

8. 補足資料

補足 (1)

第159回審査会合（平成26年11月13日）からの主要な変更点について

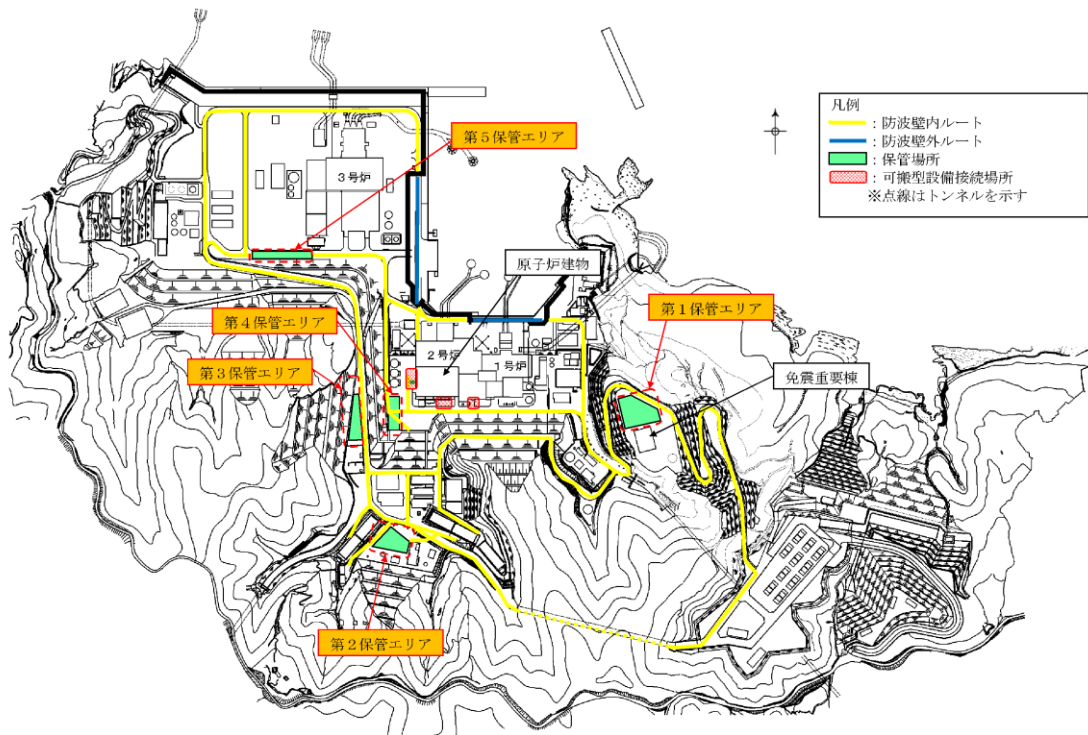
第159回審査会合（平成26年11月13日）から第819回審査会合（令和元年12月24日）間の主な変更点について、先行他プラントの状況や島根2号炉の審査の進捗により対応が必要となった保管場所及び屋外アクセスルートについて、以下のとおり変更を実施した。

1. 保管場所の変更について

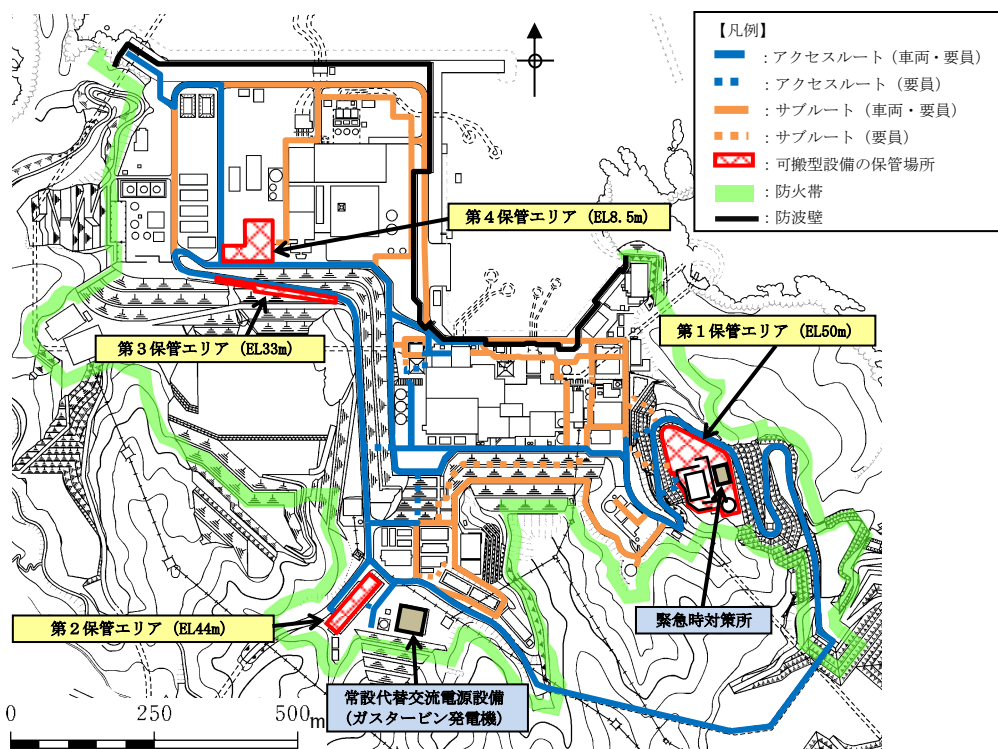
- ・予備も原子炉建物から100m以上の離隔距離を確保することとしたため、2号炉原子炉建物から100m以内に予備置場として設定していた第4保管エリアを他の保管場所と統合し、第5保管エリアを第4保管エリアとして再設定した。
- ・可搬型設備の数量見直し等に伴い、第1保管エリア及び第4保管エリアの形状を変更した。
- ・構内敷地造成、可搬型重大事故等対処設備等の数量見直しに伴い、第3保管エリアをE L44mからE L33mに移設した。
- ・輪谷貯水槽（西1／西2）を密閉式貯水槽に変更し、貯水槽上面を第2保管エリアとして設定した。

2. 屋外アクセスルートの変更について

- ・発電所構内の道路をアクセスルート（可搬型設備の運搬、要員の移動等が可能なルート）とサブルート（地震及び津波時に期待しないルート）に再設定した。
- ・1号炉北側の防波壁内側に新たにサブルートを設定し、防波壁内側に1、2号炉の周回ルートを確認した。
- ・管理事務所2号館は損壊することを前提として評価を行った。その結果、必要な幅員が確保できないことから、南側背後斜面の一部を切取り、管理事務所2号館の損壊による影響範囲外にアクセスルートの必要な幅員を確保した。
- ・通行不能となる全ての段差発生箇所に対して、あらかじめ段差緩和対策を行うこととする。これにより、仮復旧なしで可搬型設備の通行が可能である。



第1図 保管場所設備及び可搬型設備アクセスルート
(平成26年11月13日説明時点)



第2図 保管場所設備及び屋外アクセスルート

作業に伴う屋外の移動手段について

1. 作業に伴う屋外の移動手段について

重大事故等時の屋外の移動手段については、対応する要員の負担及び対応する作業の迅速化の観点から、車両が使用可能な場合には車両による移動を基本とする。

なお、地震による重大事故等時において、緊急時対策所から可搬型重大事故等対処設備の保管場所までのアクセスルートは必要な幅員を確保可能である。

(別紙(19)参照)

2. 徒歩移動が必要となる作業に関する作業員の負担

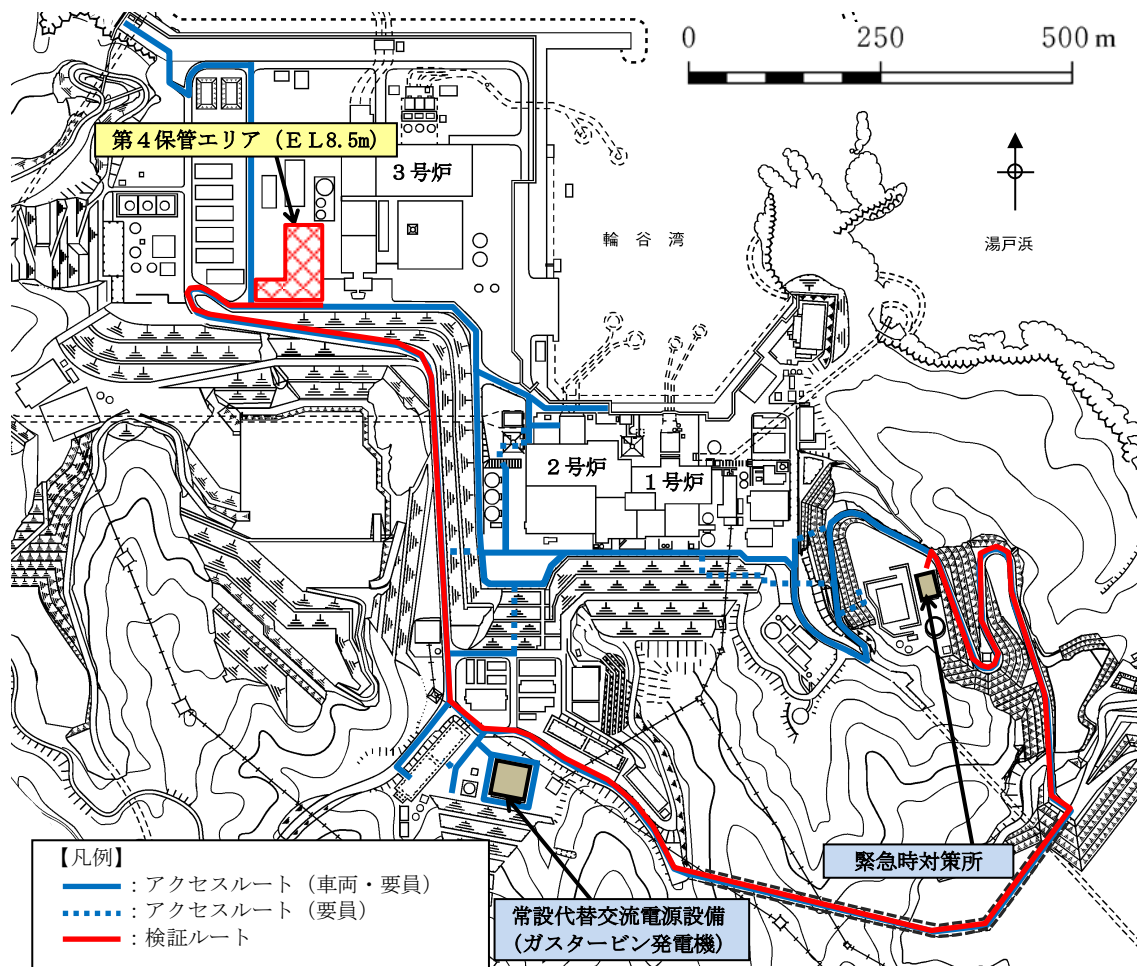
アクセスルートが確保できず車両による移動が困難な場合は、重機を操作する要員が保管場所まで徒歩で移動する必要がある。

この場合、炉心損傷の徴候等に応じて放射線防護具を着用する（炉心損傷の徴候等に応じて指示者が適切な放射線防護具類を判断し、要員に着用を指示する。）が、移動後の作業は重機での操作となること、重機にはエアコンが装備されていることから、酷暑期であっても作業負担は軽減される。

また、アクセスルートが確保されてからは車両で移動できることから、徒歩による移動はないものと考えている。

3. 徒歩移動時間の検証

通常状態の道路における徒歩移動時間が時速 4 km であることの妥当性について、保守的に放射線防護具を着用した状況（全面マスク等を着用）での移動時間を検証した。



第1図 徒歩移動検証ルート

第1表 緊急時対策所から第4保管エリアまでの徒歩による移動時間

ケース		所要時間	参考	
			天候等	被験者年齢
被験者A	全面マスク +化学防護服	29分41秒	曇り 気温：11.0℃ 湿度：67%	56才
被験者B	+被水防護服 +化学防護手袋	30分04秒		26才
被験者C	+化学防護 長靴+ヘッド	31分42秒		41才
被験者D	ライト	32分07秒		39才

緊急時対策所から第4保管エリア（約2,710m）まで、徒歩での移動時間は約30分～32分であった。移動時間は積雪や暑さ等の環境による影響も考えられるが、途中休憩を取る、又はスローペースで移動することにより想定する移動速度（時速4kmで想定すると41分）程度での移動は可能であることを確認した。

屋内のアクセスルートにおける資機材設備の転倒調査について

アクセスルートにおける資機材設備の転倒等による影響について、有効性評価の各事象の対応操作毎にウォークダウンを行っている。

具体的な確認内容については、有効性評価の事象の対応操作において、時間的余裕が少ない注水弁電源切替操作を例に、中央制御室から原子炉建物3階にあるA及びB非常用電気室送風機室までのウォークダウン結果を示す。

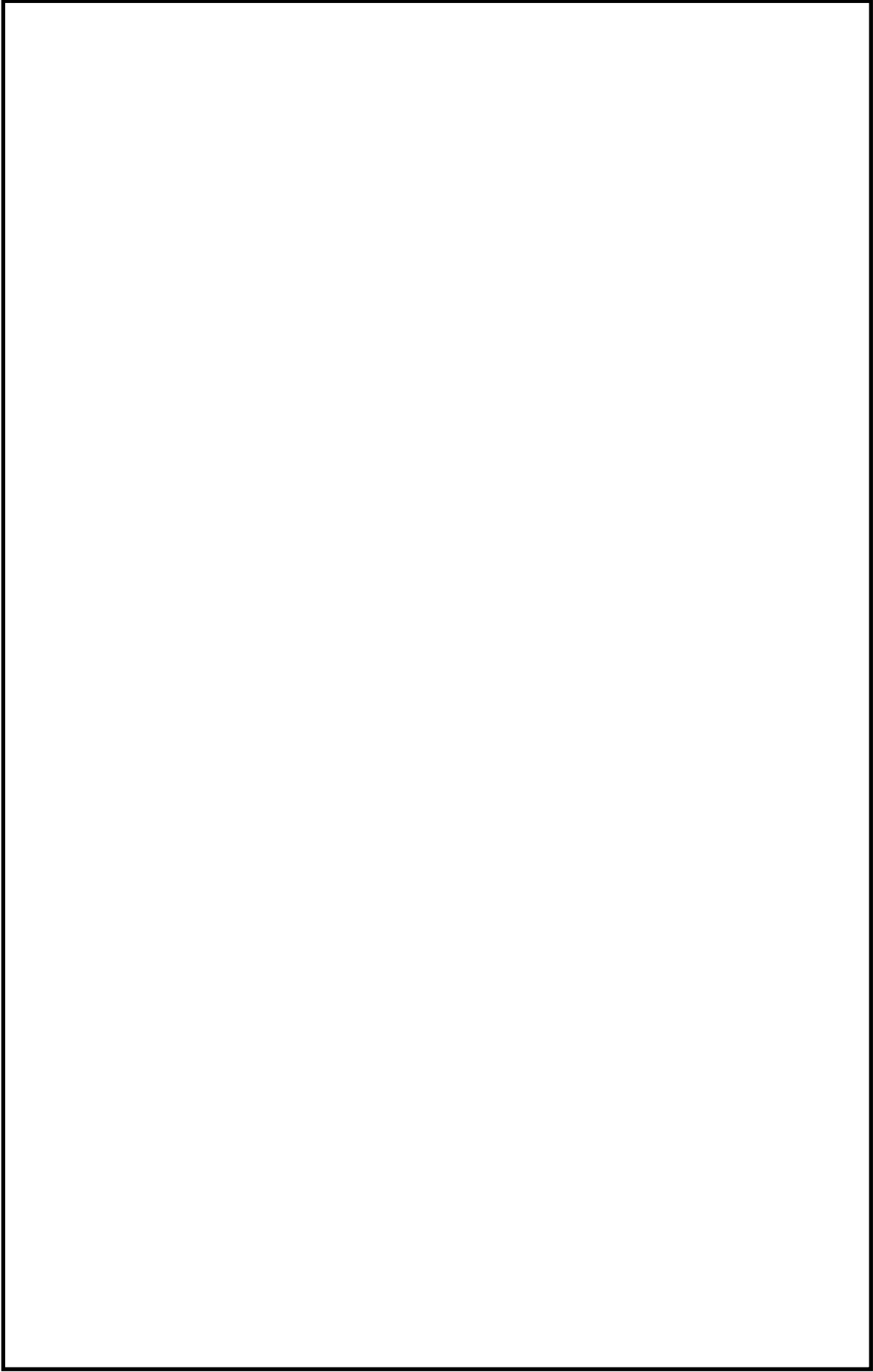
ウォークダウンに用いたアクセスルートは第1図のとおりである。

ルート近傍にある資機材設備の場所及び大きさ、通路幅を計測した結果は第1表のとおりであり、「アクセスルート近傍の設置物は、転倒防止処置を施している物を含めすべて転倒する」ものとし、「設置物が転倒した際、最も通路がふさがれるパターンを想定しても通行可能な幅が30cmあれば通過可能」、「設置物が転倒した際に設置物の移動が可能な場合（重量物でない場合）は、通過可能」とした場合の各資機材設備に対する通行可能性評価を行った。通行できない場合は乗り越えることを想定する。

このケースの場合、乗り越えの可能性のある場所がないことを確認した。

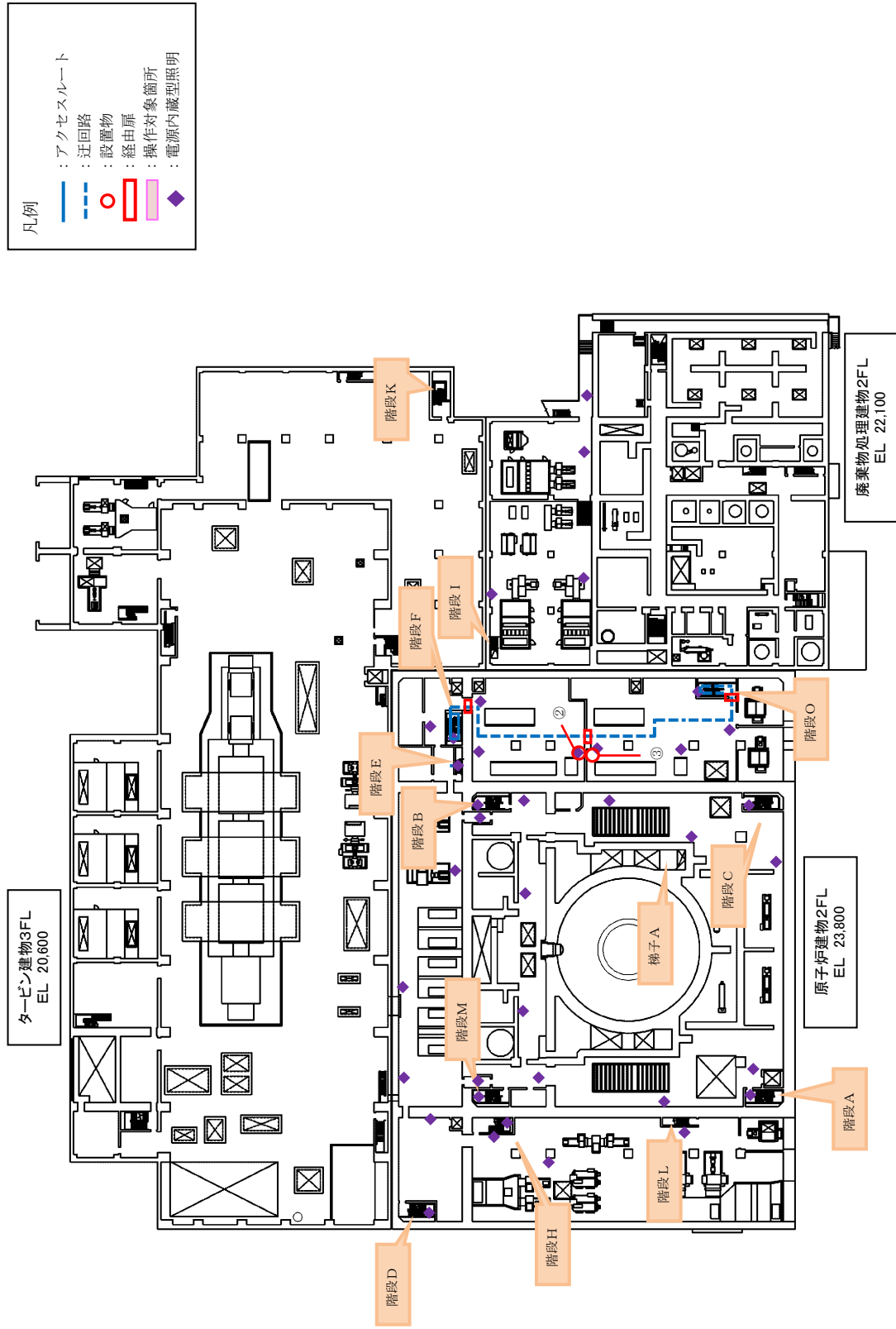
さらに、万一通常アクセスルートが使用できない場合を想定し、他のアクセスルートについても通過可能であることを確認した。（第1図の青破線）

このケースの場合、転倒による乗り越えの可能性のある箇所がないことを確認した。

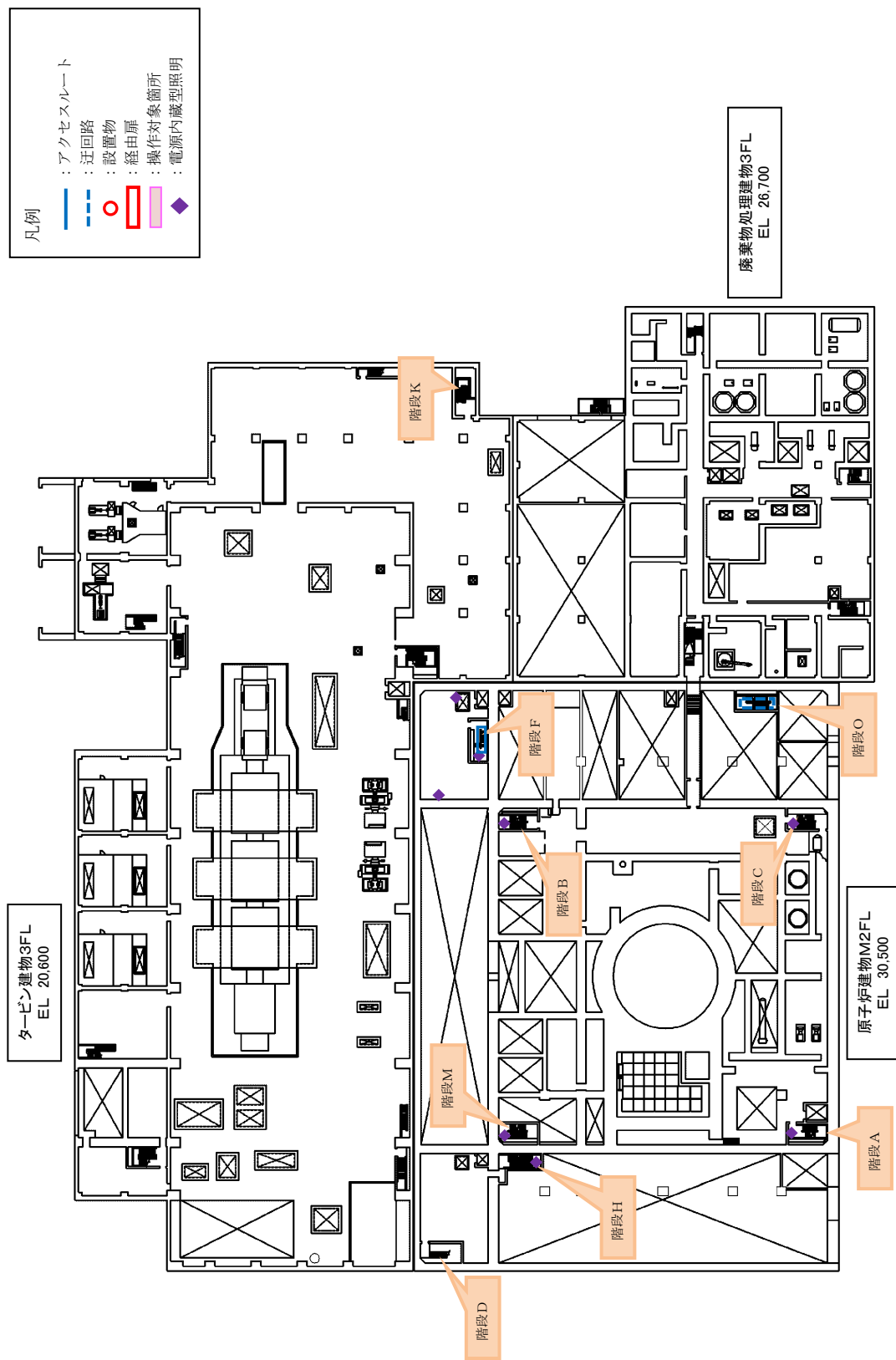


第1図 屋内のアクセスルートにおける資機材設備の転倒防止調査アクセスルート(1/4)

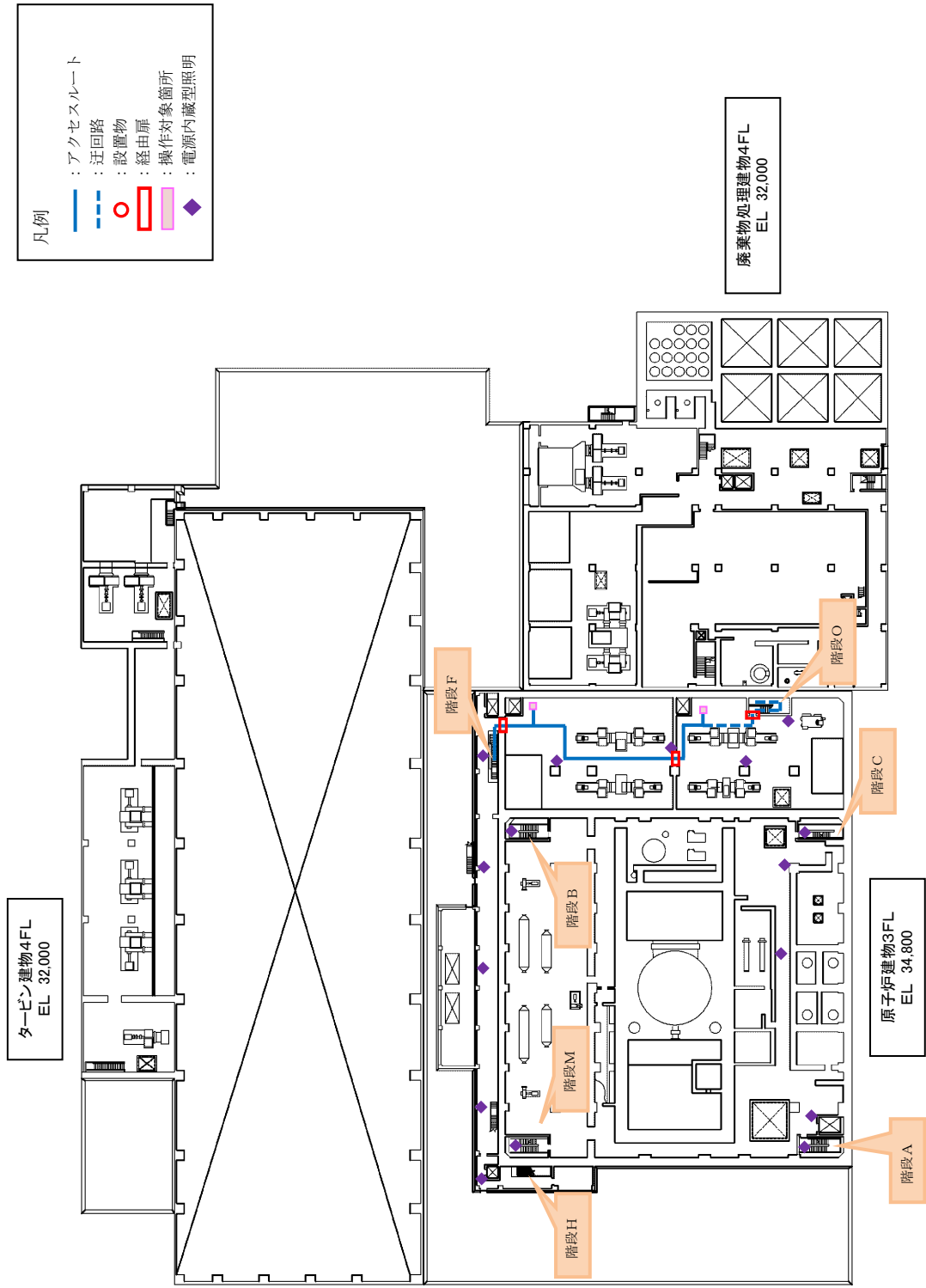
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1図 屋内のアクセスルートにおける資機材設備の転倒防止調査アクセスルート(2/4)



第1図 屋内のアクセスルートにおける資機材設備の転倒防止調査アクセスルート(3/4)



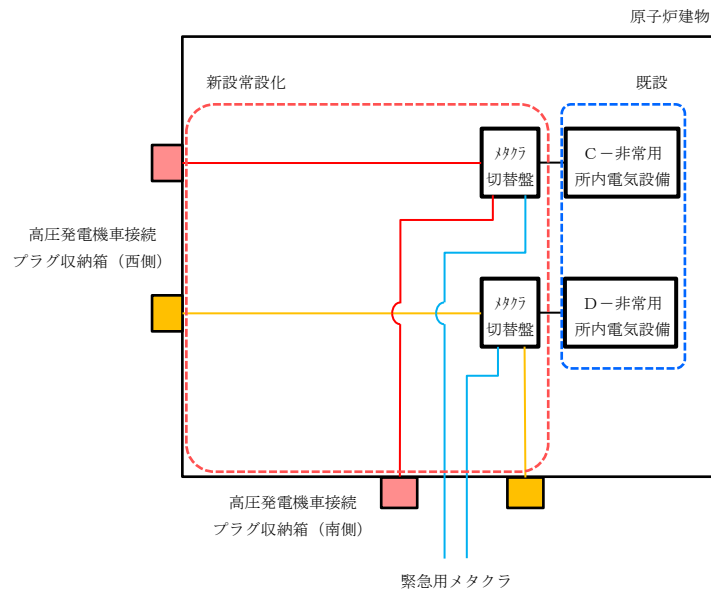
第1図 屋内のアクセスルートにおける資機材設備の転倒防止調査アクセスルート(4/4)

第1表 資機材設備の設置状況

番号	場所 (フロア)	物品名	(上段) 物品の計測結果[mm]				通路 の幅	写真
			高さ	奥行	幅	最大 長さ		
			(下段) 評価結果				[mm]	
①	廃棄物 処理建物 1階 補助盤室 連絡通路	資機材 保管庫	900	400	900	1,273	1,590	
			設置物が転倒したとしても通路の幅が十分なため アクセス性問題なし					
②	原子炉 建物 附属棟 2階 A-非常用 電気室	資機材 保管庫	1,800	400	900	2,013	2,300	
			設置物が転倒したとしても通路の幅が十分なため アクセス性問題なし					
③	原子炉 建物 附属棟 2階 B-非常用 電気室	踏み台	900	700	500	1,141	2,300	
			設置物が転倒したとしても通路の幅が十分なため アクセス性問題なし					

作業時間短縮に向けた取り組みについて

重大事故等時における可搬型代替交流電源設備からの電源供給を行う際、電源ケーブルを敷設する作業時間を短縮する観点で、第1図に示すあらかじめ建物内にケーブル等を敷設配置することを実施している。



第1図 電源設備の常設化概略図

屋外での通信機器通話状況の確認

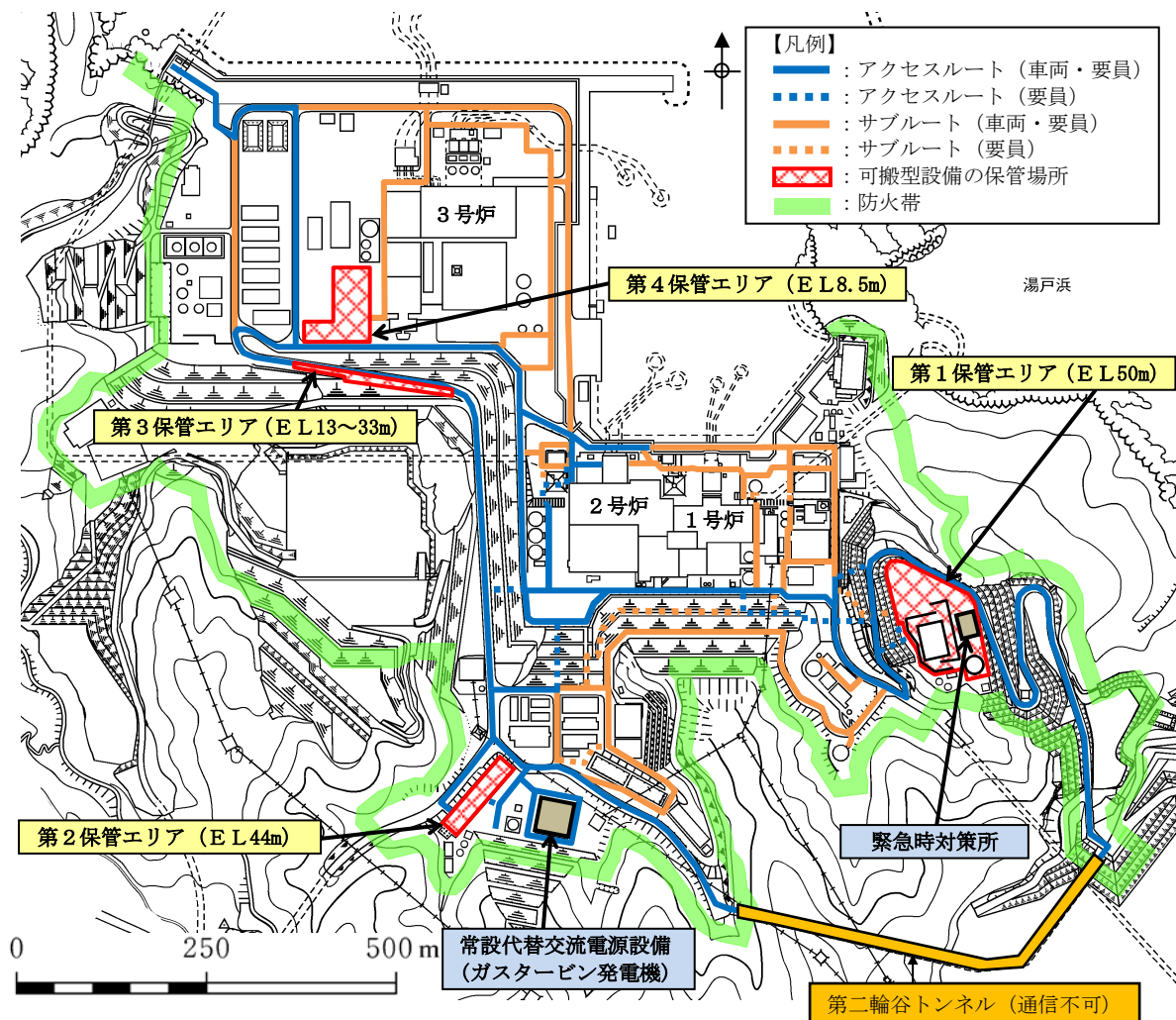
発電所構内における屋外での作業や移動中，及び発電所構外における要員参集の途中において，通信機器が確実に機能することを以下の方法により確認した。

方法：無線通信設備（携帯型）での通話確認

屋外アクセスルート上の車中，又は，歩行において，緊急時対策所及び中央制御室との通話が可能であることを確認する。

結果：アクセスルート，サブルートからの通信状況は良好であること（一部連絡が取りづらい場所も少しの移動で解消されること）を確認した。

なお，第二輪谷トンネルについては，通信連絡設備が使用できないことから，入域の際と退出の際に緊急時対策本部へ連絡する運用とする。



第1図 無線通信設備（携帯型）における通信状況の確認範囲

1～3号炉同時発災時における屋外のアクセスルートへの影響

1～3号炉同時発災時におけるアクセスルートへの影響について、有効性評価で提示したケースをもとに評価を行った。

1. 前提条件

(1) 想定する重大事故等＜有効性評価で説明＞

必要となる対応操作，必要な要員及び資源を評価する際に想定する各号炉の状態を第1表に示す。

東京電力福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し，島根原子力発電所1，2号炉について，全交流動力電源喪失及び燃料プールでのスロッシングの発生を想定する。なお，1号炉の燃料プールにおいて，全保有水喪失を想定した場合は自然対流による空気冷却での使用済燃料の冷却維持が可能と考えられるため^{※1}，必要な要員及び資源を検討する本事象では，燃料プールへの注水実施が必要となるスロッシングの発生を想定した。

また，不測の事態を想定し，1号炉において事象発生直後に内部火災が発生していることを想定する。なお，水源評価に際しては1号炉における消火活動による水の消費を考慮する。

なお，島根原子力発電所3号炉については，初装荷燃料装荷前のため，燃料からの崩壊熱除去が不要であり，アクセスルート等への影響評価のみを実施する。

2号炉について，有効性評価の各シナリオのうち，必要な要員及び資源（水源，燃料及び電源）ごとに最も厳しいシナリオを想定する。

2号炉への対応に必要なとなる緊急時対策所における活動，及び重大事故等対策に係る作業，アクセスルートの移動による現場の線量率を評価する際において，1号炉の状態は放射線遮蔽の観点で厳しい1号炉の燃料プールの全保有水喪失を想定する。

※1：技術的能力 添付資料 1.0.16 「重大事故等時における停止号炉の影響について」参照

(2) 必要となる対応操作及び必要な要員及び資源の整理

「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作，必要な要員，7日間の対応に必要なとなる資源，各作業の所要時間について，第2表及び第1図のとおり整理する。また，各号炉に必要な水量を第3表，1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数を第4表に示す。

(3) 想定する高線量場発生

2号炉への対応に必要な緊急時対策所における活動、及び重大事故等対策に係る作業、アクセスルートの移動による現場線量率の概略を第2図～第3図に示す。

2. 1～3号炉同時発災時におけるアクセスルートへの影響について

アクセスルートへの影響については、1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の現場線量率をもとに評価した。第2図に、線量率の概略を示す。

(1) 緊急時対策所への参集及び保管場所への移動による影響

緊急時対策所への参集については、管理事務所又は宿泊場所からのアクセスルートにおける徒歩の総移動時間は約10分であり、各エリアでの移動時間及び第2図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約1.7mSvとなる。

また、緊急時対策所から各保管エリアへの移動等における被ばく線量の一例として、緊急時対策所から第4保管エリア（保守性を考慮し最も移動時間がかかるエリア）への移動を考える。

徒歩での総移動時間は約40分であり、各エリアでの移動時間及び第2図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約0.45mSvとなる。

なお、線量率の高いエリアは限られることから、これらを極力避けることにより、被ばく線量を抑えることができる。また、徒歩での移動に比べ車両で移動した場合は総移動時間及び被ばく線量はより小さくなる。

よって、高線量場の発生を含め、1号炉に重大事故等が発生した場合であっても、2号炉の重大事故等への対応作業のためのアクセスは可能であり、重大事故等時における活動が可能である。

(2) 2号炉の重大事故等への対応作業への影響

2号炉の重大事故等への対応作業のうち、比較的時間を要する操作として原子炉補機代替冷却系の準備操作（資機材配置及びホース敷設、起動及び系統水張り）を想定しているが、1号炉の燃料プールに近い2号炉での当該操作場所での線量率は、第2図に示す線量率を内挿すると約5mSv/hとなる。

当該操作の想定操作時間は約7時間20分であること、及びこの想定操作時間には当該操作場所への移動時間が含まれていること、あるいは参集要員による操作要員の交代も可能であることから、重大事故等時における活動が可能である。

3. 1～3号炉同時発災時におけるアクセスルートの特異性について

1～3号炉同時被災時におけるアクセスルートの特異性について、徒歩での移動によるアクセスルートの特異性は考えづらいことから車両移動時の特異性について考慮する。

地震による被害想定一覧を第3図に示す。

(1) 可搬型設備の移動の特徴

島根原子力発電所の保管場所は、第1, 2, 3及び4保管エリアの4箇所にて可搬型設備が設置されている。このため、可搬型設備はタンクローリを除き、保管場所から設置場所に移動する際の往路のみとなるため、車両の流れは基本的には1方向になることが可搬型設備の移動における特徴である。(第3図)

(2) 検討内容

保管場所からの可搬型設備の移動において、第1, 2, 3及び4保管エリアから2号炉の使用場所までのアクセスルートのうち、仮復旧の必要はないが、車両が交互通行となるアクセスルート(幅員7m未満)となる箇所を第4図に示す。

第1, 4保管エリアから2号炉に向かうアクセスルート及び第2, 3保管エリアから作業場所へ向かうアクセスルートの一部で片側通行となるが、タンクローリを除き、可搬型設備は設置場所に移動する際の往路のみとなるため、車両の通行性に影響はない。

なお、1号炉への対処として、燃料プールへの大量送水車による注水(第1図)及びタンクローリによる給油が考えられるが、これらについても、可搬型設備の移動はタンクローリを除き保管場所から当該号炉への1方向となること、また、注水が必要になるタイミングまで十分な時間的余裕があること(第3表)から、アクセスルートの特異性の要因とはならず、対応作業への影響はないと考える。

また、アクセスルートのうち道幅が狭い箇所(第4図)を各車両が通行する場合は、無線通信設備(携帯型)を使用し相互連絡することにより、交互通行が可能であることから、車両の通行性に影響はない。

4. 評価結果

上記2～3.の評価及び対策により、1～3号炉が同時に発災しても、2号炉重大事故等の対応については影響を与えないことを確認した。

第 1 表 想定する各号炉の状態

項目	2号炉	1号炉
要員	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・燃料プールでのスロッシング発生 ・「3.1.3 霧囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用しない場合」 ・「4.2 想定事故 2」※¹ 	
水源	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・燃料プールでのスロッシング発生 ・「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」 ・「4.2 想定事故 2」※¹ 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失※² ・燃料プールでのスロッシング発生 ・内部火災※³
燃料	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・燃料プールでのスロッシング発生 ・「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」, 「2.6 LOC A時注水機能喪失」 ・「4.2 想定事故 2」※¹ 	
電源	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・燃料プールでのスロッシング発生 ・「2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）」 ・「4.2 想定事故 2」※¹ 	

※¹：サイフォン現象による漏えいは、サイフォンブレイク配管により停止される。

したがって、この漏えいによる影響はスロッシングによる溢水に包絡されるため、燃料プールからの漏えいは、スロッシングによる漏えいを想定する。

※²：燃料については高圧発電機車の運転継続を想定する。

※³：2号炉は火災防護措置が強化されることから、1号炉での内部火災を想定する。

第2表 同時被災時の1, 2号炉の燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
<p>内部火災に対する消火活動</p>	<p>建物内の火災を想定し, 当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する。</p>	<p>自衛消防隊</p>	<p>○水源 32m³ ○燃料 化学消防自動車: 約5m³ (0.0275 m³/h × 24h × 7日 × 1台) 小型動力ポンプ付水槽車: 約5m³ (0.025 m³/h × 24h × 7日 × 1台)</p>
<p>各注水系による燃料プールへの注水 (復水輸送系, 燃料プール補給水系, 消火系, 大量送水車による燃料プールへの給水, 2号炉は有効性評価のシナリオを想定)</p>	<p>各注水系による燃料プール及び格納容器への給水を行い, 燃料プールからの崩壊熱の継続的な除去を行う。</p>	<p>運転員, 緊急時対策要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員</p>	<p>○水源 (詳細は第3表参照) ・ 1号炉: 180m³ ・ 2号炉: 4,174m³** ※2号炉については有効性評価「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」で想定している水源 (3,600m³)も含む ○燃料 ・ 1号炉 大量送水車: 約12m³ (0.0677m³/h × 24h × 7日 × 1台) ・ 2号炉 大量送水車: 約12m³ (0.0677m³/h × 24h × 7日 × 1台)</p>
<p>高圧発電機車による給電, 受電</p>	<p>高圧発電機車による給電, 受電操作を実施する。</p>	<p>運転員, 緊急時対策要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員</p>	<p>○燃料 高圧発電機車: 約19m³ (0.11m³/h × 24h × 7日 × 1台)</p>
<p>燃料給油作業</p>	<p>大量送水車及び高圧発電機車に給油を行う。</p>	<p>緊急時対策要員</p>	<p>—</p>

第3表 1, 2号炉の必要な水量

	1号炉		2号炉	
	廃止措置中 ^{※1}		運転中 ^{※1}	
	炉	燃料プール	炉	燃料プール
炉心燃料	全燃料取り出し		装荷済	
原子炉開放状態	開放（プールゲート閉）		未開放（プールゲート閉）	
水位	—	NWL	重要事故シ ケンス（2.1 高圧・低圧注 水機能喪失, 2.4.2 崩壊 熱除去機能喪 失（残留熱除 去系が故障し た場合））に よる	NWL
想定するプラントの状態		スロッシング による漏えい +全交流動力 電源喪失		スロッシングに よる漏えい +全交流動力電 源喪失
スロッシング 溢水量 ^{※2} (m ³)		180		180
65℃到達までの 時間 (hr)		111		17.94
100℃到達までの 時間 (hr)		266.4		43.07
必要な注水量① ^{※3} (m ³)		—		394
事象発生からTAF到達まで の時間 (hr)		1,579		306.03
通常水位（オーバーフロー 水位）から必要な遮蔽水位 ^{※4} までの水位差 (m)		5.6		2.6
必要な注水量② ^{※3} (m ³)		180		574

※1：廃止措置中の1号炉は平成27年4月時点での崩壊熱により算出。2号炉はプラント停止50日後の崩壊熱により算出。

※2：1号炉の溢水量は、2号炉の評価結果に基づきスロッシングによる溢水量を設定。（1号炉の燃料プールは2号炉に比べて保有水量や表面積が小さいため溢水量は少なくなると考えられる）

※3：「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」：通常水位までの回復及びその後7日間通常水位を維持するために必要な注水量。

※4：2号炉原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）での現場の線量率が10mSv/h以下となる水位。（遮蔽水位の計算に用いた1号炉の線源の強度は保守的に設定（実際の保管体数798体に対して1,539体保管している前提で評価））

第4表 1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数

記載は設置台数であり、()内はその系統のみで注水するのに必要な台数

		1号炉	共通	備考
注水設備	復水輸送系	3(1)	—	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
	補給水系	3(1)	—	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
	消火系	2(1)	—	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
給電設備	大量送水車	1(1)	必要な台数に対して十分な台数を保有(1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能
	高圧発電機車	1(1)	必要な台数に対して十分な台数を保有(1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次給電を実施していくことが可能

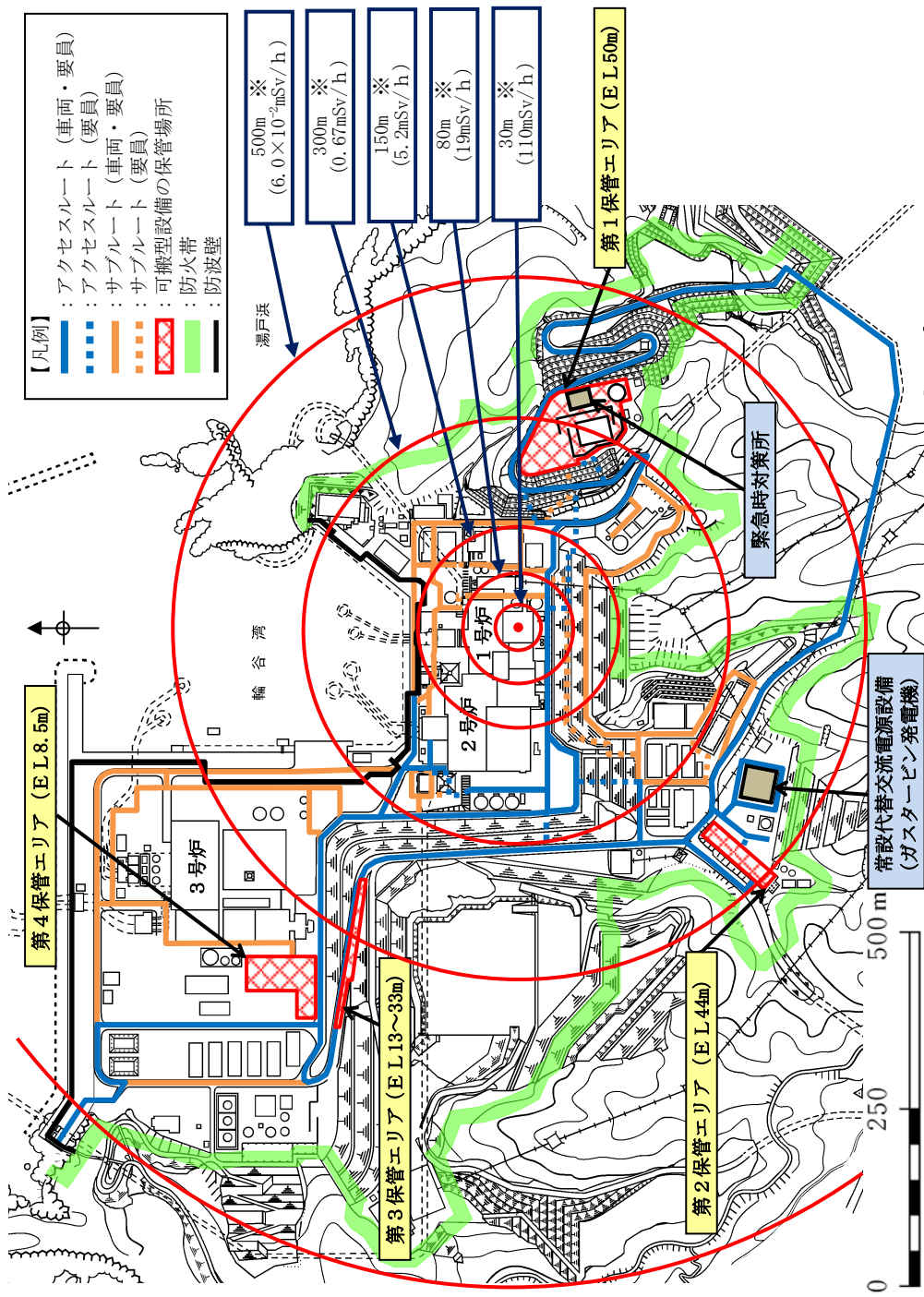
炉	実施箇所・必要人員数				構作項目	経過時間(時間)														備考
	運転員 (中央制御室) ※	運転員 (現場)	緊急時対応員 (現場)	自衛消防隊		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
1号炉 〔全交連動力電源喪失及び燃料プールのスロッシング並びに火災発生〕を想定	1人	—	—	—	▽ 事象発生	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
	1人 A	—	—	—	▽ 事象発生	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
	(1人) A	—	—	—	構作項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
	(1人) A	—	—	—	構作項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
	—	1人	—	—	構作項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
共通	—	—	—	—	構作項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	

○ 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数

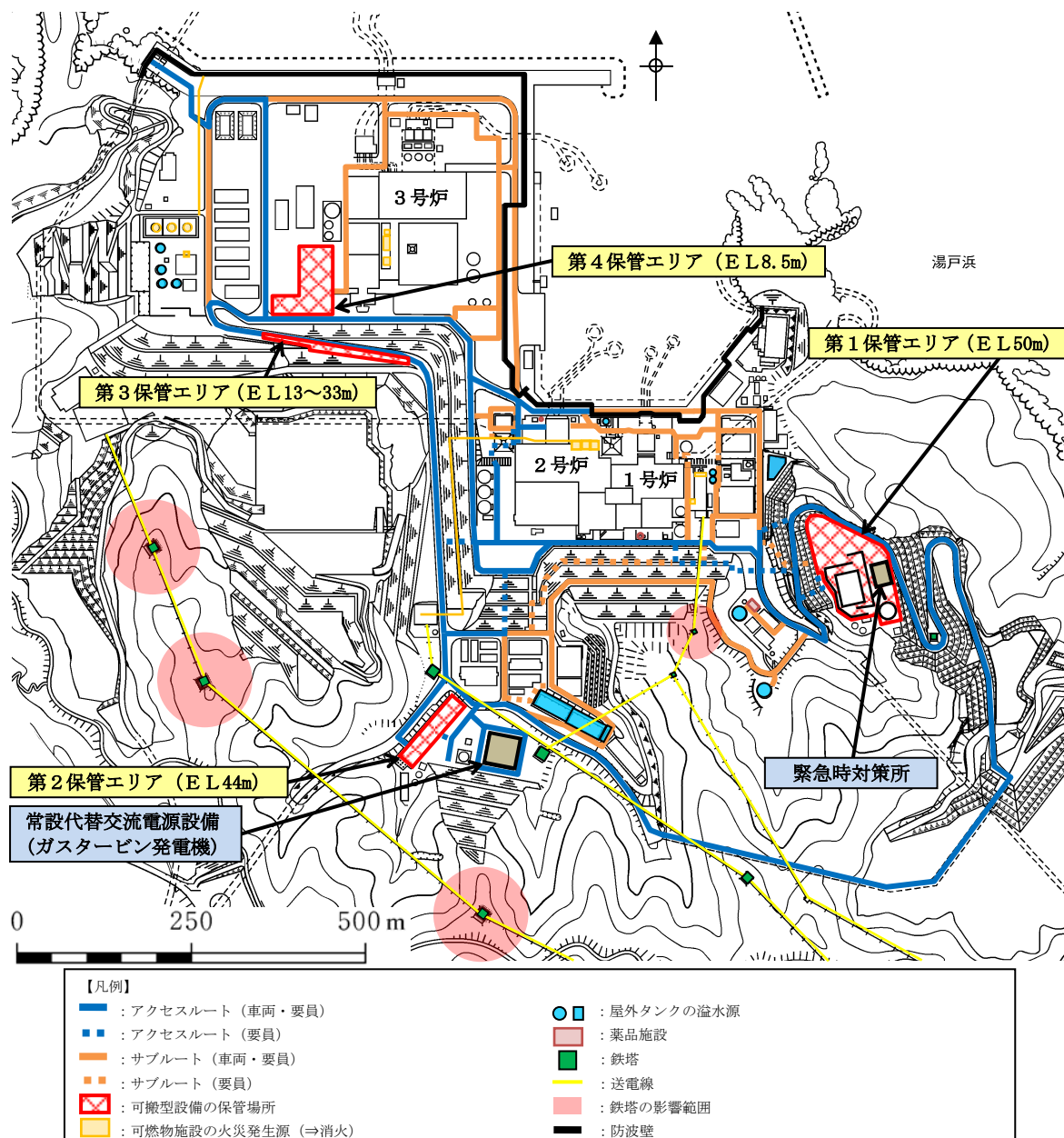
※：当直長含む人数

なお、2号炉において原子炉運転中を想定した場合、原子炉側と燃料プール側との重大事故等対応の重畳も考えられるが、運転中に燃料プール貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから（第3表参照）、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となり、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。またプラント状態の監視においても、原子炉側で期待している運転員が併せて燃料プール側を監視できるため、現在の要員での対応が可能である。

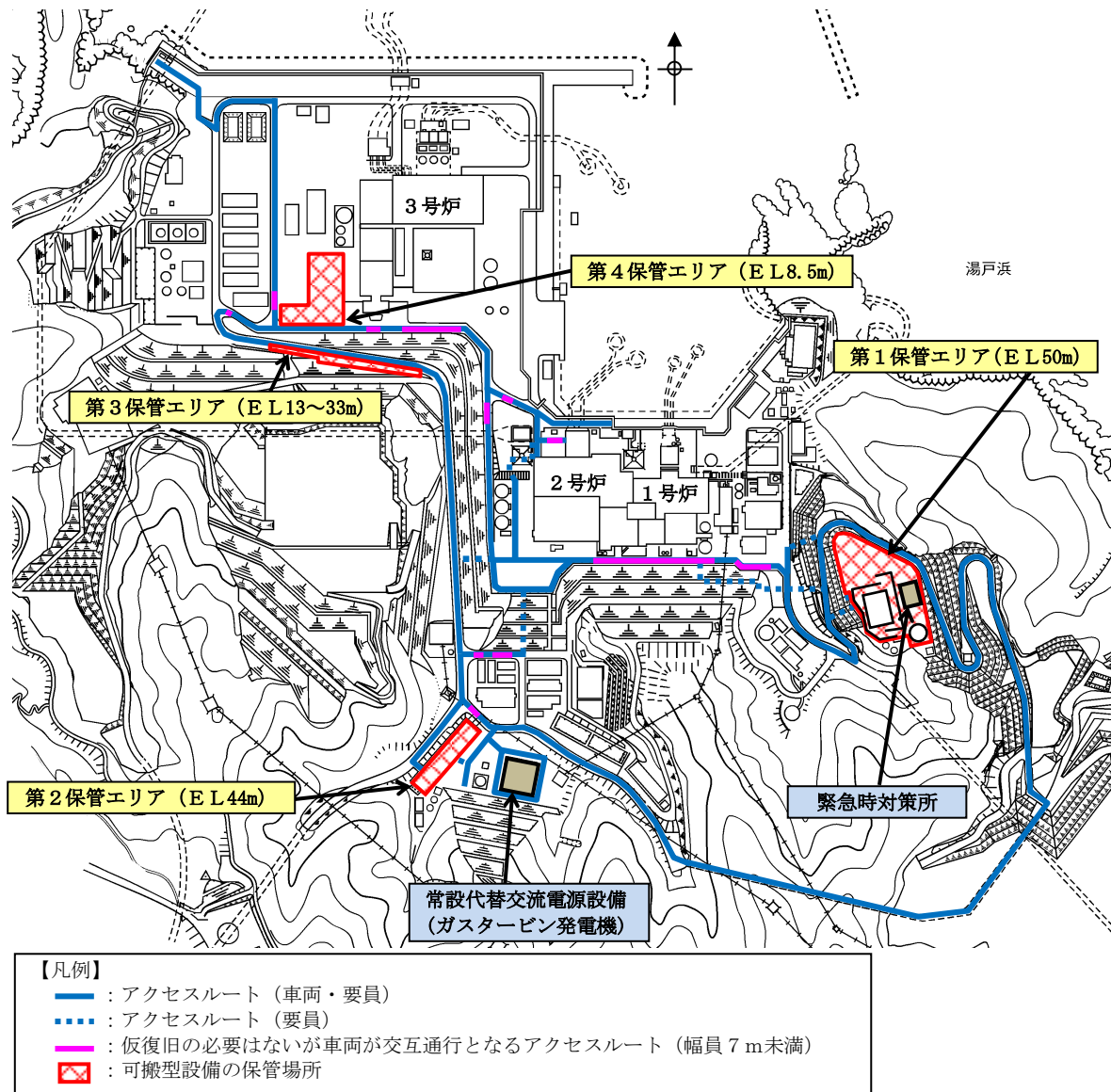
第1図 1号炉における各作業と所要時間



第2図 線量率の概略分布 (1号炉での高線量場発生)



第3図 アクセスルートにおける地震後の被害想定 (一覧)



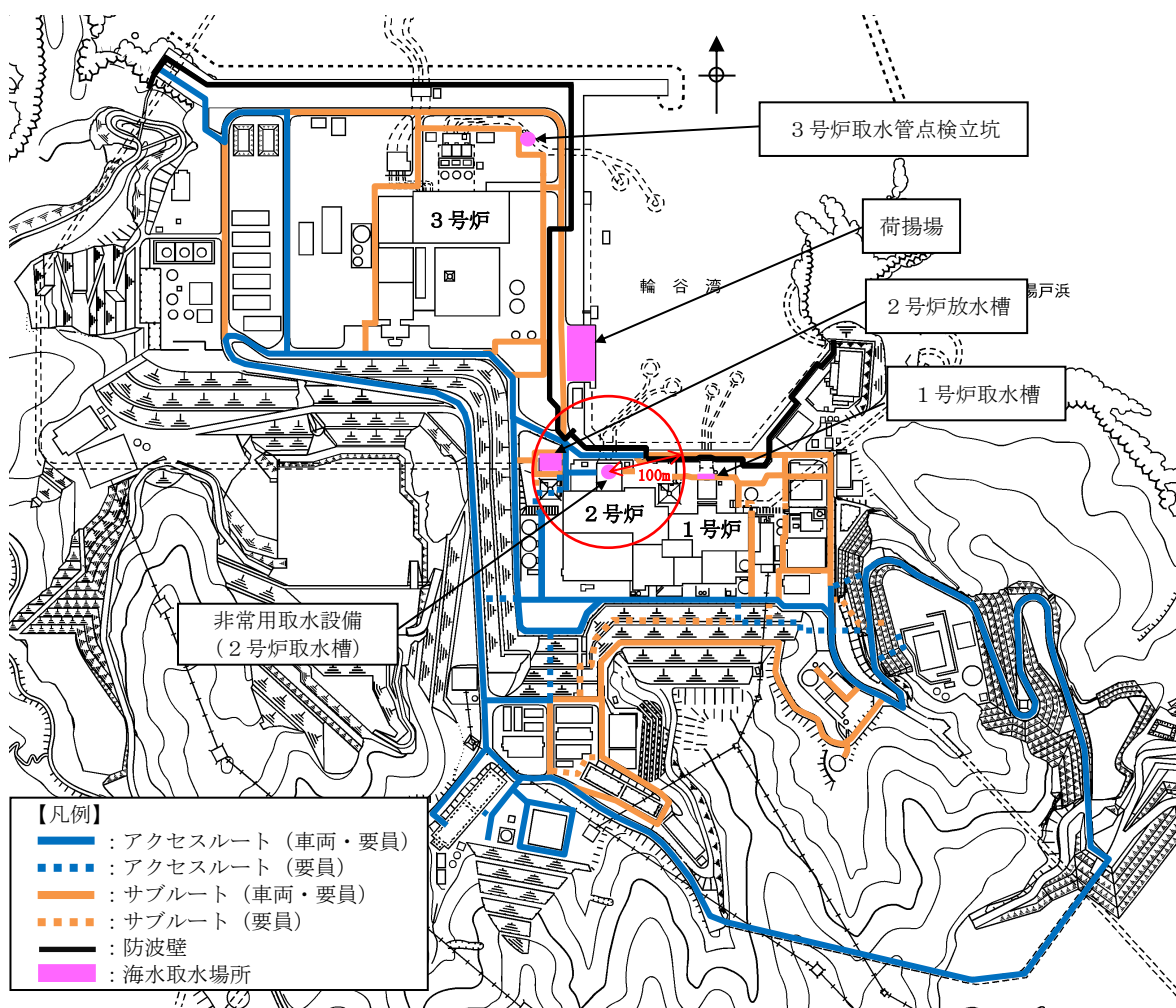
第4図 アクセスルートのうち道幅が狭い箇所

海水取水場所での取水ができない場合の代替手段について

海水取水については、E L8.5m に位置する海水取水場所（非常用取水設備（2号炉取水槽））から取水することとしているが、2号炉の北側（海側）で海水取水ができない場合を想定し検討を行った。

海水取水の成立性について、大型航空機落下の影響を受けた場合を想定した原子炉補機代替冷却系の設置及び使用の成立性について、大型航空機が非常用取水設備（2号炉取水槽）へ落下すると仮定し評価を行った。（第1図）

評価の結果、非常用取水設備及び2号炉放水槽以外の海水取水場所（1号炉取水槽、荷揚場、3号炉取水管点検立坑）は健全であるため、当該箇所から取水する。万一すべての取水場所が使用不可の場合は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の除熱を行う。燃料プールについては燃料損傷までの時間余裕があることから、燃料プールスプレイ系等による注水に切り替える。



第1図 海水取水場所と原子炉建物の配置図

防波壁通路防波扉の運用について

防波壁通路防波扉（以下「防波扉」という。）の配置図及び外観を第1図に示す。

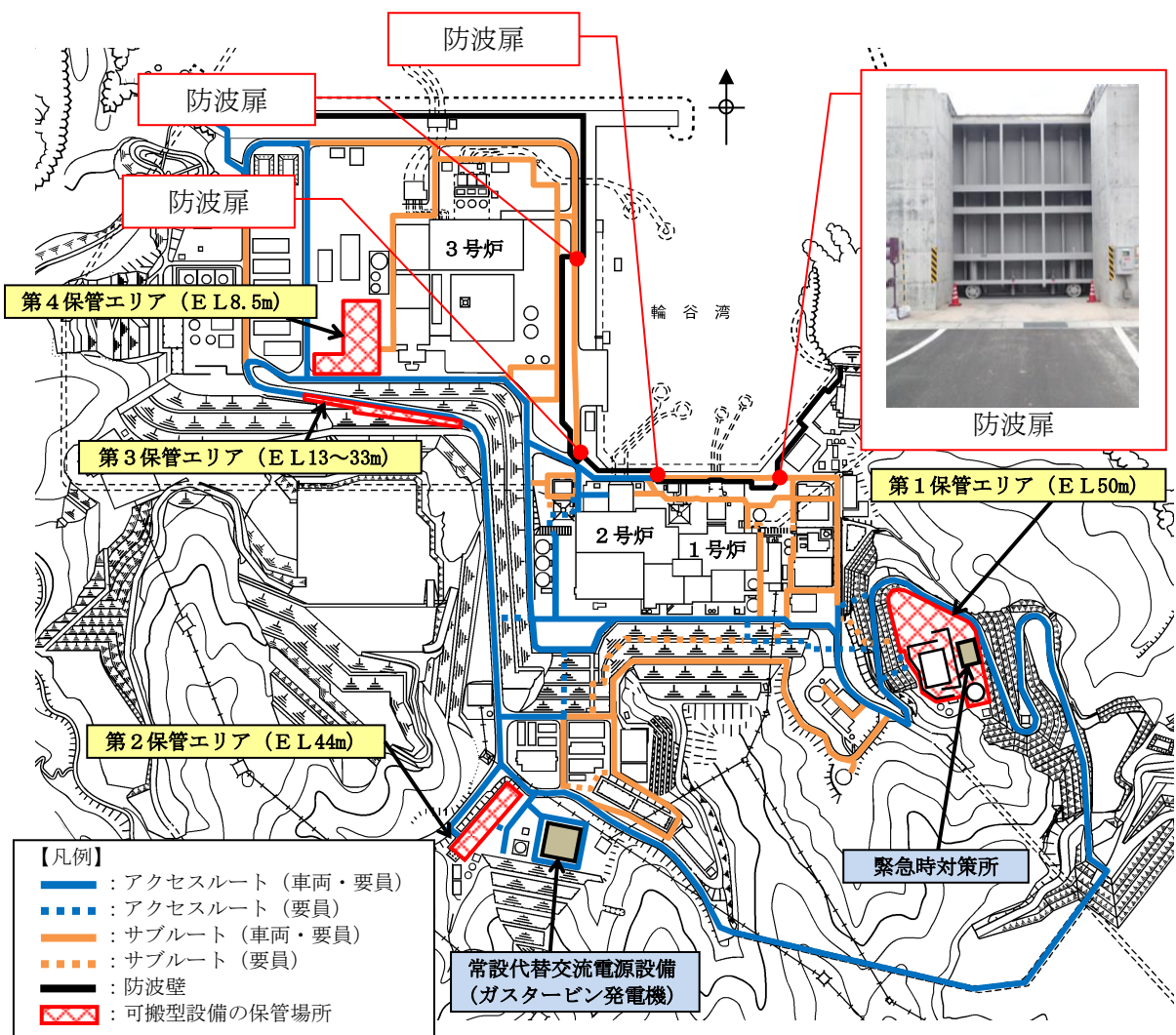
防波扉は、耐震Sクラス設備及び人力による開閉^{※1}が可能な設計とする。また、発電機^{※2}又は常用電源による開閉も可能な設計とする。

防波扉の運用については、通常時閉運用とし、現場での注意表示及び各種手順書にて明記する。

監視設備として、扉設置場所、中央制御室に警報ブザーを設置し、閉め忘れを防止する。

また、津波注意報、津波警報又は大津波警報発令時には速やかに閉止できる人員を確保すること、当直長からのページング放送等により直ちに閉止することを条件に開放を可とする運用とする。

- ※1：電源喪失時においても、第2図に示す手動ウインチ^{※3}又は手動ハンドル^{※4}を用いた操作により確実に閉止可能な設計とする。
- ※2：防波扉開閉用の小型発電機。
- ※3：電動操作機と扉を開閉させるための減速機の連結を切り離すことにより、電源喪失時においても、手動による開閉操作が可能。
- ※4：電動操作機と連結する手動ハンドルを操作することで、電源喪失時においても、手動による開閉操作が可能。



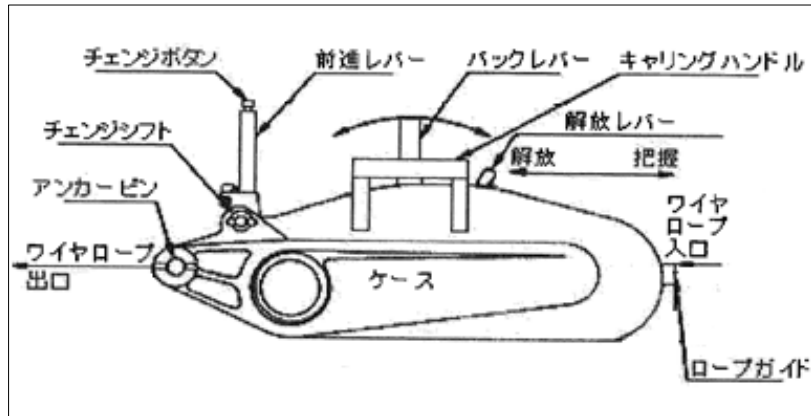
第1図 防波扉配置図及び外観



手動ウインチ操作状況



手動ウインチ 外観写真

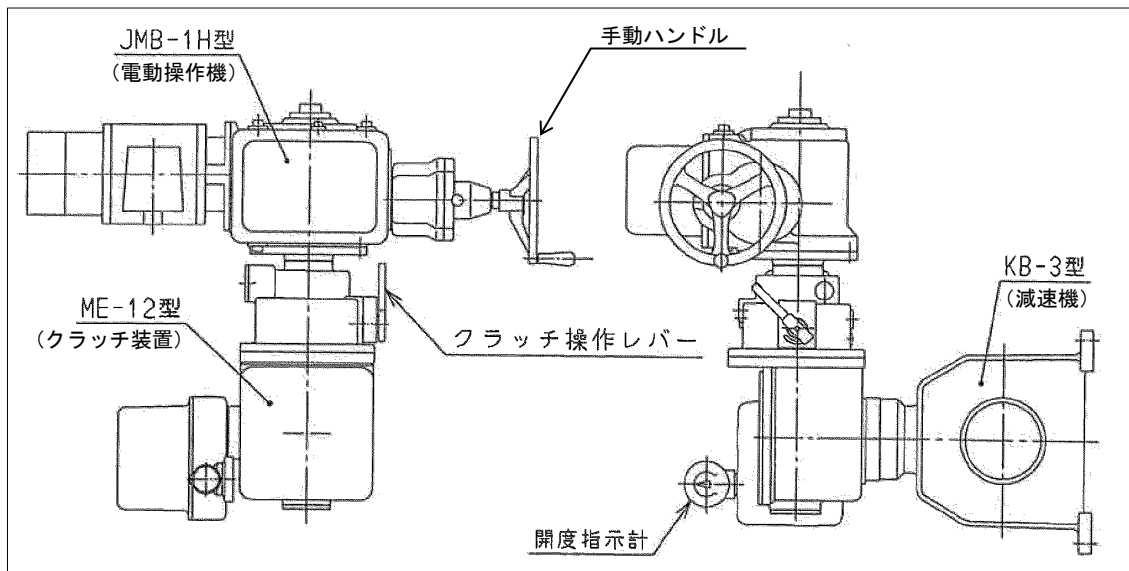


手動ウインチ構造図

第2図 手動ウインチ及び手動ハンドルを用いた操作状況及び構造図
(例：1，2号炉北側防波扉) (1/2)



