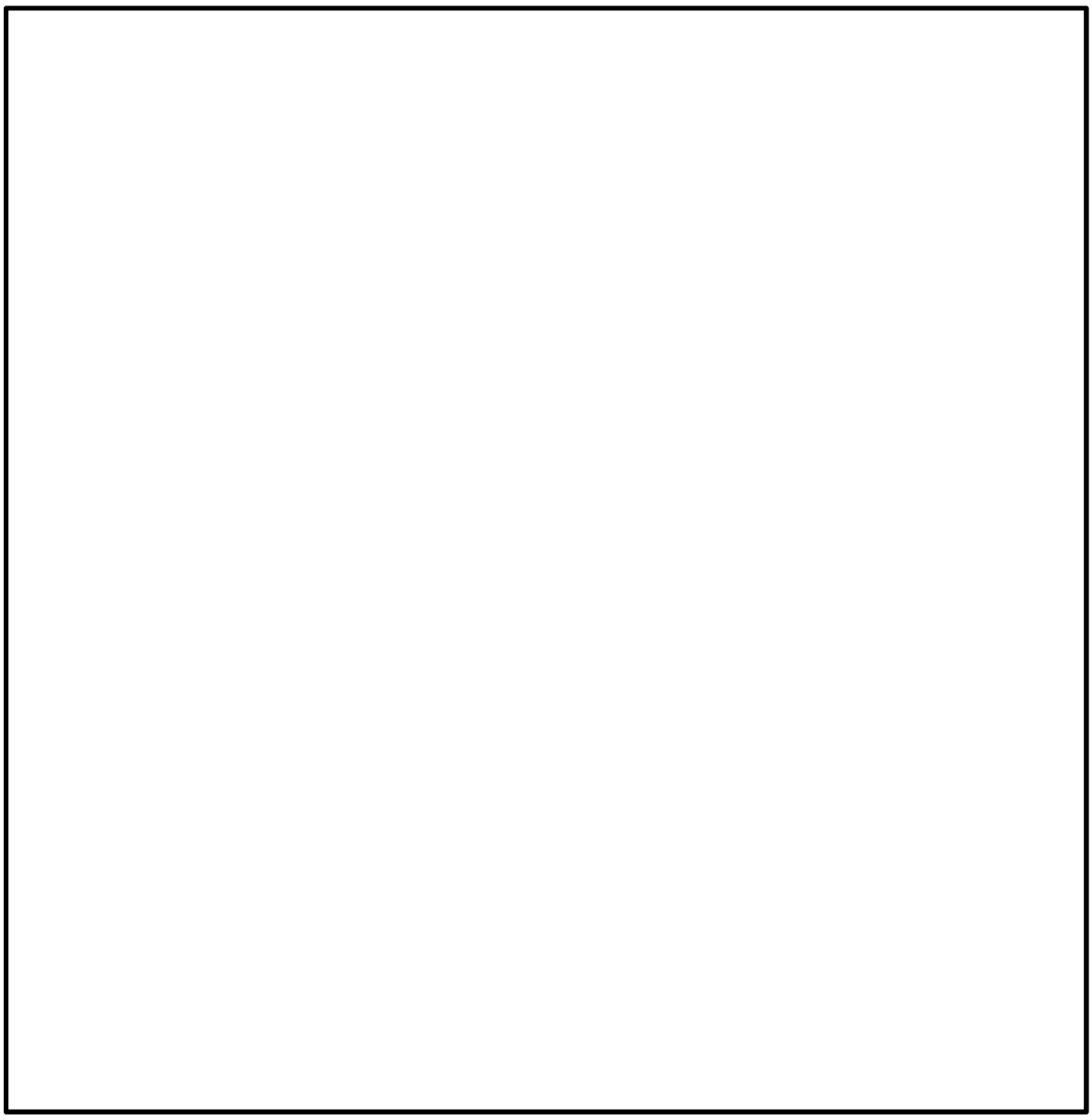
（原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水）

第 1.13－17 図　ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水）（2／2）



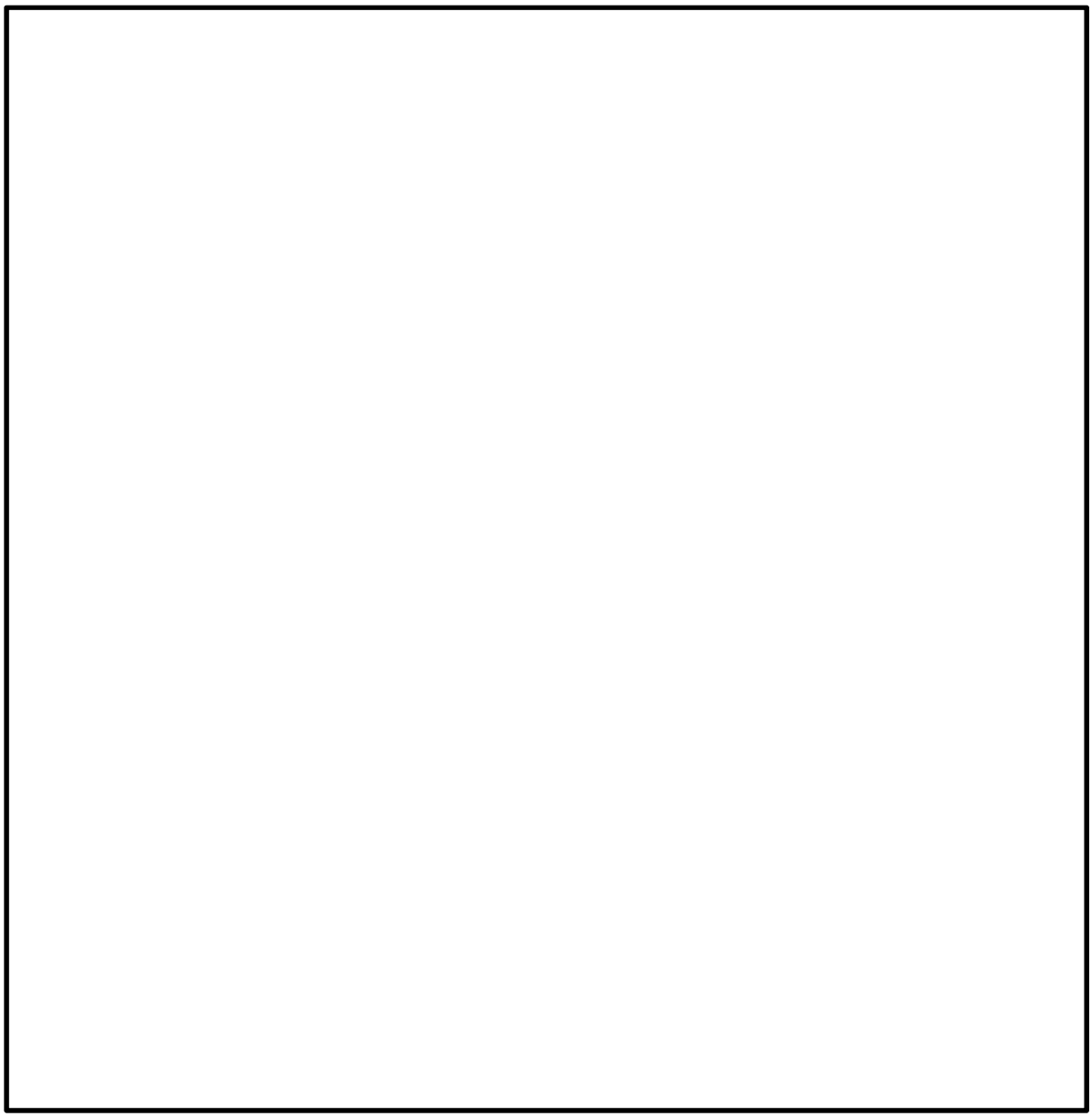
（原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水）

第 1.13－18 図　ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水）（1／2）



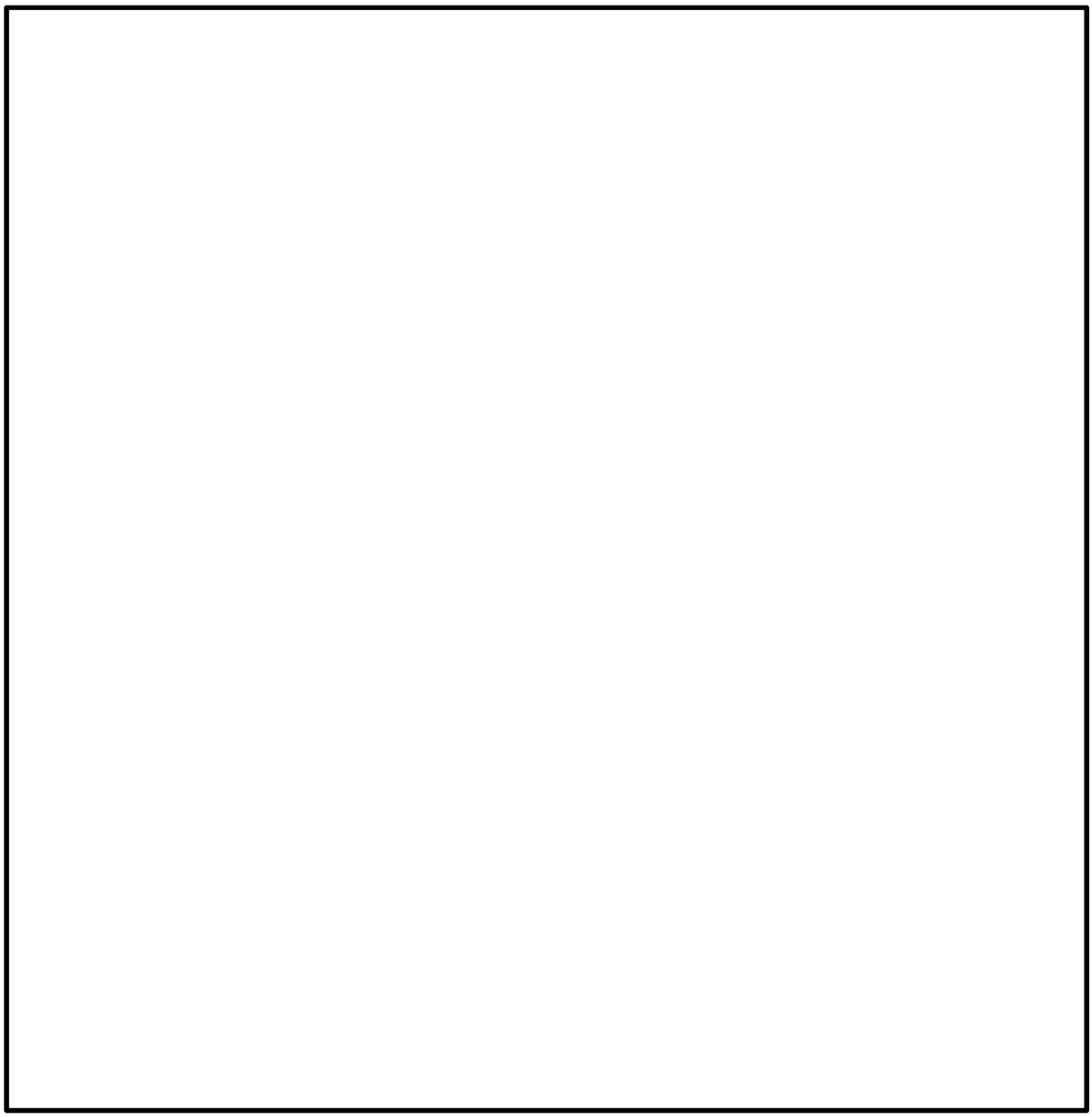
（高所東側接続口又は高所西側接続口への送水）

第 1.13－18 図　ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水）（2／2）



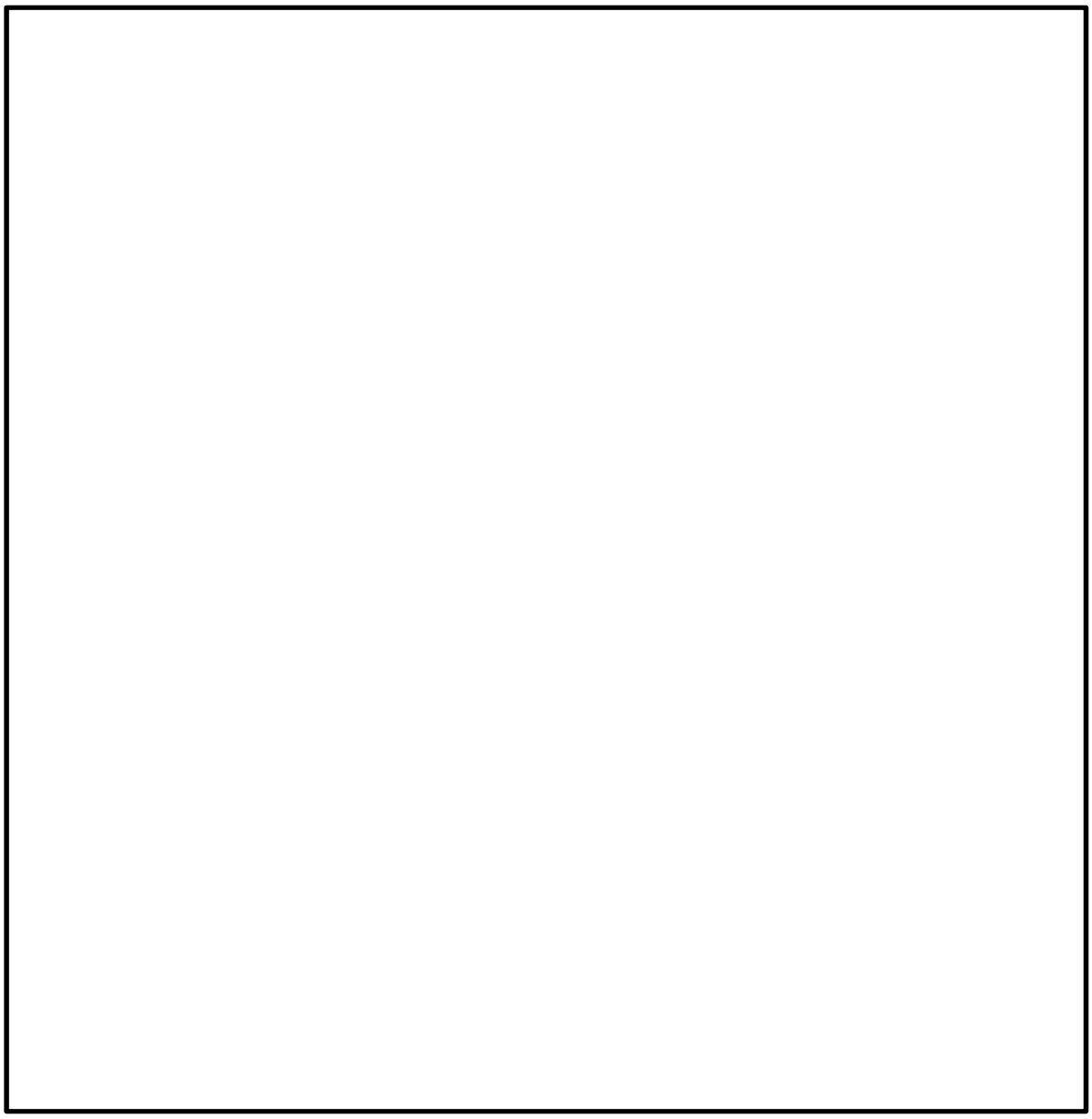
（原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水）

第 1.13－19 図　ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水）（1／2）



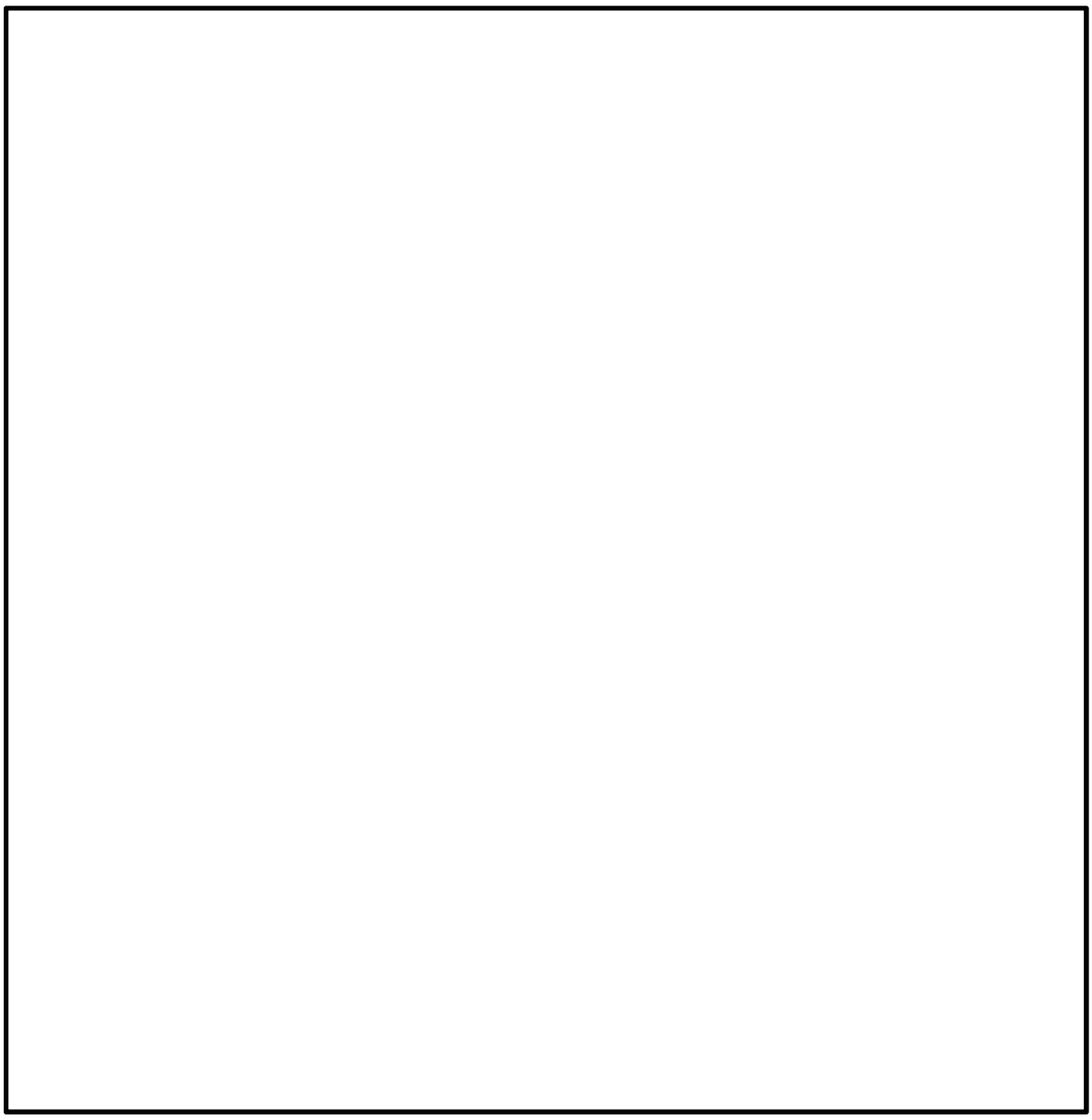
（高所東側接続口又は高所西側接続口への送水）

第 1.13－19 図　ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水）（2／2）



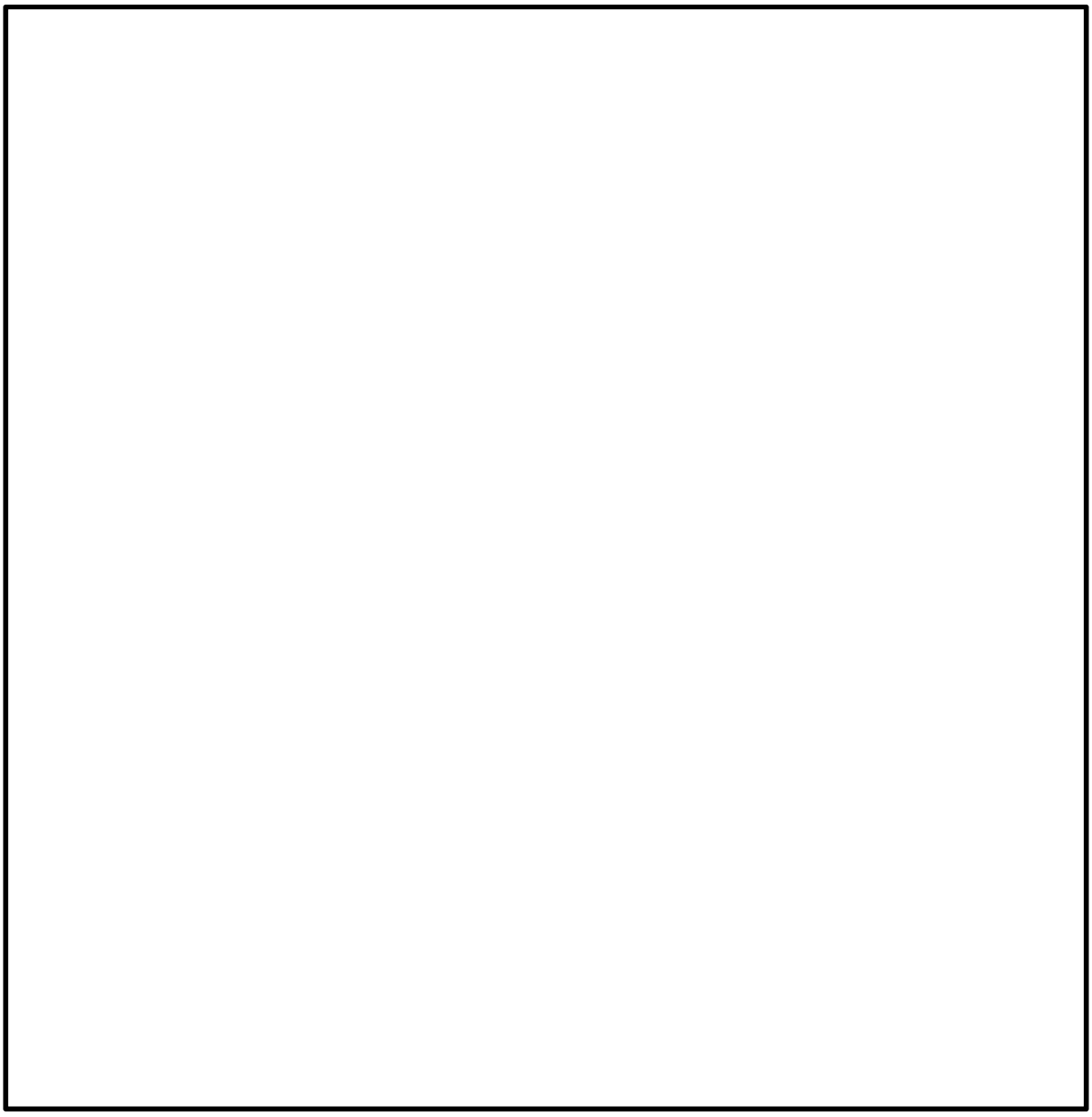
（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）

第 1.13－20 図　ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水）



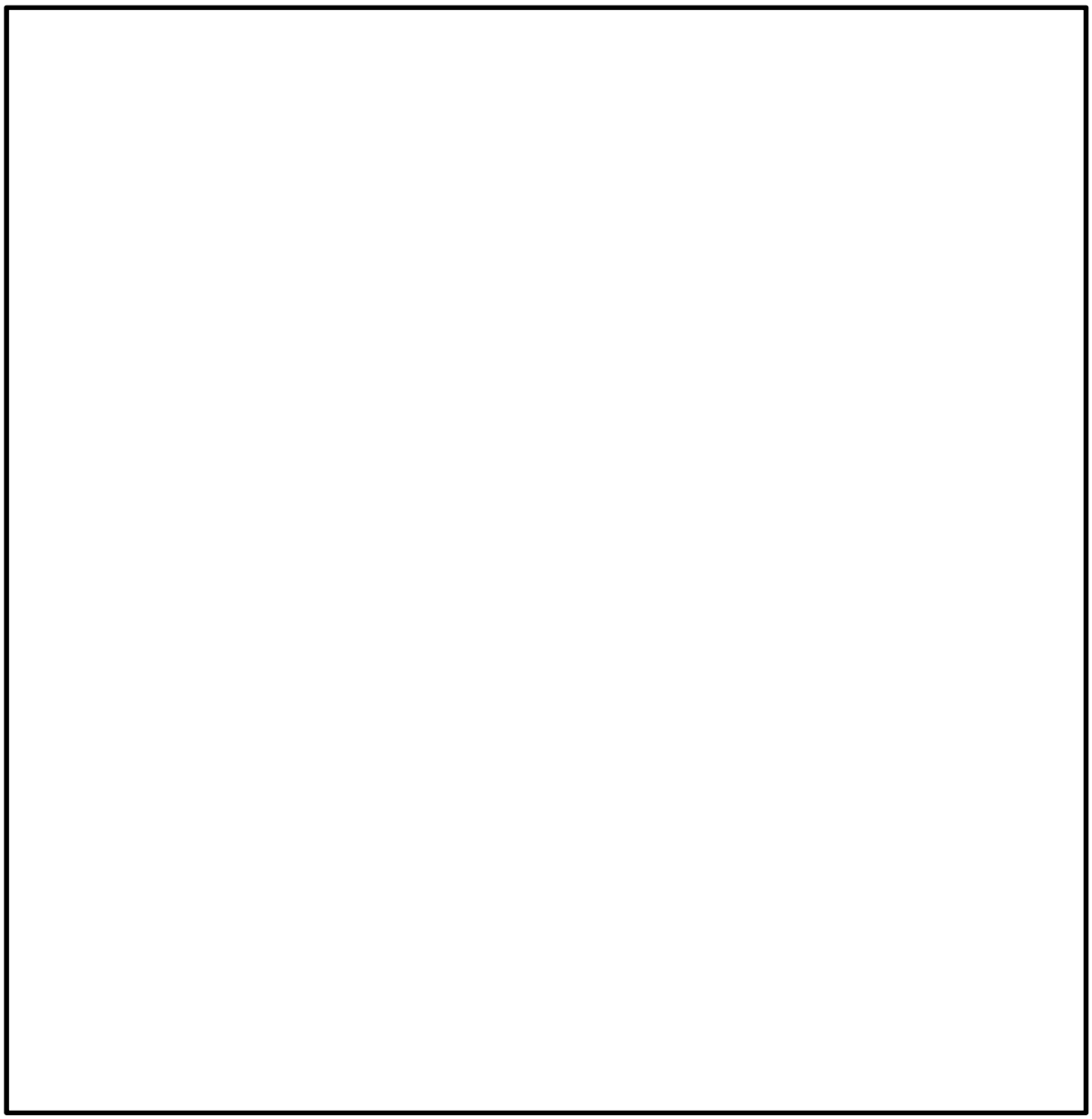
（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）

第 1.13－21 図　ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水）

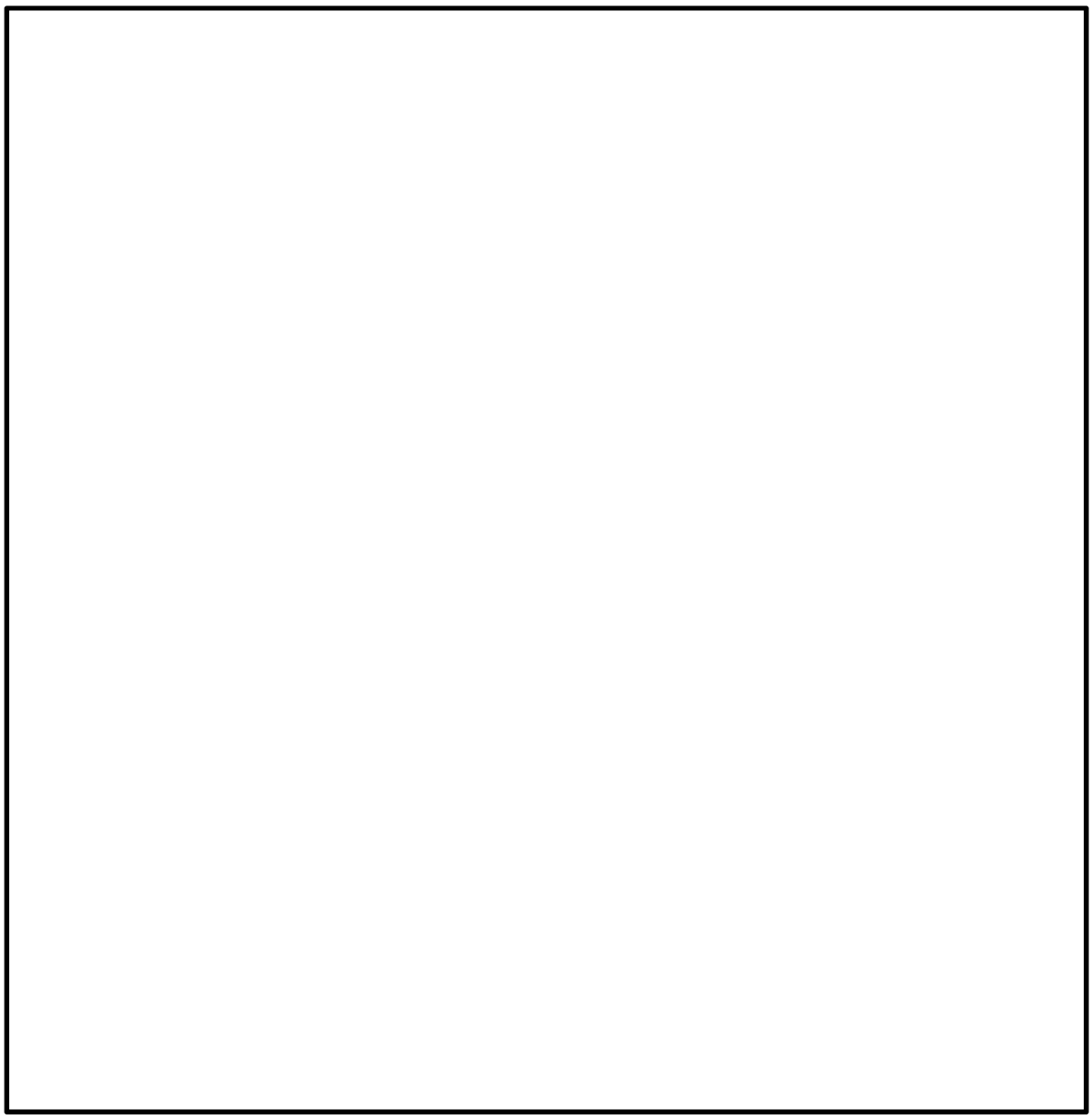


（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）

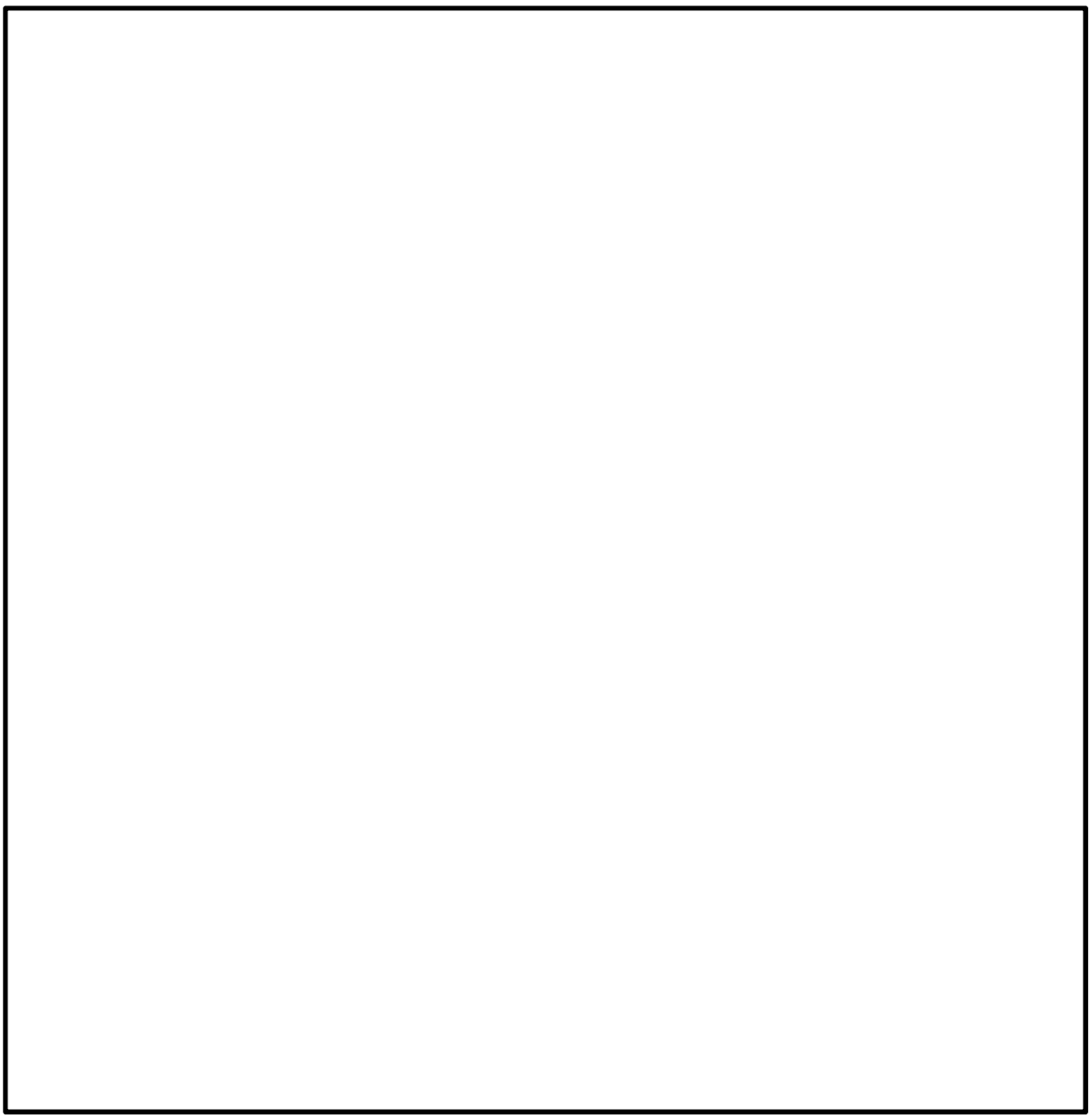
第 1.13－22 図　ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水）



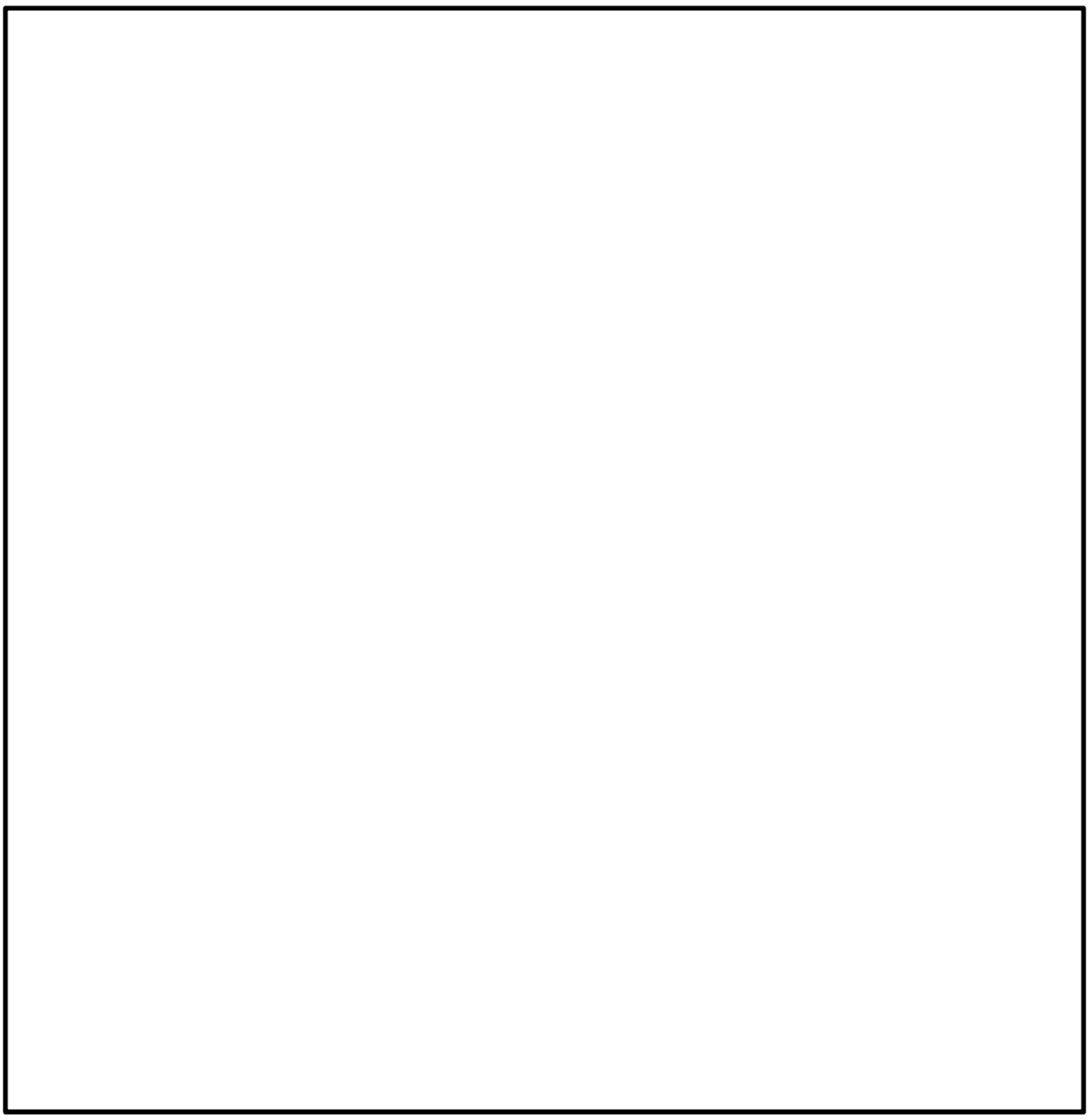
第 1.13－23 図　ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



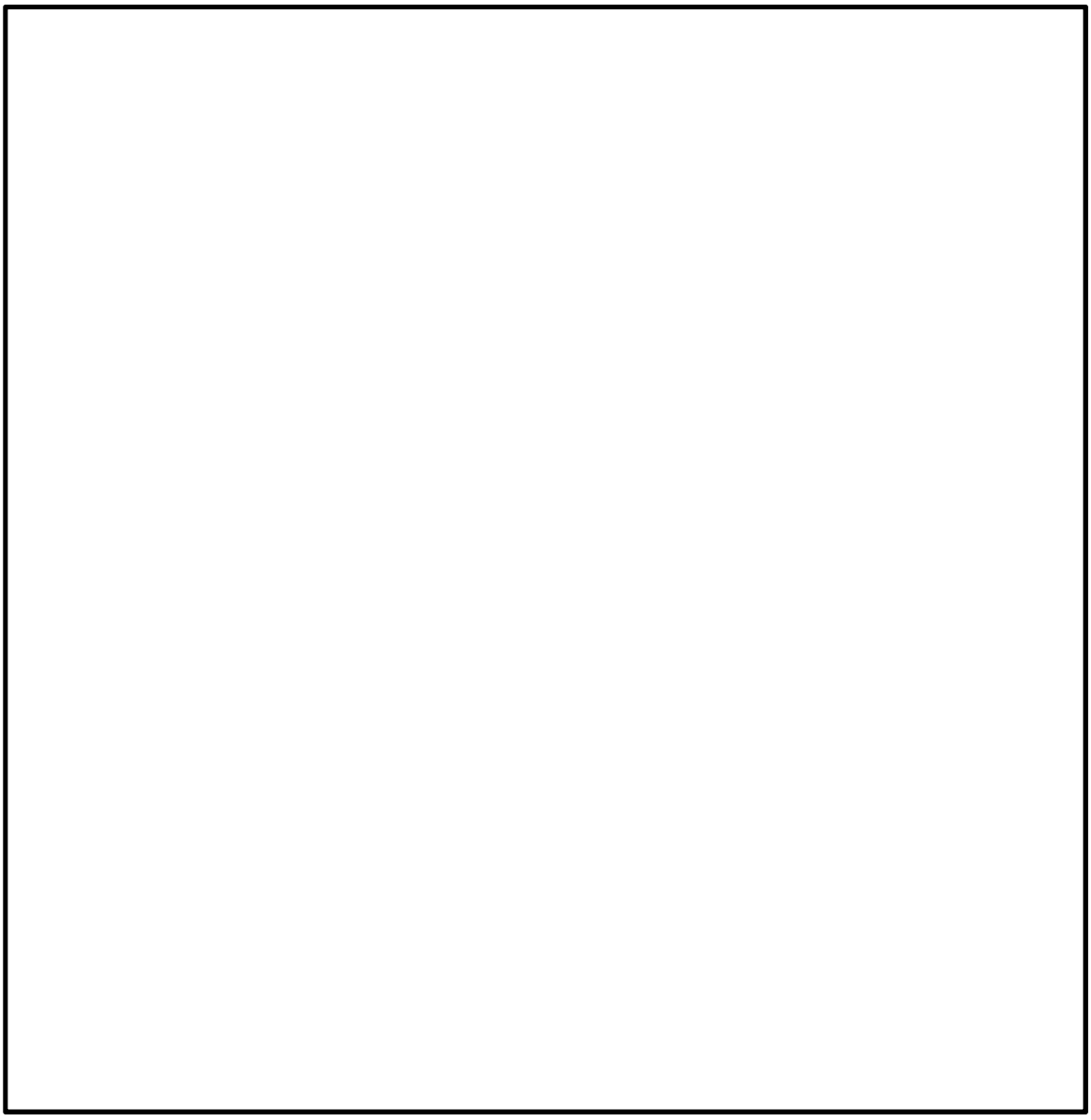
第 1.13－24 図　ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



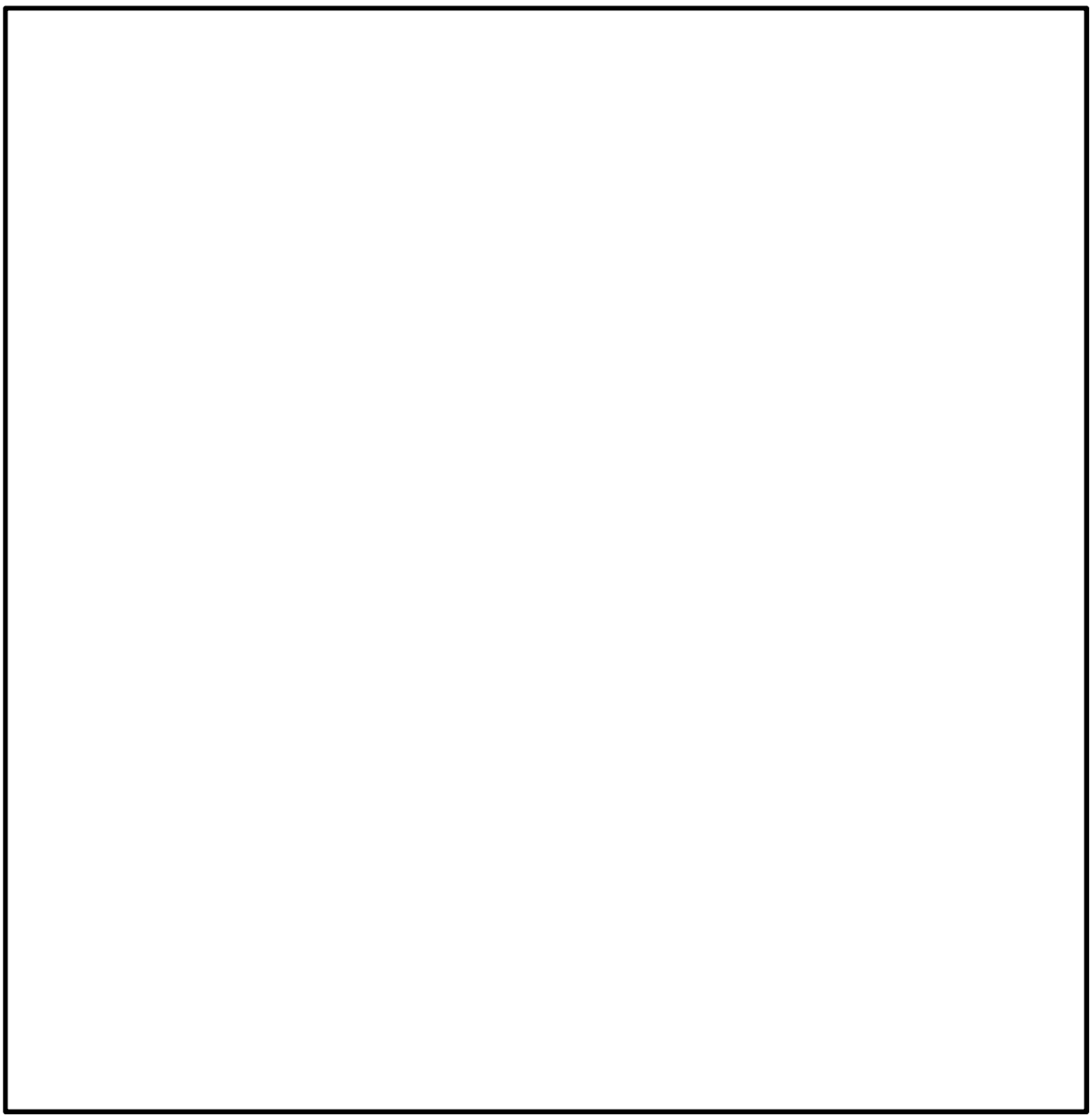
第 1.13－25 図　ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



第 1.13－26 図　ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）



第 1.13－27 図　ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）



第 1.13－28 図　ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／9）

技術的能力審査基準（1.13）	番号	設置許可基準規則（第 56 条）	技術基準規則（第 71 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。	⑧
【解釈】 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－	【解釈】 1 第 56 条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第 71 条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
a）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。	②	a）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	a）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	⑨
b）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	③	b）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	b）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	⑩
c）海を水源として利用できること。	④	c）海を水源として利用できること。	c）海を水源として利用できること。	⑪
d）各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	d）各水源からの移送ルートが確保されていること。	d）各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
e）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑥	e）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	e）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑬
f）水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。	⑦	f）原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。 （PWR）	f）原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。 （PWR）	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替淡水貯槽を水源とした対応（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	－	代替淡水貯槽を水源とした対応（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）	格納容器頂部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）
	低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				－
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				
	格納容器下部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				
	代替燃料プール注水系（常設低圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				
	－	－				
サプレッション・チェンバを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	既設	① ② ⑧ ⑨	－	－	－
	高圧代替注水系（常設高圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				
	原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ）	既設				
	高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）	既設				
	残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）	既設				
	低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ系ポンプ）	既設				
	代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	既設 新設				
	－	－				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
西側淡水貯水設備を水源とした対応	西側淡水貯水設備	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	－	西側淡水貯水設備を水源とした対応	格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				
	ホース・接続口	新設				－
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設				
	燃料給油設備	新設				
	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	代替燃料プール注水系（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	－	代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	ホース・接続口	新設				－
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設				
	燃料給油設備	新設				
	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
－	－	－	－	－	淡水タンクを水源とした対応	多目的タンク
						ろ過水貯蔵タンク
						原水タンク
						純水貯蔵タンク
						可搬型代替注水中型ポンプ
						可搬型代替注水大型ポンプ
						多目的タンク配管・弁
						ホース・接続口
						格納容器圧力逃がし装置配管・弁
						燃料給油設備
－	－	－	－	－	－	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
海を水源とした対応	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	－	海を水源とした対応	格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）
	非常用取水設備	新設				
	ホース・接続口	新設				代替残留熱除去系海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	燃料給油設備	新設				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）
	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				代替２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）
	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				代替２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）
	代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				代替高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）
	残留熱除去系海水系（残留熱除去系海水系ポンプ）	既設				－
	緊急用海水系（緊急用海水ポンプ）	既設 新設				
	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	新設				
	放水砲	新設				
	ホース	新設				
	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	新設				
	泡混合器	新設				
	２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）	既設				
	２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）	既設				
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）	既設				
	代替燃料プール冷却系（代替燃料プール冷却系ポンプ）	既設 新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	ほう酸水貯蔵タンク	既設	① ② ⑧ ⑨	－	－	－
	ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）	既設				
	－	－				
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	－	代替淡水貯槽へ水を補給するための対応（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ
	西側淡水貯水設備	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	ホース	新設				多目的タンク
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	燃料給油設備	新設				原水タンク
	－	－				純水貯蔵タンク
						多目的タンク配管・弁
						ホース
						代替淡水貯槽
						燃料給油設備
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応（海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	－	－	－
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	非常用取水設備	新設				
	ホース	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	燃料給油設備	新設				
	－	－				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／9）

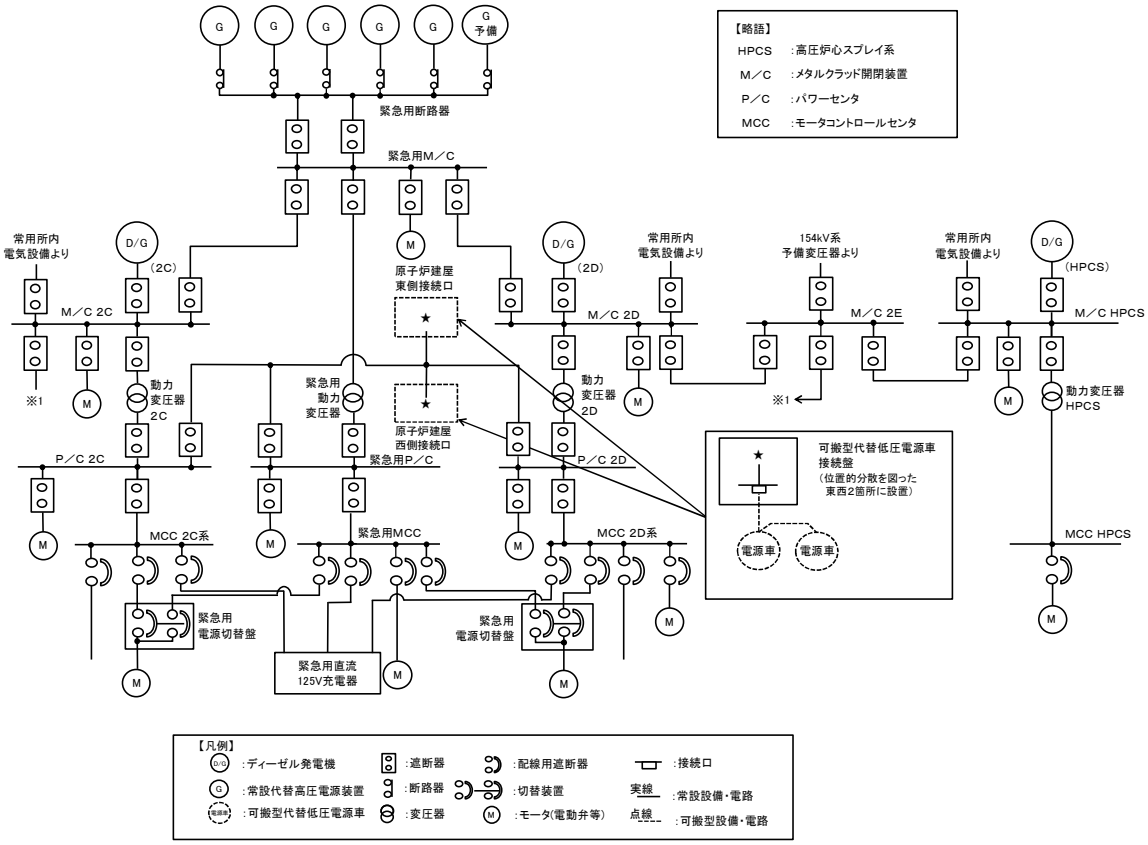
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応 （代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	－	西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応 （淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				多目的タンク
	ホース	新設				ろ過水貯蔵タンク
	西側淡水貯水設備	新設				原水タンク
	燃料給油設備	新設				純水貯蔵タンク
	－	－				多目的タンク配管・弁
						ホース
						西側淡水貯水設備
						燃料給油設備
						－
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応 （海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	－	－	－
	非常用取水設備	新設				
	ホース	新設				
	西側淡水貯水設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
	－	－				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／9）

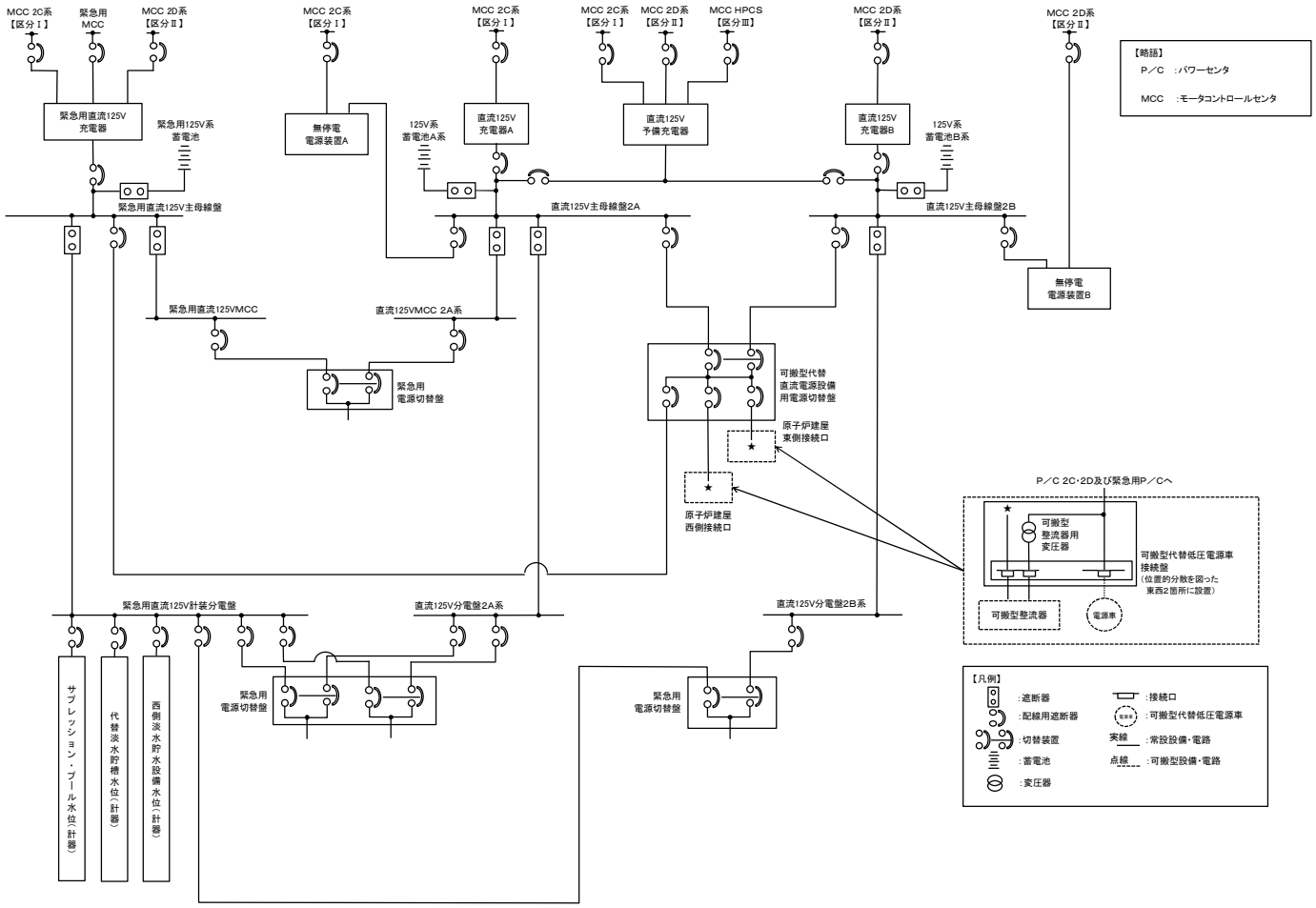
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
水源を切り替えるための対応（淡水から海水への切替え） （代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え（西側淡水貯水設備から補給している場合））	西側淡水貯水設備	新設	① ⑦ ⑧	－	水源を切り替えるための対応（淡水から海水への切替え） （代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え（淡水タンクから補給している場合））	多目的タンク
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				原水タンク
	代替淡水貯槽	新設				純水貯蔵タンク
	非常用取水設備	新設				可搬型代替注水中型ポンプ
	ホース	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	燃料給油設備	新設				代替淡水貯槽
	－	－				非常用取水設備
						多目的タンク配管・弁
						ホース
						燃料給油設備
水源を切り替えるための対応（淡水から海水への切替え） （西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え（代替淡水貯槽から補給している場合））	代替淡水貯槽	新設	① ⑦ ⑧	－	水源を切り替えるための対応（淡水から海水への切替え） （西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え（淡水タンクから補給している場合））	多目的タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				ろ過水貯蔵タンク
	西側淡水貯水設備	新設				原水タンク
	非常用取水設備	新設				純水貯蔵タンク
	ホース	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	燃料給油設備	新設				西側淡水貯水設備
	－	－				非常用取水設備
						多目的タンク配管・弁
						ホース
						燃料給油設備
						－
水源を切り替えるための対応 （外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え）	代替淡水貯槽	新設	① ⑦ ⑧	－	－	－
	サプレッション・チェンバ	既設				
	低圧代替注水系（常設） （常設低圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				
	代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	既設 新設				
	－	－				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9／9）

技術的能力審査基準（1.13）	適合方針
【本文】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	設計基準事故の収束に必要な水源であるサプレッション・チェンバとは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備及びほう酸水貯蔵タンクに確保することに加えて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となるサプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，海水及びほう酸水貯蔵タンクによる十分な量の水を供給するために必要な手順等を整備する。
【解釈】 １ 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－
ａ）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。	想定される重大事故等の収束までの間，重大事故等の収束に必要な水源であるサプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，海水及びほう酸水貯蔵タンクによる十分な量の水を供給できる手順等を整備する。
ｂ）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	複数の代替淡水源として，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備及び淡水タンクを確保する。
ｃ）海を水源として利用できること。	海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いて海水を取水することにより，海を水源として利用する。
ｄ）各水源からの移送ルートが確保されていること。	構内のアクセスルートの状況を考慮してホースを敷設することで，代替水源である代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，淡水タンク及び海（海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット））からの移送ルートを確保する。
ｅ）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	代替水源である代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，淡水タンク及び海（海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット））からの水の移送に使用するホース，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは，南側保管場所及び西側保管場所にホース接続に必要な使用工具とともに準備する。
ｆ）水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。	水の供給が中断することがないように，淡水から海水へ水源を切り替える手順等及び外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への供給に切り替える手順等を整備する。



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第２図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1,500m^3※1	－	1基
多目的タンク	常設	Cクラス	約 1,500m^3※1	－	1基
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	約 2,000m^3 （1基当たり）※1	－	2基
原水タンク	常設	Cクラス	約 1,000m^3※1	－	1基
純水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 500m^3※1	－	1基

※1：公称値を示す。

重大事故対策の成立性

1．西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

(1)　西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

ａ．操作概要

災害対策本部長代理は，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水が必要な状況において，水源の確保（西側淡水貯水設備への可搬型代替注水中型ポンプ設置）及び接続口（ホース接続箇所）を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保した上で，西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより送水する。

ｂ．作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

(a)　西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ）として，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「高所東側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