手動ハンドル操作状況



開閉装置（電動操作機，クラッチ装置，手動ハンドル，減速機）構造図

第2図 手動ウインチ及び手動ハンドルを用いた操作状況及び構造図
 (例：1，2号炉北側防波扉) (2/2)

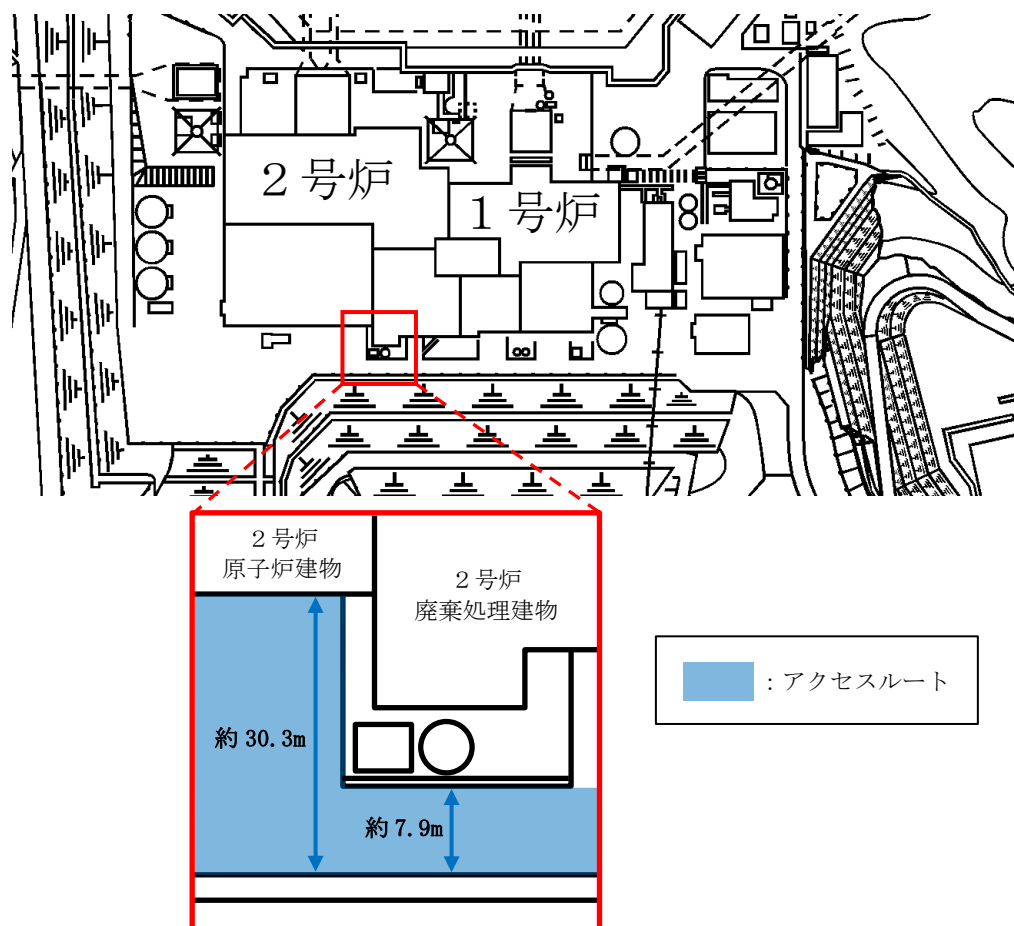
2号炉原子炉建物南側屋外のアクセスルートについて

2号炉原子炉建物南側の最小の道路幅は「約 7.9m」、2号炉原子炉建物と南側に位置する斜面との距離は「約 30.3m」であり、通常時においては可搬型設備（車両）のすれ違いを考慮しても、十分な道路幅を確保している。

なお、工事等において資機材（クレーン、トラック等）を配置する場合においても、アクセスルートに必要な通行幅 3.0m^{*}以上を確保する。

また、アクセスルートのうち道幅が狭い箇所を車両が通行する場合は、無線通信設備（携帯型）を使用し相互連絡することにより、交互通行が可能であることから、車両の通行性に影響はない。

※可搬型設備のうち最大幅の大型送水ポンプ車の車両幅（約 2.5m）及び使用ホース中最大サイズの 300A ホース 1 本敷設の幅（約 0.4m）を考慮し設定。なお、その他のサイズのホース使用時も 1 本敷設で使用する。



第 1 図 2号炉原子炉建物南側における道路幅及び斜面との距離

大量送水車等使用時におけるホースの配備長さ並びにホースコンテナ及び
ホース展張車の配備イメージについて

島根原子力発電所における大量送水車及び大型送水ポンプ車とともに使用するホースの配備長さ、ホースコンテナ、ホース展張車等の配備イメージについて、以下に示す。

1. ホースの配備長さ

ホースの配備長さは、以下の考え方で設定した。

- ①用途ごとに算出したホース敷設距離（自主設備の使用を含む。）をもとに、敷設数及び同時使用を考慮して必要長さを設定
- ②ホースコンテナ及びホース展張車に搭載可能なホース長さをもとに、ホース必要長さを満足するコンテナ数及びホース展張車台数を設定
- ③ホースコンテナ数及びホース展張車台数とホースコンテナ及びホース展張車に搭載可能なホース長さからホースの配備長さを設定

ホース展張車数は用途ごとの同時使用を考慮して設定した。

用途ごとのホース配備長さ、ホース展張車配備数を第1表に示す。また、用途ごとのホース敷設ルートを第1図～第7図に、用途ごとのホース必要長さを第2表～第8表に示す。

2. ホースコンテナ及び展張車の配備イメージ

ホースコンテナ及び展張車の配備イメージについて、第9表に示す。

第1表 用途ごとのホース配備長さ及びホース展張車配備数(1/2)

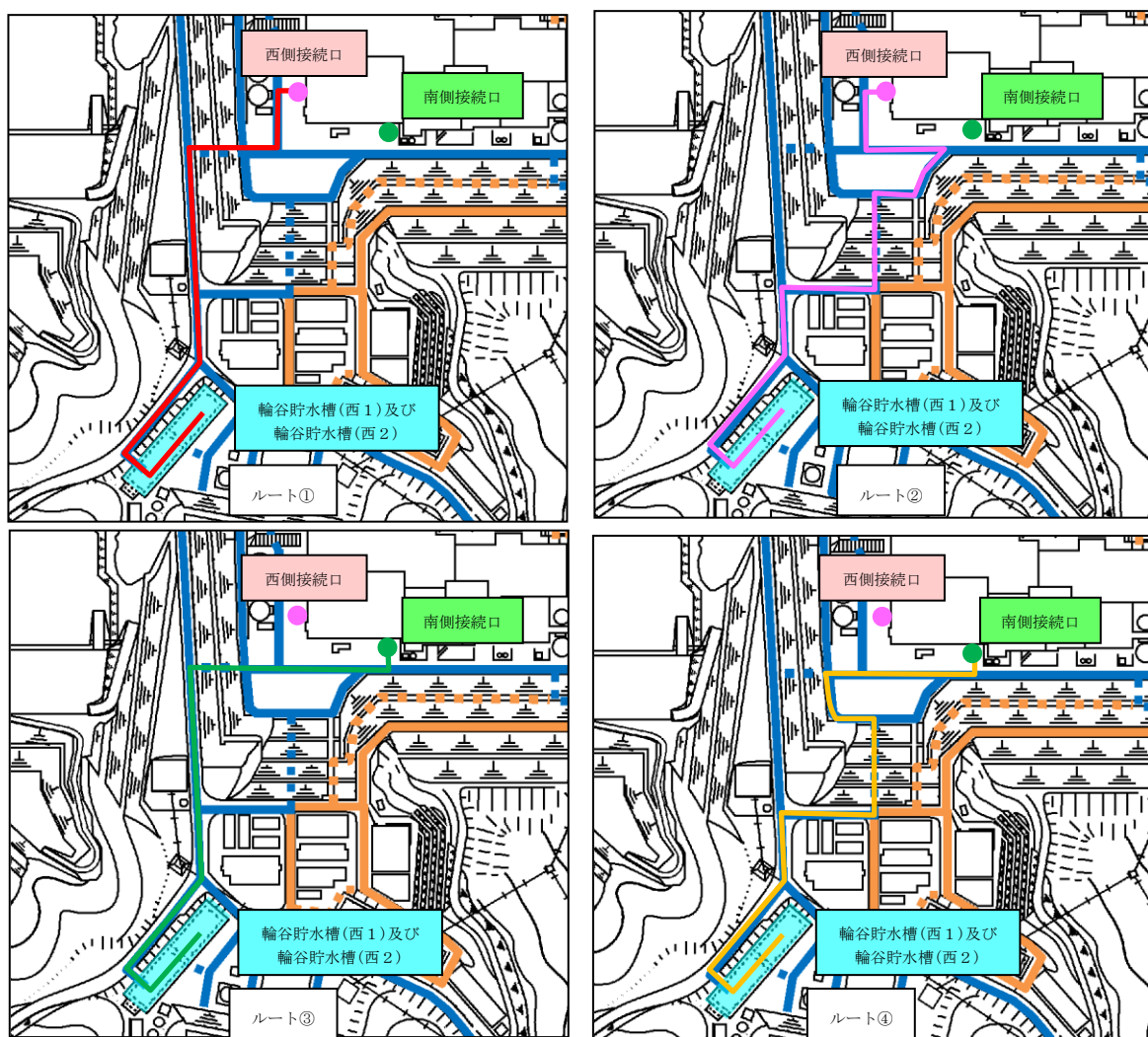
用途	必要長さ	配備するホース 展張車数※	補足						
輪谷貯水槽(西1/西2)を水源とした低圧代替注水作業及び補給作業	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="411 1585 507 1953">低圧代替注水(淡水・海水)</td> <td data-bbox="411 1245 507 1585">766 m (第1図 ルート②,④)</td> <td data-bbox="411 1102 507 1245" rowspan="2">2,776m</td> <td data-bbox="411 322 507 640" rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="507 1585 608 1953">水源補給(淡水・海水)</td> <td data-bbox="507 1245 608 1585">2,010m (第3図 ルート⑥)</td> </tr> </table>	低圧代替注水(淡水・海水)	766 m (第1図 ルート②,④)	2,776m		水源補給(淡水・海水)	2,010m (第3図 ルート⑥)	<p>中型ホース展張車(150A) 950m</p> <p>【ホース(150A) 750m, ホース(100A) 200m 積載可】 1台</p>	<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水と水源補給は、同時敷設となるため、合算する。 左記の4ケースは同時に行われる作業ではなく、それぞれ状況に応じて対応が選択されるものであるため、配備するホースは2,776mと設定する。
低圧代替注水(淡水・海水)	766 m (第1図 ルート②,④)	2,776m							
水源補給(淡水・海水)	2,010m (第3図 ルート⑥)								
低圧原子炉代替注水槽への水源補給作業	1,728m (第4図 ルート⑨)	大型ホース展張車(150A) 1,050m							
復水貯蔵タンクへの水源補給作業	1,760m (第5図 ルート⑧)	【ホース(150A) 1,050m 積載可】 2台							
水源補給(淡水・海水)	1,781m (第2図 ルート⑥)								

※：1セット分の配備数

第1表 用途ごとのホース配備長さ及びホース展張車配備数(2/2)

用途	必要長さ	配備するコンテナ数※	配備するホース展張車数※	補足
放射性物質拡散抑制	755m (第6図 ルート①)	コンテナ1基 (820m/1基)	大型ホース展張車 (300A) 1台	•航空機燃料火災消火も同様の ルートを使用
最終ヒーティング (海) への代替熱輸送	1,575m (第7図 ルート⑤)	コンテナ2基 (820m/1基)	大型ホース展張車 (300A) 1台	—
初期対応における 延焼防止措置	1,084m	1,100m	1台	•使用するホースは初期消火に 使用する化学消防自動車, 小 型動力ポンプ付水槽車及び 泡消火薬剤運搬車に車載し 運搬する

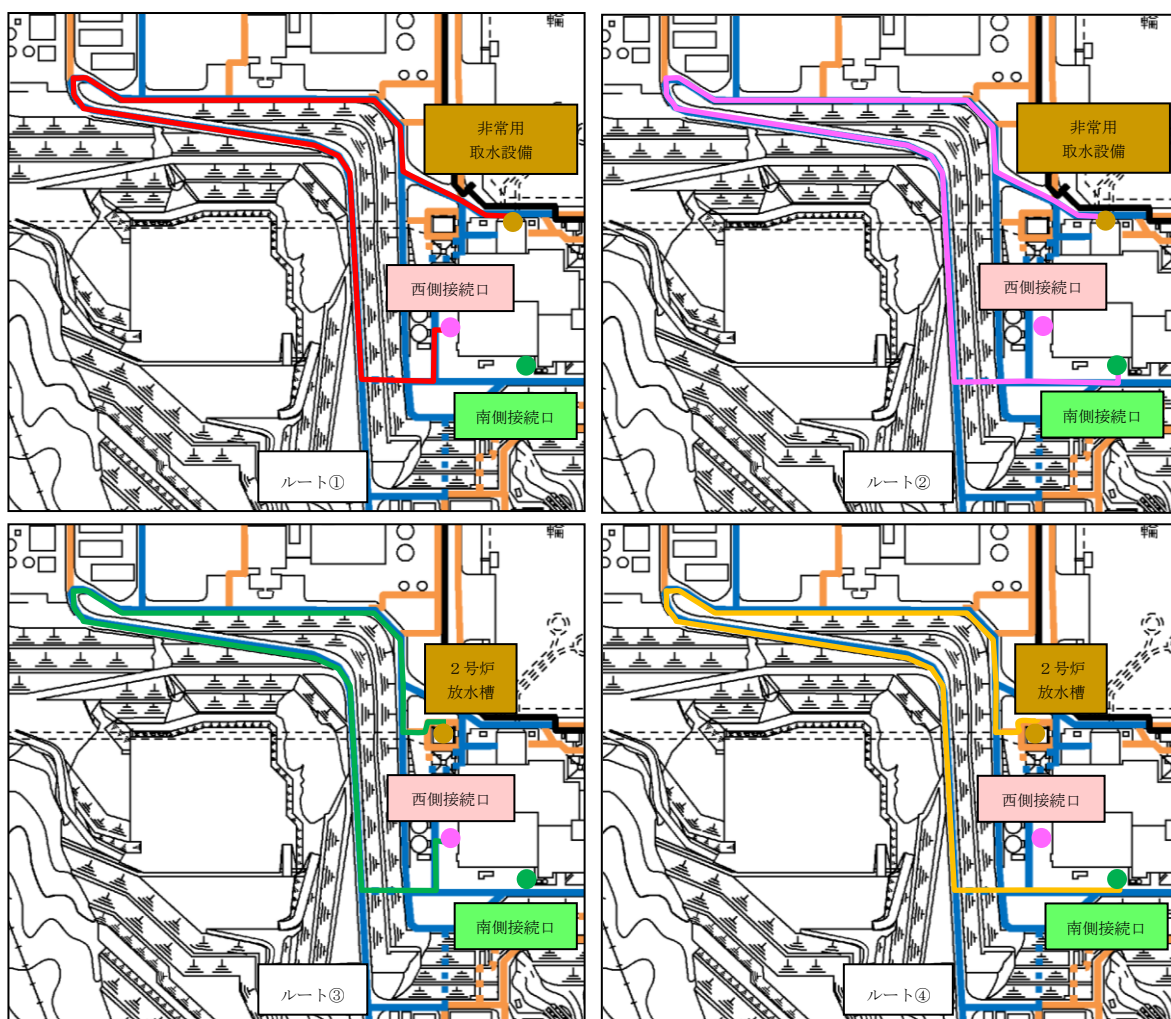
※: 1セット分の配備数



第1図 ホース敷設ルート
 (輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした低圧代替注水)

第2表 ホース敷設距離
 (輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした低圧代替注水)

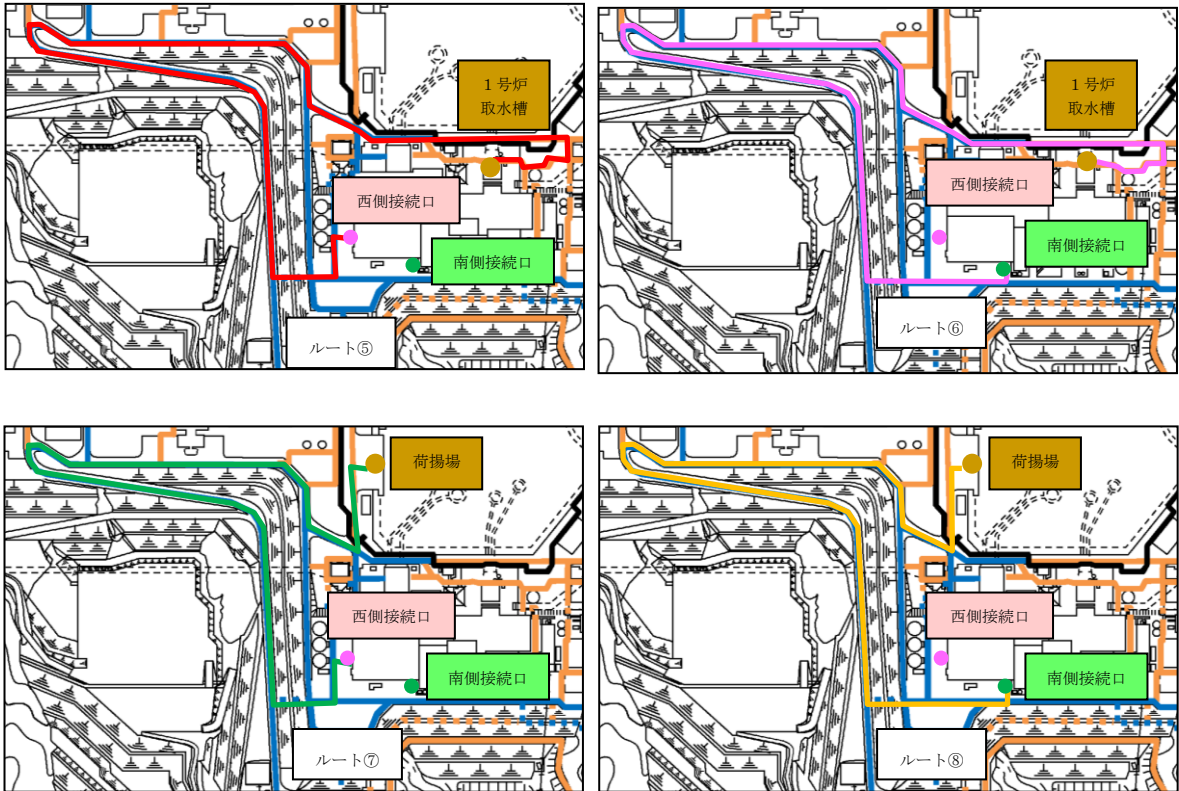
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	輪谷貯水槽(西1)及び 輪谷貯水槽(西2)	西側接続口	602m	626m
—	ルート②		西側接続口	702m	766m
—	ルート③		南側接続口	649m	676m
—	ルート④		南側接続口	726m	766m



第2図 ホース敷設ルート（海を水源とした低圧代替注水）（1／3）

第3表 ホース敷設距離（海を水源とした低圧代替注水）（1／3）

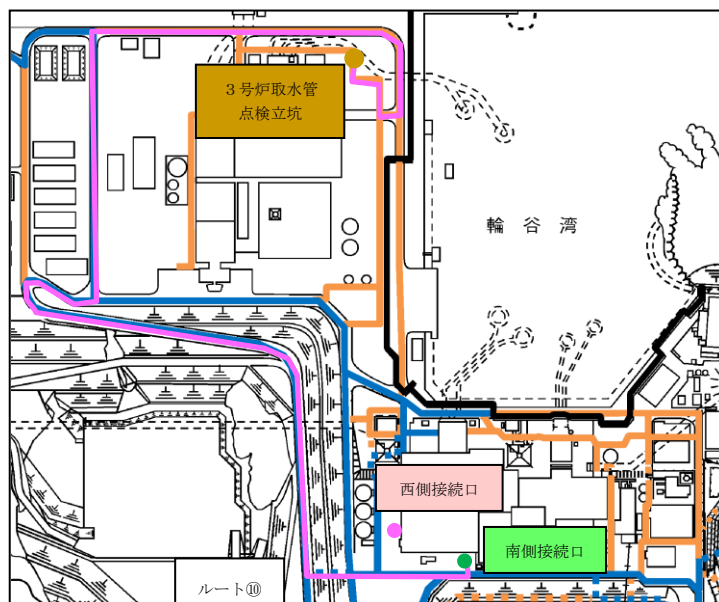
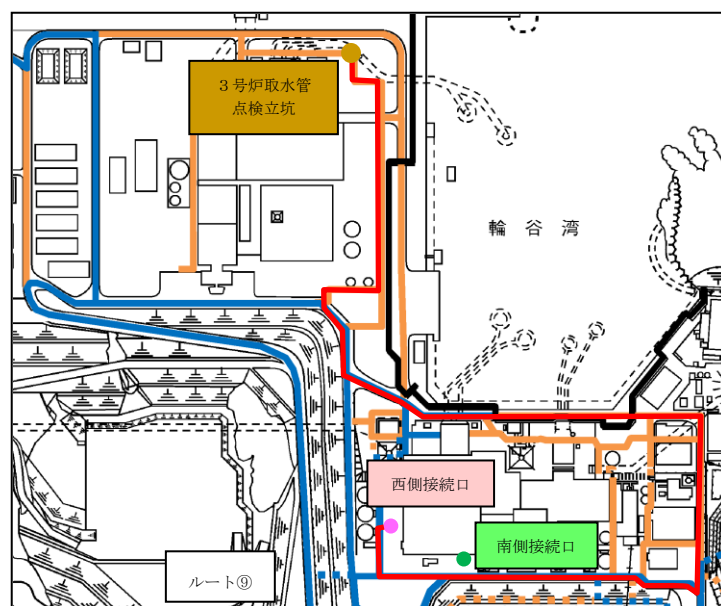
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	非常用 取水設備	西側接続口	1,322m	1,331m
—	ルート②		南側接続口	1,370m	1,381m
—	ルート③	2号炉放水槽	西側接続口	1,307m	1,331m
—	ルート④		南側接続口	1,354m	1,381m



第2図 ホース敷設ルート（海を水源とした低圧代替注水）（2 / 3）

第3表 ホース敷設距離（海を水源とした低圧代替注水）（2 / 3）

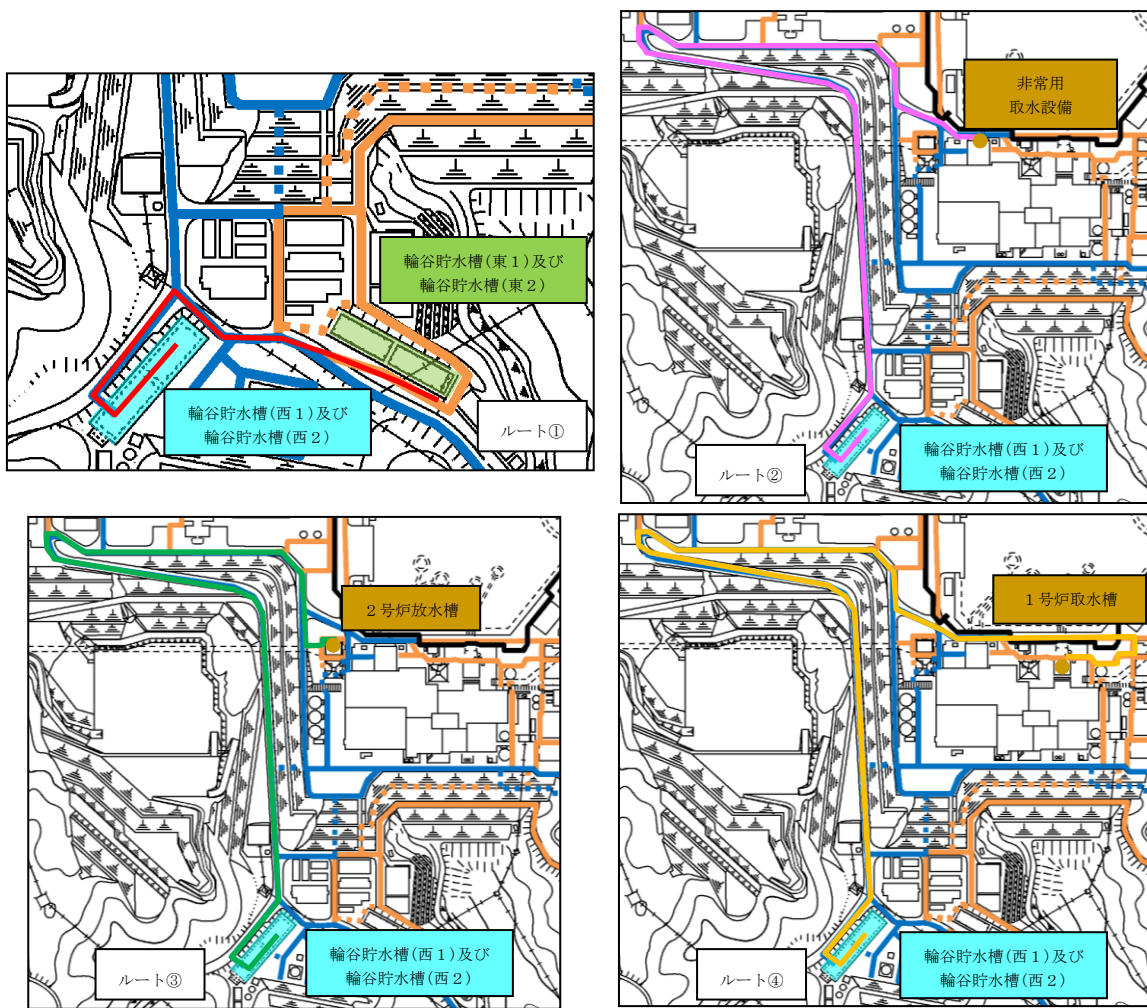
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑤	1号炉取水槽	西側接続口	1,687m	1,731m
—	ルート⑥		南側接続口	1,735m	1,781m
—	ルート⑦	荷揚場	西側接続口	1,405m	1,431m
—	ルート⑧		南側接続口	1,452m	1,481m



第2図 ホース敷設ルート（海を水源とした低圧代替注水）（3／3）

第3表 ホース敷設距離（海を水源とした低圧代替注水）（3／3）

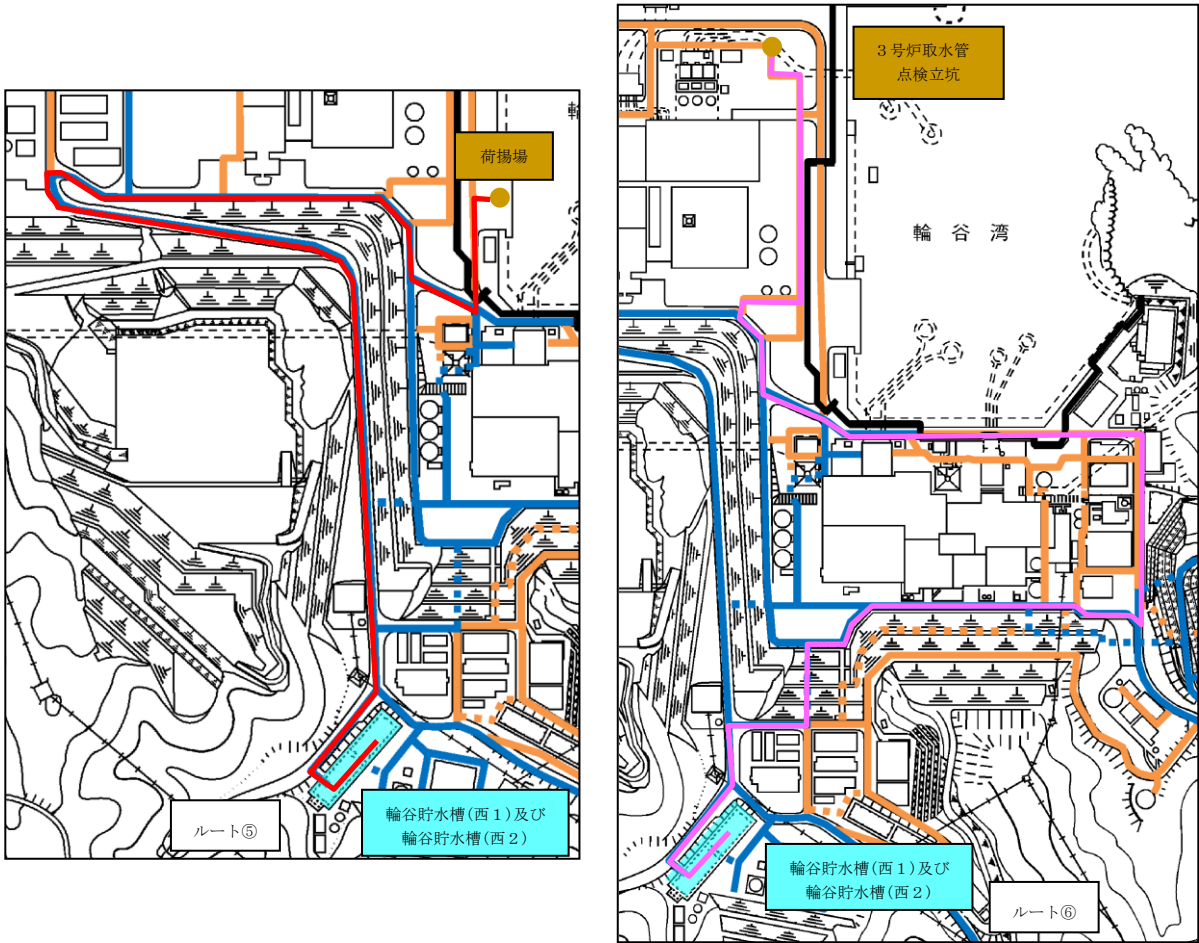
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑨	3号炉取水管 点検立坑	西側接続口	1,550m	1,567m
—	ルート⑩		南側接続口	1,694m	1,728m



第3図 ホース敷設ルート
 (輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)への補給)(1/2)

第4表 ホース敷設距離
 (輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)への補給)(1/2)

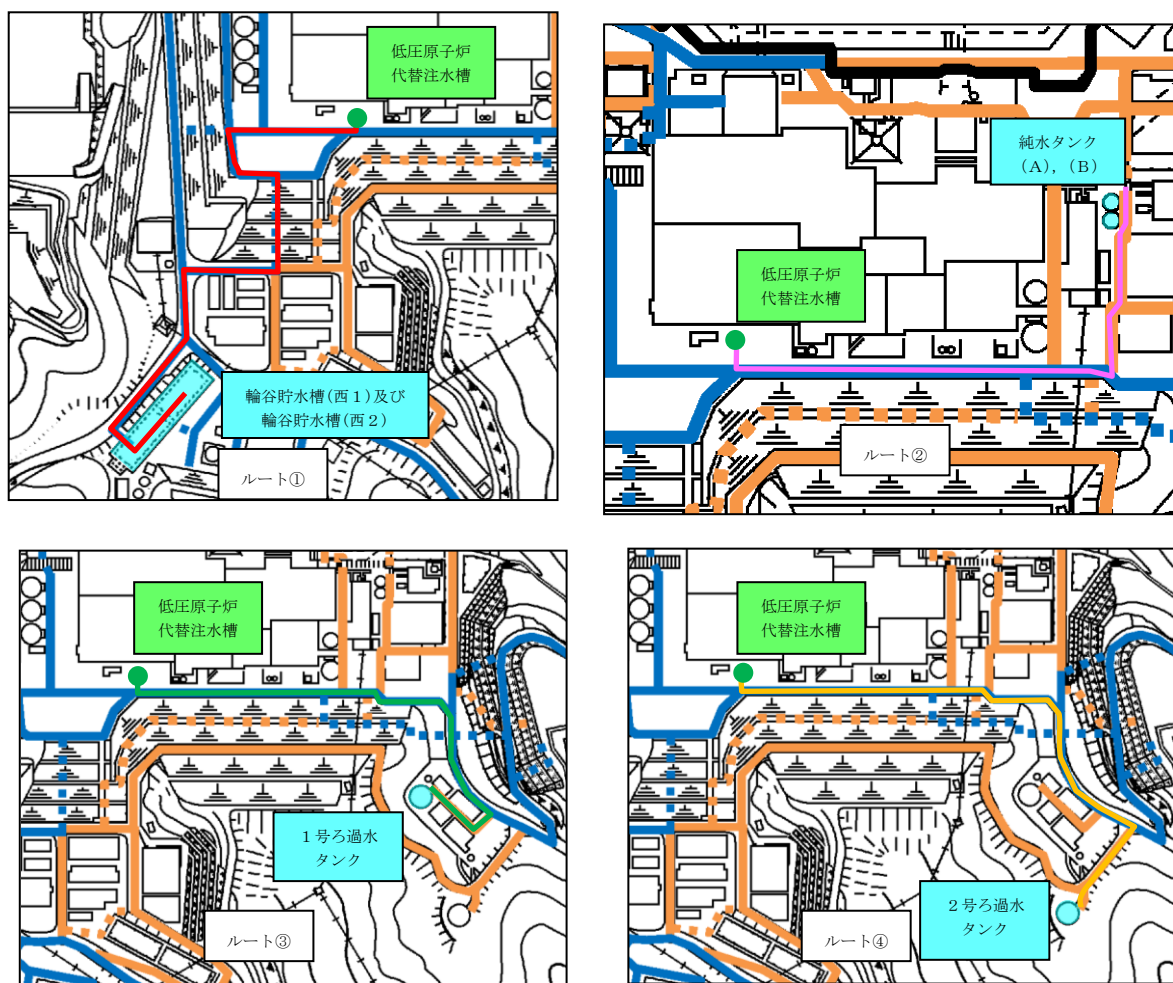
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	輪谷貯水槽(東1)及び 輪谷貯水槽(東2)	輪谷貯水槽 (西1)及び 輪谷貯水槽 (西2)	434m	455m
—	ルート②	非常用 取水設備		1,589m	1,610m
—	ルート③	2号炉放水槽		1,574m	1,610m
—	ルート④	1号炉取水槽		1,954m	1,960m



第3図 ホース敷設ルート
 (輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)への補給)(2/2)

第4表 ホース敷設距離
 (輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)への補給)(2/2)

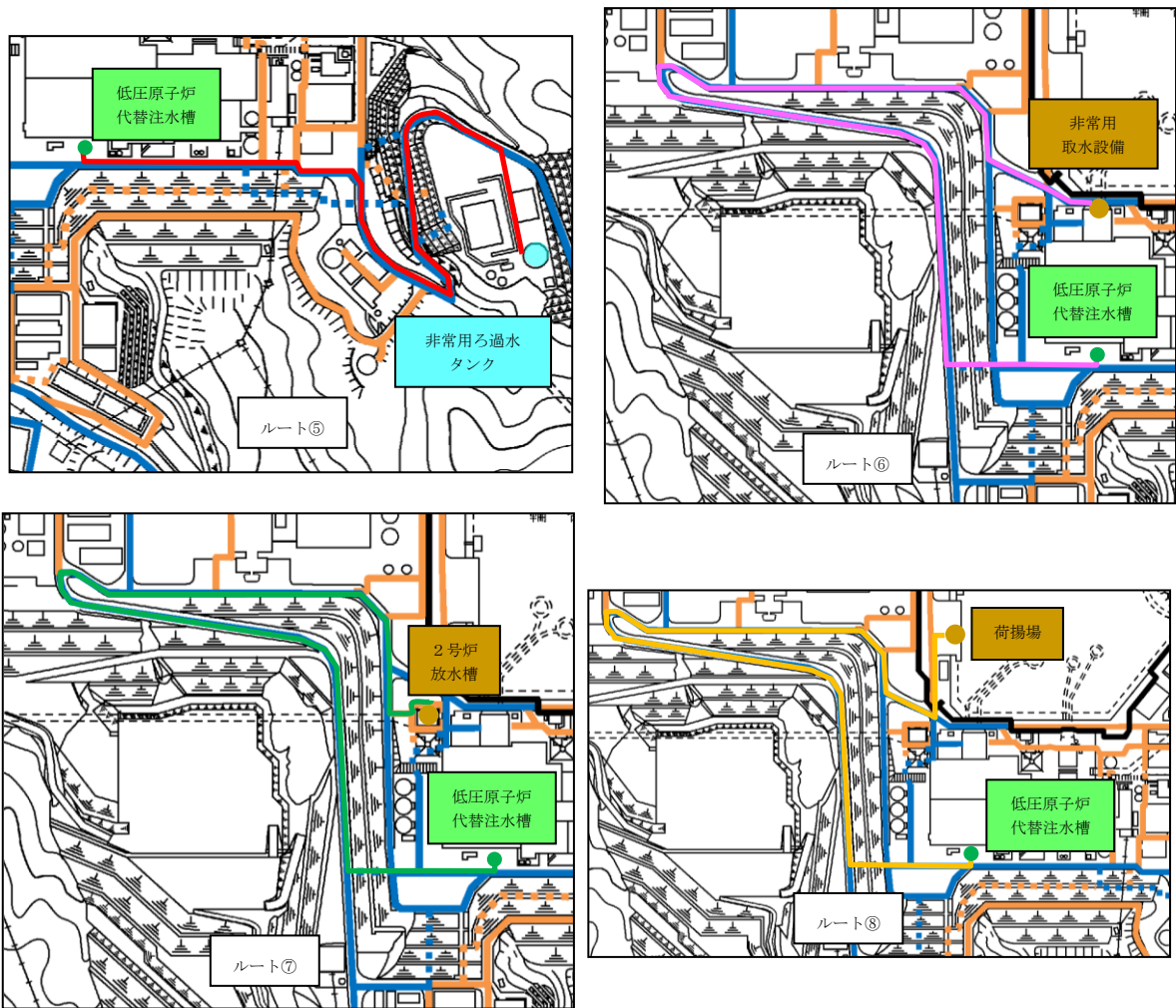
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑤	荷揚場	輪谷貯水槽 (西1)及び 輪谷貯水槽 (西2)	1,672m	1,710m
—	ルート⑥	3号炉取水管 点検立坑		1,966m	2,010m



第4図 ホース敷設ルート（低圧原子炉代替注水槽への補給）（1 / 3）

第5表 ホース敷設距離（低圧原子炉代替注水槽への補給）（1 / 3）

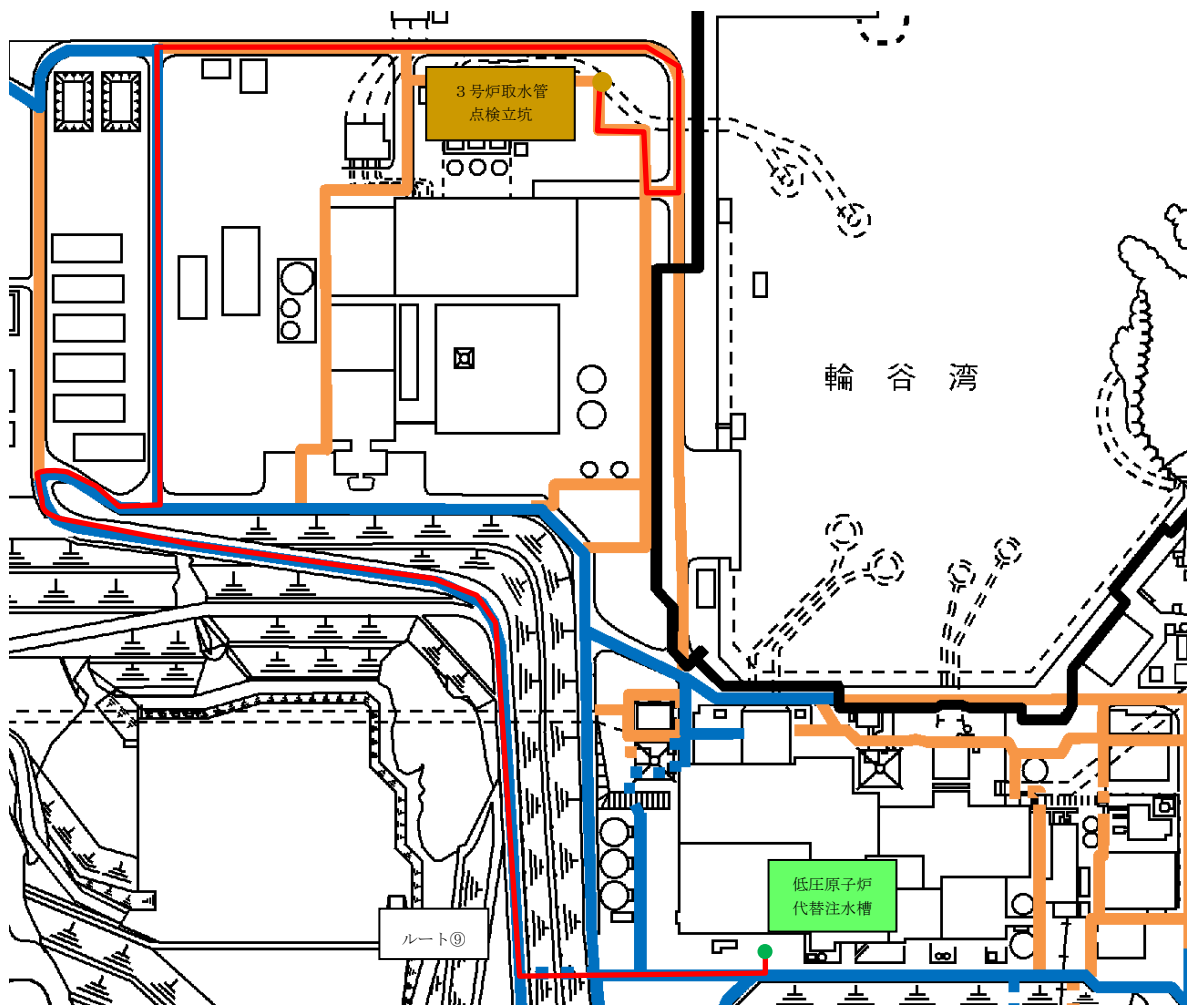
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	輪谷貯水槽（西1）及び 輪谷貯水槽（西2）	低圧原子炉代替 注水槽	726m	766m
—	ルート②	純水タンク （A）、（B）		318m	355m
—	ルート③	1号ろ過水 タンク		483m	505m
—	ルート④	2号ろ過水 タンク		530m	555m



第4図 ホース敷設ルート（低圧原子炉代替注水槽への補給）（2 / 3）

第5表 ホース敷設距離（低圧原子炉代替注水槽への補給）（2 / 3）

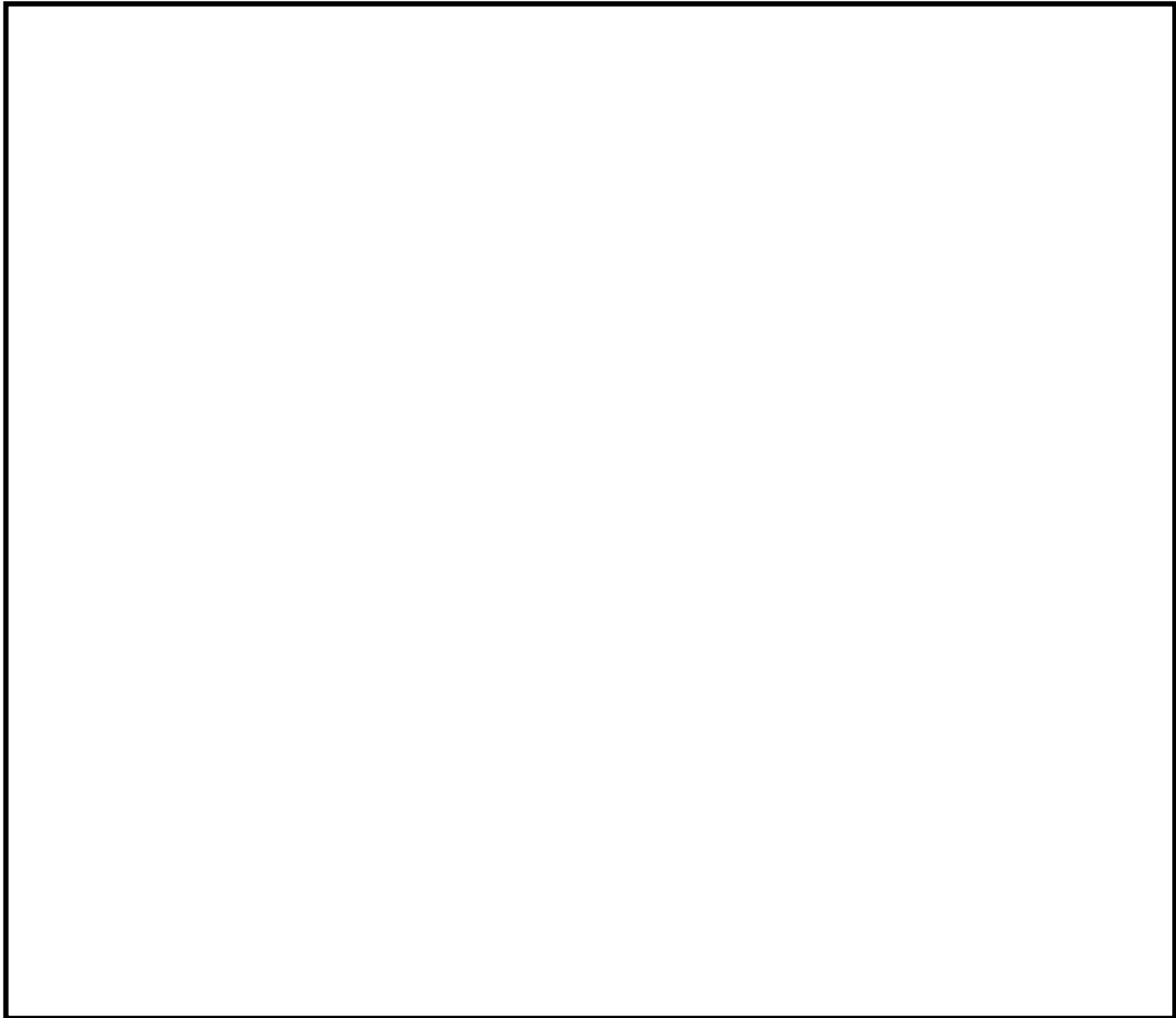
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑤	非常用 ろ過水タンク	低圧原子炉代替 注水槽	907m	915m
—	ルート⑥	非常用 取水設備		1,370m	1,381m
—	ルート⑦	2号炉放水槽		1,354m	1,381m
—	ルート⑧	荷揚場		1,452m	1,481m



第4図 ホース敷設ルート（低圧原子炉代替注水槽への補給）（3 / 3）

第5表 ホース敷設距離（低圧原子炉代替注水槽への補給）（3 / 3）

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑨	3号炉取水管 点検立坑	低圧原子炉代替 注水槽	1,694m	1,728m

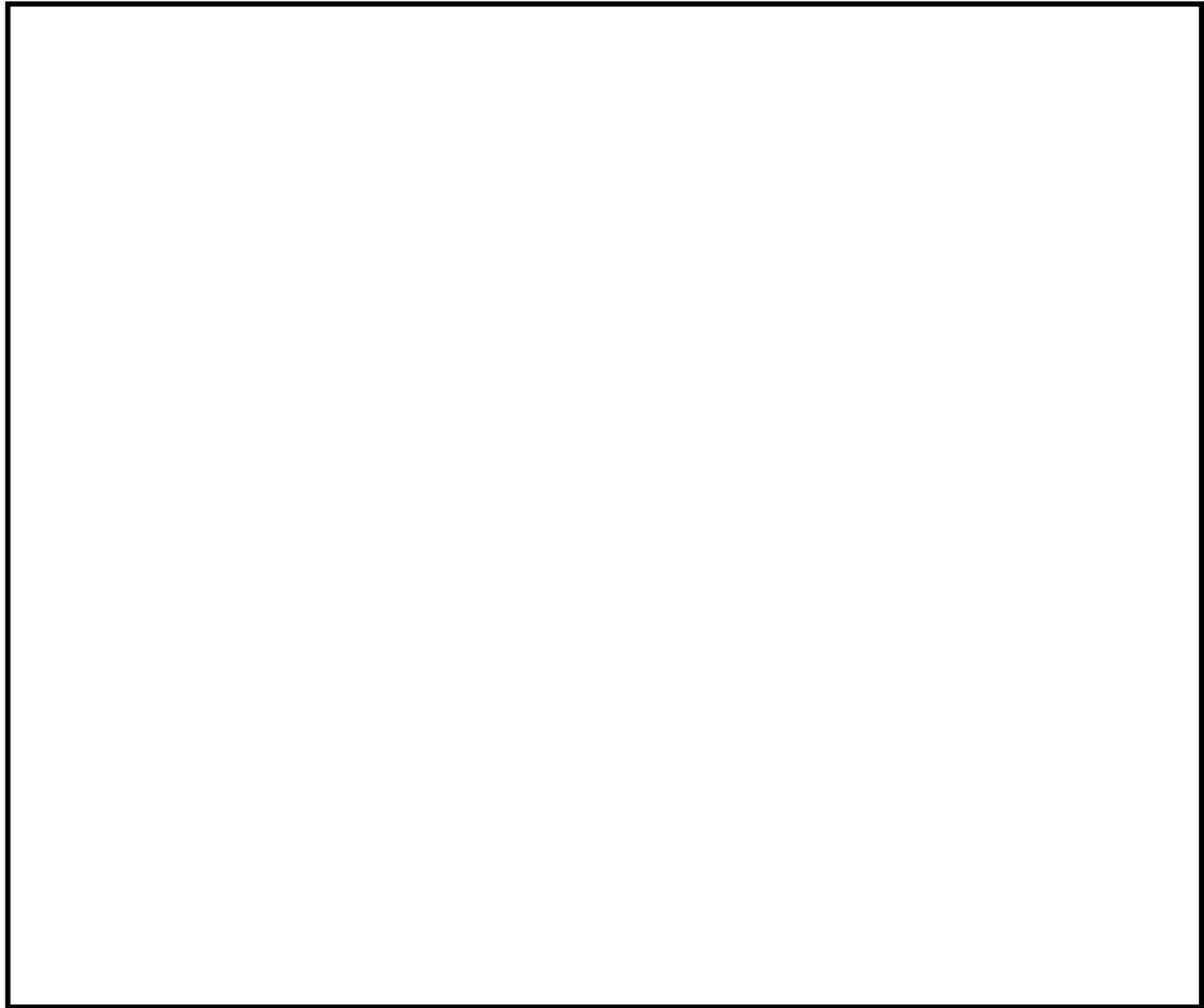


第5図 ホース敷設ルート（復水貯蔵タンクへの補給）（1 / 3）

第6表 ホース敷設距離（復水貯蔵タンクへの補給）（1 / 3）

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	輪谷貯水槽（西1）及び 輪谷貯水槽（西2）	復水貯蔵 タンク	712m	786m
—	ルート②	純水タンク （A），（B）		491m	535m
—	ルート③	1号ろ過水 タンク		655m	685m
—	ルート④	2号ろ過水 タンク		703m	735m

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

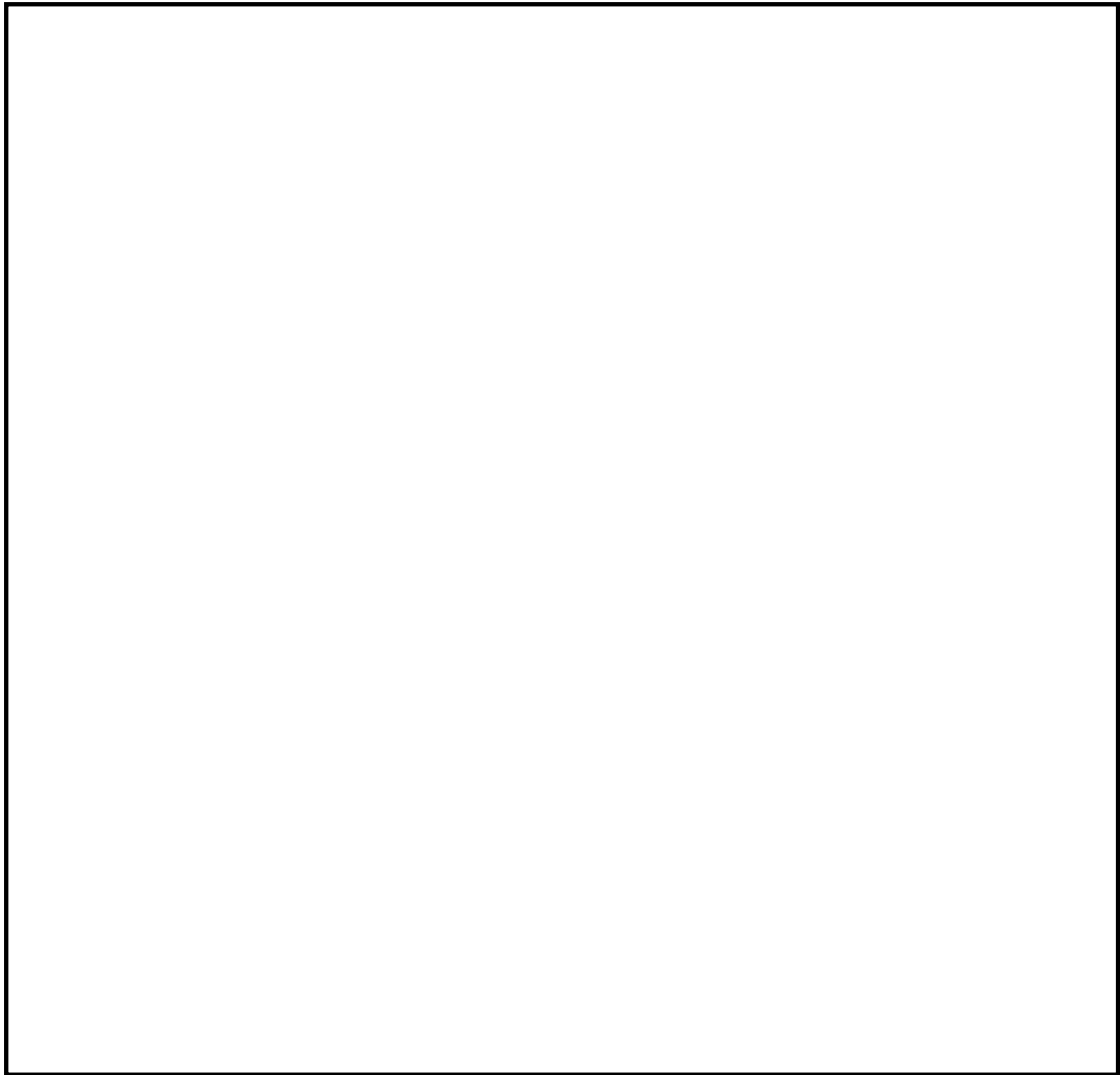


第5図 ホース敷設ルート（復水貯蔵タンクへの補給）（2 / 3）

第6表 ホース敷設距離（復水貯蔵タンクへの補給）（2 / 3）

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑤	非常用ろ過水 タンク	復水貯蔵 タンク	1,080m	1,085m
—	ルート⑥	非常用 取水設備		1,332m	1,360m
—	ルート⑦	2号炉放水槽		1,316m	1,360m
—	ルート⑧	1号炉取水槽		1,697m	1,760m

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

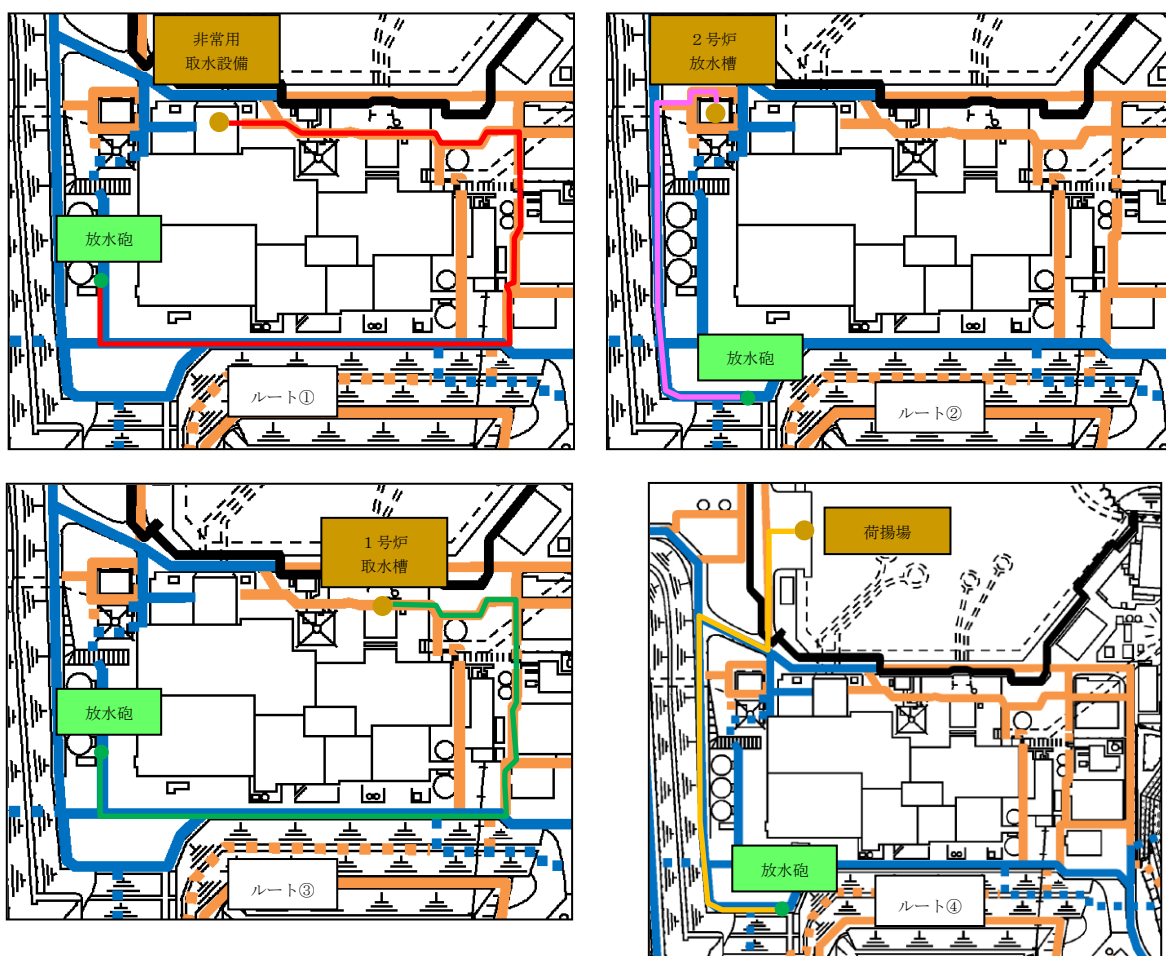


第5図 ホース敷設ルート（復水貯蔵タンクへの補給）（3 / 3）

第6表 ホース敷設距離（復水貯蔵タンクへの補給）（3 / 3）

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑨	荷揚場	復水貯蔵 タンク	1,415m	1,460m
—	ルート⑩	3号炉取水管 点検立坑		1,560m	1,590m

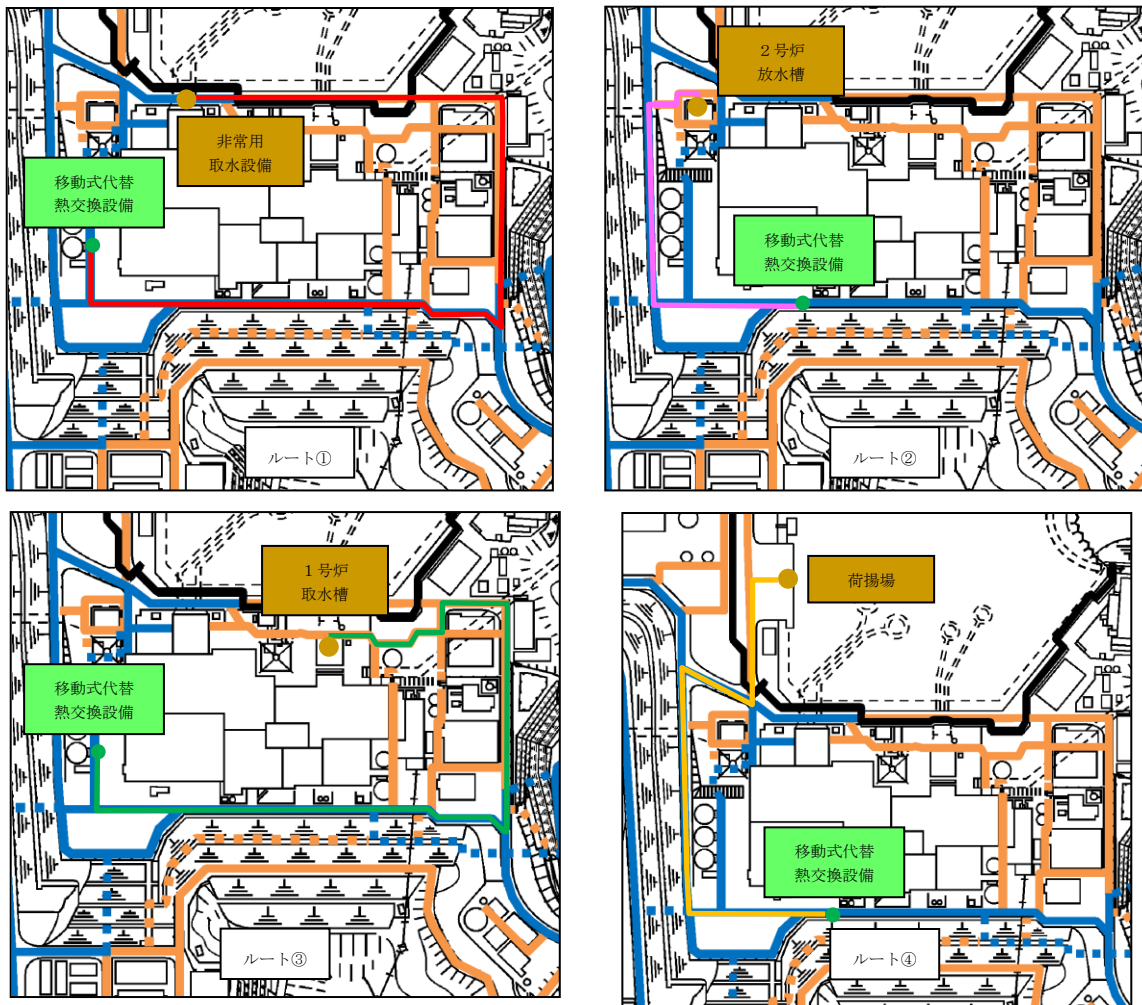
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第6図 ホース敷設ルート（放射性物質拡散抑制）

第7表 ホース敷設距離（放射性物質拡散抑制）

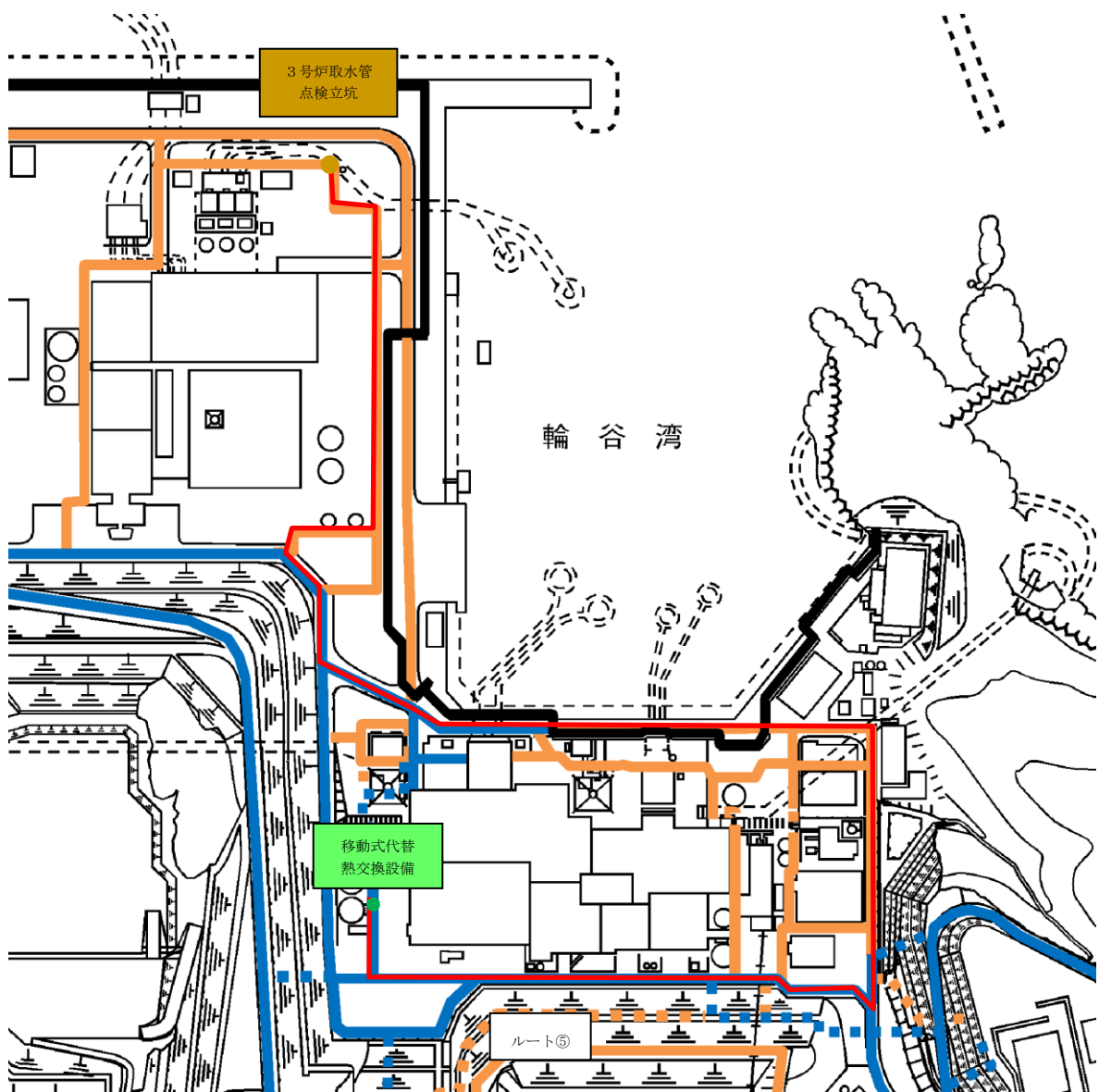
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	非常用取水設備	放水砲	747m	755m
—	ルート②	2号炉放水槽		330m	355m
—	ルート③	1号炉取水槽		643m	655m
—	ルート④	荷揚場		545m	555m



第7図 ホース敷設ルート（最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送）
（1 / 2）

第8表 ホース敷設距離（最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送）（1 / 2）

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	非常用取水設備	移動式代替 熱交換設備	908m	925m
—	ルート②	2号炉放水槽		388m	425m
—	ルート③	1号炉取水槽		815m	825m
—	ルート④	荷揚場		603m	625m






第7図 ホース敷設ルート（最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送）
（2 / 2）

第8表 ホース敷設距離（最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送）（2 / 2）

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑤	3号炉取水管 点検立坑	移動式代替 熱交換設備	1,529m	1,575m

第9表 ホースコンテナ及び展張車の配備イメージ

用途	ホース長さ	コンテナ数	展張車数	配備イメージ	
低圧代替注水 及び水源補給	2,776m	-	中型ホース展張車 (150A) 【ホース950m】 1台	注水：766m	第2・第3保管エリアに同数配備  ホース展張車
放射性物質拡散 抑制	755m	-	大型ホース展張車 (150A) 【ホース1,050m】 2台	補給：2,010m	第1・第4保管エリアに同数配備  ホース展張車
最終ヒーティング ク(海)への 代替輸送	1,575m	コンテナ2基 (820m/1基)	大型ホース展張車 (300A) 1台	第4保管エリアに同数配備  ホース展張車	第1・第4保管エリアに同数配備  コンテナ
		コンテナ2基 (820m/1基)	大型ホース展張車 (300A) 1台	第1・第4保管エリアに同数配備  ホース展張車	第1・第4保管エリアに同数配備  コンテナ

地震時における屋外のアクセスルートへの放射線影響について

発電所内の構造物が地震により損壊することを想定した場合のアクセスルートへの放射線影響について検討した。

1. 損壊を想定する構造物

防波壁内側に設置される構造物のうち、耐震Sクラス（S s 機能維持含む。）の構造物^{*}を除く全ての構造物が地震により損壊することを想定する。

※：別紙(28)第5表及び第6表の評価結果により耐震評価に基づき影響がないことを確認した構造物

2. 構造物損壊時の放射線影響

1.において損壊を想定する構造物のうち、放射性物質を内包する設備等を含む構造物（以下「構造物」という。）を以下に示す。構造物の配置を第1図に、構造物が地震により損壊した場合の放射線影響を第1表に示す。

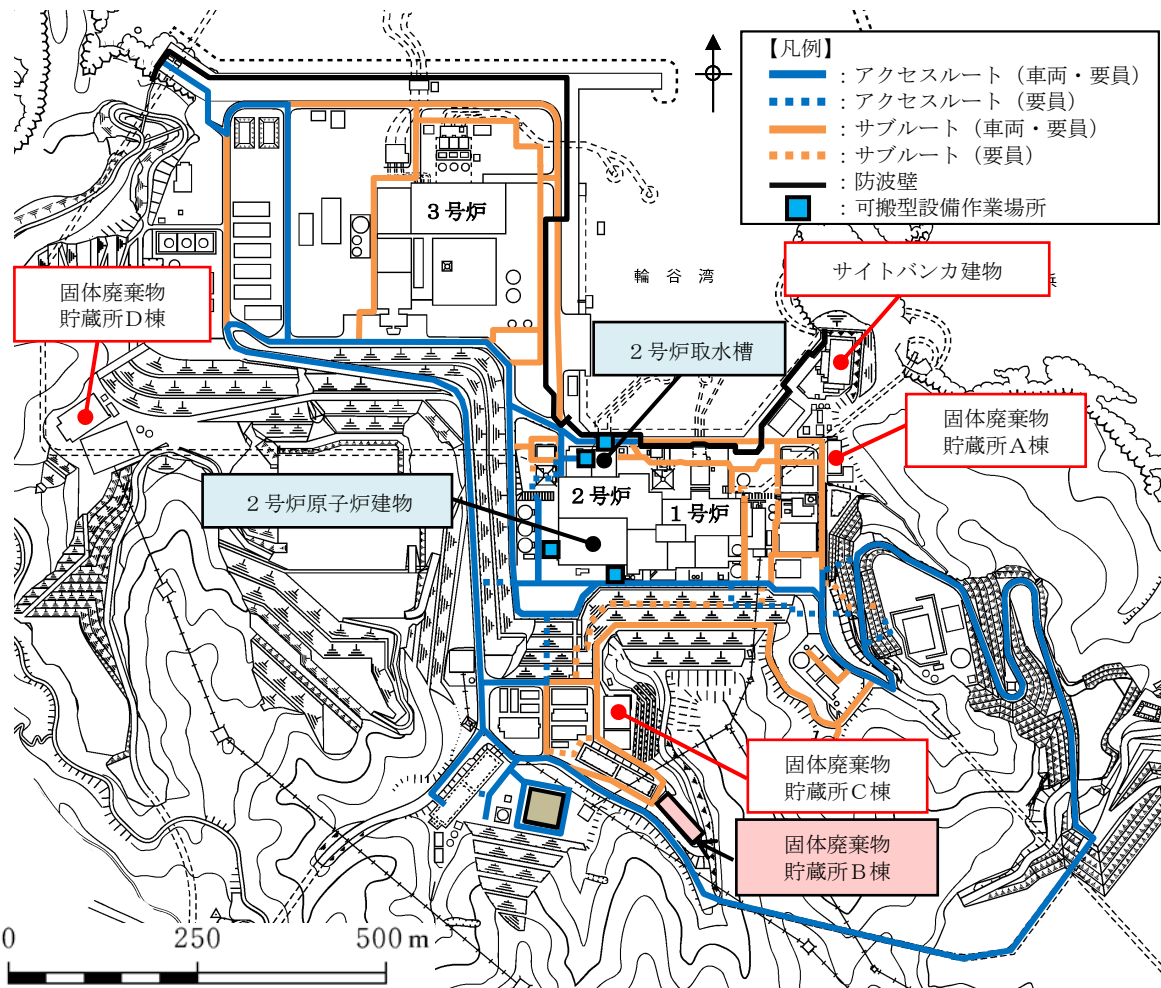
- ・ 固体廃棄物貯蔵所B棟

なお、上記に示す構造物の他に、サイトバンカ建物、固体廃棄物貯蔵所A棟、固体廃棄物貯蔵所C棟、固体廃棄物貯蔵所D棟に線源となる設備があるが、各建物内にある線源からアクセスルートまでは十分に離れていることから、重大事故等対応に影響を及ぼすものではないと考えている。

3. アクセスルートへの放射線影響

2.に示した構造物が地震により損壊した場合のアクセスルートに対する放射線影響について検討した結果、重大事故等対応に影響を及ぼすものはないと考える。

- (1) 重大事故等対応において、ポンプ設置作業を実施することにより、作業時間が比較的長くなる場所となる可搬型設備の作業場所（2号炉原子炉建物周辺、2号炉取水槽周辺）付近に構造物が設置されていない。
- (2) 比較的線量率の高い構造物（固体廃棄物貯蔵所B棟）の周辺にアクセスルートが設定されているが、可搬型設備の通行時に一時的に通過する場所であり、長期間滞在することはないため、放射線影響は小さい。



第1図 地震による損壊を想定する放射性物質を内包する構造物

第1表 構造物損壊時の放射線影響

構造物名称	放射性物質を内包する設備等	放射線影響 (構造物損壊時)
固体廃棄物貯蔵所B棟	ドラム缶 ^{※1}	約 2mSv/h ^{※2}

※1：雑固体廃棄物（管理区域内の作業によって生じた金属や養生シート等の可燃雑物），セメントや溶融体等の固化された物，焼却炉で可燃物を燃やした後の灰等を保管

※2：ドラム缶表面

飛来物発生防止対策のうち固縛を解除する時間の考慮について

1. 飛来物発生防止対策のうち固縛の概要

可搬型設備は、外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼす施設に悪影響を及ぼす可能性のある飛来物源として、飛来物発生防止対策の選定フローに従い選定した対策手法により固縛を実施する。

第1図に島根原子力発電所2号炉の飛来物発生防止対策の選定フロー、第2図に飛来物発生防止対策の例を示す。

可搬型設備は、上記の選定フローに従い、固定、緊張固縛又は余長付き固縛のいずれかの対策手法により保管場所に固縛することとしている。

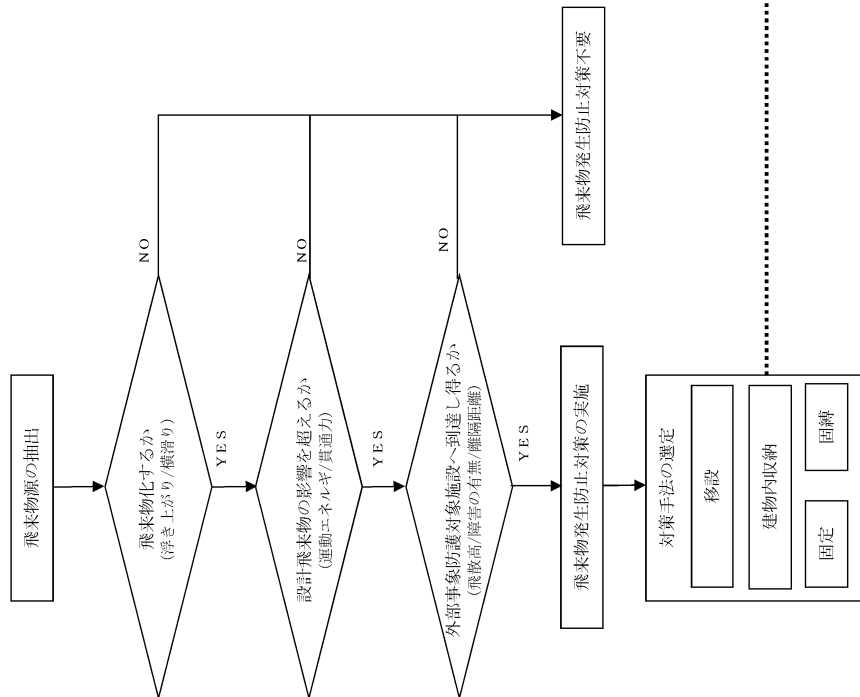
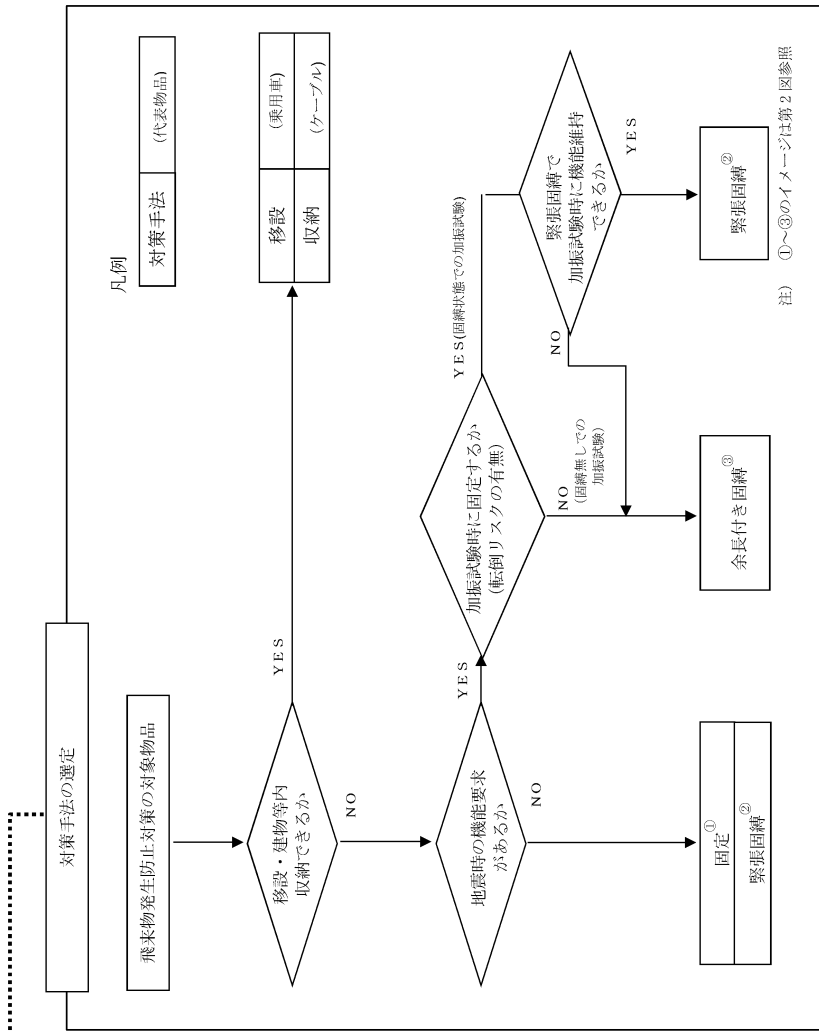
2. 固縛解除作業の想定時間

第1表に飛散物発生防止対策エリア内に位置する第3保管エリアにおける可搬型設備の出動準備に係る作業内容と作業時間を示す。

飛来物発生防止対策のうち固縛の解除は、重大事故等時における可搬型設備の出動準備約40分のうち、車両等出動前確認の約10分で行うことを想定する。

第1表 可搬型設備の出動準備作業時間と固縛解除作業の想定時間

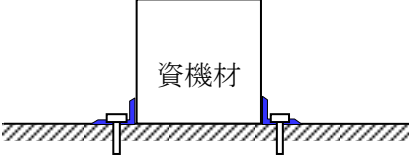
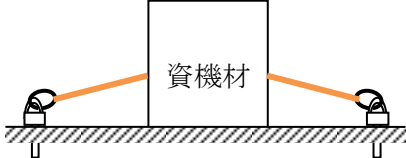
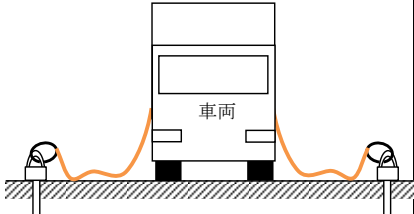
作業内容	作業時間	合計時間
緊急時対策所から保管場所までの移動 (第3保管エリアの場合)	約30分	約40分
車両等出動前確認(可搬型設備の固縛解除を含む。)	約10分	



第1図 島根原子力発電所2号炉の飛来物発生防止対策の選定フロー

【飛来物発生防止（固定，固縛）の手法の例】

・飛来物発生防止対策のうち，固定及び固縛の手法の例を下図に示す。

手法	対策の概要図	
①固定		飛来物源に固定金具を取り付けて固定
②緊張固縛		飛来物源を連結材（ロープ）を用いて固縛
③余長付き固縛		飛来物源を連結材（ロープ）を用いて固縛 【動き代がある】

第 2 図 飛来物発生防止対策の例

3. 固縛解除作業の想定時間の妥当性

車両等出動前確認の作業内容と固縛解除作業の想定時間の妥当性について以下に示す。

(1) 車両等出動前確認の作業内容等

飛散物発生防止対策エリア内に位置する第3保管エリアに保管する可搬型設備は，ホイールローダ，大量送水車，中型ホース展張車（150A），タンクローリ及び予備として保管する大型送水ポンプ車，移動式代替熱交換設備，高圧発電機車がある。その中で，重大事故等時の初動対応として出動が想定される可搬型設備は，アクセスルート確保に使用するホイールローダ，給水確保に使用する大量送水車及びその中型ホース展張車（150A），燃料補給に使用するタンクローリである。車両等出動前確認においては，これらの可搬

型設備について以下の作業を実施する。

a. 可搬型設備の固縛解除及び輪留め取り外し

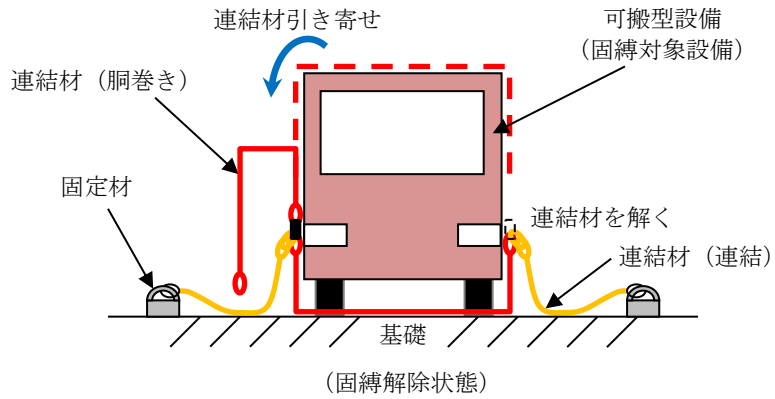
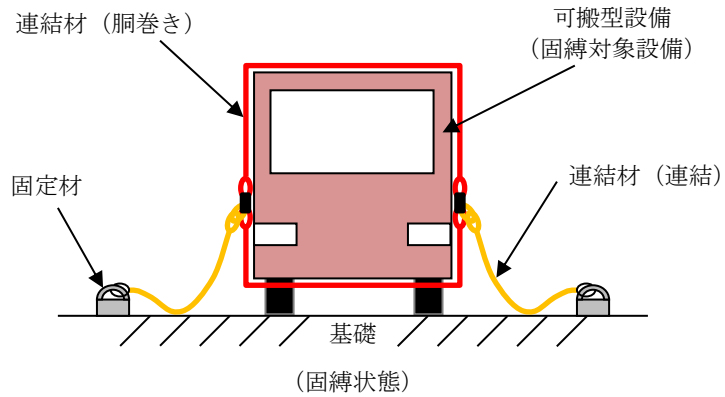
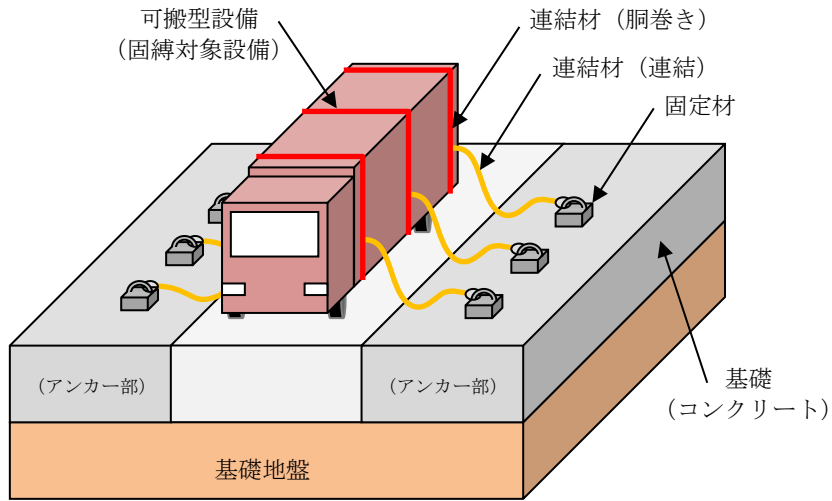
第3図に可搬型設備の固縛解除の概要，第2表に重大事故等時の初動対応において固縛解除する箇所数を示す。なお，ホイールローダは，飛散評価により飛来物とならないことから固縛不要である。

第2表に示す固縛箇所数に対して，固縛解除は2名1組で対応することとし，固縛箇所1箇所当たりの作業時間については，約1分と設定する。また，固縛解除に併せて輪止めの取り外しを行う。

第2表 重大事故等時の初動対応において固縛解除する箇所数※

対象設備	台数 (台)	固縛箇所数 (箇所)	
		1台あたり	合計
中型ホース展張車 (150A)	1	3	3
大量送水車	1	3	3
タンクローリ	1	3	3
初動対応で固縛解除する箇所数			9

※：第3保管エリアにおいて，初動対応として出動が想定される可搬型設備を対象とする。
また，固縛箇所数は今後の検討結果等により変更となる可能性があるが，作業時間に影響がない範囲で行う。



※：今後の検討結果等により変更となる可能性があるが，作業時間に影響がない範囲で行う。

第 3 図 可搬型設備の固縛解除の概要

b. 外観点検及びエンジン始動

外観点検及びエンジン始動は2名1組で対応することとし、徒歩による移動速度（4km/h）に余裕を考慮した時間として、可搬型設備1台当たり約1分と設定する。

(2) 固縛解除作業の想定時間の妥当性

重大事故等時の初動対応において、固縛対象となる可搬型設備の出動準備は緊急時対策要員9名で実施する。想定時間の妥当性確認に当たっては、保守的に以下の事項を考慮する。

- ・ホイールローダ，大量送水車，中型ホース展張車（150A）及びタンクローリの車両等出動前確認は，各2名で実施

上記を踏まえ、固縛解除を含む車両等出動前確認に要する時間について検討した結果、約4分で対応が可能であることより、固縛解除作業の想定時間は妥当であることを確認した。（第3表）

現実的には、妥当性確認において考慮していない緊急時対策要員1名の増員による対応も可能であることから、車両等出動前確認時間は短縮するものとする。

第3表 車両等出動前確認に係る想定時間の妥当性

対象設備	作業内容	対象数 ^{※3}	単位 作業時間	対応 要員 ^{※5}	作業時間	
					作業	合計
ホイールローダ	固縛 解除 ^{※1}	0箇所	1分/ 箇所 ^{※4}	1組	0分	1分 ^{※6}
	外観 点検 ^{※2}	1台	1分/台		1分	
中型ホース展張車 (150A)	固縛 解除 ^{※1}	3箇所	1分/ 箇所 ^{※4}	1組	3分	4分 ^{※6}
	外観 点検 ^{※2}	1台	1分/台		1分	
大量送水車	固縛 解除 ^{※1}	3箇所	1分/ 箇所 ^{※4}	1組	3分	4分 ^{※6}
	外観 点検 ^{※2}	1台	1分/台		1分	
タンクローリ	固縛 解除 ^{※1}	3箇所	1分/ 箇所 ^{※4}	1組	3分	4分 ^{※6}
	外観 点検 ^{※2}	1台	1分/台		1分	

※1：可搬型設備の固縛解除及び車輪止め外し

※2：外観点検及びエンジン始動

※3：各設備の固縛箇所数及び台数は第2表参照

※4：緊張固縛又は余長付き固縛を解除する時間

※5：対応要員1組2名で構成

※6：1組（2名）で対応するため、固縛解除後に外観点検を実施する場合の作業時間を記載

2号炉と同じ敷地内で実施する工事における
資機材、廃材等による屋外のアクセスルートへの影響

2号炉と同じ敷地内で実施する工事における資機材、廃材等によるアクセスルートへの影響について、以下のとおり確認した。

1. 影響評価

(1) 想定事象と2号炉重大事故等対応に影響を与える可能性

2号炉と同じ敷地内において、第3系統直流電源設備設置工事、1号炉の廃止措置作業等（以下「第3系統直流電源設備設置工事等」という。）を行っている。

第3系統直流電源設備設置工事等が2号炉重大事故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第1表及び第1図に示す。

(2) 作業環境を踏まえた対策の実施

第3系統直流電源設備設置工事等に用いる資機材（クレーン、ユニック車、トラック等）は、容易に転倒しないように設置し、また、資機材、廃材（鉄骨等）等が荷崩れしないように固縛する。仮に、資機材、廃材等が転倒又は荷崩れした場合でも、屋外の重大事故等対処設備を損壊させない位置及びアクセスルートに必要な通行幅3mを確保できる位置に配置する。特に、クレーンについては、作業により一時的にアームを伸ばした状態で転倒した場合にアクセスルートとして必要な通行幅3mを確保できない場合は、複数のアクセスルートのうち通行可能なルートを使用する。

また、第3系統直流電源設備設置工事等に用いる資機材及び廃材は、2号炉と同様の管理を行い、設計飛来物の影響を超えることのないように飛来物発生防止対策を実施する。

さらに、竜巻の襲来が予想される場合には、速やかに作業を中断するとともに、建物搬入口の閉止、クレーン等の作業車両については退避、固縛等の必要な措置を講じる。

なお、第3系統直流電源設備設置工事等の実施に伴い、掘削等の作業により複数のアクセスルートを確保できない場合には、アクセスルートを確保するため、耐震性を有する構台等を設置する。

(3) 運用対策の実施

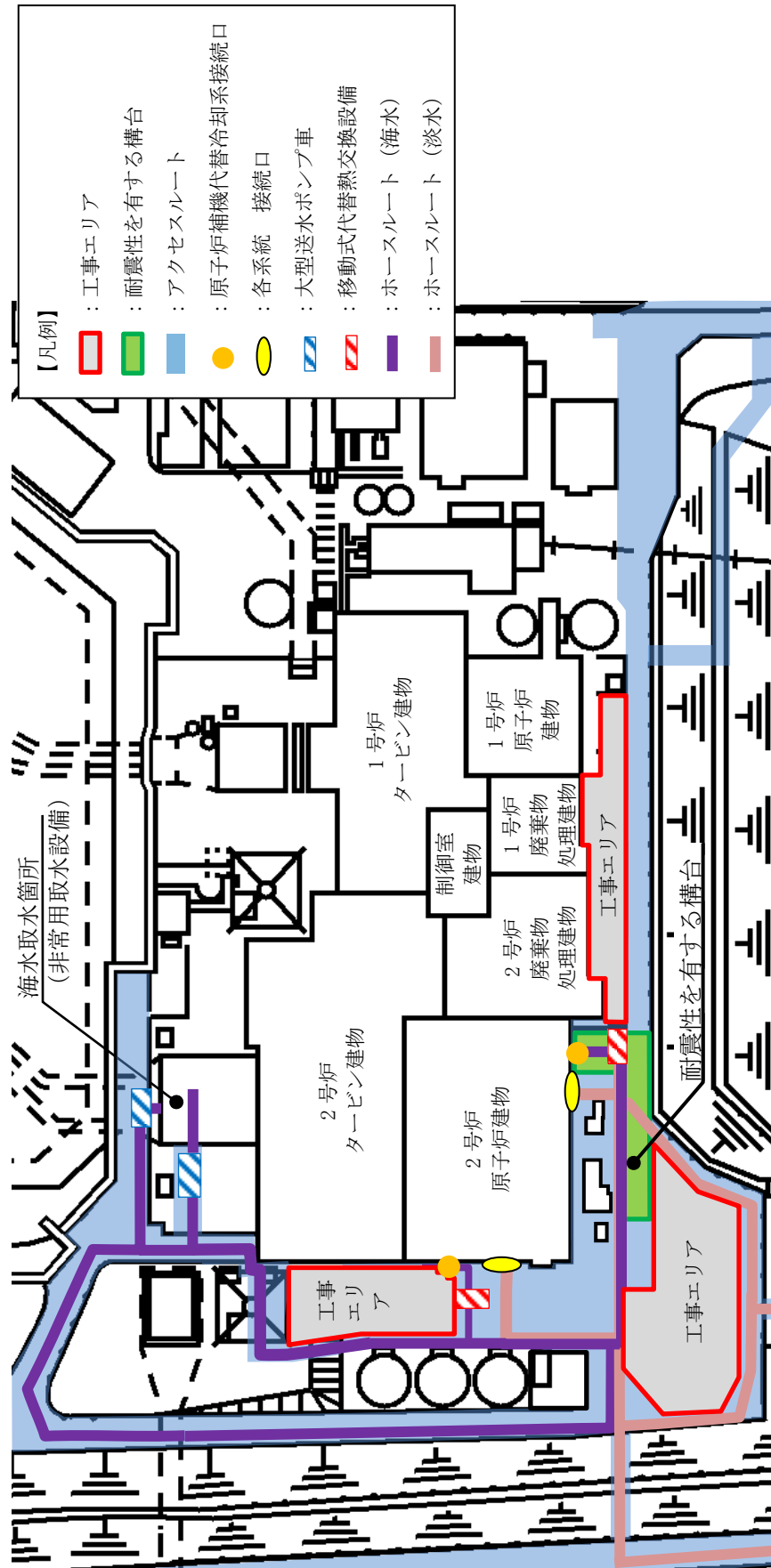
2号炉重大事故等対応に影響を与えないためには、上記1.(2)に記載した第3系統直流電源設備設置工事等で使用する資機材又は発生する廃材に対する運用管理が必要である。これらの運用管理については、確実に実施するために手順として原子炉施設保安規定に規定し、QMS規程に基づき実施する。

2. 評価結果

上記 1. より、2 号炉と同じ敷地内で実施する工事における資機材、廃材等が、2 号炉重大事故等の対応に影響を与えないことを確認した。

第 1 表 第 3 系統直流電源設備設置工事等における資機材、廃材等に関する想定事象と可能性のある影響

影響評価項目			想定事象	可能性のある影響
作業環境	物的影響	損壊	・第 3 系統直流電源設備設置工事等に用いる資機材（クレーン等）の転倒 又は資機材及び廃材（鉄骨等）の荷崩れ ・竜巻による第 3 系統直流電源設備設置工事等で使用する資機材、発生する廃材等の転倒、荷崩れ、飛来	・屋外の 2 号炉重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。
		流出物		



第1図 島根原子力発電所1号炉，2号炉等の位置関係及び工事エリア

アクセスルート用語の定義

アクセスルートの用語の定義を以下に整理する。整理結果を第1表に示す。

1. 屋外アクセスルート

屋外アクセスルートは、緊急時対策所及び可搬型設備の保管場所から設置場所及び接続場所までのルートであり、「アクセスルート」と「サブルート」で定義する。

2. 屋内アクセスルート

屋内アクセスルートは、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内における各設備の操作場所までのルートであり、「アクセスルート」と「迂回路」で定義する。

第1表 アクセスルートの用語の定義

場所	大分類	小分類	概要説明
屋外	屋外アクセスルート	アクセスルート	<ul style="list-style-type: none"> 地震及び地震に随伴する津波を考慮しても使用が可能である。 有効性評価及び技術的能力手順において時間評価に用いた経路とする。
		サブルート	<ul style="list-style-type: none"> 地震及び津波時に期待しないルート。 地震、津波その他の自然現象の影響評価対象外とする。
屋内	屋内アクセスルート	アクセスルート	<ul style="list-style-type: none"> 地震、地震随伴火災及び地震随伴内部溢水の影響を受けない。 有効性評価及び技術的能力手順において時間評価に用いた経路とする。
		迂回路	<ul style="list-style-type: none"> 地震、地震随伴火災及び地震随伴内部溢水の影響を受けない。 転倒した常置品及び仮置資機材の人力による排除や乗り越え等により通行が可能である。 アクセスルートを使用できない場合に使用可能な経路。

迂回路における人力による仮置資機材の排除の考え方について

屋内の迂回路における人力による仮置資機材の排除の考え方、仮置資機材の軽量物や重量物の選定及び仮置資機材の設置に関する運用について整理し、アクセス性を確保するとともに、運用を社内規程に定める。

1. 迂回路における人力による排除可能な重量

屋内の迂回路における仮置資機材の排除の考え方について、人力（2名）で排除可能な軽量物（40kg以下）と排除できない重量物（40kg超過）を定義し社内規程に定める。

また、転倒時において通行可能な迂回路幅が確保できないかつ、乗り越え（高さ40cm程度^{※1}）ができない仮置資機材のうち重量物は迂回路周辺に置かないことを社内規程に定める。

※1：「建築基準法施行令」第二十三条（階段及びその踊場の幅並びに階段の蹴上げ及び踏面の寸法）を参考に2段分の段差を設定。

【考え方】第1項（四）：蹴上げ（高さ）寸法 22cm/段×2段≒40cm

第1表 仮置資機材の重量目安

仮置資機材種別	仮置資機材重量目安	考え方
軽量物	40kg ^{※2} 以下	人力（2名）で排除が可能な仮置資機材
重量物	40kg超過	軽量物を超える重量の仮置資機材であり、人力（2名）による排除ができない仮置資機材

※2：厚生労働省公表の「職場における腰痛予防対策指針」（平成25年6月18日）を参考に設定。

【考え方】腰痛予防の目安とされている基準が18歳以上の男子労働者の場合は体重のおおむね40%以下である。また、「厚生統計要覧」（平成30年度 厚生労働省公表）によると18歳以上の男性の平均体重が60kg程度であることから、人力により排除可能な重量は2名作業を想定し、60kg×40%×2名≒40kg以下と設定する。

保管場所内の可搬型設備配置について

1. 可搬型設備の配置の考え方

各保管エリア内の可搬型設備の配置は、以下事項を満足した必要な離隔距離を確保する設計とすることから、隣接する可搬型設備及びアクセスルートに影響を与えることはない。

- ・車両の地震による転倒防止及び加振試験による変位量を考慮した離隔距離の確保^{※1}
- ・竜巻による飛散防止を考慮した固縛^{※2}
- ・車両火災による他の車両への影響を想定した離隔距離（3.0m以上）の確保^{※3}
- ・保管場所の敷地境界から3.0m以上の空地の確保^{※4}

また、可搬型設備は、作業性及び車両の動線を考慮し、手順毎に設備をまとめて配置する設計とすることから、搬出に支障となることはない。また、車両移動を考慮した通行幅は、アクセスルートに必要な通行幅（3.0m以上^{※5}）を確保し、他の可搬型設備と干渉しない設計とすることから、搬出に支障はない。

保管エリア毎の可搬型設備の配置を第1～5図に示す。

※1：車両同士の離隔距離は、隣り合う設備の変位量（加振試験にて確認した変位量であり、第1，3，4保管エリアの最大値は約1.5m，第2保管エリアの最大値は約1.8m）の合算値以上とする。

なお、車両と構造物（遮蔽壁，コンテナ等）間は、構造物は移動しない（コンテナはボルト固定，免震重要棟は最大変位量を考慮）ことから、車両の変位量以上の離隔距離を確保する。

※2：飛来物発生防止対策エリア内のみを対象とする。

※3：「設置許可基準規則」第六条（外部火災）における評価。保管場所において、車両（可搬型設備）の火災が起こったとしても周囲の車両に影響を及ぼさないことを評価。具体的には、燃料積載量の大きい大型送水ポンプ車（エンジン用燃料タンク）の火災により熱容量の最も小さいタンクローリ（走行用燃料タンク）が受熱する際に、軽油の温度が許容限界温度となる危険距離を求める。

その結果、危険距離は2.2mとなり、可搬型設備間の離隔距離を3.0m以上取ることにより、影響を及ぼすことはないと評価できる。

※4：可搬型設備には危険物である燃料油や可燃物を含むものがあることから、その保管場所については、「危険物の規則に関する政令」で要求される空地のない対象設備は、同令「屋外タンク貯蔵所」とみなし、同令第十一条第一項第二号で要求される空地の幅を参考にして、保管場所の敷地境界か

ら3.0m以上の空地を確保する。

※5: 可搬型設備のうち最大車両幅を有する大型送水ポンプ車の車両幅(約2.5m)及び使用するホースのうち最大サイズの300A ホース1本敷設の幅(約0.4m)を考慮し、設定する。なお、その他のサイズのホース使用時も1本敷設で使用する。

2. 第1保管エリア

- ・各可搬型設備は、必要な離隔距離を確保したうえで、作業性を考慮して手順毎に使用する設備をまとめて配置する。また、同一手順で使用する可搬型設備同士を必要に応じて縦列配置にする設計とする。
- ・緊急時対策所関連設備(緊急時対策所用発電機、緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット)は、配置場所にて使用するため移動することはない。
- ・第1保管エリア内の通路のうち最も狭い免震重要棟遮蔽壁と緊急時対策所間等においても通路幅は約4mあり、可搬型設備のうち最大幅の大型送水ポンプ車の車両幅(約2.5m)を考慮しても、通行に支障はない。
- ・第1保管エリア内の最小離隔距離は、免震重要棟遮蔽壁と化学消防自動車等間の1.5mであり、地震による変位量を考慮し、互いに干渉しない設計とする。
- ・一部に埋戻部が存在することから、詳細設計段階において決定する地下水位が埋戻部下端以浅となる場合、噴砂による不陸の影響の評価を実施し、不陸の発生が想定される場合は、あらかじめ路盤補強等の対策を行う。

3. 第2保管エリア

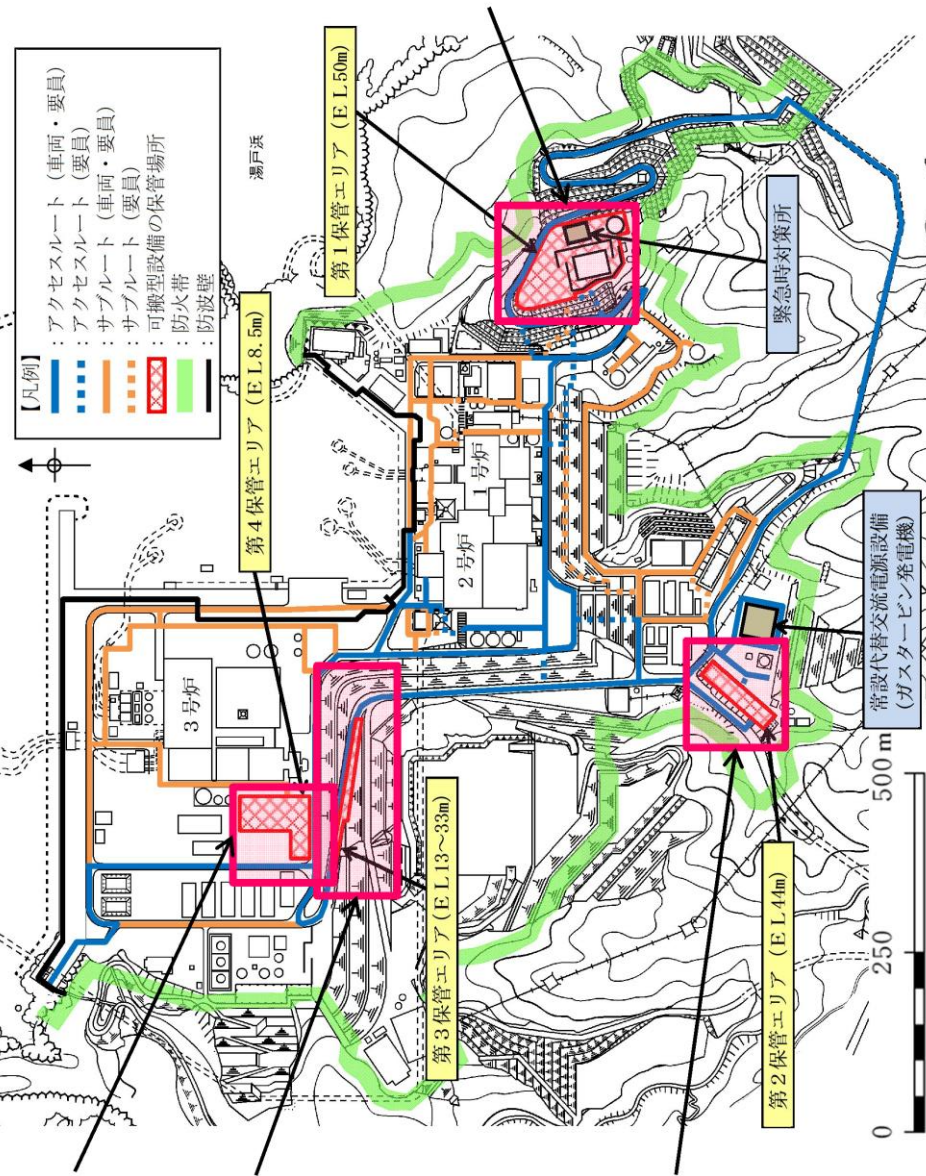
- ・代替淡水源である輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)の上部に、淡水送水手順に使用する大量送水車、中型ホース展張車(150A)、可搬型ストレーナを、必要な離隔距離を確保した上で、縦列配置する設計とする。
- ・中型ホース展張車(150A)は、出入口近傍に配置し、搬出する際に、大量送水車と干渉しない設計とする。
- ・第2保管エリア内の最小離隔距離は、可搬型ストレーナ間の5.6mであり、互いに干渉しない設計とする。

4. 第3保管エリア

- ・可搬型設備毎に、コンクリート基礎を設置し、それぞれ出入口を確保したうえで、他可搬型設備と干渉しない設計とする。
なお、コンクリート基礎は、地震時における各可搬型設備の変位量を考慮した十分な広さを確保し、コンクリート基礎から落下しない設計とする。また、可搬型設備同士は必要な離隔距離を確保する。
- ・第3保管エリア内の最小離隔距離は、可搬型ストレーナ間の2.5mであり、互いに干渉しない設計とする。

5. 第4保管エリア

- 各可搬型設備は、必要な離隔距離を確保したうえで、手順毎に使用する設備をまとめて配置する。また、同一手順で使用する可搬型設備同士を必要に応じて縦列配置にする設計とする。
- 重大事故等時に、優先的に使用する可搬型設備は、出入口付近に配置する設計とする。
- 埋戻土上には、可搬型重大事故等対処設備（ α 及び予備を除く。）は配置しない。
- 第4保管エリア内の最小離隔距離は、大型送水ポンプ車と大型ホース展張車（300A）間等の3.0mであり、地震による変位量を考慮し、互いに干渉しない設計とする。
- 可搬型設備（ α 及び予備を除く。）は、切土地盤（岩盤）上に保管し、通行範囲の埋戻土はあらかじめコンクリート置換等の対策を実施することから、噴砂による不陸の影響はない。



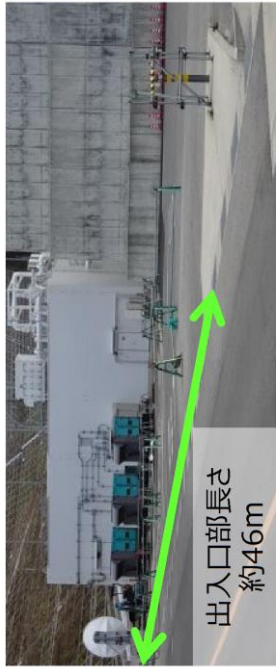
第5 図
第4 保管エリア
配置図

第4 図
第3 保管エリア
配置図

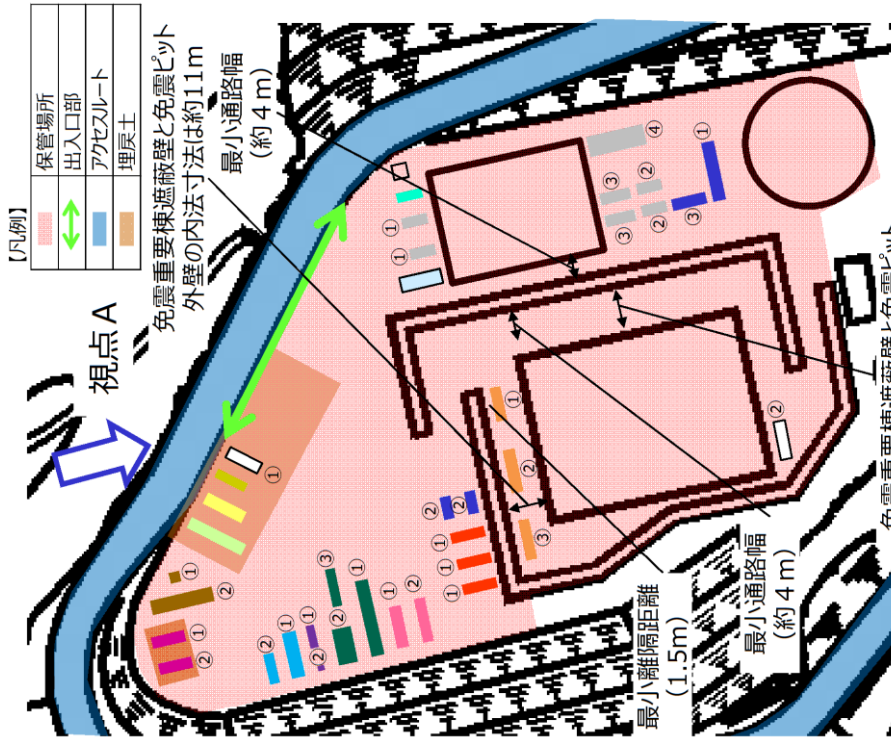
第3 図
第2 保管エリア
配置図

第2 図
第1 保管エリア
配置図

第1 図 保管場所及び屋外アクセスルート図



視点A



【凡例】

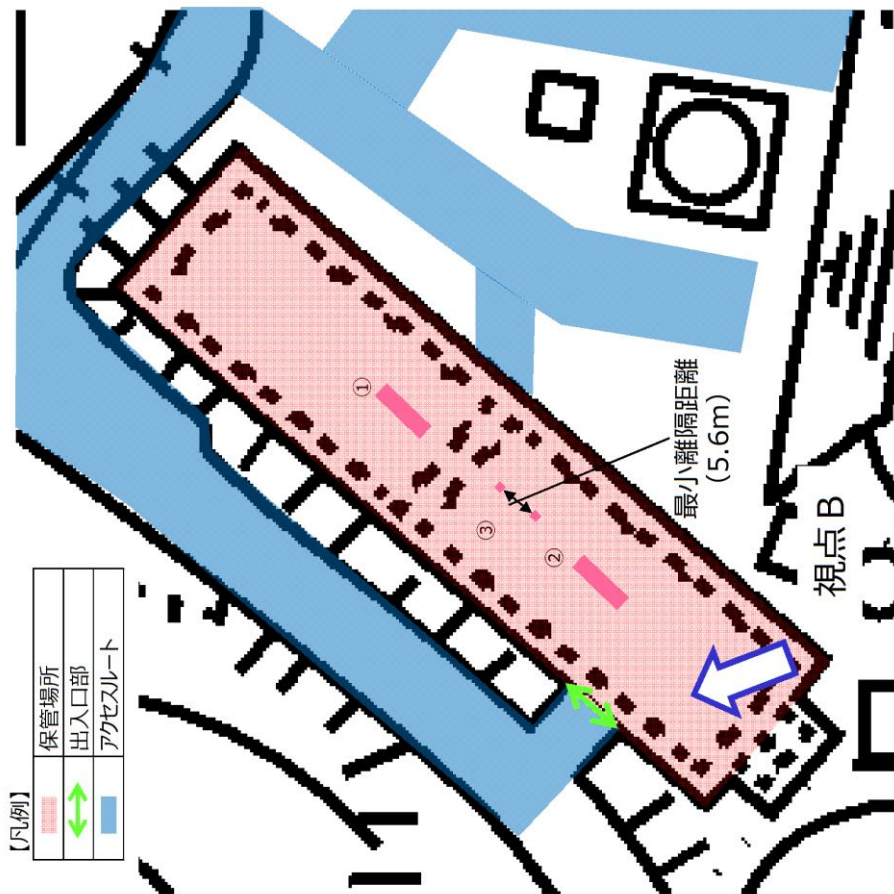
①放水砲 ^{※5}	①第1ペントフィルタ出口水素濃度 ^{※5}	①放水砲 ^{※5}
②泡消火薬剤容器 ^{※5}	①高圧発電機車 ^{※1}	②泡消火薬剤容器 ^{※5}
①直流給電車 (115V) ^{※2}	①移動式代替熱交換設備 ^{※1}	①直流給電車 (115V) ^{※2}
②直流給電車 (230V) ^{※2}	②250Aホース ^{※1,5}	②直流給電車 (230V) ^{※2}
①大量送水車 ^{※1}	③ホース運搬車 ^{※4}	①大量送水車 ^{※1}
②大型ホース展開車 (150A) ^{※4} 及び 150Aホース ^{※1}	①大型送水ポンプ車 ^{※1}	②大型ホース展開車 (150A) ^{※4} 及び 150Aホース ^{※1}
①可搬式モニタリング・ポスト ^{※1,5}	②300Aホース ^{※1,5}	①可搬式モニタリング・ポスト ^{※1,5}
②可搬式気象観測装置 ^{※1}	③大型ホース展開車 (300A) ^{※4}	②可搬式気象観測装置 ^{※1}
①緊急時対策所用発電機 ^{※1}	・可搬式窒素供給装置 ^{※5}	①緊急時対策所用発電機 ^{※1}
②緊急時対策所空気浄化送風機 ^{※1,5}	①シフトフェンス ^{※1,5}	②緊急時対策所空気浄化送風機 ^{※1,5}
③緊急時対策所空気浄化フィルタユニット ^{※1,5}	②放射性物質吸着材 ^{※5}	③緊急時対策所空気浄化フィルタユニット ^{※1,5}
④緊急時対策所正圧装置 (空気ポンプ) ^{※1,5}	①原子炉補機海水ポンプ電動機 ^{※3}	④緊急時対策所正圧装置 (空気ポンプ) ^{※1,5}
①化学消防自動車 ^{※2}	②ラフターレーン ^{※3}	①化学消防自動車 ^{※2}
②泡消火薬剤運搬車 ^{※2} 及び 泡消火薬剤容器 ^{※2}	・小型船舶 ^{※5}	②泡消火薬剤運搬車 ^{※2} 及び 泡消火薬剤容器 ^{※2}
③小型動力ポンプ付水槽車及び小型放水砲 ^{※2}	・ホイールローダ ^{※1}	③小型動力ポンプ付水槽車及び小型放水砲 ^{※2}
	・タンクローリ ^{※1}	

※1：重大事故等対処設備 ※2：自主対策設備 ※3：予備品

※4：資機材 ※5：a又は予備

※ 各設備の保管場所については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第2図 第1保管エリア 配置図



【凡例】
 ① 大量送水車※1
 ② 中型ホース展開車 (150A) ※2及び
 100A, 150Aホース※1
 ③ 可搬型ストレナ※1

※1：重大事故等対処設備
 ※2：資機材

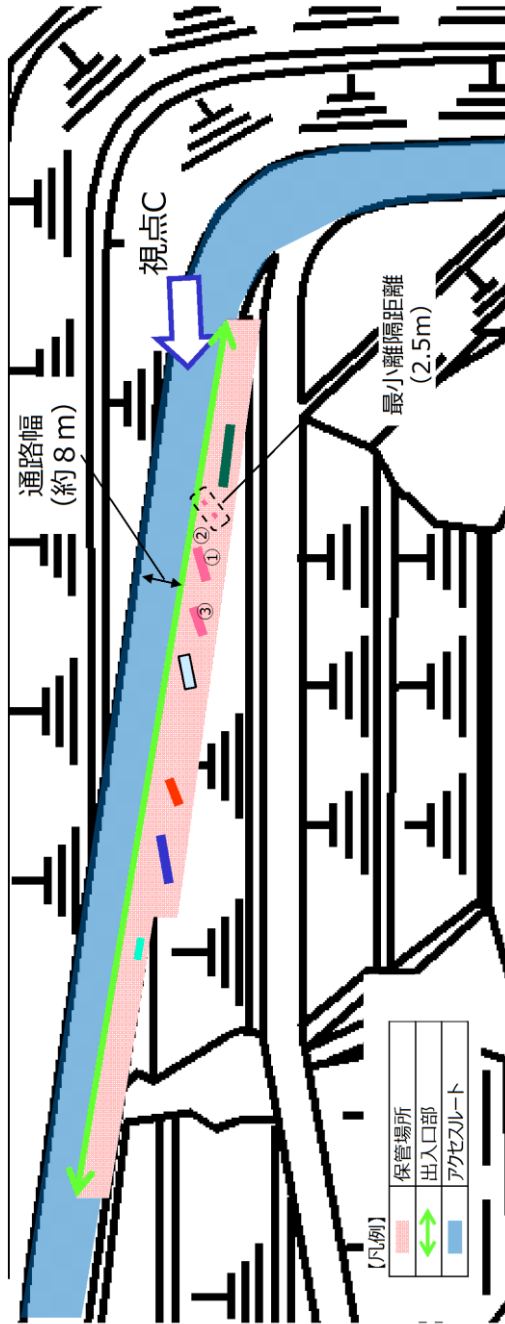


※ 各設備の保管場所については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

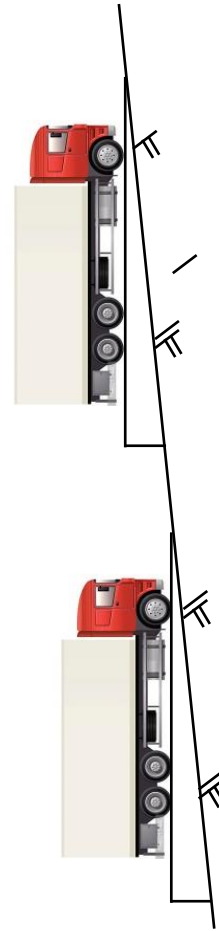
第3図 第2保管エリア 配置図

- 【凡例】
- 高圧発電機車※3
 - 移動式代替熱交換設備※3
 - 大型送水ポンプ車※3
 - タンクローリ※1
 - ホイールローダ※1
 - ①大量送水車※1
 - ②可搬型ストレーナー※1
 - ③中型ホース展開車(150A)※2及び100A,150Aホース※1

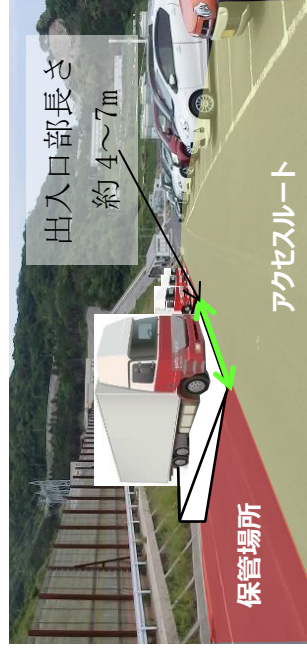
※1：重大事故等対処設備
 ※2：資機材
 ※3：d又は予備



※：各設備の保管場所については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。



断面図イメージ

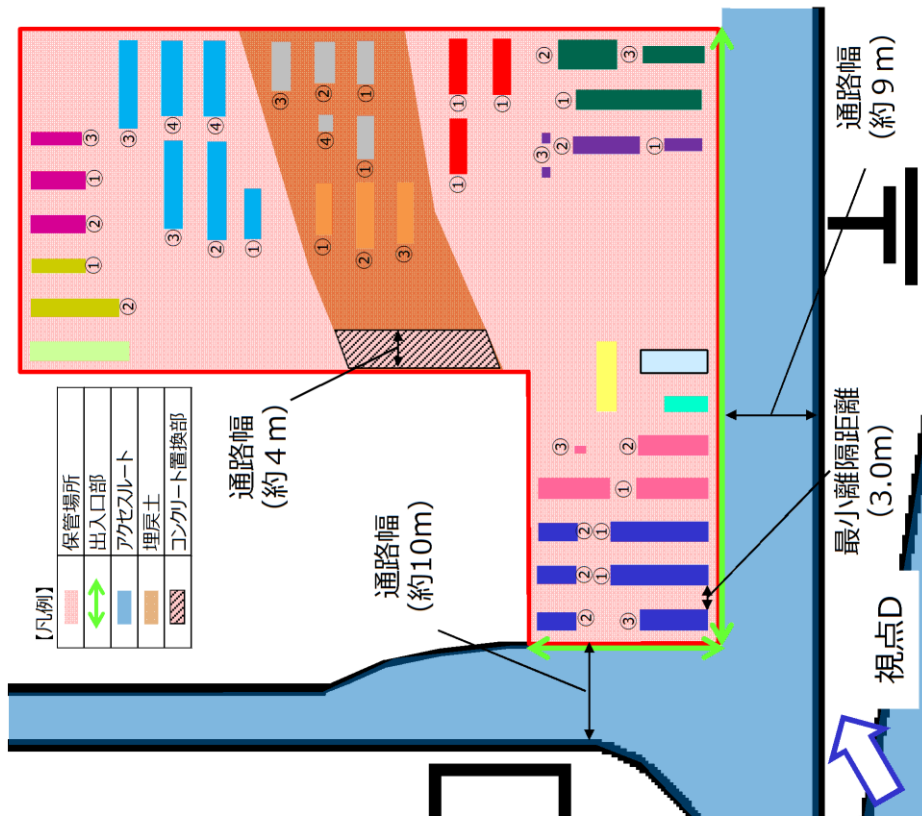


視点C

第4図 第3保管エリア 配置図

【凡例】

■	第1ベントリルタ出口水素濃度※1	①放水砲※1
■	①高圧発電機車※1	②泡消火薬剤運搬車※3及び 泡消火薬剤容器※1
■	①移動式代替熱交換設備※1	③泡消火薬剤容器※1
■	②250Aホース※1,4	①大量送水車※1,4
■	③ホース運搬車※3	②大型ホース展開車 (150A) ※3及び 150Aホース ※1,4
■	①大型送水ポンプ車※1	③可搬型ストレーナ ※4
■	②300Aホース※1,4	①小型船舶
■	③大型ホース展開車 (300A) ※3	②小型船舶運搬車※3
■	・可搬型窒素供給装置※1	①可搬式モニタリング・ポスト※1,4
■	①放射性物質吸着材※1	②モニタリング設備運搬車※3
■	②放射性物質吸着材運搬車※3	③可搬式気象観測装置※4
■	③シルトフェンス※1,4	①緊急時対策所用発電機※4
■	④シルトフェンス※1,4	②緊急時対策所空気浄化送風機※4
■	①化学消防自動車※2	③緊急時対策所空気浄化フルタユニット※4
■	②泡消火薬剤運搬車※2及び 泡消火薬剤容器※2	④緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) ※4
■	③小型動力ポンプ付水槽車及び小型放水砲※2	
■	・ホイールローダ※1	



※1：重大事故等対処設備
 ※2：自主対策設備
 ※3：資機材
 ※4：a又は予備



視点D

※：各設備の保管場所については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第5図 第4保管エリア 配置図

有効性評価で用いる屋外のアクセスルートの設定について

有効性評価及び技術的能力において、作業成立性の時間評価に用いるアクセスルート※¹の更なる確保を目的として、サブルート※²の成立性を検討した。

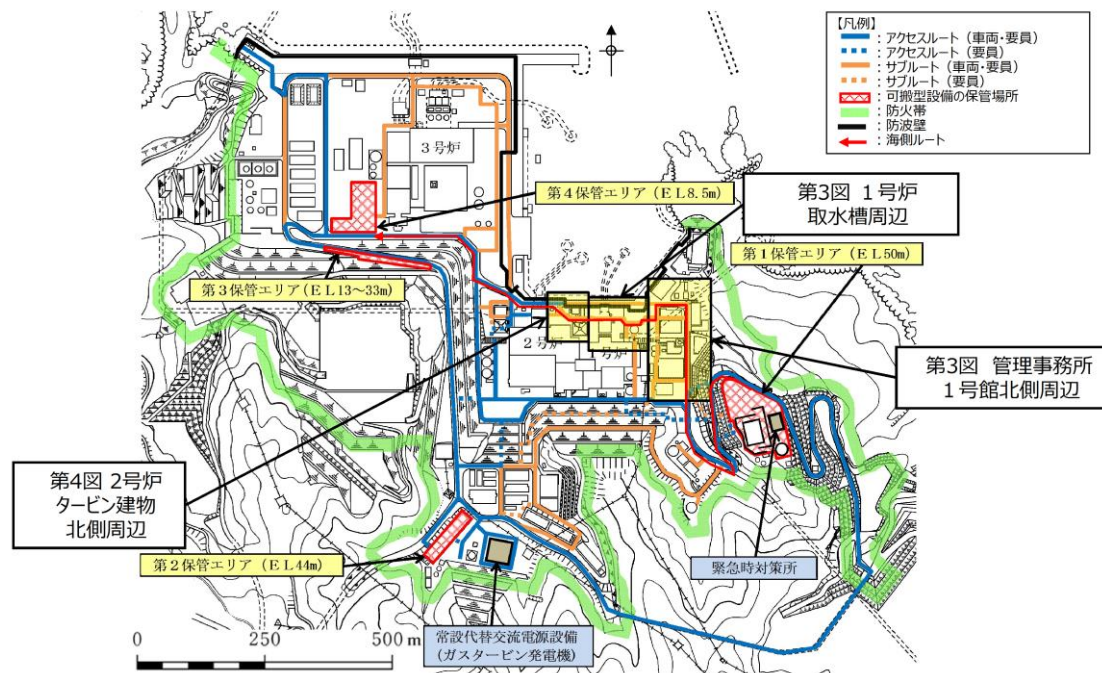
1. 1, 2号炉北側のサブルートの成立性検討

サブルートのうち、緊急時対策所～第3保管エリア及び第4保管エリアに接続するルートとして、第1図に示す防波壁内側の1, 2号炉北側のサブルート（海側ルート）の成立性を検討した。

検討した結果、(1)～(3)に示すとおり、地震時においては、重量物の転倒・落下や、複数の建物の倒壊影響範囲が重畳すると想定されるため、有効性評価を考慮した時間内に復旧作業を実施し、要員又は車両の通行が困難な見込みであることから、引き続き、海側ルートは地震及び津波時には期待しないサブルートとする。

※¹：地震及び津波の影響を考慮し、基準津波の影響を受けない防波壁内側にあって、基準地震動 S_s による被害の影響を考慮したルートと位置付け、有効性評価において作業成立性の時間評価に用いる。

※²：地震及び津波時に期待しないルートと位置付けるため、地震及び津波その他の自然現象の影響評価対象外とする。

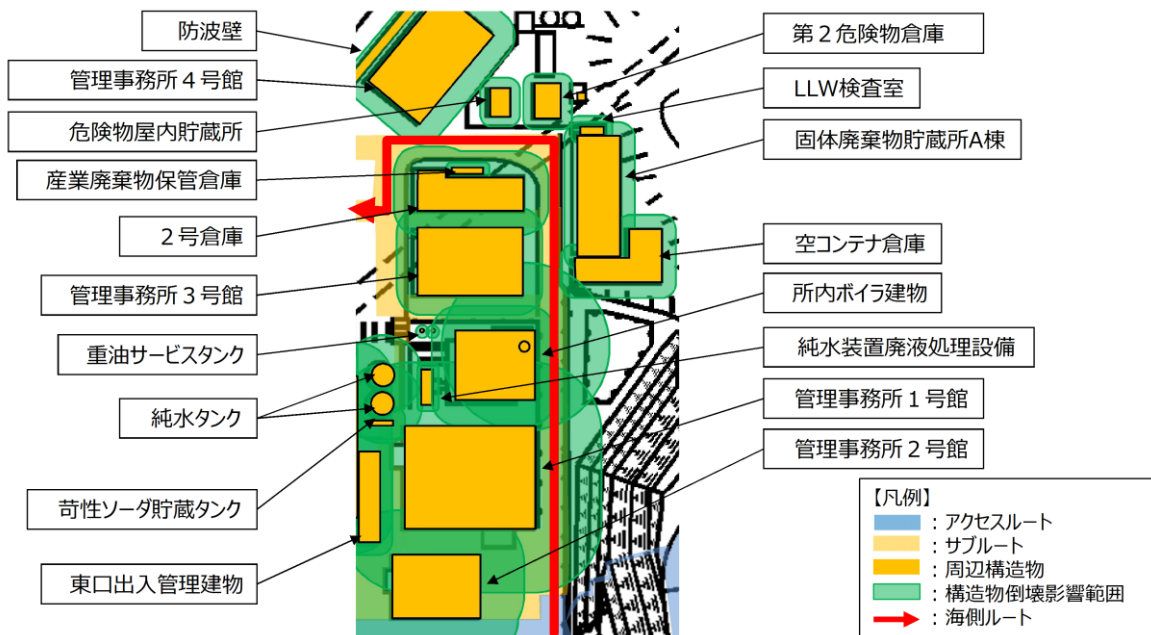


第1図 海側ルート

(1) 管理事務所 1 号館北側周辺

第 2 図に示すとおり，所内ボイラ建物，管理事務所 1 号館，管理事務所 4 号館，2 号倉庫の倒壊影響範囲内にある。

各建物の倒壊影響範囲は重畳すると想定されるため，重機による撤去は困難であること及び迂回もできないことから，地震後の被害状況を踏まえ，サブルート（地震及び津波時に期待しないルート）とする。

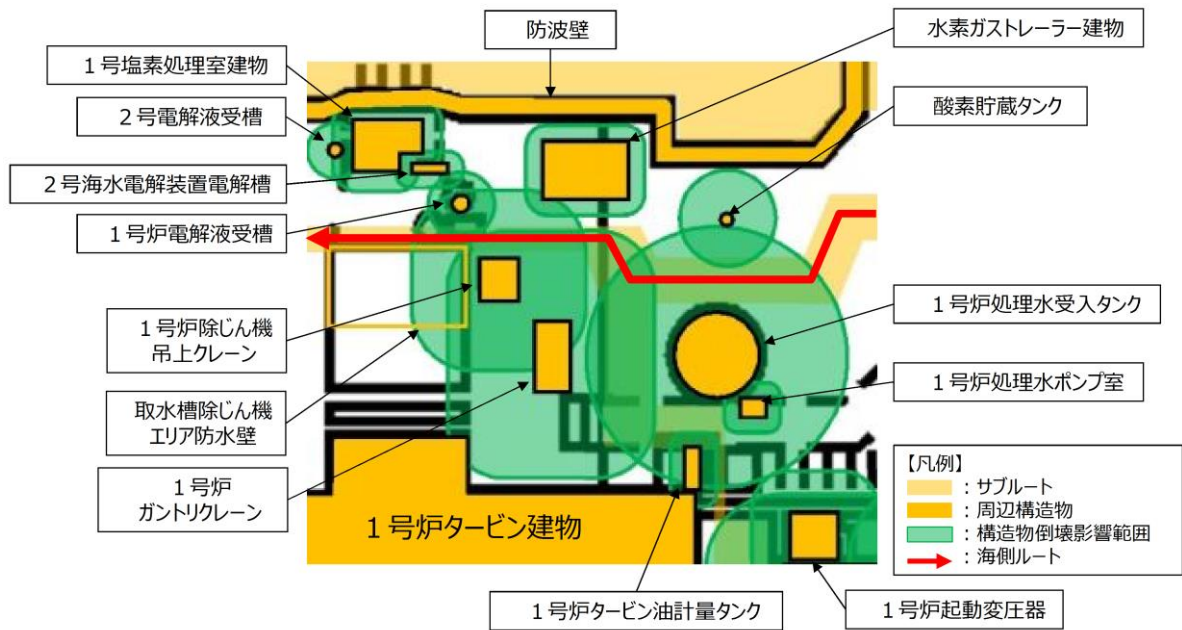


第 2 図 管理事務所 1 号館北側周辺

(2) 1号炉取水槽周辺

第3図に示すとおり、1号炉の電解液受槽、除じん機吊上クレーン、ガントリクレーン、処理水受入タンクの倒壊影響範囲内にある。

特に、除じん機吊上クレーンは、重量物であり重機による撤去は困難であること及び迂回もできないことから、地震後の被害状況を踏まえ、サブルート（地震及び津波時に期待しないルート）とする。

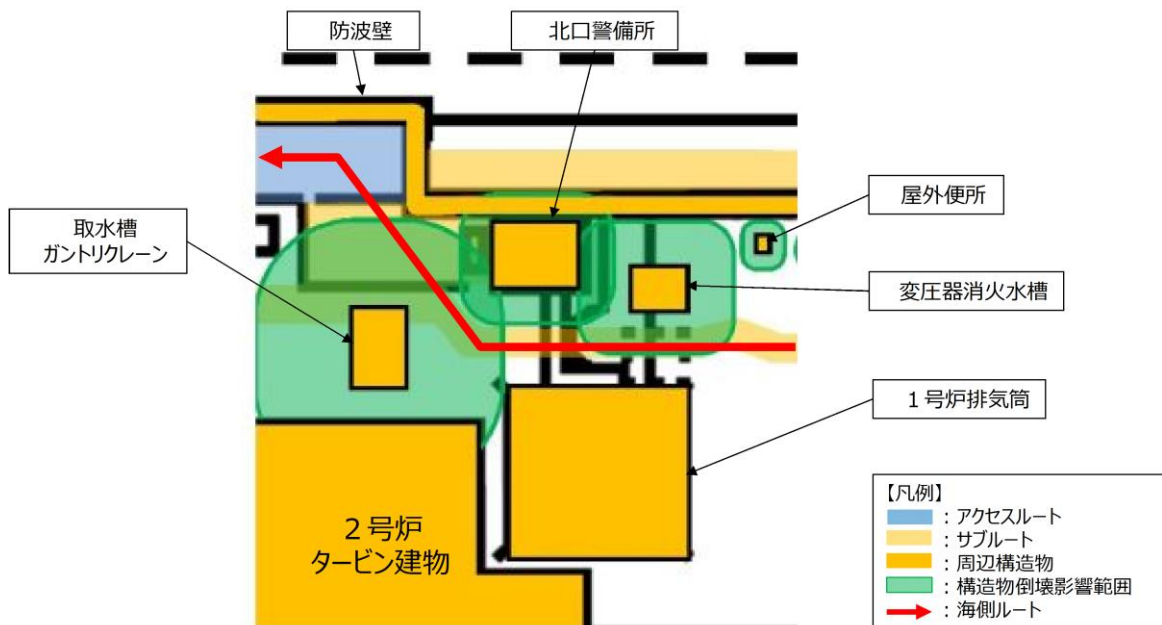


第3図 1号炉取水槽周辺

(3) 2号炉タービン建物北側周辺

第4図に示すとおり、取水槽ガントリークレーン、北口警備所、変圧器消火水槽の倒壊影響範囲内にある。

特に、取水槽ガントリークレーンは、重量物であり重機による撤去は困難であること及び迂回もできないことから、地震後の被害状況を踏まえ、サブルート（地震及び津波時に期待しないルート）とする。



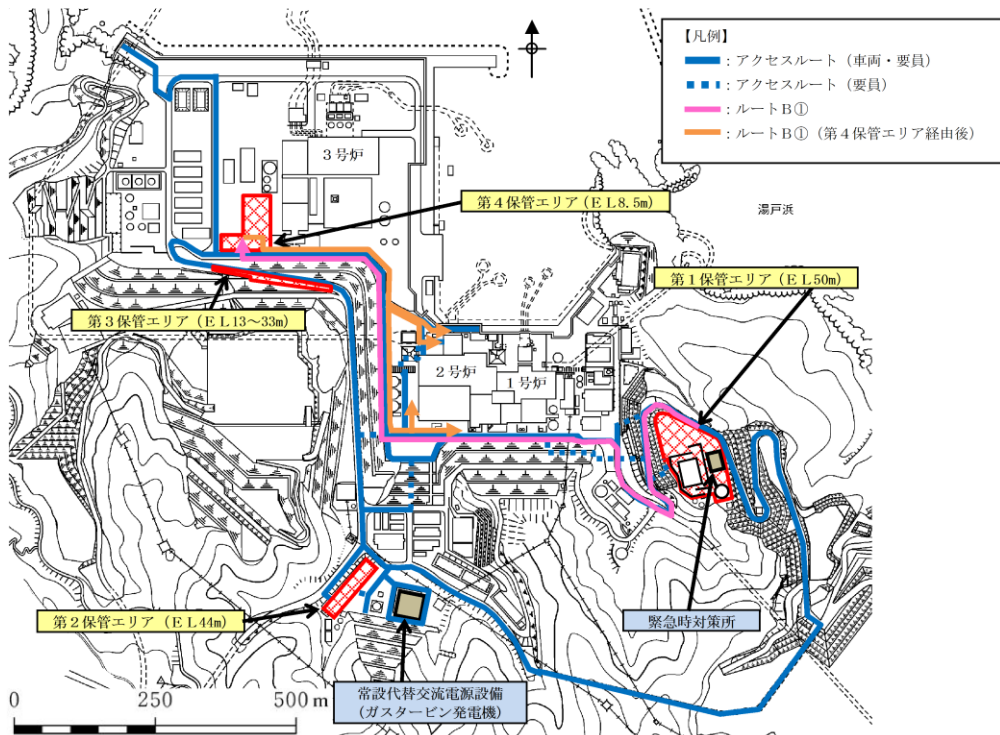
第4図 2号炉タービン建物北側周辺

2. 有効性評価における作業成立性の実績時間の見直し

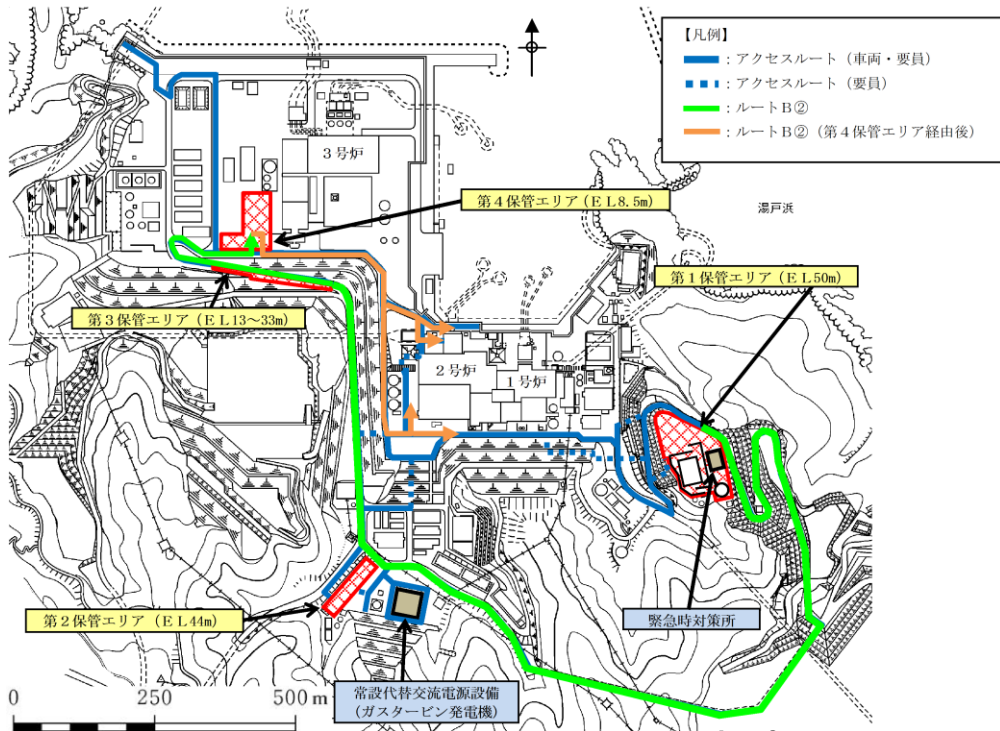
仮復旧なしで可搬型設備（車両）及び要員の通行が可能なアクセスルートとして、第5図に示すとおり「1，2号炉原子炉建物南側を経由したルート」と「第二輪谷トンネルを経由したルート」の2ルートを設定している。

1，2号炉北側のサブルート（海側ルート）のアクセスルート化が困難なことから、現在、有効性評価及び技術的能力において、「1，2号炉原子炉建物南側を経由したルート」を用いて作業成立性の時間評価を実施しているが、作業時間の観点でより保守的な評価となる「第二輪谷トンネルを経由したルート」を用いた時間評価に、第1表のとおり見直す。

所要時間目安が変更となるものの、タンクローリによる燃料補給を除き、いずれも現状の想定時間内となる。なお、タンクローリによる燃料補給の想定時間を見直すが、タンクローリによる燃料補給は第6図に示すとおり、初動で実施する大量送水車起動後の燃料枯渇前までに実施することで良いため、想定時間の変更に伴う影響はない。



ルートB①：緊急時対策所を起点とし、1、2号炉原子炉建物南側及び第4保管エリアを経由したE L 8.5m及びE L 15mエリア作業用アクセスルート



ルートB②：緊急時対策所を起点とし、第二輪谷トンネル及び第4保管エリアを経由したE L 8.5m及びE L 15mエリア作業用アクセスルート

第5図 緊急時対策所を起点とし、第4保管エリアを経由したE L 8.5m及びE L 15mエリア作業用アクセスルート

第1表 要員の移動ルート変更に伴う有効性評価の作業時間

	緊急時対策所～1, 2号炉原子炉建物南側を経由した場合の作業時間		緊急時対策所～第二輪谷トンネルを経由した場合の作業時間	
	所要時間目安※1	想定時間※2	所要時間目安※1	想定時間※2
大量送水車による注水等	1時間33分	2時間10分	1時間41分	2時間10分
原子炉補機代替冷却系による除熱	5時間33分	7時間20分	5時間41分	7時間20分
タンクローリによる燃料補給	1時間29分	1時間40分	2時間12分	2時間30分※
燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール注水	2時間15分	2時間50分	2時間25分	2時間50分