「高所西側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1：「高所東側接続口を使用した場合」150分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「高所西側接続口を使用した場合」140分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(b)　西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ）として，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」320分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」205 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(c)　西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）として，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：8 名（重大事故等対応要員 8 名）

所要時間目安※1　：175 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は，汎用の結

合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

2．代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

(1)　代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

ａ．操作概要

災害対策本部長代理は，代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において，水源の確保（代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプ設置）及び接続口（ホース接続箇所）を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保した上で，代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

(a)　代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ）として，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」8名
（重大事故等対応要員8名）
「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」8名

（重大事故等対応要員 8 名）

所要時間目安※1 ：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」535 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」170 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(b) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ）として，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 ：「高所東側接続口を使用した場合」8 名（重大事故等対応要員 8 名）

「高所西側接続口を使用した場合」8 名（重大事故等対応要員 8 名）

所要時間目安※1 ：「高所東側接続口を使用した場合」215 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「高所西側接続口を使用した場合」175 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(c) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）として，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1　：180分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，汎用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

3．淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

(1) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

a．操作概要

災害対策本部長代理は，淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において，水源の確保（淡水タンクへの可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ設置）及び接続口（ホース接続箇所）を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保した上で，淡水タンクを水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

b．作業場所

屋外（格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（淡水タンク）周辺）

c．必要要員数及び所要時間

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）として，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1　：165分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，汎用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

4．海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

(1)　海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

ａ．操作概要

災害対策本部長代理は，海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において，水源の確保（海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）への可搬型代替注水大型ポンプ設置）及び接続口（ホース接続箇所）を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保した上で，海を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

(a)　海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ）として，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」8名
（重大事故等対応要員8名）
「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」8名
（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1 ：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」370分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」310分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(b) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ）として，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 ：「高所東側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

「高所西側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1 ：「高所東側接続口を使用した場合」220分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「高所西側接続口を使用した場合」225分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，汎用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

5．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

(1)　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

ａ．操作概要

災害対策本部長代理は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給が必要な状況において，水源を選定し，補給ルートを決定する。

現場では，指示された補給ルートを確保した上で，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

ｂ．作業場所

屋外（代替淡水貯槽周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，淡水タンク，ＳＡ用海水ピット）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

西側淡水貯水設備，淡水タンク及び海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給として，水源ごとの補給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「西側淡水貯水設備を水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

「淡水タンクを水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

「海を水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

所要時間目安※1　：「西側淡水貯水設備を水源とした場合」160分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含

む）

「淡水タンクを水源とした場合」165 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「海を水源とした場合」160 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，汎用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

6．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

(1)　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

ａ．操作概要

災害対策本部長代理は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給が必要な状況において，水源を選定し，補給ルートを決定する。

現場では，指示された補給ルートを確保した上で，可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

ｂ．作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置置場周辺，取水箇所（代替淡水貯槽，淡水タンク，ＳＡ用海水ピット）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

代替淡水貯槽，淡水タンク及び海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給として，水源ごとの補給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「代替淡水貯槽を水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

「淡水タンクを水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

「海を水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

所要時間目安※1　：「代替淡水貯槽を水源とした場合」165分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「淡水タンクを水源とした場合」150分以内（放

射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「海を水源とした場合」220 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，汎用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

東海港での送水訓練
（ホース敷設）

東海港での送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

車両操作訓練（ポンプ起動）

可搬型代替注水中型ポンプ

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

夜間での送水訓練（放水）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

7. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について

重大事故等対策の有効性評価における水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため，作業員の実効線量評価を行う。

a．想定シナリオ

被ばく線量の観点で最も厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスグループ等のうち，代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。

b．作業時間帯

屋外の放射線量が高い場合は緊急時対策所にて待機し，事象進展の状況や屋外の放射線量等から，作業員の被ばく低減と，屋外作業早期開始による正と負の影響を考慮した上で，総合的に判断する。実効線量評価においては，保守的な評価とする観点から，屋外作業実施が可能と考えられる線量率に低減する格納容器ベント実施3時間後とする。

c．被ばく経路

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における評価対象とする被ばく経路を第1表に示す。

d．その他（温度及び湿度）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」発生時に必要な水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業は屋外作業であることから，温度，湿度の観点で作業環境は問題とならない。

第 1 表　評価対象とする被ばく経路（格納容器ベント実施後の屋外作業）

評価経路	評価内容
原子炉格納容器から 原子炉建屋に漏えいする 放射性物質	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
大気中へ放出される 放射性物質	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
	地表に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインによる外部被ばく）
格納容器圧力逃がし装置 格納槽内の放射性物質※1	格納容器圧力逃がし装置の格納槽内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

※1：西側淡水貯水設備付近の作業は格納槽から距離が離れているため考慮しない。

ｅ．主な評価条件及び評価結果

主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第 2 表，可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートを第 3 表に示す。水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量は約 61mSv，燃料の給油準備・給油作業における作業員の実効線量は約 26mSv となり，作業可能である。

第2表　主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

<table>
<tr><td colspan="2" rowspan="3">屋外作業</td><td colspan="4">西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ
による代替淡水貯槽への補給準備・補給作業</td><td colspan="2">燃料の給油準備・給油作業</td></tr>
<tr><td colspan="2">補給準備作業</td><td colspan="2">補給作業</td><td rowspan="2">給油準備作業</td><td rowspan="2">給油作業</td></tr>
<tr><td>ポンプ設置等作業</td><td>ホース敷設等作業</td><td>補給準備作業</td><td>補給監視作業</td></tr>
<tr><td colspan="2">線量評価点</td><td>西側淡水貯水設備
付近</td><td>代替淡水貯槽
付近</td><td colspan="2">西側淡水貯水設備
付近</td><td colspan="2">西側淡水貯水設備
付近</td></tr>
<tr><td colspan="2">作業時間帯</td><td colspan="4">格納容器ベント実施3時間後以降</td><td colspan="2">格納容器ベント実施3時間後以降</td></tr>
<tr><td colspan="2">作業時間（移動時間含む）</td><td>75分
（約1.3時間）</td><td>65分
（約1.1時間）</td><td>20分
（約0.4時間）</td><td>360分
（6.0時間）※1</td><td>90分
（1.5時間）</td><td>175分（25分×7回）
（約2.9時間）</td></tr>
<tr><td colspan="2">線量率
（格納容器ベント実施3時間後）</td><td>約6.0mSv／h</td><td>約15mSv／h</td><td colspan="2">約6.0mSv／h</td><td colspan="2">約6.0mSv／h</td></tr>
<tr><td colspan="2">実効線量（マスク考慮）</td><td colspan="4">約61mSv</td><td colspan="2">約26mSv</td></tr>
<tr><td rowspan="3">主な評価条件</td><td>原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいする放射性物質</td><td colspan="6">・原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくは，建屋の形状等を考慮し，直接ガンマ線については，ＱＡＤ-ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い，スカイシャインガンマ線については，ＡＮＩＳＮコード及びＧ３３-ＧＰ２Ｒコードを用いて作業員の実効線量を評価</td></tr>
<tr><td>大気中へ放出される放射性物質</td><td colspan="6">・大気中へ放出された放射性物質による被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果を考慮して作業員の実効線量を評価</td></tr>
<tr><td>格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質</td><td colspan="6">・格納容器圧力逃がし装置格納槽内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線による被ばくは，フィルタ装置の位置，形状等を考慮して作業員の実効線量を評価
評価に当たっては，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用いた。</td></tr>
</table>

※1：代替淡水貯槽への補給時間は約21時間であるが，対応要員は2時間ごとに交代する（評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる360分とする）。

第３表　可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャート

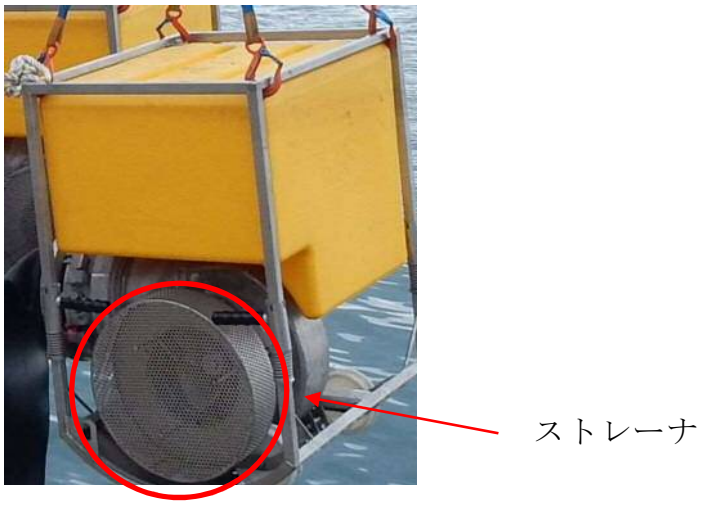
作業内容	対応要員数	1時間	2時間	3時間
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給準備作業	8名	出動準備 ホース積込み，移動，ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放，ポンプ設置 ポンプ等設置作業　75分 （西側淡水貯水設備周辺作業）	ホース敷設 移動 代替淡水貯槽蓋開放 ホース敷設等作業　65分 （代替淡水貯槽周辺作業）	ホース接続 補給準備 補給開始 補給準備作業　20分 （西側淡水貯水設備周辺作業）
燃料の給油準備作業	2名		燃料の給油準備作業　90分（西側淡水貯水設備周辺）	

作業内容	対応要員数	10時間	20時間	25時間
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給監視作業	2名	120分 120分	120分	
	2名	120分	120分 120分	
	2名	120分	120分	60 分
	2名	120分	120 分	
	計8名	補給監視作業　1260分（最大1名：360分）		
燃料の給油作業	2名	燃料の給油作業　【水の補給監視作業時間のうち 175 分（25 分／回×7 回）】		

8．取水源からの取水時の異物管理について

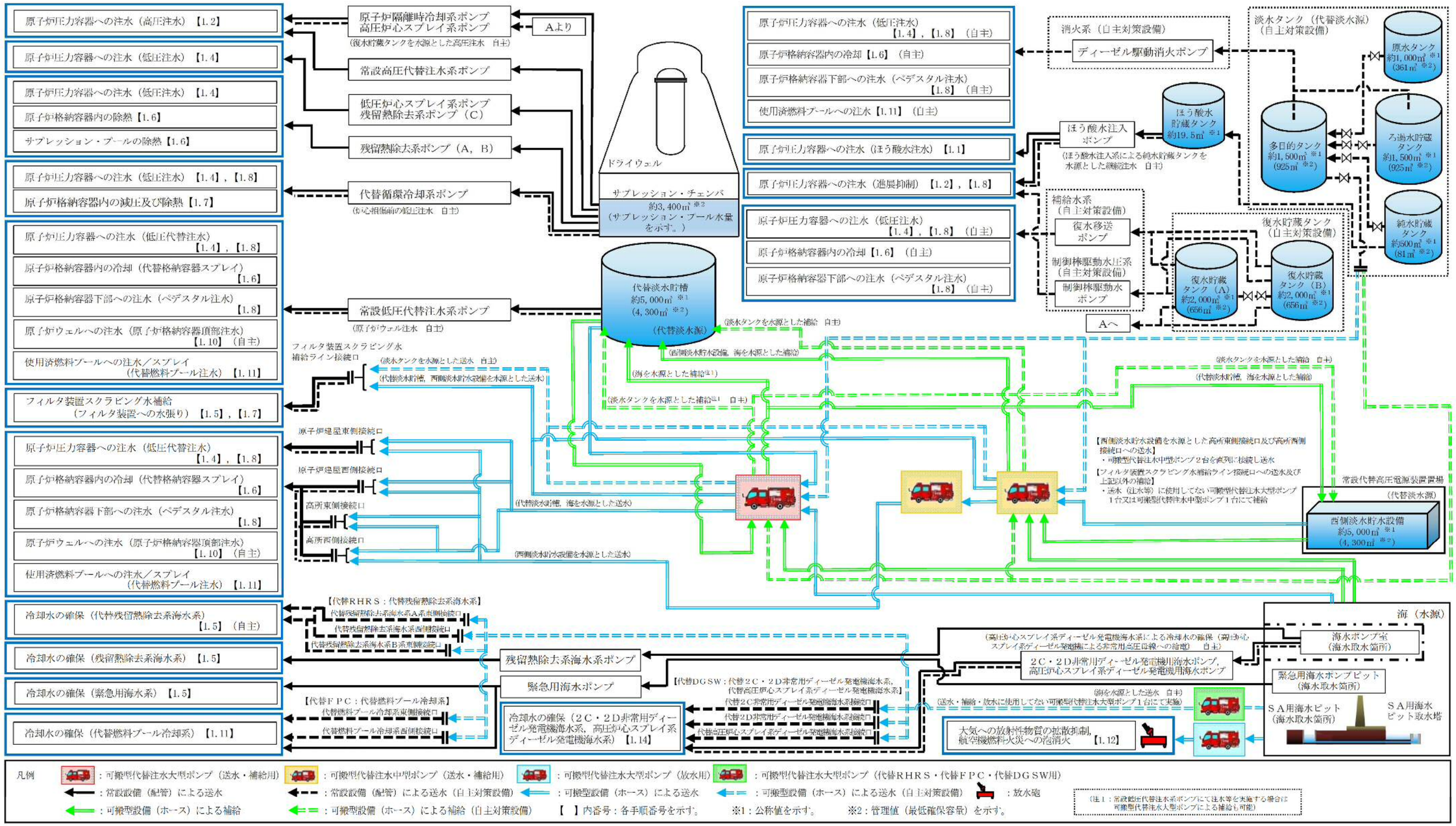
重大事故等時には，常設設備の水源より原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施するが，常設設備の水源は水量が有限であるため，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，淡水タンク及び海（海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット））を水源とした接続口への直接送水又は注水等で使用している水源への補給を実施する。

常設設備へ送水する際は，津波等の自然災害の影響により，取水箇所にがれき等の漂流物が浮遊又は水底に堆積していることが懸念されるが，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットについては，吸込み部を水面より低く着底しない位置に固定して設置するため，漂流物の影響を受けにくい。また，水中ポンプユニットの吸込み部にはストレーナを設置しているため，異物の吸込み防止を図ることが可能である。



可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ
付属の水中ポンプユニット

水源から必要な箇所への給水経路



解釈一覧

判断基準の解釈一覧

手順				判断基準記載内容	解釈
1.13.2.1 水源を利用した対応手順	(4) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順	a．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉水位低（レベル３）以上	原子炉水位（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル３）以上
			(b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉水位低（レベル３）以上	原子炉水位（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル３）以上
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順	(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え	a．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え	－	サプレッション・プール水位が，－50cm以下	サプレッション・プール水位指示値が－50cm以下
		b．高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え	－	サプレッション・プール水位が，－50cm以下	サプレッション・プール水位指示値が－50cm以下

操作手順の解釈一覧

手順				操作手順記載内容	解釈
1.13.2.1 水源を利用した対応手順	(4) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順	a．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇	原子炉隔離時冷却系系統流量が約142m^3／hまで上昇
			(b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系系統流量指示値の上昇	高圧炉心スプレイ系系統流量が約1,440m^3／hまで上昇
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順	(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順	a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）	(a) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達	代替淡水貯槽の有効水量が4,300m^{3}になる水位に到達
			(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給		
			(c) 海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給		
	(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順	a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）	(a) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達	西側淡水貯水設備の有効水量が4,300m^{3}になる水位に到達
			(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給		
			(c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給		

弁番号及び弁名称一覧

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁	RCIC CST水供給弁(TSW)	E51-F010(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階RHR(A)Hx室（管理区域）
原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁	S/P水供給弁	E51-F031(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階RCICポンプ室（管理区域）
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁	RCICポンプ出口弁	E51-F012(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階RCICポンプ室（管理区域）
原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	RCIC蒸気供給弁	E51-F045(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階RCICポンプ室（管理区域）
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	RCIC注入弁	E51-F013(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階東側（管理区域）
高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）	HPCSポンプ入口弁(CST)（TSW）	E22-F001(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）
高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）	HPCSポンプ入口弁(S/P)（TSW）	E22-F015(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階HPCSポンプ室（管理区域）
高圧炉心スプレイ系注入弁	HPCS注入弁	E22-F004(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階（管理区域）
原子炉建屋東側接続口の弁	（原子炉建屋東側接続口の弁）※1	－	屋外
原子炉建屋西側接続口の弁	（原子炉建屋西側接続口の弁）※1	－	屋外
高所東側接続口の弁	（高所東側接続口の弁）※1	－	屋外
高所西側接続口の弁	（高所西側接続口の弁）※1	－	屋外
フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口の弁	（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口の弁）※1	－	屋外
予備ノズル弁	多目的タンク予備ノズル弁	TV2-428	屋外

※1：今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。

手順のリンク先について

重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

リンク先一覧（1／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順			
1.13.2.1(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）			
1.13.2.1(1)ａ． 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(1)ａ．(a)	低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1)ａ．(a)】	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
		【1.4.2.1(3)ａ．(a)】	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
		【1.8.2.2(1)ａ．】	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(1)ｂ． 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却			
1.13.2.1(1)ｂ．(a)	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	【1.6.2.1(1)ａ．(a)】	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ
		【1.6.2.2(1)ａ．(a)】	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(1)ｃ． 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水			
1.13.2.1(1)ｃ．(a)	格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	【1.8.2.1(1)ａ．】	格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水
1.13.2.1(1)ｄ． 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水			
1.13.2.1(1)ｄ．(a)	格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水	【1.10.2.1(1)ａ．】	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

リンク先一覧（2／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(1)ｅ．　代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1.13.2.1(1)ｅ．(a)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)ａ．】	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水
1.13.2.1(1)ｅ．(b)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	【1.11.2.2(1)ａ．】	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ
1.13.2.1(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順			
1.13.2.1(2)ａ．　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(2)ａ．(a)	高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）	【1.2.2.1(1)ａ．】	中央制御室からの高圧代替注水系起動
1.13.2.1(2)ａ．(b)	高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）	【1.2.2.1(1)ｂ．】	現場手動操作による高圧代替注水系起動
1.13.2.1(2)ａ．(c)	原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）	【1.2.2.2(1)ａ．】	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動
1.13.2.1(2)ａ．(d)	原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）	【1.2.2.4(1)】	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(2)ａ．(e)	高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.2.2.4(2)】	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(2)ａ．(f)	高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1)ｆ．】	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(2)ｂ．　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(2)ｂ．(a)	残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.3(1)】	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水
		【1.4.2.1(2)ａ．(a)】	残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(2)ｂ．(b)	低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.3(2)】	低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水
		【1.4.2.1(2)ａ．(b)】	低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

リンク先一覧（3／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(2)ｃ．　サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱			
1.13.2.1(2)ｃ．(a)	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	【1.6.2.3(1)】	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ
		【1.6.2.1(2)ａ．(a)】	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ
		【1.6.2.2(2)ａ．(a)】	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(2)ｃ．(b)	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱	【1.6.2.3(2)】	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱
		【1.6.2.1(2)ａ．(b)】	残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱
		【1.6.2.2(2)ａ．(b)】	残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱
1.13.2.1(2)ｄ．　サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱			
1.13.2.1(2)ｄ．(a)	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1)ａ．(c)】	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(2)ｄ．(b)	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.1(3)ａ．(b)】	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(2)ｄ．(c)	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	【1.7.2.1(1)ａ．】	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
1.13.2.1(2)ｄ．(d)	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1)ｃ．】	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(3) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(3)ａ．　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(3)ａ．(a)	消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1)ａ．(d)】	消火系による原子炉圧力容器への注水
		【1.4.2.1(3)ａ．(c)】	消火系による残存溶融炉心の冷却
		【1.8.2.2(1)ｄ．】	消火系による原子炉圧力容器への注水

リンク先一覧（4／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(3)ｂ．　ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却			
1.13.2.1(3)ｂ．(a)	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	【1.6.2.1(1)ａ．(b)】	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ
		【1.6.2.2(1)ａ．(b)】	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(3)ｃ．　ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水			
1.13.2.1(3)ｃ．(a)	消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	【1.8.2.1(1)ｃ．】	消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水
1.13.2.1(3)ｄ．　ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水			
1.13.2.1(3)ｄ．(a)	消火系による使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)ｄ．】	消火系による使用済燃料プールへの注水
1.13.2.1(4) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(4)ａ．　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(4)ａ．(a)	原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	本資料に記載	
1.13.2.1(4)ａ．(b)	高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	本資料に記載	
1.13.2.1(4)ａ．(c)	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	【1.2.2.3(1)ｂ．】	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(4)ｂ．　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(4)ｂ．(a)	補給水系による原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1)ａ．(e)】	補給水系による原子炉圧力容器への注水
		【1.4.2.1(3)ａ．(d)】	補給水系による残存溶融炉心の冷却
		【1.8.2.2(1)ｅ．】	補給水系による原子炉圧力容器への注水

リンク先一覧（5／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(4)ｃ．　復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却			
1.13.2.1(4)ｃ．(a)	補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ	【1.6.2.1(1)ａ．(c)】	補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ
		【1.6.2.2(1)ａ．(c)】	補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(4)ｄ．　復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水			
1.13.2.1(4)ｄ．(a)	補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	【1.8.2.1(1)ｄ．】	補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水
1.13.2.1(5) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順			
1.13.2.1(5)ａ．　西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）		本資料に記載	
1.13.2.1(5)ｂ．　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(5)ｂ．(a)	低圧代替注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1)ａ．(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
		【1.4.2.1(3)ａ．(e)】	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
		【1.8.2.2(1)ｂ．】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(5)ｃ．　西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却			
1.13.2.1(5)ｃ．(a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却	【1.6.2.1(1)ａ．(d)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）
		【1.6.2.2(1)ａ．(d)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(5)ｄ．　西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
1.13.2.1(5)ｄ．(a)	可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給	【1.5.2.1(1)ａ．(b)】，【1.5.2.1(2)ａ．(b)】	フィルタ装置スクラビング水補給
		【1.7.2.1(1)ｂ．(c)】，【1.7.2.1(2)ａ．(c)】	フィルタ装置スクラビング水補給

リンク先一覧（6／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(5)ｅ．　西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水			
1.13.2.1(5)ｅ．(a)	格納容器下部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水	【1.8.2.1(1)ｂ．】	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(5)ｆ．　西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水			
1.13.2.1(5)ｆ．(a)	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水	【1.10.2.1(1)ｂ．】	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）
1.13.2.1(5)ｇ．　西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1.13.2.1(5)ｇ．(a)	代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)ｂ．】	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）
1.13.2.1(5)ｇ．(b)	代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	【1.11.2.2(1)ｂ．】	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(6) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）			
1.13.2.1(6)ａ．　代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）		本資料に記載	
1.13.2.1(6)ｂ．　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(6)ｂ．(a)	低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1)ａ．(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
		【1.4.2.1(3)ａ．(e)】	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
		【1.8.2.2(1)ｂ．】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(6)ｃ．　代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却			
1.13.2.1(6)ｃ．(a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	【1.6.2.1(1)ａ．(d)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）
		【1.6.2.2(1)ａ．(d)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）

リンク先一覧（7／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(6)ｄ．　代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
1.13.2.1(6)ｄ．(a)	可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給	【1.5.2.1(1)ａ．(b)】，【1.5.2.1(2)ａ．(b)】	フィルタ装置スクラビング水補給
		【1.7.2.1(1)ｂ．(c)】，【1.7.2.1(2)ａ．(c)】	フィルタ装置スクラビング水補給
1.13.2.1(6)ｅ．　代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水			
1.13.2.1(6)ｅ．(a)	格納容器下部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	【1.8.2.1(1)ｂ．】	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(6)ｆ．　代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水			
1.13.2.1(6)ｆ．(a)	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水	【1.10.2.1(1)ｂ．】	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）
1.13.2.1(6)ｇ．　代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1.13.2.1(6)ｇ．(a)	代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)ｂ．】	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）
1.13.2.1(6)ｇ．(b)	代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)ｃ．】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）
1.13.2.1(6)ｇ．(c)	代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	【1.11.2.2(1)ｂ．】	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(6)ｇ．(d)	代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	【1.11.2.2(1)ｃ．】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

リンク先一覧（8／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(7) 淡水タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(7)ａ．　淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載	
1.13.2.1(7)ｂ．　淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
1.13.2.1(7)ｂ．(a)	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給	【1.5.2.1(1)ａ．(b)】，【1.5.2.1(2)ａ．(b)】	フィルタ装置スクラビング水補給
		【1.7.2.1(1)ｂ．(c)】，【1.7.2.1(2)ａ．(c)】	フィルタ装置スクラビング水補給
1.13.2.1(8) 海を水源とした対応手順			
1.13.2.1(8)ａ．　海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載	
1.13.2.1(8)ｂ．　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(8)ｂ．(a)	低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1)ａ．(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
		【1.4.2.1(3)ａ．(e)】	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
		【1.8.2.2(1)ｂ．】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)ｃ．　海を水源とした原子炉格納容器内の冷却			
1.13.2.1(8)ｃ．(a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却	【1.6.2.1(1)ａ．(d)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）
		【1.6.2.2(1)ａ．(d)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(8)ｄ．　海を水源とした原子炉格納容器下部への注水			
1.13.2.1(8)ｄ．(a)	格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水	【1.8.2.1(1)ｂ．】	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）

リンク先一覧（9／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(8)ｅ．　海を水源とした原子炉ウェルへの注水			
1.13.2.1(8)ｅ．(a)	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水	【1.10.2.1(1)ｂ．】	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)ｆ．　海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1.13.2.1(8)ｆ．(a)	海を水源とした代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)ｂ．】	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)ｆ．(b)	海を水源とした代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)ｃ．】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)ｆ．(c)	海を水源とした代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	【1.11.2.2(1)ｂ．】	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(8)ｆ．(d)	海を水源とした代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	【1.11.2.2(1)ｃ．】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(8)ｇ．　海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保			
1.13.2.1(8)ｇ．(a)	残留熱除去系海水系による冷却水の確保	【1.5.2.3(1)】	残留熱除去系海水系による冷却水確保
1.13.2.1(8)ｈ．　海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送			
1.13.2.1(8)ｈ．(a)	海を水源とした緊急用海水系による冷却水の確保	【1.5.2.2(1)ａ．】	緊急用海水系による冷却水確保
1.13.2.1(8)ｈ．(b)	海を水源とした代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保	【1.5.2.2(1)ｂ．】	代替残留熱除去系海水系による冷却水確保
1.13.2.1(8)ｉ．　海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制			
1.13.2.1(8)ｉ．(a)	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	【1.12.2.1(1)ａ．】	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

リンク先一覧（10／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(8) ｊ．　海を水源とした航空機燃料火災への泡消火			
1.13.2.1(8) ｊ．(a)	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	【1.12.2.2(2) ａ．】	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火
1.13.2.1(8) ｋ．　海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保			
1.13.2.1(8) ｋ．(a)	２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保	【1.14.2.7(1)】	非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
1.13.2.1(8) ｋ．(b)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保	【1.14.2.4(1) ｂ．】	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電
1.13.2.1(8) ｌ．　海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水			
1.13.2.1(8) ｌ．(a)	２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水	【1.14.2.5(1)】	代替海水送水による電源給電機能の復旧
1.13.2.1(8)ｍ．　海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱			
1.13.2.1(8)ｍ．(a)	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	【1.11.2.4(1) ａ．(a)】	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱
		【1.11.2.4(1) ａ．(b)】	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
		【1.11.2.4(1) ａ．(c)】	代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(9) ａ．　ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入			
1.13.2.1(9) ａ．(a)	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」	【1.1.2.1(2)】	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
1.13.2.1(9) ａ．(b)	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	【1.2.2.3(1) ａ．】	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水
1.13.2.1(9) ａ．(c)	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	【1.8.2.2(1) ｇ．】	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順			
1.13.2.2(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順			

リンク先一覧（11／11）

手順等		リンク先
1.13.2.2(1)ａ．　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）		
1.13.2.2(1)ａ．(a)	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	本資料に記載
1.13.2.2(1)ａ．(b)	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	本資料に記載
1.13.2.2(1)ａ．(c)	海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順		
1.13.2.2(2)ａ．　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）		
1.13.2.2(2)ａ．(a)	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2)ａ．(b)	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2)ａ．(c)	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	本資料に記載
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順		
1.13.2.3(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え		
1.13.2.3(1)ａ．	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(1)ｂ．	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(2) 淡水から海水への切替え		
1.13.2.3(2)ａ．	代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(2)ｂ．	西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(3) 外部水源から内部水源への切替え		
1.13.2.3(3)ａ．	外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え	本資料に記載

1.14　電源の確保に関する手順等

＜　目　次　＞

1.14.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．代替電源（交流）による対応手段及び設備

(a)　代替交流電源設備による給電

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．代替電源（直流）による対応手段及び設備

(a)　代替直流電源設備による給電

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｃ．代替所内電気設備による対応手段及び設備

(a)　代替所内電気設備による給電

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｄ．非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手段及び設備

(a)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電

(b)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｅ．代替海水送水による対応手段及び設備

(a)　代替海水送水による電源給電機能の復旧

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｆ．燃料補給のための対応手段及び設備

(a)　燃料給油設備による給油

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｇ．手順等

1.14.2　重大事故等時の手順

1.14.2.1　代替電源（交流）による対応手順

(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.2　代替電源（直流）による対応手順

(1)　代替直流電源設備による給電

ａ．所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

ｂ．可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(2)　常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保

ａ．常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤２Ａ及び２Ｂ受電

1.14.2.3　代替所内電気設備による対応手順

(1)　代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

(2)　代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順

(1)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電

ａ．常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電

ｂ．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電

ｃ．緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電

ｄ．可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電

(2)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電

ａ．所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤への給電

ｂ．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電

ｃ．可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電

1.14.2.5　代替海水送水による対応手順

(1)　代替海水送水による電源給電機能の復旧

1.14.2.6　燃料の補給手順

(1)　燃料給油設備による各機器への給油

ａ．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

ｂ．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

1.14.2.7　設計基準事故対処設備による対応手順

(1)　非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(2)　非常用直流電源設備による給電

(3)　軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

1.14.2.8　その他の手順項目について考慮する手順

1.14.2.9　重大事故等時の対応手段の選択

添付資料1.14.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.14.2　重大事故対策の成立性

1. 常設代替高圧電源装置の起動及びM／C　２C又はM／C　２D受電
2. 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及びP／C　２D受電
3. 可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動並びにP／C　２C及びP／C　２D受電
4. 可搬型代替交流電源設備（常用MCC（水処理建屋）接続）の起動並びにP／C　２C及びP／C　２D受電
5. 可搬型代替交流電源設備（常用MCC（屋内開閉所）接続）の起動並びにP／C　２C及びP／C　２D受電
6. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
7. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
8. 常設代替高圧電源装置の起動及び緊急用M／C受電
9. 可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動及び緊急用P／C受電
10. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
11. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
12. ２C・２D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心

スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧

13. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電
14. 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電
15. 可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電
16. 所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤への給電
17. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電
18. 可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電
19. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油
20. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
21. 軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

添付資料1.14.3

1. 必要な直流負荷以外の切り離しリスト
2. 中央制御室内における不要直流負荷切り離し操作場所の概要図

添付資料1.14.4

1. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置

2. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｐ／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置

添付資料1.14.5

1. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｍ／Ｃ ２Ｃ）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
2. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｍ／Ｃ ２Ｄ）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
3. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｐ／Ｃ ２Ｃ）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
4. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｐ／Ｃ ２Ｄ）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
5. 所内常設直流電源喪失時の常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｍ／Ｃ ２Ｃ）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
6. 所内常設直流電源喪失時の可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｍ／Ｃ ２Ｄ）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

添付資料1.14.6

1. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から緊急用電源切替盤にて電源給電可能な設計基準

事故対処設備の電動弁リスト（交流）
2.　常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から緊急用電源切替盤にて電源給電可能な設計基準事故対処設備の電動弁リスト（直流）
添付資料1.14.7　緊急用電源切替盤による電源切替操作方法について
添付資料1.14.8　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

1.14　電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（１）炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保

ａ）電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）所内直流電源設備から給電されている２４時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。

ｃ）複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。

ｄ）所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)（MC）等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備しており，ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.14.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

外部電源が喪失した場合において，非常用高圧母線及び直流設備へ給電するための設計基準事故対処設備として，非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備を設置している。

また，非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備から供給された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として，非常用所内電気設備を設置している。

これらの設計基準事故対処設備のうち，非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が健全であれば，これらを重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いるが，設計基準事故対処設備が故障した場合は，その機能を代替するために，各設計基準事故対処設備が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第

1.14.1－1図及び第1.14.1－2図）。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定する。

※1　自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十七条及び技術基準規則第七十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。

非常用交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

・２Ｃ非常用ディーゼル発電機（以下「２Ｃ　Ｄ／Ｇ」という。）
・２Ｄ非常用ディーゼル発電機（以下「２Ｄ　Ｄ／Ｇ」という。）
・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ」という。）
・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク
・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク
・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク
・２Ｃ　Ｄ／Ｇ～メタルクラッド開閉装置（以下「Ｍ／Ｃ」という。）２Ｃ電路

・２Ｄ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　２Ｄ電路

・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電路

・２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ

・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

・２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ～２Ｃ　Ｄ／Ｇ流路

・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ～２Ｄ　Ｄ／Ｇ流路

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ流路

・軽油貯蔵タンク

・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ

・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ

・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

非常用直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

・125V系蓄電池Ａ系

・125V系蓄電池Ｂ系

・125V系蓄電池ＨＰＣＳ系

・中性子モニタ用蓄電池Ａ系

・中性子モニタ用蓄電池Ｂ系

・直流125V充電器Ａ～直流125V主母線盤２Ａ電路

・直流125V充電器Ｂ～直流125V主母線盤２Ｂ電路

・直流125V充電器ＨＰＣＳ～直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電路

・120／240V計装用主母線盤２Ａ～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ電路
・120／240V計装用主母線盤２Ｂ～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ電路
・125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路
・125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路
・125V系蓄電池ＨＰＣＳ系～直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電路
・中性子モニタ用蓄電池Ａ系～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ電路
・中性子モニタ用蓄電池Ｂ系～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ電路

機能喪失原因対策分析の結果，設計基準事故対処設備の故障として，非常用高圧母線への交流電源による給電及び直流設備への直流電源による給電に使用する設備並びに非常用所内電気設備の故障を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.14.1－1表に整理する。

ａ．代替電源（交流）による対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により非常用高圧母線２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳへの給電ができない場合は，代替交流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要

な電力を確保する。

ⅰ） 常設代替交流電源設備による給電

常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備及び代替所内電気設備へ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－3図に示す。

・常設代替高圧電源装置

・常設代替高圧電源装置燃料移送系配管・弁

・常設代替高圧電源装置～緊急用Ｍ／Ｃ～Ｍ／Ｃ ２Ｃ及び２Ｄ電路

・緊急用Ｍ／Ｃ～緊急用モータコントロールセンタ（以下「ＭＣＣ」という。）電路

・燃料給油設備

ⅱ） 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電

緊急時対策室建屋ガスタービン発電機から非常用所内電気設備へ給電する手段がある。

緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－3図に示す。

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料タンク

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機～パワーセンタ（以下「Ｐ／Ｃ」という。）２Ｄ電路

ⅲ） 可搬型代替交流電源設備による給電

可搬型代替交流電源設備を非常用所内電気設備に接続し，給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－3図に示す。

・可搬型代替低圧電源車

・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ電路

・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（水処理建屋）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路

・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（屋内開閉所）～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路

・燃料給油設備

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち，常設代替高圧電源装置，常設代替高圧電源装置～緊急用Ｍ／Ｃ～Ｍ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路，緊急用Ｍ／Ｃ～緊急用ＭＣＣ電路，常設代替高圧電源装置燃料移送系配管・弁及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ電路，並びに燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備の故障で

交流電源が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料タンク，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁及び緊急時対策室建屋ガスタービン発電機～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路

耐震性は確保されていないが，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機等が健全である場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（水処理建屋）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路並びに可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（屋内開閉所）～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路

耐震性は確保されていないが，電路が健全である場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

ｂ．代替電源（直流）による対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は，代替直流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

ⅰ） 所内常設直流電源設備による給電

非常用交流電源設備の故障により直流125V充電器Ａ・Ｂを経由した直流設備への給電ができない場合は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電を開始するまでの間，所内常設直流電源設備により24時間にわたり直流設備へ給電する手段がある。

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－4図に示す。

・125V系蓄電池Ａ系

・125V系蓄電池Ｂ系

・125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路

・125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路

ⅱ） 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

非常用交流電源設備の故障，所内常設直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により直流設備へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－4図に示す。

・可搬型代替低圧電源車

・可搬型整流器

・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～可搬型整流器～直流125V主母線盤２Ａ及び２Ｂ電路

・燃料給油設備

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

所内常設直流電源設備による給電で使用する設備のうち，125V系蓄電池Ａ系，125V系蓄電池Ｂ系，125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路及び125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替直流電源設備による給電で使用する設備のうち，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～可搬型整流器～直流125V主母線盤２Ａ及び２Ｂ電路並びに燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備の故障で直流電源が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

ｃ．代替所内電気設備による対応手段及び設備

(a)　代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し，必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合は，代替所内電気設備にて電路を確保し，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電する手段がある。

なお，非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は，重大事故等が発生した場合において，共通要因で同時に機能を喪失することな

く，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。

代替所内電気設備による代替所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－3図及び第1.14.1－4図に示す。

・緊急用Ｍ／Ｃ

・緊急用Ｐ／Ｃ

・緊急用ＭＣＣ

・緊急用電源切替盤

・緊急用125V系蓄電池

・緊急用直流125V主母線盤

・緊急用125V系蓄電池～緊急用直流125V主母線盤電路

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

代替所内電気設備による代替所内電気設備への給電で使用する設備のうち，緊急用Ｍ／Ｃ，緊急用Ｐ／Ｃ，緊急用ＭＣＣ，緊急用電源切替盤，緊急用125V系蓄電池，緊急用直流125V主母線盤及び緊急用125V蓄電池～緊急用直流125V主母線盤電路は重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

ｄ．非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手段及び設備

(a)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電

設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機の故障によりＭ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄへの給電ができない場合は，代替交流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

ⅰ）　常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電

常設代替交流電源設備からＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及び代替所内電気設備へ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－3図に示す。

・常設代替高圧電源装置

・常設代替高圧電源装置燃料移送系配管・弁

・常設代替高圧電源装置～緊急用Ｍ／Ｃ～Ｍ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路

・緊急用Ｍ／Ｃ～緊急用ＭＣＣ電路

・燃料給油設備

ⅱ）　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電

ＨＰＣＳ　Ｄ／ＧからＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）へ給電する手段がある。

ＨＰＣＳ　Ｄ／ＧによるＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－3図に示す。

・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク

・Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ

・M／C ２E

・HPCS D／G～M／C HPCS～M／C ２E～M／C２C及び２D電路

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～HPCS D／G流路

・軽油貯蔵タンク

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

iii） 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電

緊急時対策室建屋ガスタービン発電機からP／C ２Dへ給電する手段がある。

緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるP／C ２Dへの給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－3図に示す。

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料タンク

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機～P／C ２D電路

iv） 可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電

可搬型代替交流電源設備を非常用所内電気設備に接続し，P／C ２C・２Dへ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとお

り。単線結線図を第1.14.1－3図に示す。

・可搬型代替低圧電源車

・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路

・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（水処理建屋）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路

・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（屋内開閉所）～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路

・燃料給油設備

(b)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電

設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は，代替直流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

ⅰ）　所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤への給電

非常用ディーゼル発電機の故障により直流125V充電器Ａ・Ｂを経由した直流設備への給電ができない場合は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電を開始するまでの間，所内常設直流電源設備により24時間にわたり直流設備へ給電する手段がある。

所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－4図に示す。

・125V系蓄電池Ａ系

・125V系蓄電池Ｂ系

・125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路

・125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路

ⅱ） 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電

非常用ディーゼル発電機の故障，所内常設直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は，ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ及び直流125V予備充電器を組合わせて直流設備へ給電する手段がある。

ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）への給電で使用する設備は以下のとおり。

・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク

・Ｍ／Ｃ ＨＰＣＳ

・ＭＣＣ ＨＰＣＳ

・直流125V予備充電器

・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ ＨＰＣＳ～ＭＣＣ ＨＰＣＳ～直流125V予備充電器～直流125V主母線盤２Ａ及び２Ｂ電路

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ流路

・軽油貯蔵タンク

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

ⅲ） 可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電

非常用ディーゼル発電機の故障により，所内常設直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は，可搬型代

替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1－4図に示す。

・可搬型代替低圧電源車

・可搬型整流器

・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～可搬型整流器～直流125V主母線盤２Ａ及び２Ｂ電路

・燃料給油設備

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電で使用する設備のうち，常設代替高圧電源装置，常設代替高圧電源装置～Ｍ／Ｃ２Ｃ及び２Ｄ電路，常設代替高圧電源装置燃料移送系配管・弁並びに燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電で使用する設備のうち，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ，Ｍ／Ｃ　２Ｅ，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ～Ｍ／Ｃ　２Ｅ～Ｍ／Ｃ　２Ｃ又は２Ｄ電路，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ，軽油貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電で使用する設備のうち，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路並びに燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤等への給電で使用する設備のうち，125V系蓄電池Ａ系，125V系蓄電池Ｂ系，125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路及び125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電で使用する設備のうち，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ，125V系蓄電池ＨＰＣＳ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク，Ｍ／ＣＨＰＣＳ，ＭＣＣ　ＨＰＣＳ，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ～ＭＣＣ　ＨＰＣＳ電路，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ流路，軽油貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電で使用する設備のうち，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～可搬型整流器～直流125V主母線盤２Ａ及び２Ｂ電路並びに燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備の故障で

交流電源が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ～Ｍ／Ｃ　２Ｅ～Ｍ／Ｃ　２Ｃ又は２Ｄ電路

耐震性は確保されていないが，Ｍ／Ｃ　２Ｅを経由する電路の健全性が確認でき，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇが健全であり，かつ高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料タンク，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁及び緊急時対策室建屋ガスタービン発電機～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路

耐震性は確保されていないが，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機等が健全である場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（水処理建屋）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路並びに可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（屋内開閉所）～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路

耐震性は確保されていないが，電路が健全である場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

・ＭＣＣ　ＨＰＣＳ～直流125V予備充電器～直流125V主母線盤２Ａ又は２Ｂ電路

耐震性は確保されていないが，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇが健全であり，かつ直流125V予備充電器を経由する電路の健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

ｅ．代替海水送水による対応手段及び設備

(a)　代替海水送水による電源給電機能の復旧

２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの機関冷却用の海水供給機能が喪失することにより，２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇによる非常用所内電気設備への給電ができない場合は，可搬型代替注水大型ポンプにより２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し，２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源給電機能を復旧する手段がある。

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源給電機能の復旧で使用する設備は以下のとおり。概要図を第1.14.1－5図に示す。

・２Ｃ　Ｄ／Ｇ

・２Ｄ　Ｄ／Ｇ

・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ～２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ流路

・燃料給油設備

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

代替海水送水による電源給電機能の復旧のうち，２Ｃ　Ｄ／Ｇ，２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇは重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備の故障で交流電源が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置及びホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇが使用可能な場合は，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の冷却機能を確保することで，２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源給電機能を復旧できるため，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

・可搬型代替注水大型ポンプ～２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ流路

耐震性は確保されていないが，流路の健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

f．燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料給油設備による給油

ⅰ） 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

重大事故等の対処で使用する可搬型代替低圧電源車，窒素供給装置用電源車，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ等を必要な期間継続して運転させるため，燃料給油設備により給油する手段がある。

可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型設備用軽油タンク

・タンクローリ

ⅱ） 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

重大事故等の対処で使用する常設代替高圧電源装置を必要な期間継続して運転させるため，燃料給油設備により給油する手段がある。

軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油で使用する設備は以下のとおり。

・軽油貯蔵タンク

・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油で使用する設備のうち，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリは重大事故等対処設備と

して位置付ける。

軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油で使用する設備のうち，軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保し，必要な期間運転を継続することができる。

ｇ．手順等

上記「ａ．代替電源（交流）による対応手段及び設備」，「ｂ．代替電源（直流）による対応手段及び設備」，「ｃ．代替所内電気設備による対応手段及び設備」，「ｄ．非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手段及び設備」，「ｅ．代替海水送水による対応手段及び設備」及び「ｆ．燃料補給のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※1及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）」，「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.14.1－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.14.1－2表）。

さらに，他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する。

※1　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

1.14.2　重大事故等時の手順

1.14.2.1　代替電源（交流）による対応手順

(1)　代替交流電源設備による給電

送電線及び開閉所が破損又は破損する可能性のある大規模自然災害が発生した場合，並びに外部電源，２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇによる給電が見込めない場合に，発電用原子炉及び使用済燃料プールの冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となるＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）の電源を復旧する。重大事故等対応は，非常用母線の２Ｃ又は２Ｄのいずれかの給電で行うことができるため，判断基準の明確化の観点から，２Ｃを優先する手順としている。

Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）受電操作完了後，直流 125V 充電器へ交流電源を供給する。

常設代替交流電源設備の起動操作を行い，常設代替交流電源設備によるＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）へ給電を行う。常設代替交流電源設備による給電ができない場合は，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電を行う。緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電ができない場合は，可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）による給電を行う。可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）による給電ができない場合は，可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）による給電を行う。可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）による給電できない場合は，可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（屋内開閉所）接続）による給電を行う。

代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電の優先順位は以下のとおり。

1. 常設代替交流電源設備

2. 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機

3. 可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）

4. 可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）

5. 可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（屋内開閉所）接続）

上記給電を継続するために常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車への燃料給油を実施する。燃料の給油手順については，「1.14.2.6 燃料の補給手順」にて整備する。

(a)　手順着手の判断基準

［常設代替高圧電源装置の起動及びM／C　２C又はM／C　２D受電準備開始の判断基準］

外部電源喪失，２C・２D・ＨＰＣＳ　D／Gの機能喪失によりM／C　２C・２D・ＨＰＣＳへ給電できない場合。

［緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及びＰ／C　２D受電準備開始の判断基準］

外部電源喪失及び２C・２D・ＨＰＣＳ　D／Gの機能喪失により，M／C　２C・２Dの母線電圧が喪失している状態で，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の使用が可能な場合。

［可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動並びにＰ／C　２C及びＰ／C　２D受電準備開始の判断基準］

外部電源，２C・２D・ＨＰＣＳ　D／G及び常設代替高圧電源装置及び緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電ができな

い場合。

［可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電準備開始の判断基準］

外部電源，２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ，常設代替高圧電源装置，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）接続）による給電ができない場合。

［可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（屋内開閉所）接続）の起動並びにＰ／Ｃ２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電準備開始の判断基準］

外部電源，２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ，常設代替高圧電源装置，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）接続）及び可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）による給電ができない場合。

(b)　操作手順

［優先1.常設代替高圧電源装置によるＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］

常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備を経由した非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.1－3図に，タイムチャートを第1.14.2.1－4図に示す。

【常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて常設代替高圧電源装置（2台）を起動

し，発電長に常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動が完了したことを報告する。※1

※1　中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑦へ

【常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動の場合】

③中央制御室からの起動に失敗した場合，発電長は，災害対策本部長代理に常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動を依頼する。

④災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動を指示する。

⑤重大事故等対応要員は，屋外（常設代替高圧電源装置置場）にて常設代替高圧電源装置（2台）を起動し，災害対策本部長代理に常設代替高圧電源装置（2台）の起動が完了したことを報告する。

⑥災害対策本部長代理は，発電長に常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動が完了したことを連絡する。

【代替所内電気設備受電】

⑦発電長は，運転員等に常設代替高圧電源装置（2台）による代替所内電気設備への給電開始を指示する。

⑧運転員等は，中央制御室にて緊急用Ｍ／Ｃの受電遮断器を「入」とし，緊急用Ｍ／Ｃを受電する。

⑨運転員等は，中央制御室にて緊急用Ｍ／Ｃへの給電を確認する。

⑩運転員等は，発電長に常設代替高圧電源装置（2台）による代替所内電気設備への給電が完了したことを報告する。

【常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの追加起動】

⑪発電長は，運転員等に常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの追加起動を指示する。

⑫運転員等は，中央制御室にて常設代替高圧電源装置（3台）を追加起動し，発電長に常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの追加起動が完了したことを報告する。※2

※2　中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑰へ

【常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動の場合】

⑬中央制御室からの起動に失敗した場合，発電長は，災害対策本部長代理に常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動を依頼する。

⑭災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動を指示する。

⑮重大事故等対応要員は，屋外（常設代替高圧電源装置置場）にて常設代替高圧電源装置（3台）を追加起動し，災害対策本部長代理に常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動が完了したことを報告する。

⑯災害対策本部長代理は，発電長に常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動が完了したことを連絡する。

⑰発電長は，運転員等に常設代替高圧電源装置（5台）による緊急用Ｍ／Ｃを経由した非常用所内電気設備への給電開始を指示する。

⑱運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑲運転員等は，中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にて給電準備としてＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの負荷遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。

⑳運転員等は,中央制御室にて緊急用M／Cを経由したM／C ２C（又は２D）受電のための連絡遮断器を「入」とするとともに，P／C ２C・２Dの連絡遮断器を「入」として，M／C ２C（又は２D），P／C ２C・２D及びMCC ２C系・２D系を受電する。

㉑運転員等は，中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にてM／C ２C（又は２D），P／C ２C・２D及びMCC ２C系・２D系の必要な負荷へ給電する（又は給電を確認する）。

㉒運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてM／C ２C（又は２D），P／C ２C・２D及びMCC ２C系・２D系の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

㉓運転員等は，発電長に常設代替高圧電源装置（5台）による緊急用M／Cを経由した非常用所内電気設備への給電が完了したことを報告する。

なお，遮断器用制御電源の喪失により中央制御室からのM／C ２C（又は２D）及びP／C ２C・２Dの遮断器操作ができない場合は，現場にて遮断器本体を手動で投入して電路を構成する。

［優先2.緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及びP／C ２D受電の場合］

緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるP／C ２Dへの給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.1－5図に，タイムチャートを第1.14.2.1－6図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に

緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるＰ／Ｃ　２Ｄへの給電準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるＰ／Ｃ　２Ｄへの給電準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等に緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるＰ／Ｃ　２Ｄへの給電準備開始を指示する。

④運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｄの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑤運転員等は，中央制御室及び原子炉建屋付属棟内にて給電準備としてＰ／Ｃ　２Ｄの受電遮断器及び負荷遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離するとともに，Ｐ／Ｃ　２Ｄの負荷抑制のため，必要な負荷以外の遮断器を「切」とし，発電長に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｄへの給電準備が完了したことを報告する。

⑥重大事故等対応要員は，緊急時対策室建屋内にて緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の停止状態に異常がないことを，外観点検により確認する。緊急時対策室建屋ガスタービン発電機が運転している場合は停止する。

⑦重大事故等対応要員は，緊急時対策室建屋内にて緊急時対策室建屋受電用ブレーカを「ＯＦＦ」にする。

⑧重大事故等対応要員は，緊急時対策室建屋内で電磁接触器の制御ケーブルのリフト及び動力仮設ケーブルを接続する。

⑨重大事故等対応要員は，緊急時対策室建屋内で給電するＰ／Ｃ側

の受電用ブレーカを「ＯＮ」にする。

⑩重大事故等対応要員は，Ｐ／Ｃ側の受電用ブレーカにて緊急時対策室建屋ガスタービン発電機からＰ／Ｃ　２Ｄ間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長代理に緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるＰ／Ｃ　２Ｄへの給電準備が完了したことを報告する。

⑪災害対策本部長代理は，発電長に緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるＰ／Ｃ２Ｄへの給電準備が完了したことを連絡する。

⑫発電長は，災害対策本部長代理に緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるＰ／Ｃ２Ｄへの電路への給電を依頼する。

⑬災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるＰ／Ｃ　２Ｄへの電路への給電開始を指示する。

⑭重大事故等対応要員は，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機を起動しＰ／Ｃ　２Ｄ間の電路への給電を実施し，災害対策本部長代理に緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電を開始したことを報告する。

⑮災害対策本部長代理は，発電長に緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるＰ／Ｃ２Ｄへの電路への給電が完了したことを連絡する。

⑯発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に非常用所内電気設備の受電開始を指示する。

⑰運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｄの緊急時対策室建屋受電遮断器を「入」とし，Ｐ／Ｃ　２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｄ系

を受電する。

⑱運転員等は，中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｄ系の必要な負荷へ給電する。

⑲運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｄ系の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑳運転員等は，発電長に非常用所内電気設備の受電が完了したことを報告する。

また，遮断器用制御電源の喪失により中央制御室からＰ／Ｃ　２Ｄの遮断器操作ができない場合は，現場にて遮断器本体を手動で投入して電路を構成する。

［優先3.可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.1－7図に，タイムチャートを第1.14.2.1－8図に示す。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２

Ｃ・２Ｄへの給電準備開始を指示する。

④重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口又は原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車（2台）を配置し，可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを，可搬型代替低圧電源車（2台）の間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び並列運転用制御ケーブルを敷設し，接続する。なお，可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）については，屋外の地下に設置されているため，水が滞留している場合は排水後に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルの敷設，接続を行う。

⑤運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑥運転員等は，中央制御室及び原子炉建屋付属棟内にて給電準備としてＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの受電遮断器及び負荷遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離するとともに，Ｐ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの負荷抑制のため，必要な負荷以外の遮断器を「切」とし，発電長に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄへの給電準備が完了したことを報告する。

⑦重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口又は原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車からＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線までの電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄへの給電準備が完了したことを報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替低圧電源車によるＰ

／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備が完了したことを連絡する。

⑨発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線への給電を依頼する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線への給電開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口又は原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車（2台）の起動及び並列操作によりＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線への給電を実施し，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線への給電が完了したことを報告する。

⑫災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替低圧電源車（2台）によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線への給電が完了したことを連絡する。

⑬発電長は，運転員等に非常用所内電気設備の受電開始を指示する。

⑭運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑮運転員等は，中央制御室にてＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの連絡遮断器を「入」とし，Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系を受電する。

⑯運転員等は，中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系の必要な負荷へ給電する（又は給電を確認する）。

⑰運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑱運転員等は，発電長に非常用所内電気設備の受電が完了したことを報告する。

なお，遮断器用制御電源の喪失により中央制御室からのＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器操作ができない場合は，現場にて遮断器本体を手動で投入して電路を構成する。

［優先4.可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］

可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.1－9図に，タイムチャートを第1.14.2.1－10図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車による水処理ＭＣＣ　Ａ（又はＢ）及びＰ／Ｃ　２Ａ－２（又はＰ／Ｃ　２Ｂ－２）を介したＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への給電準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による水処理ＭＣＣ　Ａ（又はＢ）及びＰ／Ｃ　２Ａ－２（又はＰ／Ｃ　２Ｂ－２）を介したＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への給電準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への給電準備開始を指示する。

④重大事故等対応要員は，水処理建屋北側に可搬型代替低圧電源車

（2台）を配置し，可搬型代替低圧電源車から水処理ＭＣＣ　Ａ（又はＢ）まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを，可搬型代替低圧電源車（2台）の間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び並列運転用制御ケーブルを敷設し，接続する。

⑤重大事故等対応要員は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ａ－２（又は２Ｂ－２）からＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）間に仮設ケーブルを敷設し，接続する。

⑥運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ａ－２（又は２Ｂ－２）及びＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑦運転員等は，中央制御室及び原子炉建屋付属棟内にて給電準備としてＰ／Ｃ　２Ａ－２（又は２Ｂ－２）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの受電遮断器及び負荷遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離するとともに，Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの負荷抑制のため，必要な負荷以外の遮断器を「切」とし，発電長に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への給電準備が完了したことを報告する。

⑧重大事故等対応要員は，水処理ＭＣＣ　Ａ（又はＢ）にて可搬型代替低圧電源車からＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への電路への健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車による水処理ＭＣＣ　Ａ（又はＢ）を介したＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への給電準備が完了したことを報告する。

⑨災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替低圧電源車による水処理ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への給電準備が完

了したことを連絡する。

⑩発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車による水処理ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への電路への給電を依頼する。

⑪災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による水処理ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への電路への給電開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は，水処理建屋北側にて可搬型代替低圧電源車（2台）の起動及び並列操作によりＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への電路への給電を実施し，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車による水処理ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への電路への給電が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替低圧電源車（2台）による水処理ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への電路への給電が完了したことを連絡する。

⑭発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に非常用所内電気設備の受電開始を指示する。

⑮運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑯運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）の可搬型代替低圧電源車からの受電遮断器を「入」とし，Ｐ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＭＣＣ　２Ｃ系（又は２Ｄ系）を受電する。

⑰運転員等は，中央制御室にてＰ／Ｃ　２Ｄ（又は２Ｃ）の連絡遮

断器を「入」とし，Ｐ／Ｃ　２Ｄ（又は２Ｃ）及びＭＣＣ　２Ｄ系（又は２Ｃ系）を受電する。

⑱運転員等は，中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系の必要な負荷へ給電する。

⑲運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑳運転員等は，発電長に非常用所内電気設備の受電が完了したことを報告する。

なお，遮断器用制御電源の喪失により中央制御室からのＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器操作ができない場合は，現場にて遮断器本体を手動で投入して電路を構成する。

［優先5.可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（屋内開閉所）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］

可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.1－9図に，タイムチャートを第1.14.2.1－10図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車による開閉所ＭＣＣ及びＰ／Ｃ　２Ｂ－２を介したＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による開閉所ＭＣＣ及びＰ／Ｃ　２Ｂ－２を介したＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２

Ｃ・２Ｄへの給電準備開始を指示する。

④重大事故等対応要員は，屋内開閉所南側に可搬型代替低圧電源車（2台）を配置し，可搬型代替低圧電源車から開閉所ＭＣＣまで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを，可搬型代替低圧電源車（2台）の間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び並列運転用制御ケーブルを敷設し，接続する。

⑤重大事故等対応要員は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｂ－２からＰ／Ｃ　２Ｄ間に仮設ケーブルを敷設し，接続する。

⑥運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｄの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑦運転員等は，中央制御室及び原子炉建屋付属棟内にて給電準備としてＰ／Ｃ　２Ｂ－２及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの受電遮断器及び負荷遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離するとともに，Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの負荷抑制のため，必要な負荷以外の遮断器を「切」とし，発電長に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備が完了したことを報告する。

⑧重大事故等対応要員は，開閉所ＭＣＣにて可搬型代替低圧電源車からＰ／Ｃ　２Ｄ間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車による開閉所ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｄへの給電準備が完了したことを報告する。

⑨災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替低圧電源車による開閉所ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｄへの給電準備が完了したことを

連絡する。

⑩発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車による開閉所ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｄへの電路への給電を依頼する。

⑪災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による開閉所ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｄへの電路への給電開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は，開閉所ＭＣＣにて可搬型代替低圧電源車（2台）の起動及び並列操作によりＰ／Ｃ　２Ｄへの電路への給電を実施し，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車による開閉所ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｄへの電路への給電が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替低圧電源車（2台）による開閉所ＭＣＣを介したＰ／Ｃ　２Ｄへの電路への給電が完了したことを連絡する。

⑭発電長は，運転員等に非常用所内電気設備の受電開始を指示する。

⑮運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｄの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑯運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｄの可搬型代替低圧電源車からの受電遮断器を「入」とし，Ｐ／Ｃ　２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｄ系を受電する。

⑰運転員等は，中央制御室にてＰ／Ｃ　２Ｃの連絡遮断器を「入」とし，Ｐ／Ｃ　２Ｃを受電する。

⑱運転員等は，中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２

Ｃ・２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系の必要な負荷へ給電する。

⑲運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑳運転員等は，発電長に非常用所内電気設備の受電が完了したことを報告する。

なお，遮断器用制御電源の喪失により中央制御室からのＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器操作ができない場合は，現場にて遮断器本体を手動で投入して電路を構成する。

(c)　操作の成立性

［優先1.常設代替高圧電源装置の起動及びＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］

【常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動及び代替所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用Ｍ／Ｃ受電完了まで4分以内で可能である。