※1：実機による検証及び模擬により算定した時間

※2：移動時間+操作時間に余裕を見て設定

必要な要員と作業項目			経過時間(分)						経過時間(時間)										備考		
			10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
操作項目	実施箇所・必要人員数	操作の内容	事象発生20分後 タンクローリ準備開始 タンクローリの準備完了が必要となる時間(大量送水車起動から、約3.1時間)																		
運転員(中央制御室)	復旧班要員																				
状況判断	1人	・外部電源喪失確認等	10分																		
低圧原子炉代替注水系(可搬型)準備操作	14人	・放射線防護員準備 ・低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備(大量送水車配置、ホース展開、接続)	2時間10分																大量送水車起動後、約3.8時間後までに燃料補給を実施		
低圧原子炉代替注水系(可搬型)注水操作	(2人)	・低圧原子炉代替注水系(可搬型)注水操作													原子炉水位をレベル3～レベル8で維持						
燃料補給準備	2人	・放射線防護員準備/整備 ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの搬給	10分																		
燃料補給作業	2人	・大量送水車への搬給	2時間30分												余裕時間						搬給作業に約20分必要となるため給油20分前までに準備完了が必要
			適宜実施																		

第6図 タンクローリの想定時間変更 タイムチャート (全交流動力電源喪失(TBP))

第819回審査会合（令和元年12月24日）からの主要な変更点について

第819回審査会合（令和元年12月24日）からの主な変更点を以下に示す。

1. 土石流が発生した場合の対策内容

- ・管理事務所2号館南東に、土石流の影響を受けるおそれのないアクセスルート（要員）を確保する。アクセスルートの対策の一例を第1,2図に示す。
- ・第1保管エリアに保管していたn設備と、第4保管エリアに保管していた予備を入れ替えた。また、資機材についても保管場所を第1保管エリアから第4保管エリアに変更した。これに伴い、保管場所を確保するため、第4保管エリアの範囲を拡充した。第4保管エリアの位置を第2図に示す。また、保管場所を変更した設備を第1表に示す。

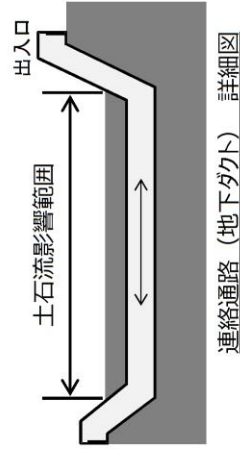
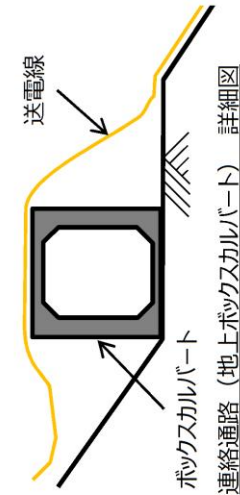
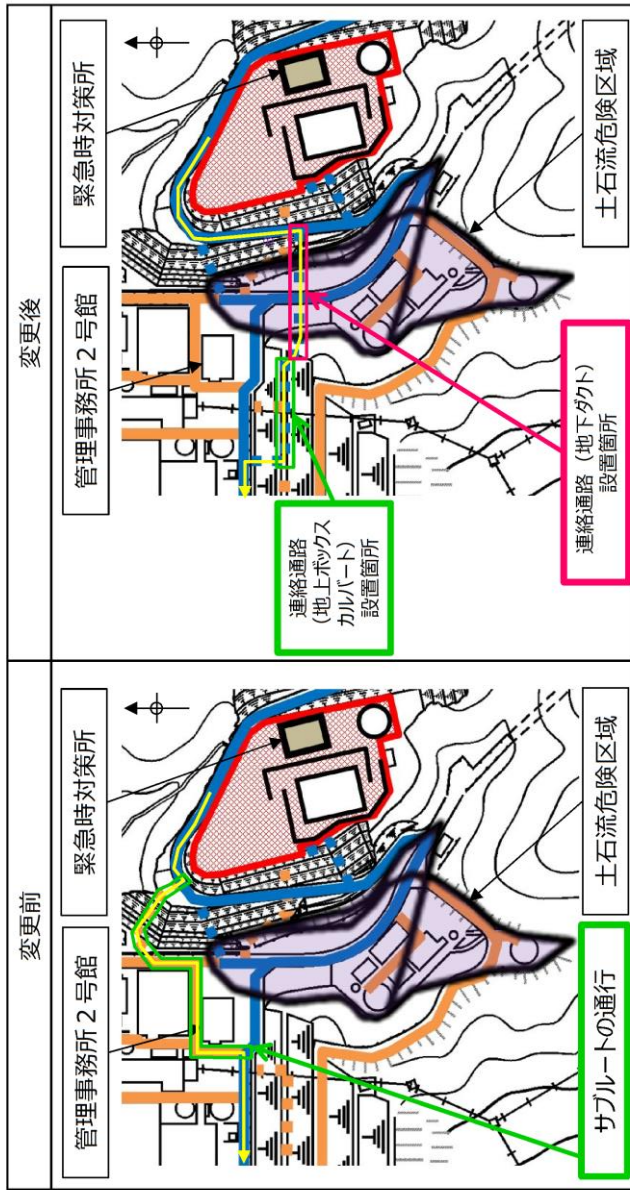
2. 鉄塔関係

- ・66kV鹿島支線No.2-1鉄塔について、基準地震動 S_s により倒壊するものとして整理していたが、耐震評価を実施のうえ、基準地震動 S_s により倒壊しないことを確認する構造物として整理する。対象となる鉄塔の配置図を第3図に示す。
- ・66kV鹿島支線No.3鉄塔、500kV島根原子力幹線No.1鉄塔、500kV島根原子力幹線No.2鉄塔及び500kV島根原子力幹線No.3鉄塔について、地震により倒壊し、斜面上を滑落する場合を想定しても、送電線の実長からアクセスルートに到達しないことを確認する。対象となる鉄塔の配置図を第3図に示す。
- ・万一、66kV鹿島支線No.3鉄塔～屋内開閉所間の送電線の垂れ下がりが発生した場合、迂回又はケーブルカッターによる切断等の対応を行うこととしていたが、作業安全の観点から、送電線下部に連絡通路（地上ボックスカルバート）を設置し、アクセスルート（要員）を確保する。アクセスルートの対策の一例を第1,3図に示す。

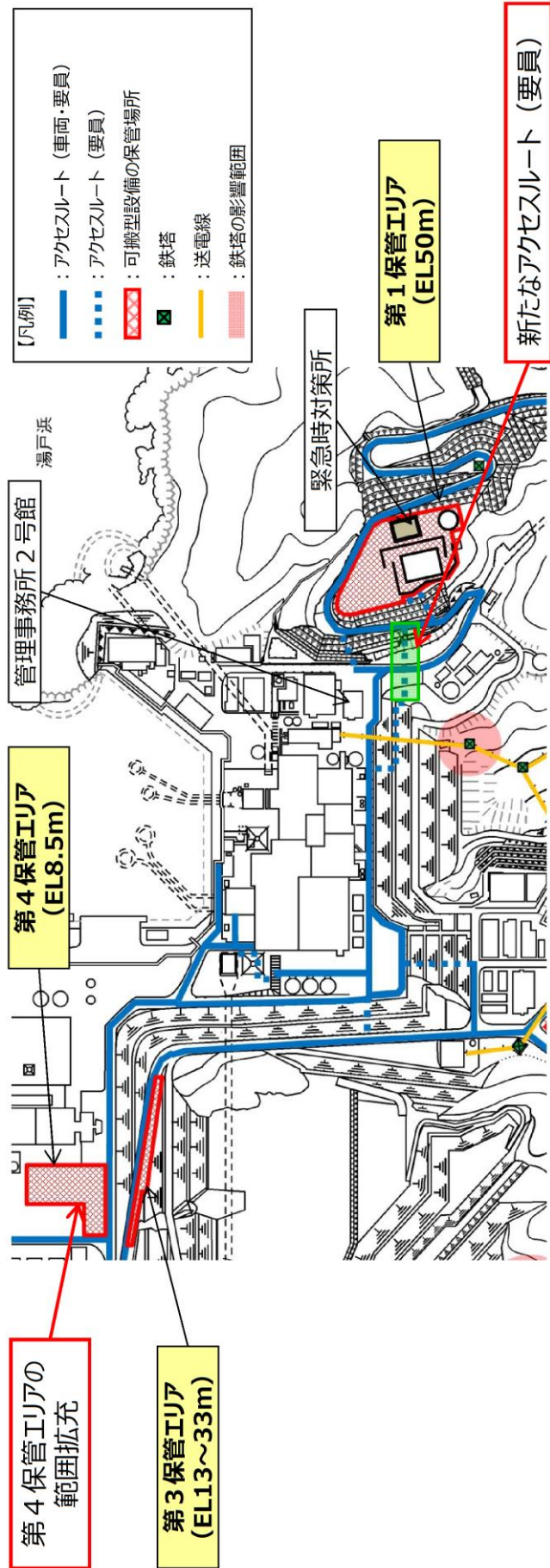
3. 接続口の追加に伴うアクセスルートの追加

- ・四十三条共-5「可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について」において、「原子炉建物内接続口」及び「緊急用メタクラ接続プラグ盤」を追加したことから、接続口配置箇所への屋外及び屋内のアクセスルートを追加する。追加箇所を第4図に示す。

- 【凡例】
- ：アクセスルート (車両・要員)
 - ：アクセスルート (要員)
 - ：サブルート (車両・要員)
 - ：サブルート (要員)
 - ：可搬型設備の保管場所
 - ：土石流危険区域
 - ：土石流発生時における
徒歩ルート



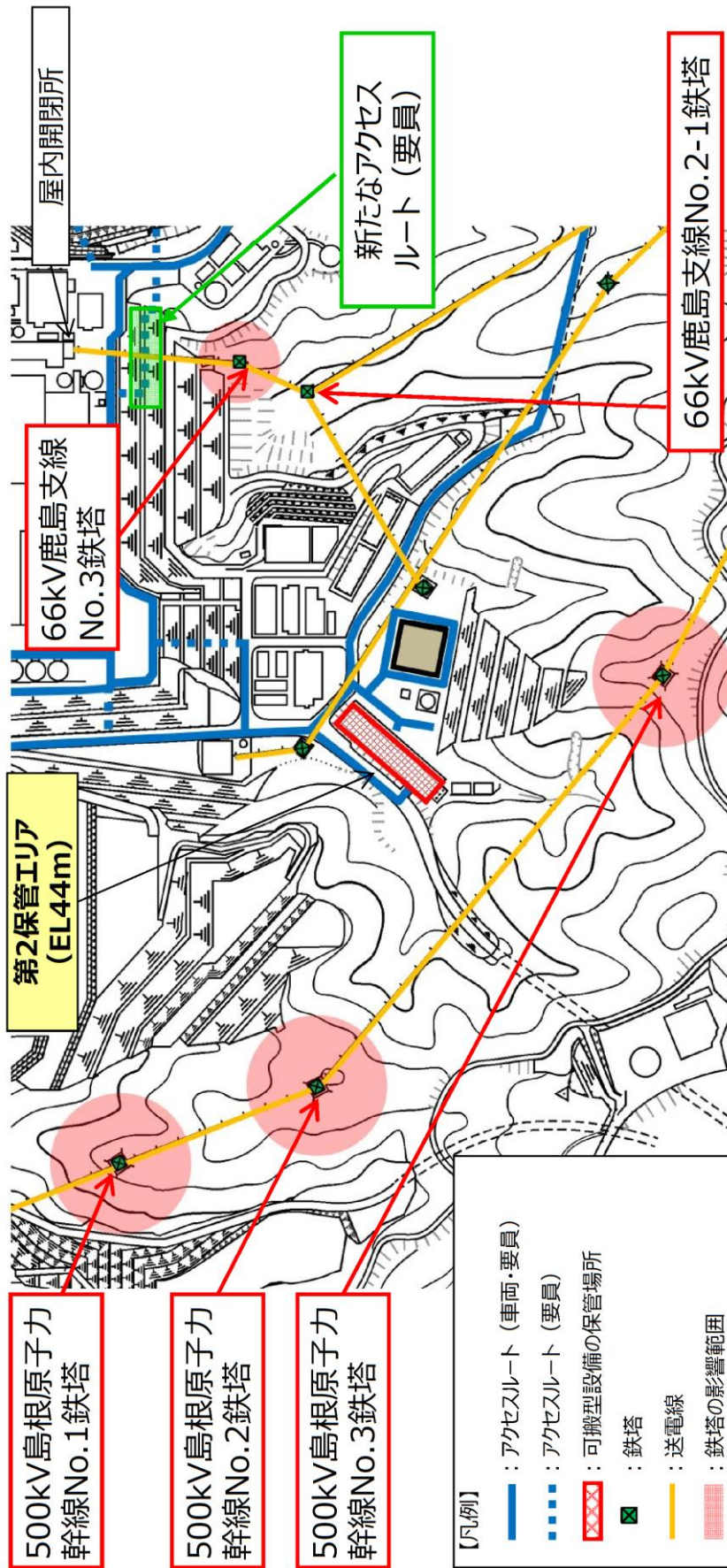
第1図 アクセスルート (要員) 対策の一例



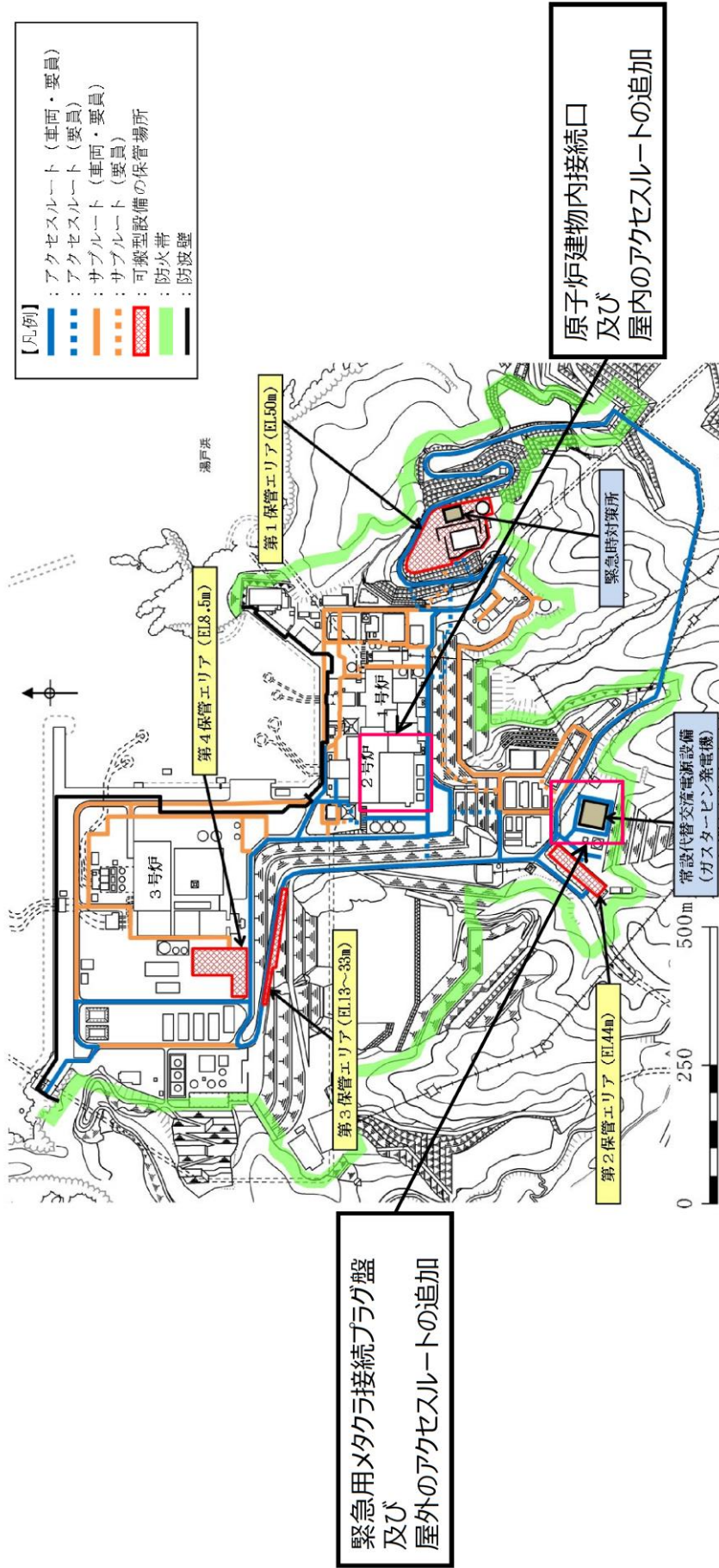
第2図 土石流が発生した場合の対策内容 概要図

第1表 n 設備及びその他設備における保管場所変更 一覧表

可搬型設備	変更前		変更後	
	第1保管 エリア	第4保管 エリア	第1保管 エリア	第4保管 エリア
可搬式窒素供給装置	n	予備	予備	n
第1ベントフイルタ出口水素濃度	n	予備	予備	n
シルトフエンス（2号炉放水接合槽用）	n, 予備	予備	n, 予備	n, 予備
シルトフエンス（輪谷湾用）	n	予備	n, 予備	n
小型船舶	n	予備	予備	n
放射性物質吸着材	n	n, 予備	予備	n
放水砲	n	予備	予備	n
泡消火薬剤容器	n	予備	予備	n
可搬式モニタリング・ポスト	n	n, 予備	n, 予備	n, 予備
300A ホース	n	予備	予備	n
250A ホース	n	予備	予備	n
小型船舶運搬車	資機材	—	—	資機材
シルトフエンス運搬車	資機材	—	—	資機材
放射性物質吸着材運搬車	資機材	—	—	資機材
泡消火薬剤運搬車	資機材	—	—	資機材
モニタリング設備運搬車	資機材	—	—	資機材



第3図 鉄塔関係 概要図



第4図 アクセスルートの追加に伴うアクセスルートの追加 概要図

第861回審査会合（令和2年5月18日）からの主要な変更点について

第861回審査会合（令和2年5月18日）からの主な変更点を以下に示す。

1. 可搬型設備の台数及び保管場所の変更

- ・土石流が発生した場合でも、「大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火」が実施できるよう、必要数分の泡消火薬剤容器を、第1表のとおり、土石流の影響を受けるおそれのない第4保管エリアに配備し、予備を第1保管エリアに配備する。
- ・海を水源とした対応手順のうち、大量送水車2台を使用した手順を自主手順からSA手順に変更することに伴い、大量送水車の確保台数を3台から5台に変更する。

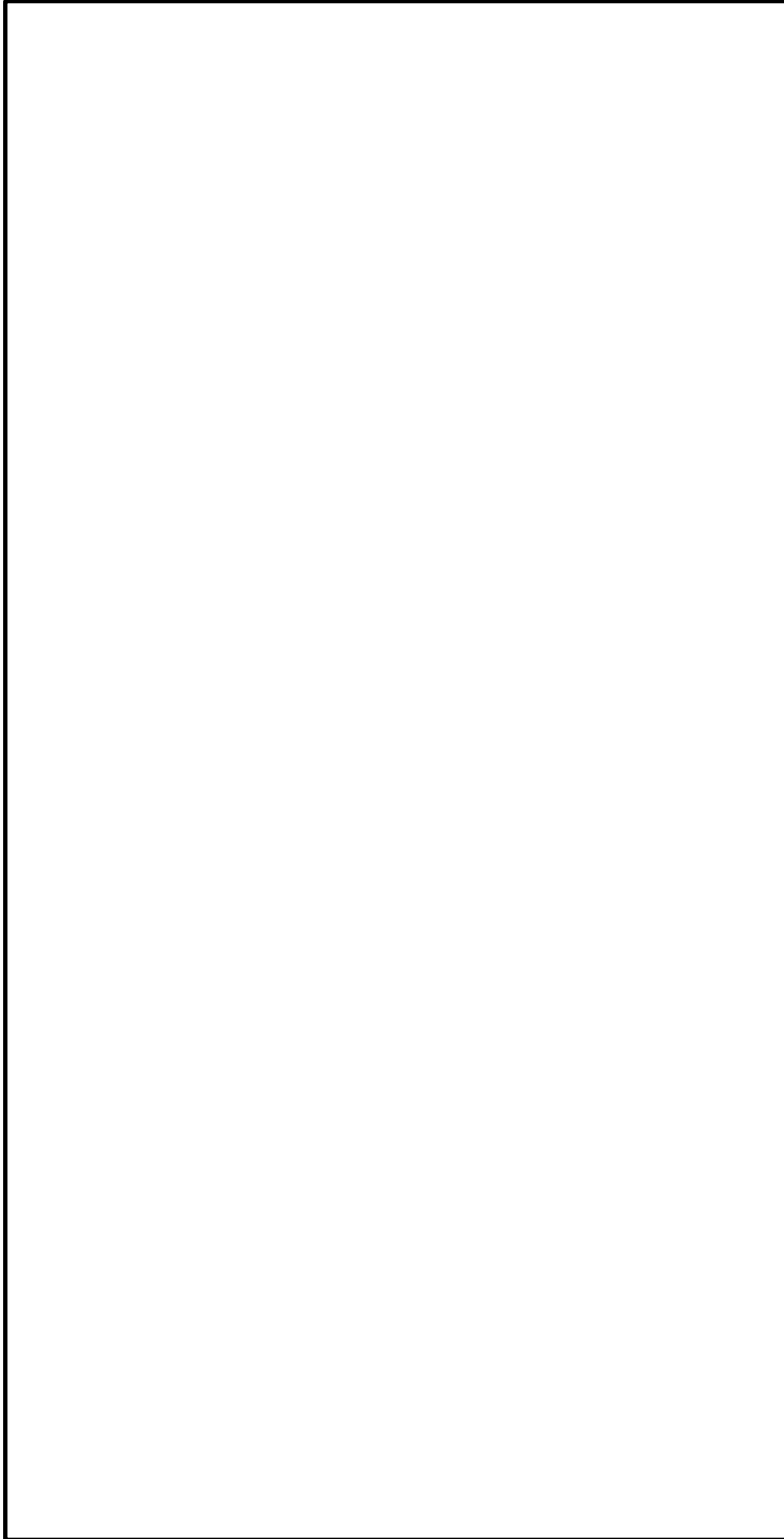
第1表 可搬型設備の台数及び保管場所の変更 一覧

分類	可搬型設備	用途	使用場所	変更前				変更後				
				第1保管エリア	第2保管エリア	第3保管エリア	第4保管エリア	第1保管エリア	第2保管エリア	第3保管エリア	第4保管エリア	
2n + α 設備	大量送水車	送水用	E L 44m 周辺 E L 15m 周辺	0台	1台	1台	予備 1台	0台	1台	1台	0台	予備 1台 (兼用) ※
		海水取水用	E L 8.5m 周辺	0台	0台	0台	0台	1台	0台	0台	1台	予備 1台 (兼用) ※
n 設備	泡消火薬剤容器	航空機燃料火災用	E L 8.5m 周辺	5個	0個	0個	予備 3個	予備 1個	0個	0個	5個	
その他設備	泡消火薬剤運搬車		E L 8.5m 周辺	2台	0台	0台	1台	1台	0台	0台	2台	

※：送水用及び海水取水用の「設置許可基準規則解釈」第43条第5項に基づく、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップ（α）は、発電所全体で確保する。なお、要求されるいずれの機能も満足するため、兼用で1台確保する。

2. 屋内接続口の追加に伴うアクセスルートの追加

- ・「設置許可基準規則」第五十二条（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）において、窒素供給ラインの接続口を2号炉原子炉建物内に追加設置することから、接続口配置箇所への屋内のアクセスルートを第1図のとおり追加する。



第1図 屋内のアクセスルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

海岸付近のアクセスルートの通行について

海岸付近のアクセスルート（第2図：シルトフェンスの運搬ルート）において、万一、想定を上回る沈下が発生し、通行に支障が生じた場合は、段差復旧用の砕石等を用いて、重機により仮復旧を行う。（別紙(9)参照）

また、海岸付近のアクセスルートは、第4保管エリアから2号炉放水接合槽へのシルトフェンスの車両運搬時に使用するが、万一、想定を上回る沈下が発生し、加えて、上記の段差復旧作業により仮復旧できない場合には、緊急時対策要員7名にて人力により運搬^{※1}する。

- ・「2号炉放水接合槽」と「輪谷湾」へのシルトフェンス設置作業の想定時間は、第1図のとおり、13時間であり、シルトフェンスの設置完了目安である手順着手後24時間に対して、時間的に余裕がある。
- ・「2号炉放水接合槽」までのシルトフェンスの運搬は、車両を用いて行うが、想定を上回る沈下が発生し、車両通行に支障が生じた場合でも、上記時間余裕内で緊急時対策要員7名の人力による運搬^{※1}も可能である。

※1：2号炉放水接合槽に設置するシルトフェンスは重量約140kgで、人力で運搬可能な重量以下^{※2}である。また、運搬時の大きさは約30cm×30cm×1,000cmであり、人力で運搬できるよう持ち手等の治具を確保する。

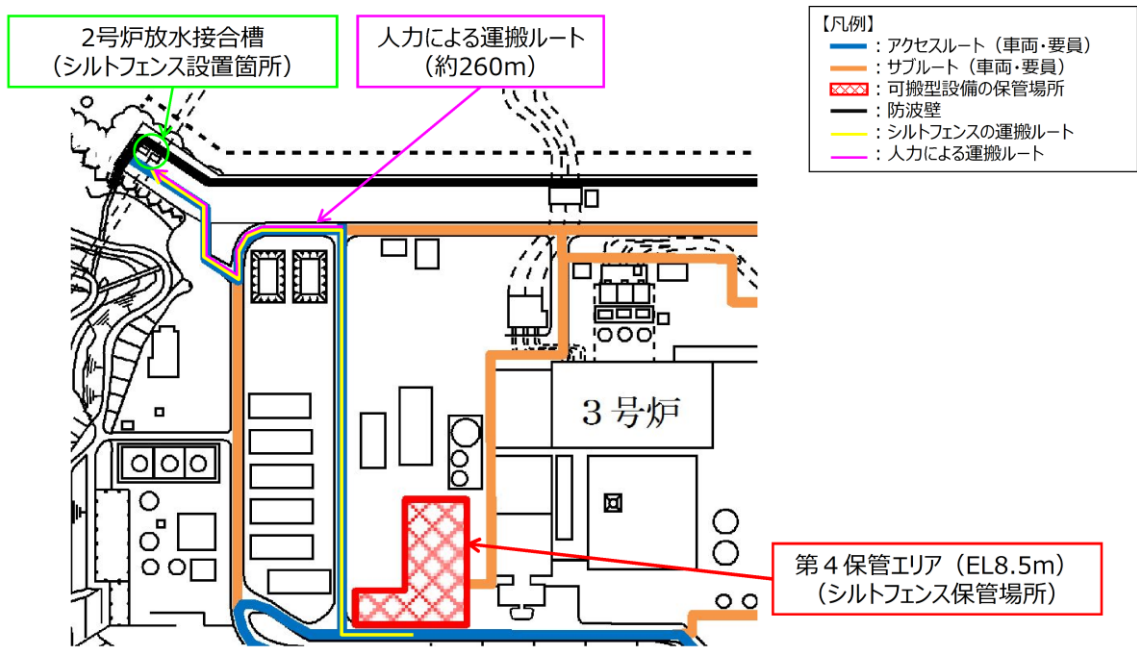
なお、第4保管エリアから2号炉放水接合槽までのルートのうち人力による運搬距離は約260mであり、万一、人力による運搬を想定しても、第1図に示す重大事故等発生時における海洋への放射性物質の拡散抑制に係るシルトフェンスの設置完了目安時間以内に設置可能と見込めるものとする。

※2：厚生労働省公表の「職場における腰痛予防対策指針」（平成25年6月18日）を参考に設定。

【考え方】腰痛予防の目安とされている基準が18歳以上の男子労働者の場合は体重のおおむね40%以下である。また、厚生統計要覧（平成30年度厚生労働省公表）によると18歳以上の男性の平均体重が60kg程度であることから、人力により運搬可能な重量は7名作業を想定し、 $60\text{kg} \times 40\% \times 7\text{名} \div 160\text{kg}$ 以下と設定する。

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)														経過時間 (時間)				備考					
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	180	184	186	188	190	192	194	196	198		200	202	204		
手順の項目	要員(数)	2号炉放水接合槽へのシルトフェンス (1重目) の設置 輸谷湾へのシルトフェンス (1重目) の設置 24時間 3時間																							
シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	7	移動 (緊急時対策所から第4保管エリアに移動)																						
			車両健全性確認 (シルトフェンス運搬車)																						
			積込・運搬																						
			シルトフェンスの設置																						
			運搬・小型船舶の準備																						

第1図 海洋への放射性物質の拡散抑制 (シルトフェンス) タイムチャート



第2図 シルトフェンス設置位置及び運搬ルート

島根原子力発電所 2 号炉

予備品等の確保及び保管場所について

< 目 次 >

1. 重要安全施設	1.0.3-1
2. 予備品等の確保	1.0.3-1
3. 予備品等の保管場所	1.0.3-2
第1表 重要安全施設一覧	1.0.3-3
第2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材	1.0.3-5
第1図 予備品等の保管場所及びアクセスルート	1.0.3-7
補足1 予備品の確保等の考え方	1.0.3-8

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」のうち、「1.0 共通事項（2）復旧作業に係る要求事項 ①予備品等の確保」において、重要安全施設の適切な予備品等を確保することが規定されている。

「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」（以下「設置許可基準規則」という。）第二条において、「重要安全施設とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。」とされている。

また、設置許可基準規則第十二条の解釈において「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」の機能が示されている。

ここでは、これら重要安全施設のうち、重要安全施設の取り替え可能な機器、部品等に対する予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材等の確保及び保管場所について記載する。

1. 重要安全施設

上記の設置許可基準規則第十二条の解釈の表に規定された安全機能の重要度が特に高い安全機能に対応する具体的な系統・設備を第1表に示す。

2. 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取り替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品をあらかじめ確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・ 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・ 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

上記の方針に適合する系統として屋外に設置している設備である原子炉補機海水ポンプは自然災害の影響を受ける可能性があるため対象機器として選定し、予備品として保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる機器であり、機械的故障と電氣的故障の要因が考えられる原子炉補機海水ポンプ電動機を予備品として確保する。確保する予備品については、保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の

確保を行う。

また、予備品への取り替え作業に必要な資機材として、がれき撤去等のためのホイールローダ、予備品への取り替え時に使用する重機としてラフタークレーン及び夜間その他の作業環境の対応を想定した可搬型照明をあらかじめ確保する。
(第2表参照)

3. 予備品等の保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

保管場所については、可搬型重大事故等対処設備と同じであり、保管場所及び屋外アクセスルートの対策概要については、「添付1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」の「2. 概要」に記載する。

なお、設備の復旧作業場所へのアクセスルートについては、第1図に示すアクセスルートから複数のルートを確認してアクセスし、予備品の保管場所から復旧作業場所へ予備品を移動させて復旧する。

また、保管場所及びアクセスルートの点検管理については、「添付1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で記載している「保管場所及び屋外のアクセスルート等の点検状況」と同じ点検管理を実施する。

第 1 表 重要安全施設一覧

安全機能 (設置許可基準規則第 12 条)	系統・設備
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）
原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 高圧炉心スプレイ系
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器冷却モード）
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（交流）
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（直流）
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電設備
非常用の直流電源機能	直流電源設備
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備
補機冷却機能	原子炉補機冷却系

安全機能 (設置許可基準規則第 12 条)	系統・設備
冷却用海水供給機能	原子炉補機海水系※
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁, 自動減圧機能のアクムレータ 主蒸気隔離弁のアクムレータ
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁
原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	原子炉保護系
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束 原子炉スクラム用電磁接触器の状態又は制御棒位置
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率 サプレッション・プール水温
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域, 燃料域) 格納容器圧力 サプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 排気筒モニタ

※ 予備品(第2表 1. 予備品)を保管する系統(区分Ⅰ, Ⅱ)

第2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材

1. 予備品

名称	仕様	数量※	保管場所※
原子炉補機海水ポンプ 電動機	三相誘導電動機	1台	第1保管エリア (EL50m)

2. がれき撤去用重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
ホイールローダ	バケット3.4m ³	3台	第1保管エリア (EL50m) 第3保管エリア (EL13~33m) 第4保管エリア (EL8.5m)

3. 予備品取り替え時に使用する重機

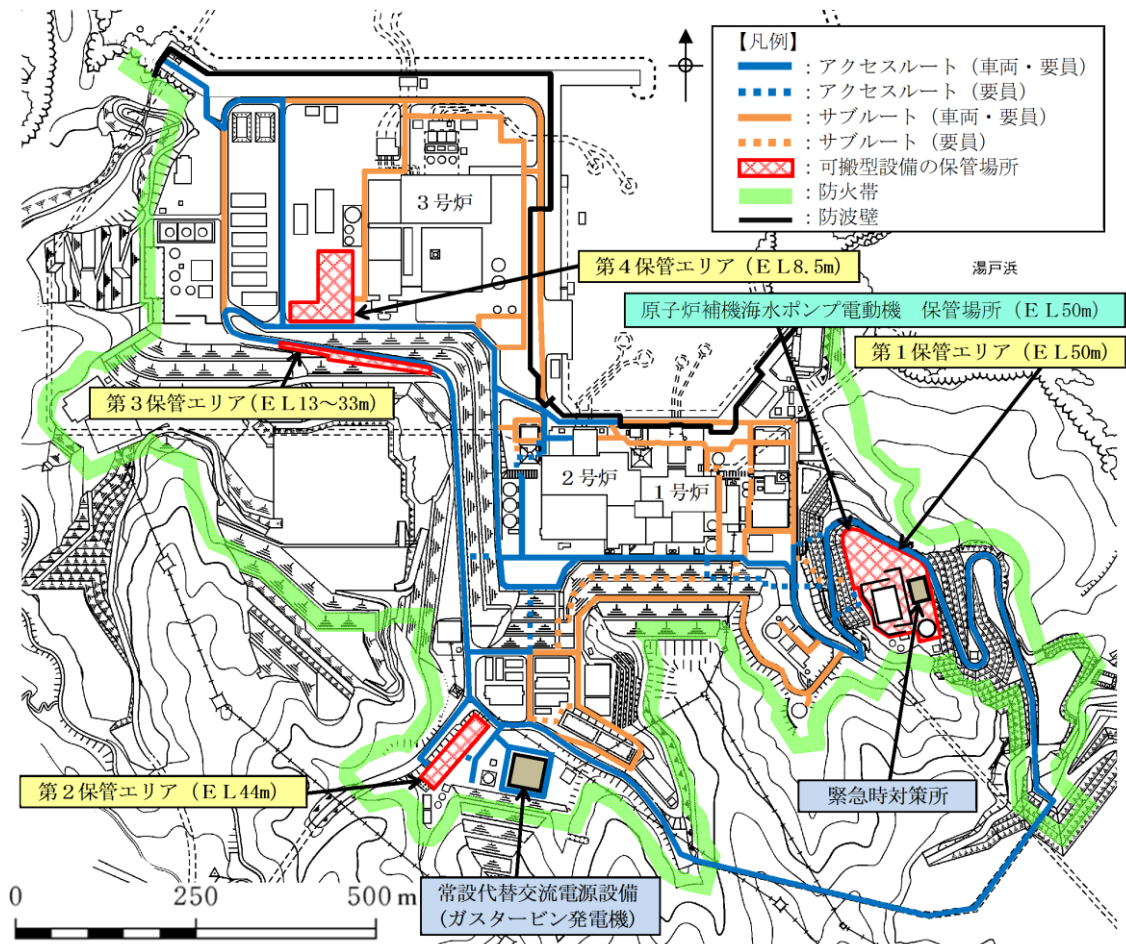
名称	仕様	数量※	保管場所※
ラフタークレーン	最大つり上げ荷重 60 t	1台	第1保管エリア (EL50m)

4. 可搬型照明

名称	電源種別	数量※ ¹	保管場所※ ¹
ヘッドライト	乾電池	11個 (運転員分9個+予備2個)	中央制御室
		38個 (免震重要棟で宿泊する要員分34個+予備4個)	免震重要棟
		3個 (第1チェックポイントで当直する要員分2個+予備1個)	第1チェックポイント
懐中電灯	乾電池	11個 (運転員分9個+予備2個)	中央制御室
		11個 (運転員分9個+予備2個)	第2チェックポイント
		43個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分38個+予備5個)	緊急時対策所 (対策本部)
		38個 (免震重要棟で宿泊する要員分34個+予備4個)	免震重要棟
		3個 (第1チェックポイントで当直する要員分2個+予備1個)	第1チェックポイント
LEDライト (ランタンタイプ)	乾電池	12個 (中央制御室対応として中央制御室執務机6個+中央制御室待避室2個+予備4個)	中央制御室
		9個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分7個+予備2個)	緊急時対策所 (対策本部)
LEDライト (三脚タイプ)	蓄電池 交流電源※ ²	3個 (中央制御室2個+予備1個)	中央制御室前通路
LEDライト (フロアタイプ)	蓄電池	4個 (非常用ガス処理系配管の補修用2個+予備2個)	第2チェックポイント

※1 数量、保管場所については、今後の検討により変更となる可能性がある。

※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給電可能。



第1図 予備品等の保管場所及びアクセスルート

予備品の確保等の考え方

1. 残留熱除去系（RHR）の復旧に関する予備品の確保等について

島根原子力発電所では、アクシデントマネジメント活動の一環として行われる復旧活動に際して、プラントの安全性確保に必要な機能を持つ系統・機器を復旧させる手順を「原子力災害対策手順書（復旧班）」にて整備している。本手順書には、事故収束を安定的に継続するために有効である残留熱除去系（以下、「RHR系」という。）の復旧手順も盛り込まれており、RHR系（A）、（B）の全ての除熱能力が喪失あるいは低下した際に、「RHR系系統異常発生要因フローチャート」により異常のある系統を判断し、「機器別故障原因特定マトリクス」にて故障個所の特定を行い、故障個所に応じた「復旧手順」にて復旧を行う構成としている（第2図）。しかしながら、すべての系統・機器の故障モードを網羅して予備品を確保することは効率的ではないので、以下の方針に基づき重要安全施設の取り替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・ 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・ 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点から踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

上記の方針に適合する系統として原子炉補機海水系を選定し、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき成立性の高い作業で機能回復できる機器として、原子炉補機海水ポンプ電動機を予備品として確保する。

確保する予備品については、保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。

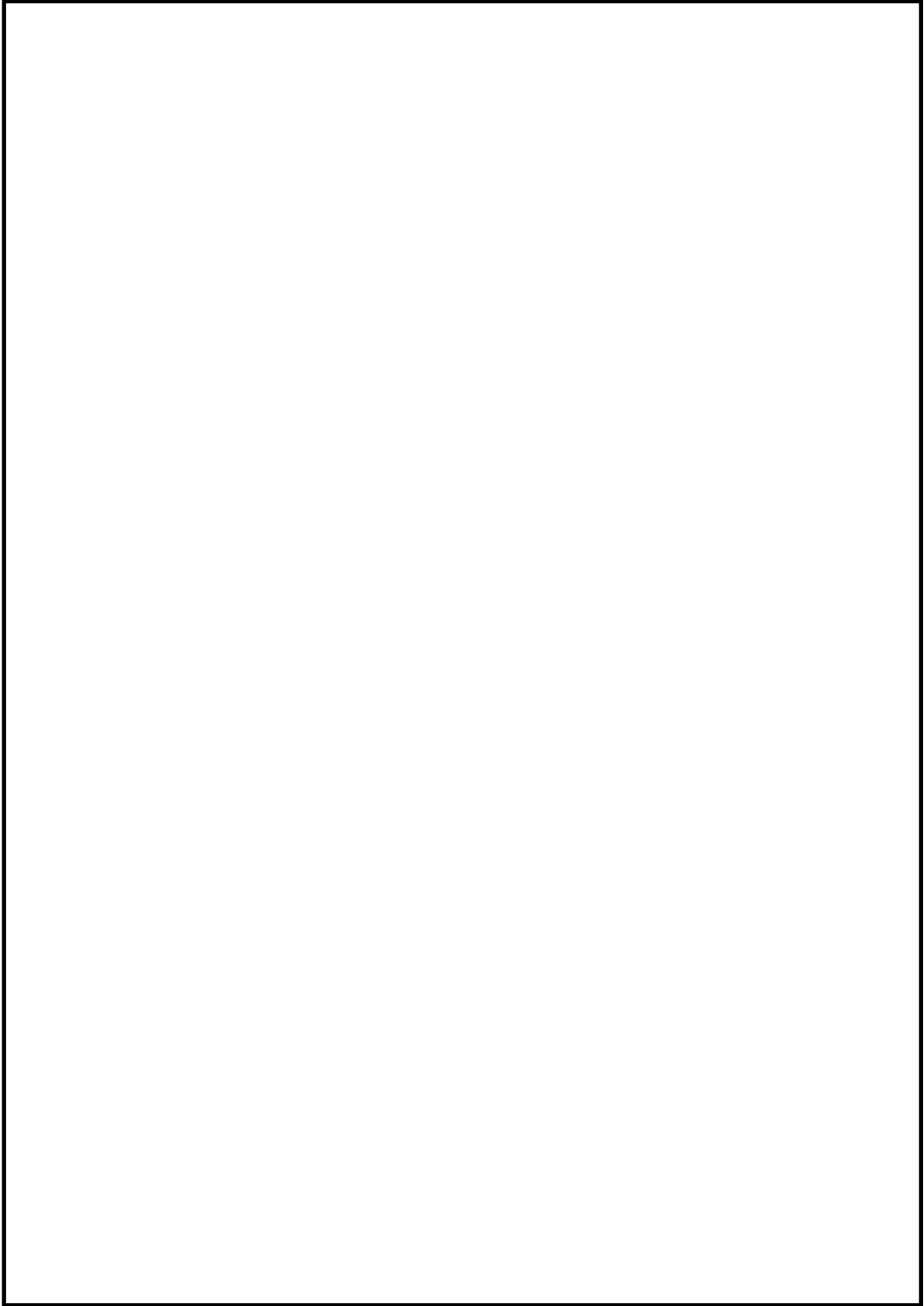
なお、残留熱を除去する機能を有するRHR系は2系統（RHR系3系統のうち1系統は注水機能のみ）あり、防波壁等の津波対策及び原子炉建物内の内部溢水対策により区分分離されていることから、東日本大震災のように複数のRHR系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられるが、ある1系統のRHR系の電動機が浸水し、当該のRHR系が機能喪失に至った場合においても、他系統のRHR系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

2. 予備品を用いた復旧作業について

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて対応することにより事故収束を行うことから、必要な作業については当社社員及び協力会社社員で実施できるようにしている。

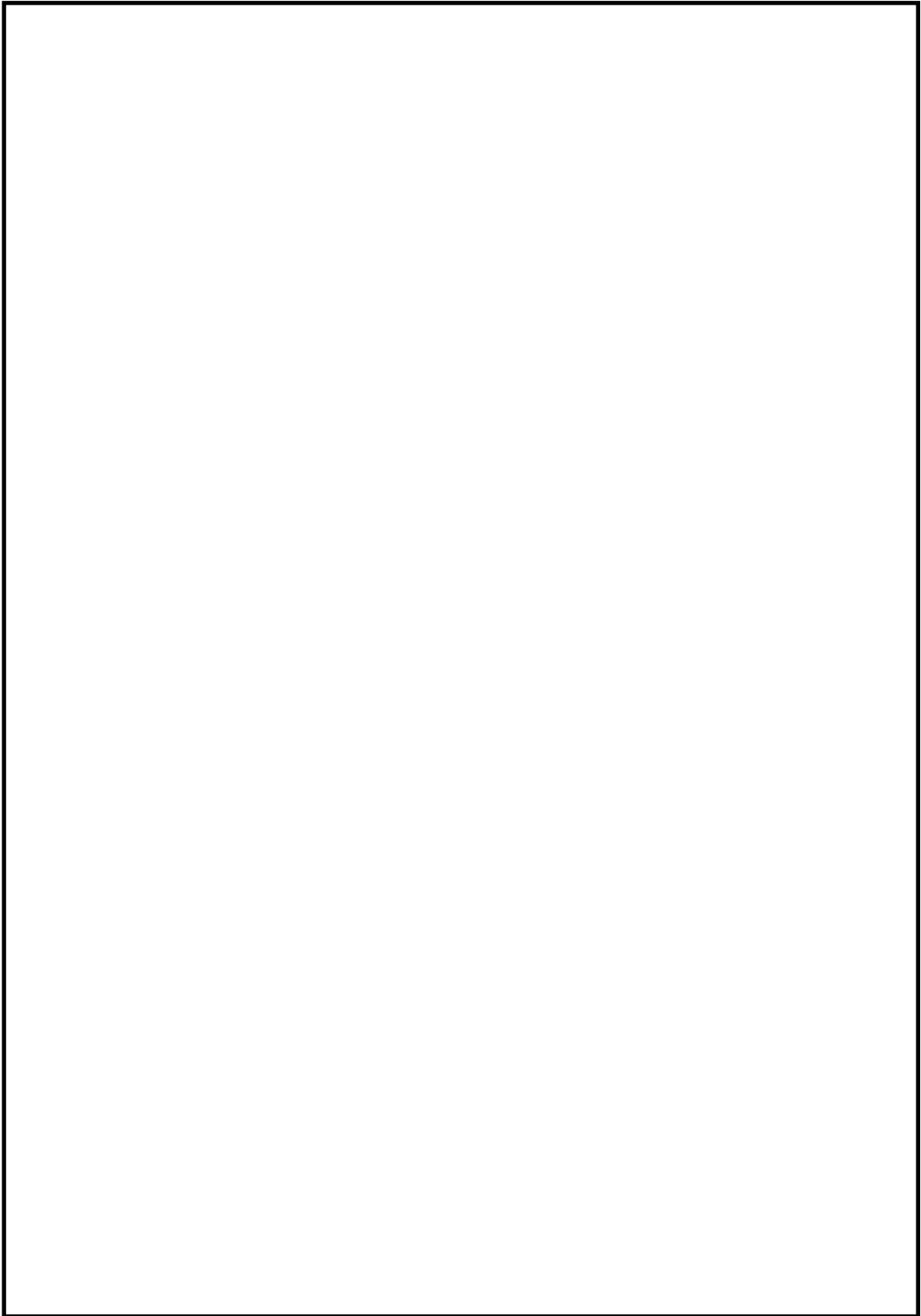
また、予備品を用いた原子炉補機海水ポンプ電動機の復旧作業は協力会社の支援による実施を考えている。

本復旧作業は事故収束後のプラントの安定状態を継続する上で有効であることから、直営訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、訓練施設において予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施していく。



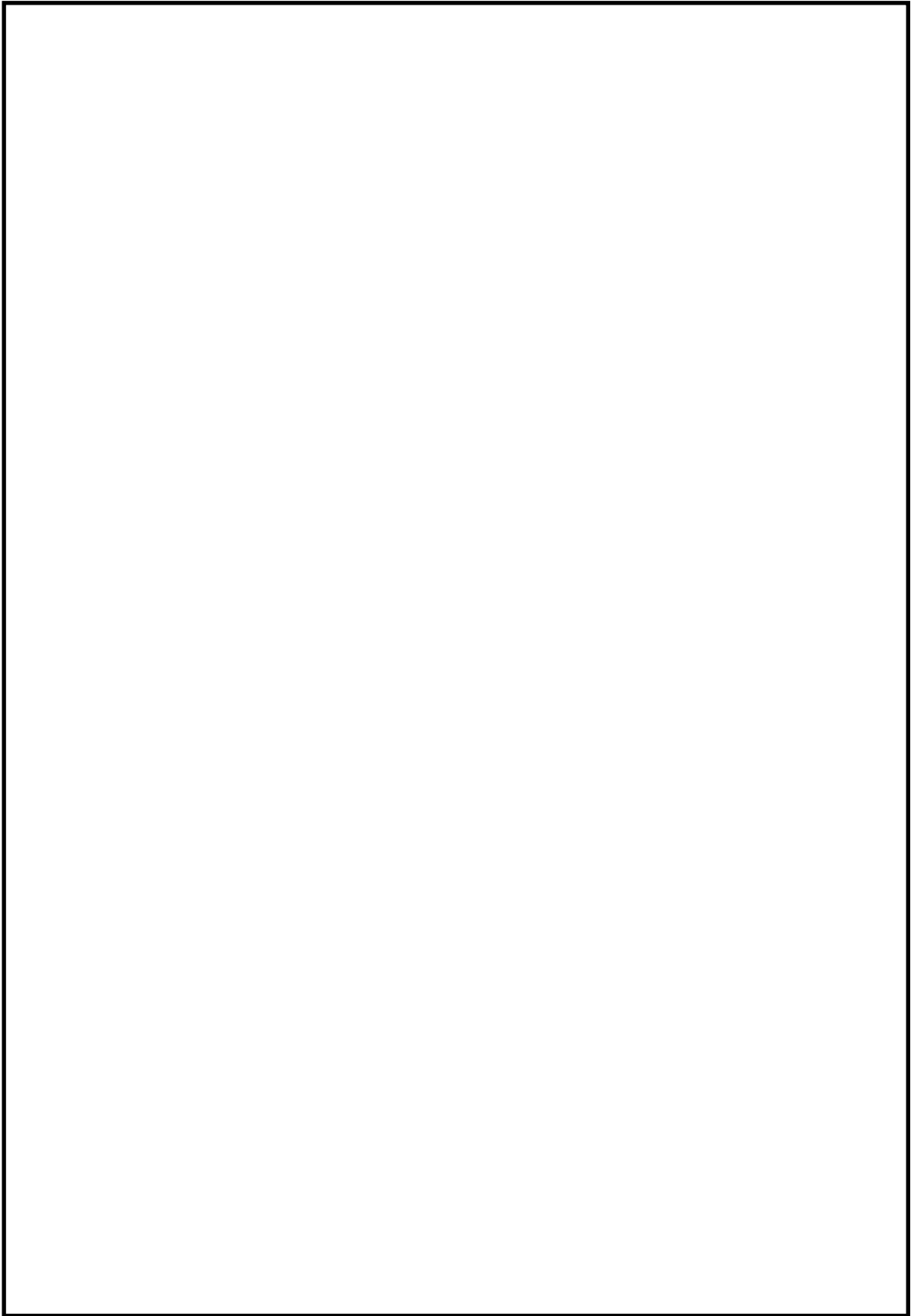
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（1 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



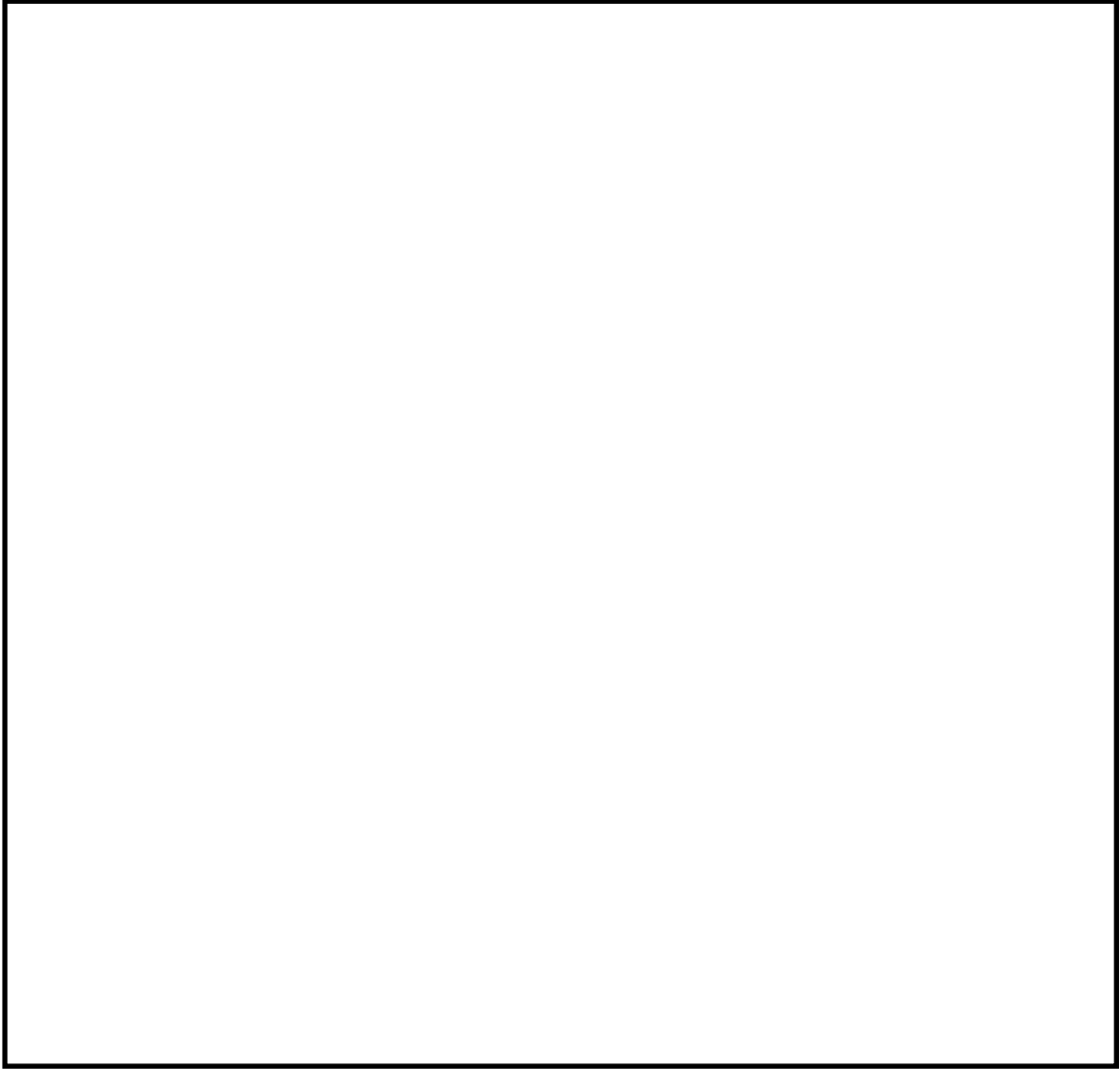
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（2 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



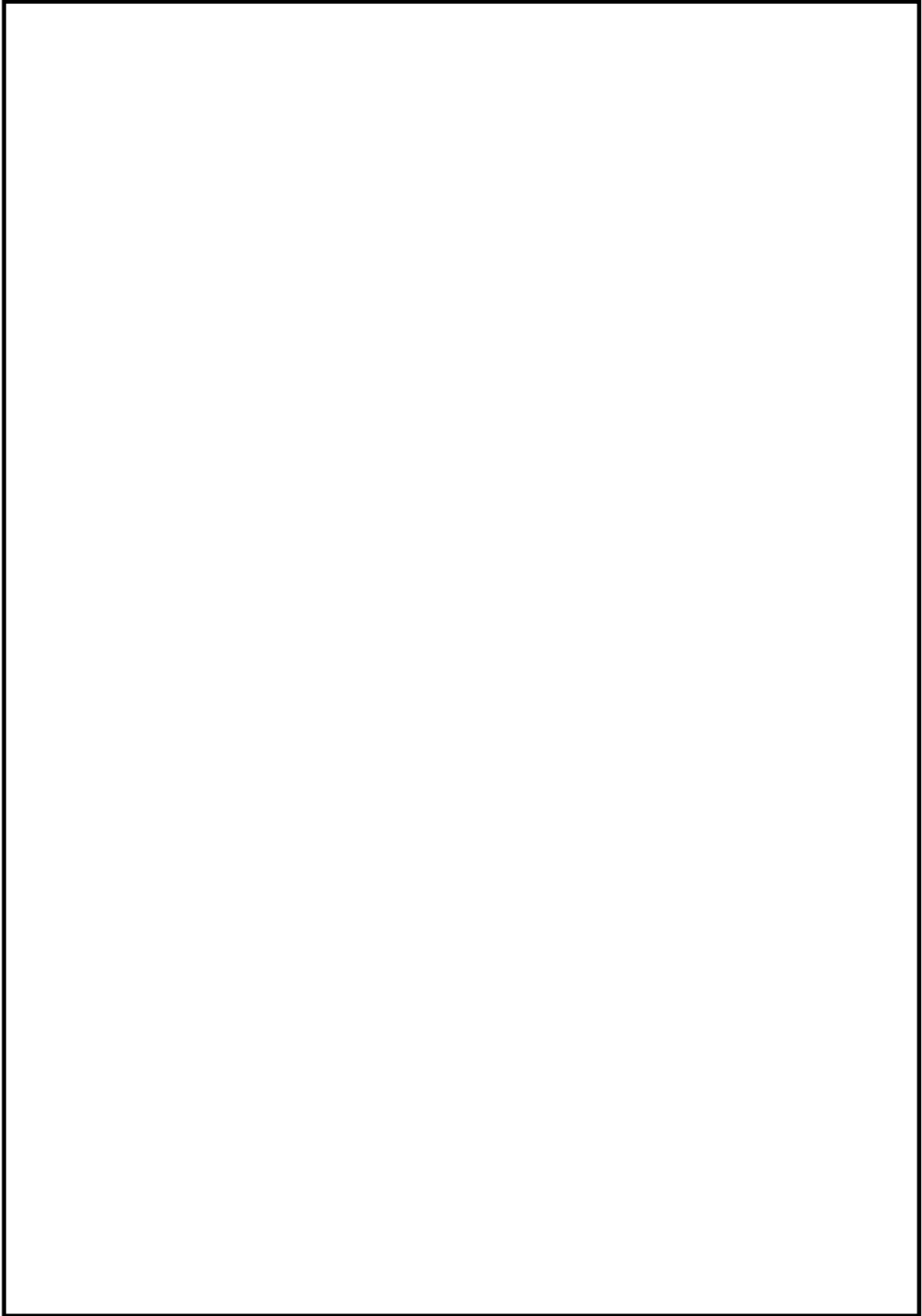
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（3 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



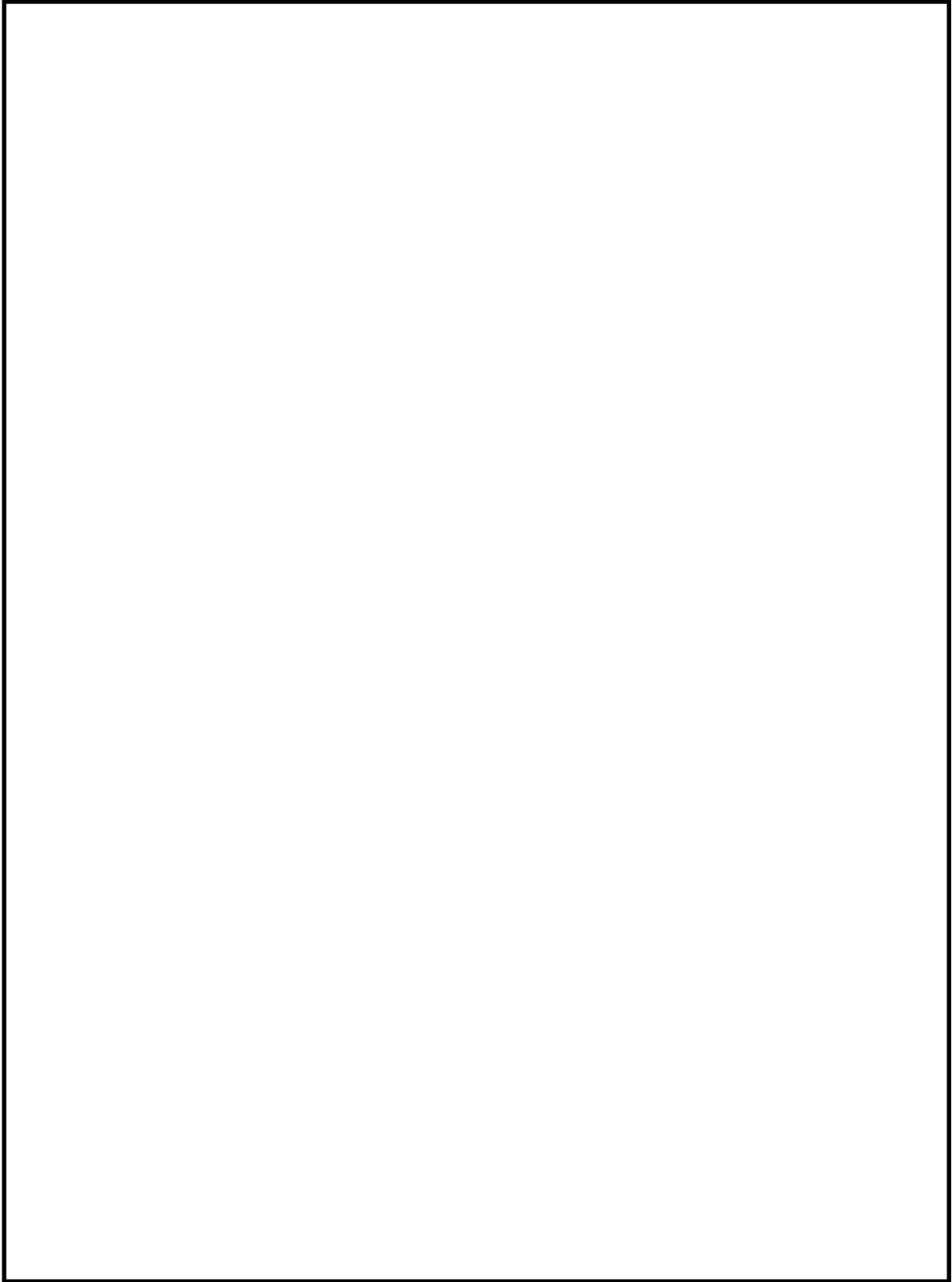
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（4 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



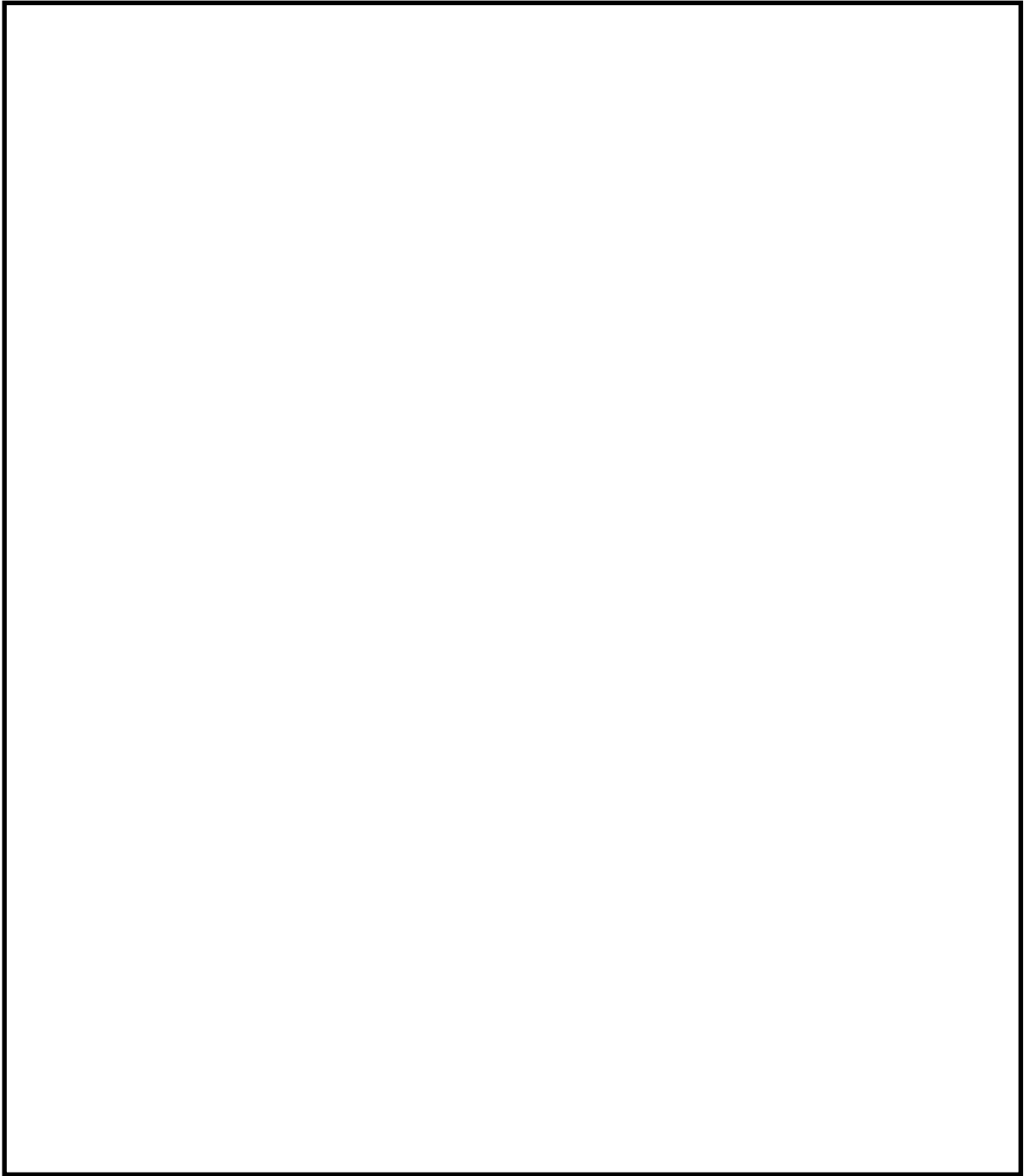
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（5 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（6 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（7 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2 号炉

外部からの支援について

<目 次>

1. 事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材	1.0.4 - 1
(1) 重大事故等発生後 7 日間の対応	1.0.4 - 1
(2) 重大事故等発生後 8 日目以降の対応	1.0.4 - 1
2. プラントメーカ及び協力会社による支援	1.0.4 - 2
(1) プラントメーカによる支援	1.0.4 - 2
a. 支援体制	1.0.4 - 2
(2) 協力会社による支援	1.0.4 - 3
a. 放射線測定，管理業務等の支援体制	1.0.4 - 3
b. 緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制	1.0.4 - 3
c. 資機材等の輸送に係る支援体制	1.0.4 - 3
d. 燃料調達に係る支援体制	1.0.4 - 4
e. 消火，注水活動に係る支援体制	1.0.4 - 4
3. 原子力事業者による支援	1.0.4 - 4
4. その他組織による支援	1.0.4 - 5
5. 原子力事業所災害対策支援拠点	1.0.4 - 7
第 1 表 発電所構内に確保している燃料（事象発生後 7 日間の対応）	1.0.4 - 8
第 2 表 放射線管理用資機材品名と配備数	1.0.4 - 9
第 3 表 チェンジングエリア用資機材	1.0.4 - 12
第 4 表 その他資機材等（緊急時対策所）	1.0.4 - 13
第 5 表 原子力災害対策活動で使用する資料（緊急時対策所）	1.0.4 - 14
第 6 表 原子力事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材	1.0.4 - 15
第 7 表 原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材， 通信連絡設備の整備状況等	1.0.4 - 16
第 1 図 飛行場外離着陸場の位置	1.0.4 - 17
第 2 図 重大事故等時における発電所外からの支援体制	1.0.4 - 18
第 3 図 防災組織全体図	1.0.4 - 19
第 4 図 原子力事業所災害対策支援拠点 体制図	1.0.4 - 20
別紙 1 原子力事業所災害対策支援拠点について	1.0.4 - 21

1. 事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材

(1) 重大事故等発生後7日間の対応

島根原子力発電所では，重大事故等が発生した場合において，当該事故等に対処するためにあらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備，予備品及び燃料等）により，重大事故等発生後7日間における事故収束対応を実施する。あらかじめ用意された手段のうち，重大事故等対処設備については，技術的能力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」から1.19「通信連絡に関する手順等」にて示す。

重大事故等に対処するために必要な燃料とその考え方については，第1表に示すとおり，外部からの支援なしに重大事故等発生後7日間における必要燃料を上回る数量を発電所内に保有している。必要燃料の数量は，重大事故等対処に必要な設備を重大事故等発生後7日間連続して運用する条件で算出している。島根原子力発電所では，第1表に示す必要燃料合計を上回る保有量を，今後も継続して確保する。

放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材，その他資機材，原子力災害対策活動で使用する資料の数量とその考え方については，第2～5表に示すとおり，外部からの支援なしに重大事故等発生後7日間の活動に必要な資機材等を緊急時対策所等に配備している。重大事故等時において，現場作業では作業環境が悪化していることが予想され，重大事故等に対処する要員は環境に応じた放射線防護具を着用する必要がある。このため，要員は，添付資料1.0.13「重大事故等に対処する要員の作業時における装備について」に示す着用基準に従い，これらの資機材の中から必要なものを装備し，作業を実施する。島根原子力発電所では，第2～5表に示す緊急時対策所，中央制御室の資機材を，今後も継続して配備する。

重大事故等の対応に必要な水源については，輪谷貯水槽等の淡水源に加え，最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないように手順を整備することとしている。具体的には，技術的能力1.13「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて示す。

(2) 重大事故等発生後8日目以降の対応

重大事故等発生後8日目以降の事故収束対応を維持するため，重大事故等発生後6日後までに，あらかじめ選定している候補施設の中から原子力事業所災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）を選定し，発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材等を支援できる体制を整備している。また，発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段，資機材及び燃料を支援できるよう，社内で発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車，通信連絡設備等），主要な設備の取替部品，食料その他の消耗品も含めた資機材，予備品及び燃料等について，継続的な重大事故等対策を実施できるよう重大事故等発生後6日後までに支援できる体制を整備している。

さらに、現在、他の原子力事業者と、原子力災害発生時における設備及び資機材の融通に向けた検討を進めており、各社が保有する主な設備及び資機材のデータベースを整備し、事業者間でそのリストを共有するとともに、随時、更新を図っている。

2. プラントメーカ及び協力会社による支援

重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカ及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する人員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び人員の派遣等について、協議及び合意のうえ、支援計画を定め、「非常災害発生時における応急復旧の支援に関する覚書」を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

また、重大事故等時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、東京電力福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえ、これらを活用した汚染水処理装置の設置等の対策を行うとともに、プラントメーカの協力を得ながら対応する。

なお、プラントメーカ、協力会社及び燃料供給会社等から支援を受ける場合に必要となる資機材については、あらかじめ緊急時対策所に確保している資機材の余裕分を活用すると合わせ、必要に応じて資機材の追加調達を緊急時対策総本部に要請して調達する。

(1) プラントメーカによる支援

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため、プラントの状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるよう、プラントメーカ（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）との間で支援体制を整備するとともに、平常時から必要な連絡体制を整備している。また、事故対応が長期に及んだ場合においても交替要員等の継続的に支援を得られる体制としている。

a. 支援体制

(平時体制)

- ・緊急時の技術支援のため、本社とプラントメーカ社員（部長クラス）と平時から連絡体制を構築。

(緊急時体制)

- ・原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第十条第一項に該当する事象又は第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）（おそれとなる事象が発生した場合も含む。）が発生した場合に技術支援を要請。
- ・緊急時の状況評価及び復旧対策に関する助言、電気・機械・計装設備、その他の技術的情報を提供等により当社を支援。

- ・中長期対応として、プラントメーカー本社等における1,000名規模の技術支援体制を構築。
- ・技術支援については、緊急時対策総本部のみならず、必要に応じて緊急時対策本部でも実施可能。

(2) 協力会社による支援

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため、事故収束及び復旧対策活動の協力が得られるよう、協力会社13社と支援内容に関する覚書等を締結し、支援体制を整備するとともに、平常時から必要な連絡体制を整備している。

協力会社13社の支援については、重大事故等時においても支援を要請できる体制であり、協力会社要員の人命及び身体の安全を最優先にした放射線管理を行う。また、事故対応が中長期に及んだ場合においても交替要員等の継続的な派遣を得られる体制としている。

a. 放射線測定、管理業務等の支援体制

重大事故等時における放射線測定、管理業務の実施について、協力会社と合意文書を締結している。

b. 緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制

重大事故等時における、以下に示す設備の修理・復旧等の作業に関する支援協力について、協力会社と合意文書を締結している。

- 移動式代替熱交換設備等への電源ケーブル繋ぎ込み
- 原子炉等への注水のためのホース繋ぎ込み
- 高圧発電機車等の操作
- 大量送水車等の操作
- 軽油タンク等からタンクローリへの燃料抜取り
- 大量送水車等への燃料補給
- がれき等の撤去作業
- 機械・計装設備・通信連絡設備等の復旧に関する事項
- 仮設事務所等の設置作業
- その他原子力施設の応急復旧に必要な作業

c. 資機材等の輸送に係る支援体制

島根原子力発電所で重大事故等が発生した場合又は発生のおそれがある場合の陸路による資機材の輸送、空路による資機材及び要員の輸送について、それぞれ協力会社と協定等を結んでいる。

資機材の輸送に当たっては、陸路による輸送を基本とするが、島根原子力発電所又は重大事故等時に設置される支援拠点へのアクセス道路の寸断等により陸路での資機材、要員の輸送が困難な場合には、空路での輸送も実施する。

なお、陸路での輸送及び空路での輸送について、それぞれ運輸会社と契約を結んでいる。

ヘリコプターによる空輸を実施する場合には、広島ヘリポート（広島県広島市）に常駐のヘリコプターを優先して使用し、発電所構内のヘリポート間を往復する。発電所近隣のヘリポートとしては、災害時の飛行場外離着陸場として松江市内の3箇所について、発電所構内のヘリポートとともに契約を結んでいる航空会社から大阪航空局へ飛行場外離着陸許可申請書を提出し、許可を得ている。第1図に飛行場外離着陸場の位置を示す。

d. 燃料調達に係る支援体制

島根原子力発電所に重大事故等が発生した場合又は発生のおそれがある場合における燃料調達手段として、当社と取引のある燃料供給会社と燃料供給の契約を締結している。

また、島根原子力発電所内の備蓄及び近隣からの調達を強化している。

e. 消火、注水活動に係る支援体制

島根原子力発電所の構内（建物内含む。）で火災が発生した場合の消火、発電用原子炉や燃料プール注水活動、低圧原子炉代替注水槽等への水補給に関する活動の支援について協力会社と契約を結んでいる。

なお、消火活動としては平時から、島根原子力発電所内で訓練を実施するとともに、24時間交替勤務体制が取られているため、迅速な初動活動が可能である。

3. 原子力事業者による支援

上記のプラントメーカーや協力会社等からの支援のほか、原子力事業者で「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」及び「原子力事業における相互協力に関する協定書」を締結し、他の原子力事業者による支援を受けられる体制を整備している。

「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」の内容は以下のとおり。

(目的)

国内原子力事業所（事業所外運搬を含む。）において、原子力災害が発生した場合、協力事業者が発災事業者に対し、協力要員の派遣、資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し、原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努める。

(情報連絡)

- ・各社の原子力事業者防災業務計画に定める警戒事象が発生した場合、すみやかにその情報を他の原子力事業者に連絡する。

(協力要請)

- ・原災法該当事象の通報を実施した場合、ただちに他の協定事業者に協力要員の派遣及び資機材の貸与に係る協力要請を行う。

(協力の内容)

協力事業者は、発災事業者からの協力要請に基づき、原子力事業所災害対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、以下の措置を講じる。

- ・環境放射線モニタリングに関する協力要員の派遣
- ・周辺地域の汚染検査及び汚染除去に関する協力要員の派遣
- ・第6表に示す資機材の貸与他

(支援本部の活動)

- ・幹事事業者

発災事業者の場所ごとに、あらかじめ支援本部幹事事業者、支援本部副幹事事業者を設定している。(当社島根原子力発電所が発災した場合は、それぞれ九州電力株式会社、関西電力株式会社としている。)

幹事事業者は副幹事事業者と協力し、協力要員及び貸与された資機材の受入と協力に係る業務の基地となる原子力事業所支援本部(以下「支援本部」という。)を設置し、運営する。なお、幹事事業者が被災する等、業務の遂行が困難な場合は、副幹事事業者が幹事事業者の任に当たり、幹事事業者以外の事業者の中から副幹事事業者を選出することとしている。また、支援期間が長期化する場合は、幹事事業者、副幹事事業者を交替することができる。

- ・支援本部の設置について

当社は、あらかじめ支援本部候補地を4箇所程度設定している。発災事業者は、協力を要請する際に、候補地の中から支援本部の設置場所を決定し伝える。

支援本部設置後は、緊急事態応急対策等拠点施設(オフサイトセンター)に設置される原子力災害合同対策協議会と連携を取りながら、発災事業者との協議のうえ、各協力事業者に対して具体的な業務の依頼を実施する。

4. その他組織による支援

原子力事業者は、東京電力福島第一原子力発電所の事故対応の教訓を踏まえ、重大事故等が発生した場合に多様かつ高度な災害対応を可能とする原子力緊急事態支援組織を設立することとし、平成25年1月に原子力緊急事態支援センター(以下「支援センター」という。)を共同で設置した。

支援センターは、平成28年3月に体制の強化及び資機材の更なる充実化を図

り、平成 28 年 12 月より美浜原子力緊急事態支援センター（以下「美浜支援センター」という。）として本格的に運用を開始した。

美浜支援センターは、発災事業者からの原子力災害対策活動に係る要請を受けて以下の内容について支援する。

なお、美浜支援センターにおいて平時から実施している、遠隔操作による災害対策活動を行うロボット操作技術等の訓練には当社の緊急時対策要員も参加し、ロボット操作技術の習得による原子力災害対策活動能力の向上を図っている。

（支援要請）

発災事業者は、原災法該当事象の通報後、速やかにその情報を美浜支援センターに連絡するとともに、事態に応じて資機材の提供などの支援要請を行う。

（美浜支援センターによる支援の内容）

美浜支援センターは、発災事業者からの支援要請に基づき、美浜支援センター要員の安全が確保される範囲において以下の業務を実施することで、発災事業者の事故収束活動を積極的に支援する。

- ・美浜支援センターから支援拠点までの、美浜支援センター要員の派遣や資機材の搬送。
- ・支援拠点から発災事業者の災害現場までの資機材の搬送。
- ・発災事業者の災害現場における放射線量をはじめとする環境情報収集の支援活動。
- ・発災事業者の災害現場における作業を行ううえで必要となるアクセスルートの確保作業の支援活動。
- ・支援組織の活動に必要な範囲での、放射性物質の除去等の除染作業の支援活動。

美浜支援センターの支援体制は以下のとおり。

（事故時）

- ・原子力災害発生時、事故が発生した事業者からの出動要請を受け、要員・資機材を美浜支援センターから迅速に搬送する。
- ・事故が発生した事業者の指揮の下、協働で遠隔操作可能なロボット等を用いて現場状況の偵察、空間線量率の測定、がれき等屋外障害物の除去によるアクセスルートの確保、屋内障害物の除去や機材運搬等を行う。

（平常時）

- ・緊急時の連絡体制（24 時間体制）を確保し、出動計画を整備する。
- ・ロボット等の操作訓練や必要な資機材の調達・維持管理及び訓練等で得られたノウハウや経験に基づく改良を行う。

(要員)

21名

(資機材)

- ・遠隔操作資機材（小型・中型ロボット，無線重機，無線ヘリコプター）
- ・現地活動用資機材（放射線防護用資機材，放射線管理・除染用資機材，作業用資機材，一般資機材）
- ・搬送用車両（ワゴン車，大型トラック（重機搬送用），中型トラック）

5. 原子力事業所災害対策支援拠点

東京電力福島第一原子力発電所の事故において，発電所外からの支援に係る対応拠点としてJヴィレッジを活用したことを踏まえ，島根原子力発電所においても同様な機能を配置する候補地点をあらかじめ選定し，必要な要員及び資機材を確保する。候補地点の選定に当たっては，重大事故等時における風向及び放射性物質の拡散範囲等を考慮し，島根原子力発電所からの方位，距離（約20km圏内外）が異なる地点を複数選定する。

別紙1の第1図に，支援拠点の候補地を記した地図を示す。島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画においては，島根支社（島根県松江市），中国電力ネットワーク株式会社 知井宮変電所（島根県出雲市），広瀬中央公園（島根県安来市）を支援拠点の候補地として定めている。

第2図に防災組織全体図を，第3図に支援拠点の体制図を示す。

原災法該当事象の通報の判断基準に該当する事象が発生した場合，社長は，原子力事業所災害対策の実施を支援するための発電所周辺の拠点として支援拠点の設置を指示する。支援拠点の責任者は，原子力災害の進展状況等を踏まえながら支援活動の準備を実施する。

支援拠点の設置場所及び活動場所を，放射性物質が放出された場合の影響，周囲の道路状況等を踏まえたうえで決定し，発電所，本社や関係機関と連携をして，発電所における災害対策活動の支援を実施する。

また，支援拠点で使用する主な原子力関連資機材は本社等に確保しており，定期的に保守点検を行い，常に使用可能な状態に整備している。（第7表）

なお，資機材の消耗品については，初動7日間の対応を可能とする量であり，8日目以降は，原子力事業者間協力協定に基づく支援物資及び外部からの購入品等に対応する計画としている。

第1表 発電所構内に確保している燃料（事象発生後7日間の対応）

プラント状況：2号炉運転中，1号炉廃止措置中，3号炉初装荷燃料装荷前。

事象：LOCA時注水機能喪失は2号炉を想定。

なお，全プラントで外部電源喪失が発生することとし，緊急時対策所用可搬型電源設備等，プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列	合計	判定
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ^{※1} (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1. 618m ³ /h×24h×7日×2台=543.648m ³	7日間の 軽油消費量 約700m ³	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等 容量約730m ³ 及びガスタービン 発電機用軽油タンク 容量450m ³ であり 7日間対応可能。
	高压炉心スプレイス系ディーゼル発電機 1台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0.927m ³ /h×24h×7日×1台=155.736m ³		
	事象発生直後～事象発生後7日間		
	ガスタービン発電機 1台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09 m ³ /h×24h×7日×1台=351.12m ³	7日間の 軽油消費量 約363m ³	
大量送水車 1台起動。 0.0652m ³ /h×24h×7日×1台=10.9536m ³			
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		
	高压発電機車 1台起動。 0.11 m ³ /h×24h×7日×1台=18.48m ³	7日間の 軽油消費量 約40m ³	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク容量約78m ³ であり，7日間対応可能。
	大量送水車 1台起動。 0.0652 m ³ /h×24h×7日×1台=10.9536m ³		
	・化学消防自動車 1台起動。 0.0275 m ³ /h×24h×7日×1台=4.62m ³ ・小型動力ポンプ付水槽車 1台起動。 0.025 m ³ /h×24h×7日×1台=4.2m ³		
	事象発生直後～事象発生後7日間		
緊急時対策所用発電機 1台起動。 0.0469m ³ /h×24h×7日×1台=7.8792m ³	7日間の 軽油消費量 約8m ³	緊急時対策所用燃料 地下タンク容量は 45m ³ であり， 7日間対応可能。	

※1：事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが，保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

第2表 放射線管理用資機材品名と配備数

○防護具

品名	配備数 ^{※7}		
	緊急時対策所	中央制御室	構内（参考）
汚染防護服	1,155 着 ^{※1}	210 着 ^{※8}	約 5,000 着
靴下	1,155 足 ^{※1}	210 足 ^{※8}	約 5,000 足
帽子	1,155 着 ^{※1}	210 着 ^{※8}	約 5,000 着
綿手袋	1,155 双 ^{※1}	210 双 ^{※8}	約 5,000 双
ゴム手袋	2,310 双 ^{※2}	420 双 ^{※9}	約 15,000 双
ろ過式呼吸用保護具 （以下内訳）	495 個 ^{※3}	90 個 ^{※10}	約 2,100 個
電動ファン付き全面マスク	30 個 ^{※5}	10 個 ^{※12}	約 100 個
全面マスク	465 個 ^{※15}	80 個 ^{※16}	約 2,000 個
チャコールフィルタ （以下内訳）	1,155 組 ^{※1}	210 組 ^{※8}	約 5,100 組
電動ファン付き全面マスク用	210 組 ^{※17}	70 組 ^{※19}	約 100 組
全面マスク用	945 組 ^{※18}	140 組 ^{※20}	約 5,000 組
被水防護服	578 着 ^{※4}	105 着 ^{※11}	約 3,000 着
作業用長靴	30 足 ^{※5}	10 足 ^{※12}	約 100 足
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	12 着 ^{※6}	—	約 10 着
セルフエアーセット	—	4 台 ^{※13}	約 50 台
酸素呼吸器	—	3 台 ^{※14}	約 10 台

※1：110名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員9名＋余裕，以下同様）×7日×1.5倍

※2：※1×2重（内側，外側）

※3：110名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：110名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※5：30名（1号及び2号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員4名＋余裕）

※6：12名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員12名）

※7：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

※8：10名（運転員9名＋余裕，以下同様）×2交替×7日×1.5倍

※9：※8×2重（内側，外側）

※10：10名×2交替×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※11：10名×2交替×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※12：10名

※13：初期対応用3台＋予備1台

※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用2台＋予備1台

※15：※3－※5

※16：※10－※12 ※17：※5×7日 ※18：※1－※17 ※19：※12×7日

※20：※8－※19

・1.5 倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

全体体制時（1日目）、1号及び2号炉対応の要員は緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名であり、本部要員49名、現場要員28名及び自衛消防隊15名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は12時間を目途に1回交替するため、2回の交替分を考慮する。また、現場要員28名は、1日に6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

ブルーム通過以降（2日目以降）、1号及び2号炉対応の要員は緊急時対策要員60名であり、本部要員46名及び現場要員14名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は7日目以降に1回交替するため、1回の交替分を考慮する。また、現場要員は1日に2回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

また、中央制御室の交替要員は、緊急時対策所から中央制御室に行くため、1日2回の交替分を考慮する。

$$92名 \times 2 交替 + 28名 \times 6 回 + 60名 + 14名 \times 2 回 \times 6 日 + 9名 \times 2 回 \times 7 日 = 706 着 < 1, 155 着$$

【中央制御室】

要員数9名は、運転員（中央制御室）5名と運転員（現場）4名で構成されている。このうち、運転員（中央制御室）は、中央制御室内を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がない。ただし運転員は2交替を考慮し、交替時の1回着用を想定する。また、運転員（現場）は、1日に1回現場に行くことを想定している。

$$9名 \times 1 回 \times 2 交替 \times 7 日 + 4名 \times 1 回 \times 2 交替 \times 7 日 = 182 着 < 210 着$$

上記想定により、重大事故等時に、交替等で中央制御室に複数の班がいる場合を考慮しても、初動対応として十分な数量を確保している。

なお、いずれの場合も防護具類が不足する場合は、構内より適宜運搬することにより補充する。

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数 ^{※10}	
		緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	電子式線量計	110 台 ^{※1}	10 台 ^{※2}
	ガラスバッジ	110 個 ^{※1}	10 個 ^{※2}
GM汚染サーベイ・メータ		4 台 ^{※3}	3 台 ^{※4}
電離箱サーベイ・メータ		5 台 ^{※5}	2 台 ^{※6}
可搬式エア放射線モニタ		2 台 ^{※7}	3 台 ^{※8}
ダストサンプラ		2 台 ^{※9}	2 台 ^{※9}

※1：110名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名名＋運転員9名＋余裕）

※2：10名（運転員9名＋余裕）

※3：緊急時対策所内モニタリング用1台＋チェン징グエリア用2台＋予備1台

※4：中央制御室内外モニタリング用1台＋チェン징グエリア用1台＋予備1台

※5：緊急時対策所内モニタリング用1台＋屋外モニタリング用3台＋予備1台

※6：中央制御室内外モニタリング用1台＋予備1台

※7：緊急時対策所の居住性（線量率）を確認するための重大事故等対処設備として1台＋予備1台（緊急時対策本部に1台設置する。設置のタイミングは、チェン징グエリア設営判断と同時（原災法該当事象））

※8：中央制御室内用1台＋チェン징グエリア用1台＋予備1台（設置のタイミングは、チェン징グエリア設営判断と同時（原災法該当事象））

※9：室内のモニタリング用1台＋予備1台

※10：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

○飲食料等

品名	配置数 ^{※10}	
	緊急時対策所	中央制御室
飲食料 ^{※1} ・食料 ・飲料水 (1.5 リットル)	2,310 食 ^{※4} 1,540 本 ^{※5}	210 食 ^{※7} 140 本 ^{※8}
簡易トイレ ^{※2}	1 式	1 式
安定よう素剤 ^{※3}	880 錠 ^{※6}	160 錠 ^{※9}

※1：プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要があるないように、余裕数を見込んで7日分以上の食料及び飲料水を緊急時対策本部に配備する。

※2：プルーム通過中に緊急時対策所又は中央制御室待避室から退出する必要があるよう、また、本設のトイレが使用できない場合に備え、簡易トイレを配備する。

※3：初日に2錠，2日目以降は1錠/日服用する。

※4：110名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員9名＋余裕，以下同様）×7日×3食

※5：110名×7日×2本（1.5リットル/本）

※6：110名×8錠（初日2錠＋2日目以降1錠/日×6日）

※7：10名（運転員9名＋余裕，以下同様）×7日×3食

※8：10名×7日×2本

※9：10名×8錠（初日2錠＋2日目以降1錠/日×6日）×2交替

※10：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

○薬品防護具類

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
化学防護服	40 セット ^{※2, 3}	10 セット ^{※2, 4}
化学防護手袋		
化学防護長靴		
全面マスク		
チャコールフィルタ		

※1：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

※2：装備品一式を1セットとして配備する。

※3：40名（1号及び2号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員4名＋余裕）

※4：10名（運転員9名＋余裕）

第3表 チェンジングエリア用資機材

名称	数量 ^{※1}		根拠
	緊急時対策所	中央制御室	
チェンジングエリア区画資材	—	1式	チェンジングエリアの運用に必要な数量
養生シート	5巻 ^{※2}	2巻 ^{※12}	
バリア	5個 ^{※3}	4個 ^{※13}	
粘着マット	4枚 ^{※4}	4枚 ^{※14}	
装備回収箱	8個 ^{※5}	6個 ^{※15}	
ヘルメット掛け	1式	1式	
ポリ袋	300枚 ^{※6}	200枚 ^{※16}	
テープ	24巻 ^{※7}	12巻 ^{※17}	
ウェス	1箱 ^{※8}	1箱 ^{※18}	
ウェットティッシュ	5個 ^{※9}	5個 ^{※19}	
はさみ	1個	1個	
マジック	2本	2本	
簡易テント	1台 ^{※10}	1台 ^{※20}	
簡易シャワー	1台	1台	
簡易タンク	1台	1台	
トレイ	1個	1個	
バケツ	2個	2個	
ベルトパーテーション	3本 ^{※11}	—	
可搬式空気浄化装置	1台	1台	
チェンジングエリア用照明	—	2個	

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 約130m²（床、壁の養生面積（エリア全面張替え1回分））×2（補修張替え等）
÷90m²/巻×1.5倍≒5巻（養生シート損傷、汚染時等）

※3 5個（各エリア間設置箇所数）

※4 2枚（設置箇所数）×2（汚染時の交換用）=4枚

※5 8個（設置箇所数）

※6 8枚（設置箇所）×3枚/日（1日交換回数）×7日×1.5倍=252枚→300枚

※7 約230m（養生エリアの外周距離（エリア全面張替え1回分））×2（補修張替え等）
÷30m/巻×1.5倍=23巻→24巻（養生シート損傷、汚染時等）

※8 1,200枚/箱（除染等）

※9 120枚/個（除染等）

※10 960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

※11 3本（設置箇所数）

※12 約35m²（床、壁の養生面積）×3（エリア全面張替え1回分+補修張替え等）
÷90m²/巻×1.5倍≒2巻（養生シート損傷、汚染時等）

※13 4個（各エリア間設置箇所数）

※14 2枚（設置箇所数）×2（汚染時の交換用）=4枚

※15 6個（設置箇所数）

※16 6枚（設置箇所）×3枚/日（1日交換回数）×7日×1.5倍=189枚→200枚

※17 約80m（養生エリアの外周距離）×3（エリア全面張替え1回分+補修張替え等）
÷30m/巻×1.5倍=12巻（養生シート損傷、汚染時等）

※18 1,200枚/箱（除染等）

※19 120枚/個（除染等）

※20 960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

第4表 その他資機材等（緊急時対策所）

名称	仕様等	数量
酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0.0～25.0vol% ・測定精度：±0.5vol% ・電 源：単3形乾電池2本 ・検知原理：ガルバニ電池式 ・管理目標：19.0vol%以上（鉱山保安法施行規則） 	2台※1
二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～10,000ppm ・測定精度：±500ppm ・電 源：単4形乾電池2本 ・検知原理：非分散形赤外線式（NDIR） ・管理目標：1.0%以下（鉱山保安法施行規則） 	2台※1
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため，一般テレビ（回線，機器）を配備する。	1式
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有に必要な資料，書類等を作成するため，社内パソコンを配備するとともに，必要なインフラ（社内回線）を整備する。	1式

※1：予備を含む。

第5表 原子力災害対策活動で使用する資料（緊急時対策所）

資 料 名
1. 島根原子力発電所サイト周辺地図 ① 島根原子力発電所周辺地図（1/25,000） ② 島根原子力発電所周辺地図（1/50,000）
2. 島根原子力発電所サイト周辺航空写真パネル
3. 島根原子力発電所周辺環境モニタリング関係データ ① 空間線量モニタリング配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
4. 島根原子力発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
5. 島根原子力発電所原子炉設置（変更）許可申請書
6. 島根原子力発電所系統図及び配置図（各ユニット） ① 系統図 ② プラント配置図
7. 島根原子力発電所防災関係規程類 ① 原子炉施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画 ③ 異常事象発生時の対応要領
8. 島根原子力発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
9. 島根原子力発電所主要系統模式図（各ユニット）
10. 島根原子力発電所プラント主要設備概要（各ユニット）
11. プラント関係プロセス及びエリア放射線計測配置図（各ユニット）
12. 原子炉安全保護系ロジック一覧表（各ユニット）
13. 事故時操作要領書

第6表 原子力事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材

項 目
汚染密度測定用サーベイ・メータ
N a I シンチレーションサーベイ・メータ
電離箱サーベイ・メータ
ダストサンプラ
個人線量計（ポケット線量計）
高線量対応防護服
全面マスク
タイベックスーツ
ゴム手袋
遮へい材
放射線測定用車両
G e 半導体式試料放射能測定装置
ホールボディカウンタ
全 α 測定装置
可搬式モニタリング・ポスト

原子力災害が発生した場合，又は発生するおそれがある場合には，発災事業者からの要請に基づき，必要数量が貸与される。

第7表 原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材，通信連絡設備の整備状況等

支援拠点に配備する原子力防災関連資機材は以下のとおり。通常は，保管場所に記載されている箇所で保管しているが，支援拠点を開設する際，持ち込むこととしている。

○通信連絡設備

資機材	数量	保管場所
保安電話（災害時優先）	5台	本社
可搬型衛星通信機器 （電話，FAX）	1局	中国電力ネットワーク 株式会社 山陰統括ネットワーク センター 母衣町事務所

○計測器

資機材	数量	保管場所
表面汚染密度測定用サーベイ・メータ	12台	本社
ガンマ線測定用サーベイ・メータ	4台	本社
個人用外部被ばく線量測定器	270個	本社

○出入管理

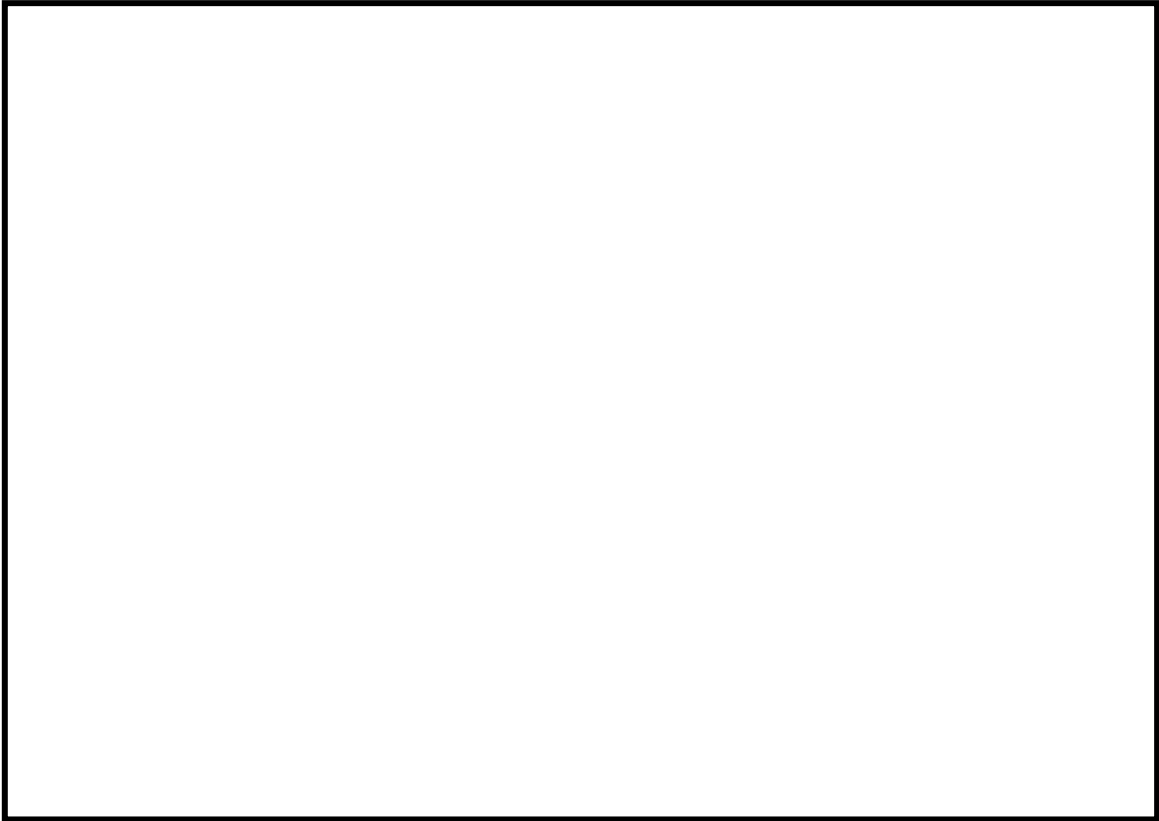
資機材	数量	保管場所
入構管理証発行用機材	2台	本社
作業員証発行用機材	2台	本社

○防護具

資機材	数量	保管場所
汚染防護服	1,800着	宇品東ビル
フィルタ付防護マスク	450個	宇品東ビル

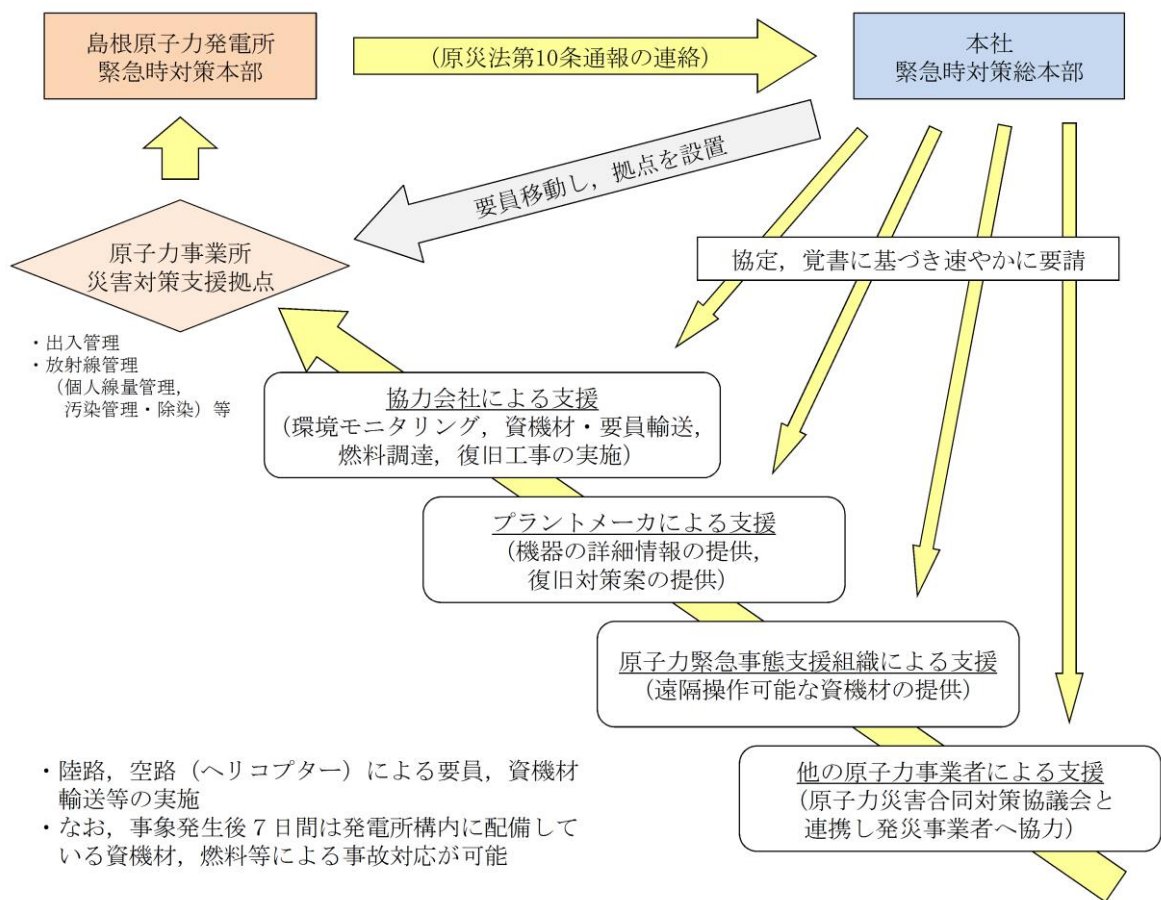
○その他

資機材	数量	保管場所
安定よう素剤	3,240錠	宇品東ビル
可搬式発電機	2台	宇品東ビル

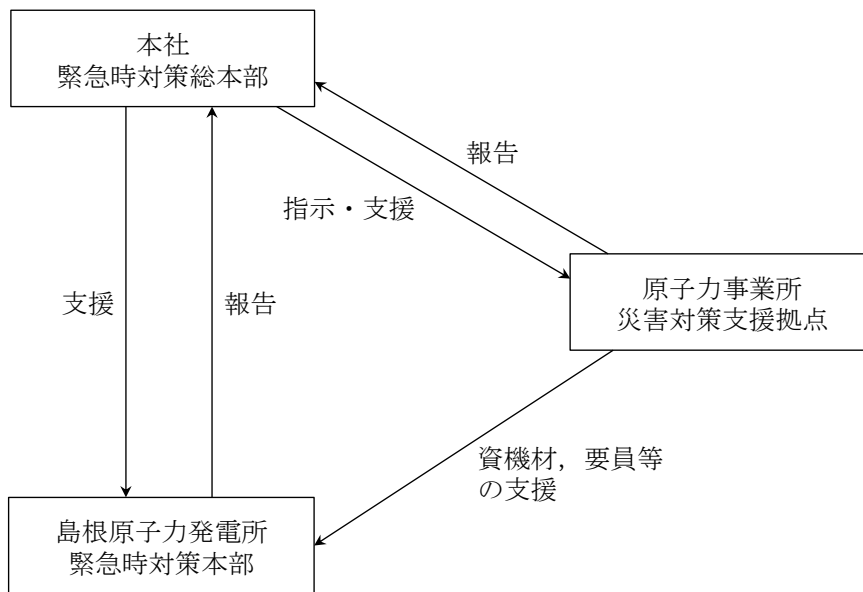


第1図 飛行場外離着陸場の位置

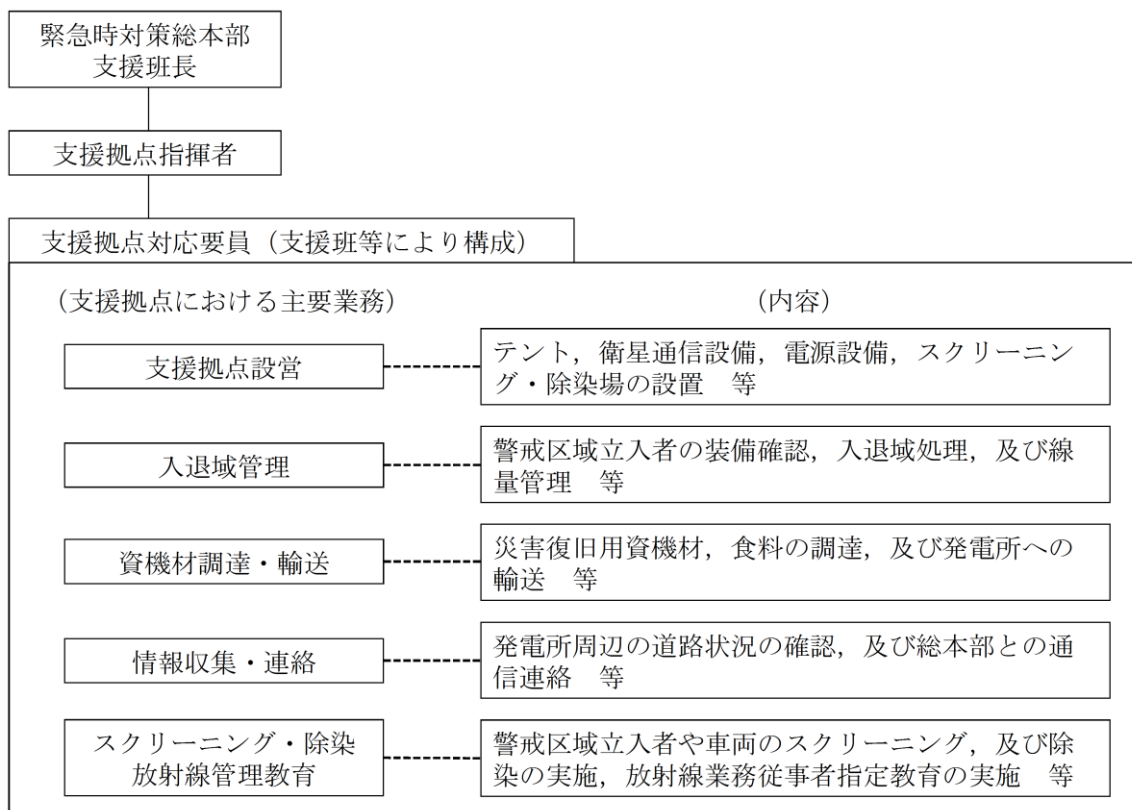
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 重大事故等時における発電所外からの支援体制



第3図 防災組織全体図



第4図 原子力事業所災害対策支援拠点 体制図

原子力事業所災害対策支援拠点について

島根支社

所在地	島根県松江市母衣町 115
発電所からの方位, 距離	南東約 9 km
敷地面積	約 6,300m ²
非常用電源	可搬式発電機
通信機器	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型衛星通信機器 (電話, FAX) ・保安電話 (災害時優先) ・一般電話・FAX ・衛星携帯電話
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達 駐車場は島根支社から約 4 km 先に位置する自社関連会社の敷地を使用

中国電力ネットワーク株式会社 知井宮変電所

所在地	島根県出雲市知井宮町 1756-7
発電所からの方位, 距離	南西約 34km
敷地面積	約 8,100m ²
非常用電源	可搬式発電機
通信機器	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型衛星通信機器 (電話, FAX) ・保安電話 (災害時優先)
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達

広瀬中央公園

所在地	島根県安来市広瀬町広瀬 307
発電所からの方位, 距離	南東約 25km
敷地面積	約 35,000m ²
非常用電源	可搬式発電機
通信機器	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型衛星通信機器 (電話, FAX) ・保安電話 (災害時優先)
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達



*地図データは国土地理院の電子国土Webシステムより引用

第 1 図 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等への対応に係る文書体系

<目 次>

1. 重大事故等への対応に係る文書体系	1.0.5-1
第1表 実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係	1.0.5-3
第1図 品質マネジメントシステム文書体系図 （重大事故等発生時等に係る文書）	1.0.5-4

1. 重大事故等への対応に係る文書体系

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）第九十二条（保安規定）において、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時（以下「重大事故等発生時等」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備について保安規定に定めることを要求されていることから、島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）第108条の2（重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）及び第108条の3（大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）に、以下の内容を新たに規定することとしている。

- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置
- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員に対する毎年1回以上の教育及び訓練
- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、送水車、ホース及びその他の資機材の配備
- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な事項（炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること、燃料プールに貯蔵する燃料体の損傷を防止するための対策に関すること、原子炉停止時における燃料体の損傷を防止するための対策に関すること、大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること、炉心の損傷を緩和するための対策に関すること、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること、燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料の損傷を緩和するための対策に関すること、放射性物質の放出を低減するための対策に関すること）

当該条文に対する具体的な規定内容については、下部規程（二次文書、三次文書）に以下のとおり展開し、実効的な手順構成となるよう整備している。手順書は、通常時からプラントを運転監視している運転員が事故収束のために用いる手順書と、緊急時対策要員が使用する手順書の二種類に整理している。

運転員が使用する手順書は、保安規定第14条（規定類の作成）に基づき「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」、「事故時操作要領書（事象ベース）」、「事故時操作要領書（徴候ベース）」及び「AM設備別操作要領書」、保安規定第110条（原子力防災資機材等の整備）に基づき「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」を作成し、それぞれ具体的な対応を定めている。これらは、第1図に示すとおり二次文書である「運転管理要領」に繋がる三次文書として整理している。

また、緊急時対策要員が使用する手順書は、保安規定第9章 緊急時の措置（第108条～第117条）に基づく二次文書「緊急時の措置要領」に繋がる三次文書として、「事故時操作要領書（AMガイドライン）」、「緊急時対策本部対応手順書」、「原子力災害対策手順書」及び「緊急時対策所運用手順書」を定めている。

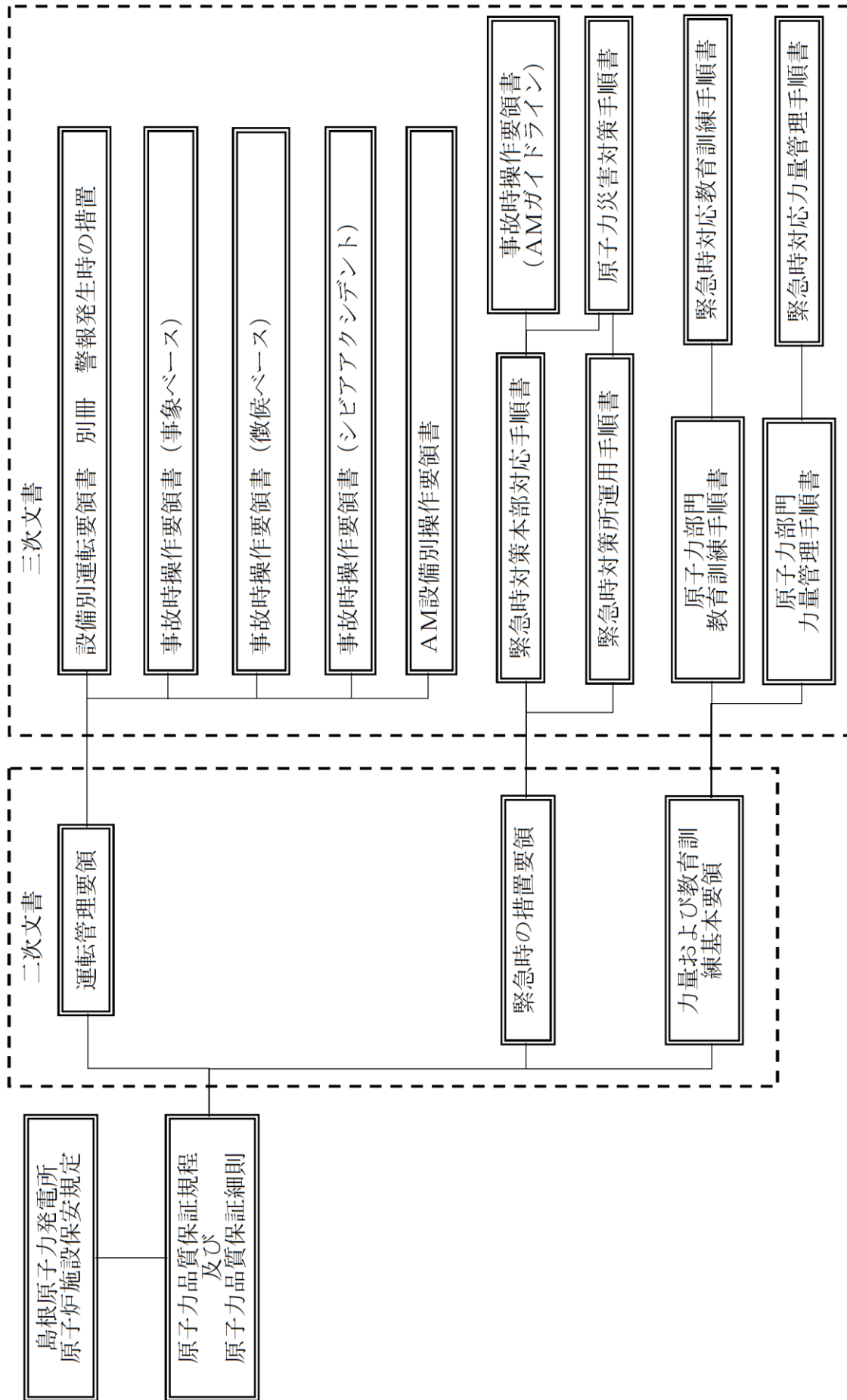
なお、運転員が使用する手順書と緊急時対策要員が使用する手順書は、使用目的によっては、相互の手順の完遂により機能を達成する場合があります、相互の手順書は関連付けされる。

上記、運転員及び緊急時対策要員が必要な力量を確保するために、二次文書「力量および教育訓練基本要領」に繋がる三次文書「緊急時対応教育訓練手順書」及び「緊急時対応力量管理手順書」に必要な措置を定めている。

実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係を第1表に示す。また、第1表に示す重大事故等発生時等に係る社内規程類に関する二次及び三次文書の体系を第1図に示す。

第1表 実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係

実用炉規則	実用炉規則に規定する内容	保安規定	保安規定に規定する内容	社内規程類
第九十二条第一項第八号	発電用原子炉施設の運転に関すること。	第14条	規定類の作成	運転管理要領
第九十二条第一項第十五号	非常の場合に講ずべき処置に関すること。	第108条 第109条 第110条 第111条 第112条 第113条 第114条 第115条 第116条 第117条	原子力防災組織 原子力防災組織の要員 原子力防災資機材等の整備 通報経路 緊急時訓練 通報 緊急時体制の発令 応急措置 緊急時における活動 緊急時体制の解除	緊急時の措置要領 運転管理要領
第九十二条第一項第十六号	設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置に関すること。	第108条の2 第108条の3	重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備	緊急時の措置要領



第1図 品質マネジメントシステム文書体系図（重大事故等発生時等に係る文書）

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対応に係る手順書の 構成と概要について

< 目 次 >

1.	手順書の体系について	1.0.6-1
2.	各種手順書の概要について	1.0.6-1
2.1	運転操作手順書	1.0.6-2
(1)	設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置	1.0.6-2
(2)	事故時操作要領書 (事象ベース)	1.0.6-2
(3)	事故時操作要領書 (徴候ベース)	1.0.6-2
(4)	事故時操作要領書 (シビアアクシデント)	1.0.6-4
(5)	AM設備別操作要領書	1.0.6-4
2.2	緊急時対策本部用手順書	1.0.6-5
(1)	緊急時の措置要領	1.0.6-5
(2)	緊急時対策所運用手順書	1.0.6-5
(3)	緊急時対策本部対応手順書	1.0.6-6
(4)	事故時操作要領書 (AMガイドライン)	1.0.6-6
(5)	原子力災害対策手順書	1.0.6-6
2.3	各種手順書の判断者・操作者の明確化	1.0.6-7
(1)	判断者の明確化	1.0.6-7
(2)	操作者の明確化	1.0.6-7
3.	各種手順書の間のつながり, 移行基準について	1.0.6-7
(1)	設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置からほかの 事故手順書への移行	1.0.6-8
(2)	AOPからEOPへの移行	1.0.6-8
(3)	EOPからSOPへの移行	1.0.6-8
(4)	AM設備別操作要領書の使用	1.0.6-9
(5)	緊急時対策本部用手順書の導入	1.0.6-9
4.	運転員の対応操作の流れについて	1.0.6-9
5.	重大事故等時の対応及び手順書の内容について	1.0.6-11

添付1 炉心損傷開始の判断基準について

別紙1 AOP「全給水喪失」対応フロー図

別紙2 EOPフローチャート

別紙3 EOP目的及び基本的な考え方

別紙4 EOP操作等判断基準一覧

別紙5 SOPフローチャート

別紙6 SOP目的及び基本的な考え方

別紙7 SOP操作等判断基準一覧

別紙8 AM設備別操作要領書一覧

別紙9 緊急時対策本部対応手順書と各班の役割

別紙 10 原子力災害対策手順書一覧

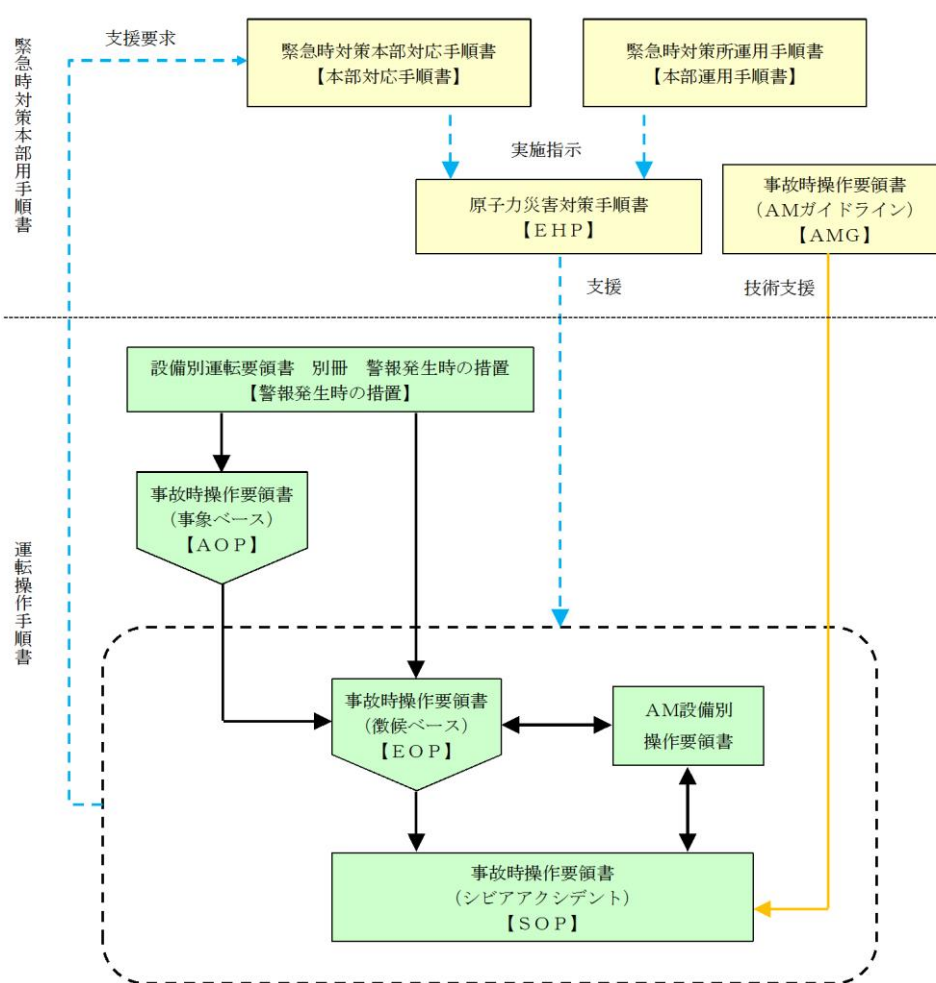
別紙 11 EOP/SOPフローチャート凡例

別紙 12 重大事故等対策における作業ごとの想定時間の設定について

1. 手順書の体系について

島根原子力発電所では、プラントに異常が発生した場合等において、重大事故への進展を防止するため、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」、 「事故時操作要領書（事象ベース）」及び「事故時操作要領書（徴候ベース）」を整備している。また、重大事故に至る可能性が高い場合あるいは重大事故に進展した場合に備えて「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」、「AM設備別操作要領書」、「緊急時対策本部対応手順書」、「緊急時対策所運用手順書」、「事故時操作要領書（AMガイドライン）」及び「原子力災害対策手順書」を整備する。

事故発生時における対応手順書の機能体系は第1図のとおり。



第1図 手順書機能体系の概要図

2. 各種手順書の概要について

各種手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）及び緊急時対策要員が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）に分類して整備する。

以下、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書の概要を示す。

2.1 運転操作手順書

- (1) 設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置（以下「警報発生時の措置」という。）

中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。

中央制御室及び現場制御盤の警報発生時及び警報発生には至らないが当該警報に関わる徴候が確認された場合に適用する。

警報ごとに対応手順を定めており、手順書に記載しているパラメータの確認や対応処置等を実施することで、故障・事故の徴候の把握及び事故の収束・拡大防止を図る。

- (2) 事故時操作要領書（事象ベース）（以下「AOP」という。）

単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常事象又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの操作内容をあらかじめ手順化しており、当該手順で対応できると判断した場合に使用し、過渡状態が収束するまでの間に適用する。

AOPは、事象ごとに「事故の想定」、「操作のポイント」、「対応フロー図」及び「対応手順」で構成される。

AOPの一例として、発電用原子炉が運転中に給水ポンプがトリップし、給水不能となった場合の対応操作を定めた、AOP「給水全喪失」の対応フロー図を別紙1に示す。

(別紙1)

【AOPの構成】

a. 原子炉編

目的：原子炉関連設備の事故対応

手順書：原子炉スクラム事故，冷却材喪失事故，給水喪失事故等

b. タービン・電気編

目的：タービン関連設備，電気関連設備の事故対応

手順書：タービントリップ事故，発電機トリップ事故，制御電源喪失事故等

- (3) 事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）

事故の起因事象を問わず、AOPでは対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

AOPが設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの対応操作を示した

手順書であることに対して、EOPは観測されるプラントの徴候（パラメータの変化）に応じた対応操作を示した手順書であり、設計基準事故に加え設計基準を超えるような設備の多重故障時等にも適用する。

EOPは、目的に応じて「原子炉制御」、「格納容器制御」、「二次格納施設制御」、「燃料プール制御」、「不測事態」、「電源復旧」及び「プラント停止時制御」に分類した各手順を視覚的に認識できるようにした「フローチャート」、各手順の「対応手順」及び対応手順中の運転操作や注意事項の意味合いを記載した「解説」により構成される。

事故時には、発電用原子炉の未臨界維持、炉心損傷防止、原子炉格納容器の健全性確保等に関するパラメータを確認し、各手順の導入条件が成立した場合には、その手順の対応処置を開始する。

EOPによる対応中は、「原子炉制御」、「格納容器制御」、「二次格納施設制御」等の対応が同時進行する状況を想定して、対応の優先順位をあらかじめ定めており、原子炉格納容器が破損するおそれがある場合を除き、原子炉側から要求される操作を優先することを原則としている。

各手順のフローチャート、目的及び基本的な考え方及び操作判断基準一覧を別紙2、3、4に示す。

(別紙2、3、4)

【EOPフローチャート】

a. 原子炉制御

目的：スクラム確認、原子炉未臨界、炉心損傷防止、EOP各制御への導入判断

手順書：スクラム(RC)、反応度制御(RC/Q)、水位確保(RC/L)、減圧冷却(CD)

b. 格納容器制御

目的：原子炉格納容器の健全性確保

手順書：PCV圧力制御(PC/P)、D/W温度制御(DW/T)、S/C温度制御(SP/T)、S/C水位制御(SP/L)、PCV水素濃度制御(PC/H)

c. 二次格納施設制御

目的：原子炉建物への漏えいの拡大防止、二次格納施設の健全性確保

手順書：二次格納施設制御(SC/C)

d. 燃料プール制御

目的：燃料プール内の燃料の損傷防止・緩和

手順書：燃料プール制御(FP/C)

e. 不測事態

目的：予期せぬ事象により特殊操作が必要となった場合の対応

手順書：水位回復(C1)、急速減圧(C2)、水位不明(C3)、AM初期対応(C4)

f. 電源復旧

目的 : 外部電源喪失発生時の交流／直流電源の供給維持

手順書 : 電源復旧 (P S / R)

g. プラント停止時制御

目的 : プラント停止中における原子炉未臨界, 炉心損傷防止

手順書 : 崩壊熱除去機能喪失時対応手順 (R L), 冷却材喪失時対応手順 (L O C A), 外部電源喪失時対応手順 (L O P A), 臨界事象発生時対応手順 (R C E)

(4) 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) (以下「S O P」という。)

E O P に対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に, 事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。

炉心が損傷し, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象に適用する。

S O P は, 炉心損傷後に実施すべき対応操作の内容を視覚的に認識できるようにした「フローチャート」及び「手順」にて構成される。

各手順のフローチャート, 目的及び基本的な考え方及び操作等判断基準一覧を別紙 5, 6, 7 に示す。

(別紙 5, 6, 7)

【S O P フローチャート】

S O P 操作方針の全体流れ図

注水-1 「損傷炉心への注水」

注水-2 「長期の原子炉水位の確保」

注水-3 a 「R P V 破損前のペDESTAL 初期注水」

注水-3 b 「R P V 破損後のペDESTAL 注水」

注水-4 「長期の R P V 破損後の注水」

除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」

除熱-2 「R P V 破損後の除熱」

放出 「P C V 破損防止」

水素 「R / B 水素爆発防止」

(5) A M 設備別操作要領書

A M 設備別操作要領書には, 重大事故等時において恒設の電源設備, 注水設備が使用できない場合に, 緊急時対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち, 当直 (運転員) が行う対応操作及び事故時において当直 (運転員) が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書である。

A M 設備別操作要領書では, 発電用原子炉の安全確保を達成するために必要な「電源確保」や「原子炉注水」等, 別紙に示す機能別に複数の手順を整備する。

また、事故の状況や現場要員の確保状況等に応じて、適切な手順書を選択可能とするため、AM設備別操作要領書の各手順を実施するための所要時間、必要人員数等、手順実施時に必要な情報を記載する。さらに、実施組織（運転員以外）が使用する原子力災害対策手順書との紐付けにより、運転員と実施組織（運転員以外）の意思疎通、連携の強化を図る。

なお、EOP及びSOPにはAM設備別操作要領書が使用可能なタイミングを明示する。

AM設備別操作要領書の一覧を別紙8に示す。

(別紙8)

【AM設備別操作要領書の構成】

電源確保戦略	: GTGによるSA-L/C, C/C受電, GTGによるC, D-M/C受電, B1-115V系蓄電池(SA)によるB-115V系直流盤受電等
原子炉注水戦略	: RCI Cによる原子炉注水, FLSRポンプによる原子炉注水等
原子炉減圧戦略	: SRV駆動源確保等
格納容器除熱戦略	: FLSRポンプによる格納容器スプレー, RHARによる格納容器除熱等
格納容器機能維持戦略	: FCVSによる格納容器ベント, FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御等
燃料プール除熱戦略	: 消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水, SFP監視カメラ用冷却設備起動, FPCによる燃料プール除熱
代替除熱戦略	: RCW/RSWによる冷却水確保
原子炉除熱戦略	: RHRによる原子炉除熱等
代替監視戦略	: 可搬型計測器による計測等
居住性確保戦略	: MCRによる居住性確保等
ペDESTAL注水戦略	: FLSRポンプによるペDESTAL注水等

2.2 緊急時対策本部用手順書

緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて、緊急時対策本部が使用する手順書、緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（運転員以外）が使用する手順書に分類して整備する。

(1) 緊急時の措置要領

重大事故、大規模損壊等が発生した場合、又はそのおそれがある場合に、緊急事態に関する緊急時対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。

(2) 緊急時対策所運用手順書

重大事故、大規模損壊等が発生した場合、又はそのおそれがある場合に、

緊急時対策所の立上げ及び支援組織が実施する事項を定めた手順書で、緊急時対策本部が使用する。また、緊急時対策本部内の各班が実施する事項の手順については、本手順書の下位に紐付く各班の原子力災害対策手順書に記載する。

(3) 緊急時対策本部対応手順書（以下「本部対応手順書」という。）

重大事故、大規模損壊等が発生した場合、又はそのおそれがある場合に、プラント戦略に関する実施組織が実施する事項を定めた手順書で、緊急時対策本部が使用する。

また、緊急時対策本部内の各班が実施する事項の手順については、本手順書の下位に紐付く各班の原子力災害対策手順書に記載する。

本部対応手順書に紐付く原子力災害対策手順書を別紙9に示す。

(別紙9)

(4) 事故時操作要領書（AMガイドライン）（以下「AMG」という。）

炉心損傷後に想定されるプラント状態の判断や、事故の進展防止及び影響緩和のために実施すべき操作の技術的根拠となる情報を定めた要領で、運転員に対する支援活動の参考として、技術支援組織が使用する。

AMGには、損傷炉心の冷却成否、原子炉圧力容器の破損有無等のプラント状態を判断するために必要となる情報や、対応操作の有効性に関する情報等を記載している。

技術支援組織は、これらの情報等を用いて、運転員がSOPに基づき実施する操作がプラント状態に応じた適切な操作となっているか、想定した効果を発揮しているか、予期せぬ事態へと至っていないか等を把握し、状況に応じて実施すべき措置を緊急時対策本部長に進言する。なお、SOPの操作が成功しない場合、SOPに記載のない応用操作が必要となった場合等、予想外の事態が発生し、運転員に対する技術的支援が必要となった場合には、AMGの情報を参考として、適切な対応操作を検討し、緊急時対策本部長に進言する。これらの検討結果をふまえた運転員への指示内容を緊急時対策本部長が承認する。

(5) 原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）

自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に、運転員の事故対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等による事故対応操作のうち、主に屋外設備の操作内容を定めた手順書で、実施組織（運転員以外）及び支援組織が使用する。

EHPでは、発電用原子炉の安全確保を達成するために必要な「格納容器機能維持」や「水源」等、別紙に示す戦略別に複数の手順を整備する。

また、事故の状態や現場要員の確保状況等に応じて、適切な手順を選択可

能とするため、EHPの各手順を実施するための所要時間、必要人数等、手順実施時に必要な情報を記載する。さらに、運転員が使用するAM設備別操作要領書との紐付けにより、実施組織（運転員以外）と運転員の意思疎通、連携の強化を図る。

EHPの一覧を別紙10に示す。

(別紙10)

【EHPの構成】

水素爆発防止	: 水素爆発防止のための原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順等
燃料プール注水	: 原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレー等
放射性物質拡散抑制	: 放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制等
水源確保	: 大量送水車を使用した送水／補給等
電源確保	: 高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系及びM/C D系電源確保等
その他	: アクセスルートの確保、移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保等

2.3 各種手順書の判断者・操作者の明確化

(1) 判断者の明確化

運転操作手順書に従い運転員が実施する事故時の事故対応の判断は、1号炉は1号当直主任、2号炉は2号当直副長が行う。

一方、緊急時対策要員が実施する対応の判断は、緊急時の措置要領上で役割分担に応じて定める責任者が行う。

(2) 操作者の明確化

各種手順書は、運転員が使用するものと緊急時対策要員が使用するものと、使用主体によって整備している。

ただし、使用目的によっては、相互の手順の完遂により機能を達成する場合があることから、重大事故等対処設備の使用に当たっては、中央制御室と緊急時対策本部の間で緊密な情報共有を図りながら行うこととする。

3. 各種手順書の間のつながり、移行基準について

各種手順書を事故の進展状況に応じて適切に使用可能とするため、手順書間の移行基準を示す。

また、事故対応中は複数の手順書を並行して使用することを考慮して、手順書間で対応の優先順位が存在する場合は併せて示す。

- (1) 設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置からほかの事故手順書への移行
警報発生時の措置に基づく対応において事象が進展した場合は、警報ごとの手順書の記載内容に従い、AOPへ移行する。

また、警報発生時の措置で対応中にスクラム等のEOP導入条件が成立した場合は、EOPへ移行する。

- (2) AOPからEOPへの移行

AOP対応中に以下のEOP導入条件が成立した場合は、EOPへ移行する。

【EOP導入条件（いずれかに該当した場合）】

- a. 発電用原子炉を手動スクラムした場合、若しくは自動スクラム信号が発生（スクラム失敗を含む。）した場合
- b. EOPにおける格納容器制御導入条件が成立した場合
- c. EOPにおける二次格納施設制御導入条件が成立した場合
- d. EOPにおける燃料プール制御導入条件が成立した場合
- e. EOPにおけるプラント停止時制御導入条件が成立した場合
（プラント停止の場合）

【EOP移行後のAOPの使用について】

EOP導入条件が成立した場合はAOPからEOPへ移行するが、原子炉スクラム時の確認事項、タービン・発電機側の対応操作等、AOPに具体的内容を定めている対応についてはAOPを参照する。

- (3) EOPからSOPへの移行

EOP対応中に以下のSOP導入条件が成立した場合は、SOPに移行する。

【SOP導入条件（いずれかに該当した場合）】

- a. 原子炉停止後の経過時間と格納容器雰囲気放射線モニタによる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の関係から炉心損傷と判断された場合
- b. 格納容器雰囲気放射線モニタによる原子炉格納容器内ガンマ線線量率監視が不可能の場合に、原子炉圧力容器温度から炉心損傷と判断された場合

(添付 1)

- (4) AM設備別操作要領書の使用

EOP又はSOPによる事故対応中に、多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できず、EOP又はSOPのフローチャートにおける原子炉注水等の操作項目が達成できない場合は、その操作項目に対応したAM設備別操作

要領書の手順及びその手順に紐付く EHP の手順の中から実現可能な手順を選択し、可搬型設備等による対応を行う。EHP の手順を実施する際には、運転員と実施組織（運転員以外）との情報交換を密にして、プラント状況及び実施すべき操作内容を相互に確認しながら実施する。

なお、EOP 又は SOP の操作項目が達成できない場合に、AM 設備別操作要領書及び EHP に複数の使用可能な手順が存在する場合は、以下のような観点から使用可能な手順を対比し、事故対応に適切な手順を選択する。

【手順選択時の着目点】

- a. 手順の操作完了（機能発揮）までの所要時間の長短
- b. 注水圧力・注水流量等、プラントへの効果（炉心冷却効果等）の大小
- c. 操作に伴うプラント設備への悪影響（使用水の水質等）の大小

AM 設備別操作要領書及び EHP で選択した手順が完了した場合は、引き続き EOP 又は SOP による対応を行う。

(5) 緊急時対策本部用手順書の導入

発電所において緊急時対策本部を設置した際は、緊急時対策本部対応手順書（各班の原子力災害対策手順書を含む。）を導入し、緊急時対策本部の運営、情報収集及び事故対応の支援を開始する。また、事故・故障等が拡大し、炉心損傷に至った場合は AMG を導入し、事故の進展防止、影響緩和のための対応を開始する。

【EHP 手順選択時の着目点】

- a. EHP の操作完了（機能発揮）までの所要時間の長短
- b. 水源確保・給油等も含めた、機器の機能維持に必要な対応の要否
- c. 注水圧力・注水流量等、プラントへの効果（炉心冷却効果等）の大小
- d. 操作に伴うプラント設備への悪影響（使用水の水質等）の大小

4. 運転員の対応操作の流れについて

故障又は事故が発生した場合、運転員は「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の原則に基づき事故対応操作を実施する。

「止める」の対応

異常や事故発生時に作動する原子炉スクラム信号を確認し、発電用原子炉の停止を確認する。自動で原子炉スクラムしない場合には、手動によるスクラム操作を実施し、発電用原子炉の停止を確認する。

制御棒の挿入と中性子束の低下状況を確認することにより、発電用原子炉の停止を判断する。

「冷やす」の対応

原子炉停止後も炉心では崩壊熱による残留熱が発生していることから、この熱を除去するため、給水系、復水系、原子炉隔離時冷却系又は非常用炉心冷却

系により原子炉への注水手段を確保する。

原子炉水位を所定の水位（L-3～L-8）に維持することにより、炉心が冷やされていることを確認する。

「閉じ込める」の対応

放射性物質が環境へ放出されていないことを確認する。また、原子炉格納容器が隔離されていることを確認することにより、閉じ込めが機能していることを判断する。

これら事故対応の原則をベースに、運転員は、運転操作手順書を用いて炉心の損傷防止、原子炉格納容器の破損防止を目的とした対応操作の判断を以下の流れで行う。

異常又は事故の発生時、警報発生時の措置により初期対応を行う。

事象が進展し、その事象の判断が可能な場合には、あらかじめ定めたAOPに移行し対応を行う。

警報発生時の措置又はAOPで対応中に、EOPの導入条件が成立した場合にはEOPに移行し対応を行う。

原子炉スクラムに至る事故が発生した場合、EOPでは事故直後の操作として発電用原子炉の自動スクラムを確認する。自動スクラムしていない場合は、手動により発電用原子炉をスクラムする。

その後は、「原子炉制御」の対応として原子炉水位、原子炉圧力、タービン・電源に関するスクラム後の確認及び操作を並行して行うとともに、発電用原子炉の未臨界維持、炉心の冷却確保・損傷防止、原子炉格納容器の健全性確保等の対応をするため、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、原子炉格納容器の健全性）の継続監視を行う。パラメータの変化により「原子炉制御」以外の手順の導入条件が成立した場合は、確認されたパラメータの変化に対応した個別の手順により対応操作を実施する。

EOPによる対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、SOPに移行し、炉心損傷後における原子炉圧力容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損防止のための対応を行う。

また、運転操作手順書に基づく安全確保が不可能、若しくはそのおそれがある場合には、可搬型設備等も含めて使用可能な設備を最大限活用した安全確保を行う。当直長は必要に応じて緊急時対策本部に支援を要請し、EHPによる事故対応支援を受けた上で引き続き事故収束に向けた対応処置を実施する。

なお、発電用原子炉が停止中の場合においても、対応操作の流れについては発電用原子炉が運転中の場合と同様である。

5. 重大事故等時の対応及び手順書の内容について

- (1) 海水を炉心へ注入する事態等においても、財産保護より安全性を優先するという方針の下、当直副長が迷うことなく判断できるよう、あらかじめ原子力発電保安運営委員会で判断基準を承認し、手順書に定める。
- (2) 有効性評価で示した重要事故シーケンスは、全て本手順書体系にて対応できるように整備する。併せて、有効性評価で示した判断基準や監視パラメータについても本手順書体系の中で整理する。詳細は添付資料 1.0.7 及び添付資料 1.0.14 に示す。
- (3) 重大事故等に対処するために把握することが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（以下「主要なパラメータ」という。）を整理するとともに、主要なパラメータが故障等により計測不能な場合に、当該パラメータを推定する手順及び可搬型計測器により計測する手順を原子力災害対策手順書に整備する。

なお、審査基準 1.1～1.15 の具体的なパラメータ、監視計器、手順等については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理する。審査基準 1.16～1.19 については、各々の手順で整備する。
- (4) これら手順を有効かつ適切に使用しプラントの状態に応じた対応を行うために、運転員及び緊急時対策要員は、常日頃から対応操作について教育、訓練等を実施し、手順の把握、機器や系統特性の理解及び発電用原子炉の運転に必要な知識等の習得、習熟を図っている。

以上

炉心損傷開始の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が燃料棒有効長頂部（以下「TAF」という。）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

EOPでは、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がTAF未満となった際に、格納容器雰囲気放射線モニタを用いて、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の状況を確認し、第1図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合を、炉心損傷開始の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展をふまえて、原子炉格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断に用いているものである。

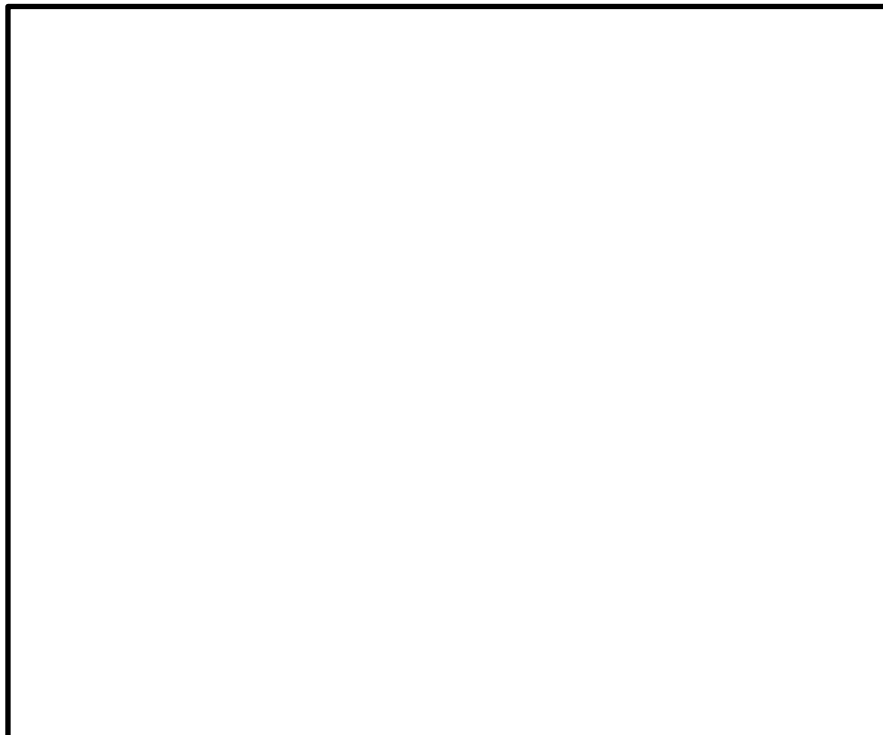
また、東京電力福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計、格納容器雰囲気放射線モニタ等の計装設備が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み、格納容器雰囲気放射線モニタに頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上（1点以上）」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。なお、300℃以上の判断に当たっては、近接の原子炉圧力容器表面温度との比較、炉心への注水状況により、計器の単一故障による指示値の上昇でないことを確認する。

原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁の動作圧力（安全弁機能の最大 8.35MPa [gage]）における飽和温度約 299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