【常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用Ｍ／Ｃ受電完了まで40分以内で可能である。

【常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの追加起動及び非常用所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（3台）の起動及びM／C ２C（又は２D）受電完了まで92分以内で可能である。

【常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動及び非常用所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（3台）の起動及びM／C ２C（又は２D）受電完了まで88分以内で可能である。なお，中央制御室での常設代替高圧電源装置起動失敗に係る時間を考慮すると92分以内で可能である。

また，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

[優先2.緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及びP／C ２D受電の場合]

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるP／C ２D受電完了まで160分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

[優先3.可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動並びにP／C ２C及びP／C ２D

受電の場合］

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車の起動完了まで170分以内で可能である。

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ受電まで180分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

［優先4. 可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電まで455分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

［優先5. 可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（屋内開閉所）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電まで455分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

1.14.2.2　代替電源（直流）による対応手順

(1)　代替直流電源設備による給電

a．所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇの機能喪失，常設代替交流電源設備，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合，所内常設直流電源設備である125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系から，24時間以上にわたり非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇの機能喪失後，充電器を経由した直流母線（直流125V主母線盤）への給電から，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流母線（直流125V主母線盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系の延命のため，全交流動力電源喪失から1時間経過するまでに，中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流125V主母線盤の直流負荷を切り離し，その後，全交流動力電源喪失から8時間経過するまでに，中央制御室外において必要な負荷以外の切り離しを実施することで，24時間以上にわたり直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

所内常設直流電源設備から直流母線へ給電している24時間以内に，常設代替交流電源設備，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機又は可搬型代替低圧電源車によりＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄを受電し，その後，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂを受電して直流電源の機能を回復させる。なお，蓄電池を充電する際は水素が発生するため，バッテリー室の換気を確保し

た上で，蓄電池の回復充電を実施する。

(a)　手順着手の判断基準

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電の判断基準】

全交流動力電源喪失により，直流125V充電器Ａ及び直流125V充電器Ｂの交流入力電源の喪失が発生した場合。

【必要な負荷以外の切り離しの判断基準】

125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から1時間以内に常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電がなく，常設代替高圧電源装置による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源の復旧が見込めない場合。

(b)　操作手順

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.2－1図に，タイムチャートを第1.14.2.2－2図に示す。なお，125V系蓄電池ＨＰＣＳ系，中性子モニタ用蓄電池Ａ系，中性子モニタ用蓄電池Ｂ系による給電手段については，「1.14.2.7(2)　非常用直流電源設備による給電」にて整備する。

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による非常用所内電気設備への自動給電状態の確認を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電

源が喪失したことを「非常用高圧母線２Ｃ・２Ｄ低電圧」警報により確認する。

③運転員等は，中央制御室にて125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ，直流125VＭＣＣ　２Ａ系及び直流125V分電盤２Ａ系・２Ｂ系への自動給電状態に異常がないことを直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの電圧指示値により確認し，発電長に直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ，直流125VＭＣＣ　２Ａ系及び直流125V分電盤２Ａ系・２Ｂ系へ自動給電されていることを報告する。

【必要な負荷以外の切離し】

④発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系の延命処置として，1時間以内に中央制御室にて簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない負荷を切り離し，8時間後に現場にて必要な負荷以外の切離しを指示する。

⑤運転員等は，中央制御室及び原子炉建屋付属棟内にて125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系の延命処置として必要な負荷以外の切り離しを実施し，発電長に必要な負荷以外の切り離しが完了したことを報告する。

(c)　操作の成立性

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認】

125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電については，運転員の操作は不要である。

【必要な負荷以外の切離し】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転

員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，必要な負荷以外の切離しの作業開始を判断してから中央制御室にて1時間以内に必要な負荷以外の切り離しの作業完了まで60分以内で可能である。

また，必要な負荷以外の切離しの作業開始を判断してから8時間後に現場にて必要な負荷以外の切り離しを行い，作業完了まで，必要な負荷以外の切離しの作業開始を判断してから540分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

b．可搬型代替直流電源設備等による非常用所内電気設備への給電

外部電源及び２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの機能喪失時に，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電ができない場合に，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により直流電源を必要な機器に給電する。

また，上記給電を継続するために電源車への燃料給油を実施する。燃料の給油手順については，「1.14.2.6 燃料の補給手順」にて整備する。

(a)　手順着手の判断基準

交流動力電源喪失後，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以内に，常設代替交流電源設備，緊急時対策室ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合。

(b)　操作手順

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第

1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.2－3図に，タイムチャートを第1.14.2.2－4図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による非常用所内電気設備への給電準備開始を依頼する。

②発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の受電準備開始を指示する。

③災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備開始を指示する。

④重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配置し，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から可搬型代替低圧電源車接続盤までの間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び可搬型整流器用ケーブルを敷設し，接続する。なお，可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）については，屋外の地下に設置されているため，水が滞留している場合は排水後に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルの敷設，接続を行う。

⑤運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）の受電前状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認し，発電長に非常用所内電気設備の受電準備が完了したことを報告する。

⑥重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由）から直

流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）までの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長代理に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備が完了したことを報告する。

⑦災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備が完了したことを連絡する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電開始を依頼する。

⑨災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電開始を指示する。

⑩発電長は，運転員等に非常用所内電気設備の受電開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口又は原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を起動し，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電を開始し，災害対策本部長代理に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電が完了したことを報告する。

⑫災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電が完了したことを報告する。

⑬運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）の配線用遮断器を「入」（又は「入」を確認する。）とし，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤を経由して直流125V主母線盤２Ａ（又は２

Ｂ），直流125V ＭＣＣ ２Ａ系及び直流125V分電盤２Ａ系（又は２Ｂ系）を受電する。

⑭運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ），直流125V ＭＣＣ ２Ａ系及び直流125V分電盤２Ａ系（又は２Ｂ系）にて遮断器用制御電源等の必要な負荷の配線用遮断器を「入」（又は「入」を確認）する。

⑮運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ），直流125V ＭＣＣ ２Ａ系及び直流125V分電盤２Ａ系（又は２Ｂ系）の受電状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認する。

⑯運転員等は，発電長に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による非常用所内電気設備への給電が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

現場対応を運転員等（当直運転員）2名，重大事故等対応要員6名にて実施した場合，作業開始を判断してから直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）の受電完了まで250分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

(2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保

a． 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤２Ａ及び２Ｂ受電

外部電源，非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源喪失後，常設代替交流電源設備，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備による給電が可能な場合，Ｐ／Ｃ ２Ｃ又は２Ｄを受電後，直流 125V 充電器盤Ａ又はＢから直流 125V 主母線盤２Ａ又は２Ｂへ給電し，遮断器の制御電源を確保する。

なお，Ｍ／Ｃ　２Ｃ，Ｍ／Ｃ　２Ｄ，Ｐ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄの受電時は，当該遮断器の制御電源が喪失していることから，手動にて遮断器を投入後，受電操作を実施する。

なお，給電手段，電路構成及びＭ／Ｃ　２Ｃ並びにＭ／Ｃ　２Ｄ受電前準備については「1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電」と同様である。

代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電の優先順位は以下のとおり。

1. 常設代替交流電源設備
2. 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機
3. 可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）
4. 可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）
5. 可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（屋内開閉所）接続）

(a) 手順着手の判断基準

直流 125V 主母線盤２Ａ及び２Ｂの電圧が喪失した場合で，常設代替交流電源設備，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備のいずれかの手段によるＭ／Ｃ　２Ｃ，Ｍ／Ｃ　２Ｄ，Ｐ／Ｃ　２Ｃ又はＰ／Ｃ　２Ｄへの給電のための電路構成，受電前準備及び起動操作が完了している場合。

(b) 操作手順

常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤２Ａ及び２Ｂ受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.2.1－1 図及び第 1.14.2.1－2 図に，概要図を第 1.14.2.1－3 図，第 1.14.2.1－5 図，第 1.14.2.1－7 図及び第 1.14.2.1－9 図に，タイムチャートを第

1.14.2.1－4 図,第 1.14.2.1－6 図,第 1.14.2.1－8 図及び第 1.14.2.1－10 図に示す。

なお，常設代替交流電源設備，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備のいずれかの手段によるM／C ２C，M／C ２D，P／C ２C又はP／C ２Dへの給電のための電路構成，受電前準備及び起動操作については「1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電」の操作手順にて実施する。

(c) 操作の成立性

操作の成立性は「1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電」と同様である。

［優先1.常設代替高圧電源装置の起動及びM／C ２C（又は ２D）受電の場合］

【常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動及び代替所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M／C受電完了まで4分以内で可能である。

【常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M／C受電完了まで40分以内で可能である。

【常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの追加起動及び非

常用所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（3台）の起動及びM／C ２C（又は２D）受電完了まで92分以内で可能である。

【常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動及び非常用所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（3台）の起動及びM／C ２C（又は２D）受電完了まで88分以内で可能である。なお，中央制御室での常設代替高圧電源装置起動失敗に係る時間を考慮すると92分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

[優先2.緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及びP／C ２D受電の場合]

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるP／C ２D受電完了まで160分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

[優先3.可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西

側）又は（東側）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＰ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ受電完了まで180分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

［優先4. 可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電完了まで455分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

［優先5. 可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（屋内開閉所）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電完了まで455分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

1.14.2.3　代替所内電気設備による対応手順

(1)　代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備であるM／C　２C及びM／C　２Dが機能喪失した場合，又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に，常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備へ給電することで，発電用原子炉の冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電の優先順位は以下のとおり。

1. 常設代替交流電源設備

2. 可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）

また，上記給電を継続するために常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車への燃料給油を実施する。燃料の給油手順については，「1.14.2.6 燃料の補給手順」にて整備する。

(a)　手順着手の判断基準

［常設代替高圧電源装置の起動及び緊急用M／C受電準備開始の判断基準］

外部電源喪失により緊急用M／Cの母線電圧が喪失した場合。

［可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動及び緊急用P／C受電準備開始の判断基準］

外部電源喪失時に，常設代替高圧電源装置による緊急用Ｍ／Ｃへの給電ができない場合。

(b)　操作手順

［優先1.常設代替高圧電源装置の起動及び緊急用Ｍ／Ｃ受電の場合］

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.3－1図に，タイムチャートを第1.14.2.3－2図に示す。

なお，電路構成については「1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電」の[優先1.常設代替高圧電源装置によるＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄ受電の場合]のうち，代替所内電気設備への給電と同様である。

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】

操作手順は「1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電」の[優先1.常設代替高圧電源装置によるＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄ受電の場合]の操作手順①～②と同様である。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】

操作手順は「1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電」の[優先1.常設代替高圧電源装置によるＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄ受電の場合]の操作手順③～⑥と同様である。

【代替所内電気設備受電】

⑦発電長は，運転員等に常設代替高圧電源装置（2 台）による代替所内電気設備への給電開始を指示する。

⑧運転員等は，中央制御室にて緊急用Ｍ／Ｃの受電遮断器を「入」とし，緊急用Ｍ／Ｃ，緊急用Ｐ／Ｃ及び緊急用ＭＣＣを受電する。

⑨運転員等は，中央制御室にて緊急用Ｍ／Ｃ，緊急用Ｐ／Ｃ及び緊急用ＭＣＣの必要な負荷へ給電する。

⑩運転員等は給電を確認し，発電長に常設代替高圧電源装置（2 台）による代替所内電気設備への給電が完了したことを報告する。

［優先2.可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動及び緊急用Ｐ／Ｃ受電の場合］

可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.3－3図に，タイムチャートを第1.14.2.3－4図に示す。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電準備開始を指示する。

④重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車（2台）を配置し，可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを，可搬型代替低圧電源車（2台）の間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び並列運転用制御ケーブルを敷設し，接続する。なお，可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）については，屋外の地下に設置されているため，水が滞

留している場合は排水後に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルの敷設，接続を行う。

⑤運転員等は，中央制御室及び原子炉建屋付属棟内にて給電準備として緊急用Ｐ／Ｃの受電遮断器を「切」とし，発電長に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電準備が完了したことを報告する。

⑥重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車から緊急用Ｐ／Ｃ間の連絡母線までの電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電準備が完了したことを報告する。

⑦災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電準備が完了したことを連絡する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線への給電を依頼する。

⑨災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線への給電開始を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車（2台）の起動及び並列操作によりＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線への給電を実施し，災害対策本部長代理に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線への給電が完了したことを報告する。

⑪災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替低圧電源車（2台）によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線への給電が完了したこと

を連絡する。

【代替所内電気設備受電】

⑫発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電開始を指示する。

⑬運転員等は，中央制御室にて緊急用Ｐ／Ｃの連絡遮断器を「入」とし，緊急用Ｐ／Ｃ及び緊急用ＭＣＣを受電する。

⑭運転員等は，中央制御室にて緊急用Ｐ／Ｃ及び緊急用ＭＣＣの必要な負荷へ給電する。

⑮運転員等は給電を確認し，発電長に可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電が完了したことを報告する。

(c)　操作の成立性

［優先1.常設代替高圧電源装置の起動及び緊急用Ｍ／Ｃ受電の場合］

【常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動及び代替所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用Ｍ／Ｃ受電完了まで4分以内で可能である。

【常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用Ｍ／Ｃ受電完了まで40分以内で可能である。

［優先2.可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西

側）又は（東側）接続）の起動及び緊急用Ｐ／Ｃ受電の場合］

上記の操作は，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替交流電源設備による緊急用Ｐ／Ｃへの給電完了まで250分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

(2)　代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

外部電源喪失により，緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合は，常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に自動給電する。

緊急用125V系蓄電池は，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで24時間以上にわたり，緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

なお，蓄電池は充電時に水素が発生するため，バッテリー室の換気を確保した上で，蓄電池の回復充電を実施する。

(a)　手順着手の判断基準

外部電源喪失により，非常用所内電気設備から代替所内電気設備への給電が喪失し，緊急用Ｍ／Ｃの母線電圧が喪失した場合

(b)　操作手順

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.3－5図に，タイムチャートを第1.14.2.3－6図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への自動給電状態の確認を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失したことを「非常用高圧母線２Ｃ・２Ｄ低電圧」警報により確認する。

③運転員等は，中央制御室にて緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電状態に異常がないことを緊急用直流125V主母線盤の電圧指示値により確認し，発電長に緊急用直流125V主母線盤，緊急用直流125VＭＣＣ及び緊急用直流125V計装分電盤へ自動給電されていることを報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への給電については，運転員の操作は不要である。

ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

外部電源喪失の後，緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に，常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備による緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの電源給電機能が喪失しており，緊急用125V系蓄電池が枯渇するおそれがある場合に，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に給電する。

(a)　手順着手の判断基準

外部電源喪失時に，緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に，常設代替高圧電源装置及び

可搬型代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合。

(b)　操作手順

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.3－7図に，タイムチャートを第1.14.2.3－8図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替直流電源設備による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の給電準備開始を依頼する。

②発電長は，運転員等に可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備の受電準備開始を指示する。

③災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備開始を指示する。

④重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配置し，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から可搬型代替低圧電源車接続盤までの間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び可搬型整流器用ケーブルを敷設し，接続する。なお，可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）については，屋外の地下に設置されているため，水が滞留している場合は排水後に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルの敷設，接続を行う。

⑤運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて緊急用直流125V主母線盤の受電前状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点

検により確認し，発電長に代替所内電気設備の受電準備が完了したことを報告する。

⑥重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由）から可搬型代替直流電源設備用電源切替盤までの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長代理に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備が完了したことを報告する。

⑦災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替直流電源設備による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備が完了したことを連絡する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替直流電源設備による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電開始を依頼する。

⑨災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電開始を指示する。

⑩発電長は，運転員等に代替所内電気設備の受電開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を起動し，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電を開始し，災害対策本部長代理に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電が完了したことを報告する。

⑫災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替直流電源設備による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電が完了したことを連絡する。

⑬運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用ＭＣＣ側」へ切り替え，緊

急用直流125V主母線盤の配線用遮断器を「入」（又は「入」を確認）し，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤を経由して緊急用直流125V主母線盤，緊急用直流125V ＭＣＣ及び緊急用直流125V計装分電盤を受電する。

⑭運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて緊急用直流125V主母線盤，緊急用直流125V ＭＣＣ及び緊急用直流125V計装分電盤にて必要な負荷の配線用遮断器を「入」（又は「入」を確認）とする。

⑮運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて緊急用直流125V主母線盤，緊急用直流125V ＭＣＣ及び緊急用直流125V計装分電盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認する。

⑯運転員等は，発電長に可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備の受電が完了したことを報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電完了まで250分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順

(1)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電

ａ．常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの故障により，常設代替高圧

電源装置から非常用高圧母線へ給電することで，非常用所内電気設備に接続する発電用原子炉の冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

また，上記給電を継続するために軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプにより常設代替高圧電源装置への燃料給油を実施する。燃料の給油手順については，「1.14.2.6 燃料の補給手順」にて整備する。

(a)　手順着手の判断基準

外部電源喪失，２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇの故障によりＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの電圧が喪失した場合。

(b)　操作手順

常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.1－3図に，タイムチャートを第1.14.2.1－4図に示す。

操作手順は「1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電」の[優先1.常設代替高圧電源装置によるＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄ受電の場合]の操作手順と同様である。

(c)　操作の成立性

上記の操作の【常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの追加起動及び非常用所内電気設備受電】において，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，常設代替高圧電源装置（3台）の起動及びＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）受電完了まで92分以内で可能である。

また，【常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動及び非常用所内電気設備受電】において，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，常設代替高圧電源車(3台)の起動及びM／C ２C（又は２D）受電完了まで88分以内で可能である。なお，中央制御室での常設代替高圧電源装置起動失敗に係る時間を考慮すると92分以内で可能である。

操作の成立性は「1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電」の[優先1.常設代替高圧電源装置によるM／C ２C又はM／C ２D受電の場合]の操作の成立性と同様である。

b．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電

外部電源喪失及び２C・２D D／Gの故障により，非常用所内電気設備であるM／C ２C・２Dの母線電圧が喪失している状態で，ＨＰＣＳ D／GからM／C ＨＰＣＳ及びM／C ２Ｅを経由して非常用所内電気設備であるM／C ２C（又は２D）へ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源喪失及び２C・２D D／Gの故障により，M／C ２C・２Dの母線電圧が喪失している状態で，常設代替高圧電源装置による給電ができない場合において，ＨＰＣＳ D／G，M／C ＨＰＣＳ，M／C ２Ｅ及びM／C ２C（又は２D）の使用が可能であって，さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合。

(b) 操作手順

ＨＰＣＳ D／GによるM／C ２C・２Dへの給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.4－1図に，タイムチャートを

第1.14.2.4－2図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にＨＰＣＳＤ／ＧによるM／Ｃ ＨＰＣＳ及びM／Ｃ ２Ｅを経由したM／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）への給電準備開始を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて給電準備としてM／Ｃ ２Ｅの予備変圧器受電遮断器を「切」とする。

③運転員等は，中央制御室にて給電準備としてM／Ｃ ＨＰＣＳ及びM／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの負荷遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。

④運転員等は，中央制御室にて給電準備としてM／Ｃ ＨＰＣＳ及びM／Ｃ ２Ｅを経由してM／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）に給電するために必要となる遮断器用インターロックの解除を実施する。

⑤運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてM／Ｃ ＨＰＣＳ，M／Ｃ ２Ｅ，M／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑥運転員等は，発電長にＨＰＣＳ Ｄ／ＧによるM／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）への給電準備が完了したことを報告する。

⑦発電長は，運転員等にＨＰＣＳ Ｄ／ＧによるM／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）への給電開始を指示する。

⑧運転員等は，中央制御室にてＨＰＣＳ Ｄ／Ｇを起動（又は運転状態を確認）し，M／Ｃ ＨＰＣＳのＨＰＣＳ Ｄ／G用受電遮断器を「入」とし，M／Ｃ ＨＰＣＳ及びＭＣＣ ＨＰＣＳを受電する。

⑨運転員等は，中央制御室にてM／C ＨＰＣＳからM／C ２Ｅ受電のための連絡遮断器を「入」として，M／C ２Ｅを受電する。

⑩運転員等は，中央制御室にてM／C ＨＰＣＳからM／C ２Ｅを経由したM／C ２Ｃ（又は２Ｄ）受電のための連絡遮断器を「入」とするとともに，Ｐ／C ２Ｃ・２Ｄの連絡遮断器を「入」として，M／C ２Ｃ（又は２Ｄ），Ｐ／C ２Ｃ・２Ｄ及びMＣＣ ２Ｃ系・２Ｄ系を受電する。

⑪運転員等は，中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にてM／C ２Ｃ（又は２Ｄ），Ｐ／C ２Ｃ・２Ｄ及びMＣＣ ２Ｃ系・２Ｄ系の必要な負荷へ給電する（又は給電を確認する）。

⑫運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてM／C ＨＰＣＳ，M／C ２Ｅ，M／C ２Ｃ（又は２Ｄ），Ｐ／C ２Ｃ・２Ｄ，ＭＣＣ ２Ｃ系・２Ｄ系及びＨＰＣＳ ＭＣＣの受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑬運転員等は，発電長にＨＰＣＳ Ｄ／ＧによるM／C ２Ｃ（又は２Ｄ）への給電が完了したことを報告する。

また，遮断器用制御電源の喪失により中央制御室からのM／C ２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／C ２Ｃ・２Ｄの遮断器操作ができない場合は，現場にて遮断器本体を手動で投入して電路を構成する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＨＰＣＳ Ｄ／ＧによるM／C ２Ｃ・２Ｄへ

の給電まで95分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

ｃ．緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの故障により，非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している状態で，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機から非常用所内電気設備であるＰ／Ｃ ２Ｄへ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄの機能喪失により，Ｍ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している状態で，常設代替高圧電源装置及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇからの給電ができない場合において，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の使用が可能な場合

(b) 操作手順

手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.1－5図に，タイムチャートを第1.14.2.1－6図に示す。

操作手順は「1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電」の［優先2.緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及びＰ／Ｃ ２Ｄ受電の場合］と同様であるため，当該手順にて実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるＰ／Ｃ ２Ｄまで160分以内で可能であ

る。

操作の成立性は「1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電」の［優先2.緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の場合］と同様である。

ｄ．可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇの故障により，常設代替交流電源設備Ｍ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失した場合は，可搬型代替交流電源設備により非常用所内電気設備であるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄに給電する。

また，上記給電を継続するために可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを用いて可搬型代替低圧電源車への燃料給油を実施する。燃料の給油手順については，「1.14.2.6 燃料の補給手順」にて整備する。

(a)　手順着手の判断基準

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇの機能喪失によりＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している状態で，常設代替高圧電源装置，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ及び緊急時対策室建屋ガスタービン発電機からの給電ができない場合。

(b)　操作手順

可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.1－7図に，タイムチャートを第1.14.2.1－8図に示す。

操作手順は「1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電」の［優先3.可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ

受電の場合]の操作手順と同様である。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始してからＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ受電まで180分以内で可能である。

操作の成立性は「1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電」の[優先3.可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の場合]の操作の成立性と同様である。

(2)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電

ａ．所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤への給電

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇの機能喪失，常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車による交流電源の復旧ができない場合，所内常設直流電源設備である125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系から，24時間以上にわたり非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇの機能喪失後，充電器を経由した直流母線（直流125V主母線盤）への給電から，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流母線（直流125V主母線盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系の延命のため，全交流動力電源喪失から1時間経過するまでに，中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流125V主母線盤の直流負荷を切り離し，その後，全交流動力電源喪失から8時間経過するまでに，中央制御室外において必要な負荷以外の切り離しを実施することで，24時間以上

にわたり直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

所内常設直流電源設備から直流母線へ給電している24時間以内に，常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車によりＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄを受電し，その後，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂを受電して直流電源の機能を回復させる。なお，蓄電池を充電する際は水素が発生するため，バッテリー室の換気を確保した上で，蓄電池の回復充電を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認の判断基準】

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ機能喪失により，直流125V充電器Ａ，直流125V充電器Ｂ，直流±24V充電器Ａ及び直流±24V充電器Ｂの交流入力電源の喪失が発生した場合。

【必要な負荷以外の切り離しの判断基準】

125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から1時間以内に常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電がなく，常設代替高圧電源装置による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源の復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤等への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.2－1図に，タイムチャートを第1.14.2.2－2図に示す。

操作手順は「1.14.2.2(1)ａ．所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の操作手順と同様である。

(c)　操作の成立性

操作の成立性は「1.14.2.2(1) a．所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の操作の成立性と同様である。

b．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電

外部電源喪失，２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びM／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの故障により，非常用所内電気設備である直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失している状態で，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ及び直流125V予備充電器の使用が可能であって，さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合は，ＨＰＣＳ　Ｄ／ＧからＭ／Ｃ　ＨＰＣＳ及び直流125V予備充電器を経由して非常用所内直流電気設備である直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）へ給電する。

(a)　手順着手の判断基準

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇの故障により，Ｍ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している状態で，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ，ＭＣＣ　ＨＰＣＳ及び直流125V予備充電器の使用が可能であって，さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合。

(b)　操作手順

ＨＰＣＳ　Ｄ／ＧによるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.4－1図に，タイムチャートを第1.14.2.4－2図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にＨＰＣＳ　Ｄ／ＧによるＭ／Ｃ　ＨＰＣＳ及び直流125V予備充電器を経由した直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）への給電準備開始を指示する。

②運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて給電準備として直流125V充電器Ａ・Ｂの出力遮断器を「切」とする。

③運転員等は，中央制御室にて給電準備としてＭ／Ｃ ＨＰＣＳの負荷遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。

④運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＭ／Ｃ ＨＰＣＳ，直流125V予備充電器及び直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑤運転員等は，発電長にＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）への給電準備が完了したことを報告する。

⑥発電長は，運転員等にＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）への給電開始を指示する。

⑦運転員等は，中央制御室にてＨＰＣＳ Ｄ／Ｇを起動（又は運転状態を確認）し，Ｍ／Ｃ ＨＰＣＳのＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ用受電遮断器を「入」とし，Ｍ／Ｃ ＨＰＣＳ及びＭＣＣ ＨＰＣＳを受電する。

⑧運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＭＣＣ ＨＰＣＳから直流125V予備充電器受電のための配線用遮断器を「入」として，直流125V予備充電器を受電する。

⑨運転員等は，原子炉建屋付属棟内にてＭ／Ｃ ＨＰＣＳから直流125V予備充電器を経由した直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）受電のための配線用遮断器を「入」として，直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）を受電する。

⑩運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて直流125V主母線盤２Ａ（又

は２Ｂ）への給電状態に異常がないことを発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇによる直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）への給電まで90分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

ｃ．可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電

外部電源及び２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇの機能喪失時に，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以内に，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源の復旧が見込めず，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系が枯渇するおそれがある場合に，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）に給電する。

また，上記給電を継続するために可搬型代替低圧電源車への燃料給油を実施する。燃料の給油手順については，「1.14.2.6 燃料の補給手順」にて整備する。

(a)　手順着手の判断基準

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ機能喪失後，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以内に，常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車による給電操作が完了する見込みがない場合。

(b)　操作手順

可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.4－3図に，タイムチャートを第1.14.2.4－4図に示す。

操作手順は「1.14.2.2(1)ｂ．可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

操作の成立性は「1.14.2.2(1)ｂ．可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の操作の成立性と同様である。

1.14.2.5 代替海水送水による対応手順

(1) 代替海水送水による電源給電機能の復旧

外部電源喪失時に２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプの故障等により２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる給電ができない場合に，可搬型代替注水大型ポンプにより２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源給電機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ・電動機等の故障により２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる給電ができない状態で，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの使用が可能な場合。

(b) 操作手順

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系

ディーゼル発電機海水系への代替送水による２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源給電機能の復旧の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1－1図及び第1.14.2.1－2図に，概要図を第1.14.2.5－1図に，タイムチャートを第1.14.2.5－2図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，可搬型代替注水大型ポンプから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水を行うことを決定し，プラントの被災状況に応じて代替送水のための水源から接続口の場所を決定する。

③災害対策本部長代理は，発電長に２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水のための水源から接続口の場所を連絡し，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水のための系統構成開始を依頼する。

④災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に水源から接続口までの代替送水準備開始を指示する。

⑤発電長は，運転員等に２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水準備開始を指示する。

⑥重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを指示された水源の場所に配置し，ホースを可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプに接続後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポン

プを水源の水面へ設置する。

⑦重大事故等対応要員は，指定された水源から接続口へホースを敷設・接続し，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水準備完了を災害対策本部長代理に報告する。

⑧運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水のための系統構成を実施し，発電長に代替送水のための系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は，災害対策本部長代理に２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水のための系統構成が完了したことを連絡する。

⑩災害対策本部長代理は，発電長に２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水開始を連絡する。

⑪災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水開始及び２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の送水状態に漏えい等異常がないことの確認を指示する。

⑫発電長は，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水開始後のディーゼル機関入口圧力が規定圧力値以上であることの確認を指示する。

⑬重大事故等対応要員は，指定された接続口の弁を全開後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプの起動が完了したことを報告する。

⑭災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動したことを連絡する。

⑮重大事故等対応要員は，ホースの水張り及び空気抜きを実施する。

⑯重大事故等対応要員は，代替送水中は可搬型代替注水大型ポンプ付の圧力計を確認しながら規定圧力値以上になるよう可搬型代替注水大型ポンプを操作する。

⑰重大事故等対応要員は，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の送水状態に漏えい等異常がないことを確認し，災害対策本部長代理に２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水開始及び２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の送水状態に漏えい等異常がないことを報告する。

⑱運転員等は，中央制御室にてディーゼル機関入口圧力が規定圧力値以上であることを確認する。

⑲災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水が開始されたことを連絡する。

⑳発電長は，運転員等に２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの起動並びに負荷上昇操作を開始し，電源供給機能の復旧を指示す

る。

㉑運転員等は，中央制御室にて２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの起動並びに負荷上昇操作を実施する。

㉒運転員等は，発電長に２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの起動並びに負荷上昇操作が完了し，電源給電機能が復旧したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源給電機能の復旧までで可能である300分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

1.14.2.6 燃料の補給手順

(1) 燃料給油設備による各機器への給油

a．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車，窒素供給装置用電源車，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）に給油する。

上記設備に給油するため，可搬型設備用軽油タンクとタンクローリを接続し，タンクローリへ軽油の給油を行う。

(a) 手順着手の判断基準

【可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油】

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車，窒素供給装置用電源車，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）を使用する場合。

【タンクローリから各機器への給油】

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車，窒素供給装置用電源車，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）の燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間※1となった場合。

※1　給油間隔は以下のとおりであり，各設備の燃料が枯渇するまでに給油することを考慮して作業に着手する。ただし，以下の設備は代表例であり各設備の燃料保有量及び燃料消費率から燃料が枯渇する前に給油することとし，同一箇所での作業が重複する際は適宜，給油間隔を考慮して作業を実施する。

・可搬型代替低圧電源車：運転開始後約2.2時間

・窒素供給装置用電源車：運転開始後約2.2時間

・可搬型代替注水中型ポンプ：運転開始後約3.5時間

・可搬型代替注水大型ポンプ：運転開始後約3.5時間

・タンクローリ（走行用の燃料タンク）：1回／1日

(b)　操作手順

可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.6－1図，第1.14.2.6－3図に，タイムチャートを第1.14.2.6－2図，第1.14.2.6－4図，第1.14.2.6－5図に示す。

【可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油】

①災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへ軽油の給油開始を指示する。

②重大事故等対応要員は，給油操作に必要な装備品・資機材を準備のうえ車両保管場所へ移動し，タンクローリの健全性を確認する。

③重大事故等対応要員は，可搬型設備用軽油タンクのマンホール付近へタンクローリを配置する。※2

④重大事故等対応要員は，可搬型設備用軽油タンクのマンホール（上蓋）を開放し，車載ホースをタンクローリの吸排口に接続し，車載ホースの先端を可搬型設備用軽油タンクに挿入する。

⑤重大事故等対応要員は，タンクローリ付属の各バルブの切替操作を実施し，車載タンク上部にて2室あるタンクのうち使用する側のマンホール（上蓋）を開放する。

⑥重大事故等対応要員は，車載ポンプを起動し，可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油を開始する。

⑦重大事故等対応要員は，車載タンク上部のマンホール（上蓋）からの目視により，車載タンクへの吸入量（満タン）を確認し，車載ポンプを停止する。

⑧重大事故等対応要員は，タンクローリの各バルブの切替操作を実施し，車載タンク上部のマンホール（上蓋）を閉止する。また，24時間に1回，タンクローリ（走行用の燃料タンク）への給油を行う。

⑨重大事故等対応要員は，車載ホース及び可搬型設備用軽油タンクのマンホール（上蓋）を復旧し，災害対策本部長代理に可搬型設

備用軽油タンクからタンクローリへの給油完了を報告する。

【タンクローリから各機器への給油】

⑩災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員にタンクローリによる給油対象設備への給油を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，給油対象設備の給油口付近へタンクローリを配置する。

⑫重大事故等対応要員は，給油対象設備の車載燃料タンクを開放し，ピストルノズルを車載燃料タンクに挿入する。

⑬重大事故等対応要員は，タンクローリ付属の各バルブの切替操作を実施し，車載タンク上部にて2室あるタンクのうち使用する側のマンホール（上蓋）を開放する。

⑭重大事故等対応要員は，車載ポンプを作動し，タンクローリから給油対象設備への給油を開始する。

⑮重大事故等対応要員は，給油対象設備の車載燃料タンク油量・油面計により，給油量（満タン）を目視で確認し，車載ポンプを停止する。

⑯重大事故等対応要員は，タンクローリの各バルブの切替操作を実施し，車載タンク上部のマンホール（上蓋）を閉止する。

⑰重大事故等対応要員は，ピストルノズル及び車載燃料タンクを復旧し，災害対策本部長代理にタンクローリから給油対象設備への給油完了を報告する。

※2　重大事故等対応要員は，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，窒素供給装置用電源車及び可搬型代替注水中型ポンプ等を7日間連続運転継続させるために，タ

ンクローリの車載タンクの軽油の残量及び可搬型代替低圧電源車及び可搬型代替注水大型ポンプの定格負荷運転時の給油間隔に応じて，操作手順③～⑰を繰り返す。

(c)　操作の成立性

【可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油】

タンクローリ1台当たり重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型設備用軽油タンクからタンクローリの車載タンクへの給油完了までの所要時間を，初回は放射線防護具着用，可搬型重大事故等対処設備保管場所への移動，使用する設備の準備を含め90分以内，2回目以降は50分以内で可能である。なお，タンクローリ（走行用の燃料タンク）への給油を合わせて行う場合，110分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

【タンクローリから各機器への給油】

重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合，作業開始を判断してからタンクローリにて各可搬型設備への給油完了までの所要時間を30分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明，通信連絡設備を整備する。

なお，燃料消費量が最大になる場合に使用する設備の燃料が枯渇しないように以下の時間までに給油を実施する。

・可搬型代替低圧電源車の燃料消費率は，定格容量にて約110L／hであり，起動から枯渇までの時間は約2.2時間。

・可搬型代替注水大型ポンプの燃料消費率は，定格容量にて

約200L／hであり，起動から枯渇までの時間は約3.5時間。

・窒素供給装置用電源車の燃料消費率は，定格容量にて約110L／hであり，起動から枯渇までの時間は約2.2時間。

・可搬型代替注水中型ポンプの燃料消費率は，定格容量にて約35.7L／hであり，起動から枯渇までの時間は約3.5時間。

・タンクローリ（走行用の燃料タンク）の燃料消費量は，1日当たり約54Lであることから，24時間に1回給油を行う。

また，事象発生後 7 日間，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，窒素供給装置用電源車，可搬型代替注水中型ポンプ及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）の運転を継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約 168.6kL である。また，可搬型設備用軽油タンクは 210kL 以上となるよう管理する。

b．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

重大事故等の対処に必要となる常設代替高圧電源装置に対して，燃料給油設備である軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプにより自動で給油する。

なお，常設代替高圧電源装置は，運転開始後約2時間にわたり電力を供給できる燃料を保持しており，その燃料が枯渇するまでに自動で給油されていることを確認する。

(a)　手順着手の判断基準

常設代替高圧電源装置を起動した場合。

(b)　操作手順

軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油手順の概要は以

下のとおり。概要図を第1.14.2.6－6図に，タイムチャートを第1.14.2.6－7図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に軽油貯蔵タンク出口弁を閉から開への切替操作及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプのスイッチ位置の自動へ切り替えを指示する。

②運転員等は，軽油貯蔵タンク出口弁を閉から開への切り替え及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプのスイッチ位置の自動へ切り替えを行い，発電長に軽油貯蔵タンク出口弁の開から閉への切替操作及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプのスイッチ位置の自動へ切り替えをしたことを報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断し軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油完了まで 15 分以内で可能である。

また，事象発生後 7 日間，常設代替高圧電源装置の運転を継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約 352.8kL であり，軽油貯蔵タンクは，約 400kL 以上となるよう管理する。

1.14.2.7　設計基準事故対処設備による対応手順

(1)　非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇが健全な場合は，自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）による起動，又は中央制御室から手動起動し，非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳに給電する。

２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの運転により消費された燃料は，燃料油デイタンクの油面が規定値以下まで低下すると燃料移送ポンプが自

動起動し，軽油貯蔵タンクから燃料油デイタンクへの給油が開始される。その後燃料給油の完了に伴い，燃料移送ポンプが自動停止する。

(a)　手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又はM／C　２C・２D・ＨＰＣＳの母線電圧がないことを確認した場合。

(b)　操作手順

非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.8－1図に，概要図を第1.14.2.7－1図に，タイムチャートを第1.14.2.7－2図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に２C・２D　D／G及びＨＰＣＳ　D／Gによる非常用所内電気設備への自動給電状態の確認を指示する。

②運転員等は，発電長に２C・２D　D／G及びＨＰＣＳ　D／Gが自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）により起動し，受電遮断器が投入された（M／C　２C・２D・ＨＰＣＳが給電する）ことを報告する。あるいは，中央制御室からの手動操作により２C・２D　D／G及びＨＰＣＳ　D／Gを起動し，受電遮断器が投入した（M／C　２C・２D・ＨＰＣＳが給電した）ことを発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

【２C・２D　D／G及びＨＰＣＳ　D／Gの自動起動】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから２C・２D　D／G及びＨＰＣＳ　D／Gを起動し，受電遮断器が投入される（M／C　２C・２D・

ＨＰＣＳが給電する）ことの確認完了まで1分以内で可能である。

【２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの中央制御室からの手動起動】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇを起動し，受電遮断器が投入（Ｍ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳが給電する）完了まで2分以内で可能である。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

なお，２Ｃ Ｄ／Ｇ又は２Ｄ Ｄ／Ｇが使用でき，常設代替高圧電源装置及び残留熱除去系海水系ポンプの機能が喪失している場合において，代替循環冷却系及び緊急用海水系による原子炉格納容器の減圧及び除熱を行うために，非常用交流電源設備から代替所内電気設備への給電を行う。

(2) 非常用直流電源設備による給電

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの機能喪失後，充電器を経由した直流母線（直流 125V 主母線盤及び直流±24V 中性子モニタ用分電盤）への給電から，125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系，125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流母線（直流 125V 主母線盤及び直流±24V 中性子モニタ用分電盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。蓄電池による給電が開始されたことを確認後，125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系については，蓄電池の延命のため，直流 125V 主母線盤２Ａ及び直流 125V 主母線盤２Ｂの不要な負荷の切り離しを実施する。なお，外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの機能喪失後 1 時間経過するまでに，中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない

直流 125V 主母線盤の直流負荷を切り離し，その後，外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの機能喪失後 8 時間経過するまでに，中央制御室外において必要な負荷以外の切り離しを実施する。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により，直流125V充電器Ａ，直流125V充電器Ｂ，直流125V充電器ＨＰＣＳ，直流±24V充電器Ａ及び直流±24V充電器Ｂの交流入力電源の喪失が発生した場合。

(b)　操作手順

非常用直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.8－1図に，概要図を第1.14.2.2－1図に，タイムチャートを第1.14.2.2－2図に示す。なお，125V系蓄電池Ａ系，125V系蓄電池Ｂ系による給電手段については，「1.14.2.2(1) ａ．　所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に125V系蓄電池ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系による非常用所内電気設備への自動給電状態の確認を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて直流125V充電器ＨＰＣＳ及び直流±24V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失したことを「非常用高圧母線２Ｃ・２Ｄ低電圧」警報により確認する。

③運転員等は，中央制御室にて125V系蓄電池ＨＰＣＳ系による直流125V主母線盤ＨＰＣＳ及び直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ・２Ｂへの自動給電状態に異常がないことを直流125V主母線盤ＨＰＣＳの電圧指示値により確認し，発電長に直流125V主母線盤ＨＰＣＳ及び直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ・２Ｂへ自動

給電されていることを報告する。

(c)　操作の成立性

125V系蓄電池ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤ＨＰＣＳ及び直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ・２Ｂへの給電については，運転員の操作は不要である。

(3)　軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

重大事故等時に設計基準事故対処設備である２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇが健全であれば，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇに対して，燃料給油設備である軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプにより自動で給油をする。

(a)　手順着手の判断基準

２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇを起動した場合。

(b)　操作手順

軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇへの給油手順の概要は以下のとおり。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇへの自動燃料給油状態の確認を指示する。

②運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプのスイッチ位置が自動になっていることを確認し，発電長に自動燃料給油状態になっていることを報告する。

(c)　操作の成立性

軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプを用いての２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇへの給油については，運転員の操作は不要である。

1.14.2.8　その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプにより送水を行う手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順は「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

1.14.2.9　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.14.2.8－1 図に示す。

(1)　代替電源（交流）による対応手段

全交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための給電手段として，常設代替交流電源設備，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備による給電がある。

短期的には低圧代替注水設備（常設）への給電，中期的には発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱で用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから，これらの必要な負荷を運転するための十分な容量があり，かつ短時間で電力供給が可能である常設代替交流電源設備（優先1）によ

る給電を優先する。

常設代替交流電源設備から給電できない場合は，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機（優先2）から給電する。緊急時対策室建屋ガスタービン発電機から給電できない場合は，可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）（優先3）から給電する。可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）から給電できない場合は，可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）（優先4）から給電する。可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）から給電できない場合は，可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（屋内開閉所）接続）（優先5）から給電する。

上記の手順を連続して実施した場合，直流125V主母線盤の受電完了まで約1294分で実施可能であり，所内常設直流電源設備から給電されている24時間以内に十分な余裕を持って給電を開始する。

(2)　代替電源（直流）による対応手段

全交流動力電源喪失時，直流母線への直流電源が給電できない場合の対応手段として，所内常設直流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備がある。

原子炉圧力容器への注水として用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系，発電用原子炉の減圧に用いる逃がし安全弁（自動減圧機能），原子炉格納容器内の減圧及び除熱で用いる格納容器圧力逃がし装置への給電が主な目的となる。短時間で給電が可能であり，長期間にわたる運転が期待できる手段から優先して準備する。

全交流動力電源の喪失により直流125V充電器Ａ・Ｂを経由した直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電ができない場合は，代替交流電源設備による

給電を開始するまでの間，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系及び緊急用125V系蓄電池を使用することで24時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転及び逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動等に必要な直流電源の給電を行う。

なお，所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備は，直流125V充電器Ａ・Ｂ及び緊急用直流125V充電器の交流入力電源の喪失と同時に非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ及び代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に無停電で自動給電される。

全交流動力電源喪失後，24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は，可搬型代替直流電源設備を用いて直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ及び緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

代替交流電源設備により交流電源が復旧した場合は，直流125V充電器Ａ・Ｂ及び緊急用125V充電器を受電して直流電源の機能を回復させる。

直流125V蓄電池Ａ系・Ｂ系が枯渇した場合は，遮断器の制御電源が喪失しているため，遮断器を手動で投入してから代替交流電源設備により交流電源を復旧し，直流125V充電器盤Ａ・Ｂを経由して直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂに給電して直流電源の機能を回復させる。

第1.14.1－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	非常用交流電源設備による給電	・２Ｃ非常用ディーゼル発電機（以下「２Ｃ　Ｄ／Ｇ」という。） ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機（以下「２Ｄ　Ｄ／Ｇ」という。） ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ」という。） ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク ・２Ｃ　Ｄ／Ｇ～メタルクラッド開閉装置（以下「Ｍ／Ｃ」という。）２Ｃ電路 ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　２Ｄ電路 ・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電路 ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ～２Ｃ　Ｄ／Ｇ流路 ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ～２Ｄ　Ｄ／Ｇ流路 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ流路 ・軽油貯蔵タンク ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁 ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書

※1　125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用 125V 系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	非常用直流電源設備による給電	・125V系蓄電池Ａ系※1 ・125V系蓄電池Ｂ系※1 ・125V系蓄電池ＨＰＣＳ系※1 ・中性子モニタ用蓄電池Ａ系※1 ・中性子モニタ用蓄電池Ｂ系※1 ・直流125V充電器Ａ～直流125V主母線盤２Ａ電路 ・直流125V充電器Ｂ～直流125V主母線盤２Ｂ電路 ・直流125V充電器ＨＰＣＳ～直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電路 ・120／240V計装用主母線盤２Ａ～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ電路 ・120／240V計装用主母線盤２Ｂ～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ電路 ・125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路 ・125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路 ・125V系蓄電池ＨＰＣＳ系～直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電路 ・中性子モニタ用蓄電池Ａ系～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ ・中性子モニタ用蓄電池Ｂ系～直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書

※1　125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替交流電源設備による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	常設代替交流電源設備による給電	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置燃料移送系配管・弁 ・常設代替高圧電源装置～緊急用Ｍ／Ｃ～Ｍ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路 ・緊急用Ｍ／Ｃ～緊急用モータコントロールセンタ（以下「ＭＣＣ」という。）電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電	・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料タンク ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機～パワーセンタ（以下「Ｐ／Ｃ」という。）２Ｄ電路	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替交流電源設備による給電	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（水処理建屋）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路 ・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（屋内開閉所）～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路	自主対策設備	

※1　125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替直流電源設備による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	・125V系蓄電池Ａ系※1 ・125V系蓄電池Ｂ系※1 ・125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路 ・125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～可搬型整流器～直流125V主母線２Ａ及び２Ｂ電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
代替所内電気設備による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	代替所内電気設備による代替所内電気設備への給電	・緊急用Ｍ／Ｃ ・緊急用Ｐ／Ｃ ・緊急用ＭＣＣ ・緊急用電源切替盤 ・緊急用125V系蓄電池※2 ・緊急用直流125V主母線盤 ・緊急用125V系蓄電池～緊急用直流125V主母線盤電路	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1　125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置燃料移送系配管・弁 ・常設代替高圧電源装置～緊急用Ｍ／Ｃ～Ｍ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路 ・緊急用Ｍ／Ｃ～緊急用ＭＣＣ電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電	・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク ・Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ流路 ・軽油貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書
			・Ｍ／Ｃ　２Ｅ ・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ～Ｍ／Ｃ　２Ｅ～Ｍ／Ｃ２Ｃ及び２Ｄ電路	自主対策設備	
		緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電	・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料タンク ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1　125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（水処理建屋）～Ｐ／Ｃ　２Ｃ及び２Ｄ電路 ・可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（屋内開閉所）～Ｐ／Ｃ　２Ｄ電路	自主対策設備	
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	所内常設直流電源設備による直流１２５Ｖ主母線盤への給電	・125V系蓄電池Ａ系※1 ・125V系蓄電池Ｂ系※1 ・125V系蓄電池Ａ系～直流125V主母線盤２Ａ電路 ・125V系蓄電池Ｂ系～直流125V主母線盤２Ｂ電路	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流１２５Ｖ主母線盤への給電	・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク ・Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ ・ＭＣＣ　ＨＰＣＳ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ流路 ・軽油貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書
			・直流125V予備充電器 ・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ～ＭＣＣ　ＨＰＣＳ～直流125V予備充電器～直流125V主母線盤２Ａ及び２Ｂ電路	自主対策設備	

※1　125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電	２Ｃ・２Ｄ 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	可搬型代替直流電源設備による直流１２５Ｖ主母線盤への給電	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～可搬型整流器～直流125V主母線盤２Ａ及び２Ｂ電路 ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
代替海水送水による電源給電機能の復旧	—	代替海水送水による電源給電機能の復旧	・２Ｃ Ｄ／Ｇ ・２Ｄ Ｄ／Ｇ ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ ・燃料給油設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ～２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ流路	自主対策設備	
燃料給油設備による給油	—	可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1　125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
燃料給油設備による給油	—	軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油	・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1　125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※2　緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

第 1.14.1－2 表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／7）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.1　代替電源（交流）による対応手順 (1)代替交流電源設備による給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
	操作	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧
		常設代替高圧電源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置発電機電力
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
		緊急時対策室建屋ガスタービン発電機運転監視	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数 可搬型代替低圧電源車発電機電力
1.14.2.2　代替電源（直流）による対応手順 (1)代替直流電源設備による給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
	操作	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧 直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電圧 直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ 直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ

監視計器一覧（2／7）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.2　代替電源（直流）による対応手順 (1)代替直流電源設備による給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機電力 可搬型代替低圧電源車発電機周波数
		可搬型整流器運転監視	可搬型整流器電圧 可搬型整流器電流
1.14.2.2　代替電源（直流）による対応手順 (2)常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
	操作	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧
		常設代替高圧電源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置発電機電力
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
		緊急時対策室建屋ガスタービン発電機運転監視	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数 可搬型代替低圧電源車発電機電力

監視計器一覧（3／7）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.3　代替所内電気設備による対応手順 (1)代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧
	操作	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧
		常設代替高圧電源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置発電機電力
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数 可搬型代替低圧電源車発電機電力
1.14.2.3　代替所内電気設備による対応手順 (2)代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	電源	緊急用直流125V主母線盤電圧
	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	電源	緊急用直流125V主母線盤電圧
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機電力 可搬型代替低圧電源車発電機周波数
		可搬型整流器運転監視	可搬型整流器電圧 可搬型整流器電流

監視計器一覧（4／7）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (1)非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 ａ．常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧
	操作	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧
		常設代替高圧電源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置発電機電力
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (1)非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 ｂ．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧
	操作	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｅ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
		ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ運転監視	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電圧 ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電力 ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機周波数
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (1)非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 ｃ．緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
	操作	電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
		緊急時対策室建屋ガスタービン発電機運転監視	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力

監視計器一覧（5／7）

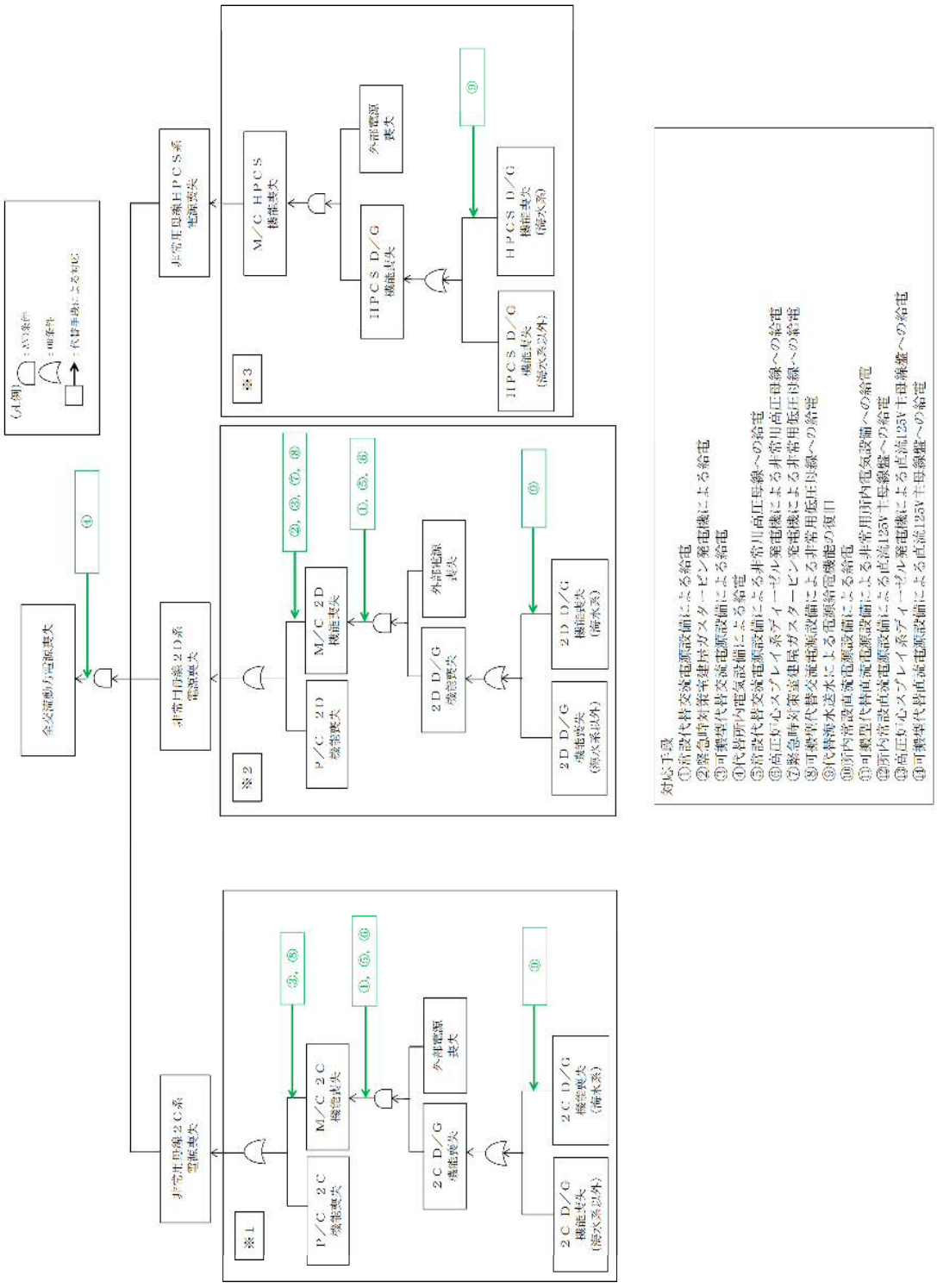
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (1)非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 ｄ．可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数 可搬型代替低圧電源車発電機電力
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (2)非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電 ａ．所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤への給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
	操作	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧 直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電圧 直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ 直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (2)非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電 ｂ．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
	操作	電源	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
		ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ運転監視	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電圧 ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電力 ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機周波数

監視計器一覧（6／7）

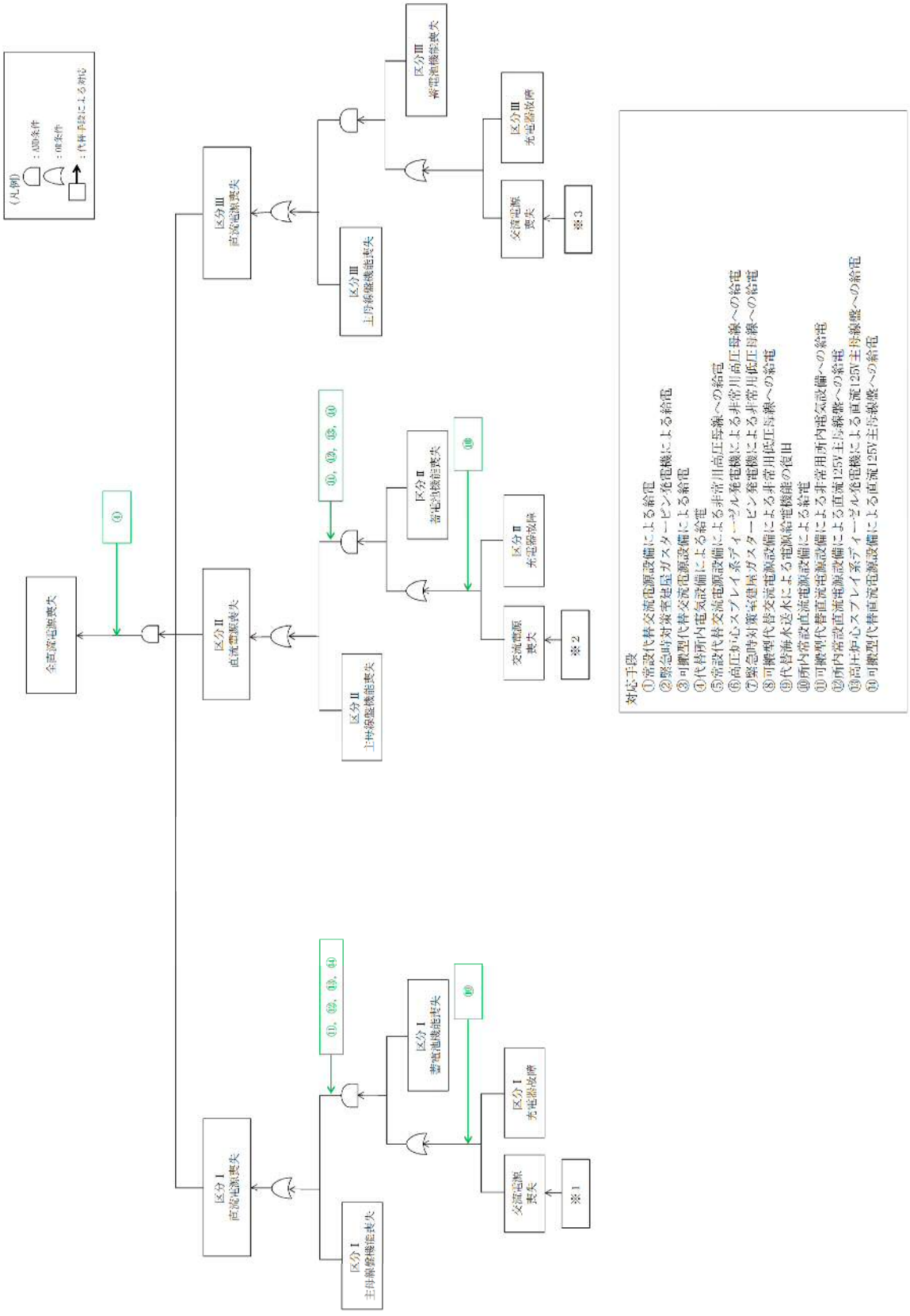
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.4　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順 (2)非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電 ｃ．　可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
	操作	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機電力 可搬型代替低圧電源車発電機周波数
		可搬型整流器運転監視	可搬型整流器電圧 可搬型整流器電流
1.14.2.5　代替海水送水による対応手順 (1)代替海水送水による電源給電機能の復旧			
ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
	操作	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
		可搬型代替注水大型ポンプ運転監視	２Ｃディーゼル機関入口圧力 ２Ｄディーゼル機関入口圧力 ＨＰＣＳディーゼル機関入口圧力
1.14.2.6　燃料の補給手順 (1)燃料給油設備による給油			
重大事故等対策要領	判断基準	補機監視機能	可搬型設備用軽油タンク(1)～(8)レベル タンクローリレベル
	操作	補機監視機能	可搬型設備用軽油タンク(1)～(8)レベル タンクローリレベル
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	補機監視機能	軽油貯蔵タンク(Ａ)レベル 軽油貯蔵タンク(Ｂ)レベル
	操作	補機監視機能	軽油貯蔵タンク(Ａ)レベル 軽油貯蔵タンク(Ｂ)レベル

監視計器一覧（7／7）

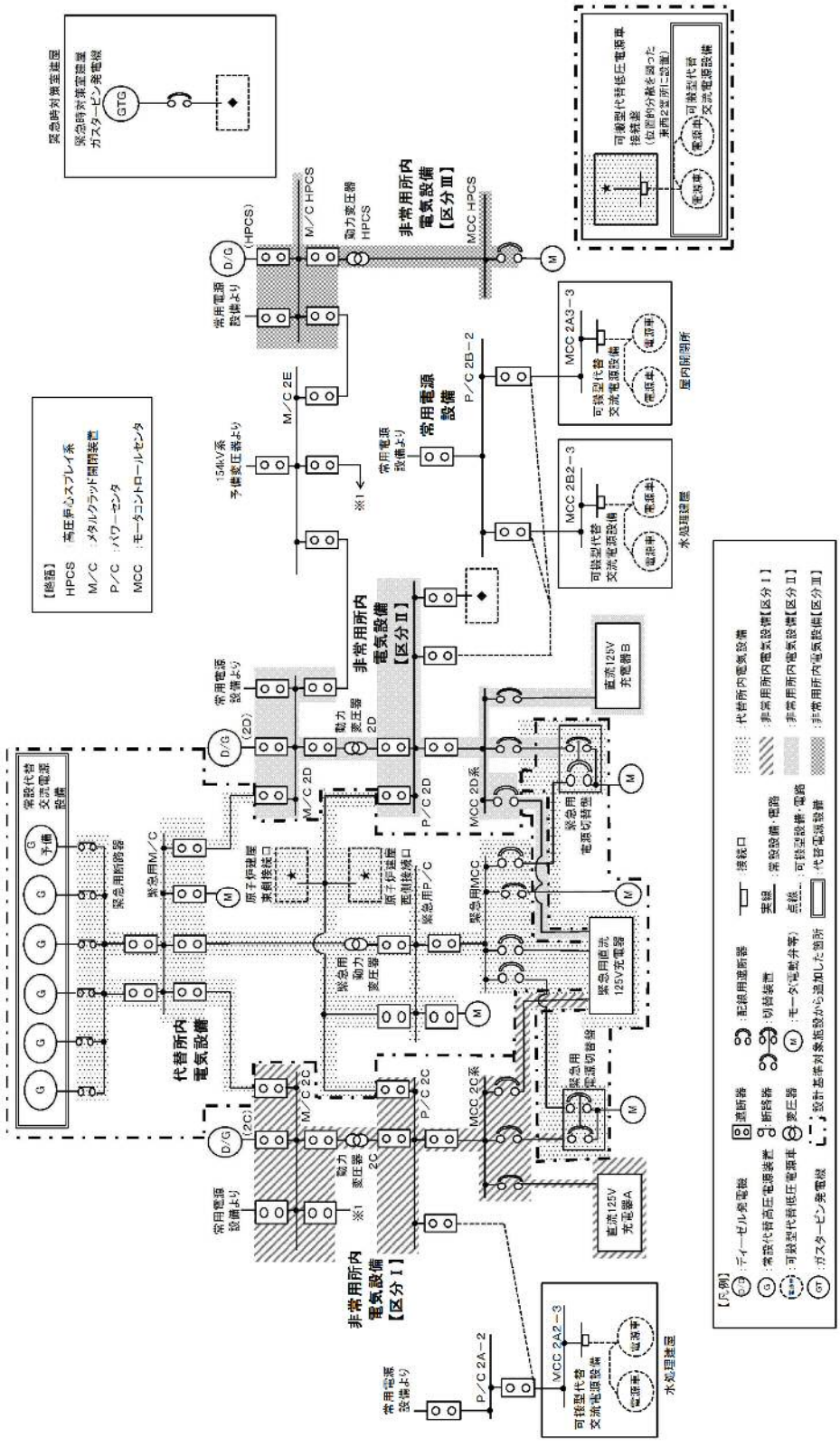
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.7　設計基準事故対処設備による対応手順 (1)非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
	操作	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
		２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ運転監視	２Ｃ　Ｄ／Ｇ発電機電圧 ２Ｄ　Ｄ／Ｇ発電機電圧 ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電圧 ２Ｃ　Ｄ／Ｇ発電機電力 ２Ｄ　Ｄ／Ｇ発電機電力 ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機電力 ２Ｃ　Ｄ／Ｇ発電機周波数 ２Ｄ　Ｄ／Ｇ発電機周波数 ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ発電機周波数
		補機監視機能	軽油貯蔵タンク（Ａ）レベル 軽油貯蔵タンク（Ｂ）レベル ２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンクレベル ２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンクレベル 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンクレベル ＤＧＳＷ海水流量（２Ｃ） ＤＧＳＷ海水流量（２Ｄ） ＤＧＳＷ海水流量（ＨＰＣＳ）
1.14.2.7　設計基準事故対処設備による対応手順 (2)非常用直流電源設備による給電			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時電源復旧」	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ電圧 275kV東海原子力線２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧
	操作	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧 直流125V主母線盤ＨＰＣＳ電圧 直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ 直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ｂ



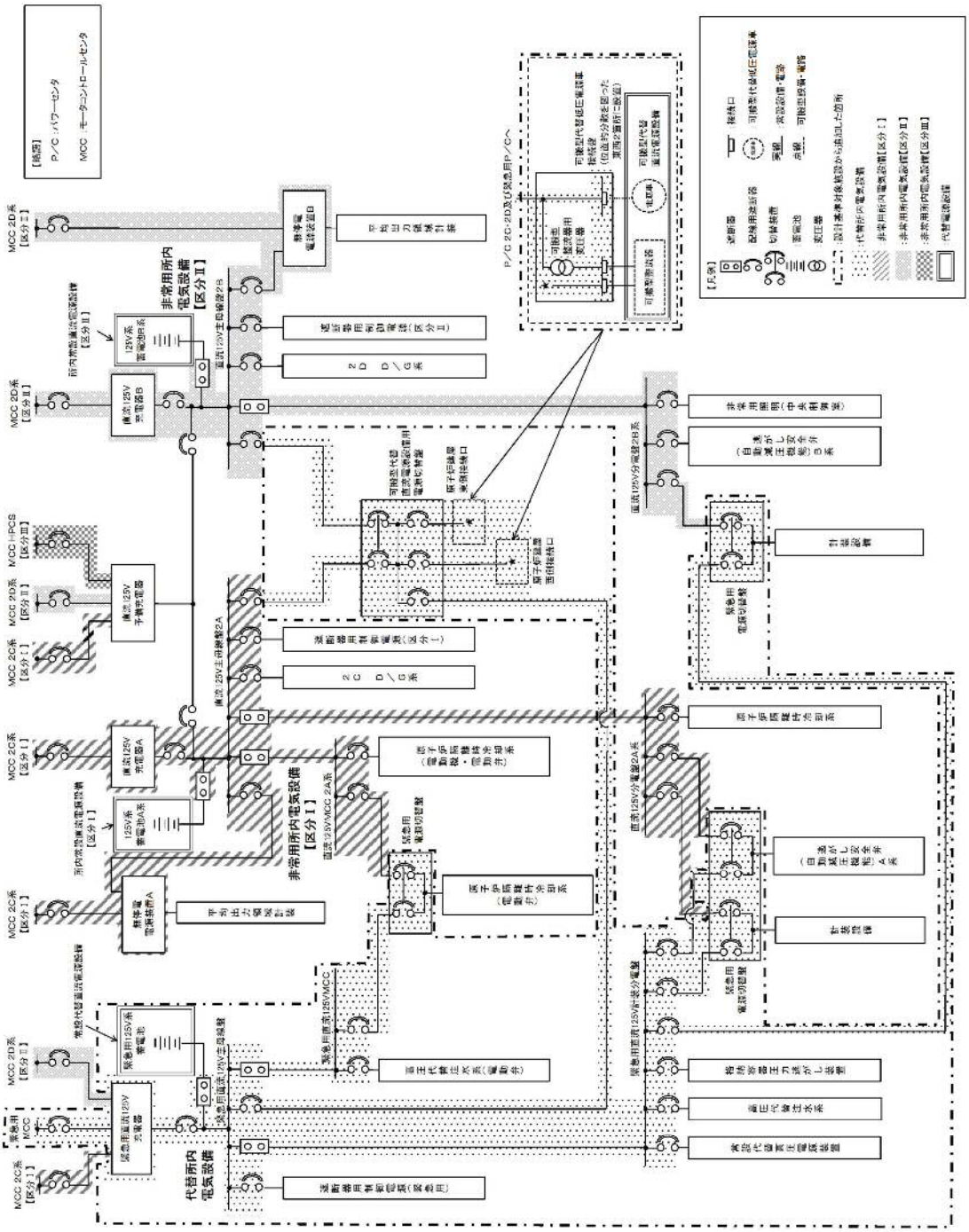
1.14.1－1 図　機能喪失原因対策分析（交流）

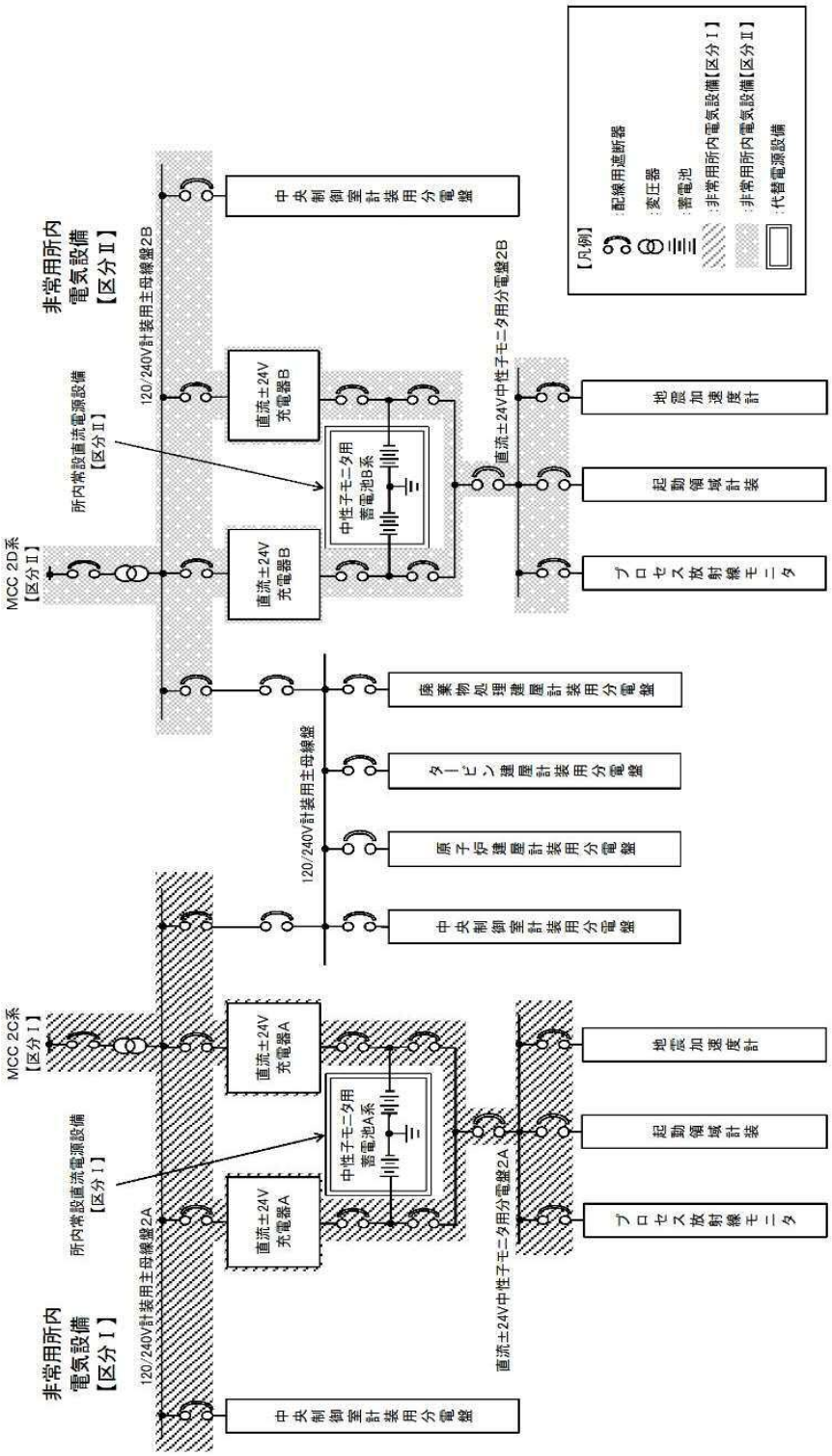


第 1.14.1－2 図　機能喪失原因対策分析（直流）

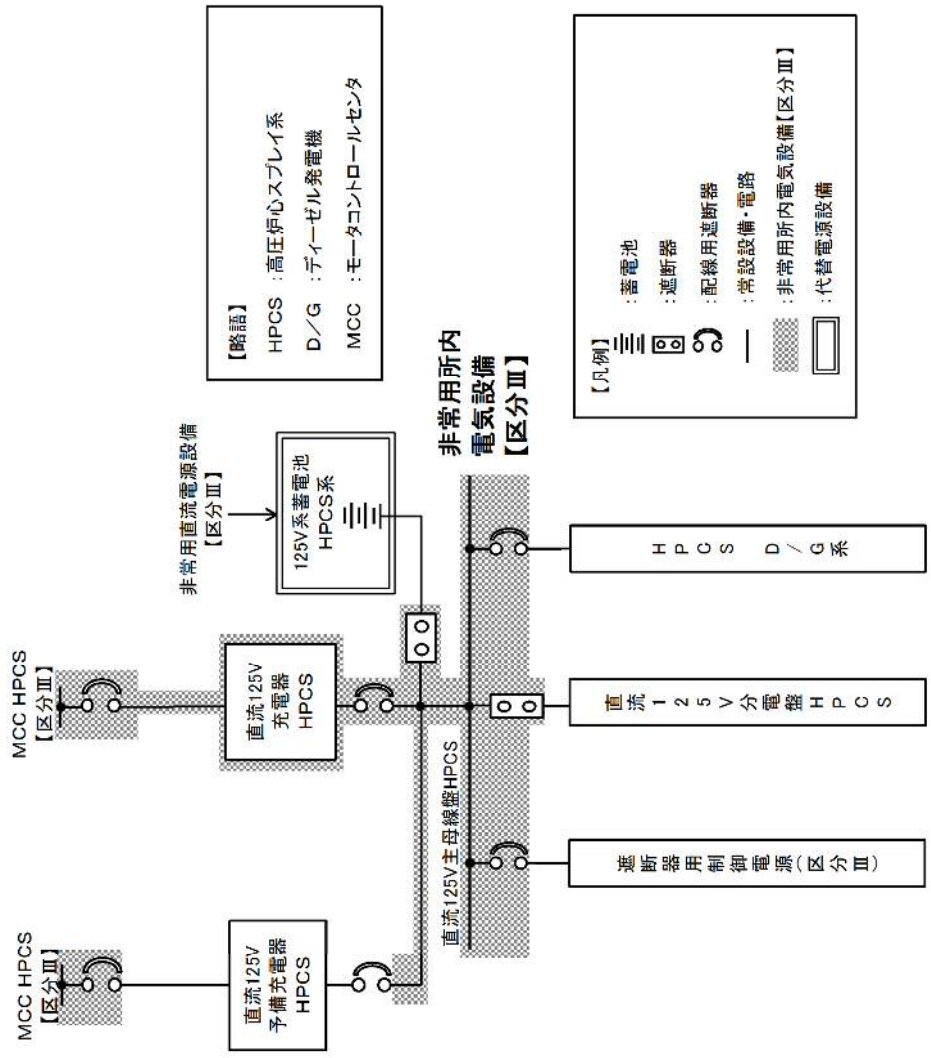


第1.14.1－3図　交流電源単線結線図

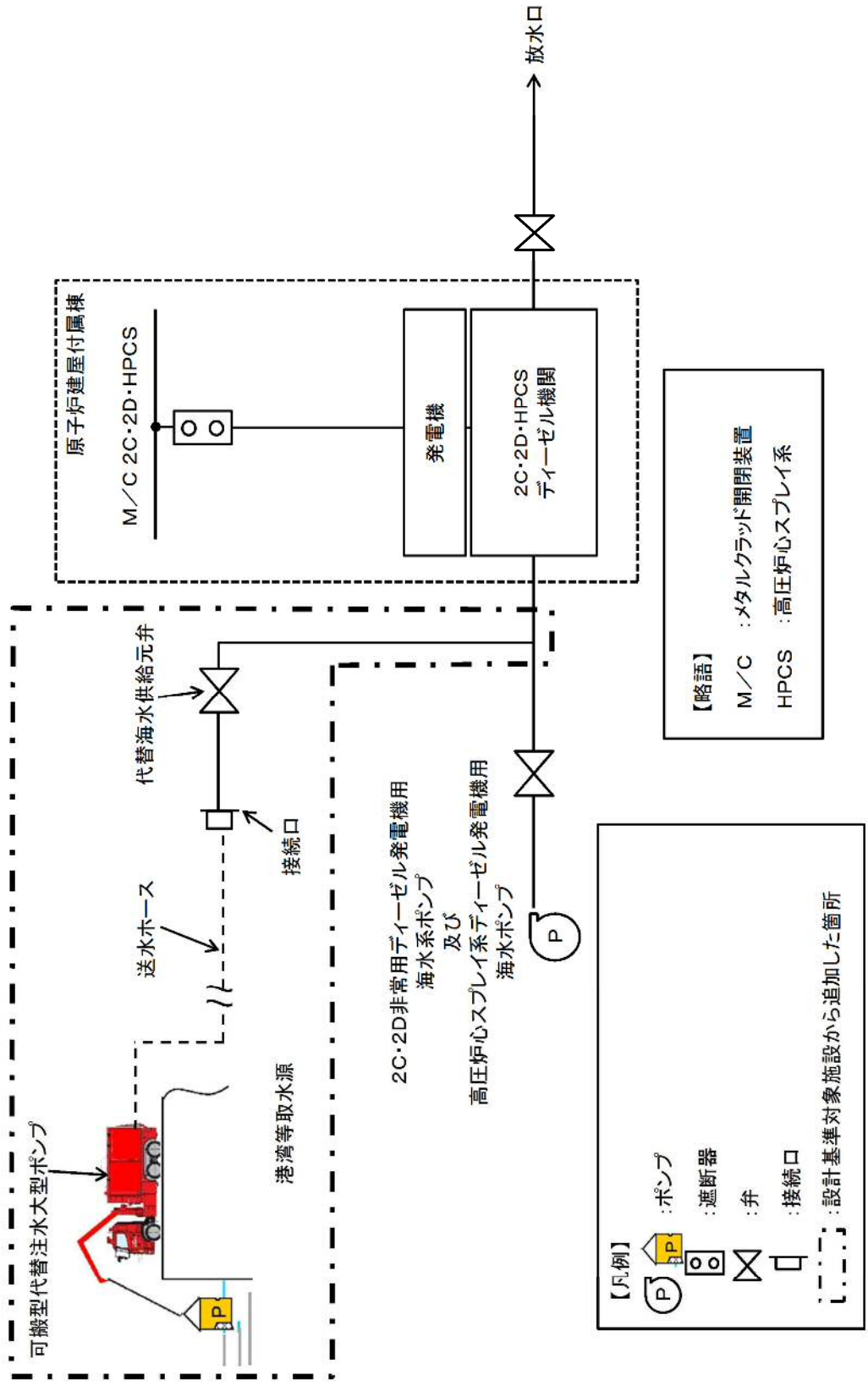

非常用所内電気設備
【区分Ⅱ】
非常用所内電気設備
【区分Ⅰ】
代替所内電気設備
P／C 2C-2D及び緊急用P／C へ
MCC 2D系【区分Ⅱ】
MCC 2C系【区分Ⅰ】
MCC I-PCS【区分Ⅲ】
MCC 2D-A系【区分Ⅱ】
MCC 2C-A系【区分Ⅰ】
MCC 2C-B系【区分Ⅰ】
緊急用MCC
125V系蓄電池B系
125V系蓄電池A系
緊急用125V系蓄電池
125V充電器B
125V充電器A
125V予備充電器
緊急用125V充電器
2D D／G系
2C D／G系
原子炉建屋
原子炉建屋
直接接続口
計装設備
緊急用電源切替盤
非常用直流125V分電盤2B系
非常用直流125V分電盤2A系
緊急用直流125V分電盤
緊急用直流125V/MCC
緊急用直流125V/MCC 2A系
緊急用直流125V予備分電盤
緊急用直流125V予備充電器
緊急用直流125V予備充電器
緊急用直流125V/MCC 2A系
緊急用直流125V予備充電器
緊急用直流125V予備充電器
緊急用直流125V予備充電器



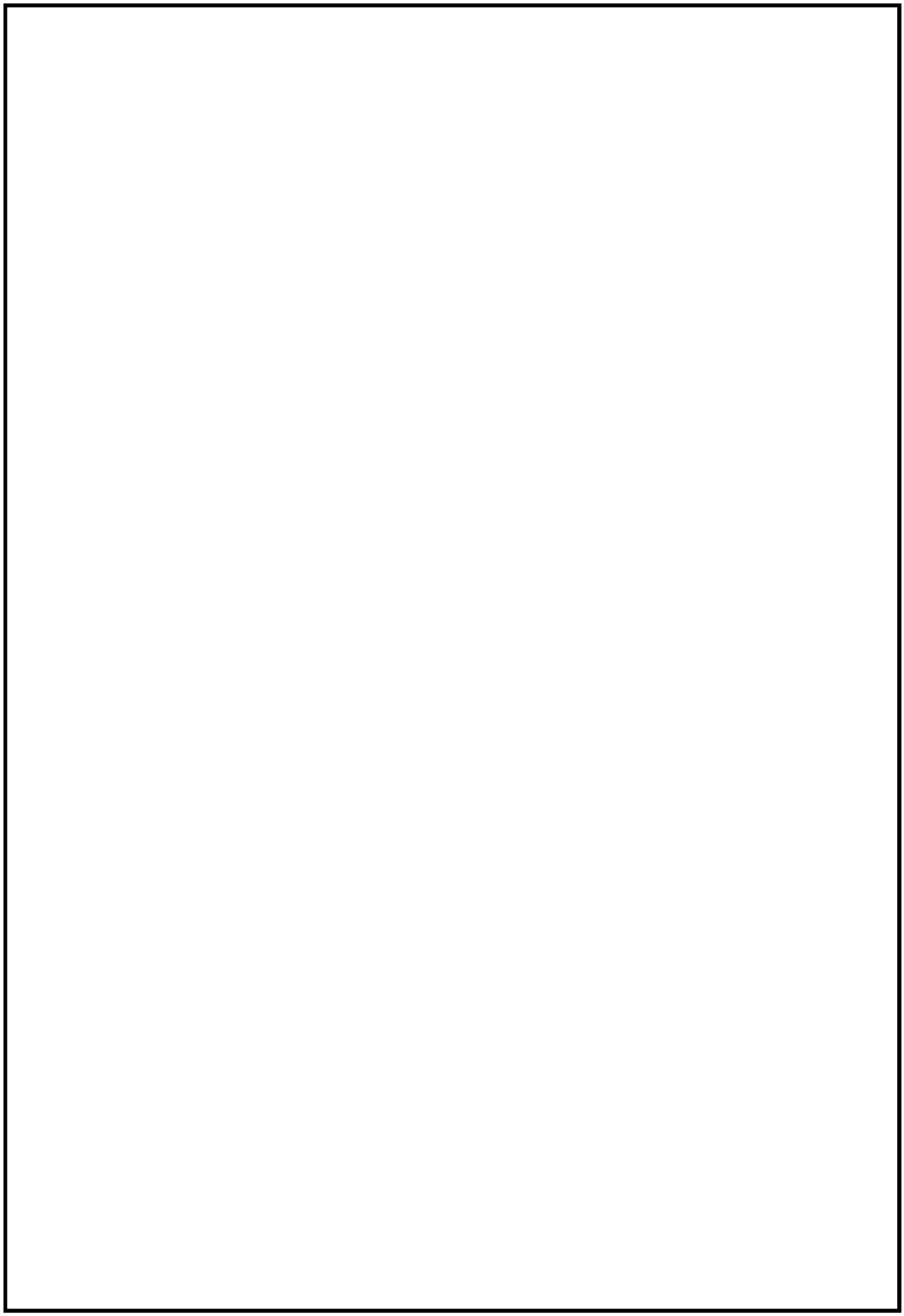
第1.14.1－4図　直流電源単線結線図（２／３）



第1.14.1－4図　直流電源単線結線図（３／３）

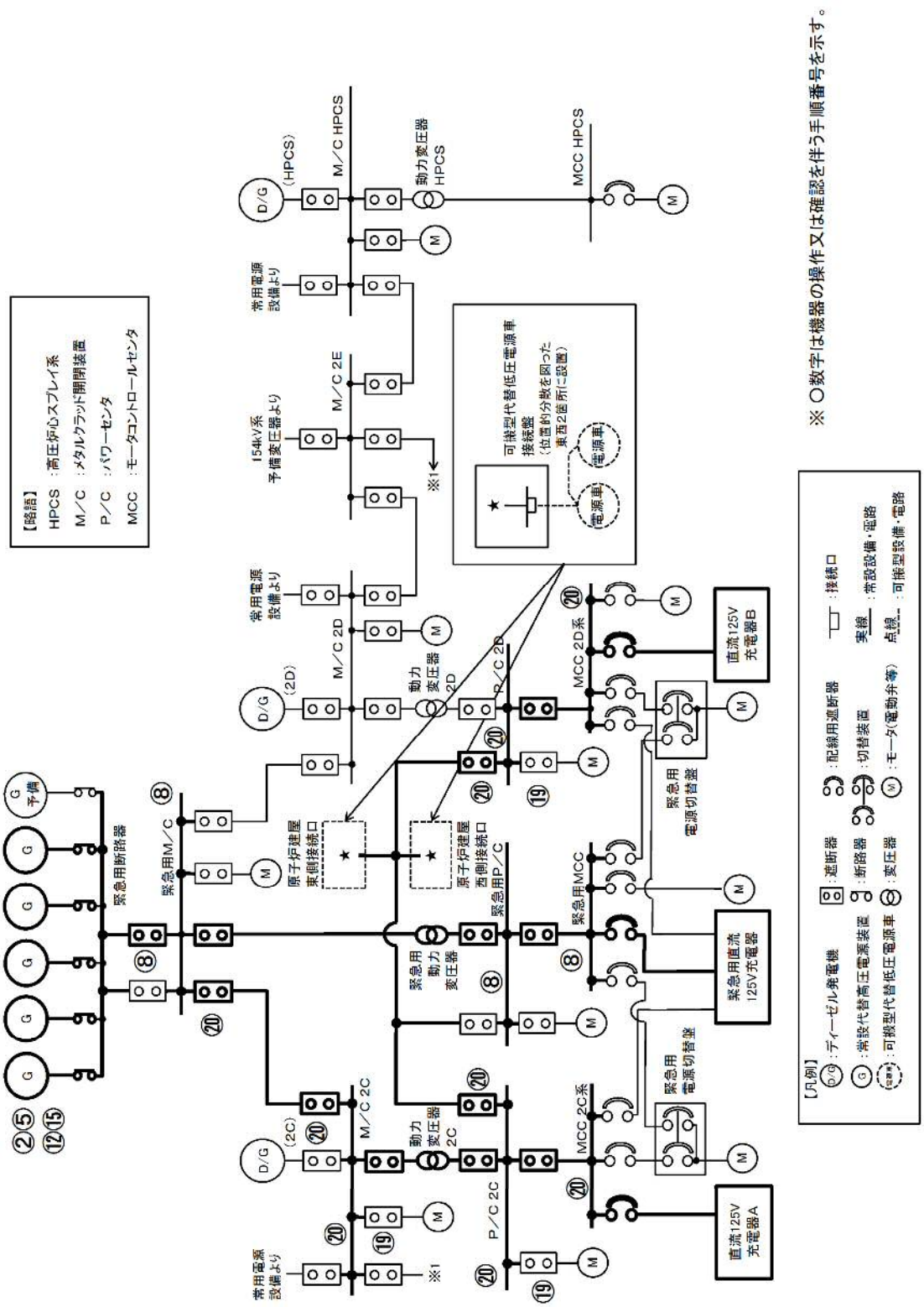


第1.14.1－5図　代替海水送水による電源給電機能の復旧手順の概要図

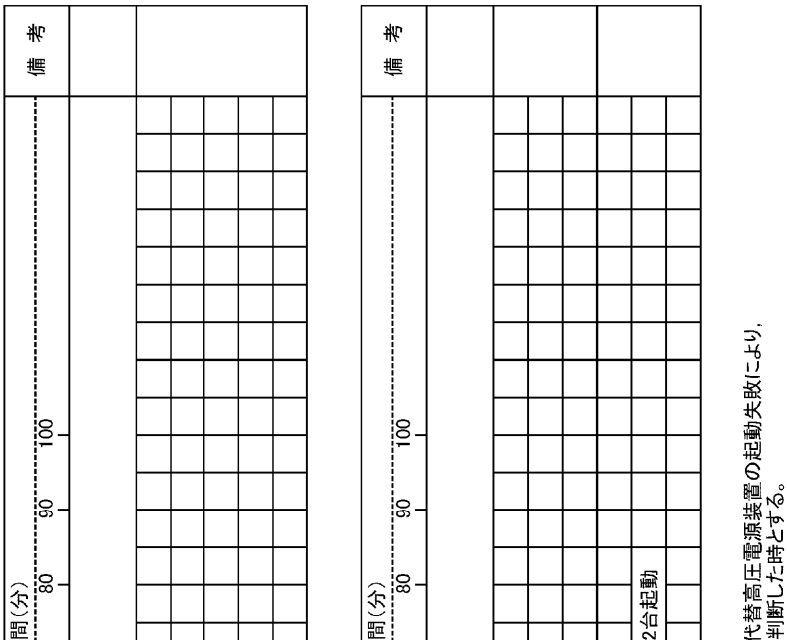


第1.14.2.1－1図　ＥＯＰ「交流／直流電源供給回復」における対応フロー

第1.14.2.1－2図　停止時ＥＯＰ「交流／直流電源供給回復」における対応フロー

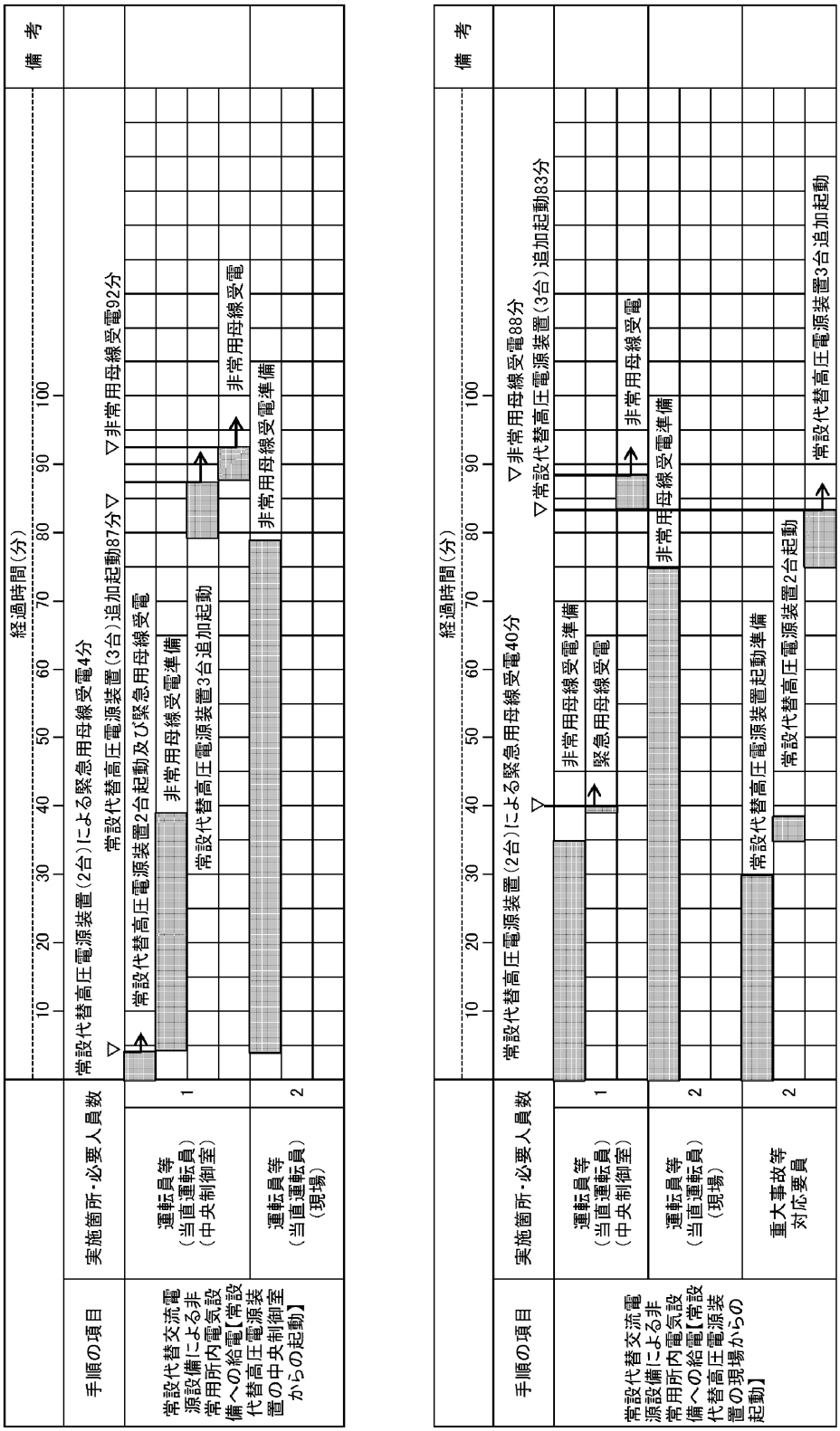


第 1.14.2.1－3 図　常設代替高圧電源装置によるM／C　２Ｃ又はM／C　２Ｄ受電の概要図



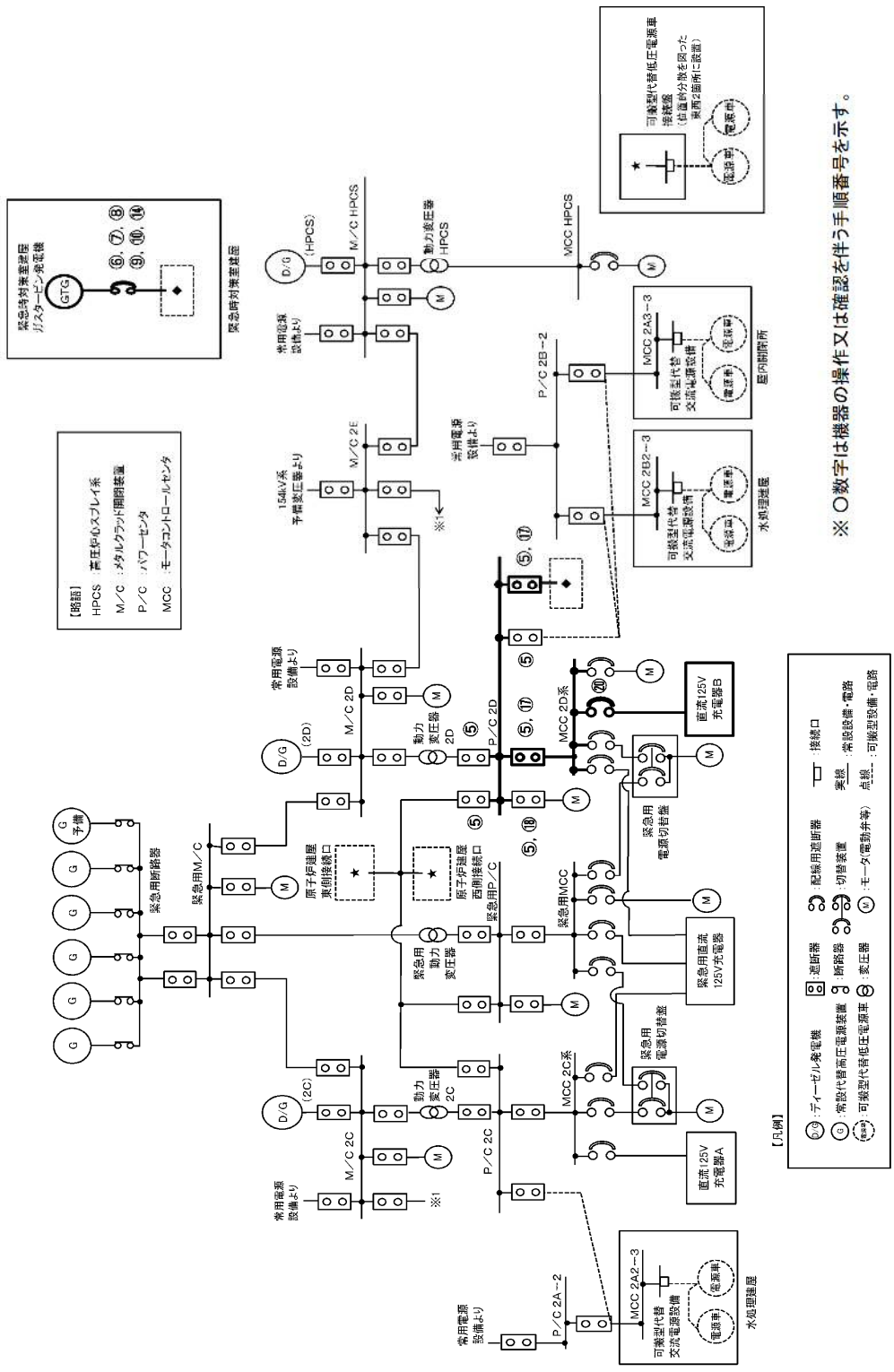
※　タイムチャートのスタートは，中央制御室からの常設代替高圧電源装置の起動失敗により，現場からの起動操作を行うことを判断した時とする。

第 1.14.2.1－4 図　常設代替電源装置によるM／C　2C又はM／C　2D受電手順のタイムチャート（1／2）

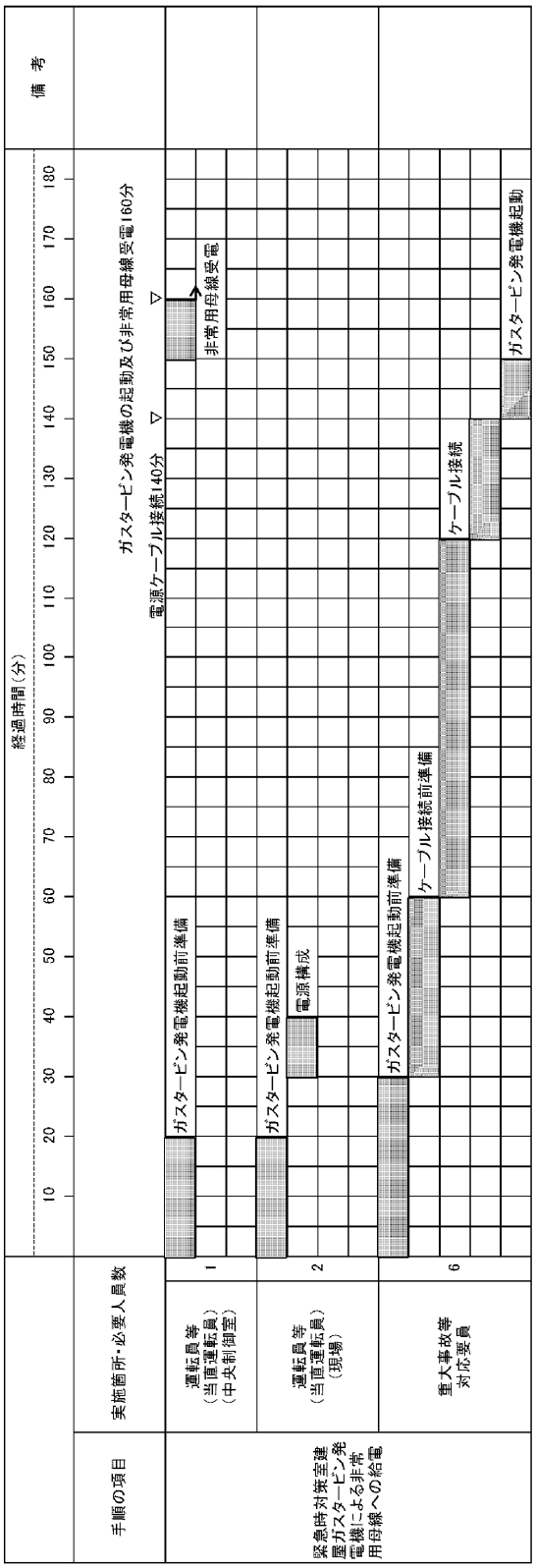


※ タイムチャートのスタートは、中央制御室からの常設代替高圧電源装置の起動失敗により、現場からの起動操作を行うことを判断した時とする。

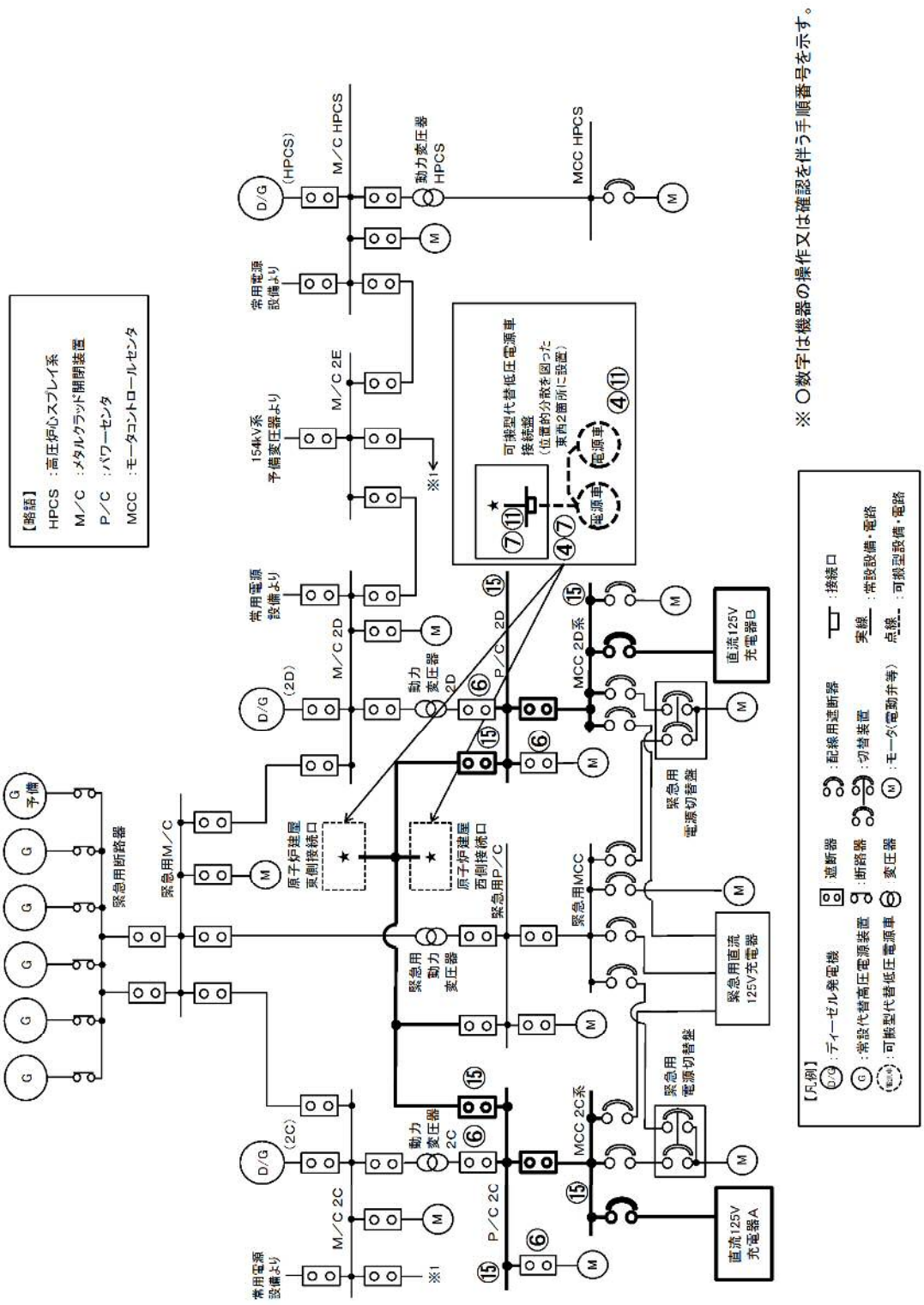
第 1.14.2.1－4 図　常設代替電源装置によるM／C　2C又はM／C　2D受電手順のタイムチャート（2／2）



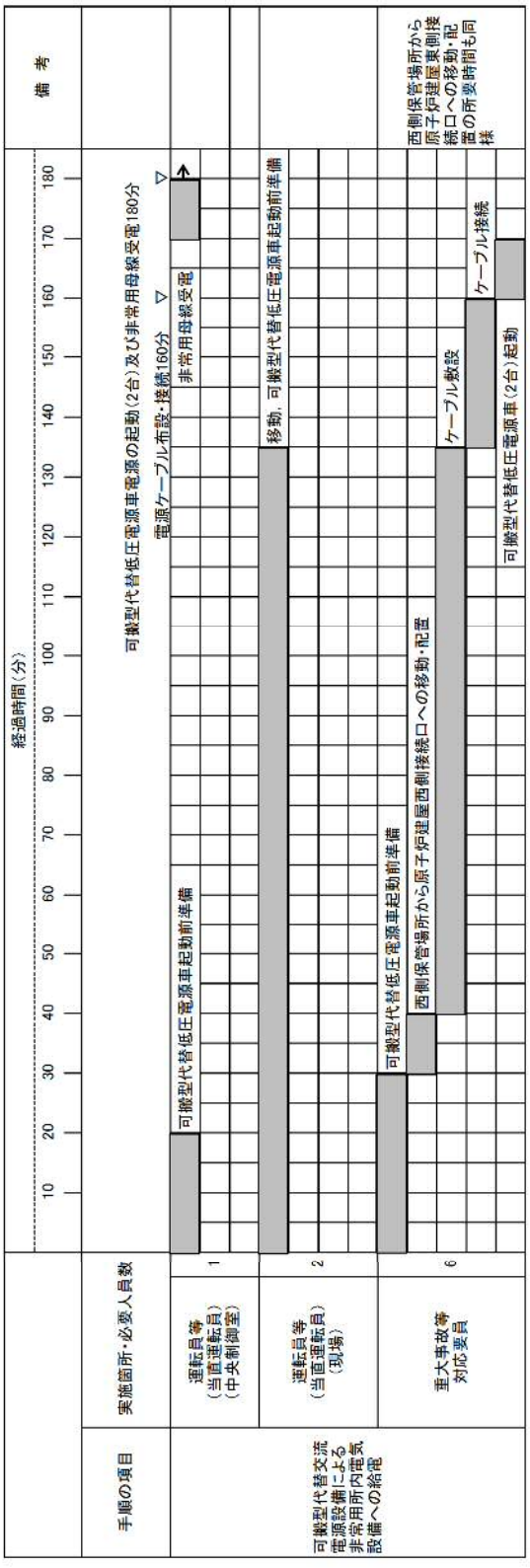
第 1.14.2.1－5 図　緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及びＰ／Ｃ２Ｄ受電の概要図



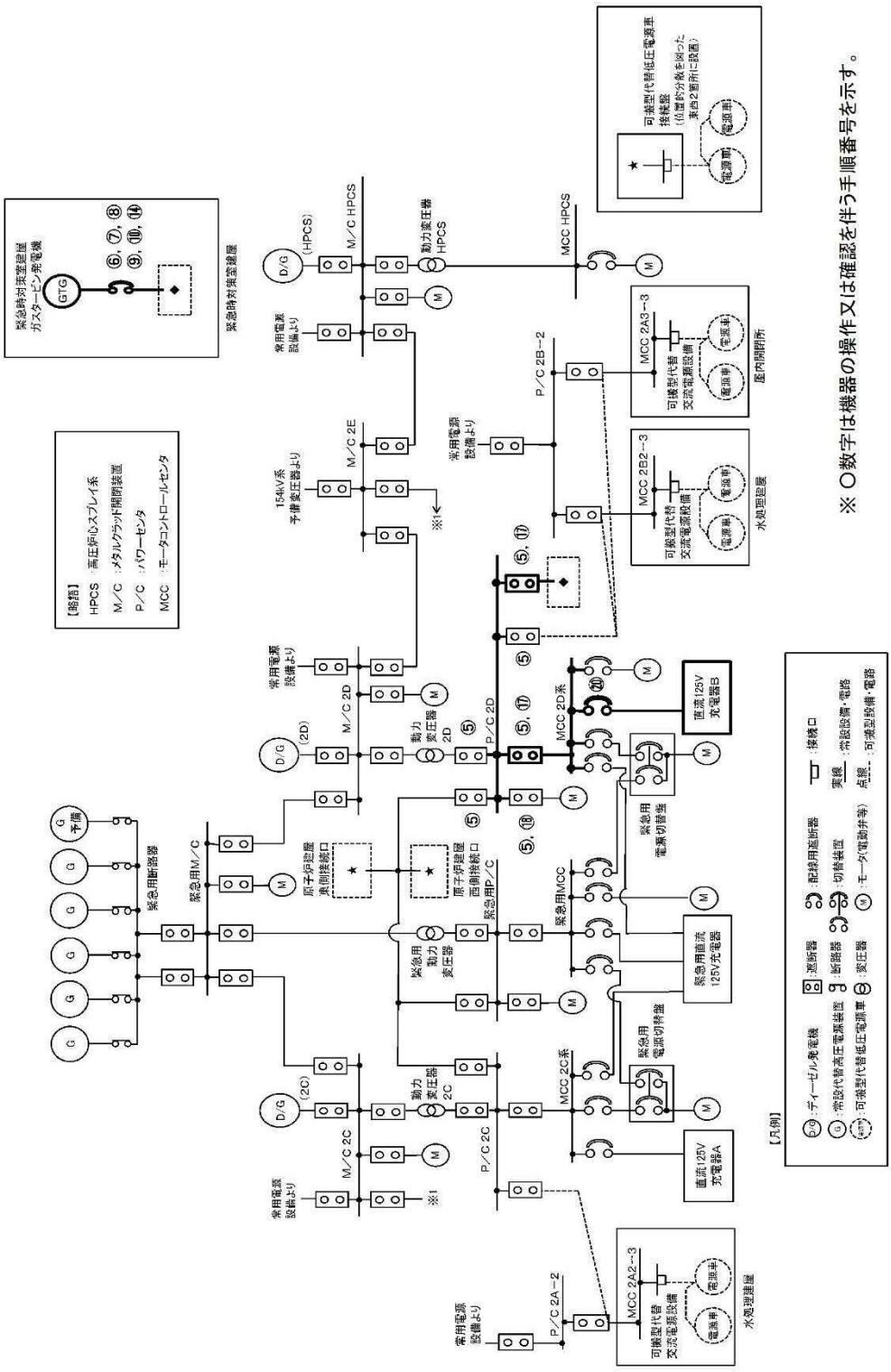
第 1.14.2.1－6 図　緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及びＰ／Ｃ２Ｄ受電手順のタイムチャート



第 1.14.2.1－7 図　可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の概要図

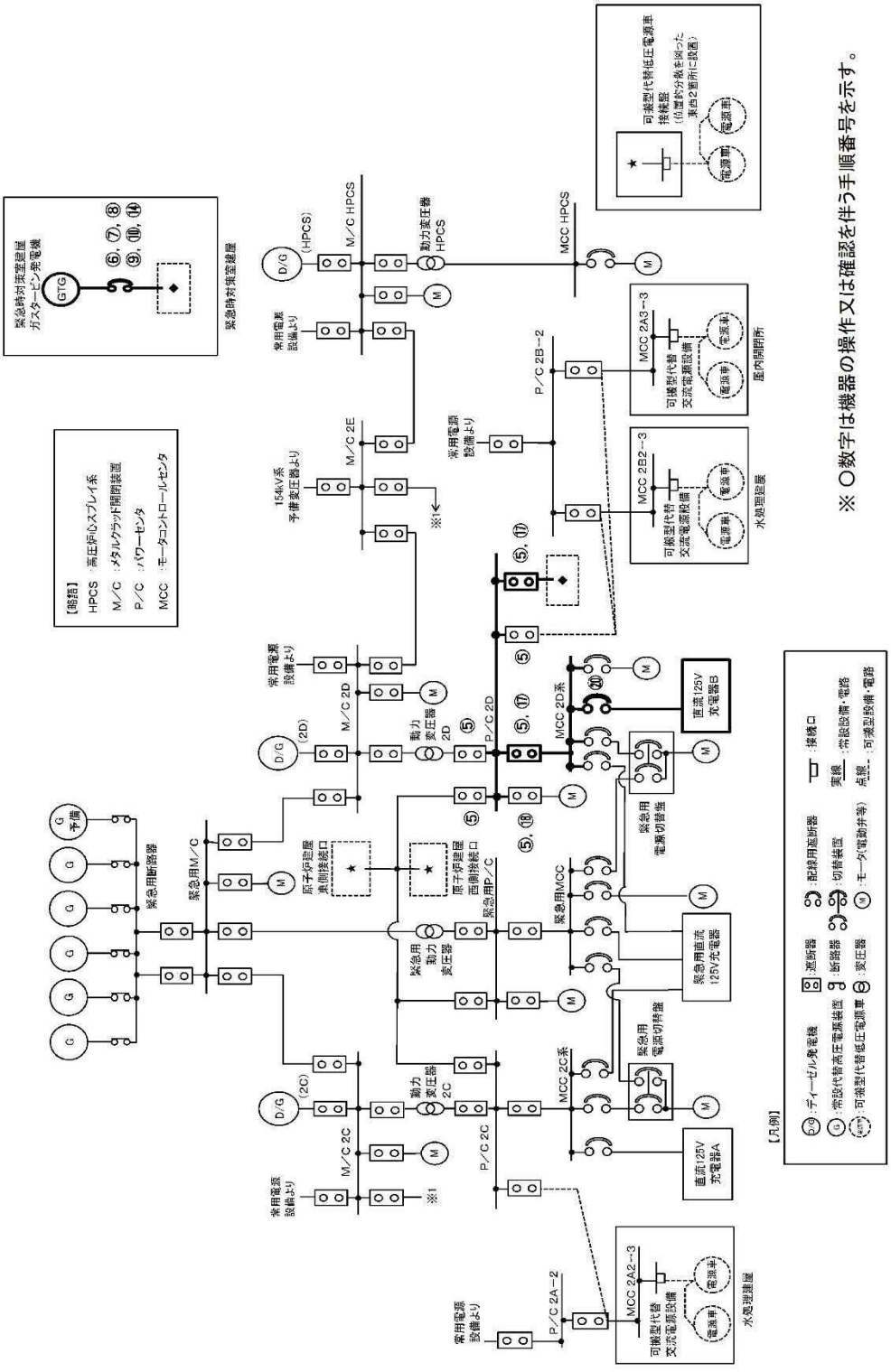


第 1.14.2.1－8 図　可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電手順のタイムチャート



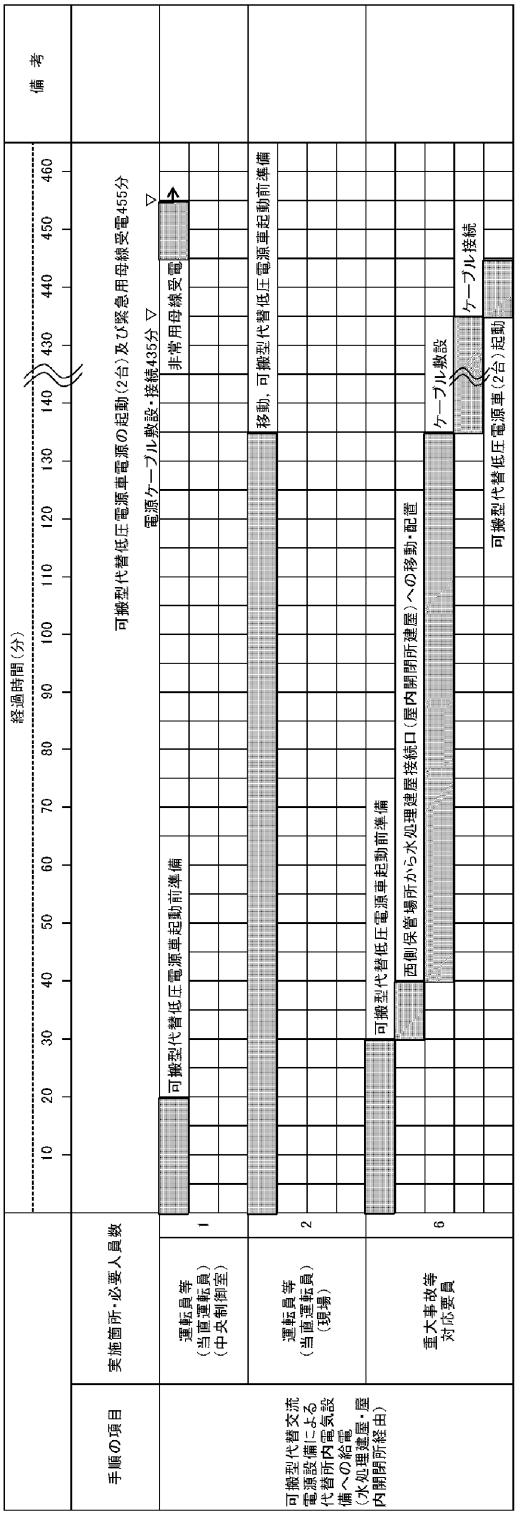
（水処理建屋での接続）

第 1.14.2.1－9 図　可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣへの接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の概要図（１／２）



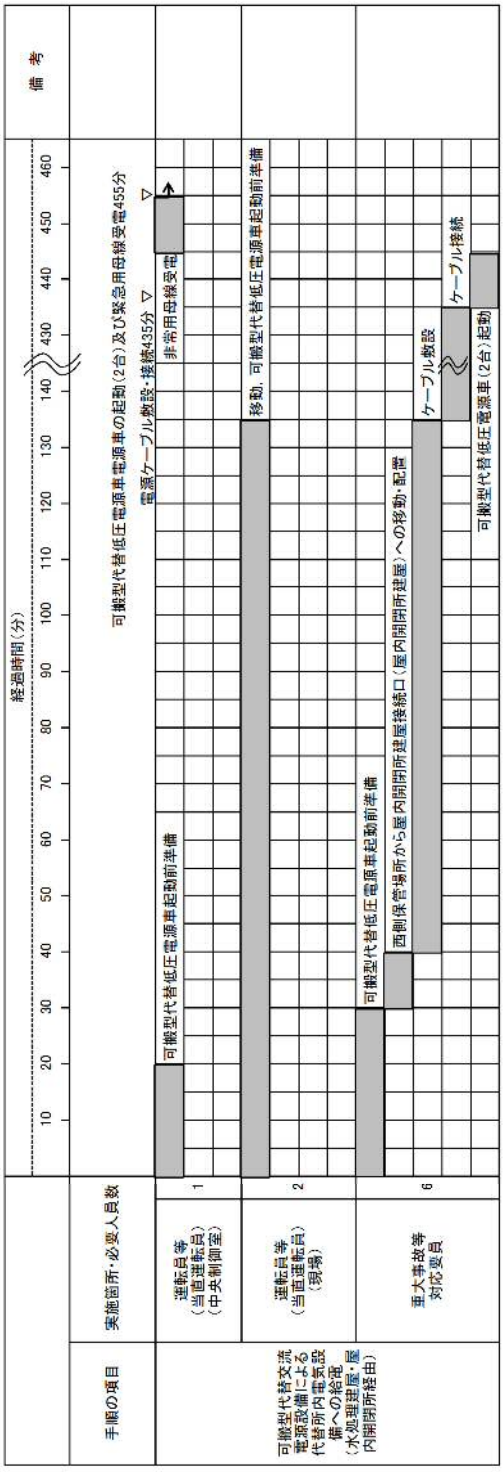
（屋内開閉所での接続）

第 1.14.2.1－9 図　可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣへの接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電の概要図（２／２）