なお、炉心損傷判断は格納容器雰囲気放射線モニタが使用可能な場合は、当該の計装設備にて判断を行う。



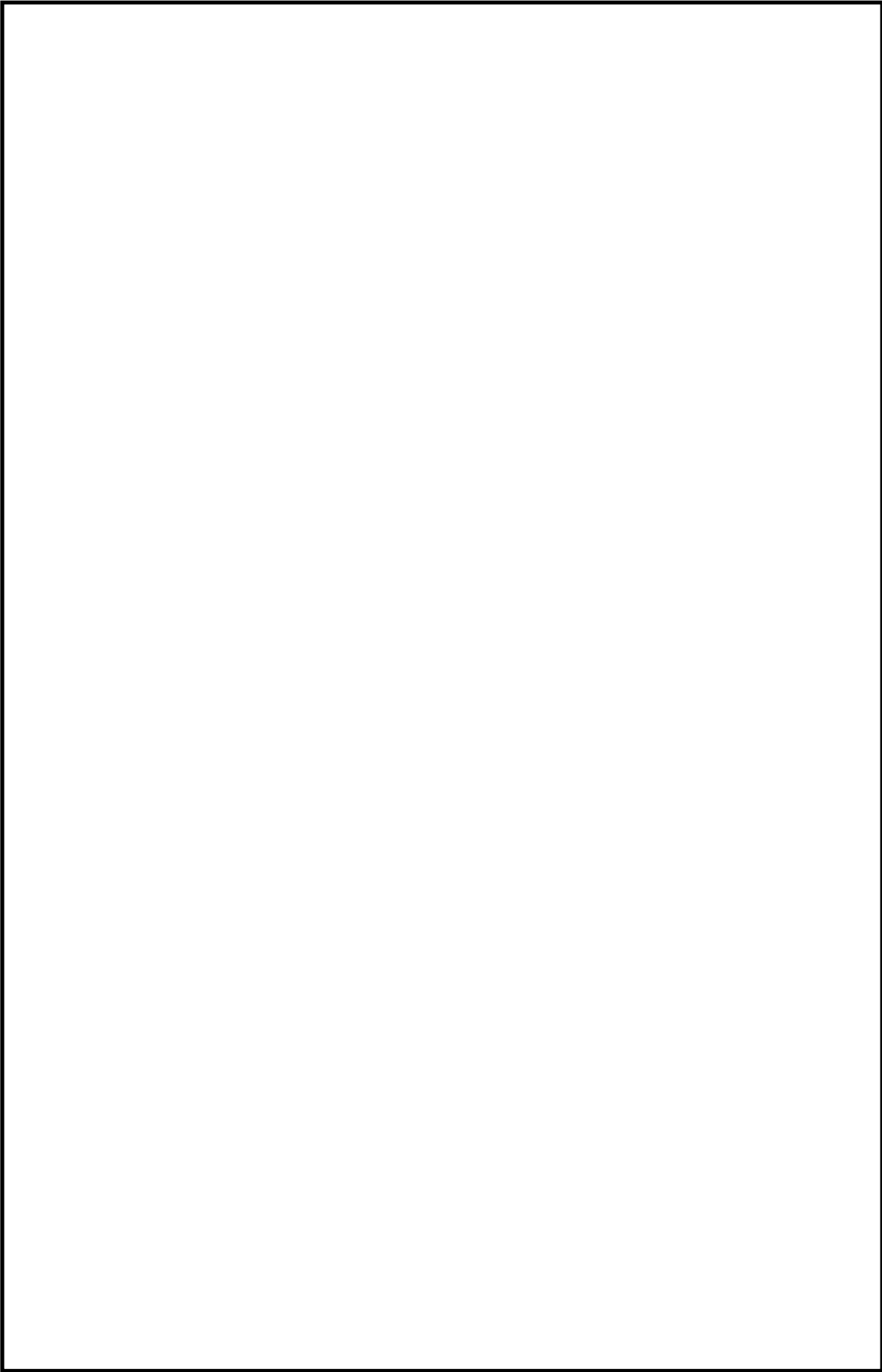
(1) ドライウェルのガンマ線線量率



(2) ウェットウェルのガンマ線線量率

第1図 SOP導入条件判断図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



AOP「全給水喪失」対応フロー図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

RC
「スクラム」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

RC/Q
「反応度制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

RC/L

「水位確保」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

CD

「減圧冷却」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PC/P

「PCV圧力制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

DW / T

「D / W温度制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

S P / T

「S / C 温度制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙 4 参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SP/L

「S/C水位制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PC/H

「PCV水素濃度制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SC/C

「二次格納施設制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

F P / C

「燃料プール制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

F P / C

「燃料プール制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 1

「水位回復」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 2

「急速減圧」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 3

「水位不明」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 4

「AM初期対応」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PS/R

「電源復旧」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

R L

「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

LOCA

「冷却材喪失時対応手順」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

LOPA

「外部電源喪失時対応手順」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

R C E

「臨界事象発生時対応手順」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
<p>運転手順書名称</p>	<p>目的</p>		
<p>【スクラム】 RC</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 二次格納施設制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 燃料プールの制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 		
<p>【反応度制御】 RC/Q</p>	<ul style="list-style-type: none"> A T W S 発生時に、原子炉を安全に停止させる。 		
<p>【水位確保】 RC/L</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を T A F 以上に回復させ、安定に維持する。 		
<p>原子炉制御</p>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

		導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉制御	運転手順書名称	目的		
	【減圧冷却】 C/D	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位をTAF以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。 		
	【PCV圧力制御】 P/C/P	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力を監視し、制御する。 		
	【D/W温度制御】 D/W/T	<ul style="list-style-type: none"> D/Wの空間温度を監視し、制御する。 		
	格納容器制御			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
	<p>目的</p>		
<p>運転手順書名称</p> <p>【S/C温度制御】 S P / T</p>	<ul style="list-style-type: none"> S / Cの水温及び空間部温度を監視し、制御する。 		
<p>格納容器制御</p> <p>【S/C水位制御】 S P / L</p>	<ul style="list-style-type: none"> S / P水位を監視し、制御する。 		
<p>【PCV水素濃度制御】 P C / H</p>	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。 		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
二次格納施設制御	運転手順書名称 【二次格納施設制御】 SC/C	目的 ・ 二次格納施設及び二次格納施設内の機器を保護する。 ・ 二次格納施設への放射性物質の放出抑制、及び二次格納施設の健全性を維持する。	
燃料プール制御	【燃料プール制御】 FP/C	・ 燃料プール水を冷却し、燃料プールの水位を維持する。	
不測事態	【水位回復】 C1	・ 原子炉水位を回復する。	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	【急速減圧】 C2	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。 			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

E O P 目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
	<p>【水位不明】 C 3</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。 			
不測事態	<p>【AM初期対応】 C 4</p>	<ul style="list-style-type: none"> S O P への移行を円滑にするための初期対応を行う。 			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
—	<p>【電源復旧】 P S / R</p>	<p>・ 交流電源及び直流電源の供給を復旧する。</p>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
目的			
運転手順書名称			
<p>【崩壊熱除去機能喪失時対応手順】 RL</p>	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去機能喪失時に、崩壊熱による温度上昇、水位低下を抑制して燃料が露出しないように対応する。 		
<p>【冷却材喪失時対応手順】 LOCA</p>	<ul style="list-style-type: none"> 停止時の冷却材喪失時に、原子炉水位低下を抑制する。 		
<p>【外部電源喪失時対応手順】 LOPA</p>	<ul style="list-style-type: none"> 停止時の外部電源喪失時に、電源喪失による影響を緩和できるようにする。 		
<p>【臨界事象発生時対応手順】 RCE</p>	<ul style="list-style-type: none"> 臨界事象発生時に、臨界による反応度上昇を抑制する。 		
<p>プラント停止時制御</p>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「スクラム(RC)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
原子炉出力	1-1	自動スクラム成功確認	<ul style="list-style-type: none"> 警報「A, B-自動スクラム」 全制御棒全挿入表示灯 APRM 指示「減少」 	
	1-2	全制御棒全挿入	<ul style="list-style-type: none"> 全制御棒全挿入表示灯 全炉心表示器 4Rod 表示 CRT 表示 	
	1-3	1本のみ制御棒が未挿入	<ul style="list-style-type: none"> 全制御棒全挿入表示灯 全炉心表示器 4Rod 表示 CRT 表示 	
原子炉水位	2-1	原子炉水位確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	2-2	給・復水(H/W含)正常確認	<ul style="list-style-type: none"> 給・復水系運転状態 H/W 水位 給水制御系制御状態 	
	2-3	原子炉水位連続監視調整 L-3~L-8に維持	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「スクラム (RC)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
原子炉圧力	3-1	MSIV 開確認	<ul style="list-style-type: none"> MSIV 開閉状態 	
	3-2	EHC 圧力制御正常確認	<ul style="list-style-type: none"> TBV 追従状態 	
	3-3	復水器使用可能確認	<ul style="list-style-type: none"> 復水器真空 TGS 圧力 CSW 系運転状態 復水系 (H/W 含む。) 運転状態 OFG 系運転状態 	
	3-4	SRV 開固着なし確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 SRV 開閉状態 	
3-5	SRV による原子炉圧力調整確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 SRV 開閉状態 		
タービン・電気	4-1	所内電源有確認	<ul style="list-style-type: none"> 常用母線電圧 	
	4-2	MSIV 開確認	<ul style="list-style-type: none"> MSIV 開閉状態 	
	4-3	EHC 圧力制御正常確認	<ul style="list-style-type: none"> TBV 追従状態 	
	4-4	復水器使用可能確認	<ul style="list-style-type: none"> 復水器真空 TGS 圧力 CSW 系運転状態 復水系 (H/W 含む。) 運転状態 OFG 系運転状態 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「スクラム(RC)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
格納容器制御への導入	5-1	D/W 圧力 <input type="text"/> kPa 以上	<ul style="list-style-type: none"> D/W 圧力 	
	5-2	D/W 冷却器入口ガス温度 <input type="text"/> °C 以上 D/W 温度 (局所) <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> D/W 冷却器入口ガス温度 D/W 温度 	
	5-3	トーラス水バルク温度 <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> S/P 水温度 	
	5-4	トーラス空間部 (局所) 温度 <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> S/C 空間部温度 	
	5-5	トーラス水位 <input type="text"/> cm 以上 トーラス水位 <input type="text"/> cm 以下	<ul style="list-style-type: none"> S/P 水位 S/P 水位 	
	5-6	TAF 経験又は L-1+D/W 圧力 <input type="text"/> kPa 以上 水位不明時又は MSIV 閉にて <input type="text"/> hr 以内に冷温停止不可	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 D/W 圧力 MSIV 開閉状態 炉水温度 	
二次格納施設制御への導入	6-1	原子炉棟内の温度異常高, 放射線異常高, 床漏洩 (溢水) の警報発報	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉棟温度 原子炉棟放射線 原子炉棟水位 	
燃料プールの制御への導入	7-1	燃料プール水位 NWL <input type="text"/> mm 以下 燃料プール温度 <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水位 燃料プール温度 	
	8-1	MSIV 開確認	<ul style="list-style-type: none"> MSIV 開閉状態 	
復旧	8-2	MSIV 開可能確認	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離信号 復水器使用可能 	
	8-3	PLR 運転中確認	<ul style="list-style-type: none"> PLR ポンプ運転状態 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「反応度制御 (RC/Q)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順	
反応度制御	1-1 原子炉隔離確認	<ul style="list-style-type: none"> MSIV 開閉状態 MSV 及び TBV 開閉状態 		
	水位	2-1 原子炉隔離確認		<ul style="list-style-type: none"> MSIV 開閉状態 MSV 及び TBV 開閉状態
		2-2 水位 L3 から L8 に維持確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位
水位低下	2-3 水位 L1H 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 		
	3-1 給水を全閉し、炉出力 <input type="checkbox"/> %未滿を維持する (下限 L1H)	<ul style="list-style-type: none"> APRM 指示 原子炉水位 		
	3-2 水位 L1H 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 		
	3-3 L1 <input type="checkbox"/> cm 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 		
	4-1 SRV(ADS) 2 弁開にして減圧し, L1 <input type="checkbox"/> cm 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 		
減圧	4-2 SRV(ADS) 1 弁ずつ追加開放し, L1 <input type="checkbox"/> cm 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 		
	5-1 SRV(ADS) 1 弁を開放し炉心冠水最低圧力まで注水維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 給復水系, CRD 系, HPCS 系運転状態 		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位確保 (RC/L)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
	1-1	1-2		
水位	水位 L3～L8 維持確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	水位判明確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 原子炉圧力 D/W 温度 	
	水位下降中確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	1-4	ECCS 系及び給復水系作動せず確認	<ul style="list-style-type: none"> ECCS 及び給復水系運転状態 	
	1-5	代替注水系起動確認	<ul style="list-style-type: none"> 代替注水系運転状態 	
	1-6	TAF 以上維持可能確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「減圧冷却 (CD)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
減圧	1-1	主復水器使用可能確認	<ul style="list-style-type: none"> • 復水器真空 • TGS 圧力 • CSW 系運転状態 • 復水系 (H/W 含む。) 運転状態 • OFG 系運転状態 	
	1-2	トーラス熱容量制限図確認	<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水温度 • 原子炉圧力 	
	1-3	RHR 停止時冷却モード起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • RHR 系運転状態 	
水位	2-1	水位 TAF~L8 維持確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「PCV圧力制御（PC/P）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
格納容器 圧力制御	1-1	N 2 又は空気漏洩によるか確認	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 酸素濃度 • D/W 温度 	
	1-2	L 1 以下経験確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
	1-3	L 0 以上で安定かつ当該 L P C I 以外の E C C S 運転中確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 • ECCS 運転状態 	
	1-4	D/W スブレイ, トーラススブレイ確認	<ul style="list-style-type: none"> • RHR 系運転状態 	
	1-5	トーラス圧力確認	<ul style="list-style-type: none"> • S/C 圧力 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「PCV圧力制御（PC/P）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
格納容器 圧力制御	1-6 □hr以内に□kPa未満確認	・S/C圧力	
	1-7 D/Wスプレイ, トーラススプレイ確認	・RHR, RHAR系運転状態	
原子炉満水	2-1 原子炉水位をできるだけ高く維持確認	・原子炉水位 ・給復水系, CRD系, ECCS運転状態	
	2-2 □kPa以下維持可能確認	・S/C圧力	
格納容器 ベント	3-1 炉心損傷なし確認	・格納容器モニタ	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「D/W温度制御 (DW/T)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
ドライウエール 温度制御	1-1 D/W局所温度確認	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 温度 	
	1-2 D/W スブレイ起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • RHR, RHAR 系運転状態 	
	1-3 代替スブレイ起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • PCV 代替スブレイ系運転状態 	
	1-4 D/W 冷却機全台運転及び CUW 通常モード運転, CUW 再生熱交バイパス運転	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 冷却機運転状態 • CUW 系運転状態 	
	1-5 D/W 空間部温度制限確認	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 温度 • 原子炉圧力 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「S/C温度制御 (SP/T)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
サブレーション ンチェンバ水 温制御	1-1	トーラス水温確認		・S/P 水温度	
	1-2	<input type="checkbox"/> Hr 以内に <input type="checkbox"/> ℃未満に維持可能 確認		・S/P 水温度	
	1-3	トーラス熱容量制限確認		・S/P 水温度 ・原子炉圧力	
サブレーション ンチェンバ空 間部温度	2-1	トーラス空間部温度確認		・S/C 空間部温度	
	2-2	トーラス水温 <input type="checkbox"/> ℃以上確認		・S/P 水温度	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「S/C水位制御 (SP/L)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
サブレーション ンチエンバ水 位制御 (高水位)	1-1	トーラス水位確認		・S/P水位	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>
	1-2	<input type="checkbox"/> Hr 以内に <input type="checkbox"/> cm 以下に復帰確認		・S/P水位	
サブレーション ンチエンバ水 位制御 (低水位)	2-1	トーラス水位確認		・S/P水位	
	2-2	<input type="checkbox"/> Hr 以内に <input type="checkbox"/> cm 以上に復帰確認		・S/P水位	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「PCV水素濃度制御(PC/H)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
	1-1	水素濃度 <input type="text" value=""/> %以上確認		
PCV 水素濃度制御			・D/W水素濃度	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「二次格納施設制御 (S/C)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
二次格納施設	1-1 一次系漏洩確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 ・ 原子炉圧力 ・ MS 流量-FW 流量 (ミスマッチ) ・ H/W 水位 ・ R/B 温度 ・ R/B 放射線 ・ R/B 水位 ・ 系統圧力異常の警報発報の有無 ・ R/B 差圧 ・ 火災報知器動作の有無 ・ 床ドレンサンプ運転の有無 	
	1-2 自動スクラム成功確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 警報「A, B-自動スクラム」 ・ 全制御棒全挿入表示灯 ・ APRM 指示「減少」 	
	1-3 漏えい箇所 隔離操作成功確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 隔離弁 開閉状態 ・ R/B 温度 ・ R/B 放射線 ・ R/B 水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「燃料プール制御 (FP/C)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
SFP水位	1-1	燃料プールオーバーフロー水位付近維持可能確認		・燃料プール水位	
	1-2	燃料プール水位燃料貯蔵ラック上端 <input type="checkbox"/> m 以上維持可能確認		・燃料プール水位	
	2-1	原因箇所はSFPか確認		・ドレンサンブ ・作業状況	
	2-2	原因箇所は一次系か確認		・トーラス, ドレンサンブ ・作業状況	
	2-3	スキマ堰下端以上確認		・燃料プール水位	
SFP水位	2-4	FPCポンプ運転中確認		・燃料プール冷却ポンプの状態	
	2-5	燃料プール水位燃料貯蔵ラック上端 <input type="checkbox"/> m 以上維持可能確認		・燃料プール水位	
SFP温度	3-1	原子炉による影響確認		・残留熱除去系の運転状態確認	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位回復 (C1)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
水位回復	1-1	低圧注入可能システム起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • ECCS 運転状態 • 給・復水系運転状態 	
	1-2	TAF 以上維持可能確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
	1-3	水位 下降 or 上昇中	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
水位下降中	2-1	炉圧 0.74MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉圧力 	
	2-2	水位上昇中確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
	2-3	低圧注入可能システム 1 系統以上起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • ECCS 運転状態 • 給・復水系運転状態 	
	2-4	代替注水系 1 系列以上起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • 代替注水系運転状態 	
	水位上昇中	3-1	RCIC または HPAC 作動中確認	
3-2		TAF 継続時間の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「急速減圧 (C2)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
急速減圧	1-1	ADS 全弁開確認	<ul style="list-style-type: none"> • ADS 作動状態 	
	1-2	ADS+SRV6 弁開放確認	<ul style="list-style-type: none"> • ADS 系及び SRV 作動状態 	
	1-3	SR 弁 1 弁以上開確認	<ul style="list-style-type: none"> • SRV 作動状態 	
	1-4	代替減圧手段確認	<ul style="list-style-type: none"> • RCIC 系, HPAC 系運転状態 	
	1-5	減圧不可確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉圧力 	
	1-6	水位判明確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
	1-7	D/W 空間部温度制限確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉圧力 • D/W 温度 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位不明(C3)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
注水確保	1-1	低圧注水可能システム1系統以上起動確認	
	1-2	RCICまたはHPAC起動確認	
	1-3	代替注水系起動確認	
	1-4	低圧注水系、代替注水系復旧確認	
<ul style="list-style-type: none"> ・ECCS 運転状態 ・給・復水系運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> ・RCIC系, HPAC系運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替注水系運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧注水系, 代替注水系復旧状態

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位不明 (C3)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
満水注入	2-1	SR 弁 1 弁以上開確認	<ul style="list-style-type: none"> SRV 開閉状態 	
	2-2	HPCS 又は M-RFP 起動確認	<ul style="list-style-type: none"> HPCS 系又は M-RFP 運転状態 	
	2-3	原子炉への注水を増加し, 差圧 <input type="checkbox"/> MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 S/C 圧力 	
	2-4	1 系統ずつ順次起動し, 差圧を <input type="checkbox"/> MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 S/C 圧力 	
	2-5	開する SR 弁の数を減らし(最少 1 弁), 差圧を <input type="checkbox"/> MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 S/C 圧力 	
	2-6	代替注水系で満水確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 S/C 圧力 代替注水系運転状態 	
水位計復旧	3-1	最長許容炉心露出時間内に水位判明確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP 「AM 初期対応 (C4)」 操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
AM 初期対応	1-1 格納容器モニタ確認	・格納容器モニタ	
	1-2 注水系統起動確認	・ECCS 運転状態 ・代替注水系運転状態	
	1-3 原子炉水位 L1 以下確認	・原子炉水位	
	1-4 原子炉水位 TAF 未滿確認	・原子炉水位	
	1-5 炉心損傷開始確認	・格納容器モニタ	
	1-6 原子炉水位 BAF+20%以下確認	・原子炉水位	
	1-7 RPV 表面温度 300℃以上確認	・RPV 表面温度	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「電源復旧 (P S / R)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作項目
電源復旧	1-1	C-M/CおよびD-M/C正常確認	<ul style="list-style-type: none"> • C、D-M/C電圧の有無
	2-1	A-115V 直流電源正常確認	
C-M/C停電対応	2-2	C-M/C受電確認	<ul style="list-style-type: none"> • C-M/Cの受電可否
	2-3	緊急用 M/C 受電確認	<ul style="list-style-type: none"> • 緊急用 M/C の受電可否
	3-1	交流電源受電可能確認	<ul style="list-style-type: none"> • 交流母線の受電可否 • 交流母線への給電可否
A-115V 直流電源確保			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「電源復旧 (PS/R)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目		操作項目
D-M/C停電対応	4-1	B-115V 直流電源正常確認	B-115V 直流電源の有無			
	4-2	D-M/C受電確認	D-M/Cの受電可否			
	4-3	緊急用 M/C 受電確認	緊急用 M/C の受電可否			
	4-4	8 時間以内に交流電源受電可能確認	交流母線の受電可否 交流母線への給電可否			
	5-1	24 時間以内に交流電源受電可能確認	交流母線の受電可否 交流母線への給電可否			
	5-2	遮断器電源維持可能確認	B-115V 直流電源の有無			
	5-3	低圧電源融通による直流電源確保確認	低圧電源融通の実施可否			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「崩壊熱除去機能喪失時対応手順 (RL)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
水温上昇時の 対応	1-1	炉水温度上昇原因を特定	・燃料プール冷却系又は残留熱除去系の運転状況	
	1-2	燃料プールの影響が確認	・燃料プール冷却系の運転状態	
	1-3	温度上昇の原因箇所の早期復旧不可確認	・温度上昇の原因	
	1-4	炉水温度が <input type="checkbox"/> °C以上 に到達する可能性の確認	・冷却材温度	
RHR (SDC モード) による除熱	2-1	待機RHRポンプ起動確認	・残留熱除去系の状態	
代替除熱系統による除熱	3-1	代替除熱系を起動確認	・原子炉浄化系、燃料プール冷却系の状態	
	3-2	炉水温度下降傾向確認	・冷却材温度	
注水による事象緩和	4-1	注水量を調整確認	・冷却材温度	
注水状況の確認	5-1	原子炉への注水が停止確認	・原子炉への注水状態	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ＥＯＰ「冷却材喪失時対応手順（ＬＯＣＡ）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目		操作項目	
注水操作	1-1	水位低下が遅いか確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 燃料プール水位 			
	1-2	水位維持確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 燃料プール水位 			
	1-3	ECCSにより注水確認		<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系の状態 			
	1-4	水位確保確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 燃料プール水位 			
事象発生原因の特定	2-1	水位低下原因が特定		<ul style="list-style-type: none"> 水位低下原因 作業内容 			
	2-2	水位低下原因は一次系か確認		<ul style="list-style-type: none"> 水位低下原因 作業内容 			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「外部電源喪失対応手順(LOPA)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作項目
	1-1	1-2		
電源復旧操作	非常用D/G起動確認		<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機電圧 非常用高圧母線電圧 	
	電源の復旧確認		<ul style="list-style-type: none"> 非常用高圧母線電圧 	
電源復旧後操作	RHRポンプ再起動確認		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ出口流量 	
	FPCポンプ再起動確認		<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール冷却ポンプ出口流量 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「臨界事象発生時対応手順(RCE)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目		操作項目
未臨界操作(指 示上昇大)	1-1	原子炉が未臨界へ移行		・中性子源領域計装指示		
	1-2	原子炉スクラムで未臨界へ移行		・警報「A, B-自動スクラム」 ・全制御棒全挿入表示灯 ・中性子源領域計装指示		
未臨界操作(指 示上昇過大)	2-1	原子炉が未臨界へ移行		・中性子源領域計装指示		
	2-2	原子炉スクラムで未臨界へ移行		・警報「A, B-自動スクラム」 ・全制御棒全挿入表示灯 ・中性子源領域計装指示		
未臨界操作(異 常対応)	3-1	原子炉が未臨界へ移行		・中性子源領域計装指示		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水—1

「損傷炉心への注水」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水一2

「長期の原子炉水位の確保」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水—3

「R P V破損前のペデスタル初期注水／

R P V破損後のペデスタル注水」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水—4

「長期のR P V破損後の注水」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

除熱— 1

「損傷炉心冷却後の除熱」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

除熱—2

「R P V破損後の除熱」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

放出

「PCV破損防止」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

水素

「R / B 水素爆発防止」

赤字 : 操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	移行条件	基本的な考え方
注水操作方針	注水-1 「損傷炉心への注水」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 損傷している恐れのある炉心に対して早急に注水を開始し、注水の実施により原子炉炉水位をTAF以上に確保する。 ・ ドライウエルヘッドフラジジ部の過温破損を防止するために、原子炉ウエルへの注水を実施する。 		
	注水-2 「長期の原子炉水位の確保」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位をTAF以上に維持しつつ、低圧ECCSが復旧又はRHARが起動した場合は適切に注水系統を切替え、長期の炉心の冷却を維持する。 		
	注水-3 「RPV破損前のベデスタル初期注水/RPV破損後のベデスタル注水」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 方が一原子炉圧力容器が破損しても、事前に原子炉格納容器下部へ水張りをすることにより、溶融物が格納容器に接触し格納容器が破損することを防止する。 ・ 原子炉圧力容器が破損した場合に格納容器に放出された溶融物を冷却し、溶融物・コンクリートの相互作用を停止させる。 		
	注水-4 「長期のRPV破損後の注水」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器に放出した溶融物を冷却しつつ、低圧ECCSが復旧又はRHARが起動した場合は適切に注水系統を切替え、長期の溶融物の冷却を維持する。 ・ ドライウエルヘッドフラジジ部の過温破損を防止するために、原子炉ウエルへの注水を実施する。 		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP 目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	移行条件	基本的な考え方
除熱操作方針	除熱－1 「損傷炉心冷却後の除熱」	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器破損を防止しつつ、RHR系又はRHR系により発生する崩壊熱を除去する。 		
	除熱－2 「RPV破損後の除熱」	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器破損を防止しつつ、RHR系又はRHR系により発生する崩壊熱を除去する。 		
放出操作方針	放出 「PCV破損防止」	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器ベント操作により、PCVの破損を防止する。 		
水素操作方針	水素 「R/B水素爆発防止」	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物からの排気操作により可燃性ガスを大気へ放出することにより、可燃性ガスの燃焼によるプラント設備の破損を防止する。 		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水－1（損傷炉心への注水）」操作等判断基準一覧

制御項目		判断のための確認項目		操作手順
初期注水	1-1	原子炉圧力 <input type="checkbox"/> MPa 未満 の確認	・ 原子炉圧力	
	1-2	高圧注水系統使用可能の 確認	・ 高圧注水系の作動状況	
	1-3	低圧注水系統注水可能の 確認	・ 低圧注水系の作動状況	
	1-4	原子炉水位減圧基準水位 到達の確認	・ 原子炉水位	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水－1（損傷炉心への注水）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
原子炉ウエル注水	2-1	D/W ヘッド 雰囲気温度 <input type="checkbox"/> C以上の確認	<ul style="list-style-type: none"> D/W ヘッド 雰囲気温度 	
	2-2	原子炉ウエル注水の確認	<ul style="list-style-type: none"> ARWF の作動状況 D/W ヘッド 雰囲気温度 	
炉心確認	3-1	損傷炉心冷却成功の確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 原子炉下鏡部表面温度 原子炉への注水量 原子炉スクラム後の経過時間 	
	3-2	RPV 健全の確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 D/W 圧力 ベデスタル雰囲気温度 ベデスタル水位 原子炉水位 制御棒位置の指示値 制御棒駆動機構温度指示値 RPV 下鏡部表面温度指示値 D/W 温度 S/P 水温 D/W 水素濃度 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水－2（長期の原子炉水位の確保）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
長期の原子炉水位の確保	1-1	原子炉水位確認可能	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	1-2	低圧 ECCS, RHAR 使用不可の確認	<ul style="list-style-type: none"> 低圧 ECCS, RHAR の作動状況 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水-2 (長期の原子炉水位の確保)」操作等判断基準一覧

制御項目		判断のための確認項目	操作手順
炉心確認	2-1	損傷炉心冷却成功の確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 原子炉下鏡部表面温度 原子炉への注水量 原子炉スクラム後の経過時間
	2-2	RPV健全の確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 D/W 圧力 ベデスタル雰囲気温度 ベデスタル水温度 原子炉水位 制御棒位置の指示値 制御棒駆動機構温度指示値 RPV 下鏡部表面温度指示値 D/W 温度 S/P 水温 D/W 水素濃度
	2-3	S/P 水位+1.29m到達の確認	<ul style="list-style-type: none"> S/P 水位
	3-1	低圧 ECCS, RHAR による注水の確認	<ul style="list-style-type: none"> 低圧 ECCS, RHAR の作動状況 注水量 原子炉水位

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水-4 (長期のRPV破損後の注水)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉ウエル注水	1-1	D/W ヘッド 雰囲気温度 <input type="checkbox"/> °C以上の確認	D/W ヘッド 雰囲気温度	<ul style="list-style-type: none"> • D/W ヘッド 雰囲気温度 	
	1-2	原子炉ウエル注水の確認	原子炉ウエル注水の確認	<ul style="list-style-type: none"> • ARWF の作動状況 • D/W ヘッド 雰囲気温度 	
	2-1	低圧 ECCS, RHAR 使用不可の確認	低圧 ECCS, RHAR 使用不可の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 低圧 ECCS, RHAR 作動状況 	
低圧 ECCS 使用不可	2-2	S/P 水位 + 1.29m 到達の確認	S/P 水位 + 1.29m 到達の確認	<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水位 	
	3-1	低圧 ECCS, RHAR による注水の確認	低圧 ECCS, RHAR による注水の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 低圧 ECCS, RHAR の作動状況 • 注水流量 • 原子炉水位 	
低圧 ECCS 復旧					

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「除熱－1（損傷炉心冷却後の除熱）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心 冷却後の 除熱	1-1	RHR, RHAR 除熱機能確保	<ul style="list-style-type: none"> • RHR の作動状況 • RHAR の起動状況 	
	1-2	原子炉水位 L3～L8 安定の 確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
	1-3	格納容器圧力 <input type="text"/> kPa 以上 又は格納容器温度 <input type="text"/> °C 以上の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 格納容器圧力 • 格納容器温度 	
	1-4	RHR または RHAR による除熱 達成の確認	<ul style="list-style-type: none"> • RHR ポンプ出口流量 • RHR 熱交出入口温度 • 格納容器圧力/温度 	
	1-5	S/P 水位 +1.29m 到達及び 格納容器代替スワッチ起動不 可の確認	<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水位 • 格納容器圧力 • 格納容器温度 • 格納容器代替スワッチ流量 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP 「除熱－2 (RPV 破損後の除熱)」 操作等判断基準一覧

制御項目		判断のための確認項目	操作手順	
RPV 破損後の除熱	1-1	RHR, RHAR 除熱機能確保	<ul style="list-style-type: none"> • RHR の作動状況 • RHAR の起動状況 	
	1-2	格納容器圧力 <input type="text"/> kPa 以上 又は格納容器温度 <input type="text"/> °C 以上の確認		<ul style="list-style-type: none"> • 格納容器圧力 • 格納容器温度
	1-3	RHR または RHAR による除熱達成の確認		<ul style="list-style-type: none"> • RHR ポンプ出口流量 • RHR 熱交出入口温度 • 格納容器圧力 / 温度
	1-4	S/P 水位 +1.29m 到達及び格納容器代替スプレイ起動不可の確認		<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水位 • 格納容器圧力 • 格納容器温度 • 格納容器代替スプレイ流量

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「放出(PCV破損防止)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
PCV破損防止	1-1	格納容器ベント条件の確認	<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水位 • 格納容器圧力 • R/B 水素濃度 • PCV 酸素濃度 	
	1-2	RHR または RHAR による除熱の確認	<ul style="list-style-type: none"> • RHR ポンプ出口流量 • RHR 熱交出入口温度 • 格納容器圧力/温度 	
	1-3	PCV スブレイ可能領域の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 格納容器圧力 • PCV 水素濃度 	
	1-4	PCV スブレイ停止条件到達の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 格納容器圧力 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「水素 (R/B 水素爆発防止)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
R/B 水素爆発防止	I-1 ブローアウトパネル開放条件確認	• R/B 水素濃度	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

AM設備別操作要領書一覧

手順項目	項目概要
HPACによる原子炉注水	HPACポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
RCICによる原子炉注水	RCICポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
CRDによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、CRDポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
SLCによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、SLCポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
RHRによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、RHRポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
LPCSによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、LPCSポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
FLSRポンプによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、FLSRポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
CWTによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG)、高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、CWTポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG)、高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、消火ポンプ、補助消火ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
大量送水車による原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG)、高圧発電機車により弁の駆動電源を確保し、大量送水車により原子炉圧力容器へ注水する。

原子炉注水

手順項目		項目概要
原子炉減圧	S R V 駆動源確保 (窒素ガスポンペ)	S R V 駆動用の窒素ガスポンペが交換圧力まで下降した場合に常用側ポンペから予備側ポンペに切替を行う。
	S R V 駆動源確保 (S R V 電源切替)	S R V 駆動用の電源が喪失した場合に, B-115V 電源から S A 用 115V 電源へ切替を行う。
	S R V 駆動源確保 (S R V 用蓄電池)	S R V 駆動用の電源が喪失した場合に, 蓄電池により電源供給する。
原子炉除熱	R H R による原子炉除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに, 原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し, R H R ポンプにより停止時冷却モードによる発電用原子炉からの除熱を行う。
	C U W による原子炉除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに, 原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し, C U W 非再生熱交換器を用いて発電用原子炉からの除熱を行う。
	R H R による格納容器除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに, 原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し, R H R ポンプにより格納容器の除熱を行う。
格納容器除熱	R H A R による格納容器除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに, 原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し, R H A R ポンプにより B-R H R 熱交換器を用いて格納容器の除熱を行う。
	H V D による格納容器除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに, 原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し, H V D により格納容器の除熱を行う。
	F C V S による格納容器ベント	F C V S により, 格納容器を減圧する。
	耐圧強化ベントによる格納容器ベント	耐圧強化ベントラインにより, 格納容器を減圧する。

手順項目	項目概要
F L S R ポンプによる格納容器スプレイ	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し， F L S R ポンプにより格納容器スプレイを行う。
C W T による格納容器スプレイ	ガスタービン発電機 (G T G)， 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し， C W T ポンプにより格納容器スプレイを行う。
消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ	ガスタービン発電機 (G T G)， 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し， 消火ポンプ， 補助消火ポンプにより格納容器スプレイを行う。
大量送水車による格納容器スプレイ	ガスタービン発電機 (G T G)， 高圧発電機車により弁の駆動電源を確保し， 大量送水車により格納容器スプレイを行う。
大量送水車による原子炉ウエル注水	大量送水車による原子炉ウエル注水時に水位警報回路を有効にする。
F C V S スクラバ容器水位調整	電動弁により， フィルタスクラバ容器の水抜きを行う。
F C V S 停止後の N 2 パージ	可搬式窒素供給装置により， 格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを行う。
耐圧強化ベント停止後の N 2 パージ	可搬式窒素供給装置により， 耐圧強化ベントラインの窒素ガスによるパージを行う。
S / P 水 p H 制御	格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために， サプレッション・プールに薬品を注入する。
C A M S による格納容器水素・酸素濃度測定	C A M S により格納容器内の水素・酸素濃度を測定する。
M C A M S による格納容器水素・酸素濃度測定	M C A M S により格納容器内の水素・酸素濃度を測定する。
F C S による格納容器水素・酸素濃度制御	ガスタービン発電機 (G T G) によりブロワ・弁等の駆動電源を確保し， R H R 系及び R H A R 系にて F C S 冷却器への冷却が可能な時 F C S を起動する。

格納容器機能維持

手順項目		項目概要
ペデスタル注水	F L S R ポンプによるペデスタル注水	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, F L S R ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する。
	C W T によるペデスタル注水	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, C W T ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する。
	消火ポンプまたは補助消火ポンプによるペデスタル注水	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, 消火ポンプ, 補助消火ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する。
	大量送水車によるペデスタル注水	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車により弁の駆動電源を確保し, 大量送水車により原子炉格納容器下部へ注水する。
	F P C による燃料プール除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに, 原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し, F P C ポンプにより燃料プールの除熱を行う。
燃料プール除熱	消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, 消火ポンプ, 補助消火ポンプにより燃料プールへ注水する。
	S F P 監視カメラ用冷却設備起動	燃料プール監視カメラ用冷却設備により燃料プール監視カメラを冷却する。
代替除熱	移動式代替熱交換設備による冷却水確保	ガスタービン発電機 (G T G) により移動式代替熱交換設備, 弁の駆動電源を確保し, 原子炉補機代替冷却系による冷却水確保のための系統構成を行う。
	大型送水ポンプ車による冷却水確保	ガスタービン発電機 (G T G) により弁の駆動電源を確保し, 大型送水ポンプ車による冷却水確保のための系統構成を行う。
	R C W / R S W による冷却水確保	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, R C W ポンプ, R S W ポンプを起動する。

手順項目		項目概要
代替監視	重要計器の電源切替	重要計器の電源が喪失した場合に、B-115V電源からB1-115V(SA)へ切替を行う。
	可搬型計測器による計測	可搬型計測器を使用し、各種パラメータを計測する。
居住性確保	MCRによる居住性確保	ガスタービン発電機(GTG)により空調機・ダンパの駆動電源を確保し、中央制御室の陽圧化を行う。
	SGTによる放射性物質除去	ガスタービン発電機(GTG)によりファン・弁の駆動電源を確保し、SGTにより、原子炉棟の負圧維持及び放射性物質の除去を行う。
	中央制御室の居住性確保	中央制御室に可搬型照明を設置し、酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う。
	待避室の居住性確保	空気ポンベによる中央制御室待避室の陽圧化及び準備を行う。
	GTGによるC, D-M/C受電	ガスタービン発電機(GTG)からC, D-M/Cを受電する。
電源確保	高圧発電機車によるC, D-M/C受電	高圧発電機車からC, D-M/Cを受電する。
	GTGによるSA-L/C, C/C受電	ガスタービン発電機(GTG)を起動し、SA-L/C, C/Cを受電する。
	高圧発電機車によるSA-L/C, C/C受電	高圧発電機車からSA-L/C, C/Cを受電する。
	主要弁の電源切替	主要弁の電源を緊急用電源に切替を行う。

手順項目	項目概要
号炉間融通によるC, D-M/C受電	他号炉DEGからC, D-M/Cを受電する。
低圧電源融通	他号炉DEGからC, D-M/Cを受電する。
HPCS-DEGによるC, D-M/C受電	HPCS-DEGからM/C C系及びM/C D系を受電する。
B1-115V系蓄電池(SA)による 直流B-115V系直流盤受電	B-115V蓄電池からB1-115V蓄電池(SA)に切替え, 直流B-115V系直流盤を24時間以上給電する。
SA用115V系蓄電池(SA)による 直流B-115V系直流盤受電	SA用115V蓄電池(SA)による直流B-115V系直流盤に給電する
直流給電車による直流盤受電	直流給電車から直流母線を受電する。
充電器復旧, 中央監視計器復旧	ガスタービン発電機(GTG), 高圧発電機車等により, 非常用母線受電し直流電源の機能を回復後, 蓄電池室の換気を確保したうえで蓄電池の充電及び中央制御室の計器普及を図る。

電源確保

緊急時対策本部対応手順書と各班の役割

【緊急時対策本部対応手順書】

発電所において重大事故等又は大規模損壊が発生した場合、緊急時体制の発令を行う事象の対応を行う。本手順書は、緊急時体制の発令から解除までの緊急時対策本部内組織が実施する基本的な事項について定めたものであり、具体的な実施事項は事象の内容により緊急時対策本部内の各班が定める手順書を用いて事態の対応並びに進展防止・収束を行う。

班名	手順書の概要
プラント監視班	運転員の任務、事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作、プラントデータ採取・状況まとめ等、プラント監視班の活動内容を定めた手順書 (例) 設備の系統構成、異常状況の把握、プラントデータ採取・状況のまとめ、発電所施設の保安維持
復旧班	復旧作業の実施、消火活動等、復旧班の活動内容を定めた手順書 (例) 可搬型設備の準備、発電所施設の被災状況把握、応急措置のための復旧作業方法の作成、復旧作業の実施、消火活動
技術班	原子炉の事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転に関する技術的措置等、技術班の活動内容を定めた手順書 (例) 原子炉及び燃料プール等の運転に関するデータの収集、分析及び評価、事故の影響緩和及び異常拡大防止に必要な運転に関する技術的措置
放射線管理班	周辺環境の放射能監視及び放出評価、作業に伴う線量管理、放射性物質による汚染の除去等、放射線管理班の活動内容を定めた手順書 (例) 放射性物質の影響範囲の推定、緊急時対策活動に係る立ち入り禁止措置、除去措置及び除染等の放射線管理
支援班	緊急時対策本部の設置、活動資機材調達、避難誘導等、支援班の活動内容を定めた手順書 (例) 緊急時対策本部の設置及び運営の支援、避難誘導、資機材及び輸送手段の確保、救出・医療活動

原子力災害対策手順書一覧

手順項目		項目概要
ルート確保	アクセスルート確保	ホイローダを使用しアクセスルートを確保する。
消火戦略	航空機燃料火災時等における初動対応	化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車、又は、化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び小型放水砲により初期対応における泡消火を行う。
	放水砲による消火活動	海を水源として大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火を行う。
原子炉压力容器への注水戦略	原子炉隔離時冷却系排水処理	「R I C 現場起動による原子炉注水」に伴い発生する排水を移送する。
	蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (補助盤室)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。
	蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。
	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) を駆動させ発電用原子炉を減圧する。
	窒素ガスボンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策	格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態 (2 P d) において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、窒素ガス供給設備の供給圧力を調整する。

手順項目		項目概要
水素爆発防止戦略	水素爆発防止のための原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順	原子炉建物内に水素ガスが漏えいし、原子炉建物内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放し、原子炉建物オペレーティングフロア天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建物内における水素ガスの滞留を防止する。
原子炉格納容器除熱戦略	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換	格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。
	第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給	スクラバ容器水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、第1ベントフィルタスクラバ容器補給水ラインから第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。
	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換	原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式格納容器窒素供給装置設備により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。
燃料プール注水戦略	格納容器フィルタベント系系統構成	格納容器フィルタベント前にFCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を実施する。
	原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ	燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水により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。また、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。
	燃料プールの漏えい緩和	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、漏えいするプールの流れやプールの水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。
	放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するため大型送水ポンプ車、放水砲により原子炉建物に放水する。
放射性物質拡散抑制	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	原子炉建物放水設備の影響により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質吸着材により汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
	シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	原子炉建物放水設備の影響により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

手順項目	項目概要
ガスタービン発電機の現場起動による電源確保	ガスタービン発電機を現場で起動して緊急用M/Cを受電する。
高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保	高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続してM/C C系又はM/C D系を受電する。
高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保	高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続してM/C C系又はM/C D系を受電する。
高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M/C電源確保	高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続して緊急用M/Cを受電する。
高圧発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電源確保	中央制御室排風機の電源を可搬ケーブルを使用して、SAコントロールセンタから給電する。
直流給電車を使用した直流盤電源確保	直流給電車をB-115V系直流盤, 230V系直流盤(RCIC), B-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)に接続し, 直流電源を給電する。
大量送水車を使用した送水	大量送水車を使用して, 各水源から接続口までの送水を実施する。
海水を使用した水源の補給	大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用して, 海を水源とした各水源への補給を実施する。
大量送水車を使用した送水/補給	大量送水車を使用して, 各水源への補給を実施する。

手順項目	項目概要
軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載	ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用してタンクローリへ軽油の補給を行う。
タンクローリから各機器等への給油	可搬型重大事故等対処設備等への給油が必要な場合、タンクローリを用いて、可搬型重大事故等対処設備等へ給油する。
移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保	原子炉補機代替冷却系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
大型送水ポンプ車を使用した海水供給	大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却系へ直接海水を送水することにより最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
データ伝送設備（発電所内）によるプラントパラメータ等の監視手順	安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置によるプラントパラメータ等の伝送状態を確認する。
SPDSによるパラメータ記録結果の保存	SPDS伝送サーバ（1, 2系）に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。
中央制御室チェンジングエリアの設営及び運用手順	モニタリング及び作業服の着替え等を行うためにチェンジングエリアの設営及び運用を行う。
可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定	可搬式モニタリング・ポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。
可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定	モニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定を行う。
放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。

その他

手順項目	項目概要
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	放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイ・メータ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ）により空気中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。
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	発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、放射能測定装置により、放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量の測定を行う。放射能測定装置により、監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。
モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	放射性物質の放出によりモニタリング・ポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌除去等により、バックグラウンドを低減する。
可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	放射性物質の放出により可搬式モニタリング・ポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、除草、周辺の土壌除去等により、バックグラウンドを低減する。
可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	可搬式気象観測装置により発電所における風向、風速及びその他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。
海上モニタリング測定	小型船舶を使用し、放射能測定装置により空気中及び水中の放射性物質の濃度や放射線量の測定を行う。
放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策	放射能測定装置の検出器を遮へい材で囲むこと等によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。
緊急時対策本部内可搬式エリア放射線モニタ設置	緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため、緊急時対策所内に可搬式エリア放射線モニタを設置する。
緊急時対策所空気浄化装置運転	緊急時対策所で活動する緊急時対策要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所空気浄化装置を起動する。

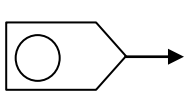
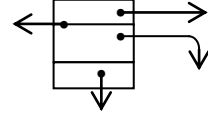


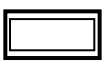
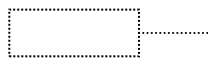

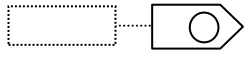
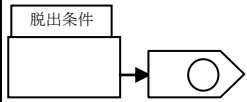
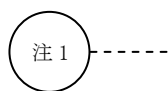
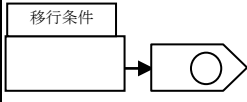
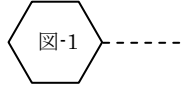
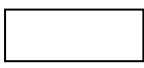
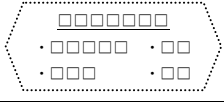
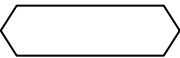
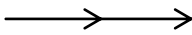
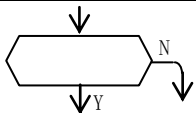
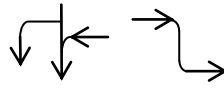
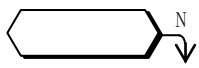
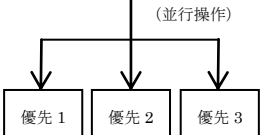
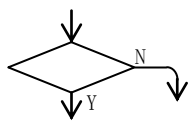
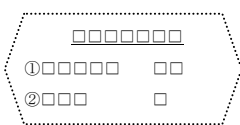
その他

手順項目	項目概要
緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	緊急時対策所空気浄化装置運転，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。
緊急時対策所空気ボンベ加圧装置設備による空気供給準備	緊急時対策所空気ボンベによる緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成を行い，漏えい等がないことを確認し，切り替えの準備を行う。
緊急時対策所空気浄化装置から緊急時対策所空気ボンベへの加圧設備への切替	格納容器ベントを実施する場合に備え，緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所空気ボンベに切り替えることにより，緊急時対策所への外気の流入を遮断する。
緊急時対策所空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替	周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にブルーム通過後の緊急時対策所空気ボンベから緊急時対策所空気浄化送風機への切り替えを行う。
緊急時対策所空気浄化装置の待機側への切替	緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切り替えが必要となった場合に，待機側を起動し，切り替えを実施する。
緊急時対策所用発電機準備	緊急時対策所用発電機の可搬ケーブル接続を行う手順を整備する。
緊急時対策所用発電機起動	緊急時対策所の必要な負荷は，2号炉の非常用低圧母線より受電されるが，同母線より受電できない場合は，可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機から給電する。
緊急時対策所用発電機の切替	2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合において，早期の電源回復が不能の場合で，緊急時対策所用発電機を運転した際は，燃料補給のため緊急時対策所用発電機を切り替える。
緊急時対策所用発電機の並列運転	格納容器ベントに備える必要がある場合に備え，緊急時対策所用発電機の待機側発電機の並列運転を行う。
緊急時対策所用発電機（予備）の切替手順	緊急時対策所用発電機が2台損傷した場合に，緊急時対策所用発電機（予備）へ切り替える。

その他

手順項目	項目概要
緊急時対策所チェンレンジングエリアの設営及び運用手順	緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためにチェンレンジングエリアの設営及び運用を行う。
放射線管理用資機材の維持管理等	緊急時対策所には、7日間外部からの支援がなくとも緊急時対策要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンレンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。
飲料水、食料等の維持管理	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、少なくとも外部からの支援なしに7日間、活動するために必要な飲料水、食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理する。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順	原子炉棟内部の負圧を確保するために必要な場合は原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを閉止する。
その他	

EOP/SOPフローチャート凡例

記号	記号の意味	記号	記号の意味
1	 <ul style="list-style-type: none"> 他の制御からの導入 (常に左から入る) ○内は矢羽根連携ナンバーを記載 	12	 <ul style="list-style-type: none"> パラメータ別の移行先
2	 <ul style="list-style-type: none"> 他の制御への導入 (常に右へ出る) ○内は矢羽根連携ナンバーを記載 	13	 <ul style="list-style-type: none"> Yになる前に事前操作, 判断 Xになる前に事前操作, 判断
3	 <ul style="list-style-type: none"> 主制御名称 	14	 <ul style="list-style-type: none"> 操作毎に特記すべき注意書
4	 <ul style="list-style-type: none"> 各制御名称 	15	 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器制御導入条件補足
5	 <ul style="list-style-type: none"> 各 EOP 制御から「スクラム」(RC)へ脱出するための条件。 条件の内、一つでも満足された場合は「スクラム」(RC)へ脱出する。 フローシートの上部に置き、指揮者の常時監視項目である。 	16	 <ul style="list-style-type: none"> フローチャート別, 注意-1 注意事項の解説がある項目については注意事項の枠内で # 4 と二重の記載がある。
6	 <ul style="list-style-type: none"> 「スクラム」(RC)以外の制御へ移行するための条件。 この条件が成立した場合, 他の制御へ移行する。 フローシートの関係箇所に置き, 指揮者の常時監視項目である。 	17	 <ul style="list-style-type: none"> フローチャート別, 図-1
7	 <ul style="list-style-type: none"> 確認 	18	 <ul style="list-style-type: none"> 操作および確認目的の視認向上を目的に下線を使用する。
8	 <ul style="list-style-type: none"> 操作 	19	 <ul style="list-style-type: none"> 各操作ステップ間の連絡線には移行方向を明確にするため三角矢印を適所に用いる
9	 <ul style="list-style-type: none"> 操作判断 	20	 <ul style="list-style-type: none"> 各操作ステップ間の連絡線の曲り箇所は, ステップ記号の視認性向上を目的に曲線とする。
10	 <ul style="list-style-type: none"> 待ち (監視操作継続) 脱出条件または移行条件が満足されるまで監視操作継続。 操作が遂行できなければ (No) 次の操作へ移行する。 	21	 <ul style="list-style-type: none"> 各制御または各ステップ操作, 確認等が並行操作であり, かつ優先順位がある場合には, 左から優先順位順に記載する。
11	 <ul style="list-style-type: none"> 判断 	22	 <ul style="list-style-type: none"> 操作ステップ内の目的操作, 確認等に優先順位がある場合には, 丸数字により優先順位を記載する。

重大事故等対策における作業ごとの想定時間の設定について

1. 想定時間の設定における基本事項

(1) 体制

重大事故等対策における作業ごとの想定時間は、重大事故等対策の有効性評価を考慮し、中央制御室の当直（運転員）1名及び現場運転員4名にて行うものとする。また、中央制御室の当直（運転員）1名は運転操作を実施するが、現場運転員は、2名／1組×2チームを構成し、現場対応を行うこととしている。

2. 運転員における移動時間

運転員の移動時間を想定するに当たり、考慮した事項は以下のとおり。

(1) 放射線防護具着用時間

重大事故等時を考慮した現場環境を仮定し、放射線防護具類の着用時間を作業ごとの想定時間に加味した。なお、着用時間は訓練にて計測した時間であり、移動時間に考慮した放射線防護具の着用時間を第1表に示す。

第1表 移動時間に考慮した防護具の着用時間

項目	装備	想定時間	備考
初動対応時における装備 (高湿度環境下の作業)	酸素呼吸器, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服, 耐熱服	30分	インターフェイス システム L O C A の移動時間で想定

(2) 移動時間

当直（運転員）は中央制御室を移動開始起点とし、建物内は実測により算定している。また、有線式通信設備の敷設を考慮し、移動時間を1.5倍としており、更に扉の開閉等を考慮し、移動時間を設定している。

また、移動時間において考慮した現場環境を第2表に、移動時間において考慮した事項を第3表に示す。

第2表 移動時間において考慮した現場環境について

項目	算定の考え方	考慮有無
照明	可搬型照明（ヘッドライト）又は懐中電灯を使用することにより、個別操作時間に有意な影響がないことを訓練により確認した。	移動時間への考慮不要
地震	常設及び仮設資機材設備は固縛・転倒防止措置を実施することにより、影響がない。また、資機材設備が転倒した場合であっても、通行可能な通路幅、乗り越え又は迂回が可能である。	移動時間への考慮不要

第 3 表 移動時間において考慮した事項について

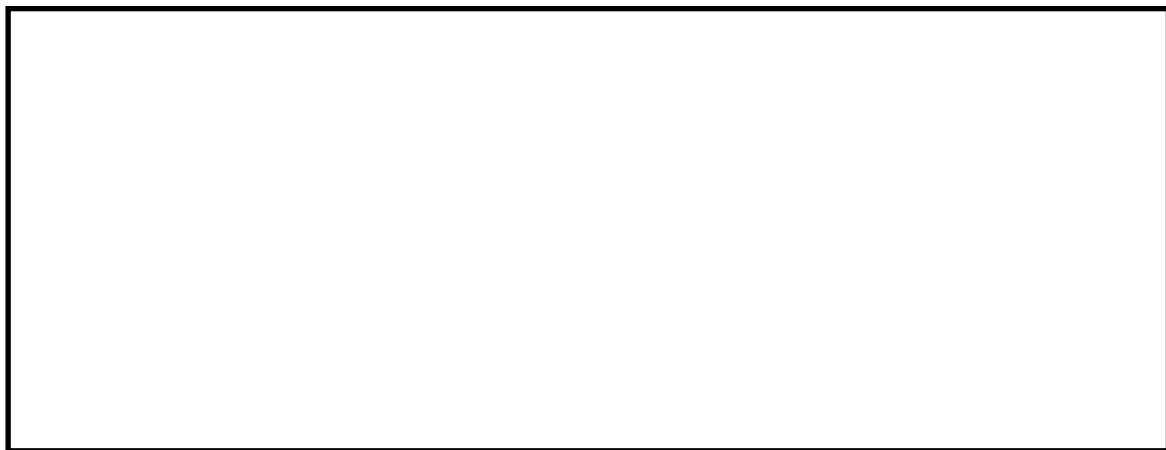
項目		算定の考え方	考慮有無
通信	有線式 通信設備	運転員は 2 人以上で 1 組のチームを組み、作業を実施するため、移動時において 1 名が通信設備の準備を実施することが可能。また、有線式通信設備の敷設による移動時間への影響は実測時間の 1.5 倍とし、想定時間を上回ることがないことを確認した。	1.5 倍を考慮
水密扉		訓練により計測した時間を切り上げた時間、又は設備設計により設定した時間に保守性を加えた時間とした。	60 秒

3. 運転員における作業時間

運転員の作業時間を想定するに当たり、考慮した事項は以下のとおり。

(1) 中央制御室内における盤配置

常設重大事故等対処設備の運転操作のため、中央制御室に重大事故 操作盤が設置される。なお、中央制御室における制御盤の配置を第 1 図に示す。



第 1 図 中央制御室における制御盤の配置図

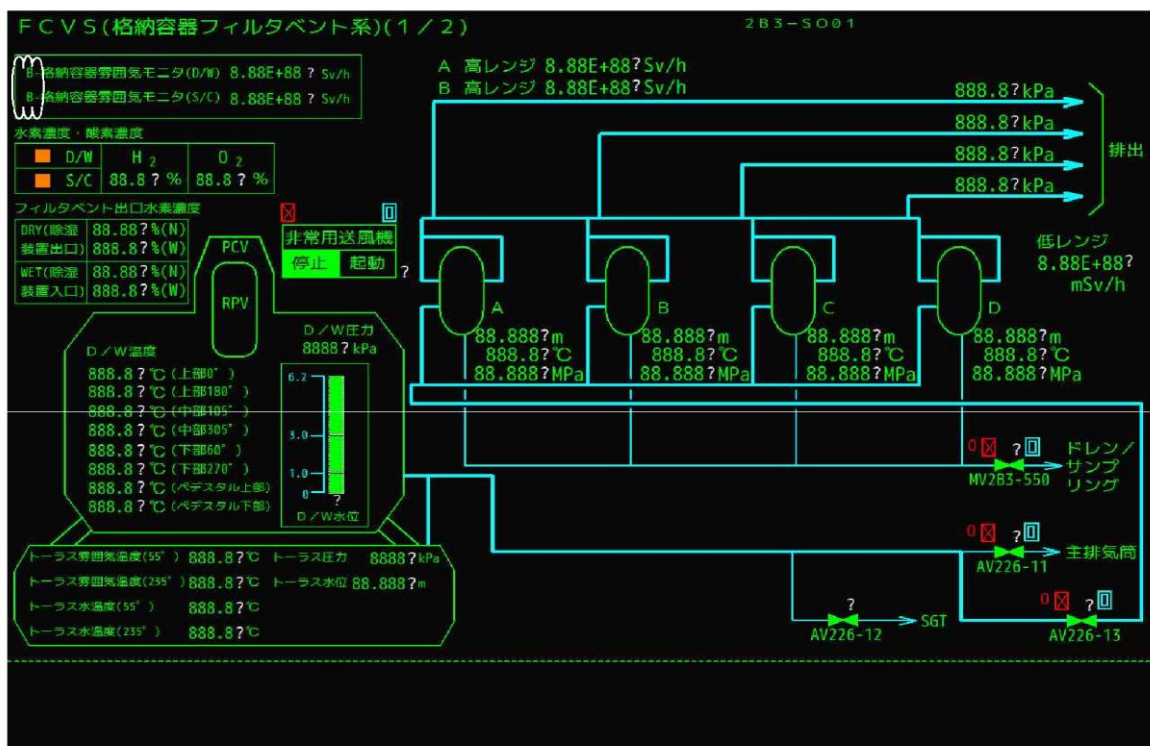
(2) 中央制御室操作

訓練にて計測した時間により設定した。また、新規に設置される設備については類似機器により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお、中央制御室における運転員の作業に関し考慮した事項を第 4 表に、タッチパネル式である重大事故操作盤の監視操作画面（イメージ図）を第 2 図に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 4 表 中央制御室における運転員の作業に関し考慮した事項

項目	算定の考え方	時間
操作スイッチ (移動, 確認含む。)	訓練により計測した時間を切り上げた時間, 又は設備設計により類似した機器を選定し, その選定した類似機器による訓練にて計測した時間を切り上げた時間とした。また, タッチパネル画面は 1 操作の想定時間を算定した。	60 秒/操作
計器の確認	訓練により計測した時間を切り上げた時間。	20 秒/操作
電動弁	訓練, 実際の操作により測定した時間から, 想定時間を算定した。	—



第 2 図 監視操作画面 (イメージ図)

(3) 現場操作

訓練にて計測した時間により設定した。また, 新規に設置される設備については類似機器により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお, 現場における運転員の作業に関し考慮した事項を第 5 表に示す。

第 5 表 現場における運転員の作業に関し考慮した事項

項目	算定の考え方	時間
電動弁 (現場操作) 手動弁	訓練により計測した時間又は、操作できない弁は同型弁を訓練により計測した時間。	—
電源関係 (M/ C, L/C 等)	訓練により計測した時間を切り上げた時間で想定時間を算定した。	—
その他	盤扉の操作時間を訓練により計測し、その時間を切り上げた時間で想定時間を算定した。	—

島根原子力発電所 2 号炉

有効性評価における重大事故対応時の
手順について

< 目 次 >

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
 - 1.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 1.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 1.3 全交流動力電源喪失
 - 1.3.1 全交流動力電源喪失（長期T B）
 - 1.3.2 全交流動力電源喪失（T B U）
 - 1.3.3 全交流動力電源喪失（T B D）
 - 1.3.4 全交流動力電源喪失（T B P）
 - 1.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 1.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 1.4.2 残留熱除去系が故障した場合
 - 1.5 原子炉停止機能喪失
 - 1.6 L O C A時注水機能喪失
 - 1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）
2. 運転中の原子炉における重大事故
 - 2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 2.1.1 残留熱代替除去系を使用する場合
 - 2.1.2 残留熱代替除去系を使用しない場合
 - 2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 2.4 水素燃焼
 - 2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
3. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 3.1 想定事故1
 - 3.2 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のある事故
 - 4.1 崩壊熱除去機能喪失
 - 4.2 全交流動力電源喪失
 - 4.3 原子炉冷却材の流出
 - 4.4 反応度の誤投入 ※重大事故等の対策は、全て自動で作動するため、手順による対応は不要。

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

1.1 高圧・低圧注水機能喪失

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。

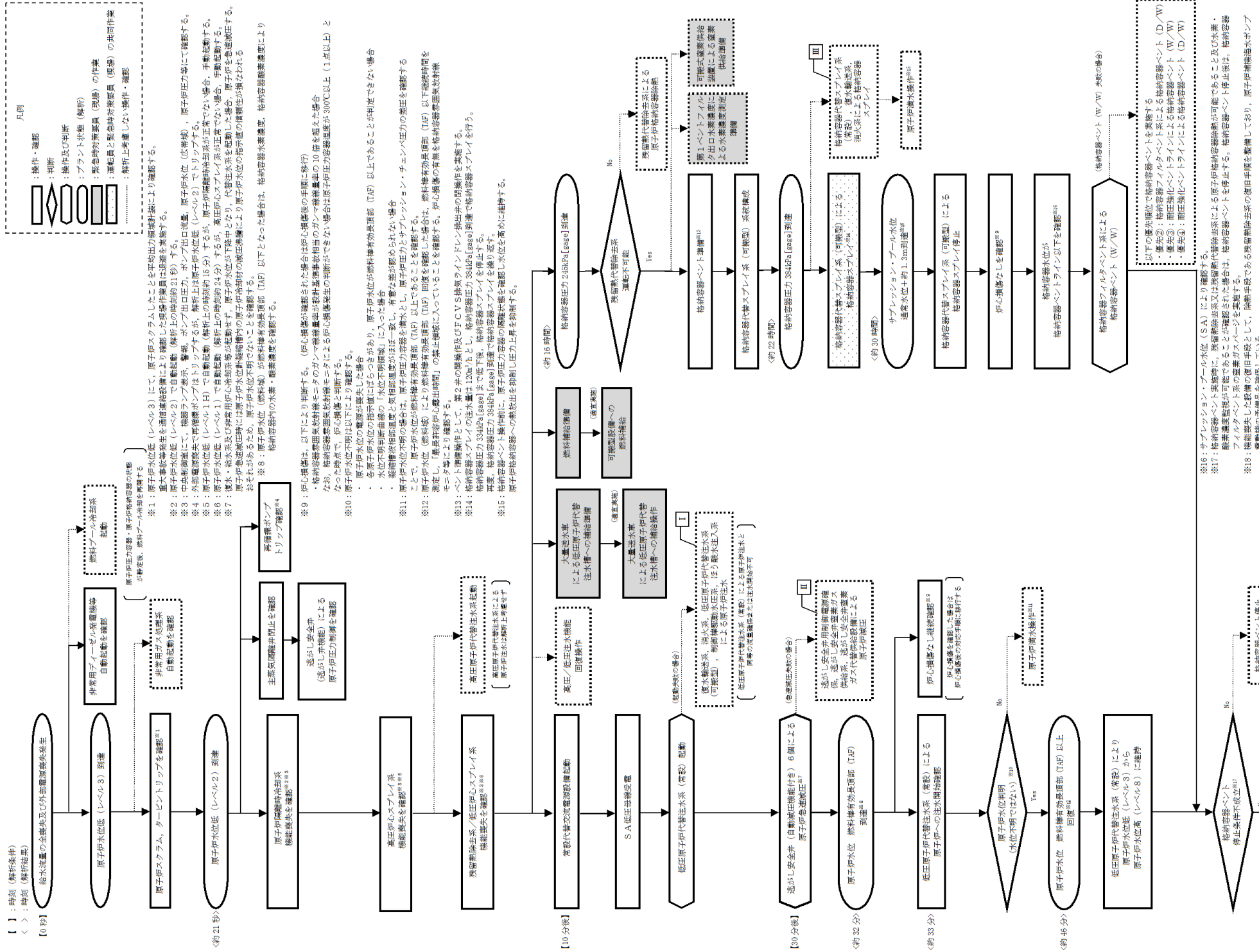
基本的な考え方

逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

- 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 高圧・低圧注水機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- 格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却
- 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

解析上の対応手順の概要フロー



低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉水位を維持し、格納容器ベントによる格納容器圧力の低下を確保する。また、格納容器代替注水系（可搬型）により炉心冷却を行う。逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。

【有効制御の現象としては見えないが、他に留意する点】
 I：原子炉圧力容器と冷却水循環系は連通しているが、炉心損傷による炉心溶融が進行している場合、炉心溶融による炉心損傷が進行している可能性がある。炉心溶融による炉心損傷が進行している場合、炉心溶融による炉心損傷が進行している可能性がある。炉心溶融による炉心損傷が進行している場合、炉心溶融による炉心損傷が進行している可能性がある。
 II：逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。
 III：格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却を実施する。炉心損傷による炉心溶融が進行している場合、炉心溶融による炉心損傷が進行している可能性がある。

凡例
 ◻：操作・確認
 ◻：判断
 ◻：操作及び判断
 ◻：アラート状態（解析）
 ◻：緊急時対策要員（現場）の作業
 ◻：運転員と緊急時対策要員（現場）の共同作業
 ……：解析上考慮しない操作・確認

- ※1：原子炉水位（レベル3）にて、原子炉スクラムしたところを平均出力運転状態により確認する。
- ※2：原子炉水位（レベル2）で自動起動（解析上の時刻約21秒）する。
- ※3：中央制御室にて、格納容器トリップするが、解析上は原子炉水位（レベル2）でトリップする。
- ※4：外部電源喪失で再稼働がトリップするが、解析上は原子炉水位（レベル2）でトリップする。
- ※5：原子炉水位（レベル1H）で自動起動（解析上の時刻約15分）するが、原子炉減圧時に正常でない場合、手動起動する。
- ※6：原子炉水位（レベル1L）で自動起動（解析上の時刻約24分）するが、高圧注水機能が正常でない場合、手動起動する。
- ※7：炉心、格納容器トリップに伴う炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低下となり、炉心損傷が進行する。原子炉を急速減圧する。原子炉減圧時には原子炉水位制御設備内の原子炉水位計が故障している可能性がある。原子炉水位（レベル1）を確認する。
- ※8：原子炉水位（燃料液）が燃料槽有効高水位（TAF）以下となった場合は、格納容器減圧装置、格納容器減圧装置により格納容器内の水を、格納容器減圧装置で確認する。
- ※9：炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷の手順に移行）
 ・格納容器減圧装置の炉心損傷モニタのガンマ線量率計が設計基準値を超過する場合は原子炉圧力容器温度が300℃以上（1.1原上）となつた時点で、炉心損傷と判断する。
 ・原子炉水位（レベル1）が燃料槽有効高水位（TAF）以下となった場合は、炉心損傷と判断する。
 ・原子炉水位（レベル1）が燃料槽有効高水位（TAF）以下となった場合は、炉心損傷と判断する。
- ※10：原子炉水位（レベル1）が燃料槽有効高水位（TAF）以下となった場合は、炉心損傷と判断する。
- ※11：原子炉水位（レベル1）が燃料槽有効高水位（TAF）以下となった場合は、炉心損傷と判断する。
- ※12：原子炉水位（レベル1）が燃料槽有効高水位（TAF）以下となった場合は、炉心損傷と判断する。
- ※13：ベント作業者として、第2弁の開閉及びCVS排気ライン排出弁の開閉作業を実施する。
- ※14：格納容器圧力354kPa（表圧）まで低下後、格納容器スプレイスを停止する。
- ※15：格納容器ベント作業者は、原子炉圧力容器の隔離状態を確認し水位を高め維持する。
- ※16：サブプレッション・プール水位（SA）により確認する。
- ※17：格納容器ベント実施時に、格納容器又は格納容器減圧装置による原子炉格納容器除熱が可能であること及び水素・酸素濃度を監視することを確認された場合は、格納容器ベントを停止する。
- ※18：格納容器減圧装置の動作確認として、除熱手段である格納容器減圧装置の動作確認を実施することを確認する。

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

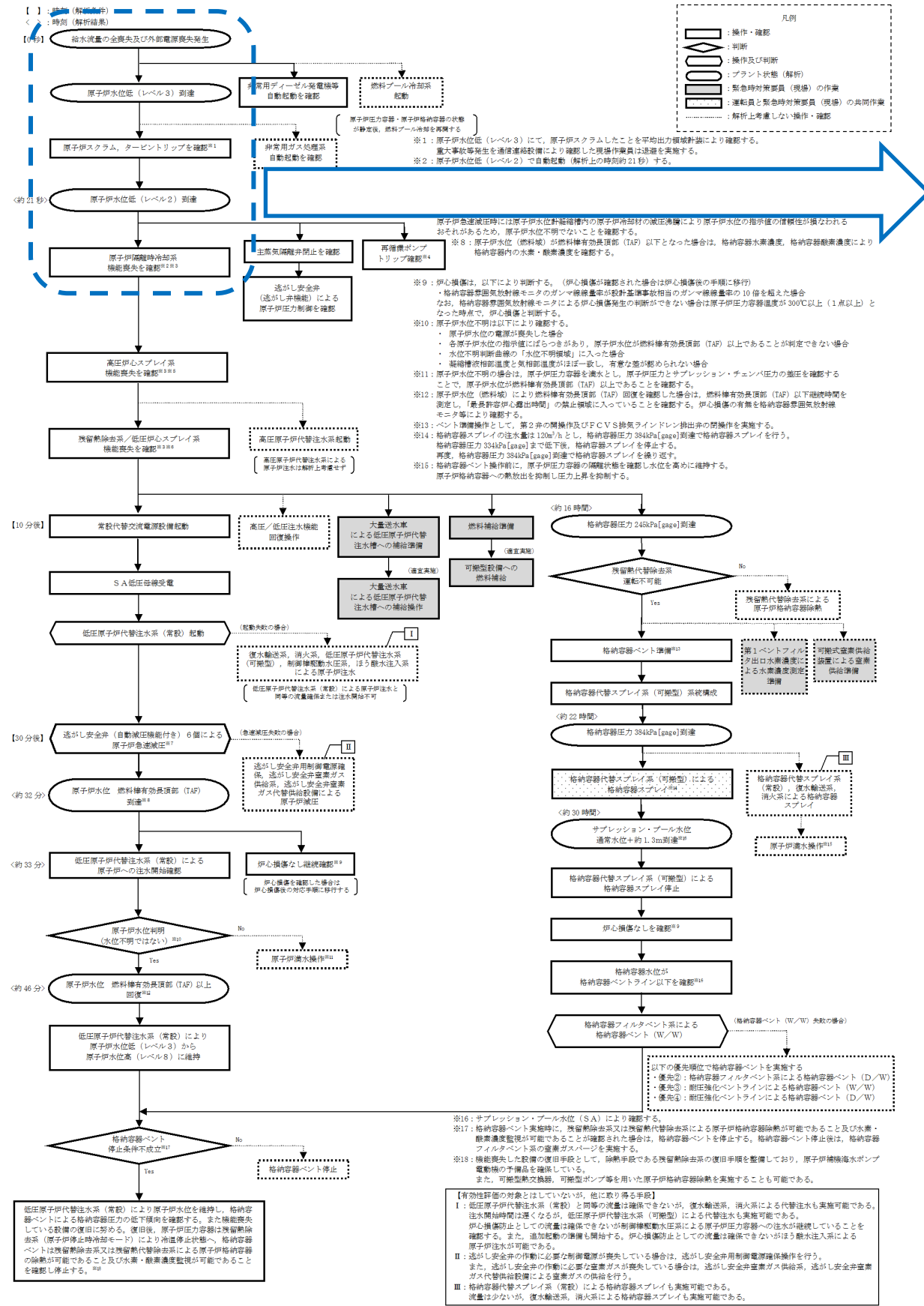
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