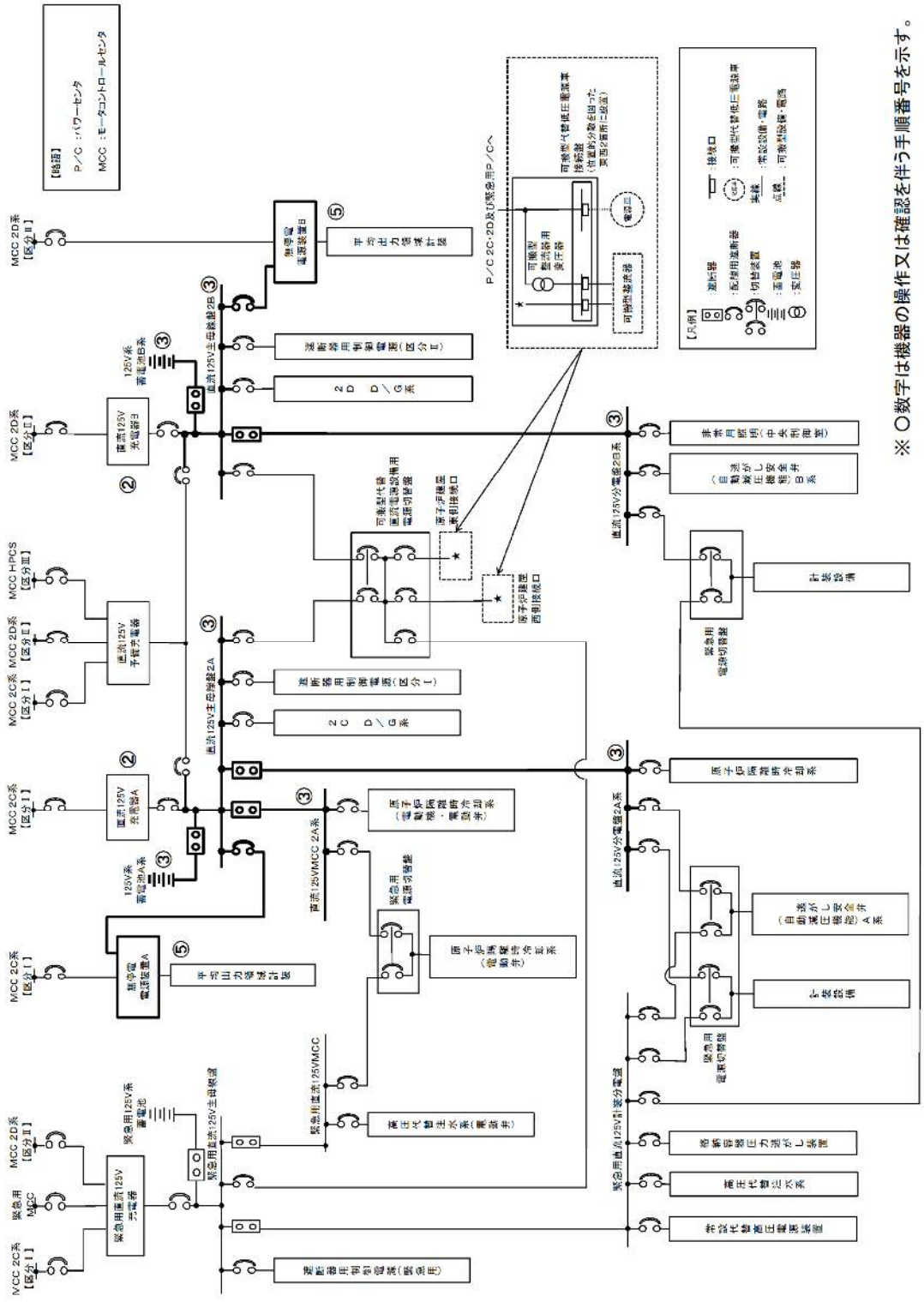
（水処理建屋での接続）

第 1.14.2.1－10 図　可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣへの接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電手順のタイムチャート（１／２）

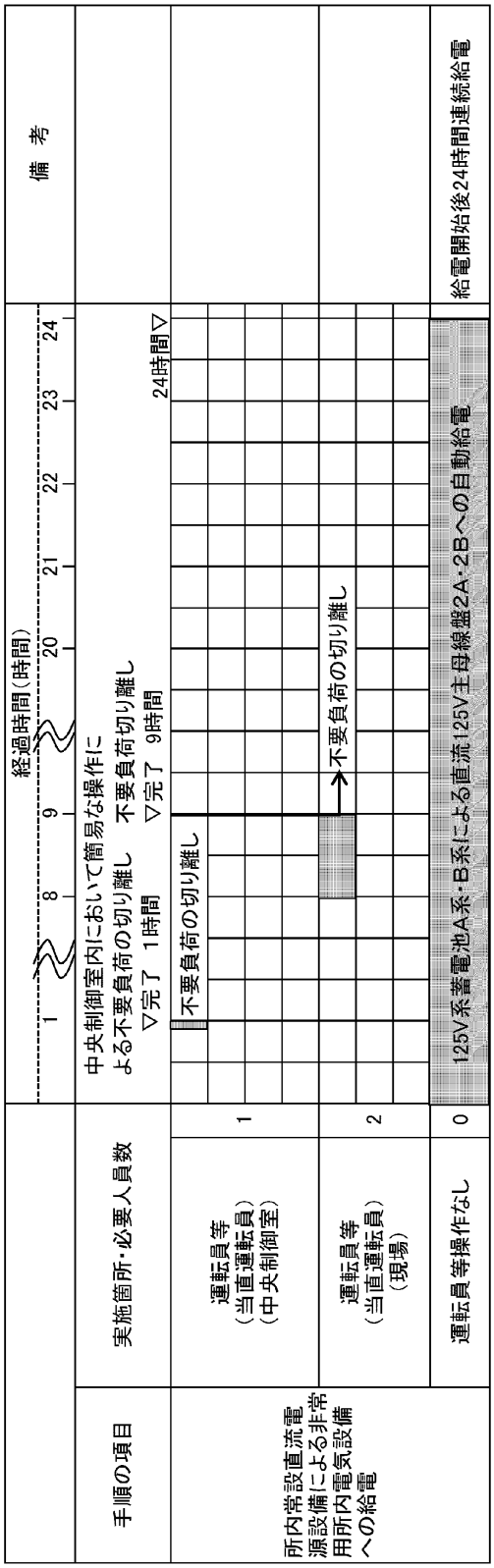


（屋内開閉所での接続）

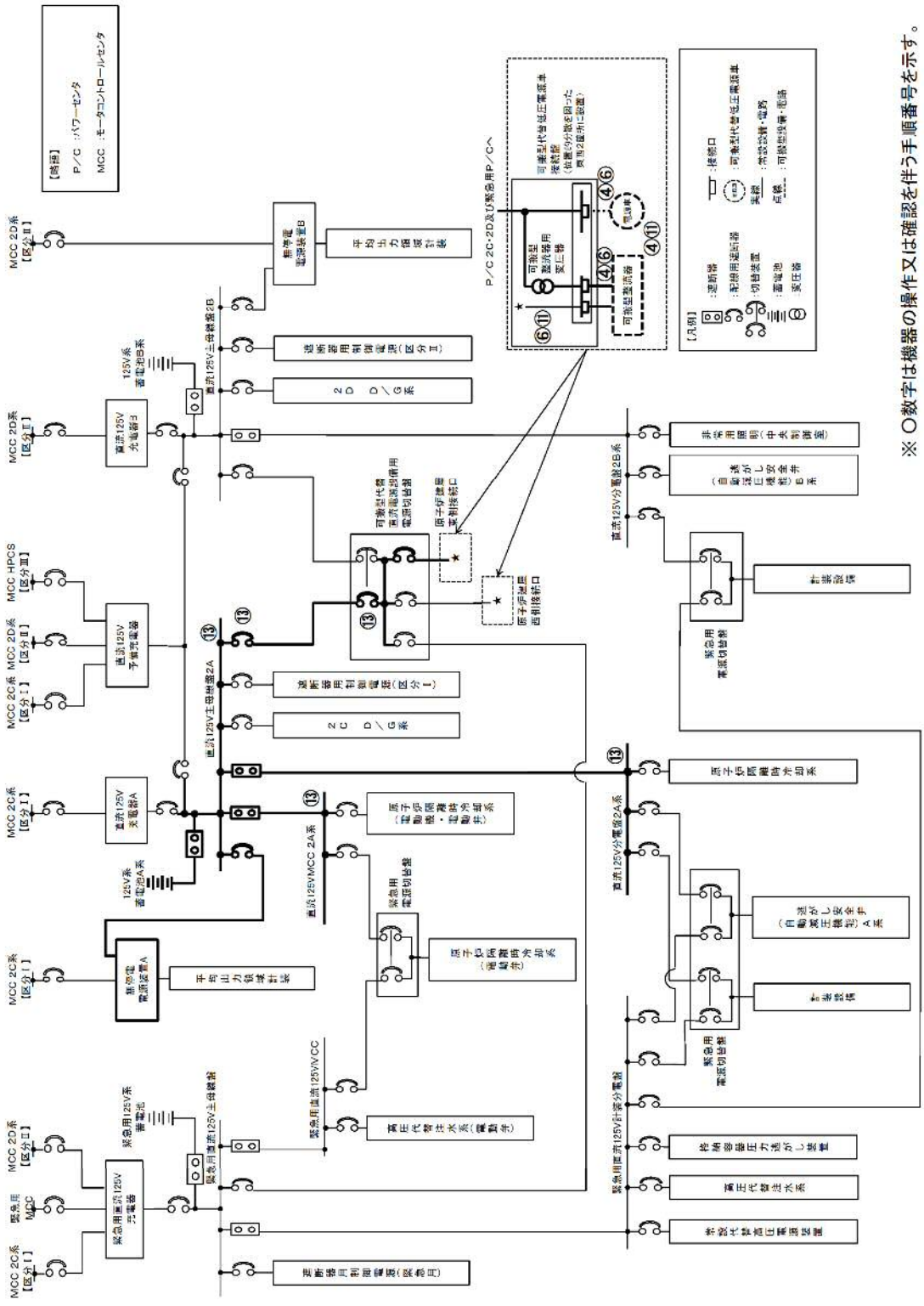
第 1.14.2.1－10 図　可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣへの接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電手順のタイムチャート（２／２）



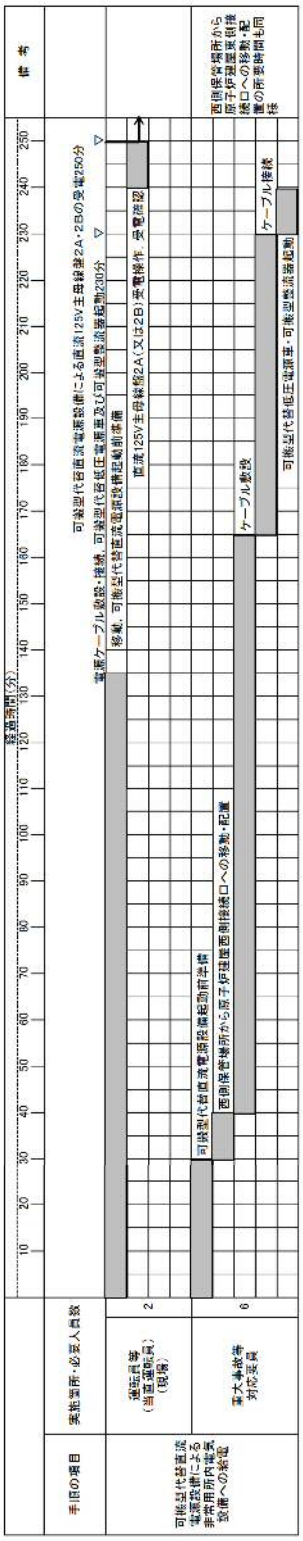
第 1.14.2.2－1 図　所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要図



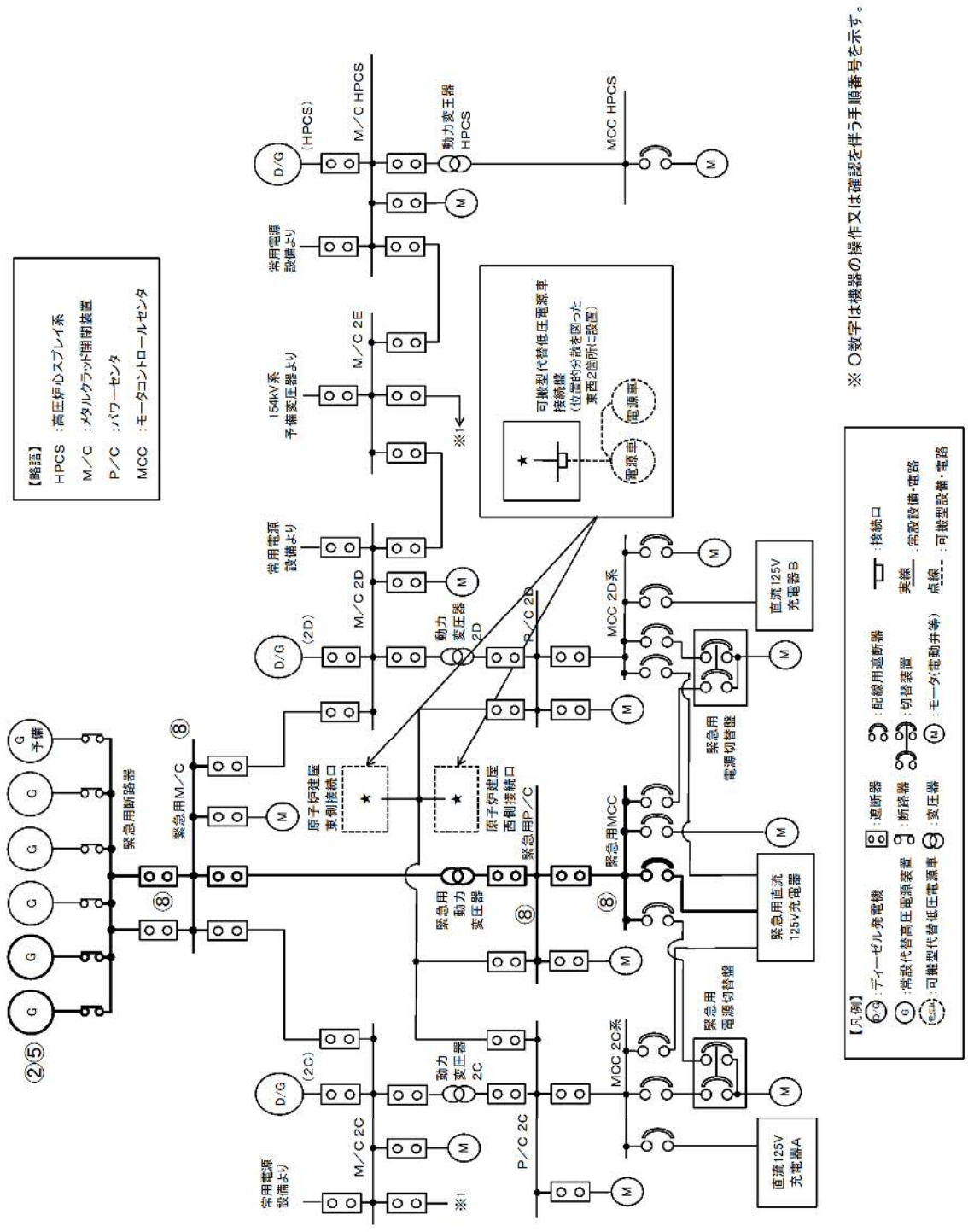
第 1.14.2.2－2 図　所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順のタイムチャート



第 1.14.2.2－3 図　可搬型代替直流電源設備（可搬型代替交流電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）による給電手順の概要図

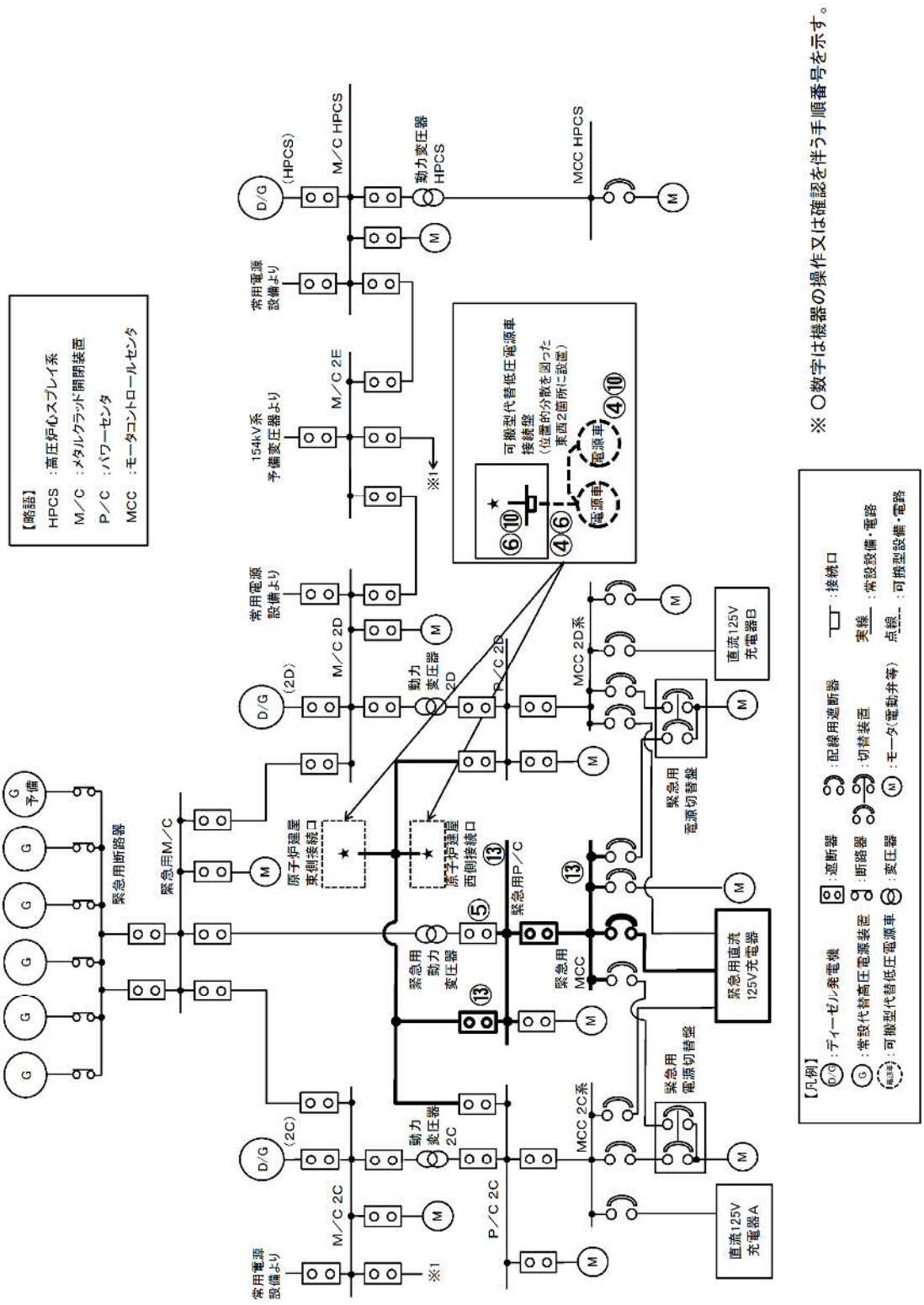


第 1.14.2.2－4 図　可搬型代替直流電源設備（可搬型代替交流電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）による給電手順のタイムチャート

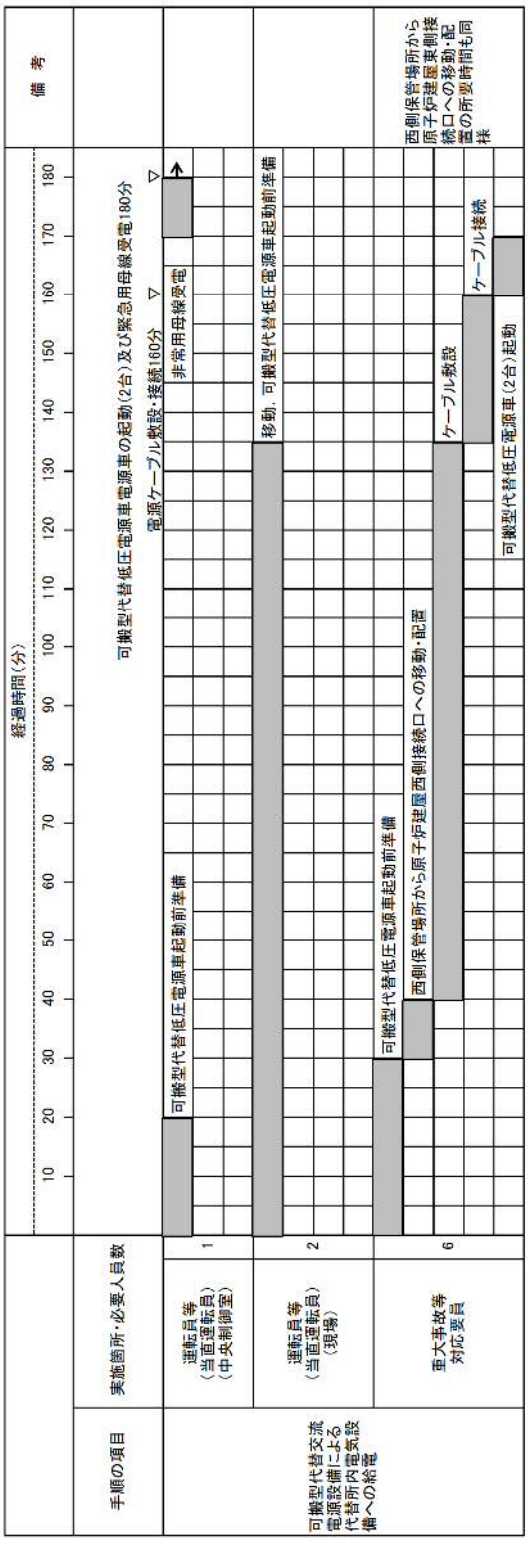


第 1.14.2.3－1 図　常設代替交流電源設備による代替所内電気設備（緊急用Ｍ／Ｃ経由，Ｍ／Ｃ　２Ｃへ給電の場合）への給電手順の概要図

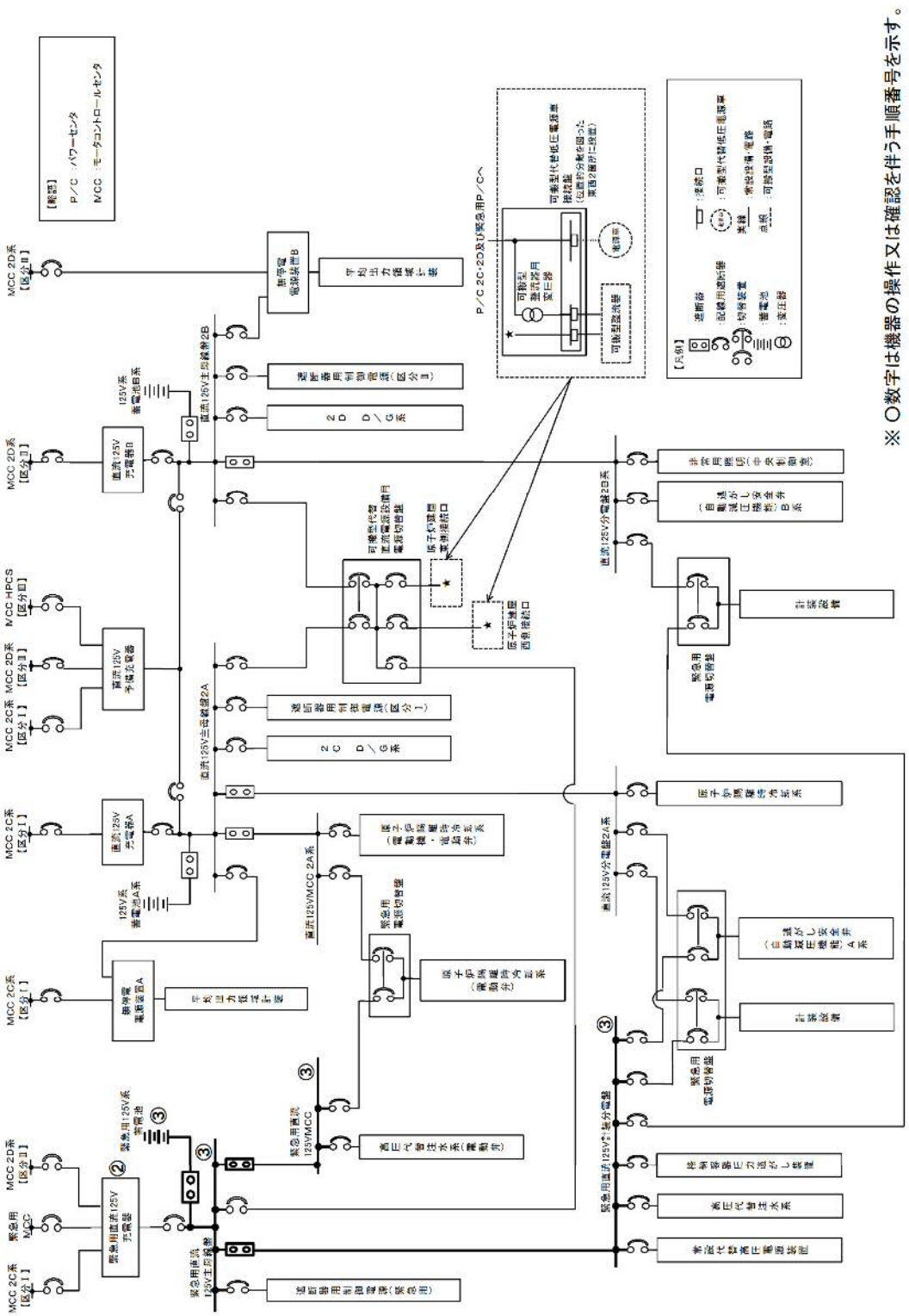
第 1.14.2.3－2 図　常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順タイムチャート



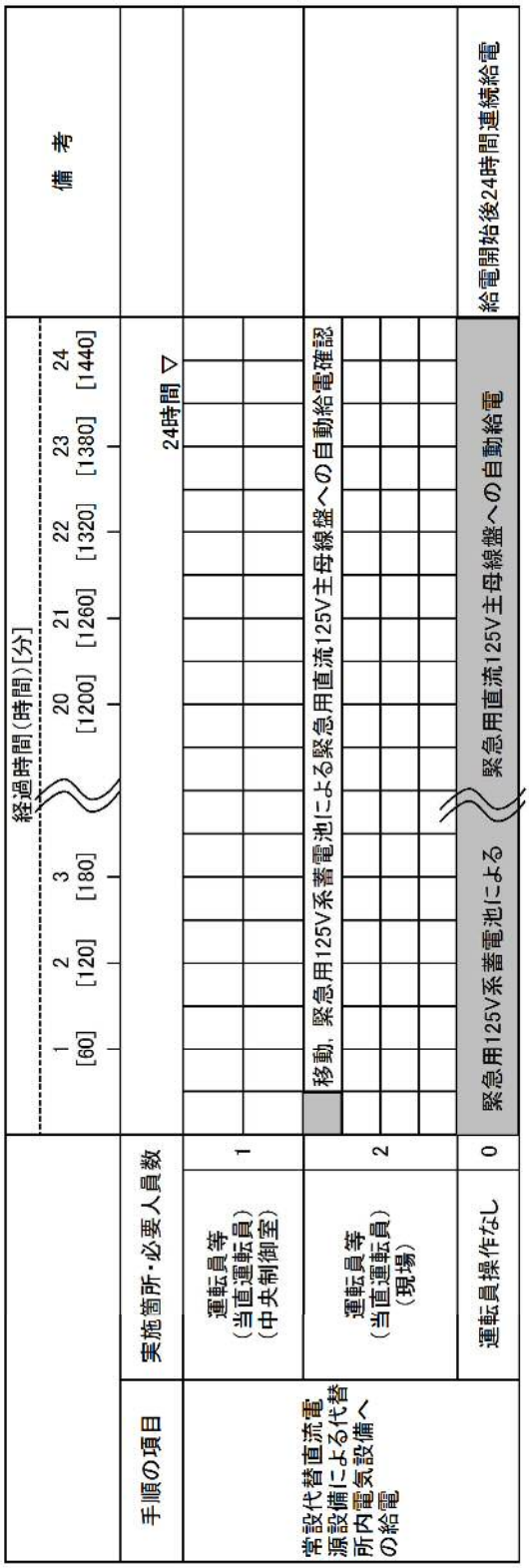
第 1.14.2.3－3 図　可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動及び緊急用Ｐ／Ｃ受電の概要図



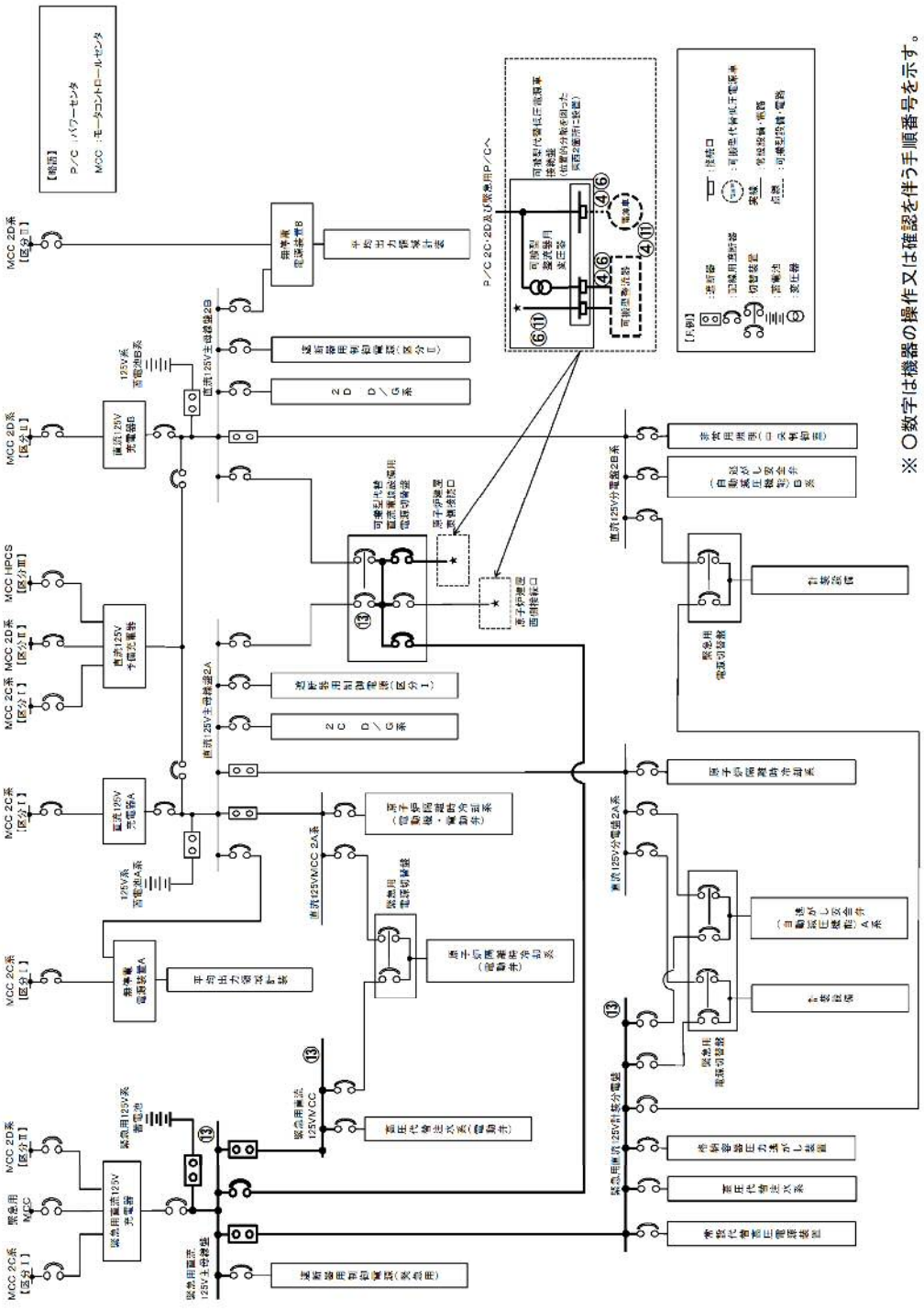
第 1.14.2.3－4 図　可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動及び緊急用Ｐ／Ｃ受電の手順のタイムチャート



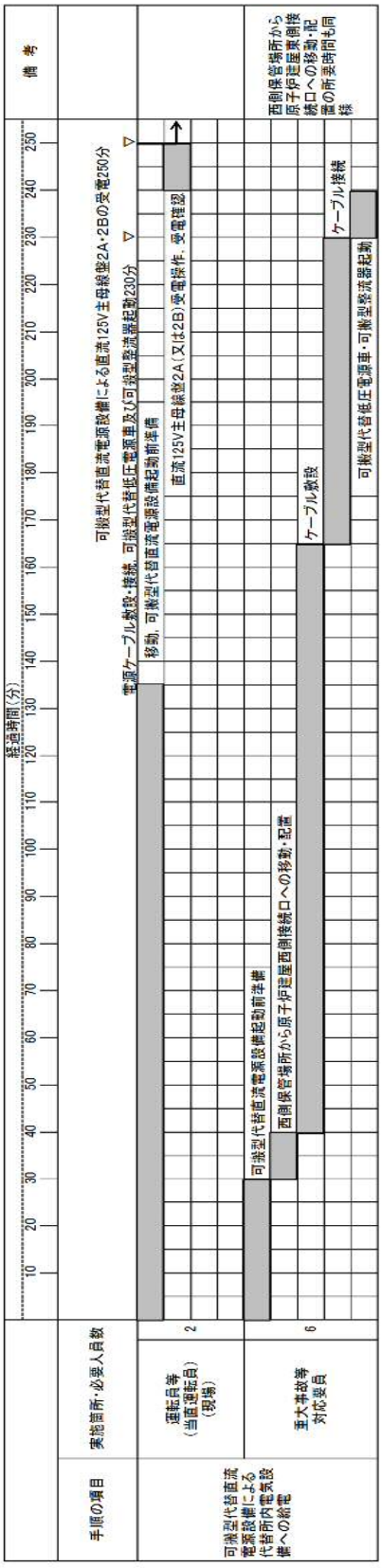
第 1.14.2.3－5 図　常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電の概要図



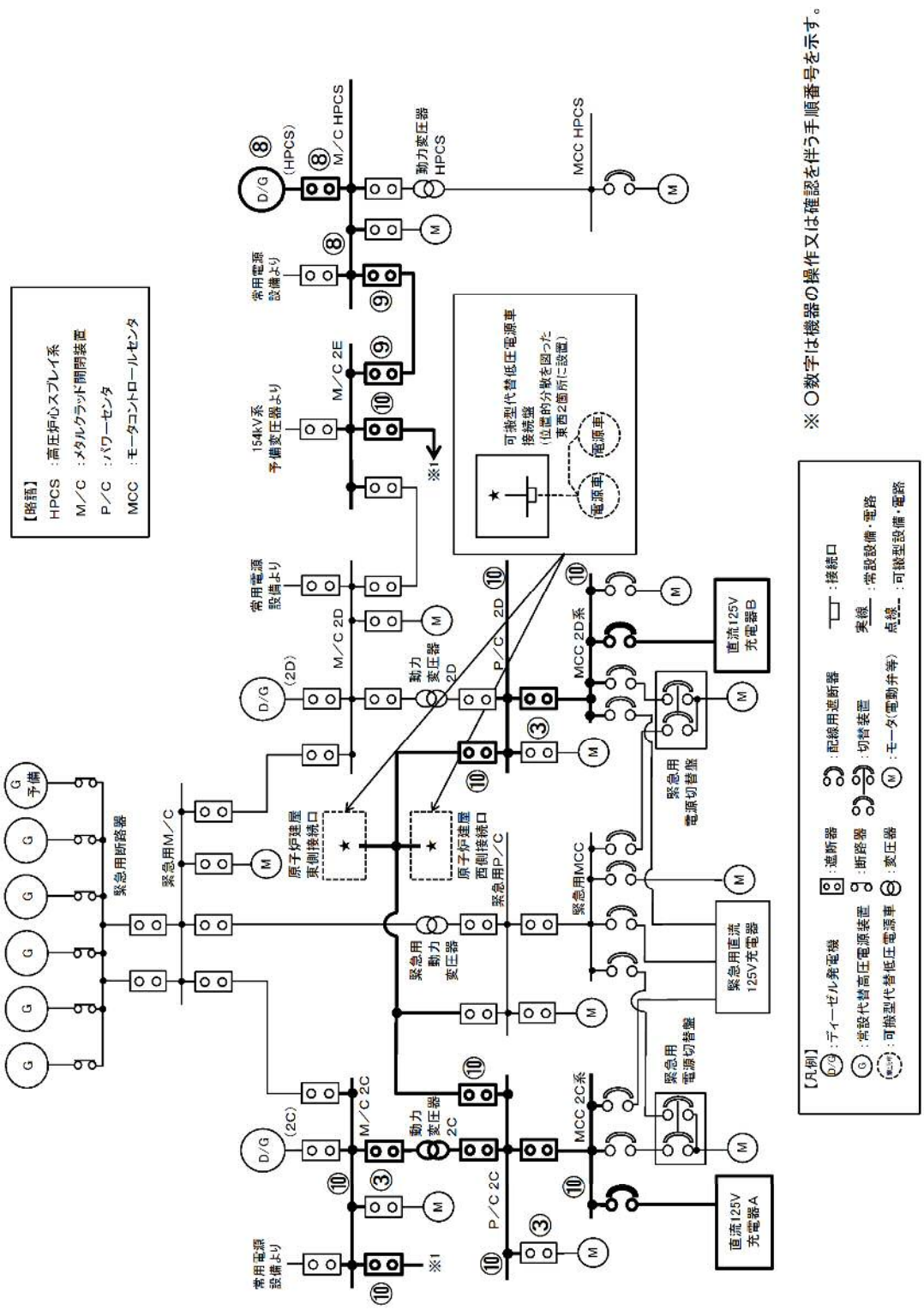
第 1.14.2.3－6 図　常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順のタイムチャート



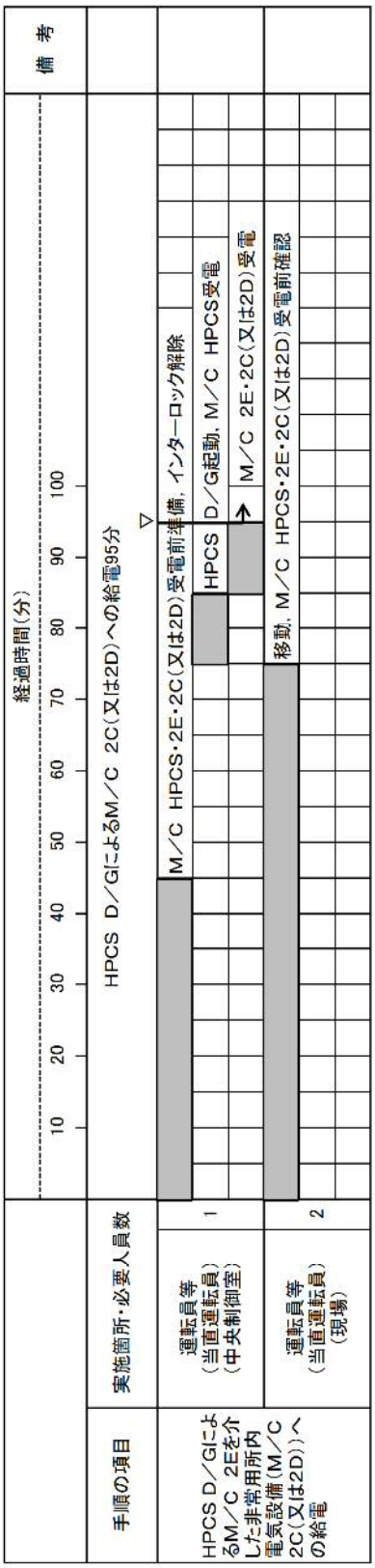
第 1.14.2.3－7 図　可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電の概要図



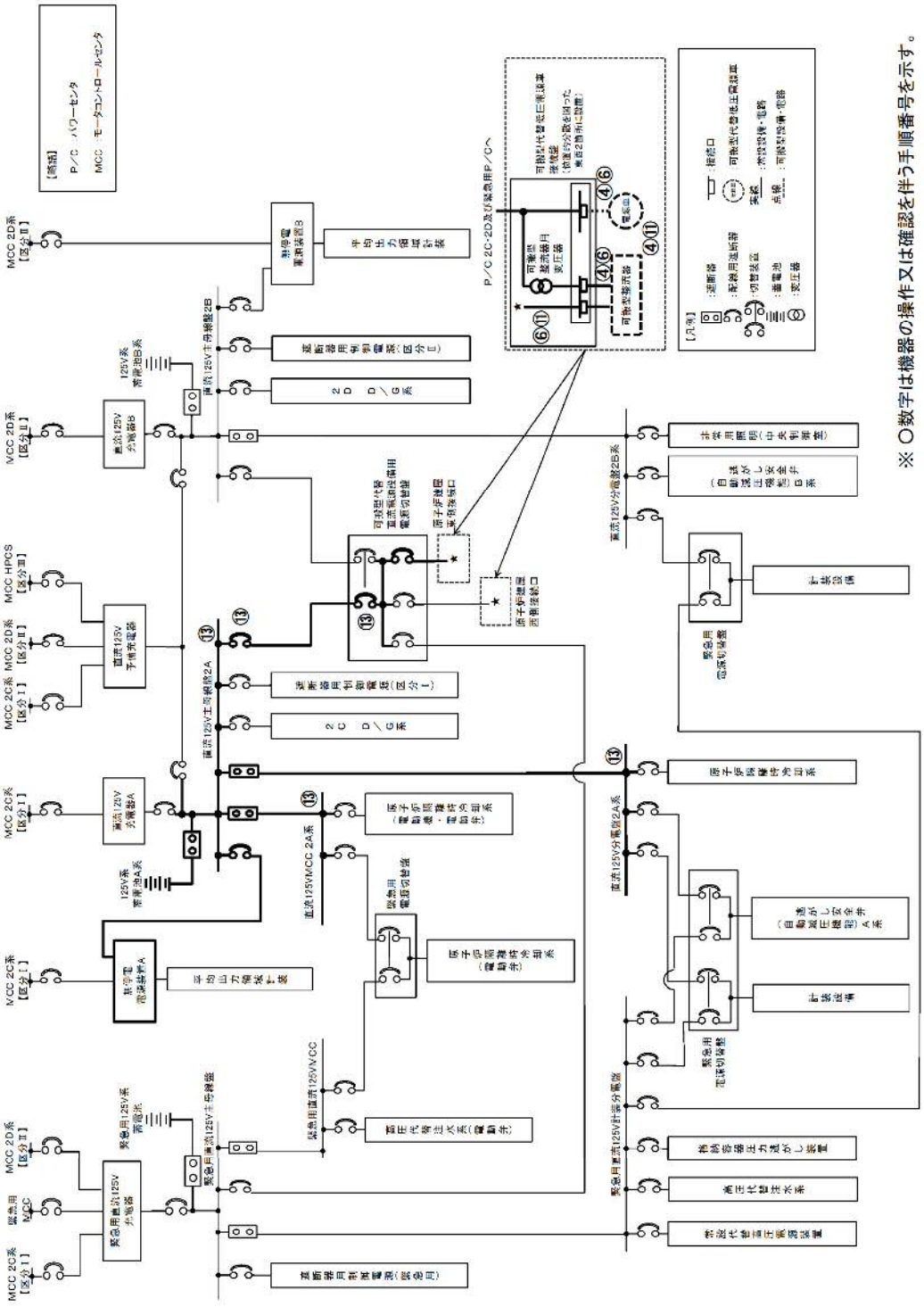
第 1.14.2.3－8 図　可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順のタイムチャート



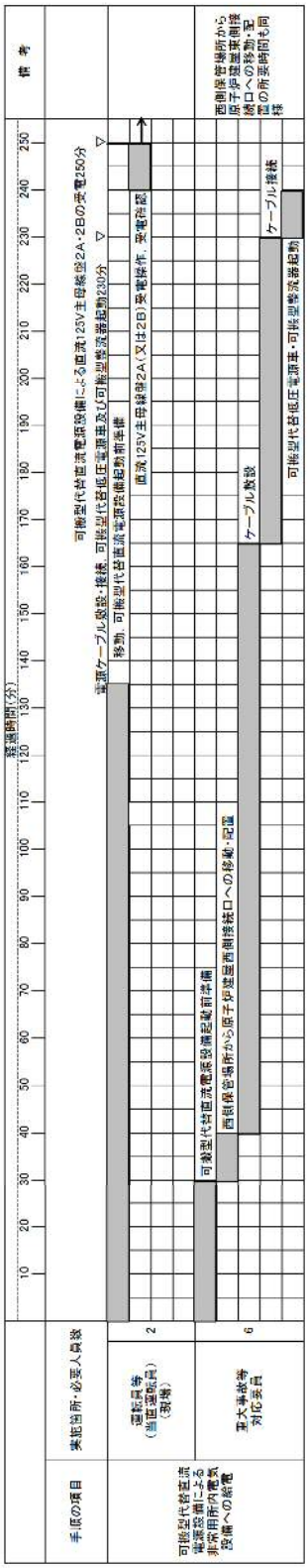
第 1.14.2.4－1 図　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電手順の概要図



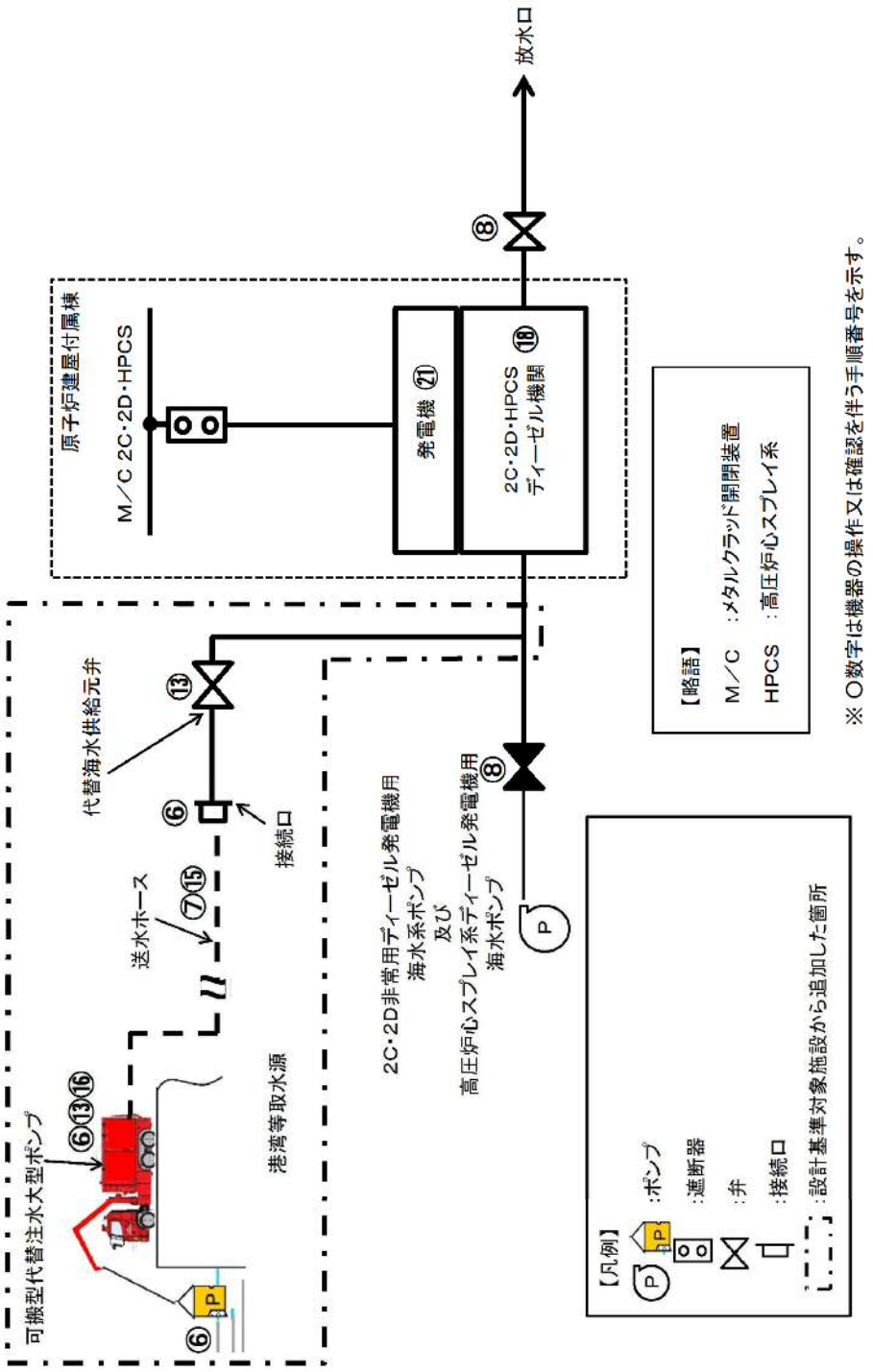
第 1.14.2.4－2 図　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電手順のタイムチャート



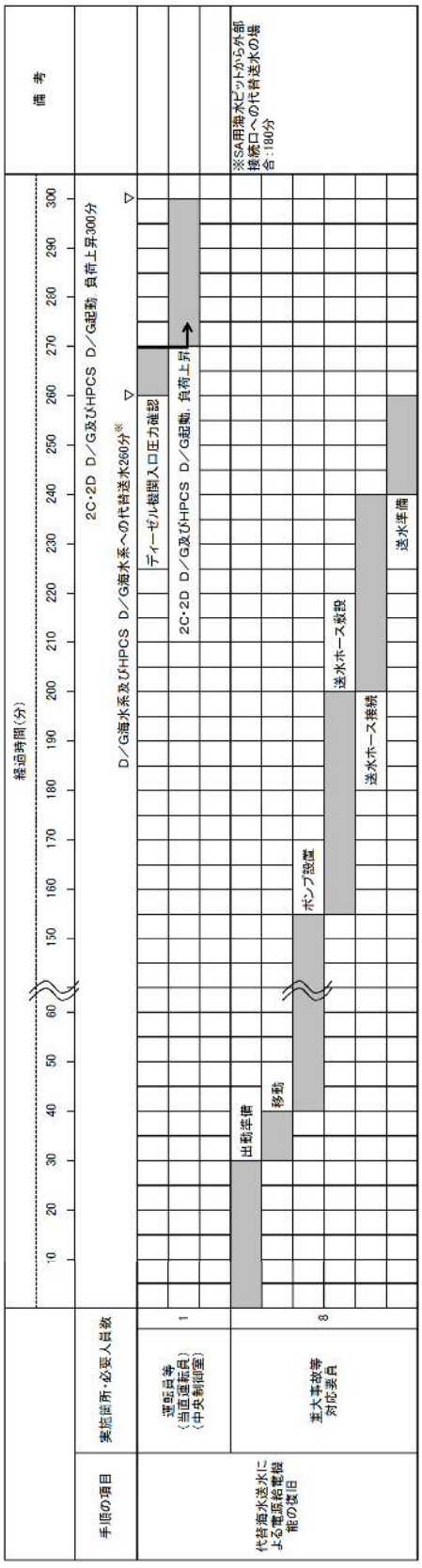
第 1.14.2.4－3 図　可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備（直流 125V 主母線盤２Ａへ給電の場合）への給電手順の概要図



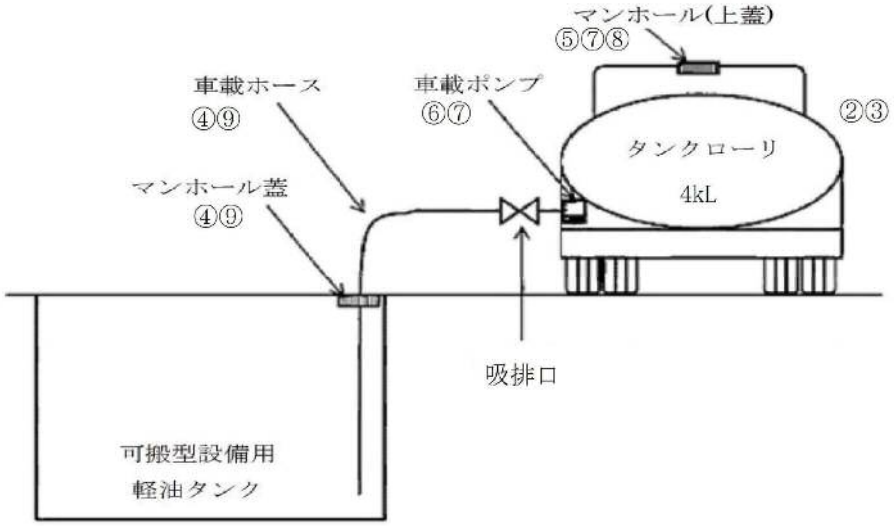
第 1.14.2.4－4 図　可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備（直流 125V 主母線盤２Ａへ給電の場合）への給電手順のタイムチャート



第 1.14.2.5－1 図　代替海水送水による電源給電機能の復旧手順の概要図

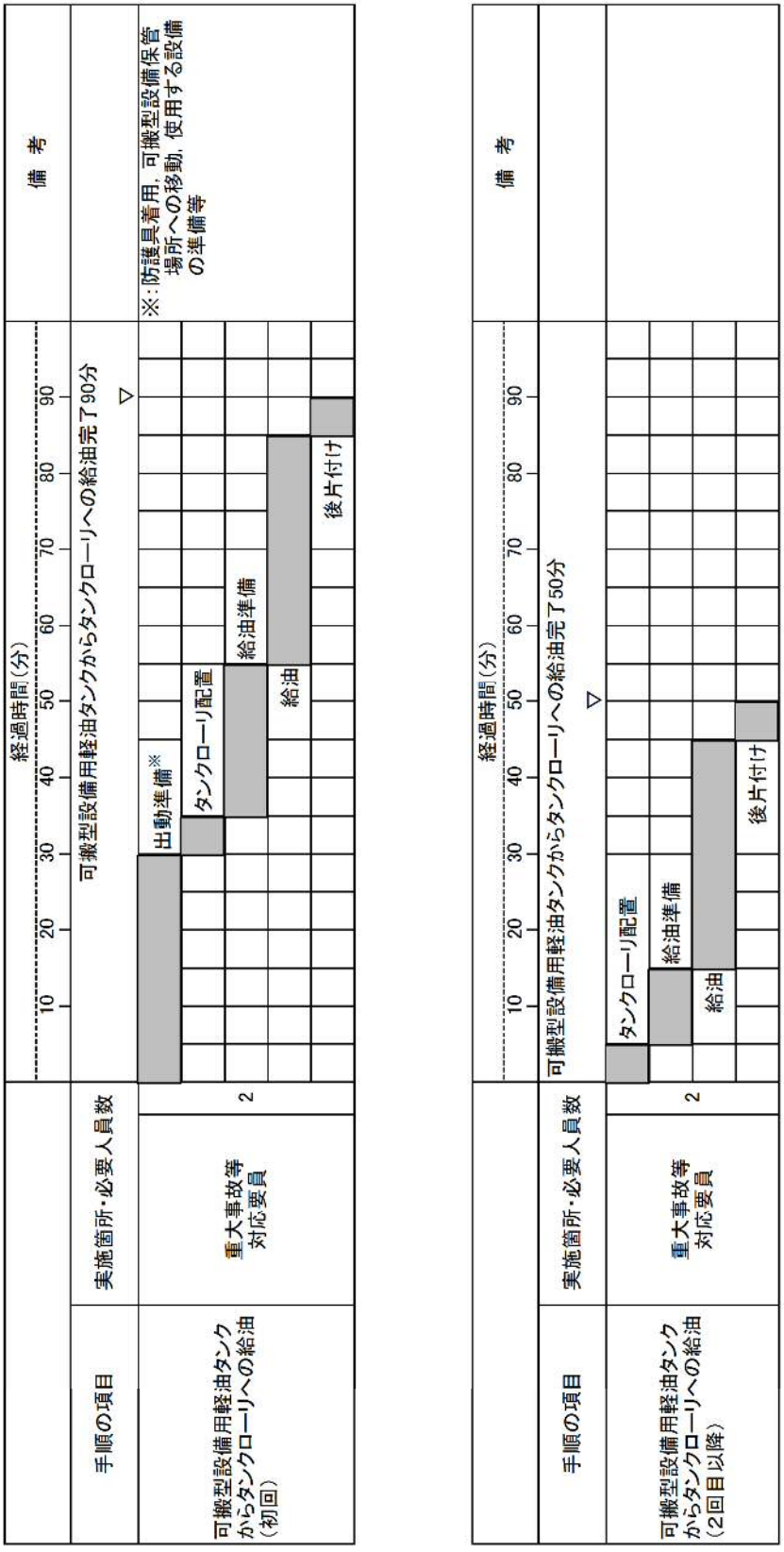


第 1.14.2.5－2 図　代替海水送水による電源給電機能の復旧手順のタイムチャート

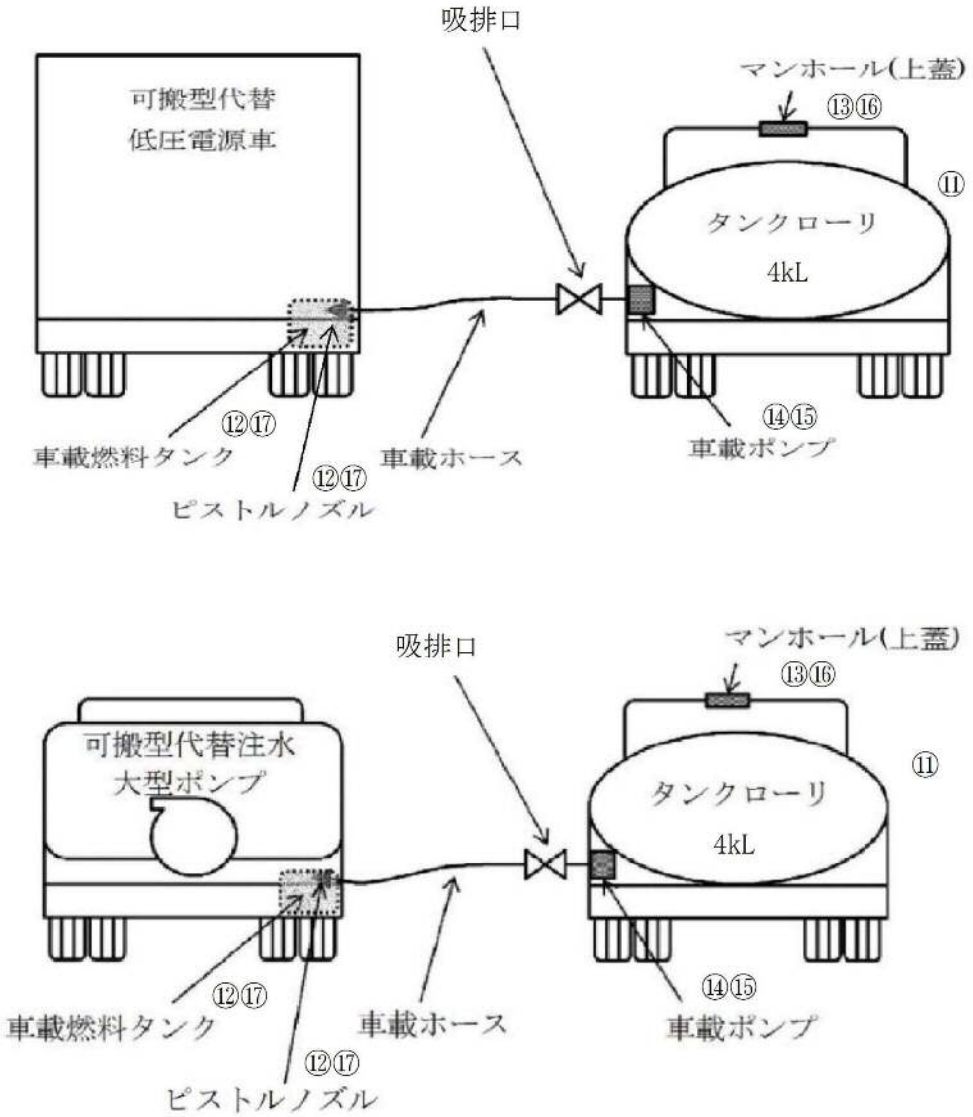


※ ○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す。

第 1.14.2.6－1 図　可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油の概要図



第 1.14.2.6－2 図　可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油手順のタイムチャート



第 1.14.2.6－3 図　タンクローリから各機器への給油手順の概要図

注：移動時間及び給油時間は，対象機器の配置場所及び燃料タンク容量により前後する。

以下に，タンクローリから各機器へ燃料給油を行う場合を示す。なお，タンクローリは，可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）に配備しているものとする。