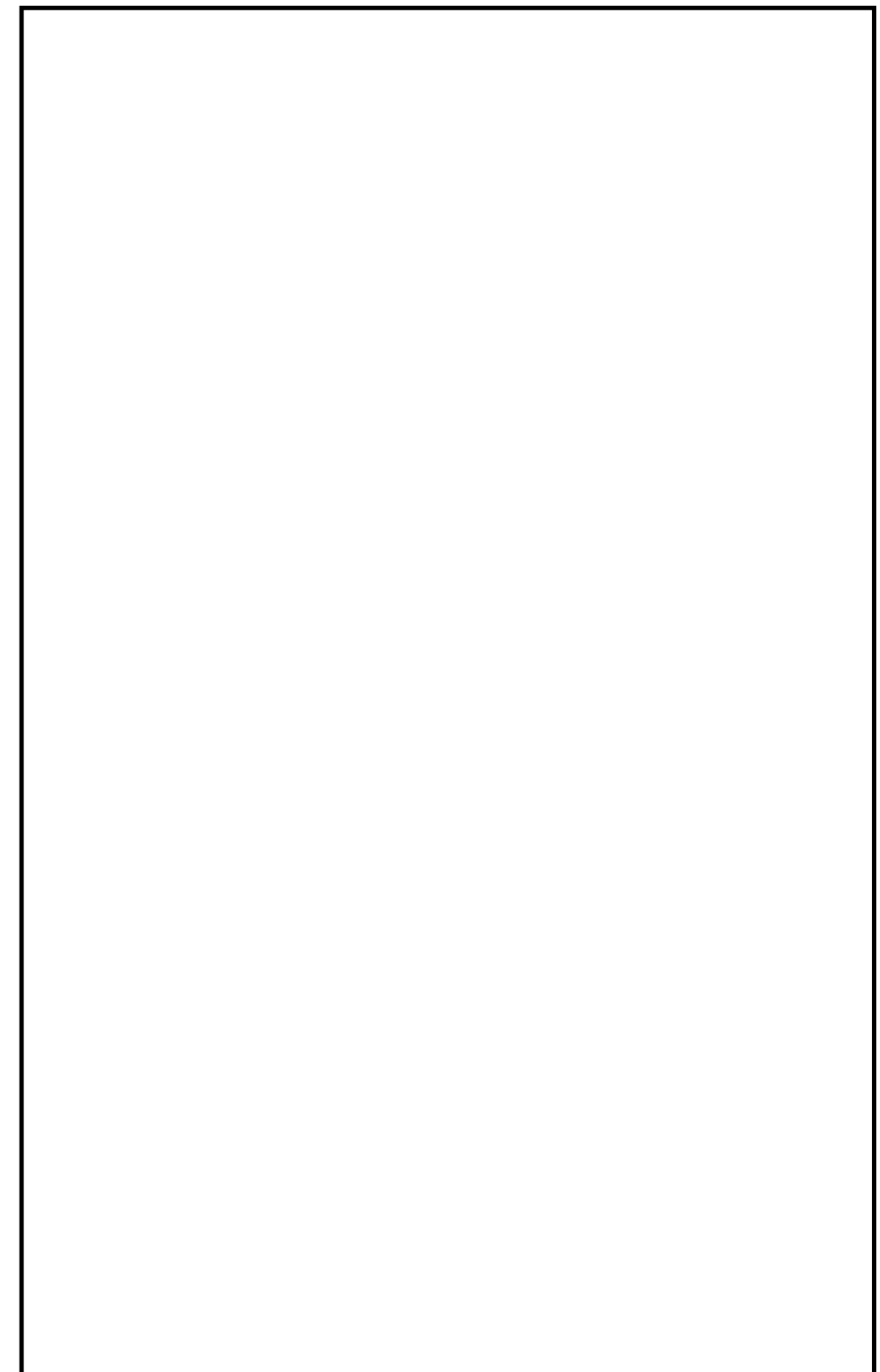
解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」

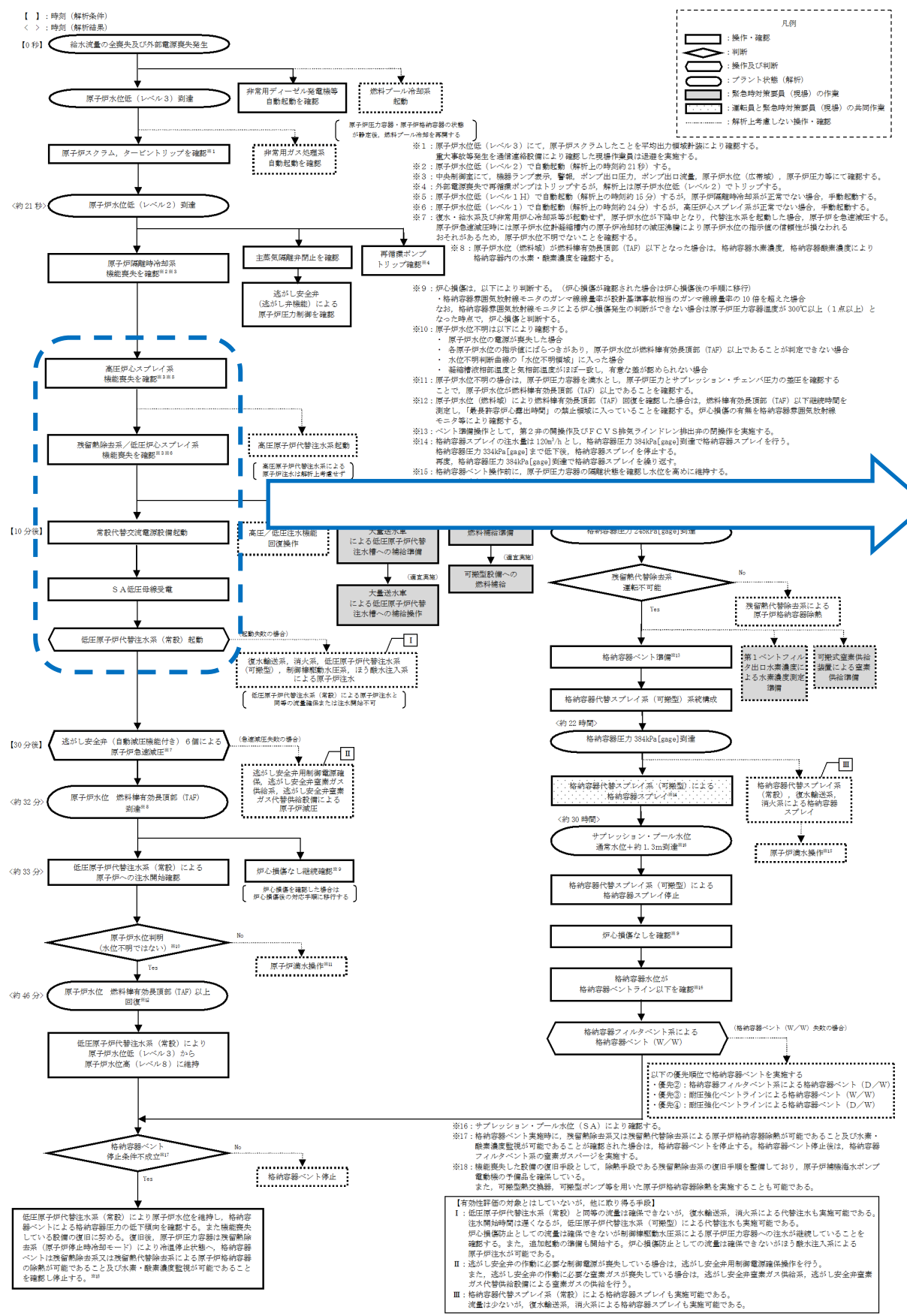


給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「**事故時操作要領書 (徴候ベース)**」における**原子炉制御「スクラム (RC)」**を導入する。

「スクラム」
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉水位は全給水喪失し、原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが高圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水が不可となる。**原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため、原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。**
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。
逃がし安全弁の動作により、格納容器圧力が上昇する。**ドライウエル圧力 13.7kPa [gauge] 到達で格納容器制御「PCV圧力制御 (PC/P)」へ移行する。**

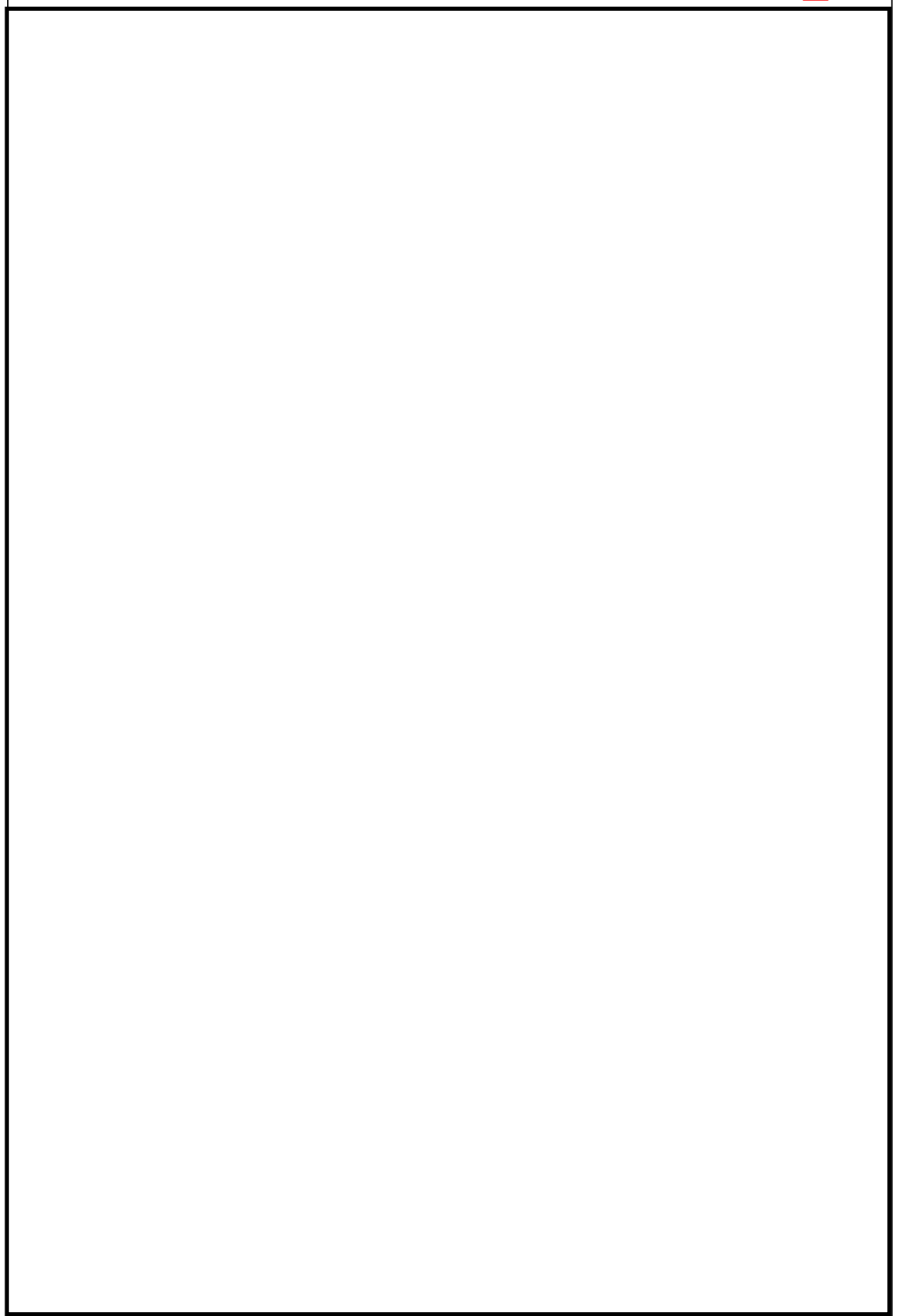
- AM設備別操作要領書
- 原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」 B



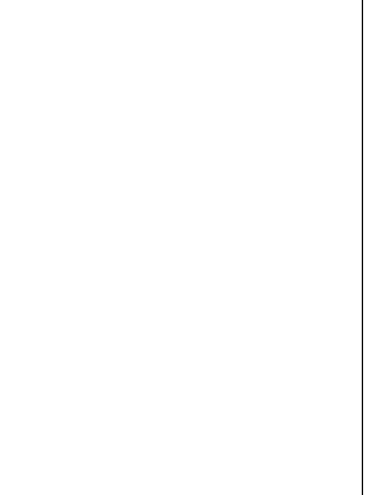
操作補足事項

「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。
 全給水喪失し原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系の起動に失敗し原子炉水位の低下が継続する。**ガスタービン発電機起動及び低圧原子炉代替注水系 (常設) を起動し不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

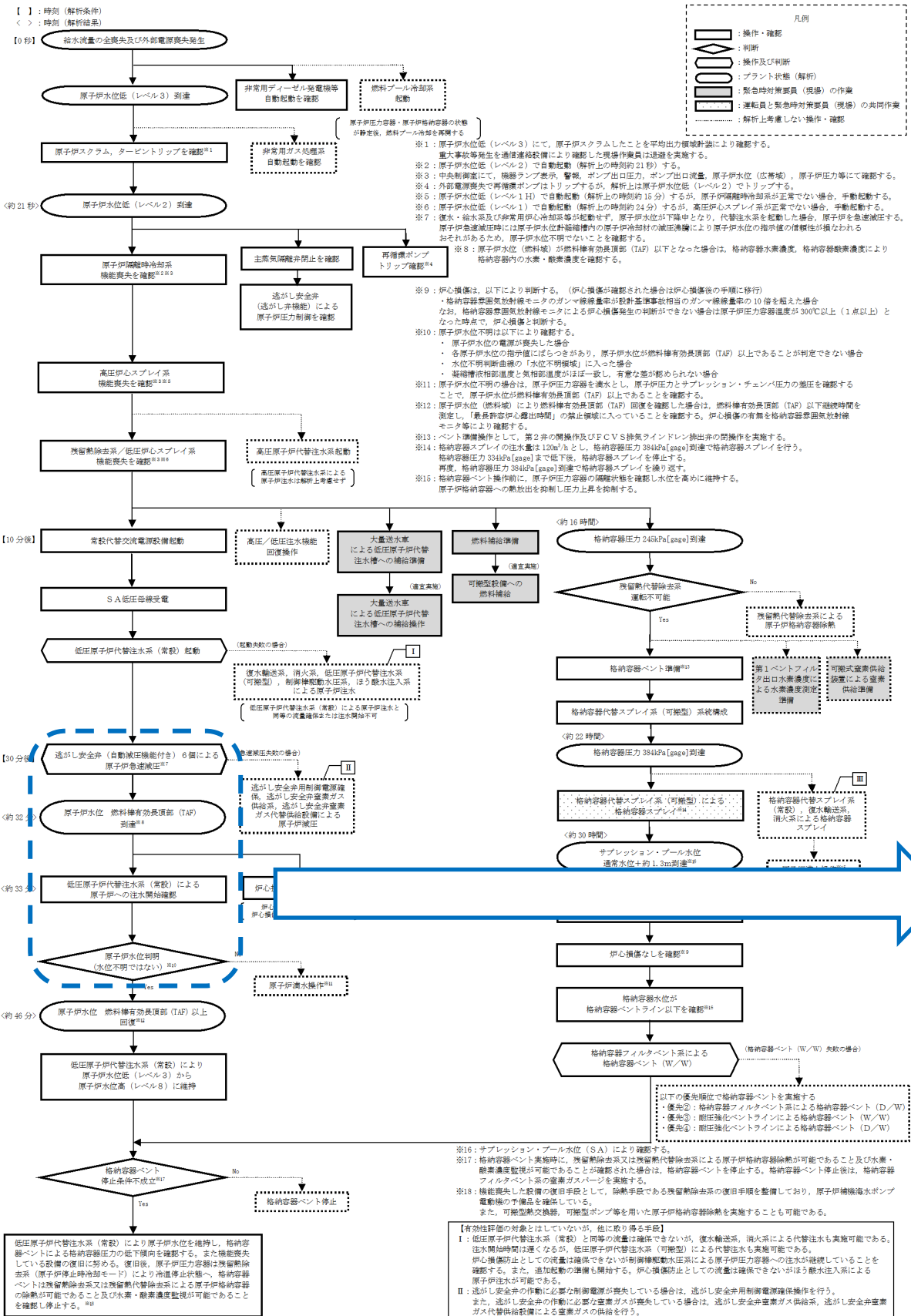
- AM 1**: 「原子炉注水戦略」
- ・ FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書



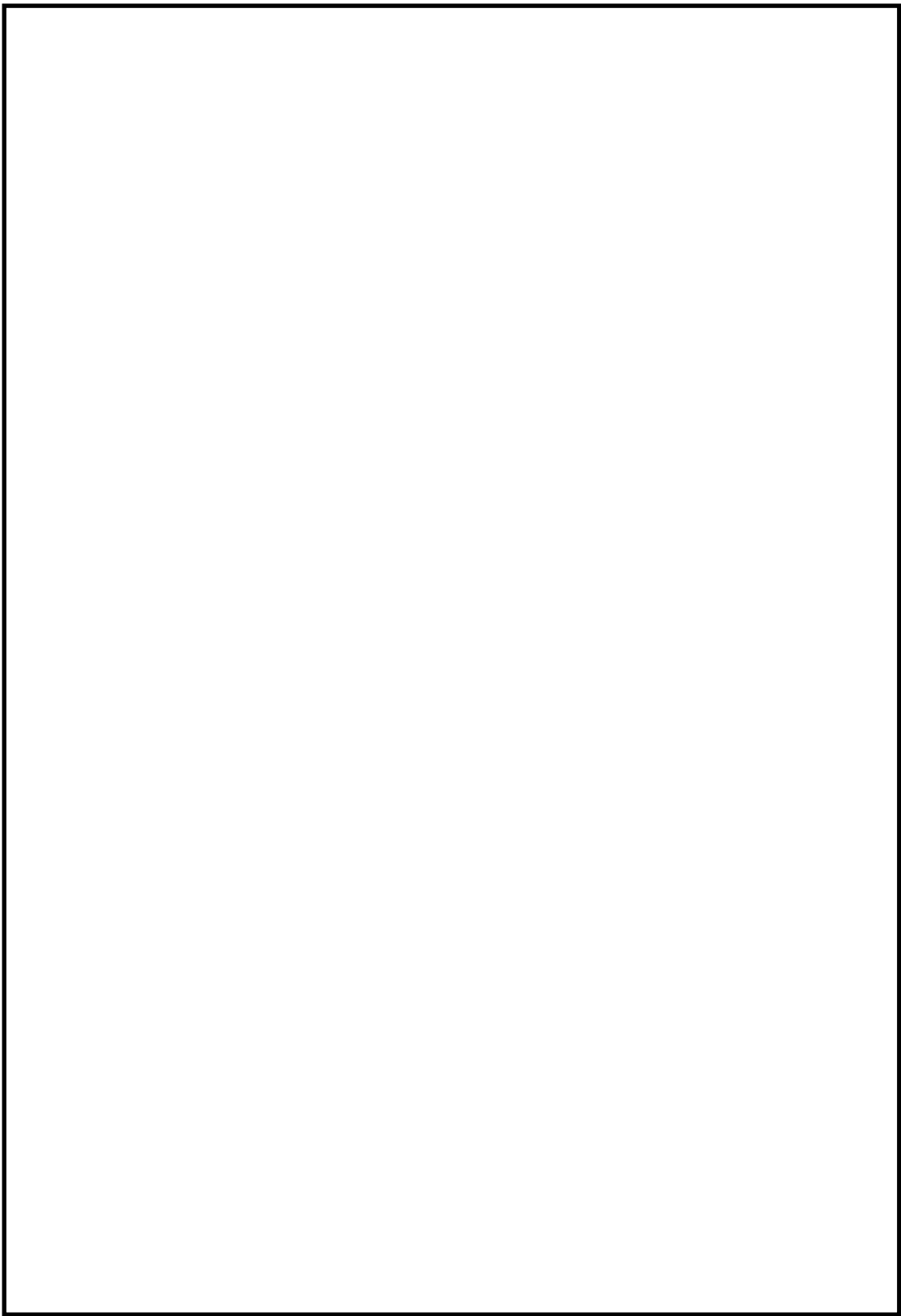
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



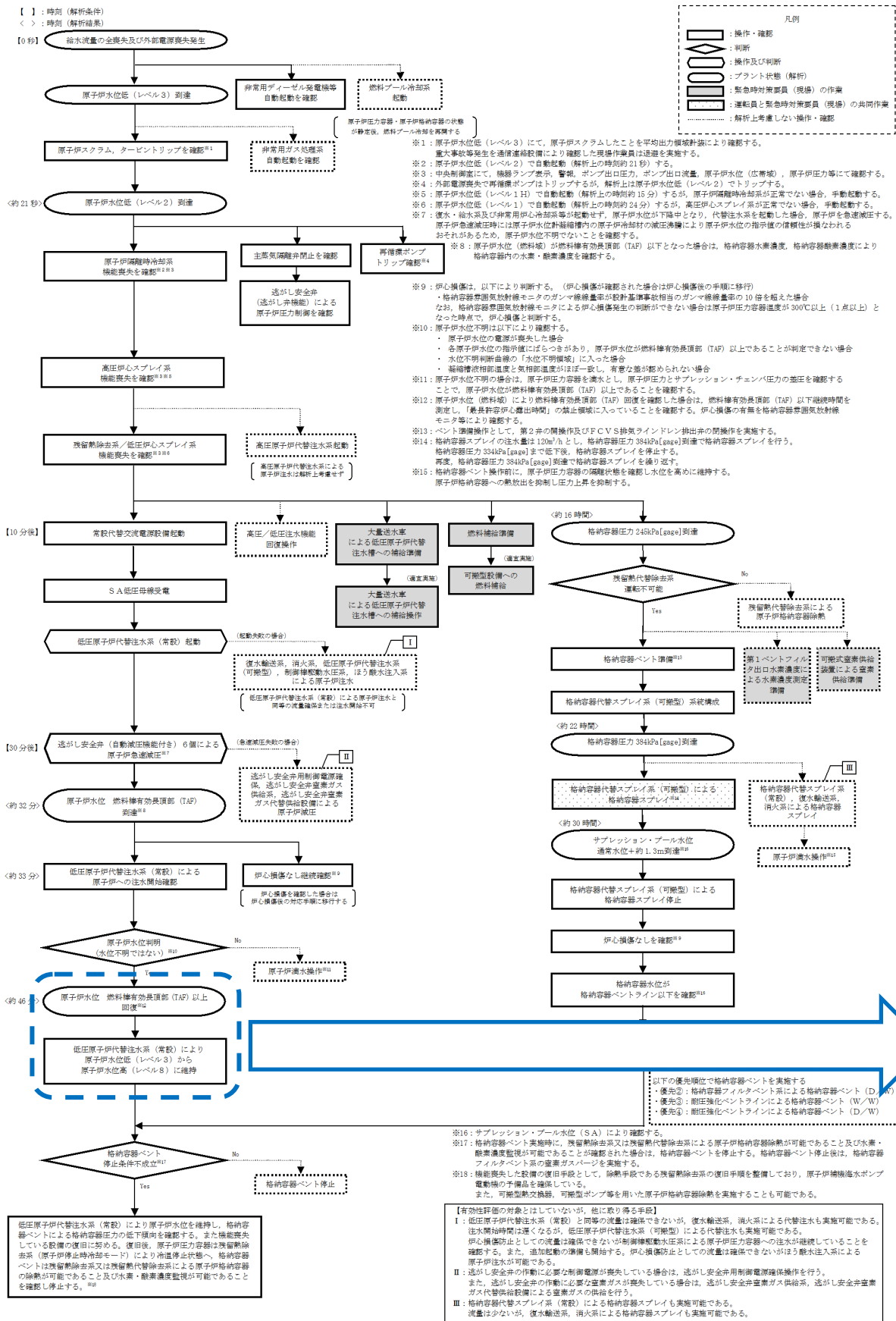
操作補足事項

「急速減圧」
 低圧代替原子炉注水系（常設）が起動していることを確認し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個を全開し原子炉を減圧する。
原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復（C1）」へ移行する。

AM設備別操作要領書

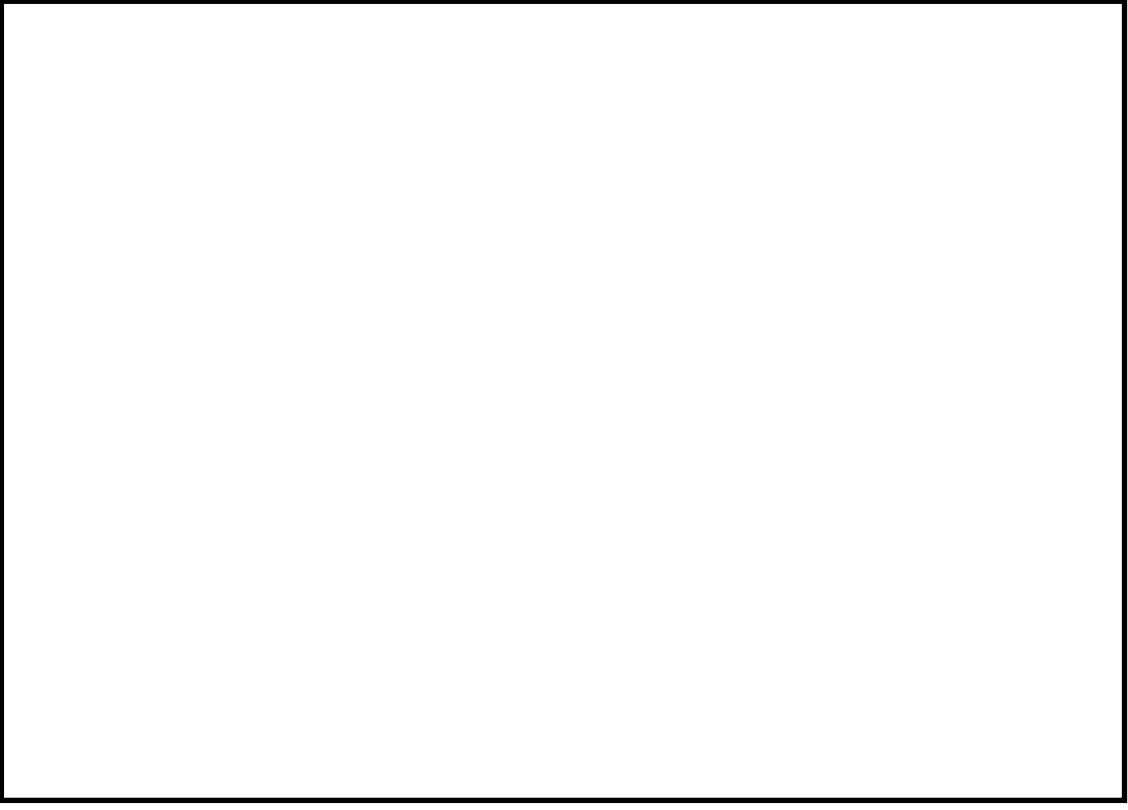
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

「水位回復」
原子炉減圧により、低圧原子炉代替注水系（常設）から原子炉へ注水が開始し、**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上になれば、原子炉制御「水位確保（RC/L）」へ移行する。**

「水位確保」
低圧原子炉代替注水系（常設）により、**原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できるため、原子炉制御「スクラム（RC）」へ移行する。**

AM設備別操作要領書



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

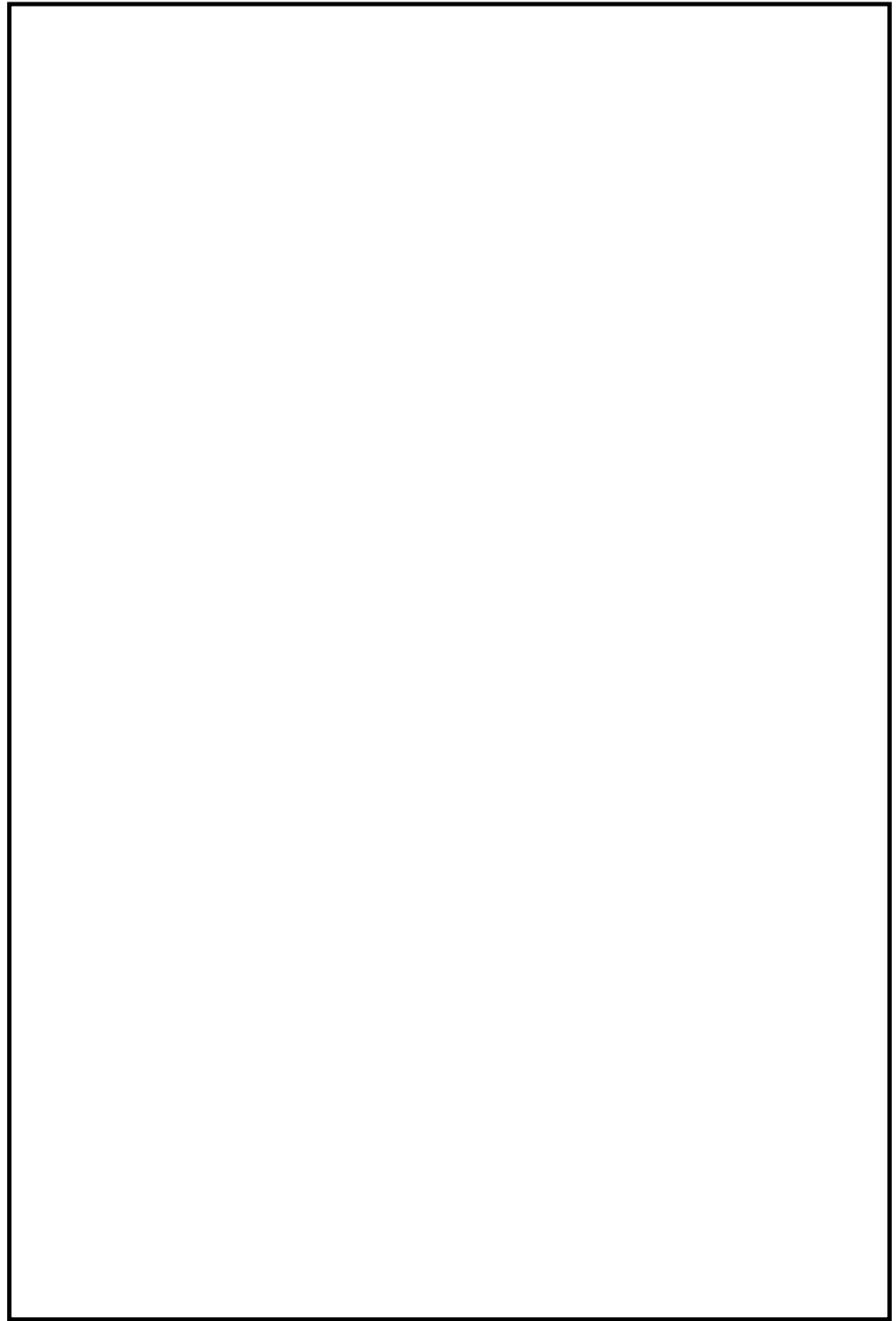
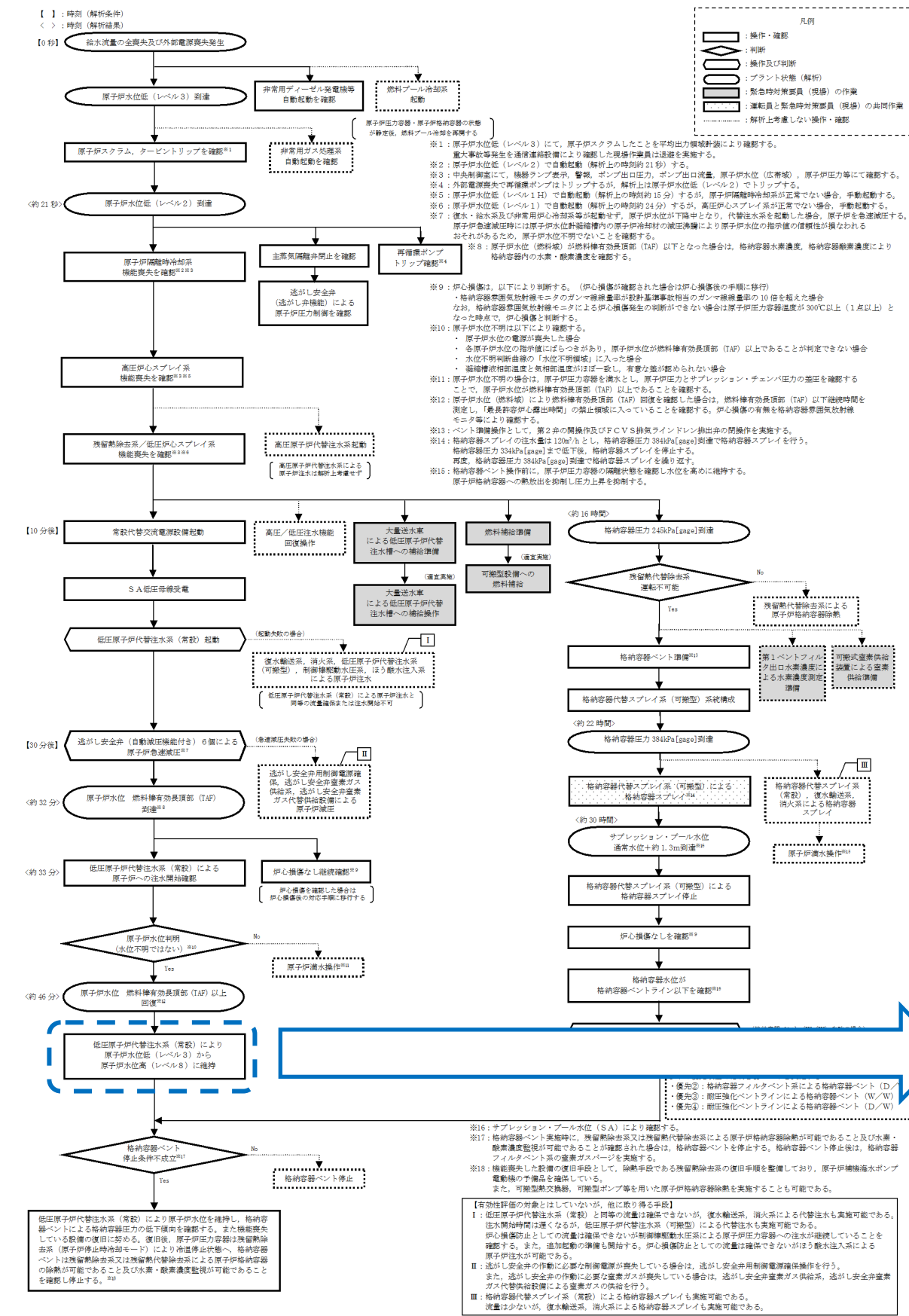
操作補足事項

「スクラム」
原子炉水位を継続監視する。

AM設備別操作要領書

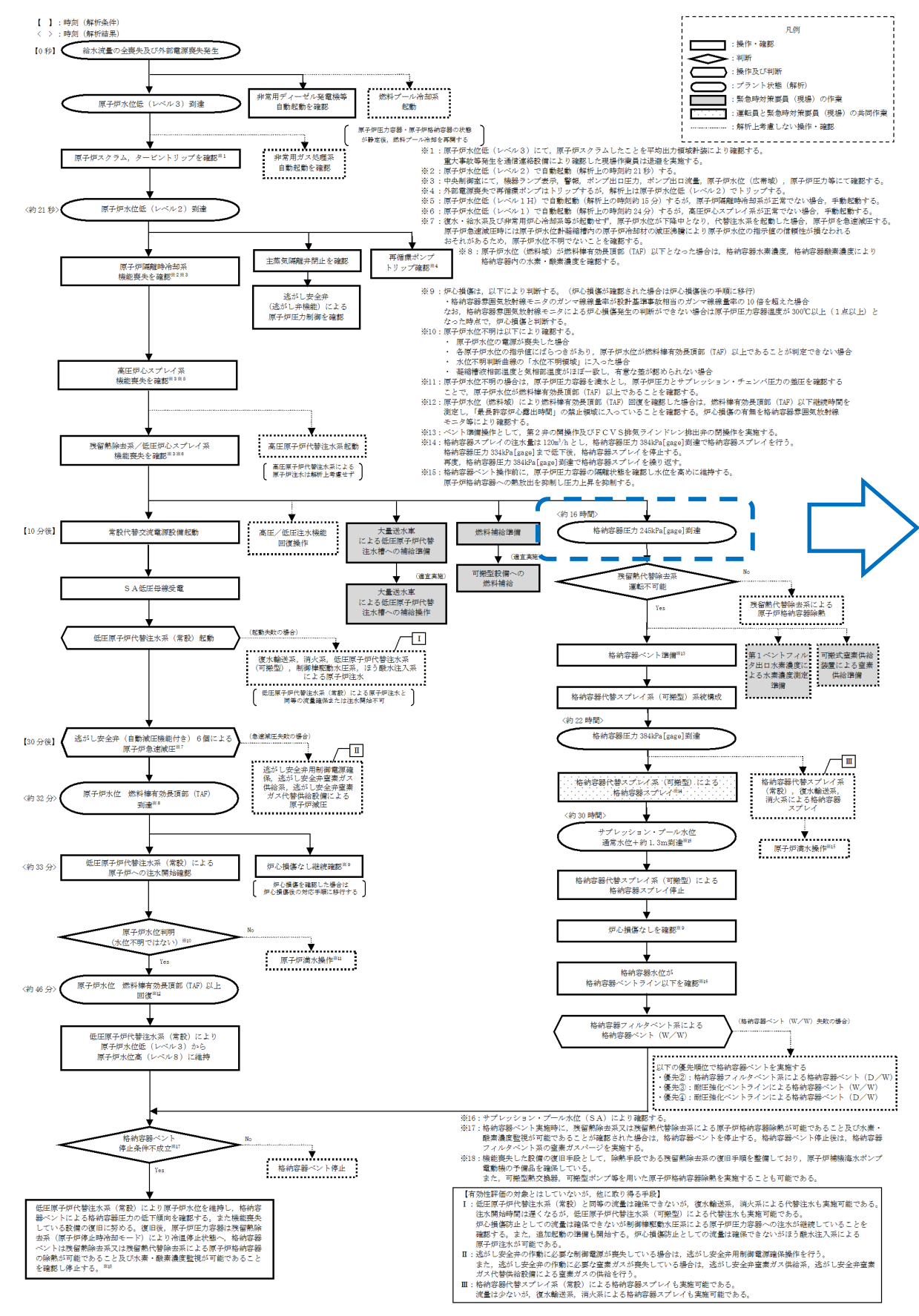
原子力災害対策手順書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」



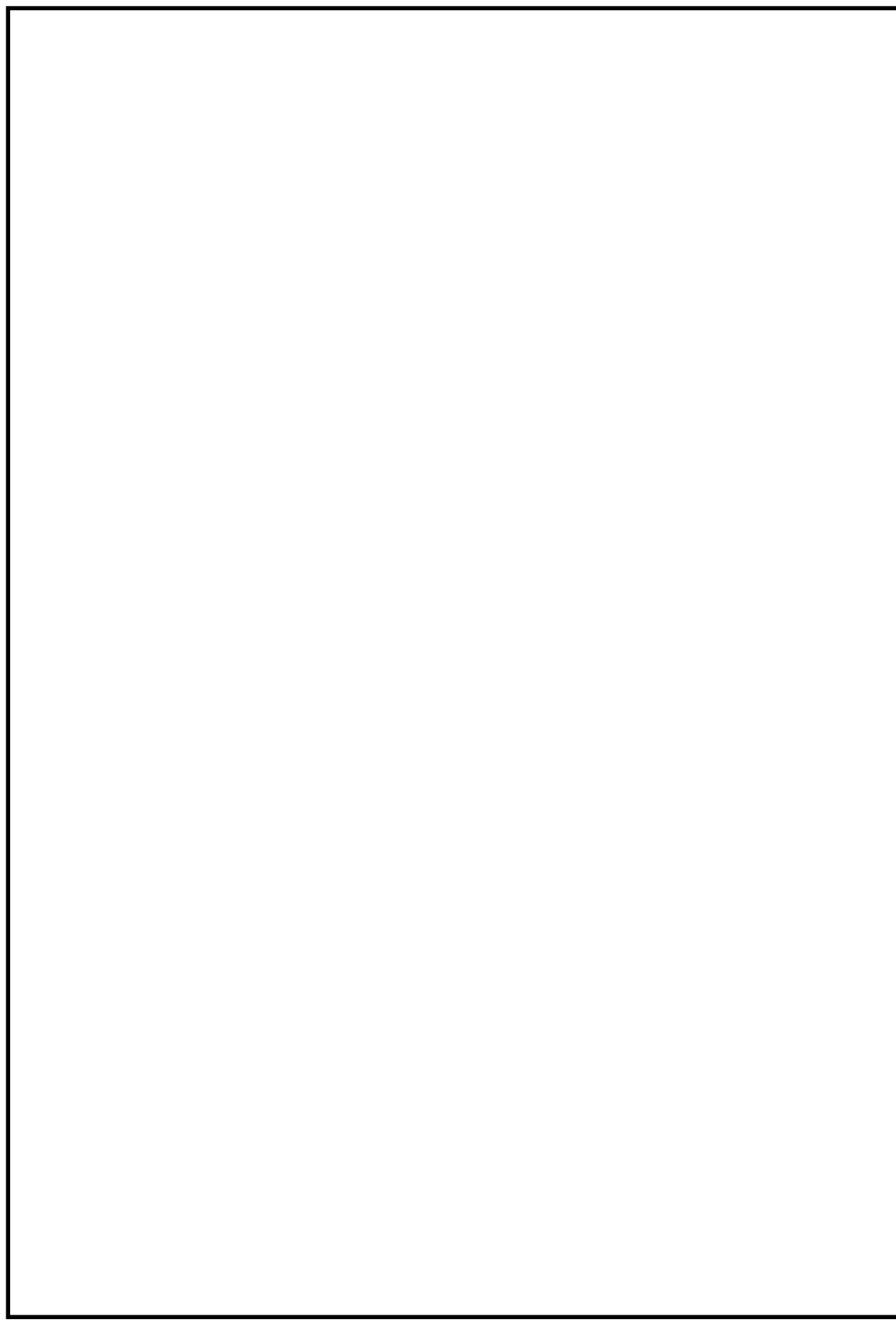
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」 F



操作補足事項

AM設備別操作要領書

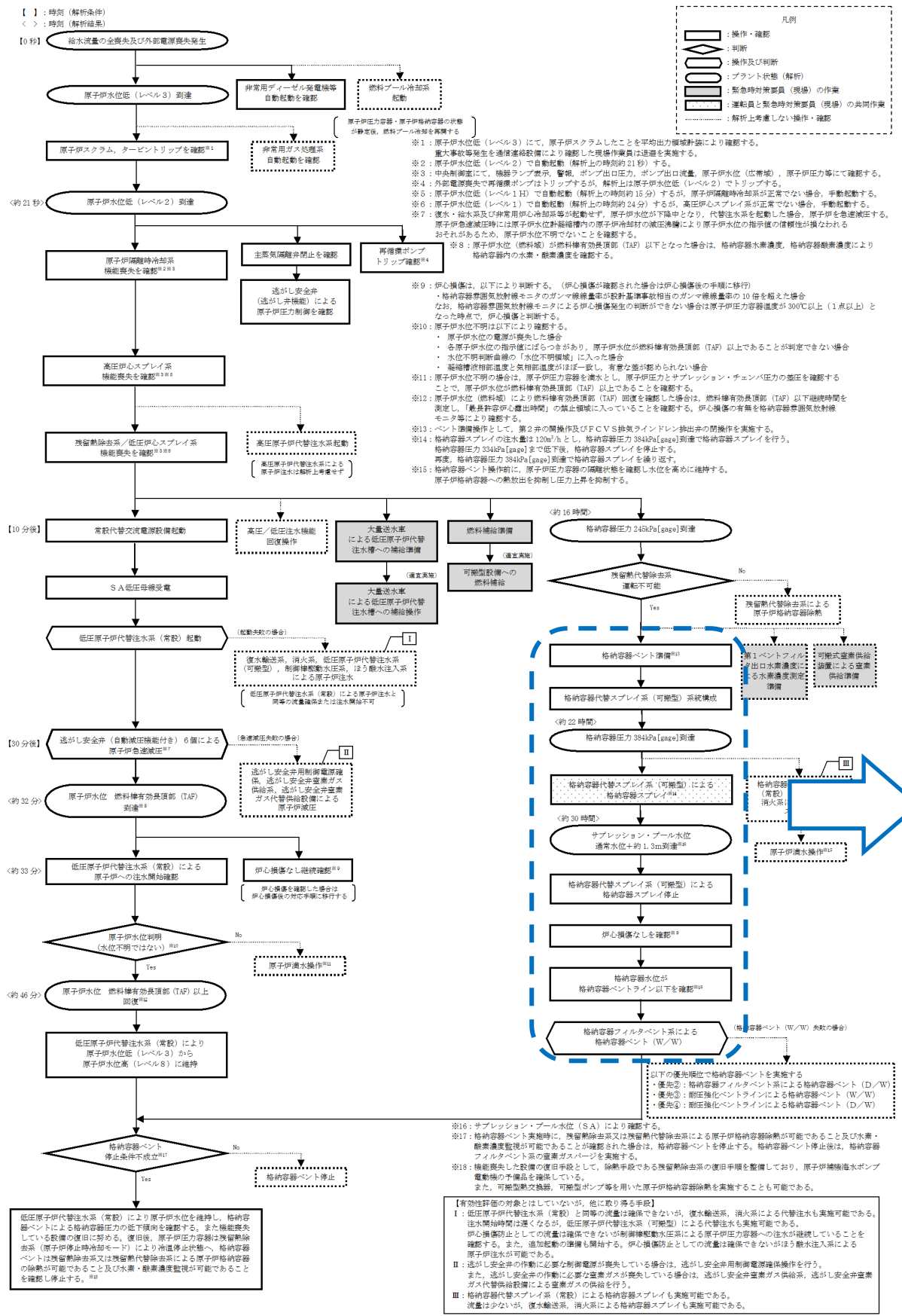
Blank area for AM equipment-specific operation manuals.

原子力災害対策手順書

Blank area for nuclear disaster response procedures.

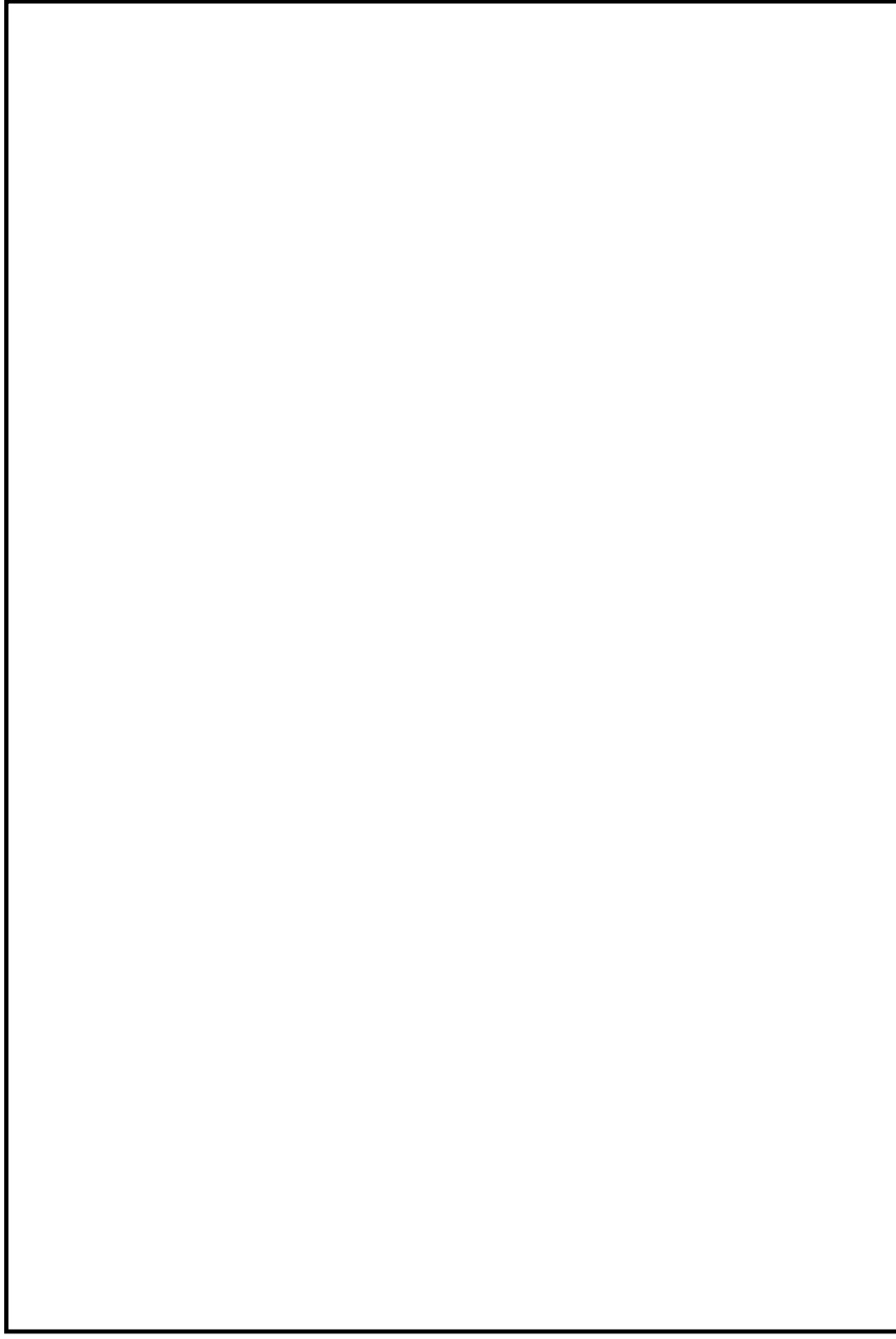
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

「PCV圧力制御」サブプレッション・チェンバ圧力が 384kPa [gage] にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。
炉心損傷が発生していないことを確認する。
サブプレッション・プール水位が+1.29m到達にて、ウェットウェル側からの格納容器ベントを実施する。

AM設備別操作要領書

- AM 4:** 「格納容器除熱戦略」
- ・FCVSによる格納容器ベント
- AM 5:** 「格納容器機能維持戦略」
- ・大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.2 高圧注水・減圧機能喪失

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失することを想定する。このため、原子炉注水ができず、逃がし安全弁による圧力制御（逃がし弁機能）に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

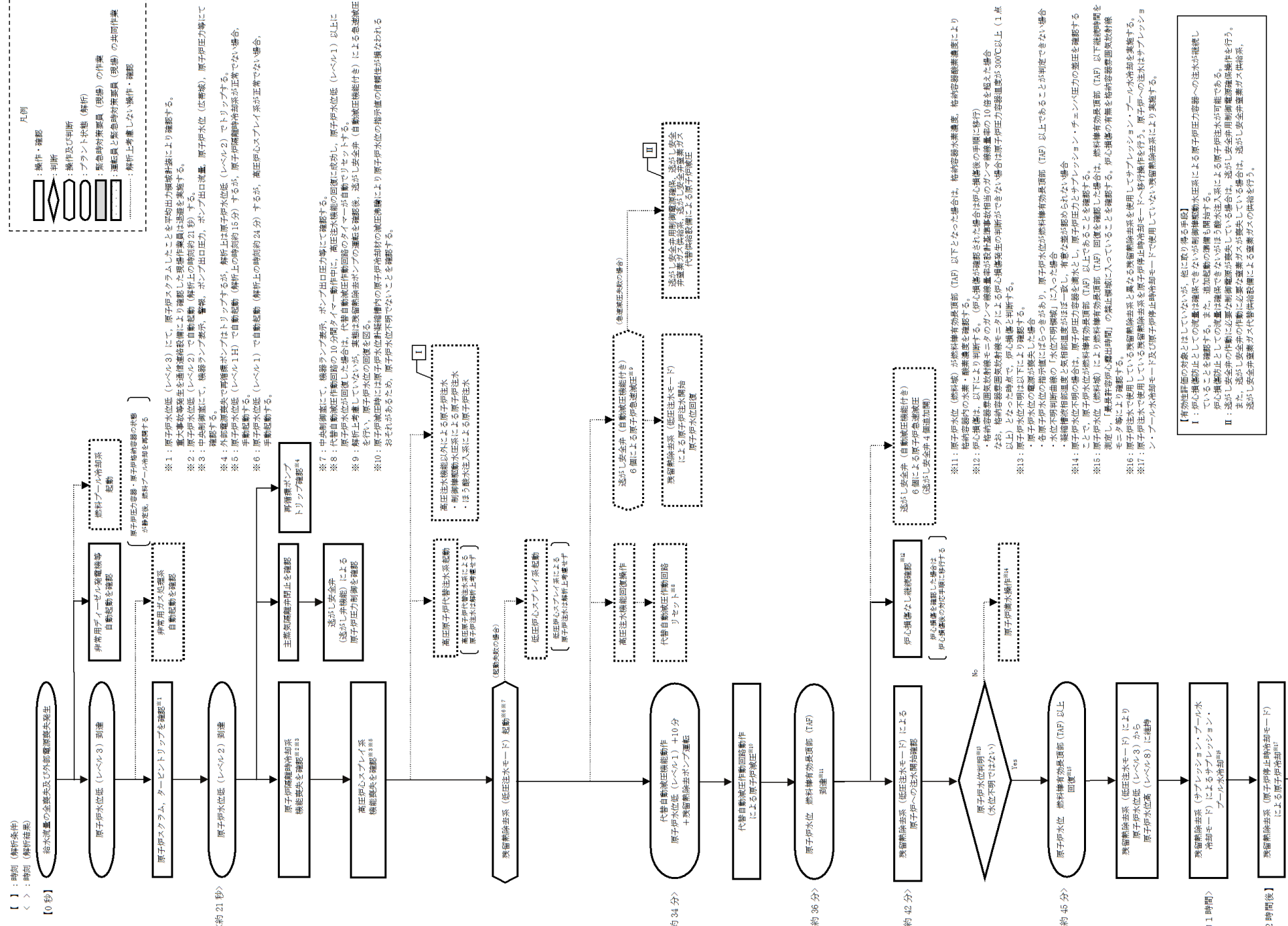
基本的な考え方

代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁による原子炉減圧を行い、原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

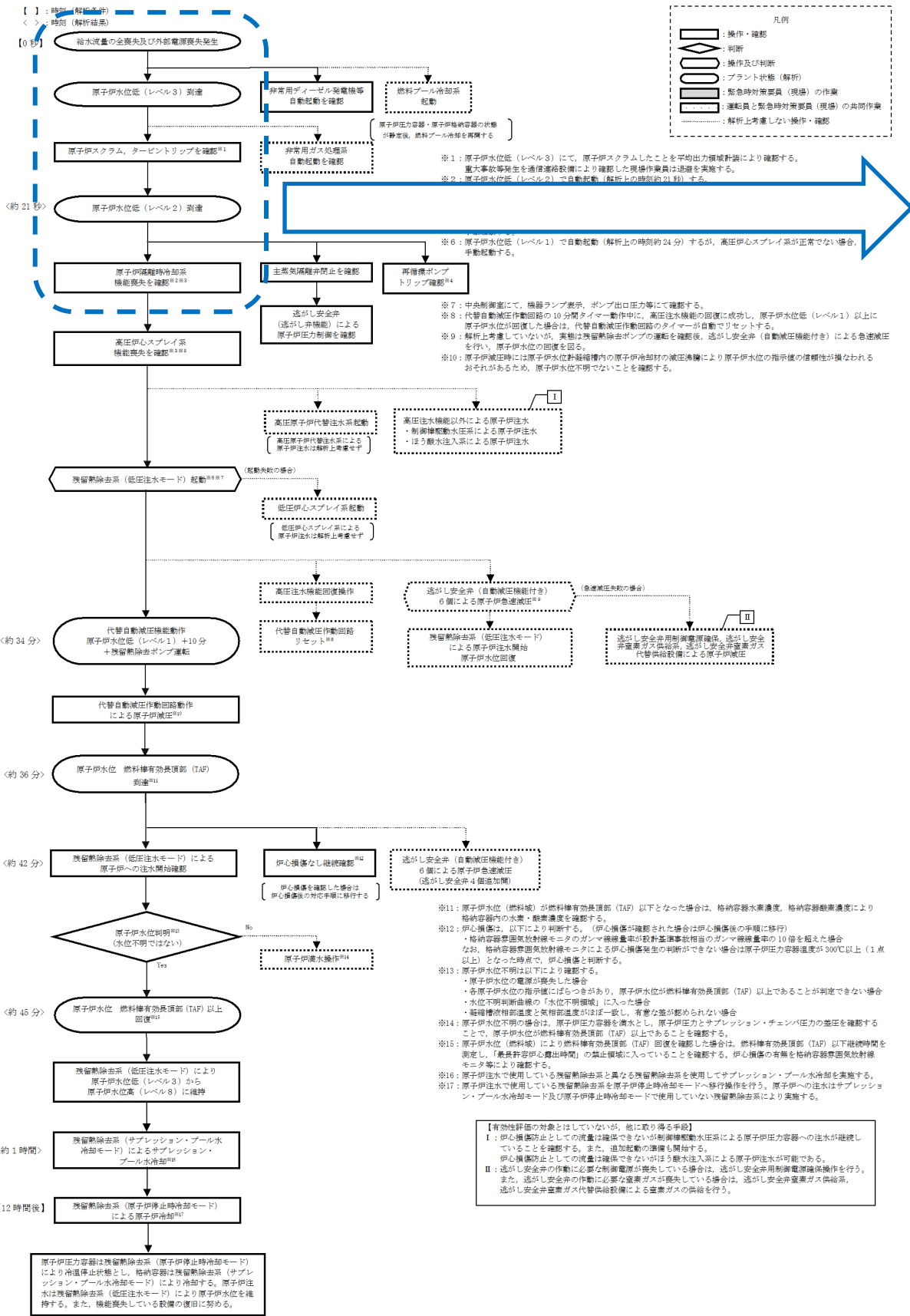
- a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- b. 高圧注水機能喪失確認
- c. 代替自動減圧機能動作確認
- d. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- e. 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）運転
- f. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転

解析上の対応手順の概要フロー



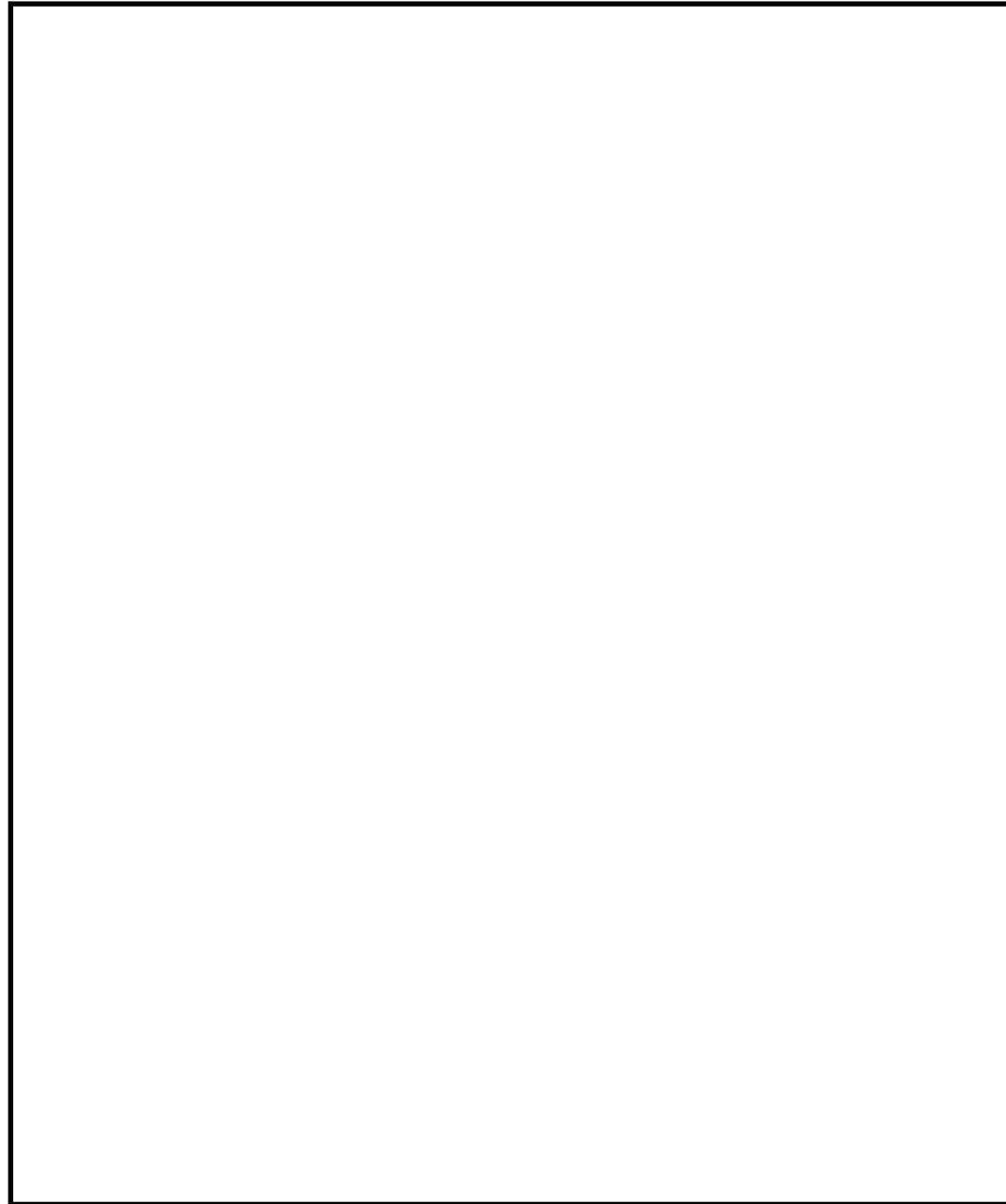
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉水位は全給水喪失し、原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが高圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水が不可となる。**原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため、原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。**
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。
逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。**サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御 (SP/T(W))」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

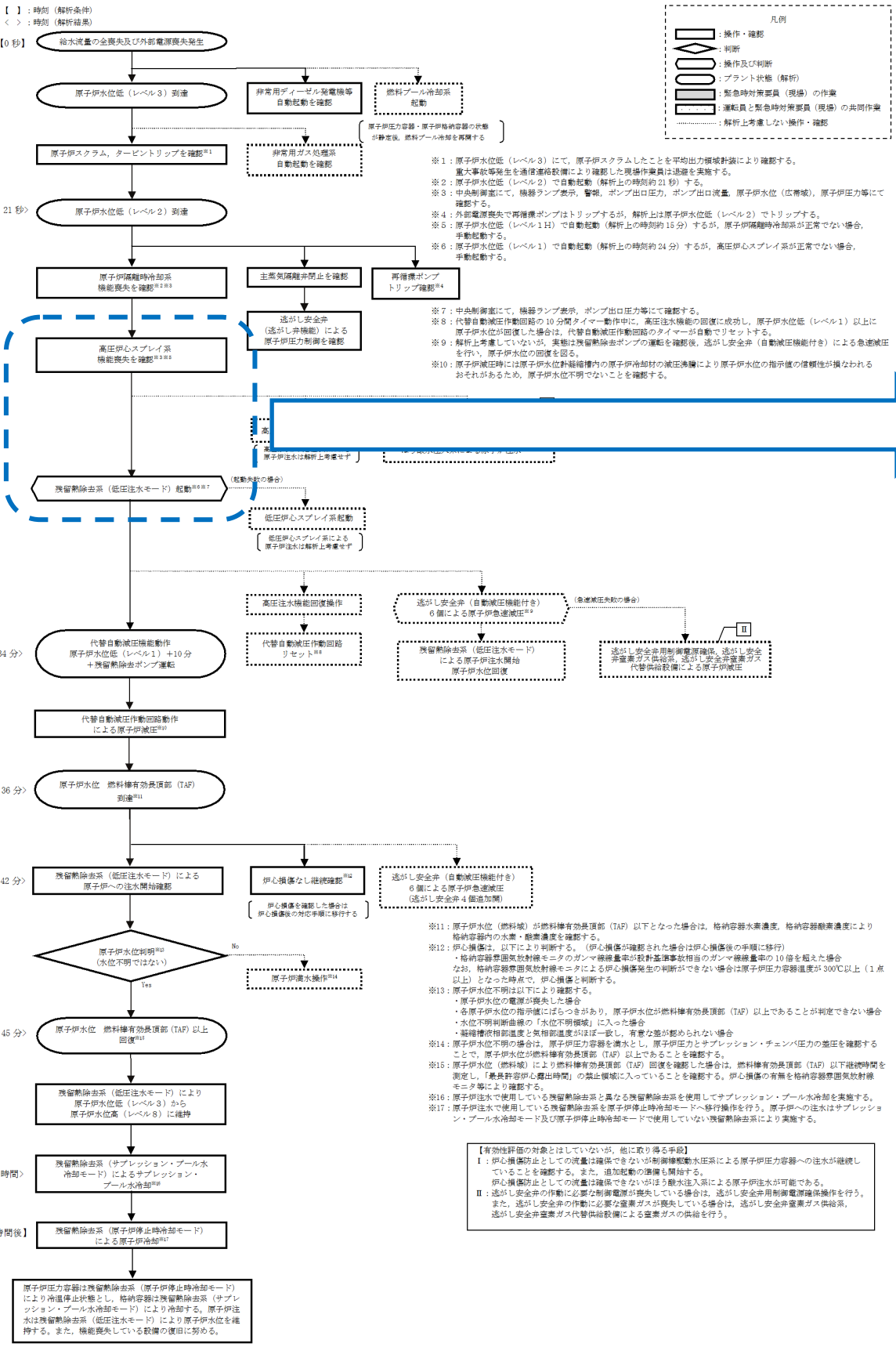
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」



「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 全給水喪失し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により、原子炉圧力容器への注水ができず原子炉水位は低下する。
 原子炉水位低 (レベル1) にて低圧注水系、低圧炉心スプレイ系の起動を確認する。
原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上に維持不可のため不測事態「水位回復 (C1)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」

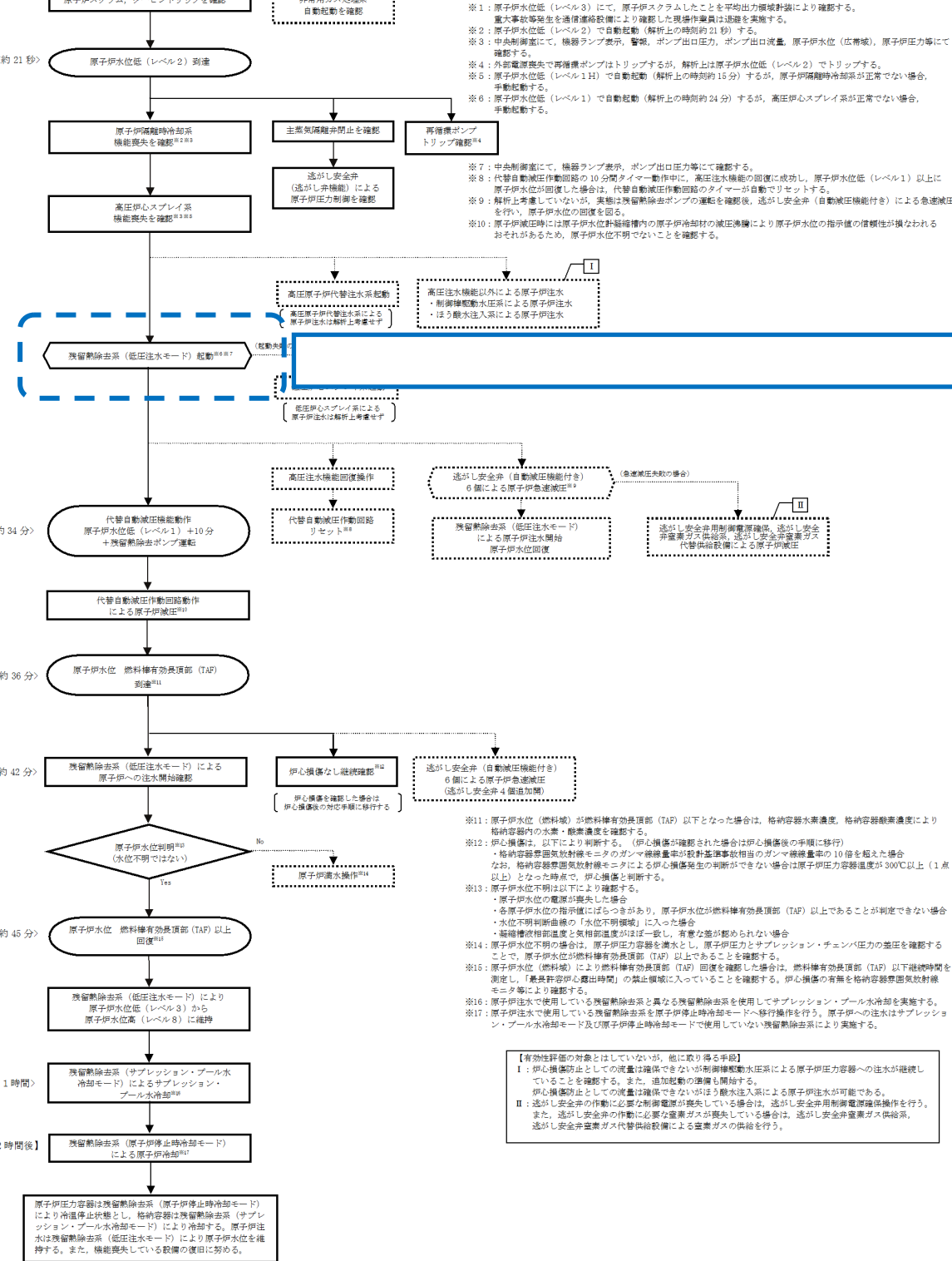
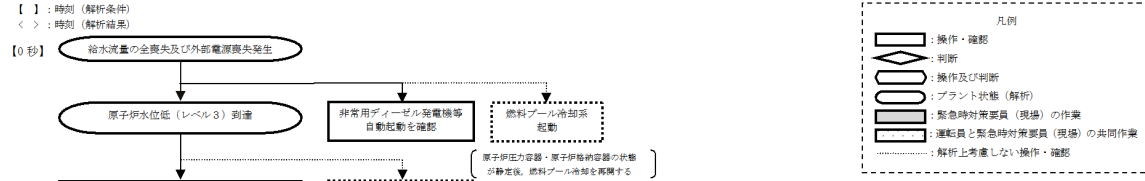


「水位回復」
 低圧注水系は、自動起動には成功するが、減圧機能喪失により原子炉圧力容器への注水が不可となることから、原子炉水位は低下する。
低圧注水可能系統1系統以上があることを確認後、不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