・西側淡水貯水設備近傍に設置されている可搬型代替注水中型ポンプ（2台）へ給油する場合は，移動時間を4分，給油準備時間を1台5分として10分，給油時間を1台3分として6分，後片付けを5分としてトータル25分と想定する。

・原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車（2台）へ給油する場合は，移動時間を9分，給油準備時間を1台5分として10分，給油時間を1台3分として6分，後片付けを5分としてトータル30分と想定する。

・原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている窒素供給装置用電源車へ給油する場合は，移動時間を9分，給油準備時間を1台5分として5分，給油時間を3分，後片付けを5分としてトータル22分と想定する。

・原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車（2台）へ給油する場合は，移動時間を6分，給油準備時間を1台5分として10分，給油時間を1台3分として6分，後片付けを5分としてトータル27分と想定する。

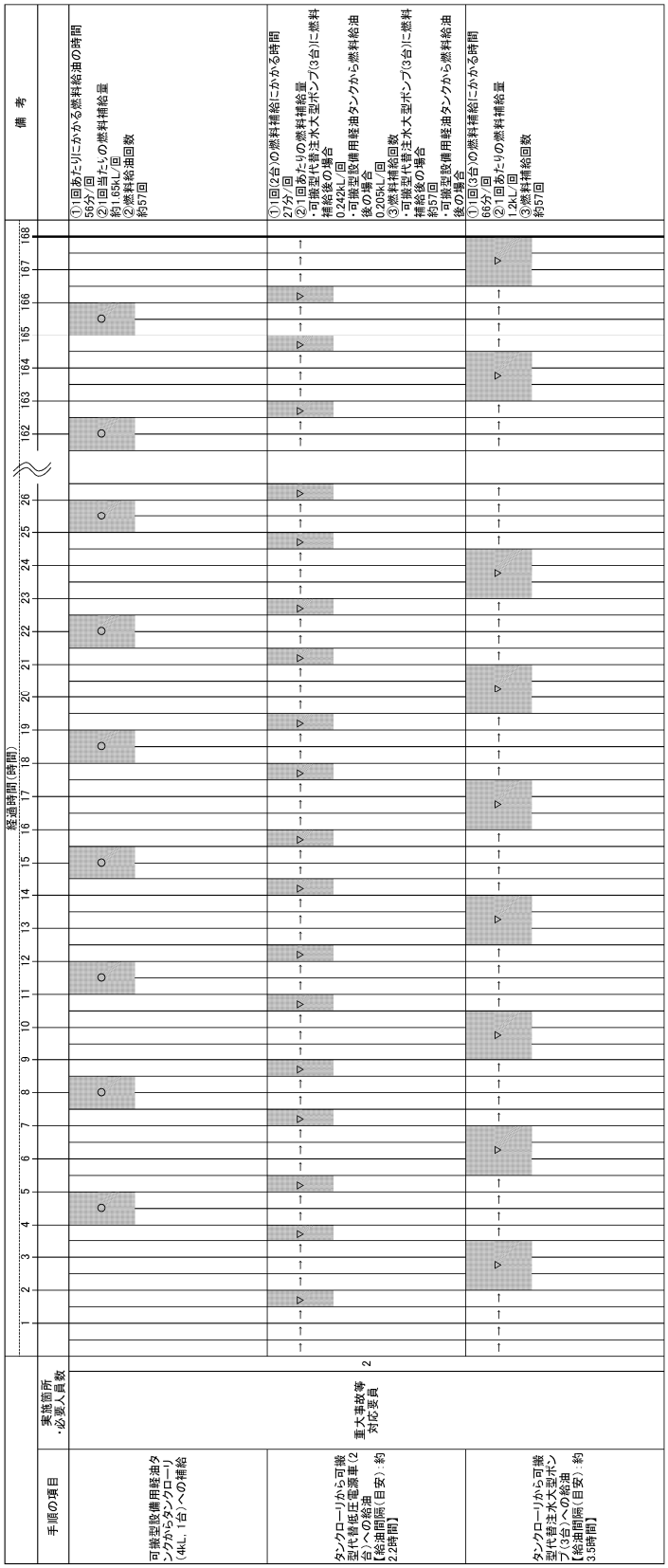
・原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている窒素供給装置用電源車へ給油する場合は，移動時間を6分，給油準備時間を1台5分として5分，給油時間を3分，後片付けを5分としてトータル19分と想定する。

・ＳＡ用海水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ（1台）へ給油する場合は，移動時間を8分，給油準備時間を5分，給油時間を8分，後片付けを5分としてトータル26分と想定する。

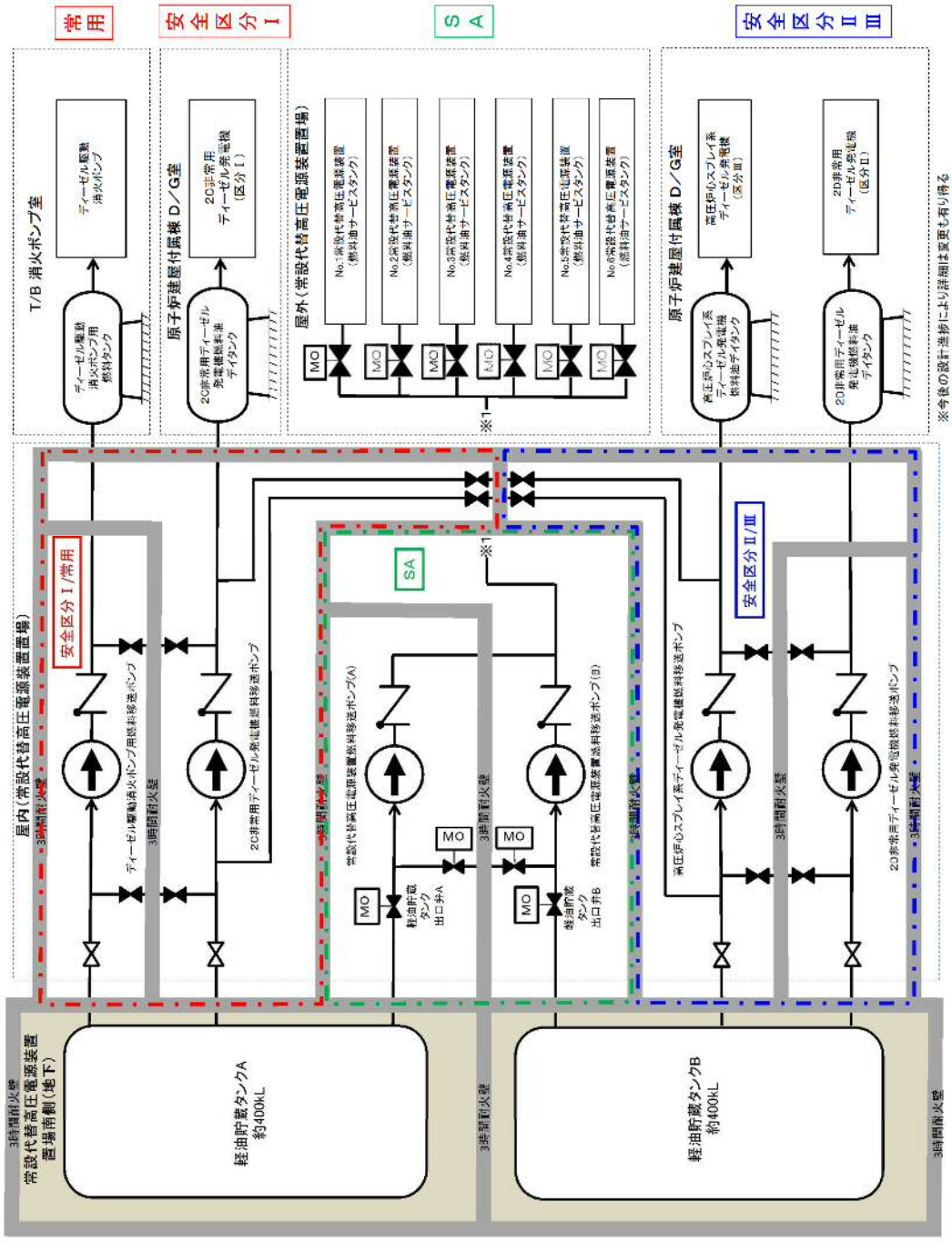
・タンクローリ（走行用の燃料タンク）（1台）へ給油する場合は，移動時間は不要とし，給油準備時間を5分，給油時間を10分，後片付けを5分としてトータル20分と想定する。

なお，上記の他に，ホイールローダ，消防設備等の可搬型設備にも給油を行う。

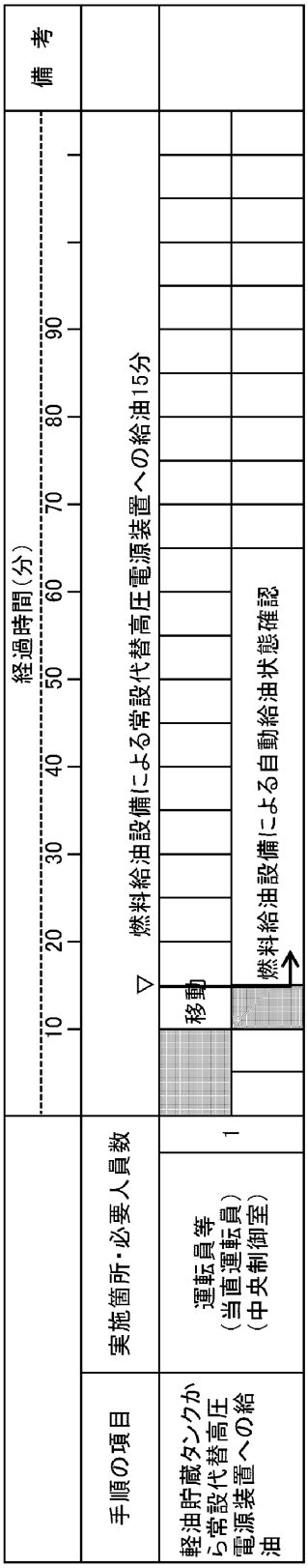
第1.14.2.6－4図　タンクローリから各機器への給油手順のタイムチャート



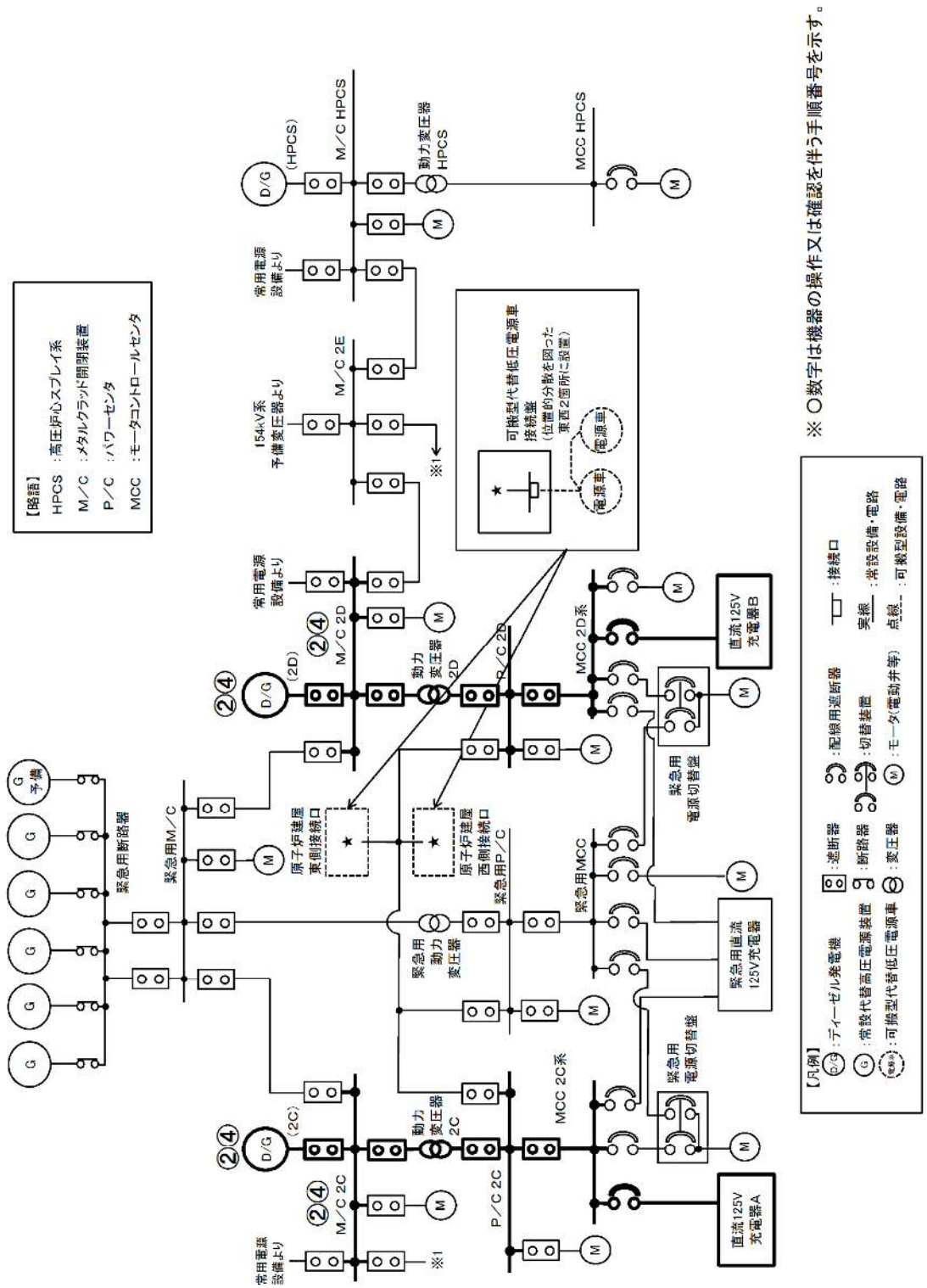
第 1.14.2.6－5 図　可搬型設備用軽油タンクからタンクローリ，タンクローリから各機器への給油 7 日間サイクルタイムチャート



第 1.14.2.6－6 図　軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油手順の概要図



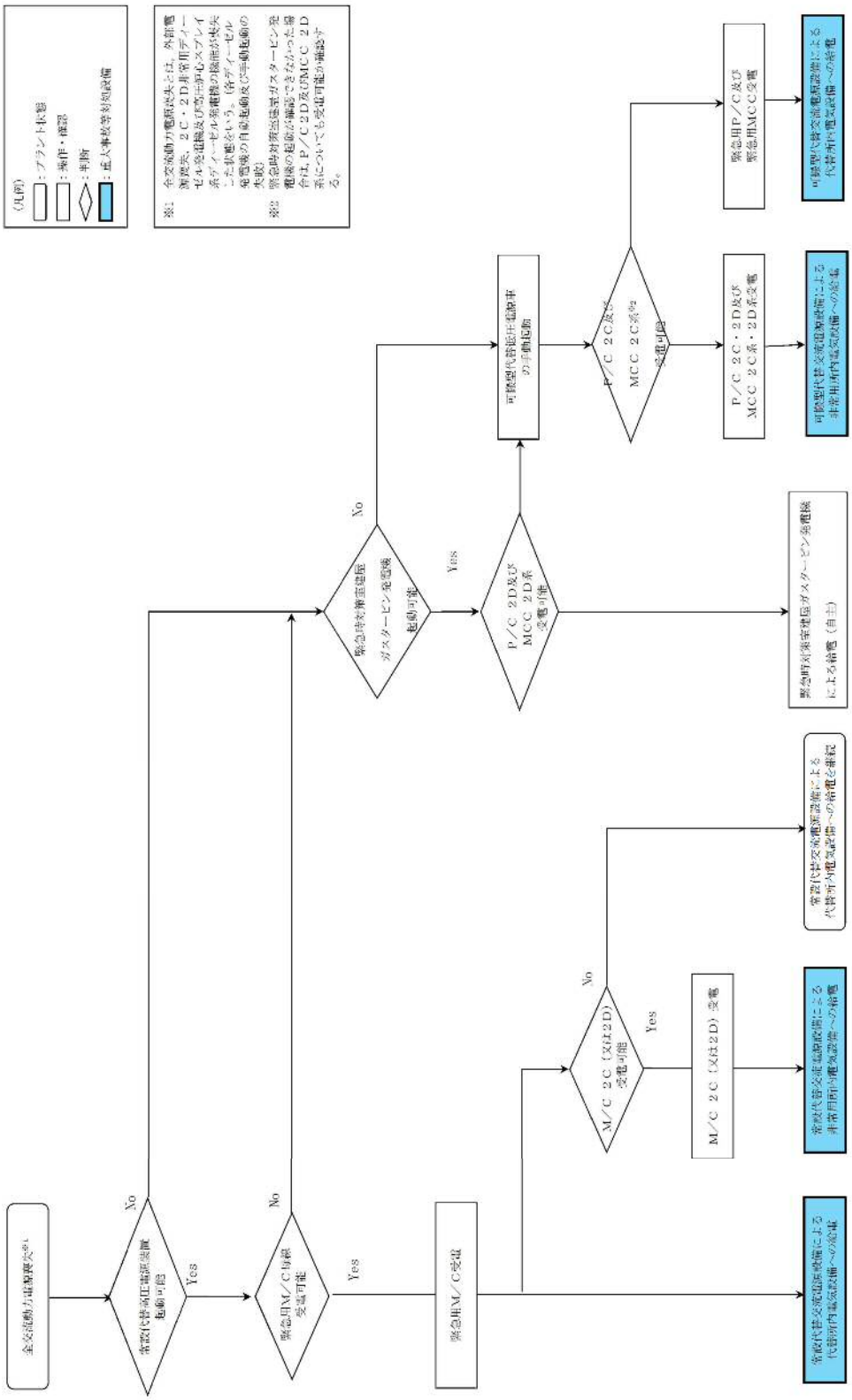
第 1.14.2.6－7 図　軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油手順のタイムチャート



第 1.14.2.7－1 図　非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要

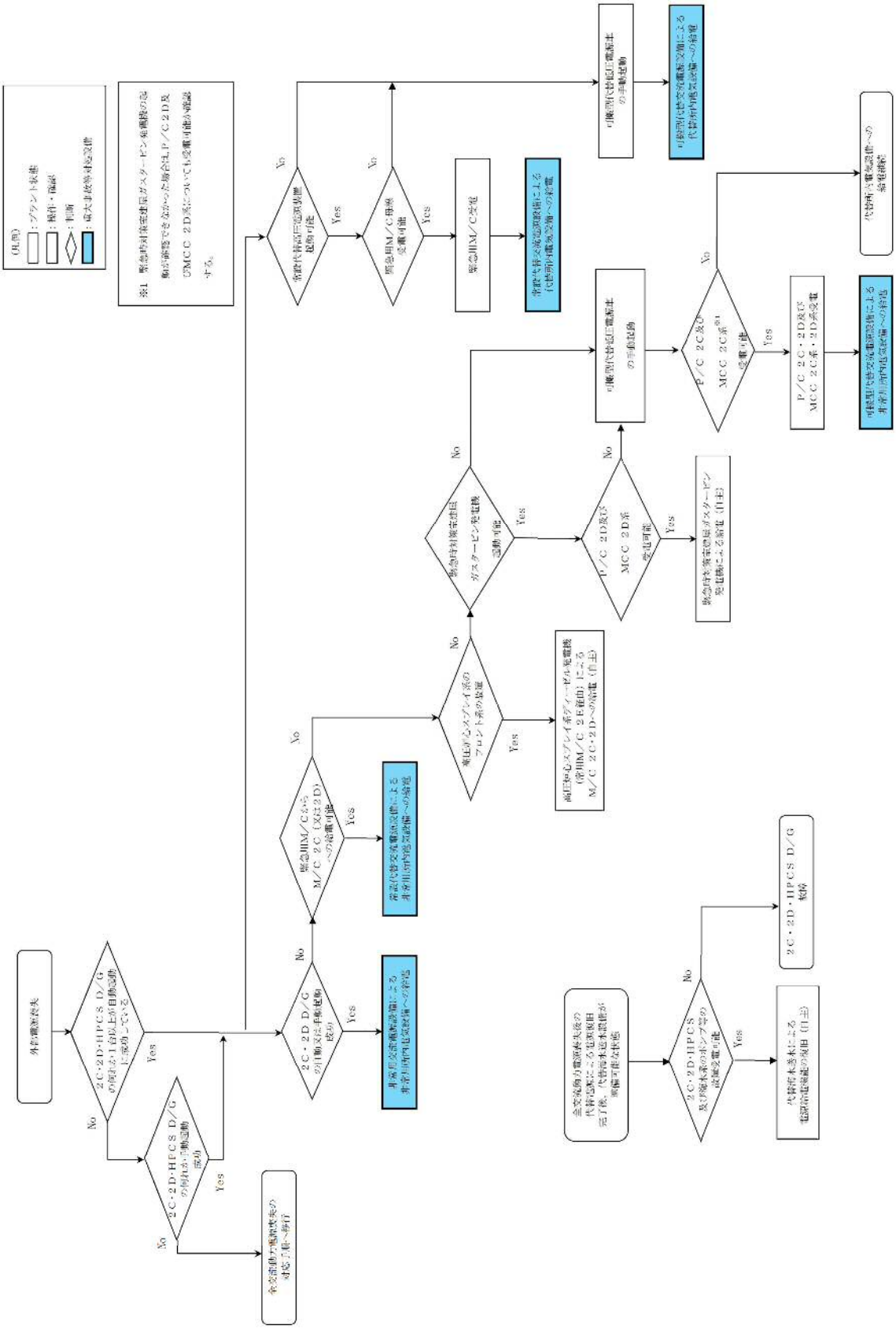
第 1.14.2.7－2 図　非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順のタイムチャート

(1)交流電源喪失時（１／２）



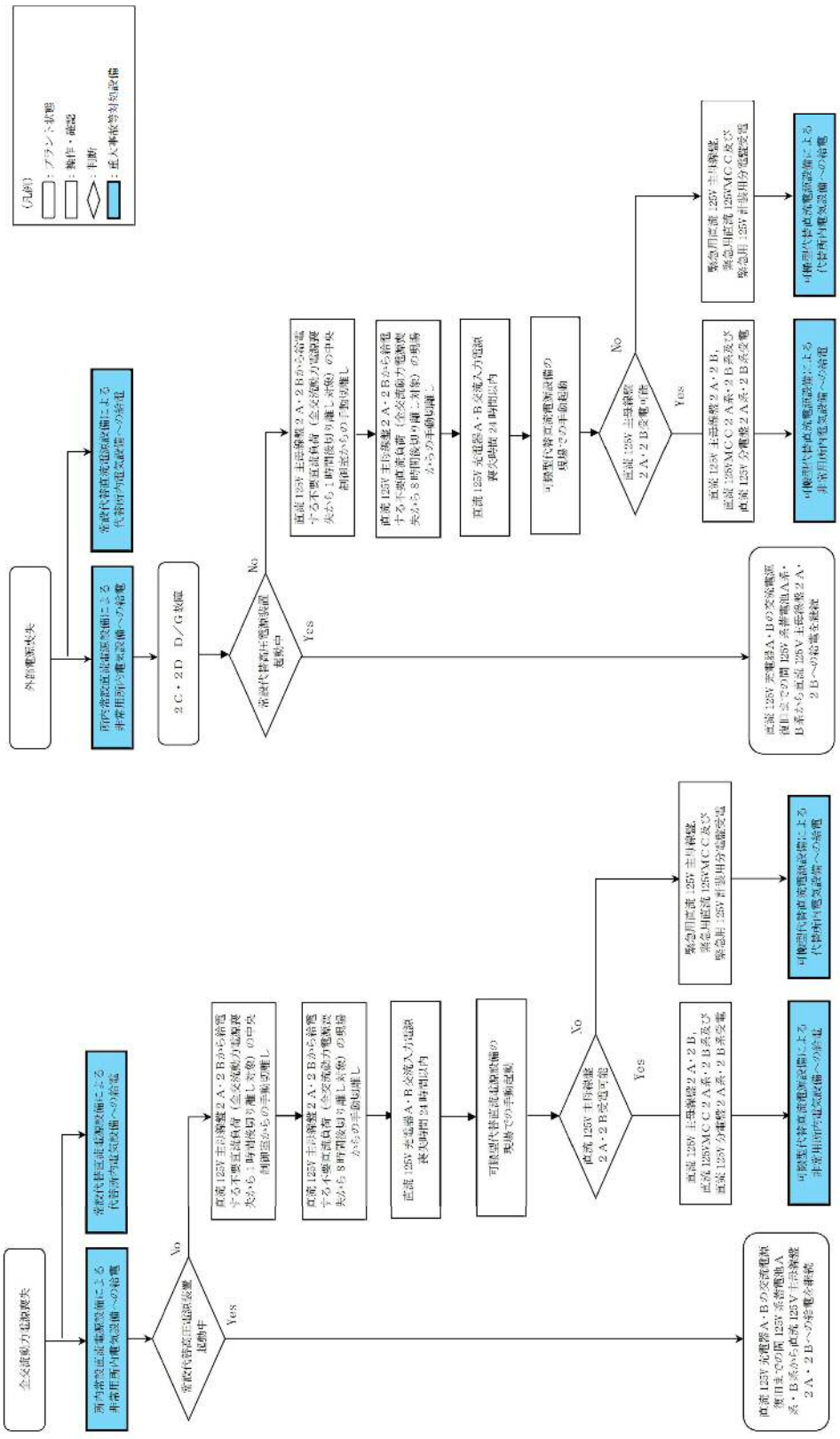
第 1.14.2.8－1 図　重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート（１／３）

(1)交流電源喪失時（２／２）



第1.14.2.8－1図　重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート（２／３）

(2)直流電源喪失時



第1.14.2.8－1図　重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート（３／３）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／5）

技術的能力審査基準（1.14）	番号	設置許可基準規則（57 条）	技術基準規則（72 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下、「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。 2　発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体（以下、「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を施設しなければならない。 2　発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。	⑤
【解釈】 1　「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－	【解釈】 1　第１項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1　第１項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
（１）炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保 ａ）電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。	②	ａ）代替電源設備を設けること。 ⅰ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。	ａ）代替電源設備を設けること。 ⅰ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。	⑥
		ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。	ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。	⑦
		ⅲ）設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。	ⅲ）設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。	⑧
ｂ）所内直流電源設備から給電されている２４時間以内に、十分な余裕を持って可搬型代替電源設備に繋ぎ込み、給電が開始できること。	③	ｂ）所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。	ｂ）所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。	⑨
		ｃ）24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	ｃ）24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	⑩
ｃ）複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。	－	ｄ）複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	ｄ）複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	－
ｄ）所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	④	ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	⑪
－	－	2　第２項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 ａ）更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう 1 系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。	2　第２項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 ａ）更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう 1 系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／5）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
非常用交流電源設備による給電	２Ｃ Ｄ／Ｇ	既設	① ⑤	—	—	—
	２Ｄ Ｄ／Ｇ	既設				
	ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ	既設				
	２Ｃ非常用 ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設				
	２Ｄ非常用 ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設				
	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設				
常設代替交流電源設備による給電	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ⑤ ⑦ ⑧	—	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機時による給電	緊急時対策室建屋 ガスタービン発電機
	常設代替高圧電源装置燃料移送系配管・弁	新設				緊急時対策室建屋 ガスタービン発電機用燃料タンク
	常設代替高圧電源装置～緊急用Ｍ／Ｃ～Ｍ／Ｃ ２Ｃ及び２Ｄ電路	新設				緊急時対策室建屋ガスタービン 発電機用燃料移送ポンプ
	緊急用Ｍ／Ｃ～緊急用モータコントロールセンタ（以下「ＭＣＣ」という。）電路	新設				緊急時対策室建屋ガスタービン 発電機燃料移送系配管・弁
	燃料給油設備	新設				緊急時対策室建屋ガスタービン 発電機～パワーセンタ（以下「Ｐ／Ｃ」という。）２Ｄ電路
可搬型代替交流電源設備による給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ⑤ ⑥ ⑧	—	—	可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（水処理建屋）～Ｐ／Ｃ ２Ｃ及び２Ｄ電路
	可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）～Ｐ／Ｃ ２Ｃ及びＰ／Ｃ ２Ｄ電路	新設				可搬型代替低圧電源車～常用ＭＣＣ（屋内開閉所）～Ｐ／Ｃ２Ｄ電路
	燃料給油設備	新設				
—	—	—	—	—	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電	ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ
						Ｍ／Ｃ ＨＰＣＳ
						高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用 海水ポンプ
						Ｍ／Ｃ ２Ｅ

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／5）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	備考	手段	機器名称
—	—	—	—	—	2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧	2C D／G
						D／G 2D
						HPCS D／G
						可搬型代替注水大型ポンプ
所内常設直流電源設備による給電	125V 系蓄電池Ａ系	新設	① ② ⑤ ⑨	－	－	－
	125V 系蓄電池Ｂ系	新設				
	125V 系蓄電池Ａ系～直流 125V 主母線盤２Ｂ電路	新設				
	125V 系蓄電池Ｂ系～直流 125V 主母線盤２Ａ電路	新設				
可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	－	－	－
	可搬型整流器	新設				
	可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～可搬型整流器～直流 125V 主母線盤２Ａ電路及び２Ｂ電路	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／5）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	備考	手段	機器名称
代替所内電気設備による給電	緊急用Ｍ／Ｃ	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧ ⑪	－	－	－
	緊急用Ｐ／Ｃ	新設				
	緊急用ＭＣＣ	新設				
	緊急用電源切替盤	新設				
	緊急用 125V 系蓄電池	新設				
	緊急用直流 125V 主母線盤	新設				
	緊急用 125V 系蓄電池～緊急用直流 125V 主母線盤電路	新設				
可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑪	－	－	－
	緊急用Ｐ／Ｃ	新設				
常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	緊急用 125V 系蓄電池	新設	① ② ④ ⑤ ⑨ ⑪	－	－	－
	緊急用直流 125V 主母線盤	新設				
可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩ ⑪	－	－	－
	可搬型整流器	新設				
	緊急用直流 125V 主母線盤	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／5）

重大事故等対処設備					自主対策	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	備考	手段	機器名称
可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	可搬型設備用軽油タンク	新設	－	－	－	－
	タンクローリ	新設				
軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油	軽油貯蔵タンク	新設	－	－	－	－
	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	新設				
軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油	軽油貯蔵タンク	新設	－	－	－	－
	２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	新設				
	２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	新設				
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	新設				

重大事故対策の成立性

1．常設代替高圧電源装置の起動及びM／C　２C又はM／C　２D受電

ａ．操作概要

外部電源喪失，２C・２D・HPCS　D／Gの機能喪失によりM／C　２C・２D・HPCSへ給電できない場合は，常設代替高圧電源装置（2台）により代替所内電気設備である緊急用M／C，緊急用P／Cに給電する。

外部電源喪失，２C・２D・HPCS　D／Gの機能喪失によりM／C　２C・２D・HPCSへ給電できない場合は，常設代替高圧電源装置（3台）の追加により代替所内電気設備である緊急用M／Cを経由して非常用所内電気設備であるM／C　２C（又は２D）に給電する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋付属棟地下1階，地下2階（非管理区域）

屋外（常設代替高圧電源装置置場）

ｃ．必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置の起動及びM／C　２C又はM／C　２D受電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動及び代替所内電気設備受電】

必要要員数：1名（運転員等（当直運転員）1名）

所要時間目安※1：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M／C受電完了までの所要時間を4分以内。

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

【常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

必要要員数：3名（運転員等（当直運転員）1名，重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※2：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M／C受電完了までの所要時間を40分以内。

※2　所要時間目安は，模擬により算定した時間

【常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの起動及び非常用所内電気設備受電】

必要要員数：3名（運転員等（当直運転員）3名））

所要時間目安※3：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（3台）の起動及びM／C ２C（又は２D）受電完了までの所要時間を常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合92分以内。

※3　所要時間目安は，模擬により算定した時間

【常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

必要要員数：5名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※4：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（3台）の起動及びM／C ２C（又は２D）受電完了までの所要時間を88分以内。

※4　所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

常設代替高圧電源装置（イメージ）

現場操作盤

2．緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電

ａ．操作概要

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの機能喪失により，Ｍ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している場合は，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機により非常用所内電気設備であるＰ／Ｃ　２Ｄに給電する。

ｂ．作業場所

緊急時対策室建屋エリア

原子炉建屋付属棟地下2階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：作業開始を判断してから緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の受電完了までの所要時間を160分以内。

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間におい

ても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

3．可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動並びにＰ／Ｃ　２Ｃ及びＰ／Ｃ　２Ｄ受電

ａ．操作概要

外部電源，２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ及び常設代替高圧電源装置及び緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電ができない場合は，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄに給電する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

原子炉建屋付属棟地下1階，地下2階（非管理区域）

原子炉建屋付属棟

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車（2台）の起動完了までの所要時間を170分以内。

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

【非常用所内電気設備受電】

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※2：作業開始を判断してからＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ受電完

了までの所要時間を180分以内。

※2　所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

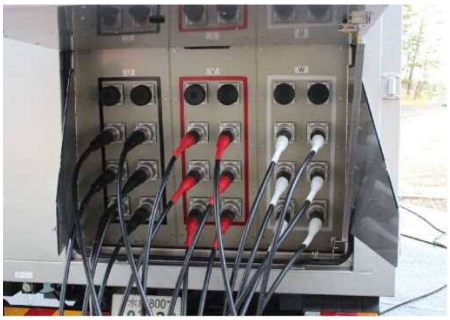
作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）

操作盤

4．可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）の起動並びにＰ／Ｃ ２Ｃ及びＰ／Ｃ ２Ｄ受電

ａ．操作概要

外部電源，２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ，常設代替高圧電源装置，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）接続）による給電が出来ない場合は，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄに給電する。

ｂ．作業場所

水処理建屋

原子炉建屋付属棟地下1階又は地下2階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（水処理建屋）接続）による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車（2台）の起動完了までの所要時間を445分以内。

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

【非常用所内電気設備受電】

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※2：作業開始を判断してからＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄ受電完了までの所要時間を455分以内。

※2　所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性

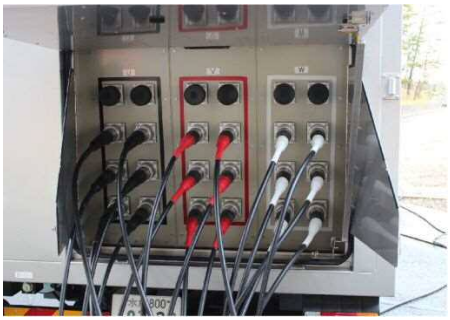
作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）

操作盤

5．可搬型代替交流電源設備（常用ＭＣＣ（屋内開閉所）接続）の起動並びにＰ／Ｃ ２Ｃ及びＰ／Ｃ ２Ｄ受電

ａ．操作概要

外部電源，２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ，常設代替高圧電源装置，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）接続）による給電が出来ない場合は，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄに給電する。

ｂ．作業場所

屋外

屋内開閉所

原子炉建屋付属棟地下1階又は地下2階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車（2台）の起動完了までの所要時間を445分以内。

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

【非常用所内電気設備受電】

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※2：作業開始を判断してからＰ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄ受電完

了までの所要時間を455分以内。

※2　所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

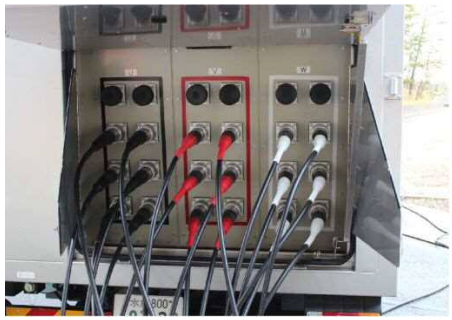
作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）

操作盤

6．所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

ａ．操作概要

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの機能喪失，常設代替交流電源設備，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合は，所内常設直流電源設備である125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系から非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系は，全交流動力電源喪失から1時間経過するまでに，中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流125V主母線盤の直流負荷を切り離し，その後，全交流動力電源喪失から8時間経過するまでに，中央制御室外において必要な負荷以外の切り離しを実施することで，24時間以上にわたり直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

なお，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電については，運転員の操作は不要である。

ｂ．作業場所

原子炉建屋付属棟1階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電のうち，中央制御室外において不要直流負荷の切り離しに必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（運転員等（当直運転員）3名））

所要時間目安※1：540分以内

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

不要直流負荷切離し（NFB）

不要負荷切離し（遮断器）

7．可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a．操作概要

外部電源及び２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの機能喪失時に，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電ができない場合は，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）へ給電する。

b．作業場所

原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

原子炉建屋付属棟1階（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（運転員等（当直運転員）2名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：250分以内

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

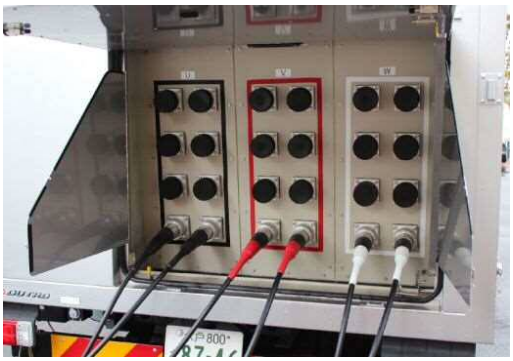
また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを

携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）

操作盤

可搬型整流器

8．常設代替高圧電源装置の起動及び緊急用M／C受電

ａ．操作概要

非常用所内電気設備であるM／C ２C及びM／C ２Dが機能喪失した場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に，常設代替高圧電源装置（2台）により代替所内電気設備である緊急用M／C，緊急用P／Cに給電する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋付属棟1階

ｃ．必要要員数及び操作時間

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動及び代替所内電気設備受電】

必要要員数：1名（運転員等（当直運転員）1名）

所要時間目安※1：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M／C受電完了までの所要時間を4分以内。

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

【常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

必要要員数：3名（運転員等（当直運転員）1名），重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※2：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M／C受電完了までの所要時間を40分以内。

※2　所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

常設代替高圧電源装置（イメージ）

現場操作盤

9．可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動及び緊急用Ｐ／Ｃ受電

ａ．操作概要

外部電源喪失時に，常設代替高圧電源装置による緊急用Ｍ／Ｃへの給電ができない場合は，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により代替所内電気設備である緊急用Ｐ／Ｃに給電する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

原子炉建屋付属棟地下1階，地下2階（非管理区域）

原子炉建屋付属棟1階

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車（2台）の起動完了までの所要時間を170分以内。

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

【非常用所内電気設備受電】

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※2：作業開始を判断してから緊急用Ｐ／Ｃ受電完了までの所要時間を180分以内。

※2　所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性

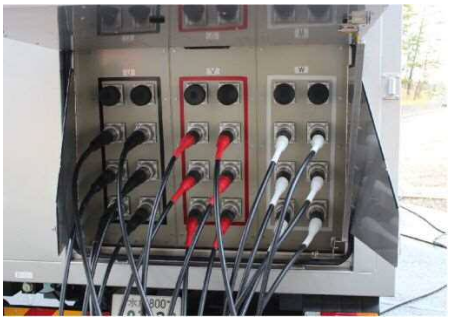
作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）

操作盤

10．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

ａ．操作概要

外部電源喪失により，緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合は，常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に自動給電する。

緊急用125V系蓄電池は，自動給電開始から常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで最大24時間にわたり，緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

なお，緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電については，運転員の操作は不要である。

ｂ．作業場所

―

ｃ．必要要員数及び操作時間

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電は，交流電源喪失後切替操作無しで行われる。

ｄ．操作の成立性

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電は，交流電源喪失後切替操作無しで行われる。

11．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

ａ．操作概要

外部電源喪失の後，緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に，常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備による緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの電源給電機能が喪失しており，緊急用125V系蓄電池が枯渇するおそれがある場合に，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に給電する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

原子炉建屋付属棟1階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（運転員等（当直運転員）2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：250分以内

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

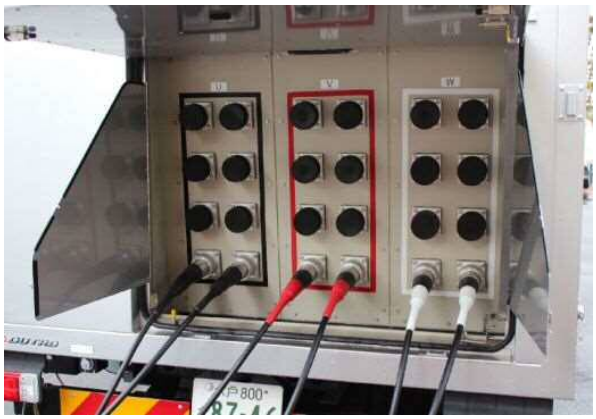
また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手

袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）

操作盤

12．２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧

ａ．操作概要

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ等の故障により２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源給電機能が復旧できない状態で，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの使用が可能な場合に，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の冷却機能の代替手段として，可搬型代替注水大型ポンプにより２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水又は淡水を送水し，各ディーゼル機関を冷却することで，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源給電機能を復旧する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋付属棟地下1階，地下2階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源給電機能の復旧に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）1名），重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1：300分以内

※1　：所要時間目安は，模擬により算定した時間

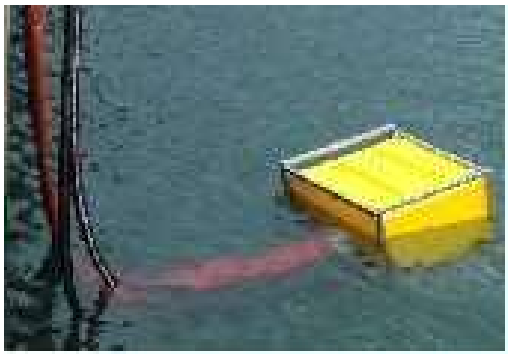
ｄ．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ

送水ホース

13. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電

ａ．操作概要

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの故障により，非常用所内電気設備であるM／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している状態で，ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系含む），M／Ｃ ＨＰＣＳ及びM／Ｃ ２Ｅの使用が可能であって，さらにＨＰＣＳポンプの停止が可能な場合は，ＨＰＣＳ Ｄ／GによりM／Ｃ ＨＰＣＳ及びM／Ｃ ２Ｅを経由してM／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）に給電する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋付属棟地下1階，地下2階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（運転員等（当直運転員）3名））

所要時間目安※1：95分以内

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可

能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

M／C受電確認

14. 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電

a．操作概要

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの故障又は，代替所内電気設備である緊急用Ｍ／Ｃの故障によりＭ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失した場合は，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機により非常用所内電気設備であるＰ／Ｃ ２Ｄに給電する。

b．作業場所

原子炉建屋付属棟地下1階（非管理区域）

緊急時対策室建屋エリア

c．必要要員数及び操作時間

緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）2名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：作業開始を判断してから緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電開始までの所要時間を170分以内。

※1 所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間におい

ても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

15. 可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電

a．操作概要

常設代替交流電源設備又は代替所内電気設備である緊急用M／Cの故障によりM／C ２C・２Dの母線電圧が喪失した場合は，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるP／C ２C・２Dに給電する。

b．作業場所

原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

原子炉建屋付属棟地下1階，地下2階（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車（2台）の起動完了までの所要時間を170分以内。

※1 所要時間目安は，模擬により算定した時間

【非常用所内電気設備受電】

必要要員数：9名（運転員等（当直運転員）3名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※2：作業開始を判断してからP／C ２C・２D受電完了までの所要時間を180分以内。

※2 所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

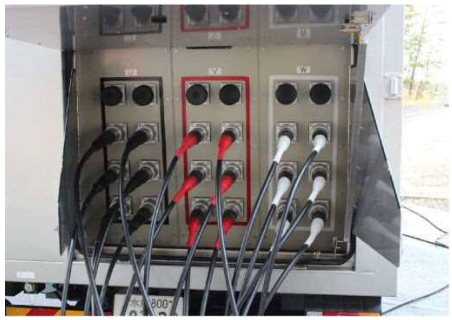
作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）

操作盤

16. 所内常設直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電

a．操作概要

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの機能喪失，常設代替交流電源設備，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合は，所内常設直流電源設備である125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系から非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系は，全交流動力電源喪失から1時間経過するまでに，中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流125V主母線盤の直流負荷を切り離し，その後，全交流動力電源喪失から8時間経過するまでに，中央制御室外において必要な負荷以外の切り離しを実施することで，24時間以上にわたり直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

なお，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電については，運転員の操作は不要である。

b．作業場所

原子炉建屋付属棟1階（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電のうち，中央制御室外において不要直流負荷の切り離しに必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（運転員等（当直運転員）3名））

所要時間目安※1：540分以内

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

不要直流負荷切離し（NFB）

不要負荷切離し（遮断器）

17．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電

ａ．操作概要

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの故障により，非常用所内電気設備であるM／Ｃ ２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している状態で，ＨＰＣＳＤ／Ｇ（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系含む），M／Ｃ ＨＰＣＳ及びM／Ｃ ２Ｅの使用が可能であって，さらにＨＰＣＳポンプの停止が可能な場合は，ＨＰＣＳ Ｄ／ＧによりM／Ｃ ＨＰＣＳ及びM／Ｃ ２Ｅを経由してM／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）に給電する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋付属棟地下1階，地下2階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（運転員等（当直運転員）3名））

所要時間目安※1：95分以内

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可

能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

M／C受電確認

18. 可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電

a．操作概要

外部電源及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの機能喪失時に，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電ができない場合は，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ（又は２Ｂ）へ給電する。

b．作業場所

原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

原子炉建屋付属棟1階（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（運転員等（当直運転員）2名），重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：250分以内

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

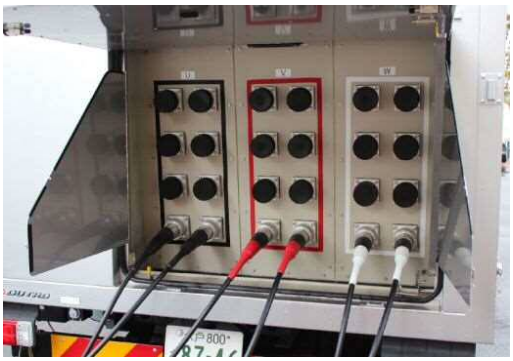
また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを

携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）

操作盤

可搬型整流器

19．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

ａ．操作概要

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車，窒素供給装置用電源車，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプに対して，可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを使用し，燃料を給油する。

ｂ．作業場所

屋外（可搬型設備用軽油タンク近傍）

屋外（可搬型重大事故等対策設備近傍）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油（初回）及びタンクローリから各機器への給油に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油】

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※1：初回　90分以内（防護具着用，可搬型重大事故等対処設備保管場所への移動，使用する設備の準備時間を含む）

：二回目以降　50分以内（なお，タンクローリ（走行用の燃料タンク）への給油を合わせて行う場合110分以内）

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

【タンクローリから各機器への給油】

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※2：50分以内

※2　所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

ホース接続

ホース展張

可搬型設備用軽油タンクへのホース挿入

ピストルノズル（給油装置）

20．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

ａ．操作概要

重大事故等の対処に必要となる常設代替高圧電源装置に対して，軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを使用し，燃料を給油する。常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから常設代替高圧装置への燃料自動給油は，中央制御室でスイッチにより軽油貯蔵タンク出口弁の開及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの自動起動操作にて行う。

ｂ．作業場所

中央制御室

ｃ．必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから常設代替高圧装置への燃料自動給油に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから常設代替高圧装置への燃料自動給油】

必要要員数：1名（運転員等（当直運転員）1名）

所要時間目安※1：15分以内

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから常設代替高圧装置への燃料自動給油は，中央制御室でスイッチ操作にて行う。

21．軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

ａ．操作概要

重大事故等の対処に必要となる２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に対して，軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプを使用し，燃料を給油する。

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への燃料自動給油は，中央制御室でスイッチにより軽油貯蔵タンク出口弁の開，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプの自動起動操作にて行う。

ｂ．作業場所

中央制御室

ｃ．必要要員数及び操作時間

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への燃料自動給油に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への燃料自動給油】

必要要員数：1名（運転員等（当直運転員）1名）

所要時間目安※1：15分以内

※1　所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への燃料自動給油は，中央制御室でスイッチ操作にて行う。

1．必要な直流負荷以外の切り離しリスト（1／2）

【不要負荷の分類】

①事象発生1時間以降又は8時間以降の対策での使用を想定しない負荷
②全交流動力電源喪失事象における対策での使用を想定しない負荷
③常用系負荷

125V系蓄電池Ａ系

操作場所	CKT	用途名称	使用時間	分類
原子炉建屋付属棟 3階 中央制御室※1	－	平均出力領域計装（ＡＰＲＭ）　ｃｈ．Ａ	1h	①
原子炉建屋付属棟 1階 直流125V主母線盤２Ａ	3C	直流125V分電盤２Ａ－２ ・275kV系保護装置,所内変圧器 ・主タービン,主発電機 ・再循環系,主蒸気漏えい抑制系 ・原子炉給水系,復水系,循環水系　他	8h	①,③
	5A-1	Ｍ／Ｃ　Ａ－１制御電源（常用電源系）		③
	5A-2	Ｍ／Ｃ　２Ａ－２制御電源（常用電源系）		③
	5B-1	Ｐ／Ｃ　２Ａ－１制御電源（常用電源系）		③
	5B-2	Ｐ／Ｃ　２Ａ－２制御電源（常用電源系）		③
	5C-1	Ｐ／Ｃ　２Ａ－３制御電源（常用電源系）		③
	5C-2	中央制御室外原子炉停止装置盤		②
	6B-2	再循環系ポンプ低周波ＭＧセットＡ 発電機遮断器用制御電源		①
	6C-1	２Ｃ　Ｄ／Ｇ初期励磁電源		②
	6C-2	２Ｃ　Ｄ／Ｇ制御電源		②
原子炉建屋付属棟1階 直流125V分電盤２Ａ－１	1	再循環系ポンプ低周波ＭＧセットＡ 制御電源		①
	2	所内変圧器保護継電器盤		③
	3	安全保護系ロジックＣＨ．Ａ		①
	4	オフガス系制御盤		③
	6	復水器水室制御盤		③
	8	安全保護系ＭＧセットＡ制御盤		①
	10	サービス建屋非常用照明		①
	12	主発電機ロックアウト継電器Ｇ１		③
	13	タービン駆動原子炉給水ポンプＡ制御盤		③
	14	屋外電気設備故障表示		③
	20	安全保護系ＭＧセットシャントトリップ		①

※1　切り離し操作場所は添付資料1.14.3－2に示す。

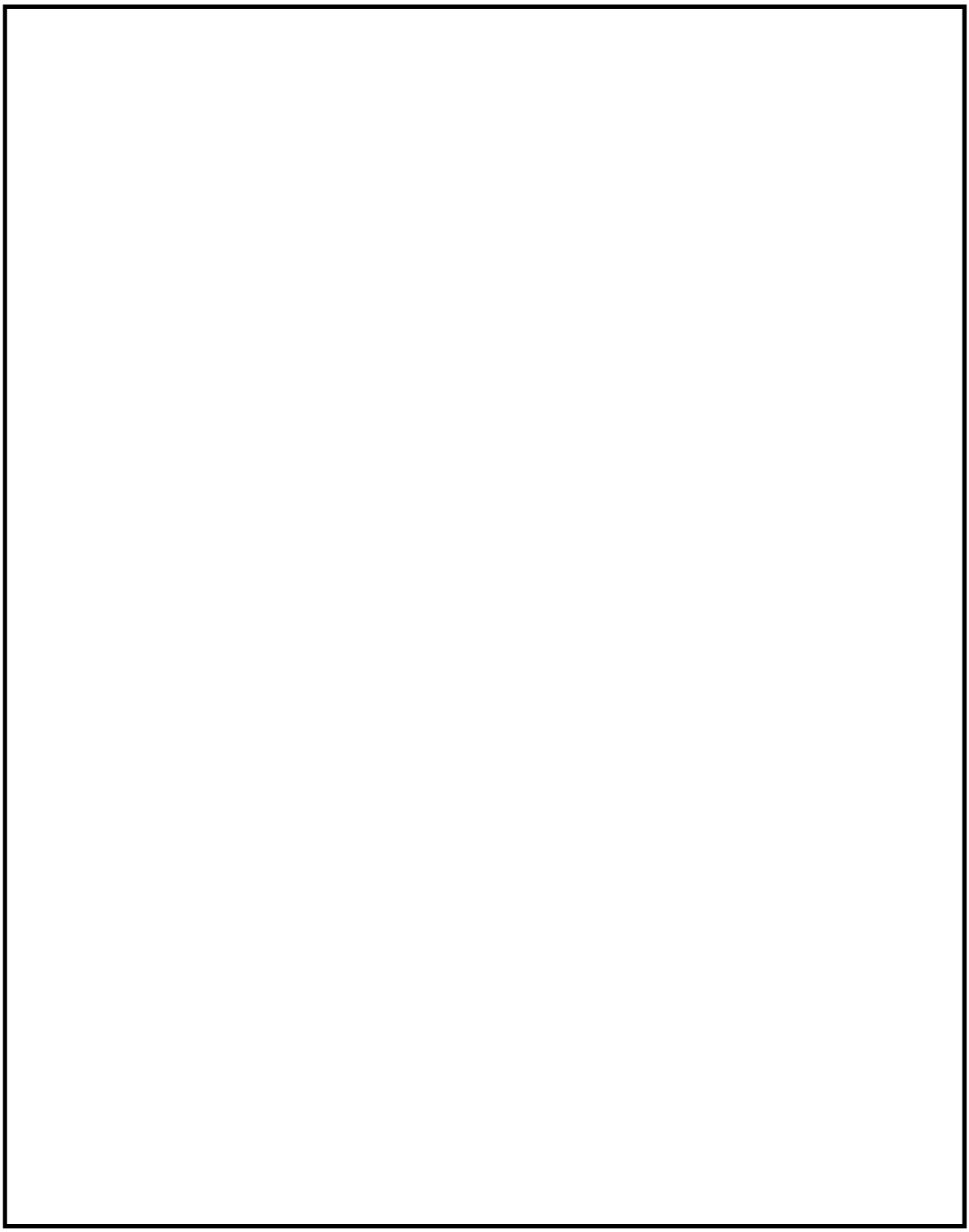
1．必要な直流負荷以外の切り離しリスト（2／2）

125V系蓄電池Ｂ系

操作場所	CKT	用途名称	使用時間	分類
原子炉建屋付属棟 3階 中央制御室※1	－	平均出力領域計装（ＡＰＲＭ）　ｃｈ．Ｂ	1h	①
原子炉建屋付属棟 1階 直流125V主母線盤２Ｂ	3C	直流125V分電盤２Ｂ－２ ・275kV系保護装置，主タービン，主発電機 ・再循環系，主蒸気漏えい抑制系 ・原子炉給水系，復水系，循環水系　他	8h	①，③
	4A-1	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－１制御電源（常用電源系）		③
	4A-2	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２制御電源（常用電源系）		③
	4B-1	Ｐ／Ｃ　２Ｂ－１制御電源（常用電源系）		③
	4B-2	Ｐ／Ｃ　２Ｂ－２制御電源（常用電源系）		③
	4C-1	Ｐ／Ｃ　２Ｂ－３制御電源（常用電源系）		③
	4C-2	Ｐ／Ｃ　２Ｂ－５制御電源（常用電源系）		③
	5A-2	Ｍ／Ｃ　２Ｅ制御電源（常用電源系）		③
	5B-2	再循環系ポンプ低周波ＭＧセットＢ 発電機遮断器用制御電源		①
	5C-1	２Ｄ　Ｄ／Ｇ初期励磁電源		②
	5C-2	２Ｄ　Ｄ／Ｇ制御電源		②
原子炉建屋付属棟 1階 直流125V分電盤２Ｂ－１	1	再循環系ポンプ低周波ＭＧセットＢ 制御電源		①
	2	移動式炉内核計装		②
	3	安全保護系ロジックＣＨ．Ｂ		①
	5	常用系故障表示		③
	7	サービス建屋直流電源		③
	10	復水器電気防食装置盤		③
	14	主発電機ロックアウト継電器Ｇ２		③
	15	廃棄物処理設備監視盤		③
	19	タービン駆動原子炉給水ポンプ封水制御故障表示		③
	20	安全保護系ＭＧセットシャントトリップ		①
	21	ドライウェル除湿装置故障表示		①

※1　切り離し操作場所は添付資料1.14.3－2に示す。

2．中央制御室内における不要直流負荷切り離し操作場所の概要図



1．常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２C（又は２D））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置（1／2）

操作対象制御盤	対象スイッチ
Ｈ１３－Ｐ６０１	残留熱除去系ポンプ（A）
	残留熱除去系ポンプ（B）
	残留熱除去系ポンプ（C）
	残留熱除去系レグシールポンプ
	低圧炉心スプレイ系ポンプ
	低圧炉心スプレイ系レグシールポンプ
Ｈ１３－Ｐ６０２	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプA
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプB
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプC
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプD
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプA
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプB
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプC
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプD
ＣＰ－３	補機冷却系海水系ポンプ（A）
	補機冷却系海水系ポンプ（B）
	原子炉補機冷却系ポンプ（A）
	原子炉補機冷却系ポンプ（B）
	タービン補機冷却水ポンプ（A）
	タービン補機冷却水ポンプ（B）
ＣＰ－５	中央制御室換気系空気調和機ファン（A）
	中央制御室換気系空気調和機ファン（B）

1．常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２C（又は２D））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置（2／2）

操作対象制御盤	対象スイッチ
ＣＰ－５	中央制御室換気系フィルタ系ファン（A）
	中央制御室換気系フィルタ系ファン（B）
	ＳＷＧＲエアーハンドリングユニットファン（A）
	ＳＷＧＲエアーハンドリングユニットファン（B）
	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン（A）
	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン（B）
	バッテリー室排気ファン（A）
	バッテリー室排気ファン（B）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（A）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（B）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（C）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（D）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（E）
ＣＰ－６	非常用ガス再循環系排風機（A）
	非常用ガス再循環系排風機（B）
	非常用ガス処理系排風機（A）
	非常用ガス処理系排風機（B）

2．可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｐ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置（1／2）

操作対象制御盤	対象スイッチ
Ｈ１３－Ｐ６０１	残留熱除去系レグシールポンプ
	低圧炉心スプレイ系レグシールポンプ
Ｈ１３－Ｐ６０２	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプA
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプB
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプC
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプD
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプA
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプB
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプC
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプD
ＣＰ－３	原子炉補機冷却系ポンプ（A）
	原子炉補機冷却系ポンプ（B）
	タービン補機冷却水ポンプ（A）
	タービン補機冷却水ポンプ（B）
ＣＰ－５	中央制御室換気系空気調和機ファン（A）
	中央制御室換気系空気調和機ファン（B）

2．可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｐ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置（2／2）

操作対象制御盤	対象スイッチ
ＣＰ－５	中央制御室換気系フィルタ系ファン（Ａ）
	中央制御室換気系フィルタ系ファン（Ｂ）
	ＳＷＧＲエアーハンドリングユニットファン（Ａ）
	ＳＷＧＲエアーハンドリングユニットファン（Ｂ）
	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン（Ａ）
	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン（Ｂ）
	バッテリー室排気ファン（Ａ）
	バッテリー室排気ファン（Ｂ）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（Ａ）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（Ｂ）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（Ｃ）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（Ｄ）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（Ｅ）
ＣＰ－６	非常用ガス再循環系排風機（Ａ）
	非常用ガス再循環系排風機（Ｂ）
	非常用ガス処理系排風機（Ａ）
	非常用ガス処理系排風機（Ｂ）

1．常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C ２C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 M／C ２C	補機冷却系海水系ポンプ（A）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下2階 P／C ２C	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC ２C－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC ２C－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC ２C－４	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２A	２C D／G初期励磁電源	電源「切」
	２C D／G制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 M／C ２D	補機冷却系海水系ポンプ（B）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 P／C ２D	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC ２D－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC ２D－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC ２D－７	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC ２D－３	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC ２D－８	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC ２D－４	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２B	２D D／G初期励磁電源	制御電源「切」
	２D D／G制御用電源	制御電源「切」

2．常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 M／C　２C	補機冷却系海水系ポンプ（A）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下2階 P／C　２C	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２C－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２C－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－７	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－３	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－８	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－４	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２A	D／G　２C初期励磁電源	電源「切」
	D／G　２C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 M／C　２D	補機冷却系海水系ポンプ（B）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 P／C　２D	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２D－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２D－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－４	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２B	２D　D／G初期励磁電源	制御電源「切」
	２D　D／G制御用電源	制御電源「切」

3．可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（P／C　２C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 Ｐ／Ｃ　２Ｃ	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（Ａ）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（Ａ）	制御電源「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（Ａ）	制御電源「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（Ａ）	制御電源「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－４	制御電源「切」
	Ｐ／Ｃ　２Ｃ受電遮断器	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２Ａ	２Ｃ　Ｄ／Ｇ初期励磁電源	電源「切」
	２Ｃ　Ｄ／Ｇ制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 Ｐ／Ｃ　２Ｄ	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－７	制御電源「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－３	制御電源「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－８	制御電源「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－４	制御電源「切」
	Ｐ／Ｃ　２Ｄ受電遮断器	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２Ｂ	２Ｄ　Ｄ／Ｇ初期励磁電源	制御電源「切」
	２Ｄ　Ｄ／Ｇ制御用電源	制御電源「切」

4．可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｐ／Ｃ　２Ｄ）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 Ｐ／Ｃ　２Ｃ	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（Ａ）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（Ａ）	制御電源「切」

	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（Ａ）	制御電源「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（Ａ）	制御電源「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－７	制御電源「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－３	制御電源「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－８	制御電源「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－４	制御電源「切」
	Ｐ／Ｃ　２Ｃ受電遮断器	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２Ａ	２Ｃ　Ｄ／Ｇ初期励磁電源	電源「切」
	２Ｃ　Ｄ／Ｇ制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 Ｐ／Ｃ　２Ｄ	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－４	制御電源「切」
	Ｐ／Ｃ　２Ｄ受電遮断器	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２Ｂ	２Ｄ　Ｄ／Ｇ初期励磁電源	制御電源「切」
	２Ｄ　Ｄ／Ｇ制御用電源	制御電源「切」

5．所内常設直流電源喪失時の常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｍ／Ｃ　２Ｃ）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト（1／2）

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 Ｍ／Ｃ　２Ｃ	Ｍ／Ｃ　２Ａ－２連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	補機冷却系海水系ポンプ（Ａ）	制御電源「切」 遮断器「切」
	Ｍ／Ｃ　２Ｅ連絡	制御電源「切」 遮断器「切」

	２Ｃ　Ｄ／Ｇ受電	制御電源「切」 遮断器「切」
	緊急用Ｍ／Ｃ連絡	遮断器「入」※1
原子炉建屋付属棟地下2階 Ｐ／Ｃ　２Ｃ	Ｐ／Ｃ　２Ｃ受電	遮断器「入」※1
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（Ａ）	制御電源「切」 遮断器「切」
	Ｐ／Ｃ　２Ｄ連絡	遮断器「入」
	制御棒駆動水ポンプ（Ａ）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－１	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（Ａ）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－２	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（Ａ）	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｃ－４	制御電源「切」 遮断器「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２Ａ	２Ｃ　Ｄ／Ｇ初期励磁電源	電源「切」
	２Ｃ　Ｄ／Ｇ制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V充電器Ａ	125V系蓄電池Ａ系	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 Ｍ／Ｃ　２Ｄ	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	補機冷却系海水系ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」 遮断器「切」
	Ｍ／Ｃ　２Ｅ連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	２Ｄ　Ｄ／Ｇ受電	制御電源「切」 遮断器「切」
	緊急用Ｍ／Ｃ連絡	制御電源「切」※2 遮断器「切」※2

※1　遮断器が「切」となっている場合は「入」とする。

※2　制御電源及び遮断器が「入」となっている場合は「切」とする。

5．所内常設直流電源喪失時の常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト（2／2)

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下1階 P／C　２D	P／C　２D受電	制御電源「切」※1 遮断器「切」※1
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	P／C　２C連絡	遮断器「入」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　MCC　２D－１	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　MCC　２D－２	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－７	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－３	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－８	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－４	制御電源「切」 遮断器「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２B	２D　D／G初期励磁電源	電源「切」
	２D　D／G制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V充電器B	125V系蓄電池B系	電源「切」

※1　制御電源及び遮断器が「入」となっている場合は「切」とする。

6．所内常設直流電源喪失時の可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト（1／2)

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 P／C　２C	P／C　２C受電	制御電源「切」※1 遮断器「切」※1
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	P／C　２D連絡	遮断器「入」
	タービン建屋　MCC　２C－１	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　MCC　２C－２	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－７	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－３	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－８	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－４	制御電源「切」 遮断器「切」
	P／C　２C受電遮断器	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２A	２C　D／G初期励磁電源	電源「切」
	２C　D／G制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V充電器A	125V系蓄電池A系	電源「切」

※1　制御電源及び遮断器が「入」となっている場合は「切」とする。

6．所内常設直流電源喪失時の可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト（2／2）

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下1階 P／C　２D	P／C　２D受電	遮断器「入」※1
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	P／C　２C連絡	遮断器「入」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　MCC　２D－１	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却系ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　MCC　２D－２	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－４	制御電源「切」 遮断器「切」
	P／C　２D受電遮断器	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２B	２D　D／G初期励磁電源	電源「切」
	２D　D／G制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V充電器B	125V系蓄電池B系	電源「切」

※1　遮断器が「切」となっている場合は「入」とする。

1. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から緊急用電源切替盤にて電源給電可能な設計基準事故対処設備の電動弁リスト（交流）

弁名称		該当条文 （技術的能力）	設計基準事故 対処設備	重大事故等 対処設備
1	残留熱除去系Ｃ系注入弁	47条（1.4）	ＭＣＣ ２Ｄ７／５Ａ	緊急用ＭＣＣ
2	低圧炉心スプレイ系注入弁	47条（1.4）	ＭＣＣ ２Ｃ８／９Ｄ	緊急用ＭＣＣ
3	残留熱除去系熱交換器（Ａ）海水出口流量調節弁	48条（1.5）	ＭＣＣ ２Ｃ５／７Ｄ	緊急用ＭＣＣ
4	残留熱除去系熱交換器（Ｂ）海水出口流量調節弁	48条（1.5）	ＭＣＣ ２Ｄ３／４Ｄ	緊急用ＭＣＣ
5	第一弁（Ｓ／Ｃ側）	48条(1.5),50条(1.7), 52条（1.9）	－	緊急用ＭＣＣ
6	第一弁（Ｄ／Ｗ側）	48条(1.5),50条(1.7), 52条（1.9）	－	緊急用ＭＣＣ
7	第二弁	48条(1.5),50条(1.7), 52条（1.9）	－	緊急用ＭＣＣ
8	第二弁バイパス弁	48条(1.5),50条(1.7), 52条（1.9）	－	緊急用ＭＣＣ
9	残留熱除去系Ｂ系Ｄ／Ｗスプレイ弁	49条（1.6）	ＭＣＣ ２Ｄ３／４Ｂ	緊急用ＭＣＣ
10	残留熱除去系Ｂ系Ｄ／Ｗスプレイ弁	49条（1.6）	ＭＣＣ ２Ｄ３／５Ｃ	緊急用ＭＣＣ
11	残留熱除去系Ａ系Ｄ／Ｗスプレイ弁	49条（1.6）	ＭＣＣ ２Ｃ９／６Ｂ	緊急用ＭＣＣ
12	残留熱除去系Ａ系Ｄ／Ｗスプレイ弁	49条（1.6）	ＭＣＣ ２Ｃ９／６Ｃ	緊急用ＭＣＣ
13	残留熱除去系Ａ系注入弁	50条（1.7）	ＭＣＣ ２Ｃ８／２Ｄ	緊急用ＭＣＣ
14	残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁	50 条（1.7）	ＭＣＣ ２Ｃ５／６Ｄ	緊急用ＭＣＣ
15	残留熱除去系熱交換器（Ａ）出口弁	50 条（1.7）	ＭＣＣ ２Ｃ３／３Ｂ	緊急用ＭＣＣ
16	残留熱除去系（Ａ）ミニフロー弁	50 条（1.7）	ＭＣＣ ２Ｃ３／５Ｄ	緊急用ＭＣＣ
17	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁	51条（1.8）	ＭＣＣ ２Ｄ８／３Ｅ	緊急用ＭＣＣ
18	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	51条（1.8）	ＭＣＣ ２Ｄ８／４Ｅ	緊急用ＭＣＣ
19	原子炉冷却材浄化系吸込弁	47条（1.4）	ＭＣＣ ２Ｄ５／６Ｅ	緊急用ＭＣＣ
20	ドライウェル隔離弁	51条	ＭＣＣ ２Ｃ３／７Ｂ	緊急用ＭＣＣ
21	ドライウェル隔離弁	51条	ＭＣＣ ２Ｃ３／６Ｃ	緊急用ＭＣＣ

2．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から緊急用電源切替盤にて電源給電可能な設計基準事故対処設備の電動弁リスト（直流）

弁名称		該当条文 （技術的能力）	設計基準事故 対処設備	重大事故等 対処設備
1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁	45条（1.2）	直流125V ＭＣＣ ２Ａ	緊急用直流 125V ＭＣＣ
2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	45条（1.2）	直流125V ＭＣＣ ２Ａ	緊急用直流 125V ＭＣＣ

緊急用電源切替盤による電源切替操作方法について

１．概　　要

緊急用電源切替盤による電源切替は，以下の２通りの操作方法で実施する。

a)　非常用所内電気設備からの給電より代替所内電気設備からの給電へ切り替えを行う場合

b)　代替所内電気設備からの給電より非常用所内電気設備からの給電へ切り替えを行う場合

２．操作方法

a)　非常用所内電気設備からの給電より代替所内電気設備からの給電へ切り替えを行う場合（図１　緊急用電源切替盤操作方法　参照）

①中央制御室にて「緊急用電源切替盤の非常用所内電気設備より代替所内電気設備からの受電」への切替スイッチをＯＮにする。

②中央制御室にて緊急用電源切替盤の代替所内電気設備からの受電表示の確認を行う。（緊急用電源切替盤による電源切替操作完了）

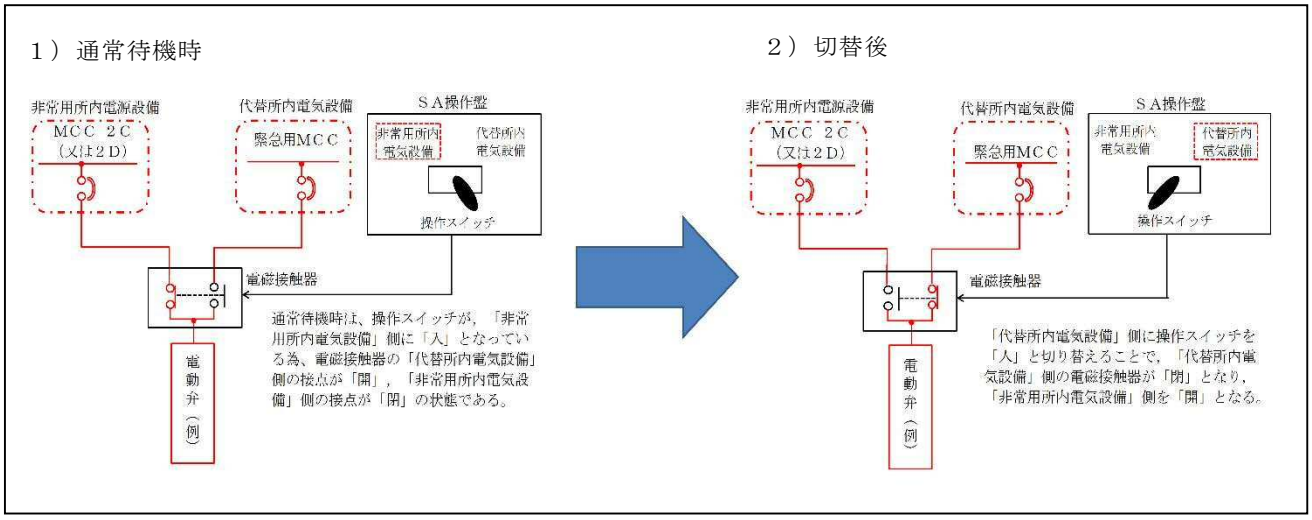


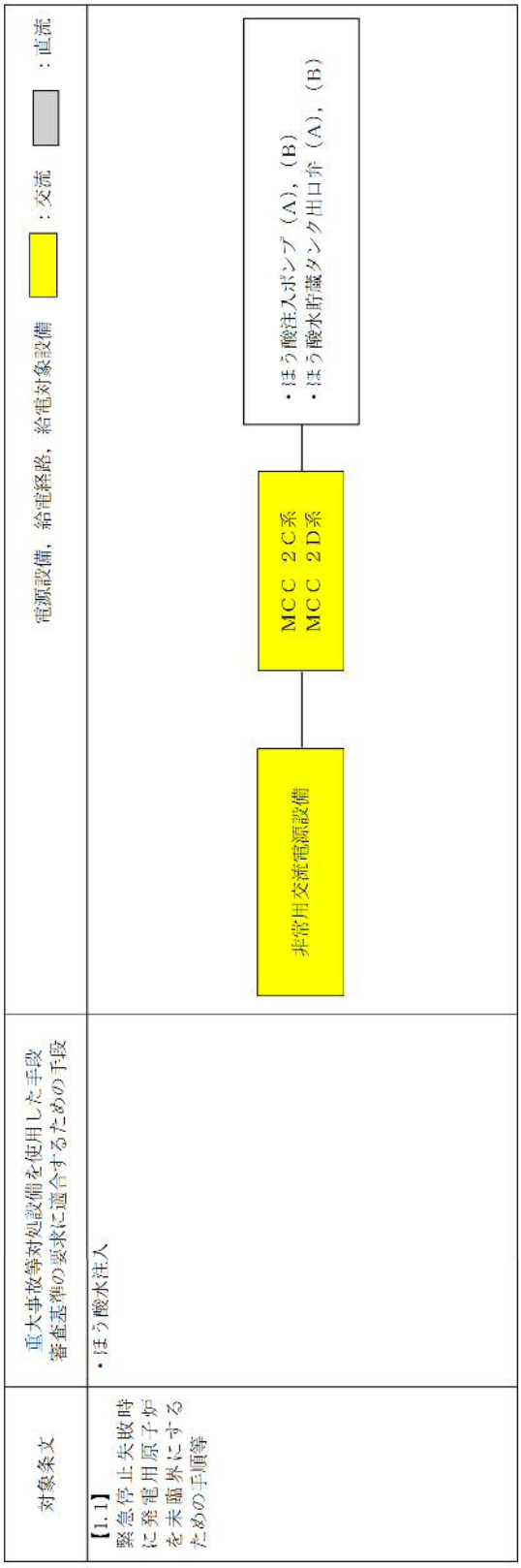
図１　緊急用電源切替盤操作方法

b)　代替所内電気設備からの給電より非常用所内電気設備からの給電へ切り替えを行う場合

①中央制御室にて「緊急用電源切替盤の非常用所内電気設備より代替所内電気設備からの受電」への切り替えスイッチをＯＦＦにする。

②中央制御室にて緊急用電源切替盤の代替所内電気設備からの受電表示の確認を行う。（緊急用電源切替盤による電源切替操作完了）

以上



審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（1／21）

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	・原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 ・中央制御室からの高圧代替注水系起動 ・代替交流電源による原子炉隔離時冷却系への給電 ・代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（2／21）

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【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	・原子炉減圧の自動化 ・手動による原子炉減圧（逃がし安全弁による減圧①） ・常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・非常用窒素供給系による窒素確保 ・非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 ・代替直流電源設備による復旧① ・代替交流電源設備による復旧① ・炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止① ・インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応	所内常設直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流 125V 充電器Ａ，Ｂ 緊急用直流 125V 充電器 ・逃がし安全弁（自動減圧機能） Ａ，Ｂ系

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（3／21）

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（4／21）

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱①（第一弁を使用した場合） ・緊急用海水系による除熱	：交流　：直流 ・第一弁（S／C側） ・第一弁（D／W側） ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・耐圧強化ベント系一次隔離弁 ・耐圧強化ベント系二次隔離弁 ・緊急用海水系ＲＨＲ熱交換器隔離弁（A），（B） ・緊急用海水系ＲＨＲ補機隔離弁（A），（B） ・緊急用海水ポンプ（A），（B） ・残留熱除去系熱交換器（A），（B）海水流量調整弁 ・残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A），（B） 緊急用ＭＣＣ　ＭＣＣ　２Ｄ系 緊急用ＭＣＣ 緊急用Ｍ／Ｃ 緊急用ＭＣＣ　２Ｃ系　ＭＣＣ　２Ｄ系 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（5／21）

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	・代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱① ・代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱② ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱① ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱② ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱① ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱② ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱① ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱②	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（6／21）

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備 ：交流 ：直流
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための手順等	・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱① ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱② ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱①	・第一弁（S／C側） ・第一弁（D／W側） ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・代替循環冷却系ポンプ（A），（B） ・代替循環冷却系ポンプ（A），（B） 入口弁 ・代替循環冷却系A，B系テスト弁 ・代替循環冷却系A，B系注入弁 ・代替循環冷却系A，B系格納容器 スプレイ弁 ・残留熱除去系A，B系注水配管分離弁 ・残留熱除去系A，Bミニフロー弁 ・残留熱除去系熱交換器（A），（B） 出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（A），（B） バイパス弁 ・残留熱除去系A，B系注入弁 ・残留熱除去系A，B系D／W スプレイ弁（A） ・残留熱除去系A，B系D／W スプレイ弁（B） ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 緊急用MCC MCC 2D系 緊急用P／C 緊急用MCC 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（7／21）

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備 ：交流 ：直流
【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	・格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水 ・格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水 ・原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 ・高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水① ・代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 ・ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	・常設低圧代替注水ポンプ（A），（B） ・代替循環冷却系ポンプ（A），（B） ・常設低圧代替注水系系統分離弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁 ・原子炉注水弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注水弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁 ・残留熱除去系A，B，C系注入弁 ・残留熱除去系A，B系注水配管分離弁 ・残留熱除去系A，B系ミニフロー弁 ・残留熱除去系熱交換器（A），（B）出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（A），（B）バイパス弁 ・低圧炉心スプレイ系注入弁 緊急用P／C 緊急用MCC 緊急用MCC MCC 2D系 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系 緊急用MCC MCC 2D系 常設代替交流電源設備 可搬型交流電源設備

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（8／21）

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	(前頁同上)	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（9／21）

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備 ：交流 ：直流
【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電 ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 ・可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｄ系 ・第一弁（Ｓ／Ｃ側） ・第一弁（Ｄ／Ｗ側） ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 緊急用ＭＣＣ ・格納容器内水素濃度（ＳＡ） ・格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 ・フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（10／21）

対象条文	重大事項等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	・原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 ・代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（11／21）

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（12／21）

対象条文	重大事項等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手動等	(前頁同様)	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（13／21）

対象条文	重大事項等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.12】 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	－	－

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（14／21）

対象条文	重大事項等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備 ：交流 ：直流
【1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	・低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 ・低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却 ・低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後） ・格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水 ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ ・代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ・低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 ・低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 ・低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前） デスタル（ドライウェル部）への注水 ・西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水等	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用直流 125V 充電器 ・代替淡水貯槽水位 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 ・サプレッション・プール水位 ・西側淡水貯水設備水位

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（15／21）

対象条文	重大事項等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	・重要監視パラメータへの給電	・緊急用直流電源　※2 緊急用直流 125V 充電器 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 ・区分Ⅰ直流電源　※3 直流 125V 充電器 A 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 ・区分Ⅱ直流電源　※4 直流 125V 充電器 B 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（16／21）

対象条文	重大事項等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	・重要監視パラメータへの給電	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（17／21）

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	・重要監視パラメータへの給電	※2　（緊急用直流電源） ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（ＳＡ） ・原子炉水位（ＳＡ広帯域） ・原子炉水位（ＳＡ燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器下部水温 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高／低レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・使用済燃料プール温度（ＳＡ） ・使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高／低レンジ） ・原子炉建屋水素濃度 ・使用済燃料プール監視カメラ ・安全パラメータ表示システム ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ※8　（区分Ⅲ交流電源） ・高圧炉心スプレイ系系統流量 ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※3　（区分Ⅰ直流電源） ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・格納容器雰囲気放射線モニタＡ（Ｄ／Ｗ） ・格納容器雰囲気放射線モニタＡ（Ｓ／Ｃ） ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・逃がし安全弁（自動減圧機能）Ａ系 ・原子炉圧力Ａ，Ｃ（ＡＴＷＳ） ・原子炉水位Ａ，Ｃ（ＡＴＷＳ） ・津波監視カメラ ・構内監視カメラ ・潮位計 ・取水ピット水位計 ・平均出力領域計装ｃｈＡ ※4　（区分Ⅱ直流電源） ・格納容器雰囲気放射線モニタＢ（Ｄ／Ｗ） ・格納容器雰囲気放射線モニタＢ（Ｓ／Ｃ） ・安全パラメータ表示システム入出力制御盤 ・逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ系 ・原子炉圧力Ｂ，Ｄ（ＡＴＷＳ） ・原子炉水位Ｂ，Ｄ（ＡＴＷＳ） ・平均出力領域計装ｃｈＢ ※5　（緊急用交流電源） ・格納容器内水素濃度（ＳＡ） ・フィルタ装置入口水素濃度 ・フィルタ装置スクラビング水ｐＨ ・原子炉建屋水素濃度 ・格納容器内酸素濃度（ＳＡ） ・使用済燃料プール監視カメラ空冷装置 ※6　（区分Ⅰ交流電源） ・残留熱除去系熱交換器入口／出口温度 ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系海水系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・低圧炉心スプレイ系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※7　（区分Ⅱ交流電源） ・残留熱除去系熱交換器入口／出口温度 ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系海水系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	・中央制御室換気系による居住性の確保 ・原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保 ・原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保 ・可搬型照明（ＳＡ）による居住性の確保 ・チェンジングエリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 → ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系 → ・中央制御室換気系空気調和機ファン（Ａ），（Ｂ） → ・中央制御室換気系フィルタ系ファン（Ａ），（Ｂ） → ・中央制御室換気系給気隔離弁 → ・中央制御室換気系排気隔離弁 → ・中央制御室換気系排煙装置隔離弁（Ａ），（Ｂ） → ・非常用ガス処理系排風機（Ａ），（Ｂ） → ・非常用ガス再循環系排風機（Ａ），（Ｂ）

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（19／21）

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	（前頁同様）	：交流　：直流 ・非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁（A），（B） ・非常用ガス再循環系系統入口弁（A），（B） ・非常用ガス再循環系トレイン入口弁（A），（B） ・非常用ガス再循環系トレイン出口弁（A），（B） ・非常用ガス再循環系系統再循環弁（A），（B） ・非常用ガス処理系トレイン入口弁（A），（B） ・非常用ガス処理系トレイン出口弁（A），（B） 所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ・可搬型照明（ＳＡ） ・プローアウトパネル閉止装置 常設代替直流電源設備 ・プローアウトパネル開閉状態表示 ・プローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（20／21）

対象条文	重大事項等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備
【1.17】 監視測定等に関する手順等	・可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定 ・可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 ・モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策 ・放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドの低減対策	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 ・モニタリング・ポスト
【1.18】 緊急時対策所の居住性等に関する手順等※	—	—
【1.19】 通信連絡に関する手順等	・衛星電話設備（固定型）による発電所内の通信連絡 ・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）による発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型）による発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型）による発電所外の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型）による発電所外の通信連絡	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 ・衛星電話設備（固定型） ・データ伝送装置

※　57条と別の電源を用いるため，1.14 電源の確保に関する手順等では記載不要

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（21／21）

1.15　事故時の計装に関する手順等

＜　目　次　＞

1.15.1　対応手段と設備の選定
(1)　対応手段と設備の選定の考え方
(2)　対応手段と設備の選定の結果
ａ．パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
ｂ．原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
ｃ．計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備
ｄ．重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備
ｅ．手順等
1.15.2　重大事故等時の手順等
1.15.2.1　監視機能喪失
(1)　計器の故障
(2)　計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合
ａ．代替パラメータによる推定
ｂ．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失
(1)　全交流動力電源喪失及び直流電源喪失
ａ．所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電

ｂ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電
ｃ．可搬型代替直流電源設備からの給電
ｄ．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
ｅ．重大事故等時の対応手段の選択
1.15.3　重大事故等時のパラメータを記録する手順
1.15.4　その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料 1.15.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.15.2　重大事故等対処に必要なパラメータの選定
添付資料 1.15.3　重大事故等対処に係る監視事項
添付資料 1.15.4　重大事故等対策の成立性
添付資料 1.15.5　可搬型計測器の必要個数整理
添付資料 1.15.6　代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について
添付資料 1.15.7　原子炉水位不明時の対応について
添付資料 1.15.8　ＲＰＶ破損判断について
添付資料 1.15.9　自主対策設備仕様
添付資料 1.15.10　手順リンク先について

1.15　事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。

a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）

b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。

ⅰ）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。

ⅱ）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。

ⅲ）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。

c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

d）直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に，当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため，計器の故障（検出器の測定値不良，ケーブルの断線等）時の対応，計器の計測範囲を超えた場合への対応，計器電源の喪失時の対応，計測結果を記録する手順等を整備する。

1.15.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等時において，炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を実施するため，発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを，技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用

いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する（以下「抽出パラメータ」という。）。

なお，審査基準 1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては，炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため，各々の手順において整理する。

（添付資料 1.15.3）

抽出パラメータのうち，当該重大事故等の炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ※1（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。

※1　原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保，原子炉建屋内の水素濃度，原子炉格納容器内の酸素濃度，使用済燃料プールの監視。

また，計器の故障，計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により，主要パラメータを計測することが困難となった場合において，主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し，重大事故等対処設備を選定する（第 1.15－1 図，第 1.15－2 図）（以

下「機能喪失原因対策分析」という。)。

さらに，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等，想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。抽出パラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視することができないパラメータについては，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下「補助パラメータ」という。）に分類し，第1.15－4表に整理する。なお，重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については，各条文の設置許可基準規則第四十三条への適合状況のうち，(2)操作性（設置許可基準規則第四十三条第一項二）にて，適合性を整理する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※2を選定する。

※2　自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，審査基準だけでなく，設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.15.1）

主要パラメータは以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測されるが，計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

・常用代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

また，主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

・重要計器

重要監視パラメータを計測する計器のうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。

・常用計器

主要パラメータを計測する計器のうち，重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

・重要代替計器

重要代替監視パラメータを計測する計器のうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。

・常用代替計器

代替パラメータを計測する計器のうち，重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。

なお，主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず，かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は，重大事故等時に発電用原子炉施設の状況を把握するため，主要パラメータを計測する計器の１つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

（添付資料 1.15.2）

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監

視パラメータを第 1.15－2 表に示す。あわせて，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲，個数，耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理する。

整理した結果を踏まえ，原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合，発電用原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。

重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し，記録する手順等を整備する。

（添付資料 1.15.2）

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合を想定する。また，全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

ａ．パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a)　対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合，発電用原子炉施設の状態を把握するため，多重化された計器の他チャンネル※3の計器により計測する手段

及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある（第 1.15－3 表）。

※3　チャンネル：単一故障を想定しても，パラメータの監視機能が喪失しないように，1 つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており，多重化された監視機能のうち，検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。

他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。

・主要パラメータの他チャンネルの重要計器

・主要パラメータの他チャンネルの常用計器

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

・重要代替計器

・常用代替計器

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，主要パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち，当該パラメータの他チャンネルの重要計器は重大事故等対処設備として位置付ける。代替パラメータによる推定に使用する設備のうち，重要代替計器は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求さ

れる設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.15.1）

以上の重大事故等対処設備により，主要パラメータを把握することができる。また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

b．原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は，発電用原子炉施設の状態を把握するため，代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器（可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可

搬型計測器」という。)) により計測する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

・重要代替計器

・常用代替計器

可搬型の計測器による計測に使用する設備は以下のとおり。

・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，主要パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に，発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち，重要代替計器及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.15.1）

以上の重大事故等対処設備により，当該パラメータを把握することができる。また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

c．計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備

(a)　対応手段

監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失し，監視機能が喪失した場合に，代替電源（交流，直流）から給電し，当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また，計器電源が喪失した場合に，電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第1.15－4図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

・所内常設直流電源設備

・常設代替直流電源設備

・可搬型代替直流電源設備

可搬型の計測器による計測又は監視に使用する設備は以下のとおり。

・可搬型計測器

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設直流電源設

備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備，可搬型計測器は，重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.15.1）

以上の重大事故等対処設備により，主要パラメータを把握することができる。

d．重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等，想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置により構成される。

また，重大事故等時の有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータが使用できる場合は，パラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

・プロセス計算機

・記録計

なお，その他の記録として，警報発生及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

・プロセス計算機

重要監視パラメータは，原則，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）へ記録するが，可搬型計測器により測定したパラメータの値，複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値は，記録用紙に記録する手順を整備する。

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備である安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.15.1）

以上の重大事故等対処設備により，重要な監視パラメータ

を記録することができる。また，以下の設備は，プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・プロセス計算機

・記録計

耐震性を有していないが，設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要となる監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。

ｅ．手順等

上記の「ａ.パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」,「ｂ.原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」,「ｃ.計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備」及び「ｄ.重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※4，重大事故等対応要員及び災害対策要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」,「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）」,「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第 1.15－1 表）。

※4　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

1.15.2　重大事故等時の手順等

1.15.2.1　監視機能喪失

(1)　計器の故障

主要パラメータを計測する計器が，故障により計測することが困難となった場合，当該パラメータを推定する手段を整備する（第1.15－3表）。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合※1。

※1：重要計器の指示値に，以下のような変化があった場合

・通常時や事故時に想定される値から，大きな変動がある場合

・複数ある計器については，それぞれの指示値の差が大きい場合

・計器信号の喪失に伴い，指示値が計測範囲外にある場合

・計器電源の喪失に伴い，指示値の表示が消滅した場合

ｂ．操作手順

計器の故障の判断及び対応手順は，以下のとおり。

①運転員等は，発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて，他チャンネルの重要計器がある場合には，当該計器により当該パラメータ

を計測する。

また，当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。

②運転員等は，読み取った指示値が正常であることを，計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。

③当該パラメータが計測範囲外，又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には，発電長は，あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員等に指示する。

④運転員等は，読み取った指示値を発電長に報告する。なお，常用代替計器が使用可能であれば，併せて確認する。

⑤発電長は，災害対策本部長代理へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。

⑥災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。

⑦重大事故等対応要員は，主要パラメータの推定結果を災害対策本部長代理へ報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。

c．操作の成立性

上記の計測及び推定は，運転員等（当直運転員）1名，重大

事故等対応要員１名で対応が可能である。

速やかに作業ができるように，推定手順を整備する。

ｄ．代替パラメータでの推定方法

主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，代替パラメータによる推定を行う。

計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ，関連するパラメータを複数確認し，得られた情報の中から有効な情報を評価することで，発電用原子炉施設の状態を把握する。

推定に当たっては，使用する計器が複数ある場合，代替パラメータと主要パラメータの関連性，検出器の種類，使用環境条件等，以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮し，使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

・基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては，急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し，不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は，関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお，原子炉水位及び原子炉圧力を除き，基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。

・常用代替計器が監視機能を維持している場合，重大事故等

の対処に有効な情報を得ることができる。ただし，環境条件や不確かさを考慮し，重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し，パラメータの値，信頼性を考慮した上で使用する。

・重大事故等時に最も設置雰囲気の環境が厳しくなるのは，炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため，原子炉格納容器内の圧力，温度，放射線量率等が厳しい環境下においても，その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また，重大事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。

・圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は，水が飽和状態でないと不確かさが生じるため，計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ，複数の関連パラメータを確認し，有効な情報を得た上で推定する。

・推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

（添付資料 1.15.6）

代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり，具体的な推定方法については，第 1.15－3 表に整理する。

・同一物理量（温度，圧力，水位，流量，放射線量率，水素濃度及び中性子束）により推定するケース
・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定するケース
・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定するケース
・除熱状態を温度，圧力，流量等の傾向監視により推定するケース
・原子炉圧力容器破損後にペデスタル（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定するケース
・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定するケース
・注水量をポンプの注水特性の関係により推定するケース
・原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定するケース
・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース
・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース
・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース
・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定するケース
・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度），あらかじめ

評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース

・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（Ｓ／Ｃ）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定するケース

（添付資料 1.15.6）

ｅ．重大事故等時の対応手段の選択

主要パラメータを計測する計器が故障した場合の，対応手段の優先順位を以下に示す。

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が，計器の故障により計測することが困難となった場合に，他チャンネルの重要計器により計測できる場合は，他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。

他チャンネルの重要計器の故障により，計測することが困難となった場合は，他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。

主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，第 1.15－3 表にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し，主要パラメータを推定する。

(2)　計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容

器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器内の温度と水位である。なお，これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には，可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第1.15－2表に示す。

（添付資料1.15.5）

・原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は，0～500℃である。原子炉の冷却機能が喪失し，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合，原子炉圧力容器温度の計測範囲を超える場合があるが，重大事故等時における損傷炉心の冷却失敗及び原子炉圧力容器の破損徴候を検知する温度は，300℃であり計測範囲内で判断可能である。

なお，原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は，可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。

・原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は，0～10.5MPa［gage］である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa［gage］）の1.2倍（10.34MPa［gage］）を監視可能であり，重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は，計器の計測範囲内で計測が可能である。

・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する計器の計測範囲は，蒸気乾燥器スカート下端を基準とした－3,800mm～1,500mm 及び燃料有効長頂部を基準とした－3,800mm～1,300mm であり，原子炉水位制御範囲（レベル３～８）及び燃料有効長底部まで計測できるため，重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位は，計器の計測範囲内で計測が可能である。

原子炉圧力容器内の水位のパラメータである，原子炉水位の計測範囲を超えた場合，高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量のうち，機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

また，発電用原子炉の満水確認は原子炉圧力又は原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。

・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器の注水量を監視するパラメータは，高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量及び低圧

心スプレイ系系統流量である。

高圧代替注水系系統流量の計測範囲は，0～50L／s としており，計測対象である常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量は，38L／s であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は，0～50L／s としており，計測対象である原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量は，40L／s であるため，計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

高圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は，0～500L／s としており，計測対象である高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量は，438L／s であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は，0～500m^3／h（狭帯域は 0～80m^3／h）としており，計測対象である低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は，378m^3／h（狭帯域は 75m^3／h）であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧代替注水系（可搬型）による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は，0～300m^3／h（狭帯域は 0～80m^3／h）としており，計測対象である低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は，110m^3／h（狭帯域は 75m^3／h）であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却系原子炉注水流量の計測範囲は，0～150m^3／hとしており，計測対象である代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は，100m^3／hであるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去系系統流量の計測範囲は，0～600L／s としており，計測対象である残留熱除去系ポンプの最大流量は，470L／s であるため，計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は，0～600L／sとしており，計測対象である低圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量は，456L／sであるため，計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

・原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量である。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は，0～500m^3／h としており，計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大注水量は，300m^3／hであるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は，0～500m^3／h とし

ており，計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大注水量は，130m^3／hであるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測範囲は，0～200m^3／h としており，計測対象である格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大注水量は，80m^3／hであるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

a．代替パラメータによる推定

重大事故等時において，計器の計測範囲を超過した場合，代替パラメータによる推定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に，原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し，指示値が確認できない場合。

(b) 操作手順

計器の計測範囲超過の判断及び対応手順は，以下のとおり。

①運転員等は，発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて，他チャンネルの重要計器がある場合には，当該計器により当該パラメータ

を計測する。

また，当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。

②運転員等は，読み取った指示値が正常であることを，計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。

③当該パラメータが計測範囲外にある場合には，発電長は，あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員等に指示する。

④運転員等は，読み取った指示値を発電長に報告する。

⑤発電長は，災害対策本部長代理へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。

⑥災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。

⑦重大事故等対応要員は，主要パラメータの推定結果を災害対策本部長代理へ報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。

(c) 操作の成立性

上記の計測及び推定は，運転員等（当直運転員）1名，重大事故等対応要員1名で対応が可能である。

速やかに作業ができるように，推定手順を整備する。

b．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

重大事故等時において，主要パラメータが計器の計測範囲を超過した場合，可搬型計測器による計測を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に，主要パラメータが計器の計測範囲を超過し，指示値が確認できない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また，タイムチャートを第1.15－5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型計測器による計測開始を指示する。

③重大事故等対応要員は，必要な資機材を携帯し，中央制御室まで移動する。移動後，中央制御室保管の可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し，残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。

④重大事故等対応要員は，中央制御室のあらかじめ定めた端子台にて，測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し，測定を開始する。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型計測器に表示される計測

結果を読み取り，記録用紙に記録する。

⑥重大事故等対応要員は，計測結果を換算表により工学値に換算し，記録する。

⑦重大事故等対応要員は，計測結果を災害対策本部長代理に報告する。

⑧災害対策本部長代理は，計測結果を発電長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は1測定点当たり，重大事故等対応要員 2名にて実施し，作業開始を判断してから所要時間は約 63 分以内と想定する。2 測定点以降は 10 分追加となる。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，作業環境（作業空間，温度等）に支障がないことを確認する。

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

全交流動力電源喪失，直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に，代替電源（交流，直流）から計器へ給電する手順及び可搬型計測器により，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

a．所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に，所内常設直流電源設備である 125V 系蓄電池Ａ系，Ｂ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ

系，Ｂ系又は常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池からの給電に関する手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

なお，所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器について第 1.15－2 表に示す。

ｂ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

ｃ．可搬型代替直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生し，直流電源が枯渇するおそれがある場合に，可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器からの給電に関する手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

ｄ．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち，手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。

可搬型計測器による計測対象の選定を行う際，同一パラメー

タにチャンネルが複数ある場合は，いずれか１つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は，いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

なお，可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15－2 表に示す。

（添付資料 1.15.5）

(a)　手順着手の判断基準

計器電源が喪失し，中央制御室でパラメータ監視ができない場合。

(b)　操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また，タイムチャートを第 1.15－5 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型計測器による計測開始を指示する。

③重大事故等対応要員は，必要な資機材を携帯し，中央制御室まで移動する。移動後，中央制御室保管の可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し，残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。

④重大事故等対応要員は，中央制御室のあらかじめ定めた

端子台にて，測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し，測定を開始する。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り，記録用紙に記録する。

⑥重大事故等対応要員は，計測結果を換算表により工学値に換算し，記録する。

⑦重大事故等対応要員は，計測結果を災害対策本部長代理に報告する。

⑧災害対策本部長代理は，計測結果を発電長へ報告する。

（c） 操作の成立性

上記の操作対応は1測定点当たり，重大事故等対応要員 2名にて実施し，作業開始を判断してから所要時間は63分以内と想定する。2測定点以降は10分追加となる。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，作業環境（作業空間，温度等）に支障がないことを確認する。

（添付資料 1.15.4）

e．重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失，直流電源喪失等により，計器電源が喪失した場合に，計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源喪失が発生した場合には，所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から計測可能な計器に給電され

る。

所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電されている間に，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は，可搬型代替直流電源設備から計器に給電する。

代替電源（交流，直流）からの給電が困難となった場合は，可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

1.15.3　重大事故等時のパラメータを記録する手順

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）により，計測結果を記録する。

ただし，複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は，記録用紙に記録する。

主要パラメータのうち記録可能なものについて，自主対策設備であるプロセス計算機及び記録計により計測結果，警報等を記録する。

有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し，第 1.15－5 表に示す。

(1)　手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2)　操作手順

重大事故等が発生し，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を記録する手順の概要は以下のとおり。

ａ．安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）による記録

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，常時記録であり，非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機又は代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電可能で，14 日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう，記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

ｂ．可搬型計測器の記録

重大事故等対応要員は，「1.15.2.1(2)ｂ．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1.15.2.2(1)ｄ．可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。

ｃ．プロセス計算機の記録

(a)　運転記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば，定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し，中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(b)　警報記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば，プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時，警報の状態を記録し，中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時，その発生順序（シーケンス），トリップ状態，工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し，中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(c)　事故時データ収集記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば，事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため，定められたプロセス値のデータを自動で収集，記録し，運転員等は，中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。

d．記録計による記録

記録計が稼働状態であれば，定められたプロセスの計測結果を，中央制御室にてチャート用紙に自動で記録する。

(3)　操作の成立性

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）による記録は，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）の記録容量（14 日間）を超える前に，緊急時対策所にて災害対策要員 2 名で行う。室内での端末操作であるため，対応が可能である。

可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり，重大事故等対

応要員２名にて対応が可能である。

プロセス計算機による記録のうち，事故時データ収集記録の帳票印刷は，中央制御室内での端末操作であるため，運転員等１名で対応が可能である。また，記録計に記録されたチャート紙の交換は，中央制御室にて運転員等１名で対応が可能である。

1.15.4　その他の手順項目にて考慮する手順

審査基準 1.9，1.10，1.11，1.14，1.18 については，各審査基準において要求事項があるため，以下のとおり各々の手順において整備する。

原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

使用済燃料プールの監視に関する手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に関する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 1.15－1 表　事故時に必要な計装に関する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備		手順書
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等対処設備	ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器	自主対策設備	
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等対処設備	ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			常用代替計器	自主対策設備	
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等対処設備	
			常用代替計器	自主対策設備	
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等対処設備	
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替交流電源設備		
		代替電源（直流）からの給電	所内常設直流電源設備		
			常設代替直流電源設備		
			可搬型代替直流電源設備		
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器		
－	－	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，ＳＰＤＳデータ表示装置）	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			プロセス計算機	自主対策設備	－
			記録計		

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
①原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	0～500℃	302℃以下※4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し，適切に対応するための判断基準（300℃）に対して，500℃まで監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	㊴
	原子炉圧力※1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力（ＳＡ）※1									
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1									
	残留熱除去系熱交換器入口温度※1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。								
②原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※2	2	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa［gage］）の1.2倍（10.34MPa［gage］）を監視可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	弾性圧力検出器	可	㊵
	原子炉圧力（ＳＡ）※2	2	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下		－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	可	㊶
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1									
	原子炉圧力容器温度※1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※2	2	－3,800mm～1,500 mm※5	－3,800mm～1,400 mm※5	炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル３～８）及び燃料有効長底部まで監視可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	差圧式水位検出器	可	㊷
	原子炉水位（燃料域）※2	2	－3,800mm～1,300 mm※6	397mm～1,300 mm※6		S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	差圧式水位検出器	可	㊸
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※2	1	－3,800mm～1,500 mm※5	－3,800mm～1,400 mm※5		－ (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式水位検出器	可	㊹
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※2	1	－3,800mm～1,300 mm※6	397mm～1,300 mm※6		－ (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式水位検出器	可	㊺
	高圧代替注水系系統流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※1									
	代替循環冷却系原子炉注水流量※1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量※1									
	高圧炉心スプレイ系系統流量※1									
	残留熱除去系系統流量※1									
	低圧炉心スプレイ系系統流量※1									
	原子炉圧力※1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力（ＳＡ）※1									
	サプレッション・チェンバ圧力※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
④原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0～50L／s	－※8	常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量（38L／s）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	①
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～50L／s	40L／s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（40L／s）を監視可能。	S	区分Ⅰ直流電源	差圧式流量検出器	可	④
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0～500L／s	438L／s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（438L／s）を監視可能。	S	区分Ⅲ計測用交流電源	差圧式流量検出器	可	⑤
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	0～500m^3／h	－※8	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（378m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	②
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	0～80m^3／h	－※8	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量（75m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	0～300m^3／h	－※8	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（110m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	0～80m^3／h	－※8	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量（75m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	0～150m^3／h	－※8	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（100m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	③
	残留熱除去系系統流量	3	0～600L／s	470L／s	残留熱除去系ポンプの最大注水量（470L／s）を監視可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ計測用交流電源	差圧式流量検出器	可	⑥
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0～600L／s	456L／s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（456L／s）を監視可能。	S	区分Ⅰ計測用交流電源	差圧式流量検出器	可	⑦

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第1.15－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
④原子炉圧力容器への注水量	代替淡水貯槽水位※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位※1									
	サプレッション・プール水位※1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1									
⑤原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	0～500m^3／h	－※8	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大注水量（300m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	⑧
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1	0～500m^3／h	－※8	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大注水量（130m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	0～200m^3／h	－※8	格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大注水量（80m^3／h）を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	⑨
	代替淡水貯槽水位※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位※1									
	サプレッション・プール水位※1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器下部水位※1									

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち，A，Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA，C，Eチャンネルにはそれぞれ21個，B，D，Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点2箇所，　※12　検出点8箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑥原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度		8	0～300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑯
	サプレッション・チェンバ 雰囲気温度※2		2	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高使用温度（104℃）及び原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑰
	サプレッション・プール水温度※2		3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約 167℃）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	測温 抵抗体	可	⑱
	格納容器下部水温	（水温計 兼デブリ落 下検知用）	5	0～500℃ （ペデスタル 床面 0m）※7	－※8	ペデスタル底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知することでデブリ落下を検知可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	測温 抵抗体	可	⑲
		（水温計 兼デブリ堆 積検知用）	5	0～500℃ （ペデスタル 床面＋0.2m）※7	－※8	ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	測温 抵抗体	可	
	ドライウェル圧力※1		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ圧力※1										
⑦原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※2		1	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］ 以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑳
	サプレッション・チェンバ圧力※2		1	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］ 以下		－ （Ss）	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉑
	ドライウェル雰囲気温度※1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ 雰囲気温度※1										

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位		1	－1m～9m （EL.2,030mm～12,030mm）※9	－0.5m～0m （EL.2,530mm～3,030mm）※9	ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン下端高さ－1.64m：通常水位＋6.5m）を把握できる範囲を監視可能。（サプレッション・プール水を水源とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定される変動（低下）水位（－0.5m）を監視可能。）	－ （Ss）	緊急用直流電源	差圧式水位検出器	可	㉜
	格納容器下部水位	（高さ 1m 超検知用）	2	＋1.05m※7 （EL.12,856mm）	－※8	炉心損傷後，原子炉圧力容器破損までの間に，ペデスタル床面から＋1m を超える高さまでの事前注水されたことの検知が可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源	電極式水位検出器	可	㉝
		（高さ 0.5m,1.0m 未満検知用）	各 2	＋0.50m,＋0.95m※7 （EL.12,306mm,12,756mm）	－※8	デブリ落下後，ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積までの間，ペデスタル床面から＋0.5m～＋1m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源	電極式水位検出器	可	
		（満水管理用）	各 2	＋2.25m,＋2.75m※7 （EL.14,056mm,14,556mm）	－※8	ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積後，ペデスタル満水近傍のペデスタル床面から＋2.25m～＋2.75m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源	電極式水位検出器	可	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1		「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1										
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1										
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※1										
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）※1		「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）※1										
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1										

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑧原子炉格納容器内の水位	代替淡水貯槽水位※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位※1									
	ドライウェル圧力※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ圧力※1									
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0～100vol％	約 3.3vol％以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～56.6vol％）を監視可能。	－ (Ss)	計器，サンプリング装置： 緊急用 交流電源	熱伝導式 水素検出器	－	⑭
⑩原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ （D／W）※2	2	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満※10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 90Sv／h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	－	⑯
	格納容器雰囲気放射線モニタ （S／C）※2	2	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満※10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 90Sv／h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	－	⑰

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
⑪未臨界の維持又は監視	起動領域計装※2	8	10^{-1}cps～10^{6}cps ($1.0\times10^{3}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～ $1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$) 0～40%又は 0～125% ($1.0\times10^{8}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～ $1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の約 19 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は，平均出力領域計装によって監視可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 中性子 モニタ用 直流電源	核分裂電離箱	－	㊽
	平均出力領域計装※2	2※3	0～125% ($1.0\times10^{12}cm^{-2}\cdot s^{-1}$ ～ $1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，設計基準事故時及び重大事故等時，一時的に計測範囲を超えるが，負の反応度フィードバック効果により短期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため，現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 原子炉保護系 交流電源 区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	核分裂電離箱	－	㊾

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9／16）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0～100℃	－※8	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度（80℃）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑪
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0～300m^3／h	－※8	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量（250m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	差圧式流量検出器	可	⑩
		代替循環冷却系原子炉注水流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
		残留熱除去系熱交換器出口温度※1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。								
		ドライウェル雰囲気温度※1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1									

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10／16）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15－3図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	2	180mm～5,500mm	－※8	系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲 [redacted] 及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲 [redacted] を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式水位検出器	可	㉝
		フィルタ装置圧力※2	1	0～1MPa［gage］	－※8	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（0.62MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	可	㉞
		フィルタ装置スクラビング水温度※2	1	0～300℃	－※8	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	㉟
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－※8	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約 5×10^{1}Sv／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	イオンチェンバ	－	㊱
			1	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	－※8	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約 7×10^{0}mSv／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源		－	
		フィルタ装置入口水素濃度	2	0～100vol%	－※8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視可能。	－ (Ss)	計器，サンプリング装置：緊急用交流電源	熱伝導式水素検出器	－	㊲
		ドライウェル圧力※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・チェンバ圧力※1									
		格納容器内水素濃度（ＳＡ）※1	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。								
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10^{-2}mSv／h～10^{5}mSv／h	－※8	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率（約 9×10^{4}mSv／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	イオンチェンバ	－	㊳

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11／16）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0～300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高温度（182℃）を監視可能。	C （Ss）	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	熱電対	可	⑫
		残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高温度（182℃）を監視可能。	C （Ss）	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	熱電対	可	⑬
		残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
		残留熱除去系海水系系統流量※1	2	0～550L／s	493L／s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493L／s）を監視可能。	C （Ss）	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	差圧式流量検出器	可	⑭
		緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）※1	1	0～800m^3／h	－※8	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大流量（650m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	差圧式流量検出器	可	㉔
		緊急用海水系流量 （残留熱除去系補機）※1	1	0～50m^3／h	－※8	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大流量（40m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	差圧式流量検出器	可	㉕
		原子炉圧力容器温度※1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・プール水温度※1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12／16）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉水位（燃料域）※2									
		原子炉水位（ＳＡ広帯域）※2									
		原子炉水位（ＳＡ燃料域）※2									
		原子炉圧力※2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉圧力（ＳＡ）※2									
		原子炉圧力容器温度※1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		ドライウェル圧力※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・チェンバ圧力※1									
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力									
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力									
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力									
		原子炉圧力※1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉圧力（ＳＡ）※1									

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑭水源の確保	サプレッション・プール水位※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	代替淡水貯槽水位	1	0～20m	－※8	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプ戻り配管レベル（0～20m）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式水位検出器	可	⑮
	西側淡水貯水設備水位	1	0～6.5m	－※8	西側淡水貯水設備の水槽底部＋1m から＋5m（水槽上端）まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	電波式水位検出器	可	⑯
	高圧代替注水系系統流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	代替循環冷却系原子炉注水流量※1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量※1									
	高圧炉心スプレイ系系統流量※1									
	残留熱除去系系統流量※1									
	低圧炉心スプレイ系系統流量※1									
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	－※8	常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	可	⑰
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	8.96MPa［gage］	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ 直流電源	弾性圧力検出器	可	⑲
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	8.01MPa［gage］	高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa［gage］）を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅲ 計測用 交流電源	弾性圧力検出器	可	⑳
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1	2	0～5MPa［gage］	－※8	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	可	⑱
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1	3	0～4MPa［gage］	3.45MPa［gage］	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	弾性圧力検出器	可	㉑
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1	1	0～4MPa［gage］	3.79MPa［gage］	低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa［gage］）を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ 計測用 交流電源	弾性圧力検出器	可	㉒
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※1	2	0～5MPa［gage］	－※8	常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	可	㉓

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（14／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑭水源の確保	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※1									
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）※1									
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）※1									
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1									
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1									

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（15／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑮原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	0～10vol％	－※8	重大事故等時において，原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol％）を把握する上で監視可能（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である 4vol％未満に低減する）。	－ （Ss）	緊急用 交流電源	触媒式 水素検出器	－	㉛
		3	0～20vol％			－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	－	
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置※1	4	0～300℃	－※8	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対	可	㉜
⑯原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0～25vol％	約 4.4vol％以下	重大事故等時において，原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.3vol％）を監視可能。	－ （Ss）	計器，サンプリング装置：緊急用交流電源	磁気力式 酸素検出器	－	㊺
	格納容器雰囲気放射線モニタ （Ｄ／Ｗ）※1	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器雰囲気放射線モニタ （Ｓ／Ｃ）※1									
	ドライウェル圧力※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ圧力※1									

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（16／16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源※14	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15－3 図 No.
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）※2	1	－4,300mm～＋7,200mm（EL.35,077mm～46,577mm）※13	＋6,818mm（EL.46,195mm）※13	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C（Ss）	区分Ⅱ直流電源緊急用直流電源	ガイドパルス式水位検出器	－	㉖
		1※11	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。			測温抵抗体	可	
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）※2	1※12	0～120℃	－※8	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	熱電対	可	㉗
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※2	1	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－※8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（1.0×10^{-2}mSv／h～2.4×10^{6}mSv／h）にわたり監視可能。	－（Ss）	緊急用直流電源	イオンチェンバ	－	㉘
		1	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h							
	使用済燃料プール監視カメラ※2	1	－	－※8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	－（Ss）	カメラ：緊急用直流電源 空冷装置：緊急用交流電源	赤外線カメラ	－	㉙ ㉚

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，　※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　検出点 2 箇所，　※12　検出点 8 箇所，　※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※14　蓄電池（所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は，区分Ⅰ，Ⅱ直流電源，区分Ⅰ，Ⅱ中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（1／20）

【推定ケース】

ケース 1　：　同一物理量（温度，圧力，水位，流量，放射線量率，水素濃度及び中性子束）により推定する。
ケース 2　：　水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定する。
ケース 3　：　流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
ケース 4　：　除熱状態を温度，圧力，流量等の傾向監視により推定する。
ケース 5　：　原子炉圧力容器破損後にペデスタル（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定する。
ケース 6　：　圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
ケース 7　：　注水量をポンプの注水特性の関係により推定する。
ケース 8　：　原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定する。
ケース 9　：　未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
ケース 10　：　酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
ケース 11　：　水素濃度を装置の作動状況により推定する。
ケース 12　：　エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
ケース 13　：　原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定する。
ケース 14　：　使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
ケース 15　：　原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（Ｓ／Ｃ）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。

なお，代替パラメータによる推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また，スクラム後，原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 6	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（2／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ）	ケース１	①原子炉圧力の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力（ＳＡ）により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで,原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース６	
	原子炉圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力	ケース１	①原子炉圧力（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで,原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース６	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（3／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 1	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用），代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③高圧代替注水系系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレイ系系統流量	ケース 2	
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力	ケース 15	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（4／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	ケース 1	①原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用），代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。
		②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレイ系系統流量	ケース 2	
		③原子炉圧力 ③原子炉圧力（ＳＡ） ③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 15	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（5／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 ③高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力から常設高圧代替注水系ポンプの注水特性を用いて，高圧代替注水系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース 7	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ③代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて，代替循環冷却系原子炉注水流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	ケース 7	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（6／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 ③原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力から原子炉隔離時冷却系ポンプの注水特性を用いて，原子炉隔離時冷却系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	ケース 7	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から高圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて，高圧炉心スプレイ系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 7	
	残留熱除去系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 ③残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース 7	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から低圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて，低圧炉心スプレイ系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
		③低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 7	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（7／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サプレッション・プール水位	ケース 3	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のサプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	ケース 3	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ドライウェル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 ③サプレッション・チェンバ圧力により，上記②と同様にドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 6	
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・プール水温度	ケース 1	①サプレッション・チェンバ雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 6	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（8／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 1	①サプレッション・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器下部水温の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ＜ＲＰＶ破損判断基準＞ ペデスタル底部に温度計を設置し，指示値の上昇又は喪失によりＲＰＶ破損検知に用いる。 デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し，ＲＰＶ破損の早期判断の観点から，2 個以上が上昇傾向（デブリ落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に，ＲＰＶ破損を判断する。 ＜ペデスタル満水注水判断基準＞ ペデスタル底面から 0.2m の高さに温度計を設置し，0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し，ペデスタル満水までの注水可否を判断する。また，指示値の上昇又は喪失により，ＲＰＶ破損検知に用いる。 デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し，十分な量のデブリ堆積検知の観点から，3 個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合に，ペデスタル満水までの注水を判断する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（9／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	①サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力（常用代替監視パラメータ）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，ベント管を介して均圧されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		②ドライウェル雰囲気温度	ケース 6	
		③［ドライウェル圧力］※2	ケース 1	
	サプレッション・チェンバ圧力	①ドライウェル圧力	ケース 1	①サプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用代替監視パラメータ）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，ベント管を介して均圧されるドライウェル圧力を優先する。
		②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 6	
		③［サプレッション・チェンバ圧力］※2	ケース 1	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（10／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②代替淡水貯槽水位 ②西側淡水貯水設備水位	ケース2	①サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）並びに低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により，サプレッション・プール水位を推定する。 ②水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により，サプレッション・プール水位を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ＜ベント判断基準＞ サプレッション・プール水位不明時は，上記①又は②の推定方法により，注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッション・チェンバへ移行する場合を想定しており，サプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ないことから，推定した値からベント実施判断基準であるサプレッション・プール通常水位＋6.5m（ベントライン下端から－1.64m）の到達確認をもって，ベントを実施する。 ③ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサプレッション・プール水位を推定する。 推定は，注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）並びに低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。
		③ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	ケース8	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（11／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により，格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により，格納容器下部水位を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ＜0.2m）に，監視可能であれば格納容器下部雰囲気温度（常用代替監視パラメータ）により，デブリが冠水されていることを推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替淡水貯槽水位 ③西側淡水貯水設備水位	ケース2	
		④［格納容器下部雰囲気温度］※2	ケース5	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①格納容器内水素濃度（ＳＡ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用代替監視パラメータ）により，水素濃度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②［格納容器内水素濃度］※2	ケース1	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	ケース1	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	ケース1	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（12／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装	ケース 1	①起動領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②起動領域計装の監視が不可能となった場合は，平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③［制御棒操作監視系］※2	ケース 9	
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装	ケース 1	①平均出力領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は，起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③［制御棒操作監視系］※2	ケース 9	
	［制御棒操作監視系］※2	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	ケース 9	①制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は，起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は，低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（13／20）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース1	①サプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	①残留熱除去系熱交換器出口温度	ケース1	①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量	ケース1	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，ポンプ容量と代替循環冷却系原子炉注水流量から格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，代替循環冷却系原子炉注水流量を優先する。
			②サプレッション・プール水温度 ②ドライウェル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース4	
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置圧力	①ドライウェル圧力 ①サプレッション・チェンバ圧力	ケース1	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。
			②フィルタ装置スクラビング水温度	ケース6	
		フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力	ケース6	①飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①主要パラメータ（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））の他チャンネル	ケース1	①フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（ＳＡ）	ケース1	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素が格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（ＳＡ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（14／20）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・プール水温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系系統流量又は緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器），緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
			②残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ②緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	ケース4	
		残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース4	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（15／20）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース1	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	ケース1	①原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。
		原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ）	ケース1	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力（ＳＡ）により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース6	
		原子炉圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力	ケース1	①原子炉圧力（ＳＡ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース6	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（16／20）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①ドライウェル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			②ドライウェル圧力	ケース6	
		ドライウェル圧力	①サプレッション・チェンバ圧力	ケース1	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力（常用代替監視パラメータ）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，ベント管を介して均圧されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
			②ドライウェル雰囲気温度	ケース6	
			③［ドライウェル圧力］※2	ケース1	
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース1	①高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース12	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース1	①原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース12	
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース1	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース12	
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース1	①低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース12	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（17／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	サプレッション・プール水位	①高圧代替注水系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 2	①サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，サプレッション・プール水から原子炉圧力容器へ注水する高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，低圧炉心スプレイ系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 ＜ポンプ停止判断基準＞ サプレッション・プール水位不明時は，上記①又は②の推定方法により，水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に，ＥＣＣＳ系の配管破断などによりサプレッション・プール水が流出し，ポンプの必要ＮＰＳＨが得られず，吐出圧力の異常（圧力低下，ハンチングなど）が確認された場合に，ポンプを停止する。 推定は，サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（18／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ②サプレッション・プール水位 ②常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース２	①代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は，代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの注水量から，代替淡水貯槽水位を推定する。なお，代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお，代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から常設低圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は，代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ②サプレッション・プール水位	ケース２	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は，西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプの注水量から，西側淡水貯水設備水位を推定する。なお，西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお，西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は，西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（19／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①原子炉建屋水素濃度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の温度差により水素濃度を推定）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②静的触媒式水素再結合器動作監視装置	ケース11	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的なＧ値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度（ＳＡ）を推定する。 ②ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用代替監視パラメータ）により，酸素濃度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	ケース10	
		②ドライウェル圧力 ②サプレッション・チェンバ圧力	ケース13	
		③［格納容器内酸素濃度］※2	ケース1	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（20／20）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	①使用済燃料プール温度（ＳＡ） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール温度（ＳＡ）により使用済燃料プールの温度を推定する。また，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて，水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②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監視する。 推定は，温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度（ＳＡ）を，水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を優先する。
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料プール温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）により温度を推定する。 ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び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監視する。 推定は，同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を優先する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ②使用済燃料プール温度（ＳＡ） ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて水位を計測した後，水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度（ＳＡ）及び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監視する。 推定は，使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ①使用済燃料プール温度（ＳＡ） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	ケース 14	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて，使用済燃料プールの状態を推定する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－4表　補助パラメータ（1／3）

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧	東海原子力線１Ｌ，２Ｌの受電状態を確認するパラメータ
	154kV 原子力１号線電圧	原子力１号線の受電状態を確認するパラメータ
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1	
	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧※1	
	Ｍ／Ｃ　２Ｅ電圧	
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	
	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※1	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ
	Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※1	
	Ｐ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧※1	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ
	緊急用Ｐ／Ｃ電圧※1	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤２Ａ電圧※1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧※1	
	直流 125V 主母線盤ＨＰＣＳ電圧※1	
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤２Ａ電圧※1	
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤２Ｂ電圧※1	
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧※1	
	２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ電力	
	２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ周波数	
	２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機機関入口圧力	
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ電圧	
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ電力	
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ周波数	
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力	
	ＤＧＳＷ海水流量	非常用ディーゼル発電機海水系の運転状態を確認するパラメータ
	常設代替高圧電源装置発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	常設代替高圧電源装置発電機電力	
	常設代替高圧電源装置発電機周波数	
	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	
	可搬型代替低圧電源車発電機電力	
	可搬型代替低圧電源車発電機周波数	
	可搬型整流器電圧	
	可搬型整流器電流	

※1　重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては，重大事故等対処設備とする。

第 1.15－4 表　補助パラメータ（2／3）

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の運転状態を確認するパラメータ
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数	
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力	
	２C・２D非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンクレベル	
	可搬型設備用軽油タンクレベル	
	軽油貯蔵タンクレベル	
	タンクローリレベル	
補機関係	ほう酸水貯蔵タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	
	局所出力領域計装	
	常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧代替注水系タービン入口圧力	
	高圧代替注水系タービン排気圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	
	可搬型回転計	
	低圧代替注水系格納容器頂部流量（常設ライン用）	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	低圧代替注水系格納容器頂部流量（可搬ライン用）	
	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）	
	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）	
	非常用ガス処理系出口放射線モニタ	耐圧強化ベント系の運転状態を確認するパラメータ
	計器用空気系系統圧力	
	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ
	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度	
その他	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッダ差圧	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動水圧系系統流量	
	制御棒駆動系冷却水ライン流量	
	原子炉水位（狭帯域）	原子炉の水位を確認するパラメータ
	非常用窒素供給系供給圧力※1	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力※1	
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力※1	
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力※1	
	主蒸気流量	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ

※1　重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては，重大事故等対処設備とする。

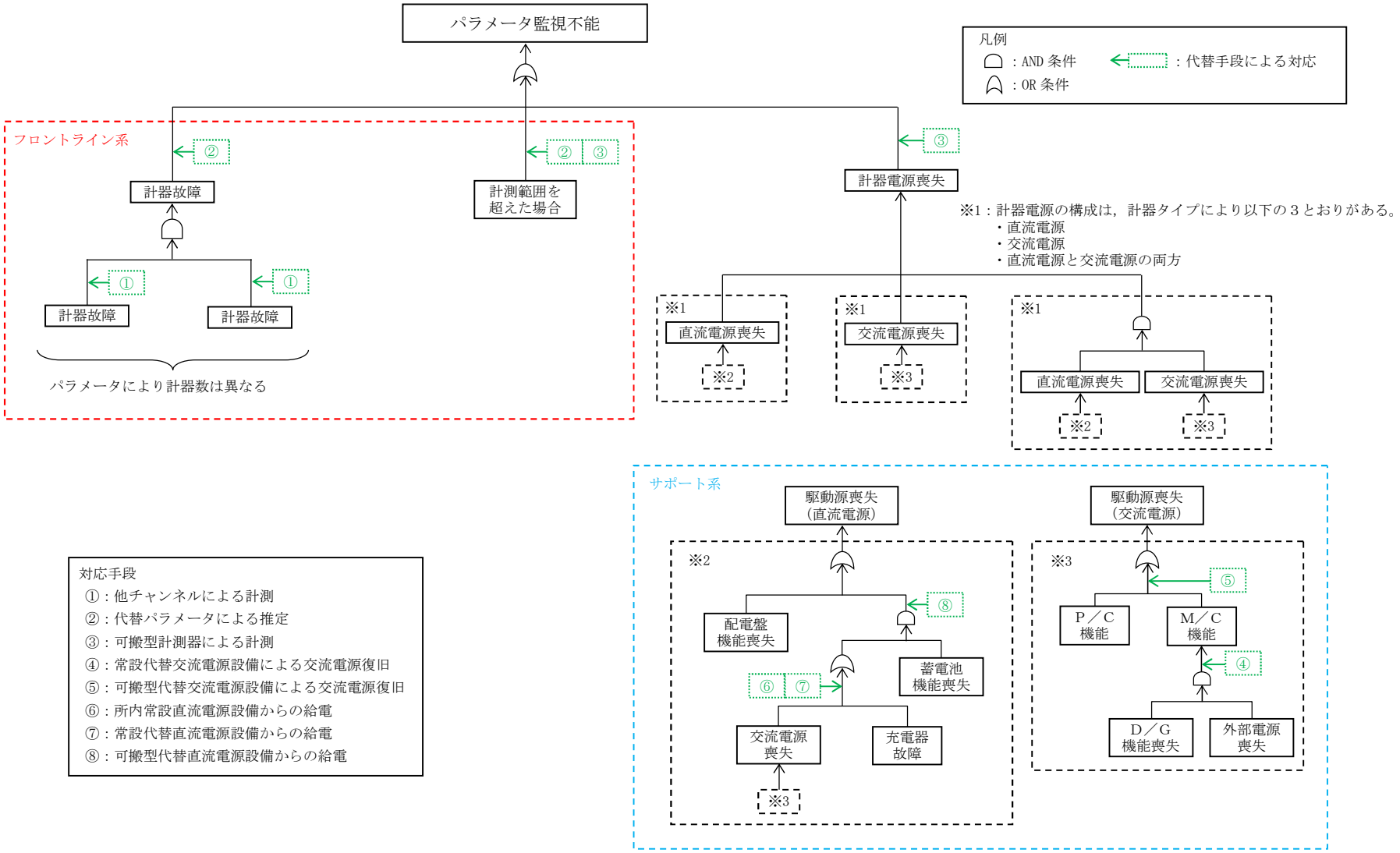
第1.15－4表　補助パラメータ（3／3）

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	給水流量	給復水系の運転状態を確認するパラメータ
	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	
	復水器真空度	
	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	消火系の運転状態を確認するパラメータ
	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	補給水系の運転状態を確認するパラメータ
	純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	
	原子炉冷却材浄化系系統流量	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度	
	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度	
	代替循環冷却系ポンプ出口流量	代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	第二弁操作室差圧	第二弁操作室の正圧化を確認するパラメータ
	空気ボンベユニット空気供給流量	
	薬液タンク圧力	サプレッション・プール水ｐＨ制御設備の状態を確認するパラメータ
	薬液タンク液位	
	制御棒位置指示	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力	
	可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	
	非常用ガス再循環系空気流量	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ
	非常用ガス処理系空気流量	
	使用済燃料プール温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	スキマサージタンク水位	
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	
	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	
	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	
	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	モニタリング・ポスト	屋外の放射線量率を確認するパラメータ
	復水貯蔵タンク水位	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ
	ろ過水貯蔵タンク水位	
	純水貯蔵タンク水位	
	多目的タンク水位	
	原水タンク水位	

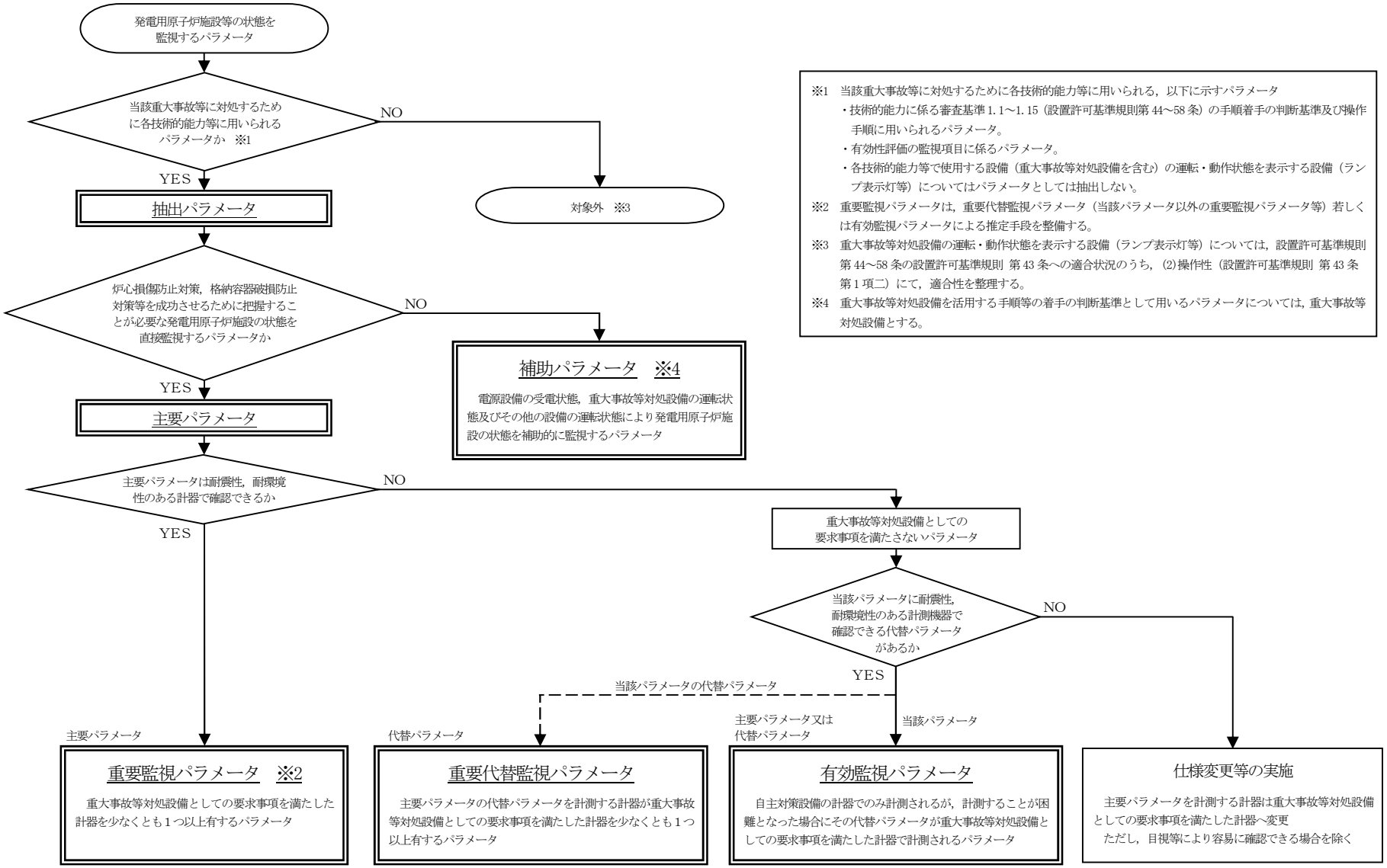
※1　重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては，重大事故等対処設備とする。

第 1.15－5 表　有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について

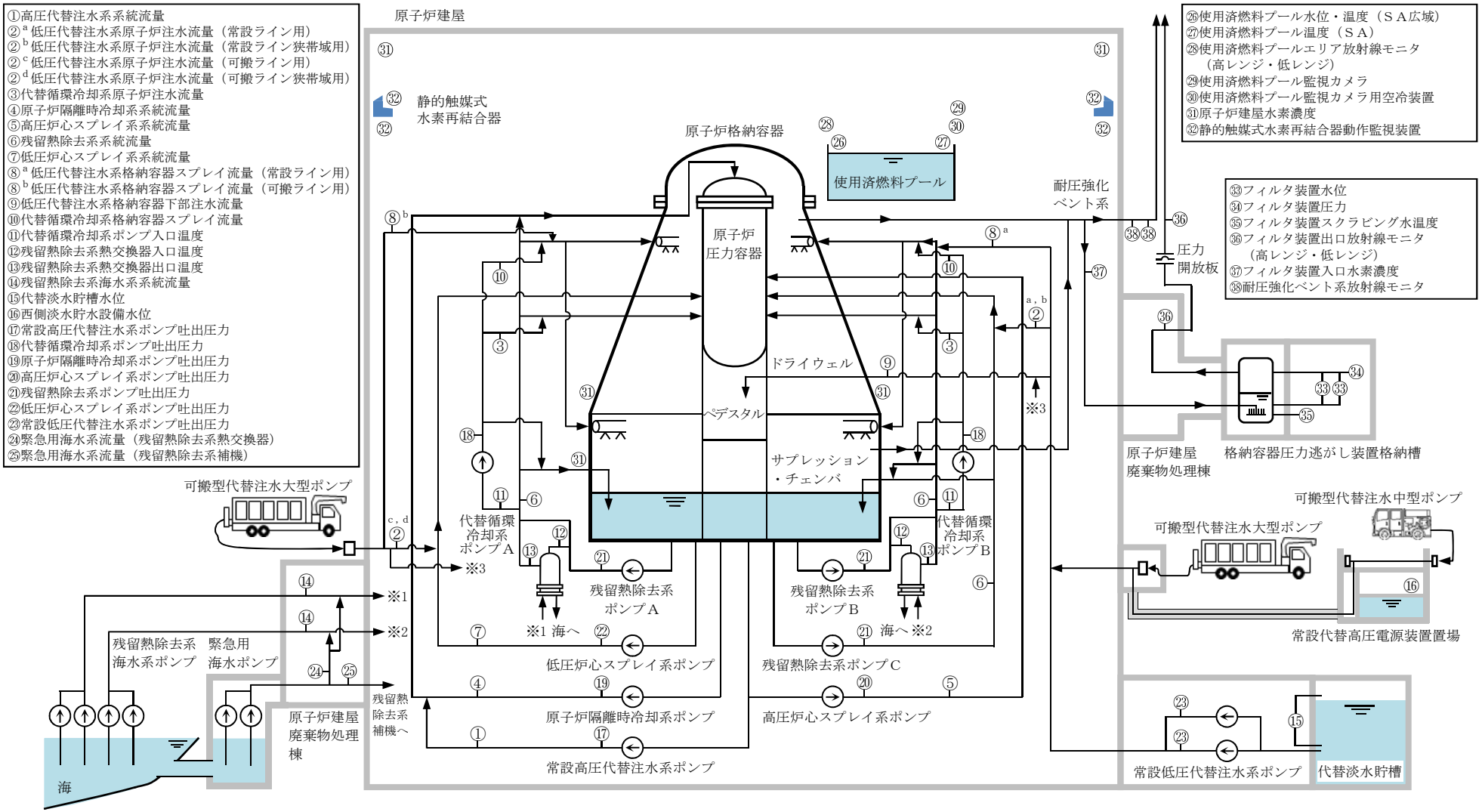
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
未臨界の維持又は監視	制御棒操作監視系	否	－	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機	－
格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ	否	－	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機，中央制御室記録計	－



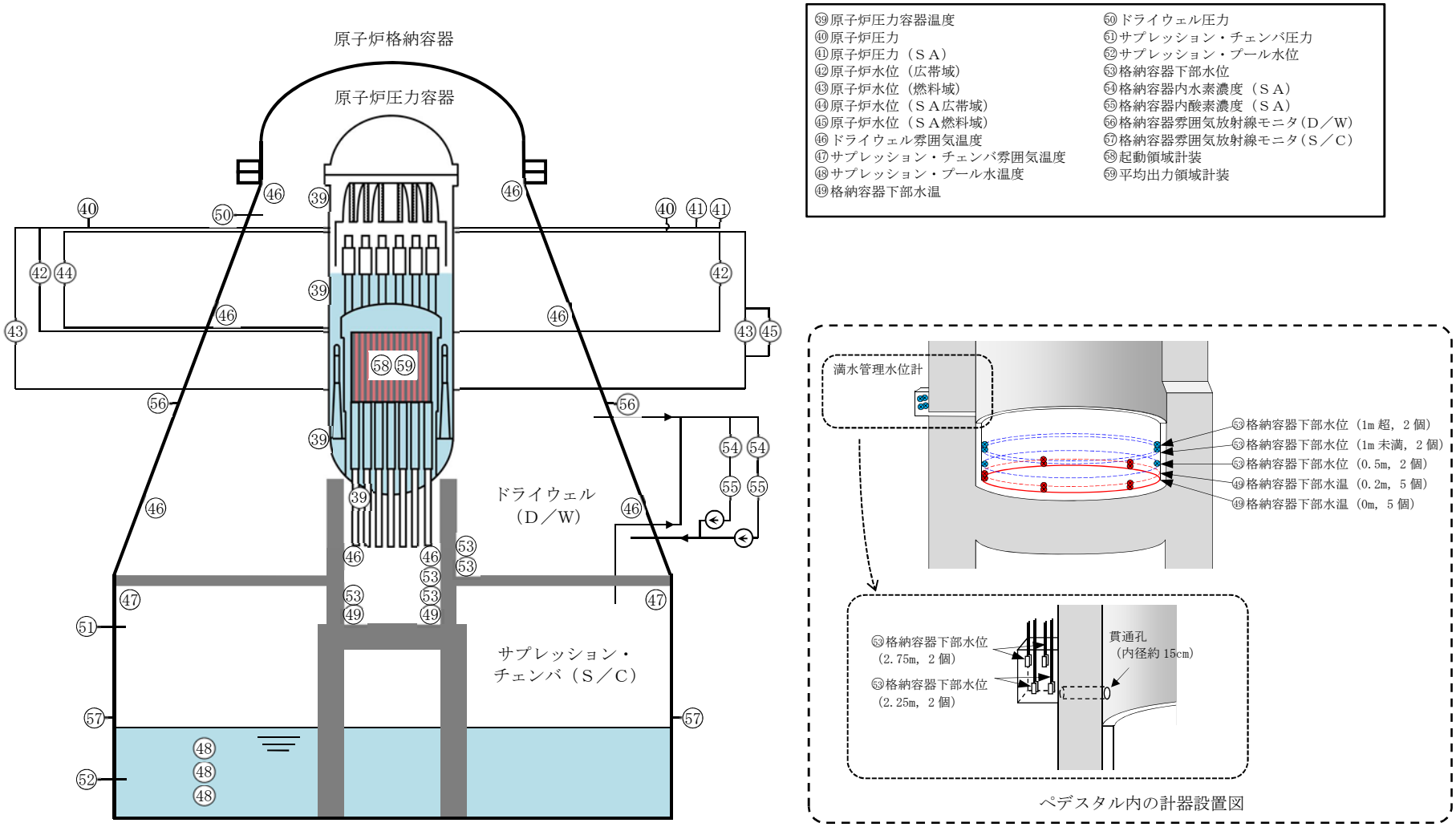
第 1.15－1 図　機能喪失原因対策分析



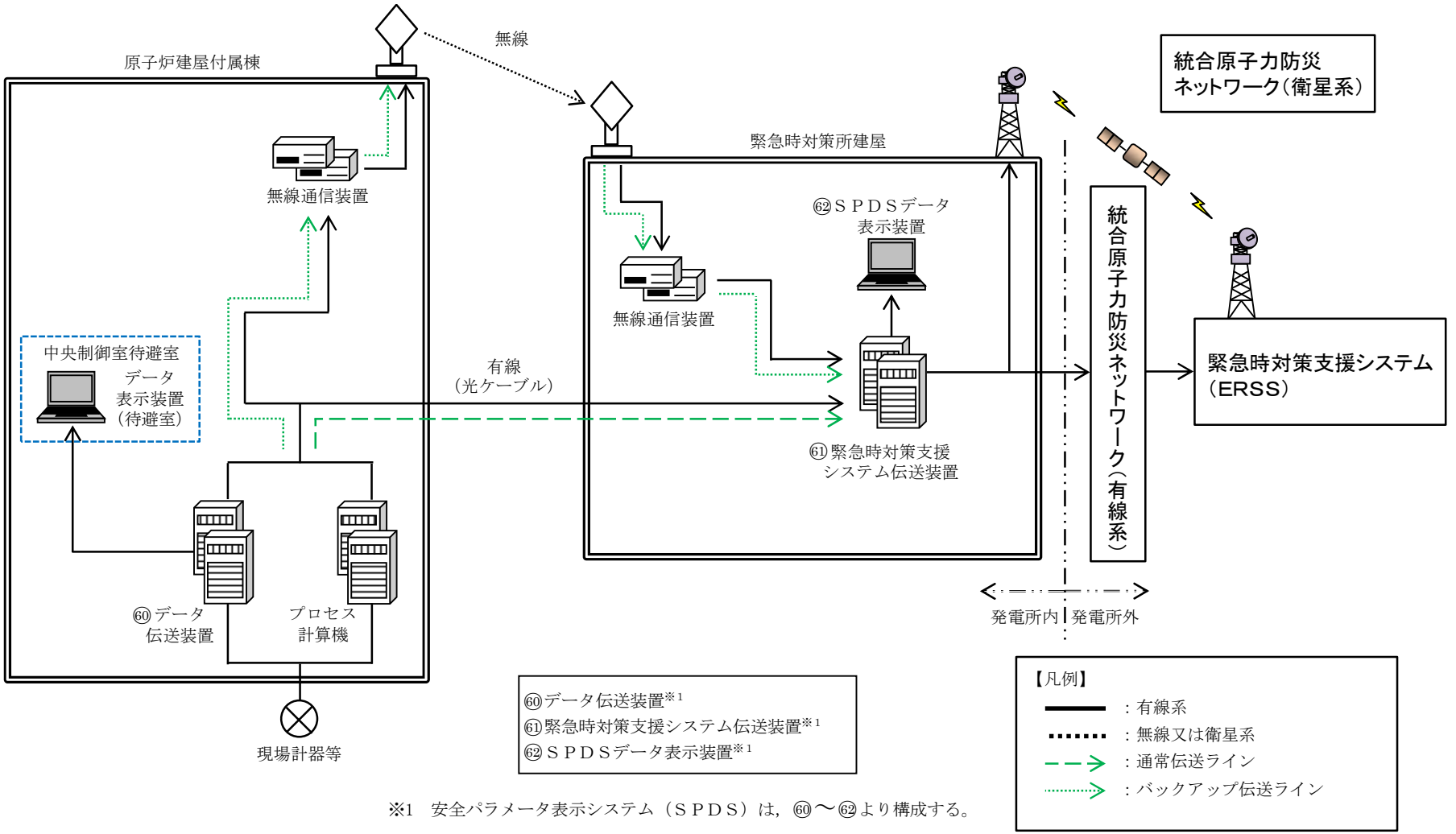
第1.15－2図　重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー



第 1.15－3 図　主要設備　系統概要図（1／3）

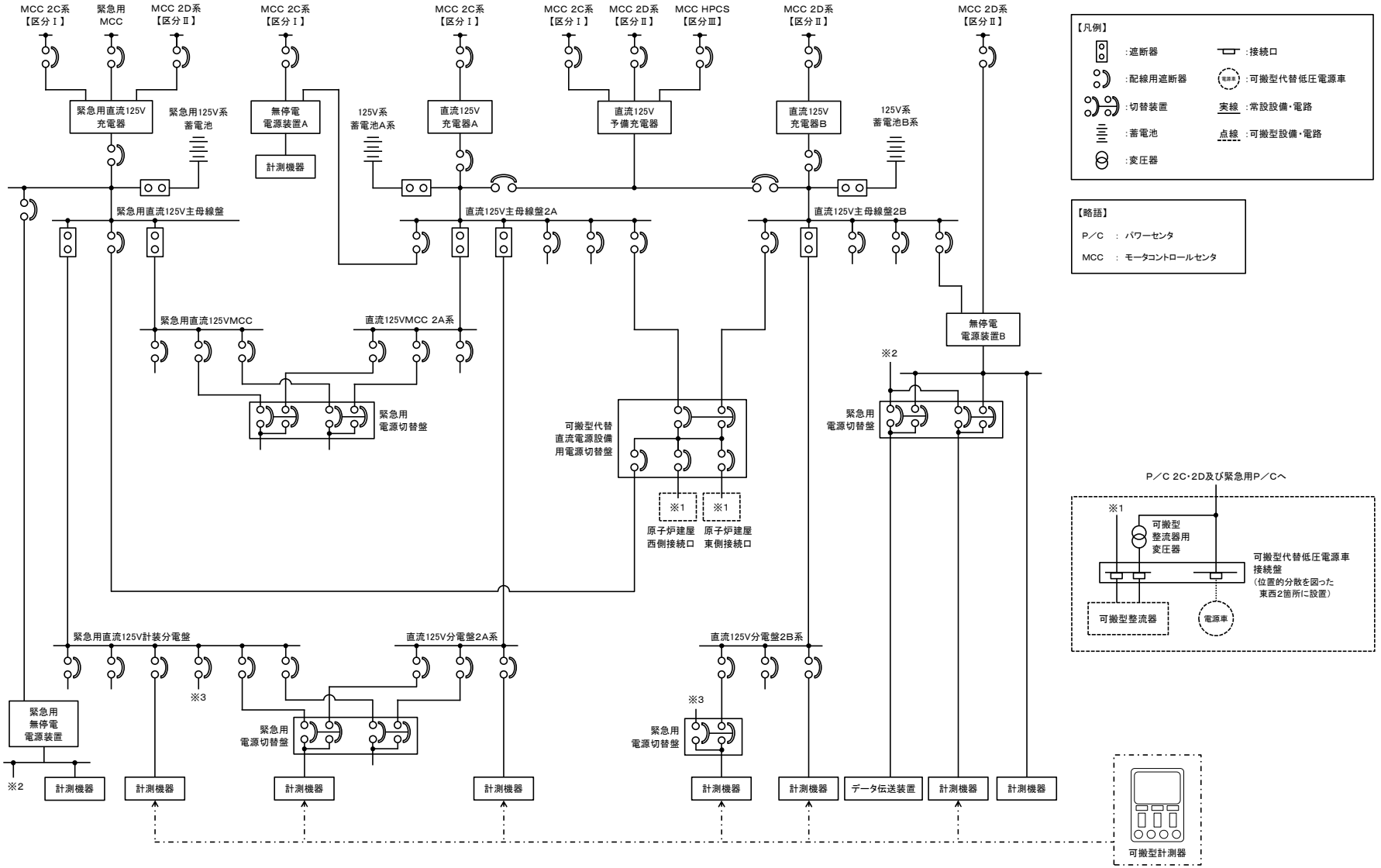


第 1.15－3 図　主要設備　系統概要図（2／3）

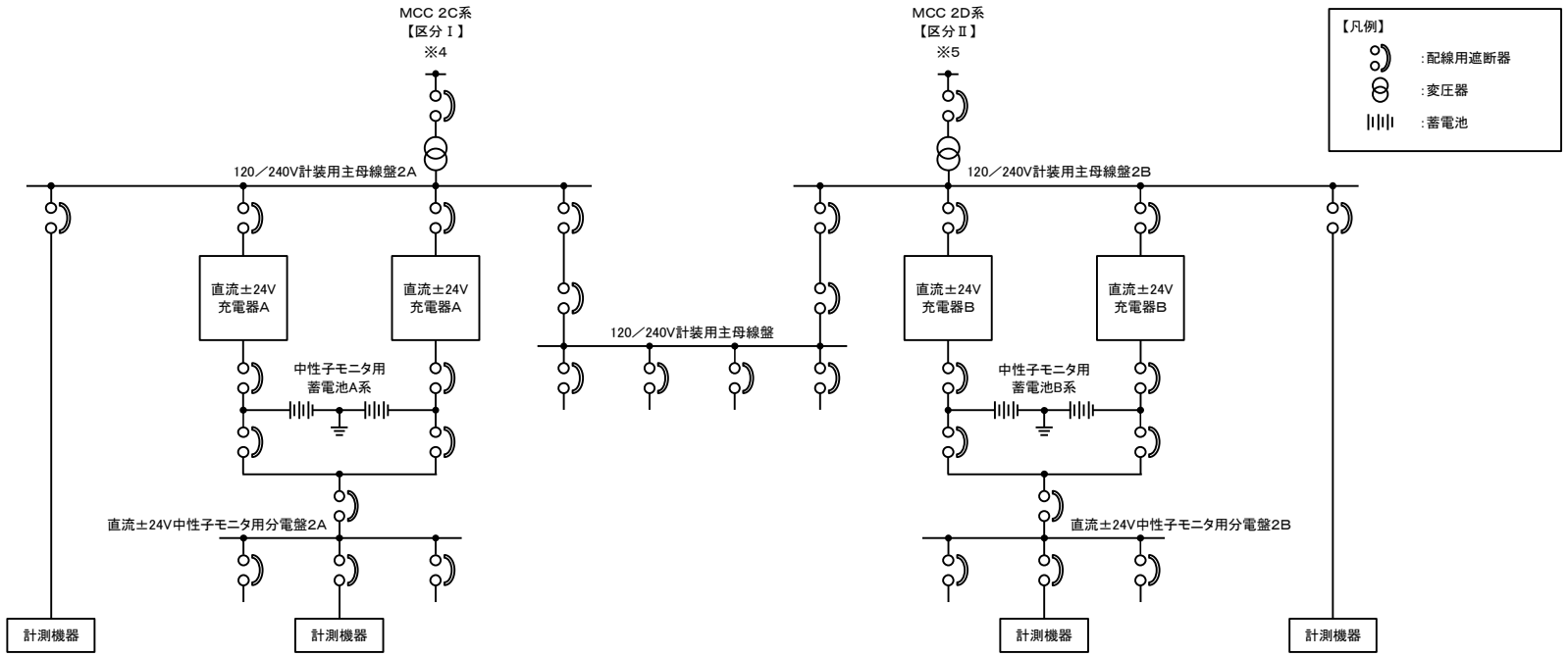


※1　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，⑩～⑫より構成する。

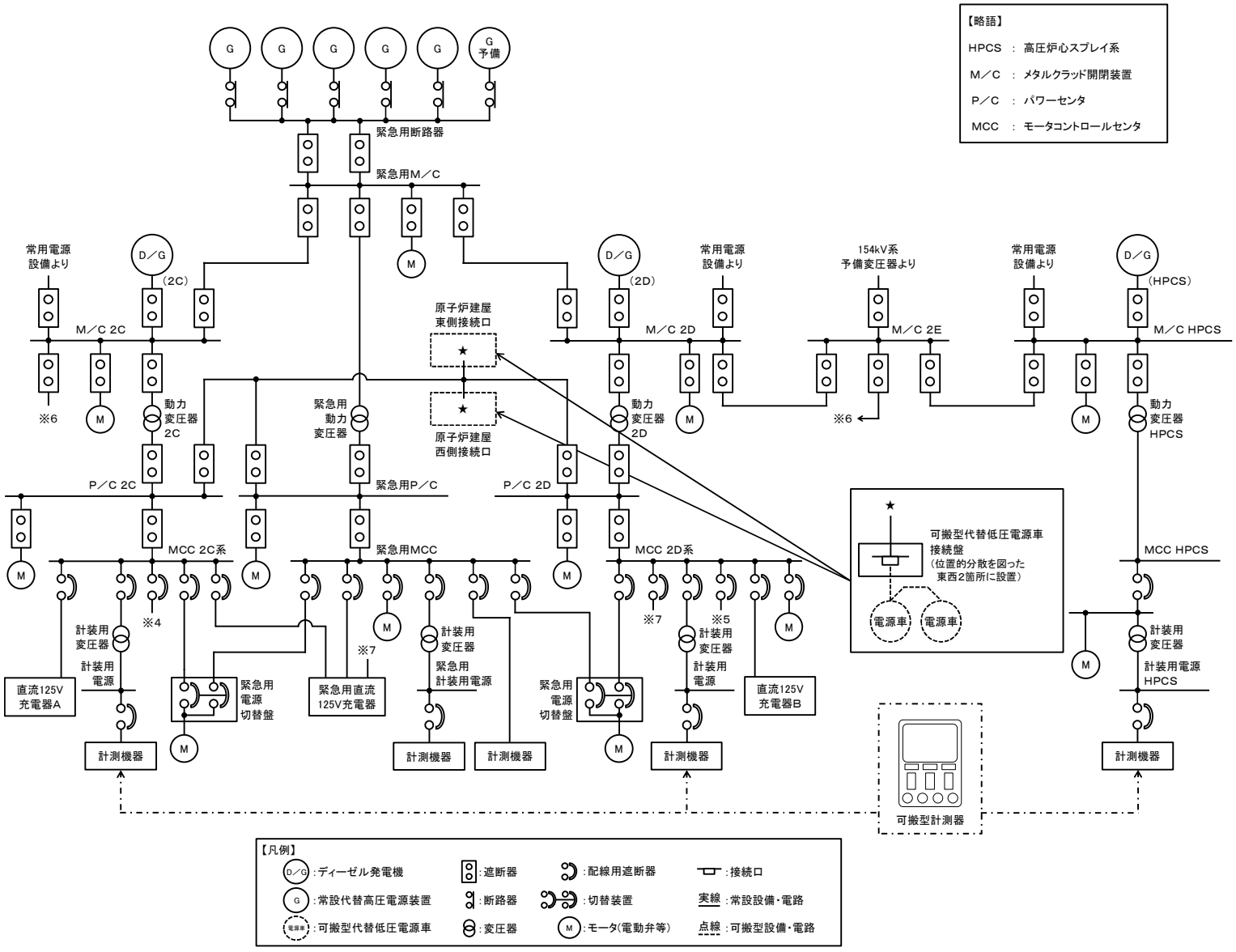
第 1.15－3 図　主要設備　系統概要図（3／3）



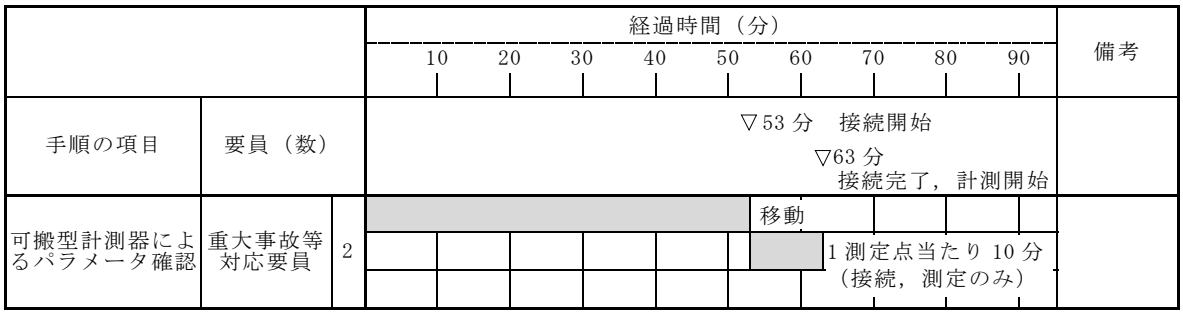
第1.15－4図　計器の電源構成図（直流電源）（1／3）



第 1.15－4 図　計器の電源構成図（直流電源）（2／3）



第1.15－4図　計器の電源構成図（交流電源）（3／3）



第 1.15－5 図　可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／4）

技術的能力審査基準（1.15）	番号	設置許可基準規則（58 条）	技術基準規則（73 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。	⑦
【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	—	【解釈】 1 第５８条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	【解釈】 1 第７３条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	—
a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）	②	a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）	a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）	⑧
b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。	③	b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	⑨
iii）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	④	iii）推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	iii）推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	⑩
c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑤	c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑪
d）直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。	⑥	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／4）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	既設 新設	① ② ⑦ ⑧	－	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの常用計器
代替パラメータによる推定	重要代替計器	既設 新設	① ③ ④ ⑦ ⑨ ⑩	－	代替パラメータによる推定	常用代替計器
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦	－	－	－
代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	－	－	－
	可搬型代替交流電源設備	新設				
代替電源（直流）からの給電	所内常設直流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	－	－	－
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，ＳＰＤＳデータ表示装置）	新設	① ⑤ ⑦ ⑪	－	パラメータ記録	プロセス計算機
						記録計

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／4）

技術的能力審査基準（1.15）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に，当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため，計器の故障時の対応，計器の計測範囲を超えた場合への対応，計器電源の喪失時の対応，計測結果を記録する手順等を整備する。
【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	－
a)設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）	当該重大事故等に対処するために監視することが必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）は，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（設計基準最大値，計測範囲，個数，耐震性，使用電源）を明確化する。 なお，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの把握能力を第1.15－2表に示す。
b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 ⅰ）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ⅱ）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。 ⅲ）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難になった場合又は計測範囲を超えた場合は，当該パラメータの他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定及び可搬型計測器により計測する手順を整備する。 また，重要代替監視パラメータが複数ある場合は，推定する重要監視パラメータとの関係性，検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し，優先順位を定める。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／4）

技術的能力審査基準（1.15）	適合方針
	なお，代替パラメータの優先順位及び推定方法を第1.15－3表に示す。
c)原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録できること。	原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ表示装置により計測又は監視及び記録する手順を整備する。 また，複数の計測結果を計算により推定するパラメータの値及び可搬型計測器により計測した値（換算表等を用いた換算結果）を記録用紙に記録する手順を整備する。
d)直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。	監視する計器に供給する計器電源が喪失し，監視機能が喪失した場合に，代替電源設備として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から，計器へ給電する手順を整備する。 また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合は，特に重要なパラメータとして，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する手順を整備する。 なお，電源の供給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

重大事故等対処に必要なパラメータの選定

1. 選定の考え方

炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは，技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15（設置許可基準規則第 44～58 条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより選定する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保，原子炉建屋内の水素濃度，原子炉格納容器内の酸素濃度，使用済燃料プールの監視）及び代替パラメータは，以下の通り分類する（第１図参照）。

なお，重大事故等の対処に必要なパラメータのうち，原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを次の 2 項で選定する。また，全ての監視対象パラメータについては添付資料 1.15.3 で整理する。

主要パラメータ

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を，少なくとも１つ以上を有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測されるが，計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータ

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を，少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。

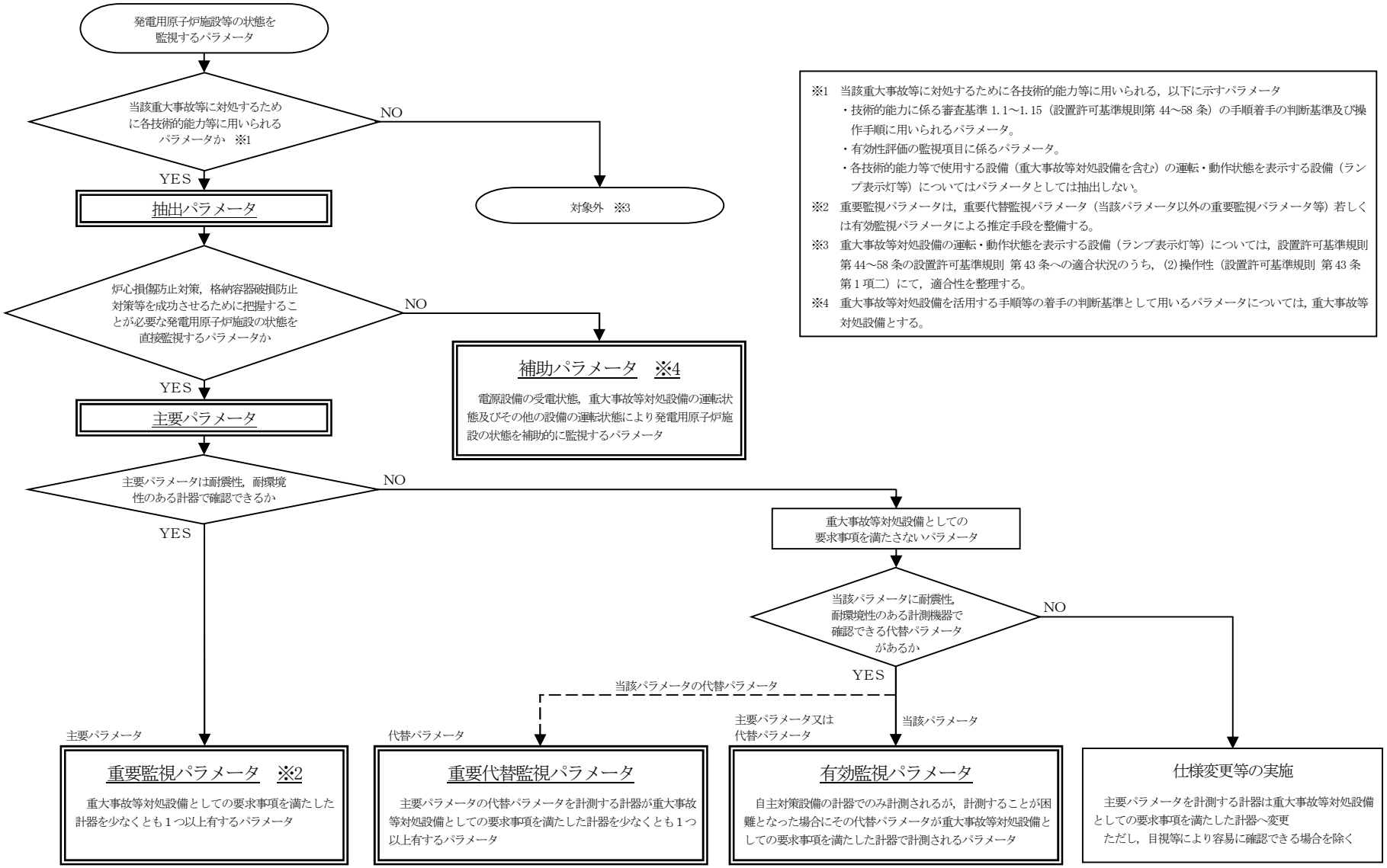
・常用代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器でのみ計測されるパラメータをいう。

補助パラメータ

抽出パラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により，発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。

なお，主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず，かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は，重大事故等時に原子炉施設の状況を把握するため，主要パラメータを計測する計器の１つを，重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。



第１図　重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

2.　選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして，技術的能力に係る審査基準1.1～1.15 のパラメータの手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータの中から，炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を第１表に示す。

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ（1／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力

※：［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（2／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
	代替循環冷却系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	原子炉隔離時冷却系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
	高圧炉心スプレイ系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	残留熱除去系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	低圧炉心スプレイ系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

※：［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（3／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 サプレッション・プール水位
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器下部水温	主要パラメータの他チャンネル
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル雰囲気温度 ［ドライウェル圧力］※
	サプレッション・チェンバ圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ［サプレッション・チェンバ圧力］※
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ［格納容器下部雰囲気温度］※
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ［格納容器内水素濃度］※

※：［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（4／7）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）
未臨界の維持又は監視		起動領域計装	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装 ［制御棒操作監視系］※
		平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 起動領域計装 ［制御棒操作監視系］※
		［制御棒操作監視系］	起動領域計装 平均出力領域計装
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ雰囲気温度
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	代替循環冷却系原子炉注水流量 サプレッション・プール水温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 フィルタ装置スクラビング水温度
		フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置圧力
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	主要パラメータ（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））の他チャンネル
		フィルタ装置入口水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度（ＳＡ）
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル

※：［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（5／7）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サプレッション・プール水温度
		残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
		残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）
		原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力
		ドライウェル圧力	サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル雰囲気温度 ［ドライウェル圧力］※2
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※2
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※２
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※2
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※2

※：［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（6／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保	サプレッション・プール水位	高圧代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	代替淡水貯槽水位	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） サプレッション・プール水位 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	西側淡水貯水設備水位	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） サプレッション・プール水位

※：［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（7／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 ［格納容器内酸素濃度］※
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

※：［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

重大事故等時における運転員の対応操作においては，監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また，対応操作の実施にあたって，監視計器を用いて適切な手順を選定し，適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である。

重大事故等時に，運転員が確認する監視項目について，主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて，「2. 監視項目」に示すパラメータを第１表の通り取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。

(1) 技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ【技術的能力における各手段の判断と確認】

(2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】

3. 重大事故等対処に係る監視事項について

第１表の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。

ａ.「対応手段」欄は，事故処置中に確認する項目，対応手段を示す。

ｂ. 各技術的能力の「項目」欄については，抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断又は確認する項目を示す。

ｃ.「抽出パラメータを計測する計器」欄は，判断基準の確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。

ｄ.「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は，抽出パラメータが監視できない場合に監視するパラメータを計測する計器を示す。

ｅ.「SBO 影響（直後）」欄は，全交流動力電源喪失発生直後（蓄電池が健全）において，蓄電池からの給電により監視可能な計器数を

示す。

f．「SBO 影響（負荷切離し後）」欄は，負荷を切離し，直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。

g．「パラメータ分類」欄は，抽出パラメータの分類を示し，その結果を①～③にて示す。

① 重要監視パラメータ

② 有効監視パラメータ

③ 補助パラメータ

h．「補助パラメータ分類理由」欄は，補助パラメータの選定について，その理由を示す。

i．「評価 計器故障等」欄は，抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に，判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータによる推定可否を評価し，監視方法を示す。

j．「評価 SBO）欄は，全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に，判断基準の確認が可能なパラメータの監視方法を示す。

・負荷を切離し，直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し，監視方法について記載している。

第１表　重大事故等対処に係る監視事項（例）

a. 対応手段	b. 項目	監視パラメータ											
		分類	c. 抽出パラメータを計測する計器						d. 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		g. パラメータ分類	h. 補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		i. 計器故障等	j. SBO
					e. 直後	f. 負荷切離し後					e. 直後	f. 負荷切離し後		
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	判断基準／操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量	4	4	4		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

※　抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は，計測されるパラメータが重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータであることを示す。

※　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

なお，第１表について，２項で設定した監視項目（【技術的能力における各手段の判断と確認】及び【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】）について，以下の順に整理する。

1.　技術的能力における各手段の判断と確認

・1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
・1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
・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
・1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
・1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
・1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
・1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
・1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
・1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
・1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
・1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順書
・1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
・1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
・1.14　電源の確保に関する手順等

2.　有効性評価の監視項目に係る判断と確認

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

・2.1　高圧・低圧注水機能喪失
・2.2　高圧注水・減圧機能喪失
・2.3　全交流動力電源喪失
  ・2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）
  ・2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）
  ・2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）
・2.4　崩壊熱除去機能喪失
  ・2.4.1　取水機能が喪失した場合
  ・2.4.2　残留熱除去系が故障した場合
・2.5　原子炉停止機能喪失
・2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

・2.7　格納容器バイパス(インターフェイスシステムＬＯＣＡ)
・2.8　津波浸水による最終ヒートシンク喪失

(2) 重大事故
・3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
　・3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合
　・3.1.3　代替循環冷却系を使用できない場合
・3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
・3.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
・3.4　水素燃焼
・3.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

(3)使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
・4.1　想定事故１
・4.2　想定事故２

(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
・5.1　崩壊熱除去機能喪失
・5.2　全交流動力電源喪失
・5.3　原子炉冷却材の流出
・5.4　反応度の誤投入

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.1.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「スクラム」（原子炉出力） 原子炉手動スクラム	判断基準	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「スクラム」（原子炉出力） 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	操作	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.1.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	判断基準	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
	操作	原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	判断基準	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 ほう酸水注入	操作	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.1.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（1／3）	原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0		起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0		制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0		平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0		制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 原子炉水位低下による原子炉出力抑制	操作（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 原子炉水位低下による原子炉出力抑制	操作（3／3）	原子炉圧力容器への注水量	給水流量	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	操作	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		補機監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッダ差圧	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ａ．中央制御室からの高圧代替注水系起動														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	電源	緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（3／3）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									常設高圧代替注水ポンプ吐出圧力	1	1	1		常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 b．現場手動操作による高圧代替注水系起動														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	電源	緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（3／3）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1				
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1				
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－
		補機監視機能	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－
			高圧代替注水系タービン入口圧力	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			高圧代替注水系タービン排気圧力	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水 ａ．現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準（1／3）	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
ＡＭ設備別操作手順書		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1				
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（3／3）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1		サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			可搬型回転計	1	0	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.3　重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1)　重大事故等の進展抑制 ａ．ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		水源の確保	純水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.3　重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1)　重大事故等の進展抑制 b．制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		補機監視機能	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
		補機監視機能	制御棒駆動系冷却水ライン流量	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.4　設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (1)　原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4				
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能			
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－		
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									残留熱除去系系統流量	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能			
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1				
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0				
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.4　設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (2)　高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準（1／2）	電源	M／C HPCS電圧	1	1	1	③	非常用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤HPCS電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　代替減圧 ａ．手動操作による減圧														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	判断基準	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	操作（4／4）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　代替減圧 ａ．手動操作による減圧														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等	判断基準	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等	操作（4／4）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　代替減圧 ａ．手動操作による減圧															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」	判断基準（１／２）	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1			
									低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」	操作（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　常設直流電源系統喪失時の減圧 ａ．可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　常設直流電源系統喪失時の減圧 ｂ．逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (2)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 ａ．非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え】														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等	判断基準	駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	操作	補機監視機能	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (2)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 ａ．非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 【非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ切替え】														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」 等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (2)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 b．可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等	判断基準	駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	操作	補機監視機能	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (2)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 c．非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.4　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手順 (1)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」	判断基準（1／2）	格納容器バイパスの監視	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係からドライウェル雰囲気温度によりドライウェル圧力の代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	判断基準（2／2）	格納容器バイパスの監視	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」	操作（1／5）	格納容器バイパスの監視	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	2 2	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	操作（2／5）	格納容器バイパスの監視	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									［エリア放射線モニタ］	21	21	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	操作（3／5）	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	① ① ① ①	－ － － －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	操作（4／5）	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	操作（5／5）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水 (a)　低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用直流125Ｖ主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／４）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水 (b)　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
			西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（4／4）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
			西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水 (c)　代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	2 2 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水 (d)　消火系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		電源	Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		電源	直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水 (e)　補給水系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧 (a)　残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにてE確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧 (b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125Ｖ主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水 (b)　代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水 (c)　消火系による残存溶融炉心の冷却														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－		－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水 (d)　補給水系による残存溶融炉心の冷却														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.1　発電用原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水 (e)　低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	
			西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
				1	1	1	①	－	原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
				1	1	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
			低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1					
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能			
			西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.2　発電用原子炉運転停止中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ｂ．原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 (a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱														
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
		最終ヒートシンクの確保	原子炉冷却材浄化系系統流量	2	2	0	③	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－	
			原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.2　発電用原子炉運転停止中における対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧 (a)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－		－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
	操作（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.3　設計基準事故対処設備による対応手順 (1)　残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	最終シートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.3　設計基準事故対処設備による対応手順 (2)　低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	2 2 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終シートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	2 2 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.4.2.3　設計基準事故対処設備による対応手順 (3)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（3／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2				
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1				
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1				
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1				
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－	
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流 125V 主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作手順書	判断基準（３／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／3）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能		
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b)　フィルタ装置スクラビング水補給															
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c)　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
AM設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能		
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの設計流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・プール水温度	1	1	1	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能ル		
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8			
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d)　フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換															
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（SA）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e)　フィルタ装置スクラビング水移送														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） b．耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	電源	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用Ｐ／C電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用直流 125V 主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／3）	最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	計器用空気系系統圧力	2	0	0	③	耐圧強化ベント系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	電源	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流 125V 主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／3）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能		
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（3／3）	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (b)　フィルタ装置スクラビング水補給															
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (c)　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
AM設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能		
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注入流量	2	2	2	ポンプの設計流量と代替循環冷却系原子炉注入流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能ル		
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8			
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (d)　フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（SA）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (e)　フィルタ装置スクラビング水移送														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源喪失時の場合） b．耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	電源	緊急用M／C電圧	1	1	1	③	緊急用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用P／C電圧	1	1	1	③	緊急用P／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用直流 125V 主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 ａ．緊急用海水系による冷却水（海水）の確保														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 b．代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.5.2.3　設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (1)　残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	2 2	2 2	1 2	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・プール水温度	3	3	3			
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1			
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1			
			残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
			残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／５）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／５）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であれば，ドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であれば，サプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（4／5）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（５／５）	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ （ｂ）消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（3／4）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（4／4）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／５）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／５）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（4／5）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（5／5）	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）														
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／５）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／５）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（4／5）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（5／5）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1		西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／3）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1	西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1			
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／４）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3		サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／４）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流 125V 主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.6.2.1　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
1.6.2.2　原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.2　原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後			
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ																
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2		直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		原子炉圧力	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
										原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
										原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－		サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
										［ドライウェル圧力］	2	0	0		監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－		ドライウェル圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
										［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0		監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ (d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1		西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能		
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能		
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1 1	1 1	1 1		西側淡水貯水設備を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	1	1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，西側淡水貯水設備水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1				
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1				
									サプレッション・プール水位	1	1	1				
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後			
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ｂ．格納容器代替除熱 (a) ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱																
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2		直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		原子炉圧力	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
										原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1			
										原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1			
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③			－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能			
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能			
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能			
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能			
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能			
		補機監視機能	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
			Ｐ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
			原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		補機監視機能	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．　復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
										原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
										原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－		サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
										［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能。	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－		ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
										［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能。	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能。	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
1.6.2.2　原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．　復旧 (b) 残留熱除去系復旧後のサプレッション・プールの除熱															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
										原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－		サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－		サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
	操作（１／２）	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サプレッション・プール水温度	3	3	3			
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能		
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1			
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1			
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.3　設計基準事故対処設備による対応手順 (1)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定		
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／５）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／５）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（４／５）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（５／５）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.3　設計基準事故対処設備による対応手順 (2)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱															
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3		サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／２）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4		除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3			
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系熱交換器入口温度と残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0		残留熱除去系海水系，緊急用海水系の流量が確保されていることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能。	
									緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1			
									緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1			
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－		－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 ａ．代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／２）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125Ｖ主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／４）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替循環冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの設計流量と代替循環冷却系原子炉注水流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
			代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	2	2	①	－	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（４／４）	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ出口流量	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／3）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉建屋の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第二弁操作室の正圧化														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		補機監視機能	第二弁操作室差圧	1	1	1	③	第二弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			空気ボンベユニット空気供給流量	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b.　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) フィルタ装置スクラビング水補給															
AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
ＡＭ設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの設計流量と代替循環冷却系原子炉注水流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタ装置スクラビング水移送														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 ｃ．　サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
	操作（１／２）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／２）	補機監視機能	薬液タンク圧力	1	1	1	③	サプレッション・プール水ｐＨ制御設備の状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			薬液タンク液位	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a．　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）															
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／3）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	1	1	1	③	非常用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤２Ｂ電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	5	3	3	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（２／３）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	－	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置スクラビング水温度により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により，格納容器逃がし装置の健全性を代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	① ①	－ －	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (b) 第二弁操作室の正圧化														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1	1	1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		補機監視機能	第二弁操作室差圧	1	1	1	③	第二弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			空気ボンベユニット空気供給流量	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a.　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (c) フィルタ装置スクラビング水補給														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換															
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作手順書	操作（2／2）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	ポンプの設計流量と代替循環冷却系原子炉注水流量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a．　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	［格納容器内水素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			［格納容器内水素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チャンバ圧力により，事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により，水素爆発の可能性を把握可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能	
			［格納容器内酸素濃度］	2	0	0	②	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (f) フィルタ装置スクラビング水移送														
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	フィルタ装置圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，フィルタ装置圧力により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	2	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.1　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水 ａ．格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／３）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（２／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	1 1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	2 2 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	10	10	10	①	—	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（３／３）	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｍ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用Ｐ／Ｃ電圧	1	1	1	③	緊急用Ｐ／Ｃの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	制御棒位置指示	185	185	0	③	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1			
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（1／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									［ドライウェル圧力］	2	0	0	監視可能であればドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により代替監視可能	
									［サプレッション・チェンバ圧力］	2	0	0	監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サプレッション・プール水温度	3	3	3	サプレッション・プール水温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器下部水温	5	5	5	①	—	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（2／3）	原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	10	10	10	①	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，格納容器下部水位の代替監視可能		
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ＜0.2m）において，格納容器下部雰囲気温度により，デブリが冠水されていることを代替監視可能。		
			［格納容器下部雰囲気温度］	2	2	2	②	－	－	－	－	－	－	－	
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
									格納容器下部水位	10	10	10	格納容器下部水位の水位変化により，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能		
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	操作（３／３）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位，サプレッション・プール水位の変化より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									サプレッション・プール水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力により，代替淡水貯槽水位が確保されていることを監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.1　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水 b．格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３a」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準（１／４）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