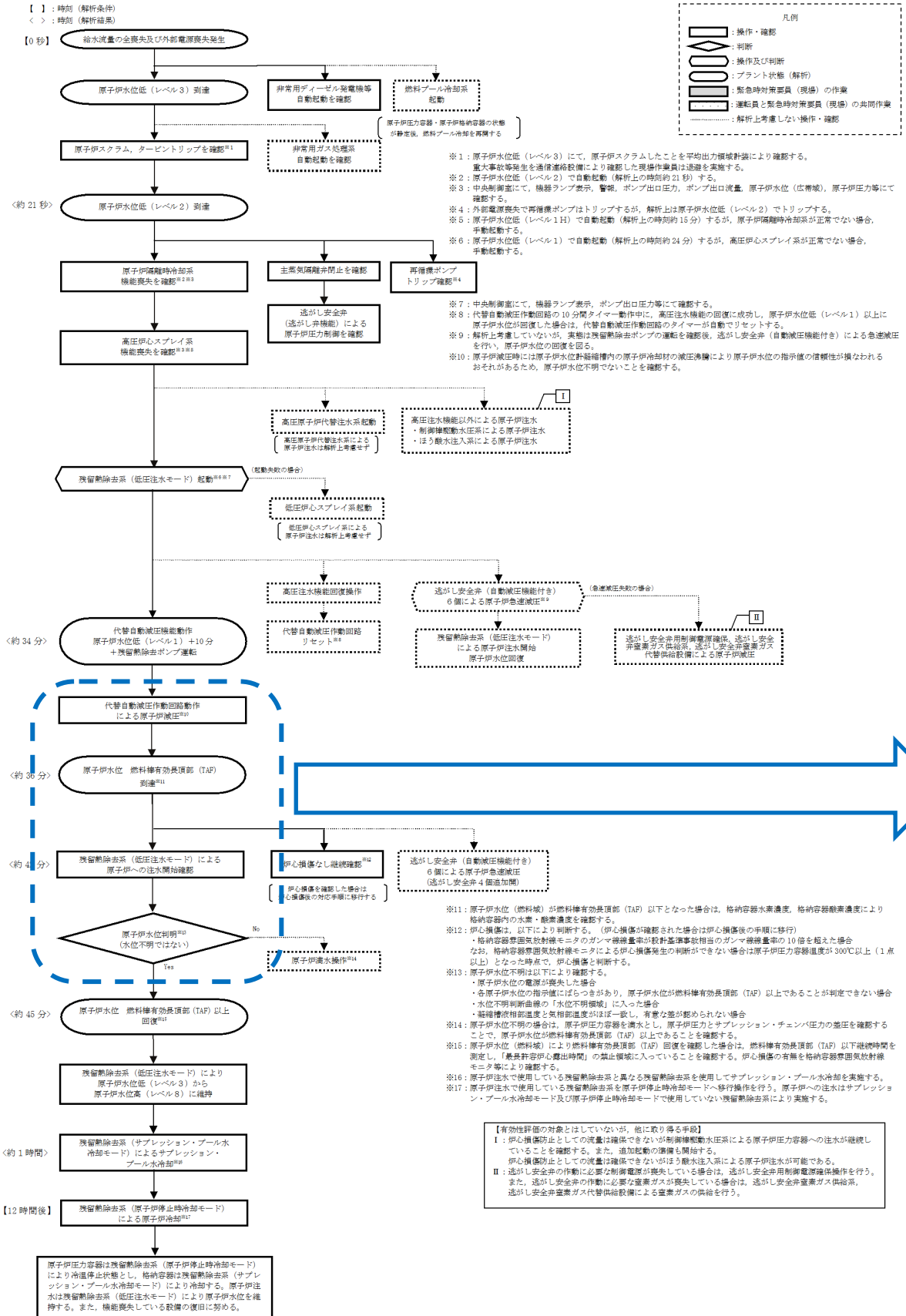


- ※1: 原子炉水位(レベル3)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力機械計装により確認する。重大事故等発生を通報連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2: 原子炉水位低(レベル2)で自動起動(解析上の時刻約21秒)する。
- ※3: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量、原子炉圧力等にて確認する。
- ※4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位(レベル2)でトリップする。
- ※5: 原子炉水位低(レベル1H)で自動起動(解析上の時刻約16分)するが、原子炉隔離時冷却系が正常でない場合、手動起動する。
- ※6: 原子炉水位低(レベル1)で自動起動(解析上の時刻約24分)するが、高圧炉内スプレイス系が正常でない場合、手動起動する。
- ※7: 中央制御室にて、機器ランプ表示、ポンプ出口圧力等にて確認する。
- ※8: 代替自動減圧動作回路の10分間タイマー動作中に、高圧注水機能の回復に成功し、原子炉水位低(レベル1)以上に原子炉水位が回復した場合は、代替自動減圧動作回路のタイマーが自動でリセットする。
- ※9: 解析上考慮していないが、実態は残留熱除去ポンプの運転を確認後、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)による急速減圧を行う。原子炉水位の回復を図る。
- ※10: 原子炉減圧時には原子炉水位計監視範囲内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。

- ※11: 原子炉水位(燃料棒)が燃料棒有効長頂部(TAF)以下となった場合は、格納容器水素濃度、格納容器熱中性度により格納容器内の水素・熱中性度を確認する。
- ※12: 炉心損傷は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)
 ・格納容器雰囲気放射線モニタ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倍を超えた場合
 ・格納容器雰囲気放射線モニタによる炉心損傷発生が判断できない場合は原子炉圧力容器温度が300℃以上(1点以上)となった時点で、炉心損傷を判断する。
- ※13: 原子炉水位不明は以下により確認する。
 ・原子炉水位の電源が喪失した場合
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部(TAF)以上であることが判定できない場合
 ・水位不明判断設備の「水位不明検出」に入った場合
 ・監視機能異常と警報発生がばらばら発生し、重要な値が認められない場合
- ※14: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部(TAF)以上であることを確認する。
- ※15: 原子炉水位(燃料棒)により燃料棒有効長頂部(TAF)回復を確認した場合は、燃料棒有効長頂部(TAF)以下減速時間を測定し、「燃料棒有効長頂部(TAF)回復」の禁止領域に入っていることを確認する。炉心損傷の有無を格納容器雰囲気放射線モニタ等により確認する。
- ※16: 原子炉注水で使用している残留熱除去系と異なる残留熱除去系を使用してサブプレッション・プール水冷却を実施する。
- ※17: 原子炉注水で使用している残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードへ移行操作を行う。原子炉への注水はサブプレッション・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モードで使用していない残留熱除去系により実施する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取る手段】
 I: 炉心損傷防止としての減量は確保できないが制動機動水圧系による原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する。
 II: 炉心損傷防止としての減量は確保できないがほうろく水注入系による原子炉注水が可能である。
 III: 逃がし安全弁の作動に必要な電圧が喪失している場合は、逃がし安全弁制御電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な電圧が喪失している場合は、逃がし安全弁電源ガス供給系、逃がし安全弁電源ガス代替供給設備による電圧ガスの供給を行う。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



「急速減圧」

原子炉水位低（レベル1）の状態が10分継続し、低圧注水可能システムが起動している場合、代替自動減圧機能により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個による原子炉減圧が開始する。

原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復（C1）」へ移行する。

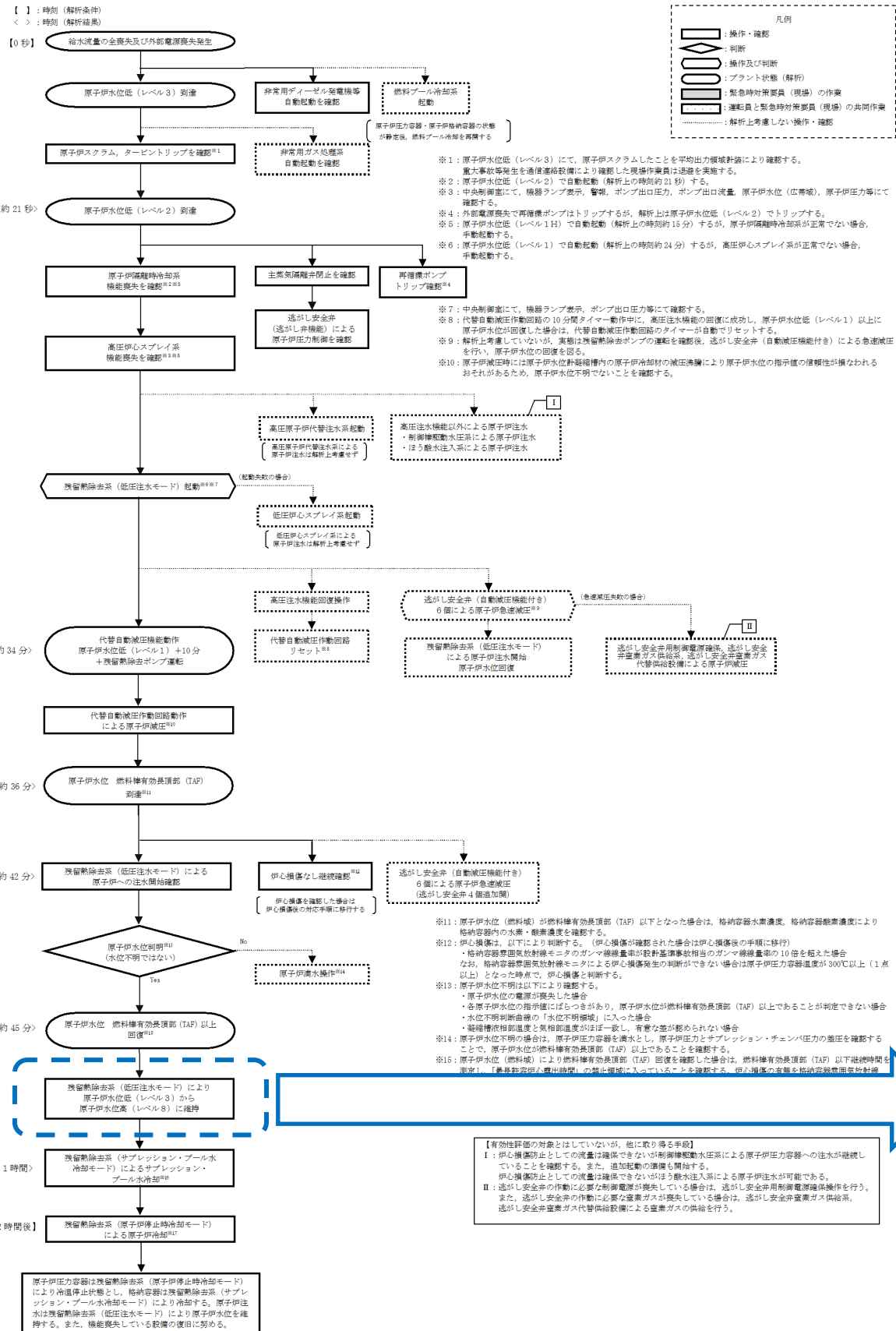
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】
 I：炉心損傷防止としての注水量は確保できないが制熱熱動水圧系による原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する。
 炉心損傷防止としての注水量は確保できないがほうれん草水注入による原子炉注水が可能である。
 II：逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な電源が喪失している場合は、逃がし安全弁電源ガス供給系、逃がし安全弁電源ガス代替供給設備による電源ガスの供給を行う。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」 E

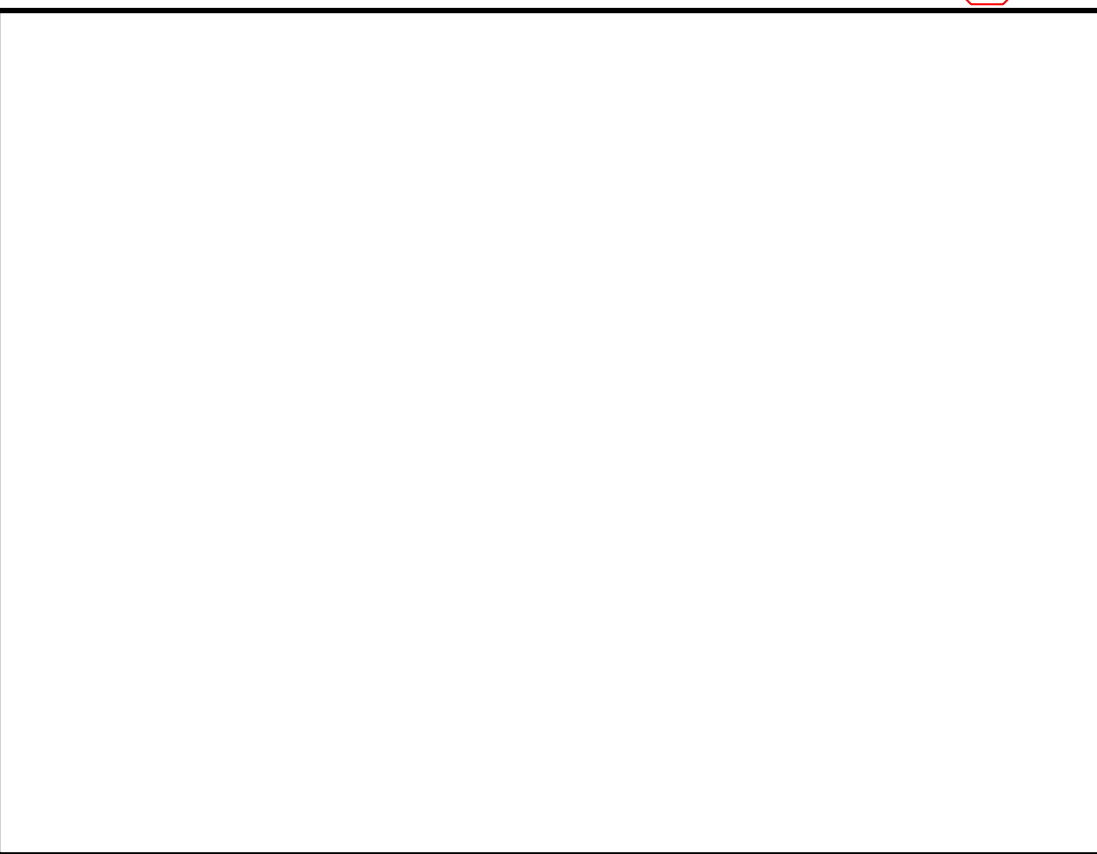


操作補足事項

「水位回復」
 原子炉減圧により、低圧炉心スプレイ系から原子炉へ注水が始まる。**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上になれば、原子炉制御「水位確保（RC/L）」へ移行する。**

「水位確保」
 低圧炉心スプレイ系により、**原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持し、「スクラム（RC）」へ移行する。**

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」 F



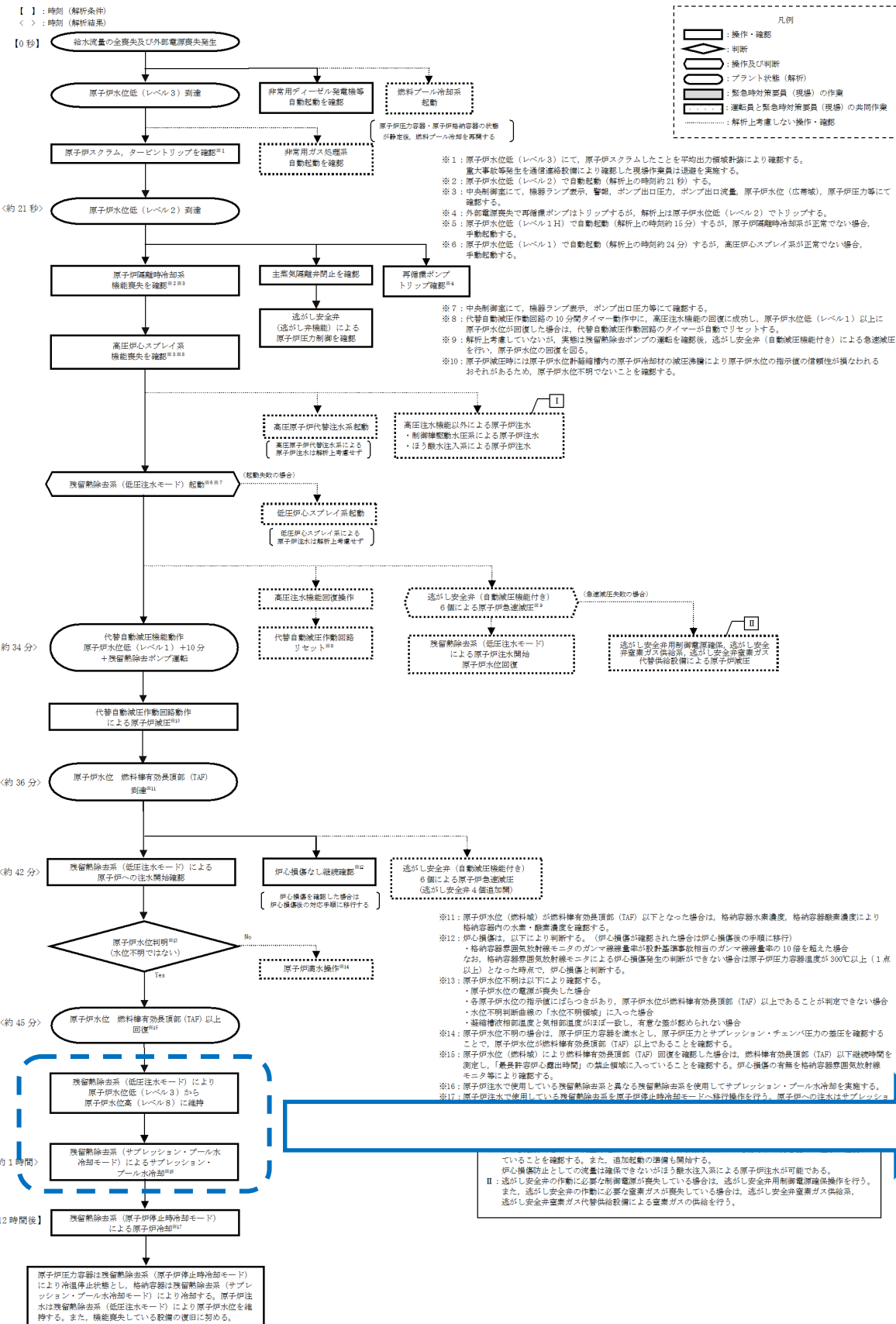
AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書

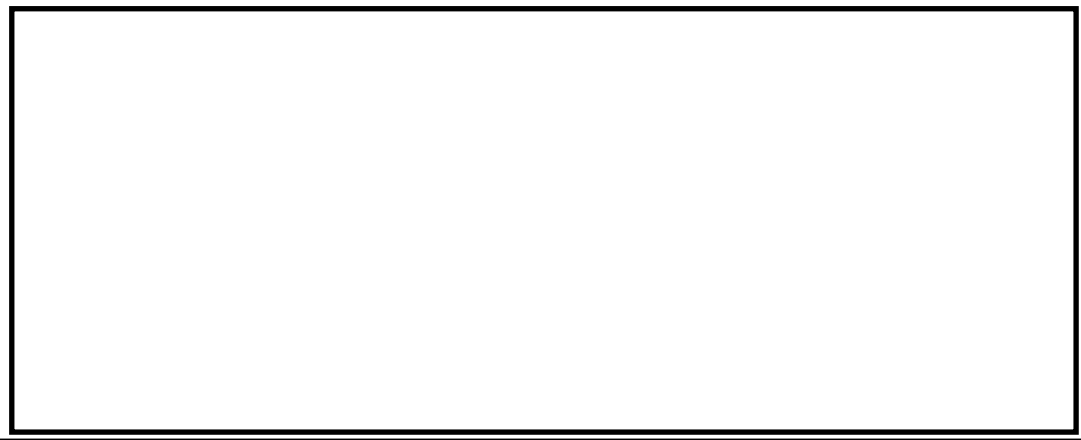


解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」

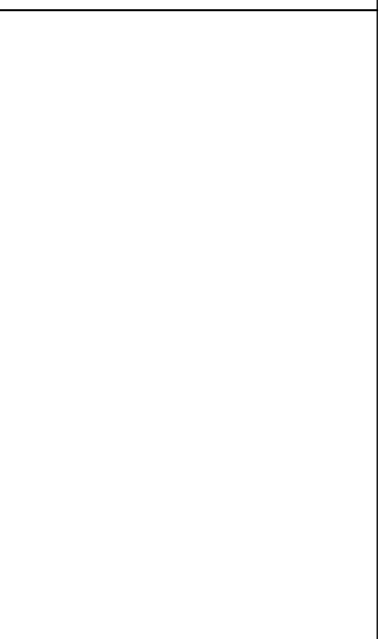


操作補足事項

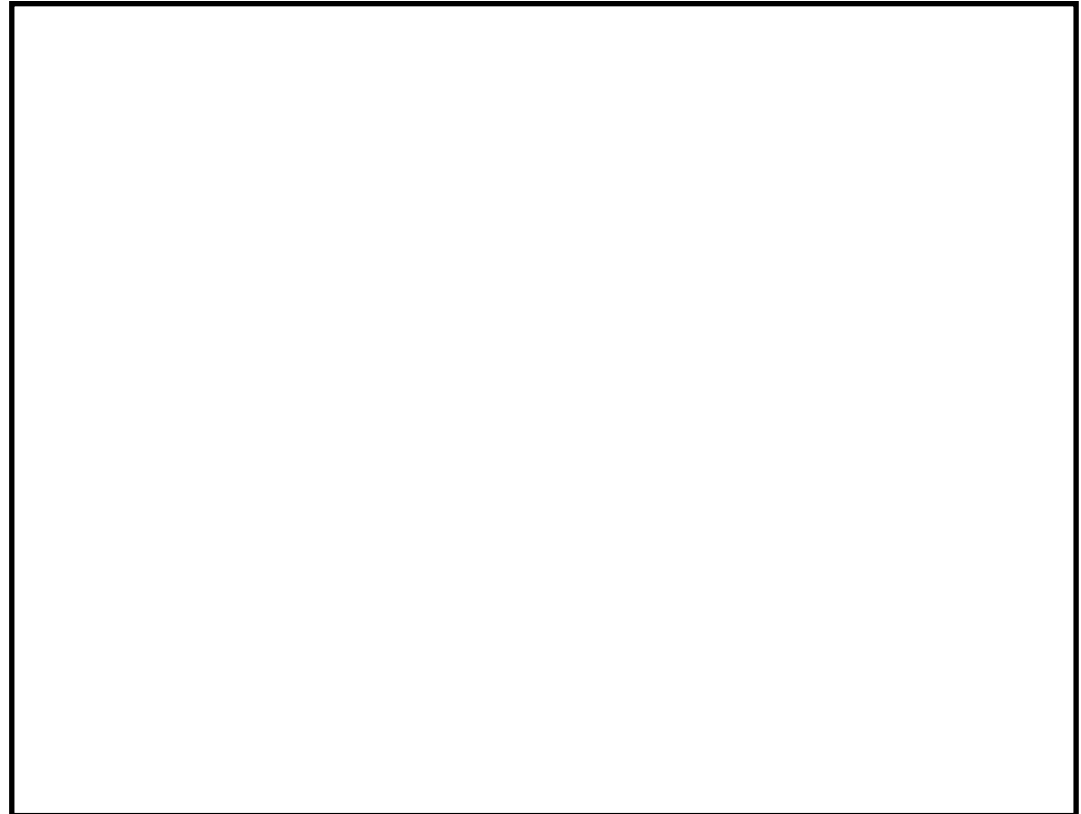
「スクラム」
原子炉水位を連続監視する。

「S/C温度制御」
低圧注水モードで起動した残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モードに切り替えを行い、サブプレッション・プール水の冷却を行う。

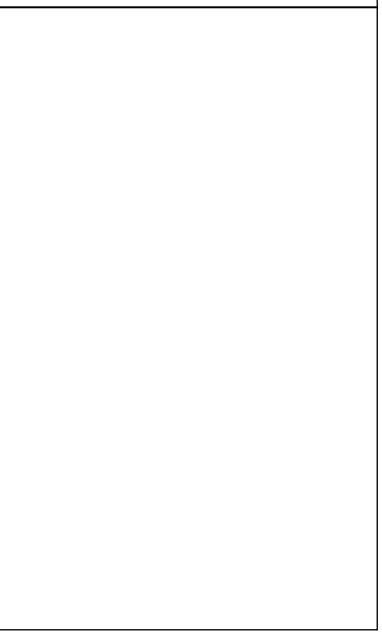
AM設備別操作要領書



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



原子力災害対策手順書



1.3 全交流動力電源喪失

1.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)

1.3.2 全交流動力電源喪失(TBU)

1.3.3 全交流動力電源喪失(TBD)

特徴

全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの、その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

基本的な考え方

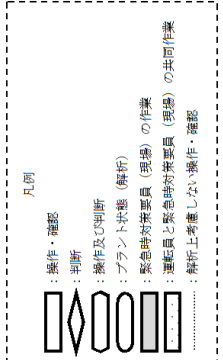
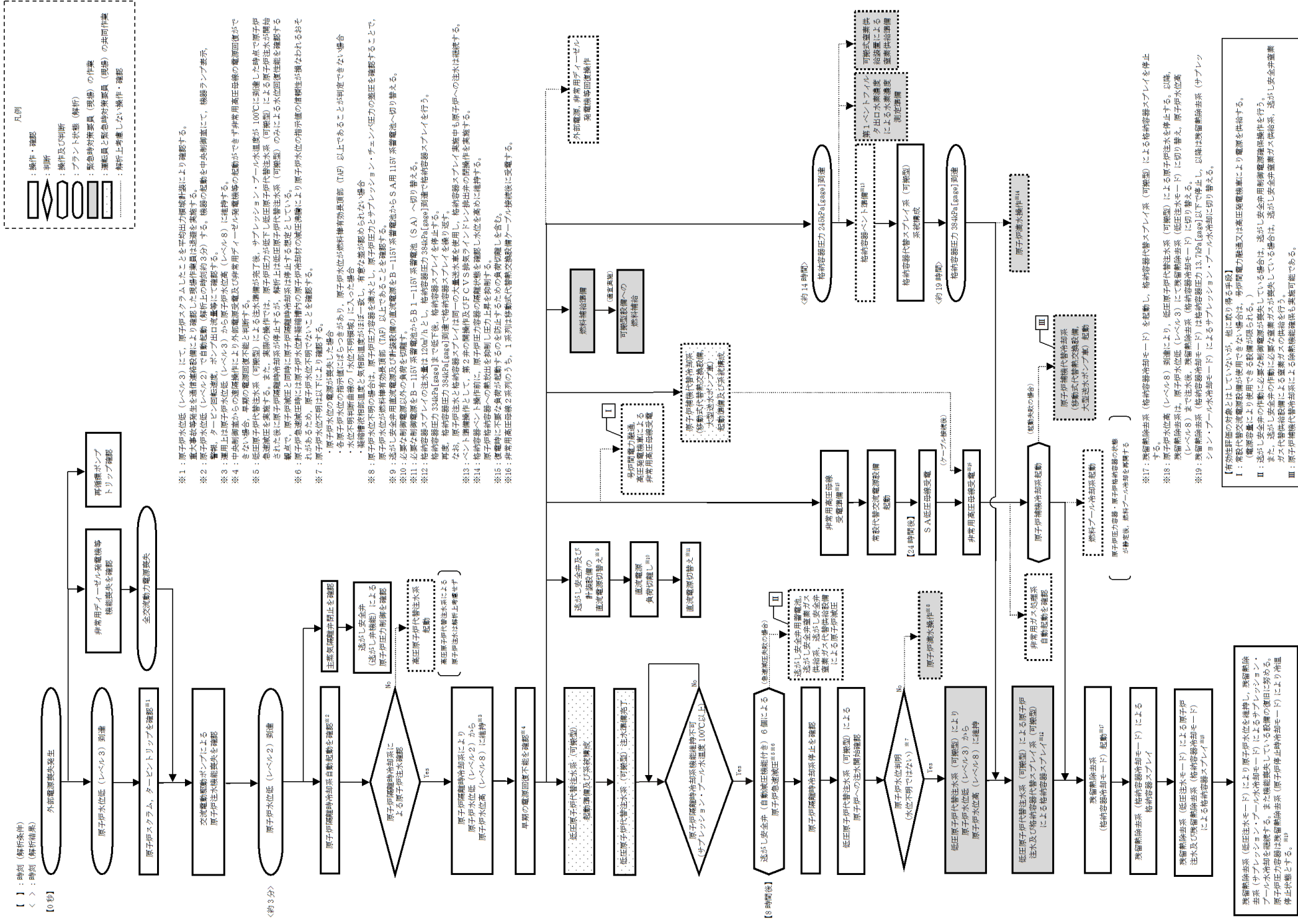
所内常設蓄電池式直流電源設備から電源を給電した原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって事象発生8時間後まで炉心を冷却し、その後、逃がし安全弁の手动開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水によって事象発生24時間30分後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系(低圧注水モード)によって炉心を冷却することによって、炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 直流電源負荷分離し及び切替え
- 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水
- 格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却
- 残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱
- 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水

事故シケケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シケケンスグループのうち、「全交流動力電源喪失(長期TB)」、「全交流動力電源喪失(TBU)」、「全交流動力電源喪失(TBD)」は原子炉圧力容器への注水方法に原子炉隔離時冷却系と高圧原子炉代替注水系の違いはあるが手順上同じであることから「全交流動力電源喪失(長期TB)」を代表して記載する。

解析上の対応手順の概要フロー



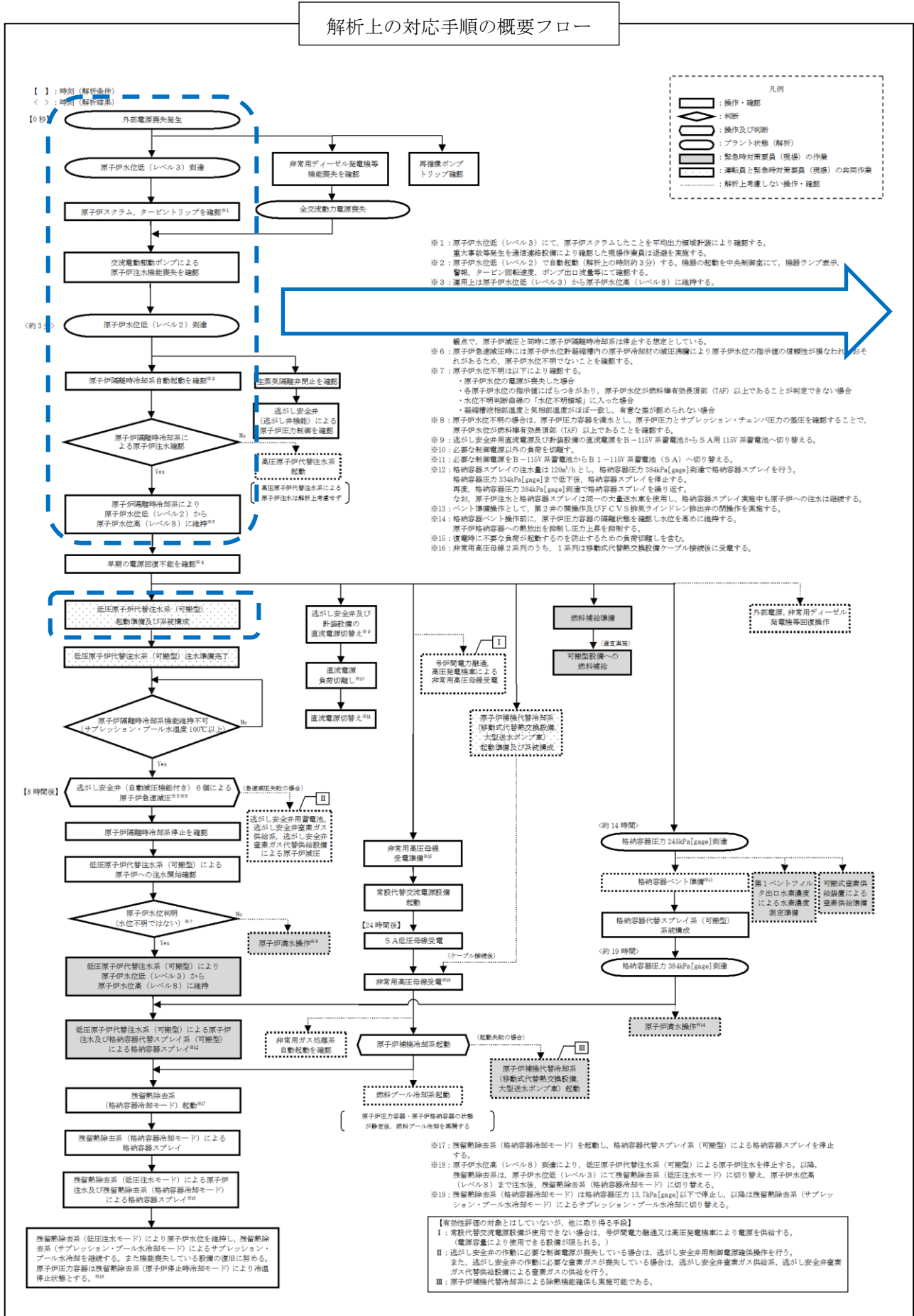
- ※1: 原子炉水位低(レベル3)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力原稼許差により確認する。重大事故等発生を通信連絡設備により確認した装置作業員は速速に通報する。
- ※2: 原子炉水位低(レベル2)で自動起動(格納容器冷却約3分)する。機器の駆動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タビで監視する。ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※3: 中圧原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に転移する。
- ※4: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧注水系の電源回復ができなくなる。早期の電源回復不能と判断する。
- ※5: 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水準備が完了後、サプレッション・プール水温度が100℃に到達した時点で原子炉水位低を発生する。また、蒸気発生による注水準備が完了後、原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)による原子炉注水の開始と同時に原子炉隔離時冷却系が停止するが、原子炉注水停止後原子炉注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。また、蒸気発生による注水準備が完了後、原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。また、蒸気発生による注水準備が完了後、原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※6: 原子炉注水停止後、原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※7: 原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※8: 原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※9: 原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※10: 原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※11: 原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※12: 原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※13: 原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※14: 原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※15: 原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。
- ※16: 原子炉水位低(レベル2)以下に原子炉代替注水(可搬型)のみの注水による水位回復を確認する。

- I: 緊急時対応設備が使用できない場合は、炉内電力供給又は高圧発電機により電源を供給する。
- II: 逃がし安全弁の動作に必要な駆動力を喪失している場合は、逃がし安全弁駆動ガス供給系、逃がし安全弁駆動ガス供給設備による駆動力を供給する。
- III: 原子炉隔離時冷却系による除熱機能低下も考慮可能である。

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。原子炉水位は全給水喪失するため水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。サブプレッション・プール水温度が100℃到達で機能喪失するため、他の注水手段を確保する。

所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行する。

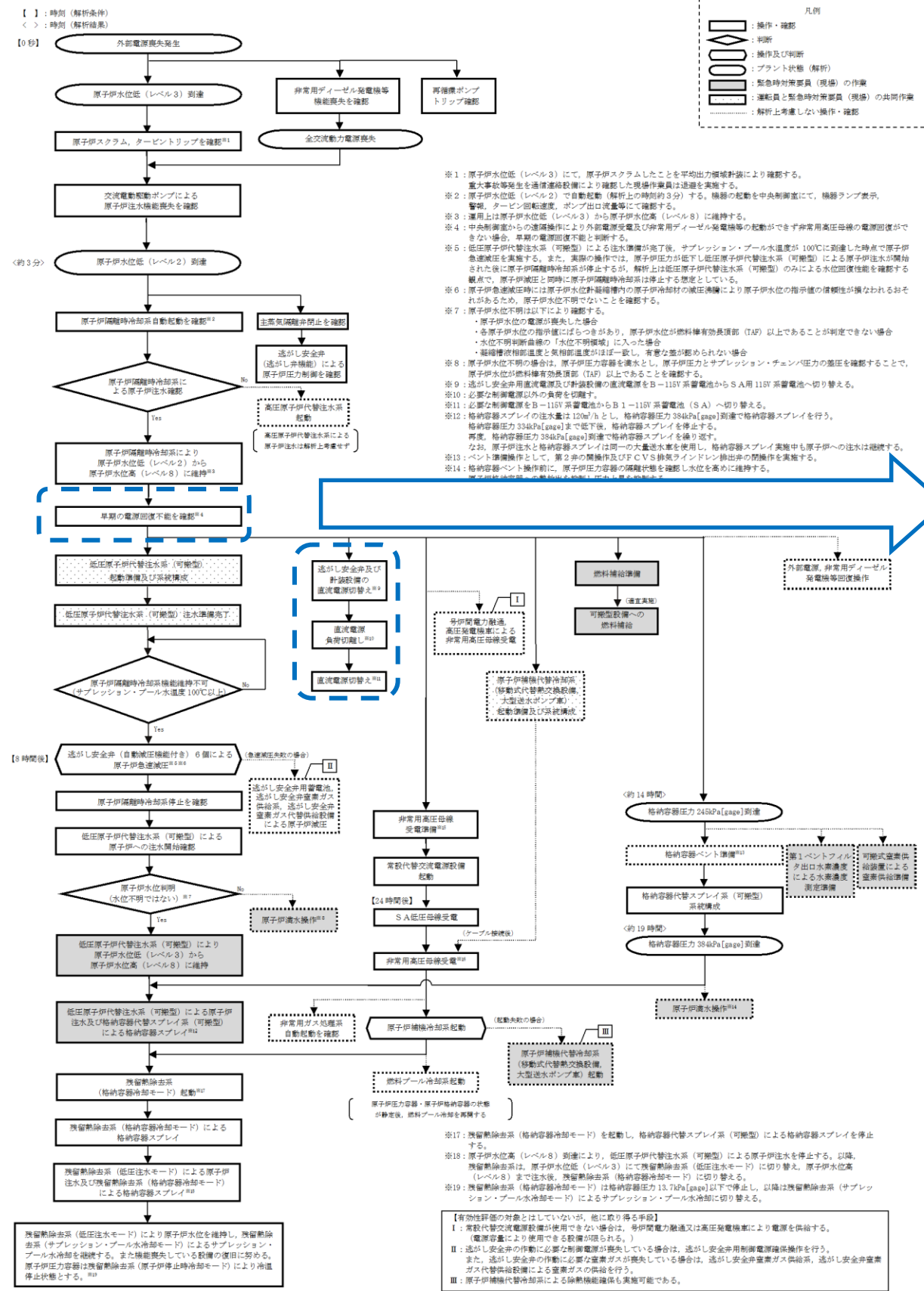
原子炉隔離時冷却系運転及び逃げし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール温度、格納容器圧力が上昇する。

サブプレッション・プール水温度35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御 (SP/T (W))」へ移行する。ドライウエル圧力13.7kPa [gage]到達で格納容器制御「PCV圧力制御 (PC/P)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 電源復旧



操作補足事項

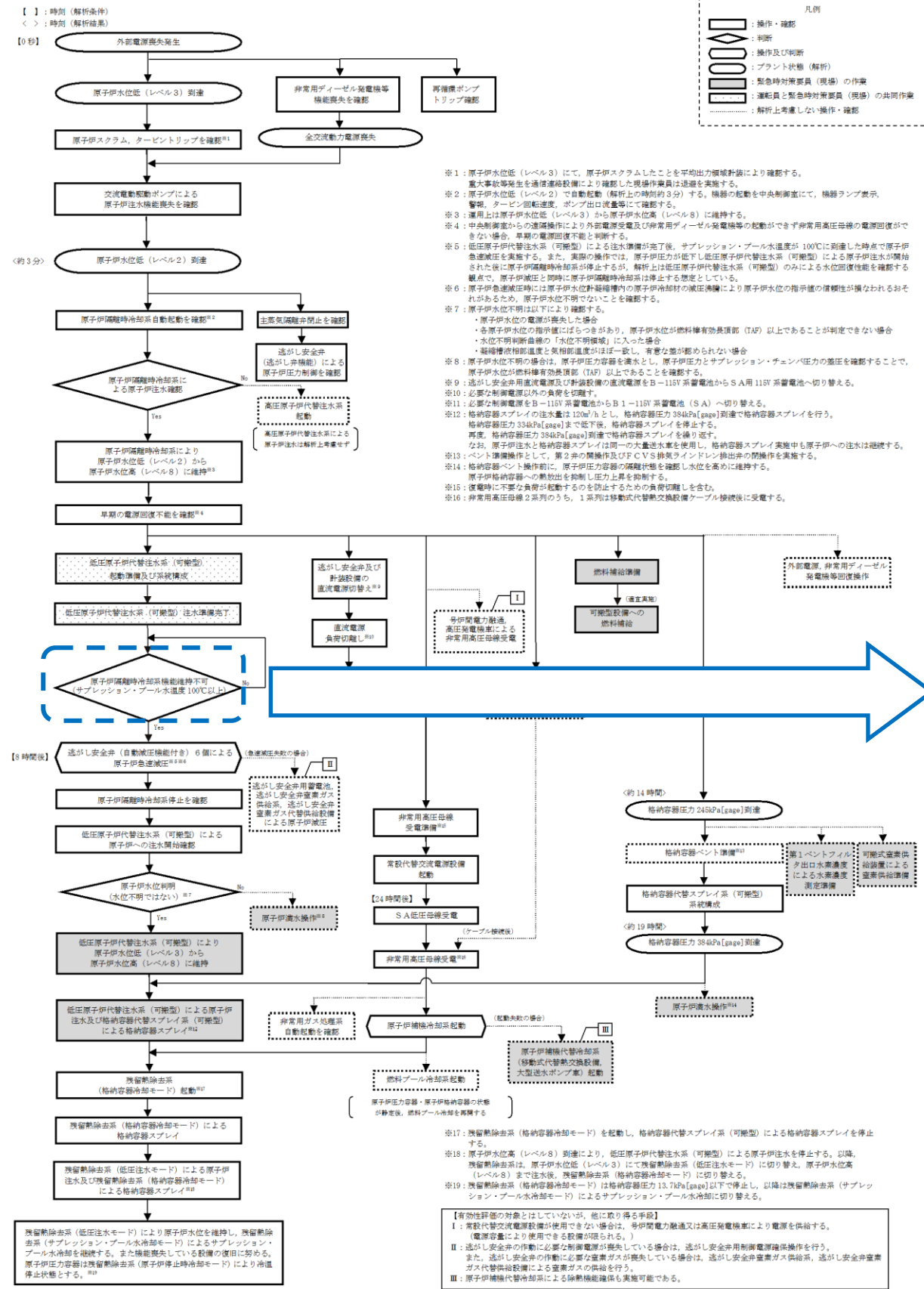
「電源復旧」
 外部電源および非常用ディーゼル発電機等が喪失しているため、ガスタービン発電機の起動を試みるが起動に失敗する。
 直流電源は蓄電池により給電されるが、制御電源を維持するため不要な負荷を切り離す。
 逃がし安全弁用電源を確保するため、電源切替を実施する。
 B-115V系直流電源については、B1-115V系（SA）直流電源から融通し24時間維持する。

- AM設備別操作要領書
- AM 2：「原子炉減圧戦略」
 - ・SRV駆動源確保（SRV電源切替）
 - AM 9：「代替監視戦略」
 - ・重要計器の電源切替
 - AM 11：「電源確保戦略」
 - ・B1-115V蓄電池（SA）によるB-115V系直流盤受電

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



操作補足事項

「S/C温度制御」
サブプレッション・プール冷却を試みるが全交流動力電源喪失により、原子炉補機冷却系/原子炉補機海水系が喪失しているため、起動できない。
サブプレッション・プール水温の上昇が継続する。サブプレッション・プール水温度が100℃に到達後、不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

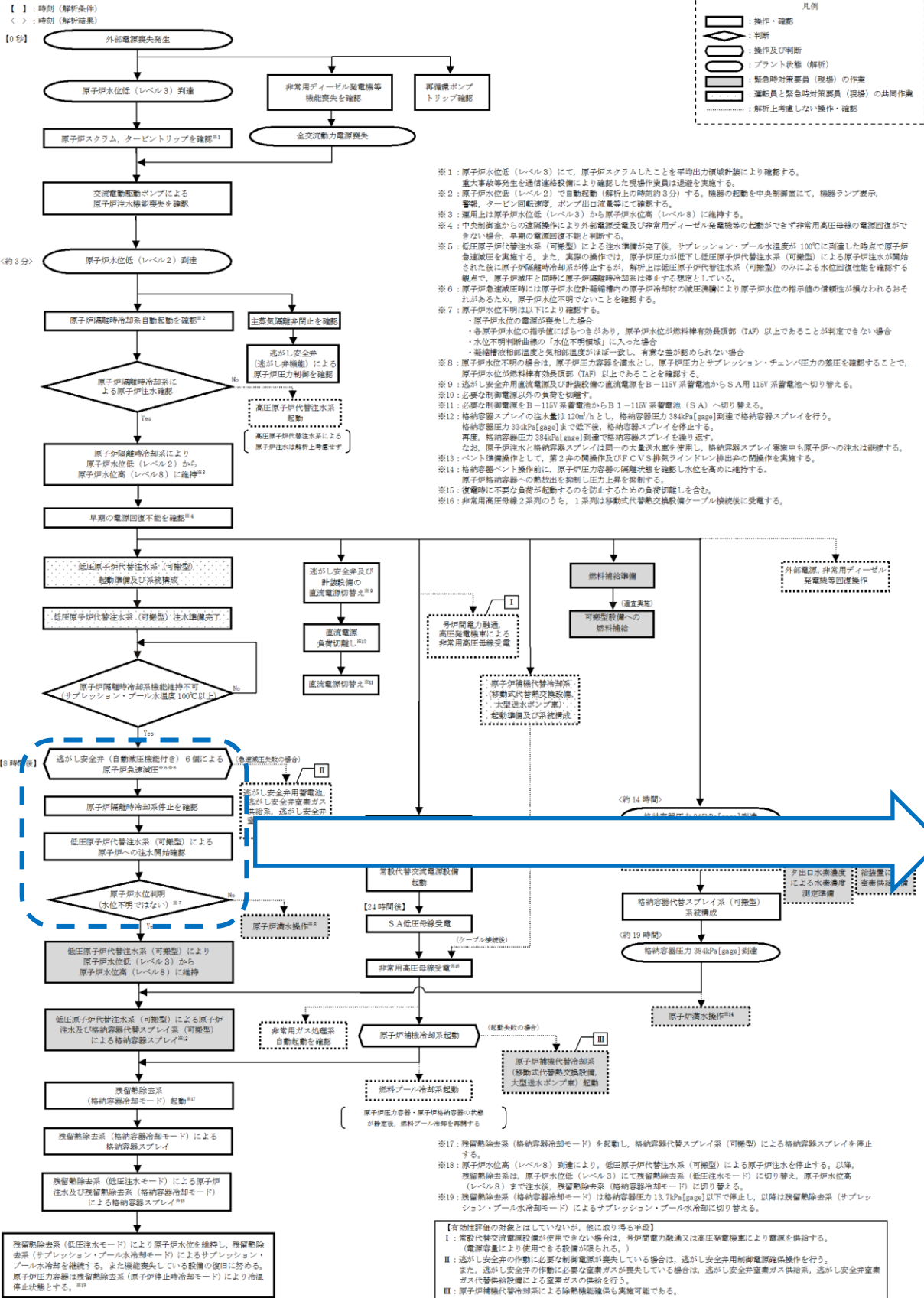
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」

凡例

- 操作・確認
- 判断
- 操作及び判断
- プラント状態 (解析)
- 緊急時対策要員 (現場) の作業
- 運転員と緊急時対策要員 (現場) の共同作業
- 解析上考慮しない操作・確認

※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力変動計測により確認する。
 ※2: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約3分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービド駆逐装置、ポンプ出口流量等にて確認する。
 ※3: 運用上は原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。
 ※4: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
 ※5: 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による注水準備が完了後、サブプレッション・プール水温度が 100℃ に到達した時点で原子炉急減圧を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水が始まった後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、解析上は低圧原子炉代替注水系 (可搬型) のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
 ※6: 原子炉急減圧時には原子炉水位計監視範囲内の原子炉冷却材の減圧過程により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
 ※7: 原子炉水位不明は以下により確認する。
 ・原子炉水位の電源が喪失した場合
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAP) 以上であることが判定できない場合
 ・水位不明断番線の「水位不明領域」に入った場合
 ・凝縮器排気温度と気相温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合
 ※8: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバール圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAP) 以上であることを確認する。
 ※9: 逃がし安全弁用直流電源及び計数設備の直流電源を B-115V 系蓄電池から SA 用 115V 系蓄電池へ切り替える。
 ※10: 必要な制御電源以外の負荷を切離す。
 ※11: 必要な制御電源を B-115V 系蓄電池から B 1-115V 系蓄電池 (SA) へ切り替える。
 ※12: 格納容器スプレいの注水量は 120m³/h とし、格納容器圧力 384kPa [gage] 到達で格納容器スプレイを行う。格納容器圧力 384kPa [gage] まで低下後、格納容器スプレイを停止する。再度、格納容器圧力 384kPa [gage] 到達で格納容器スプレイを繰り返す。
 なお、原子炉注水と格納容器スプレイは同一の大量送水車を使用し、格納容器スプレイ実施中も原子炉への注水は継続する。
 ※13: ベント準備操作として、第 2 弁の開操作及び F C V S 排気ラインドレイン排出弁の開操作を実施する。
 ※14: 格納容器ベント操作前に、原子炉圧力容器の腐蝕状態を確認し水位を高めに維持する。
 原子炉格納容器への熱放出を抑制し圧力上昇を抑制する。
 ※15: 復電時に必要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
 ※16: 非常用高圧母線 2 系列のうち、1 系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後に受電する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】
 I: 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、号伊原電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。
 電源容量により使用できる設備が限られる。
 II: 逃がし安全弁の作動に必要な電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用直流電源準備操作を行う。
 また、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁窒素ガス供給装置による窒素ガスの供給を行う。
 III: 原子炉代替注水系による除熱機能確保も実施可能である。

「急速減圧」
 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) が起動していることを確認後、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6 個を全開にし、原子炉を減圧する。
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位が判明していることを確認し、格納容器制御「S/C温度制御 (SP/T)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

AM 1: 「原子炉注水戦略」
 ・大量送水車による原子炉注水

原子力災害対策手順書

EHP
 ・大量送水車を使用した送水

解析上の対応手順の概要フロー

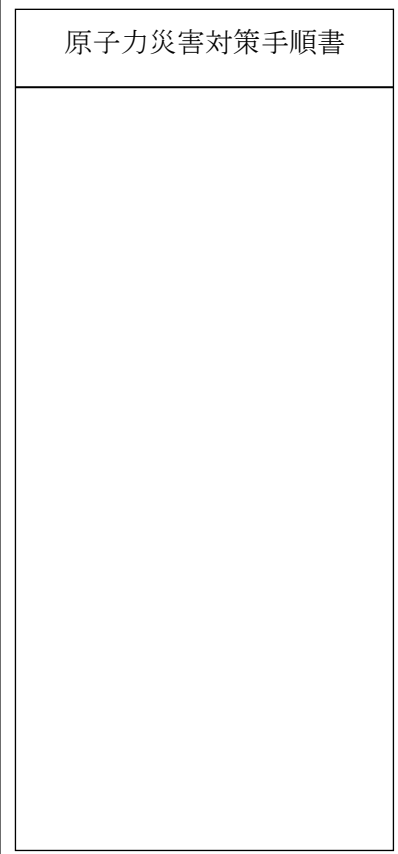
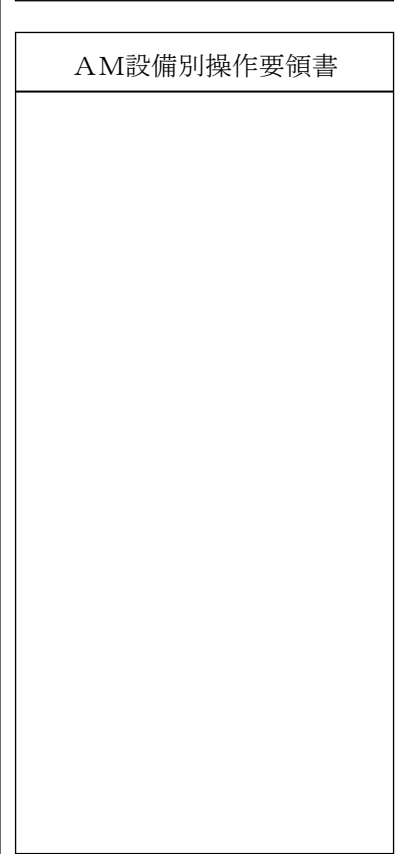
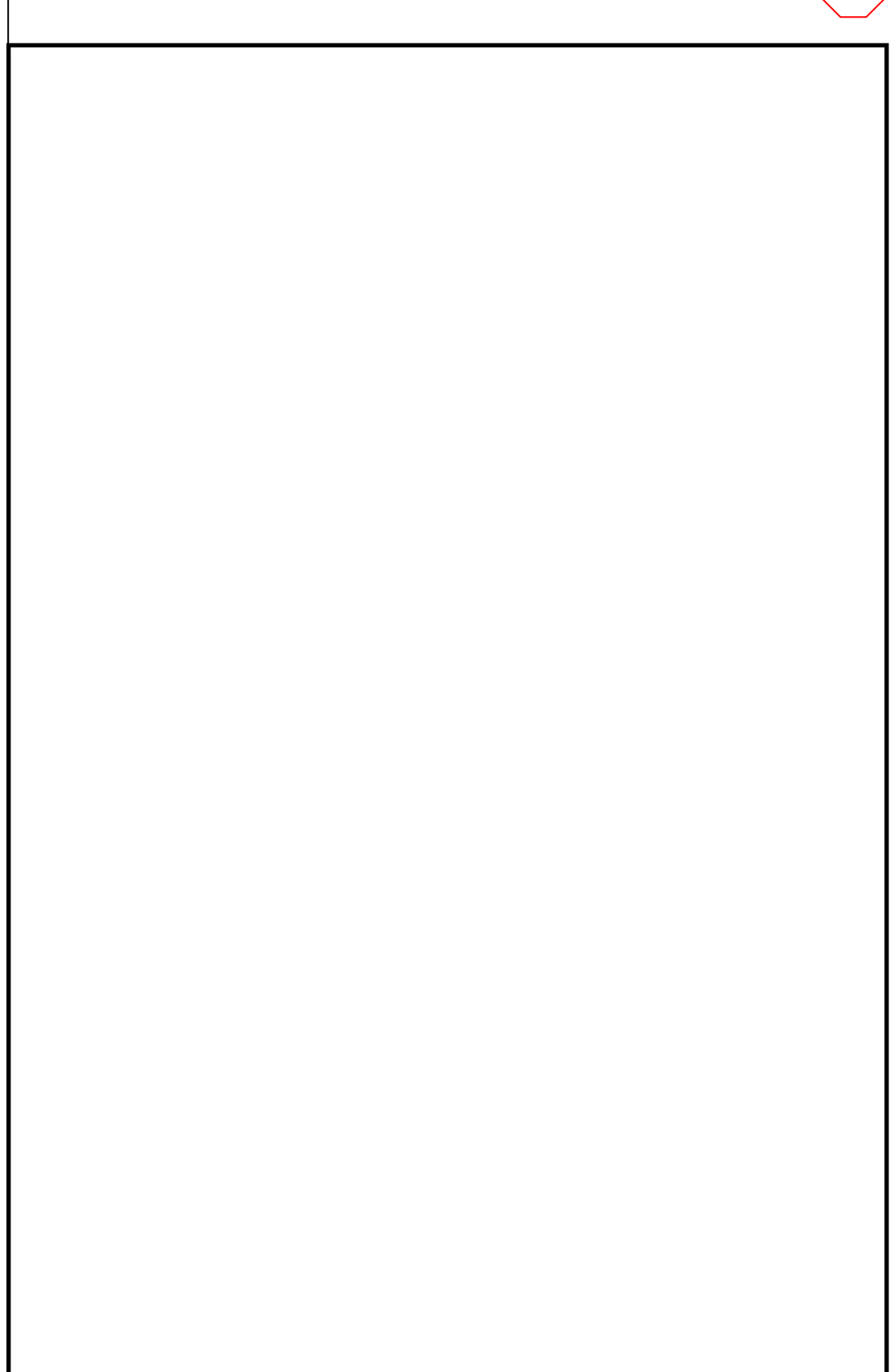
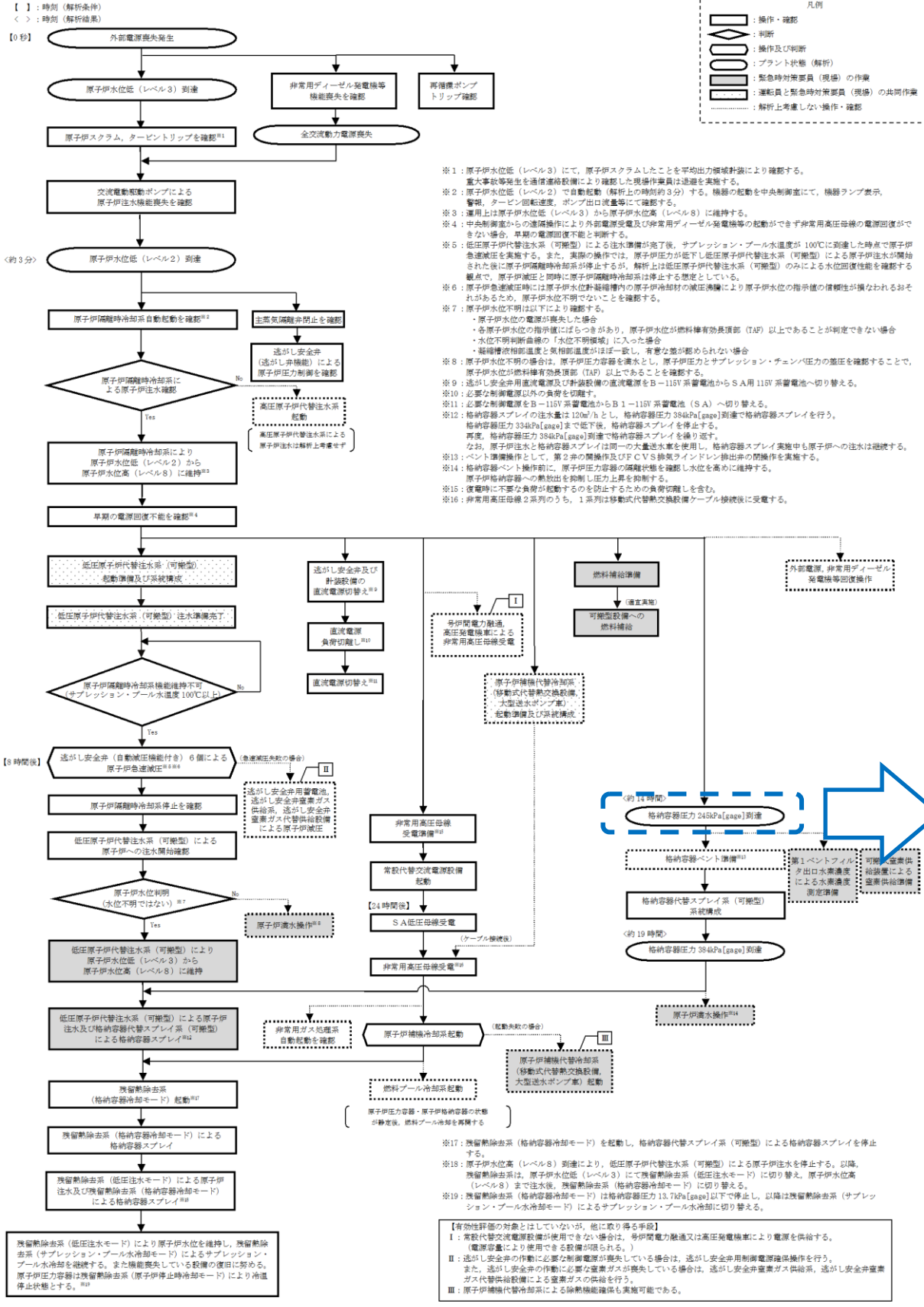
事故時操作要領書

操作補足事項

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」 E

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

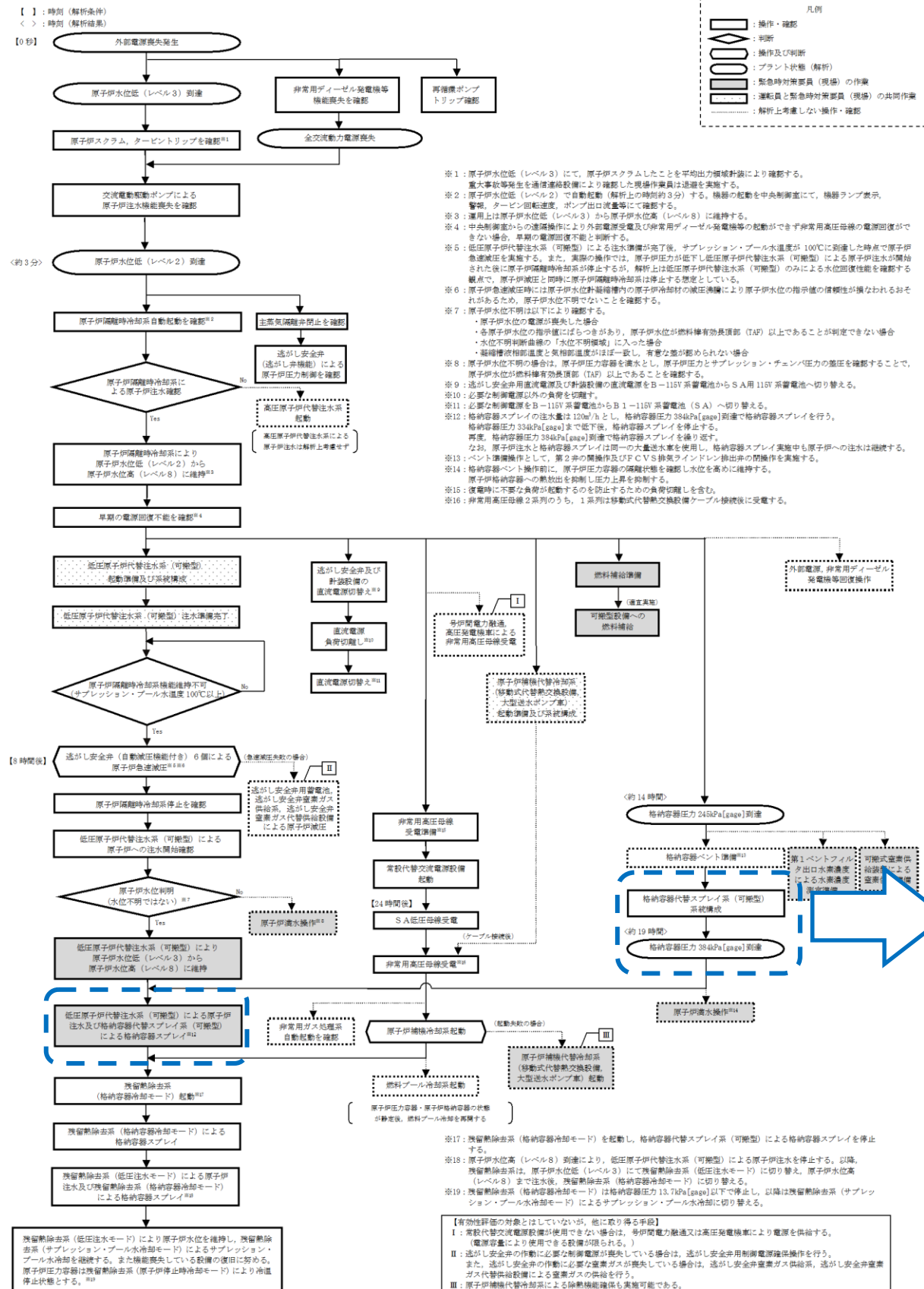


本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



「PCV圧力制御」
サブプレッション・チェンバ
バ圧力が 384kPa [gage] に
て、外部水源を用いた格納
容器代替スプレイを実施
する。

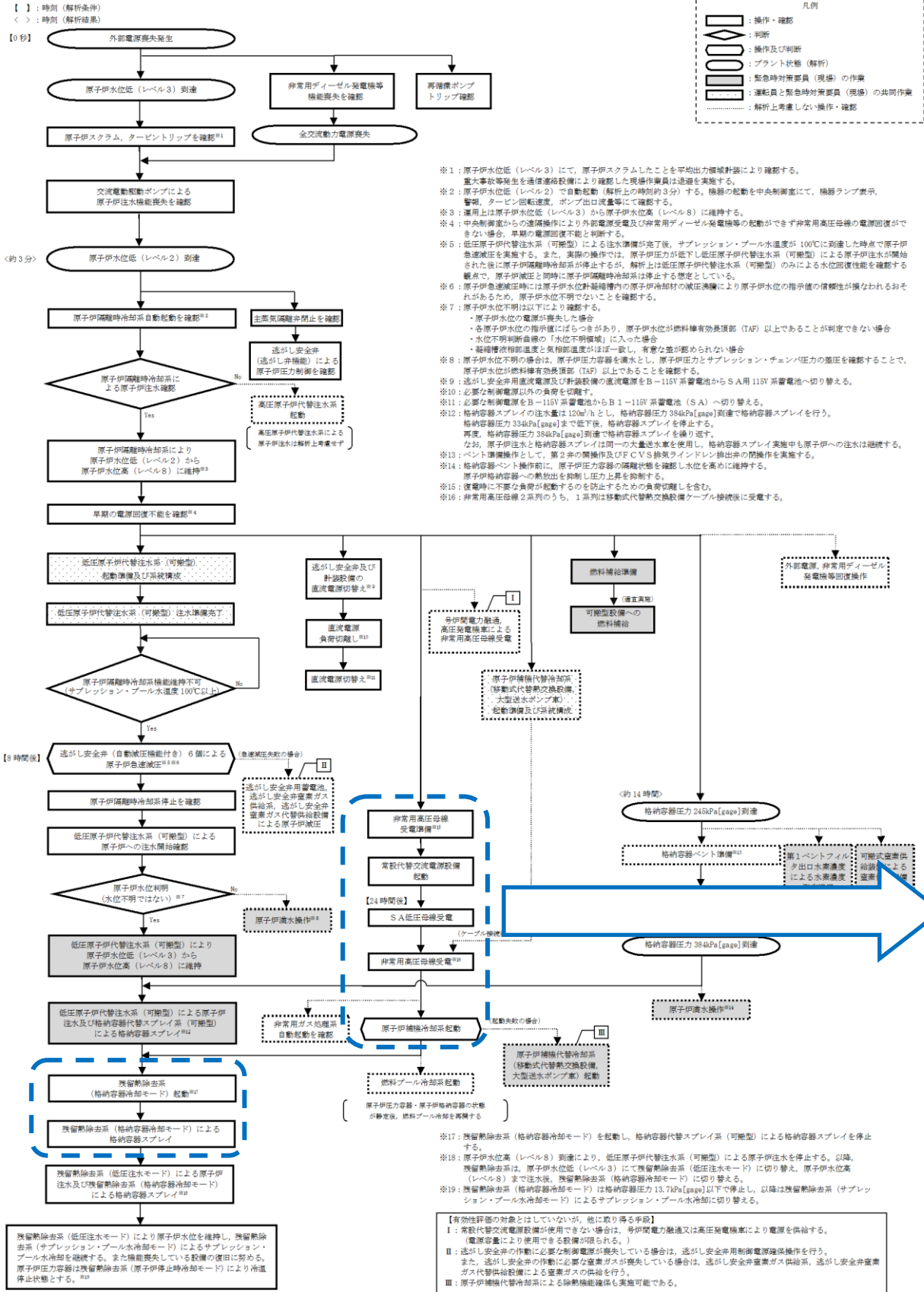
AM設備別操作要領書

AM 5: 「格納容器機能維持戦
略」
・大量送水車による格納容器
スプレイ

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 電源復旧



操作補足事項

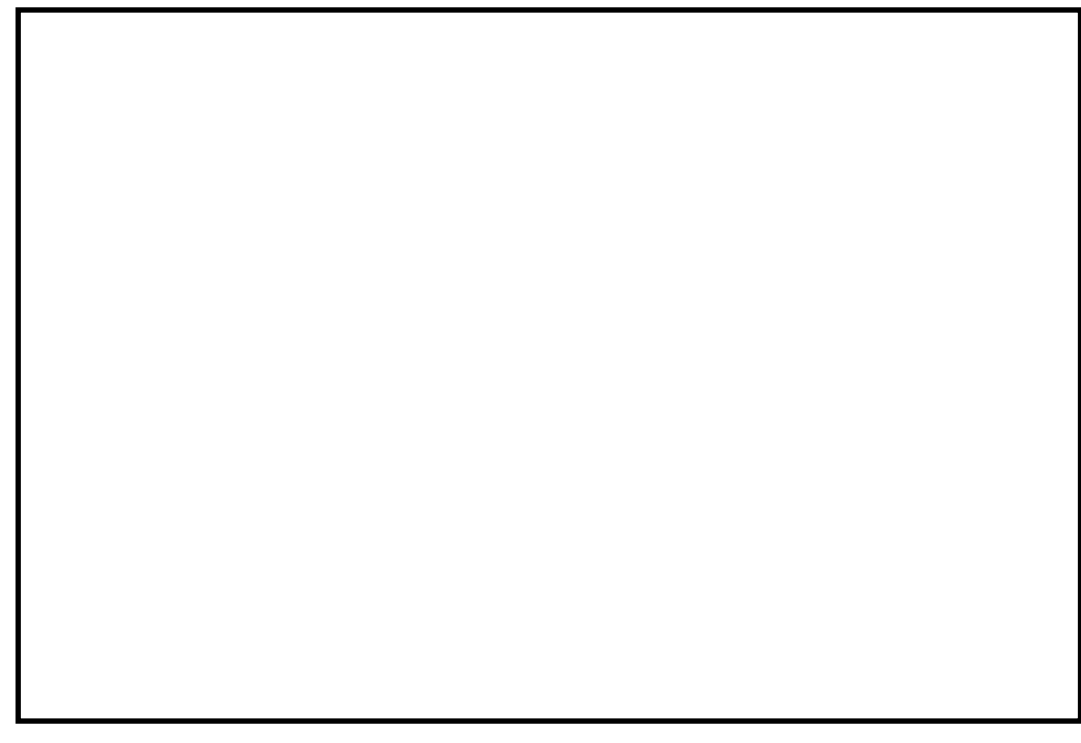
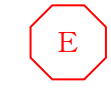
「電源復旧」
 ガスタービン発電機が起動可能になり、非常用母線受電準備が完了していること、移動式代替熱交換設備の電源ケーブルが接続されていることを確認し、ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

「PCV圧力制御」
 非常用母線受電後、原子炉補機冷却系、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) を起動する。

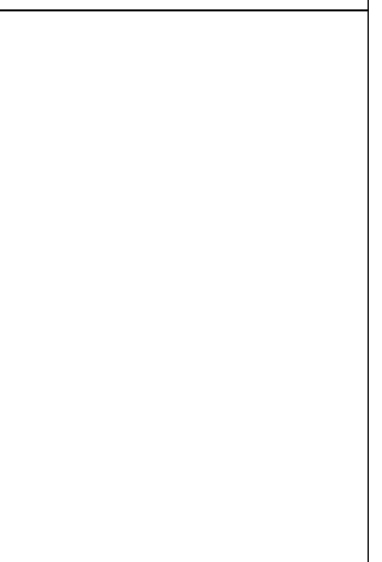
AM設備別操作要領書

- AM 11: 「電源確保戦略」
 - ・GTGによるC、D-M/C受電
- AM 4: 「格納容器除熱戦略」
 - ・RHRによる格納容器除熱

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



原子力災害手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.3 全交流動力電源喪失

1.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

特徴

全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため、開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下する。ことから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

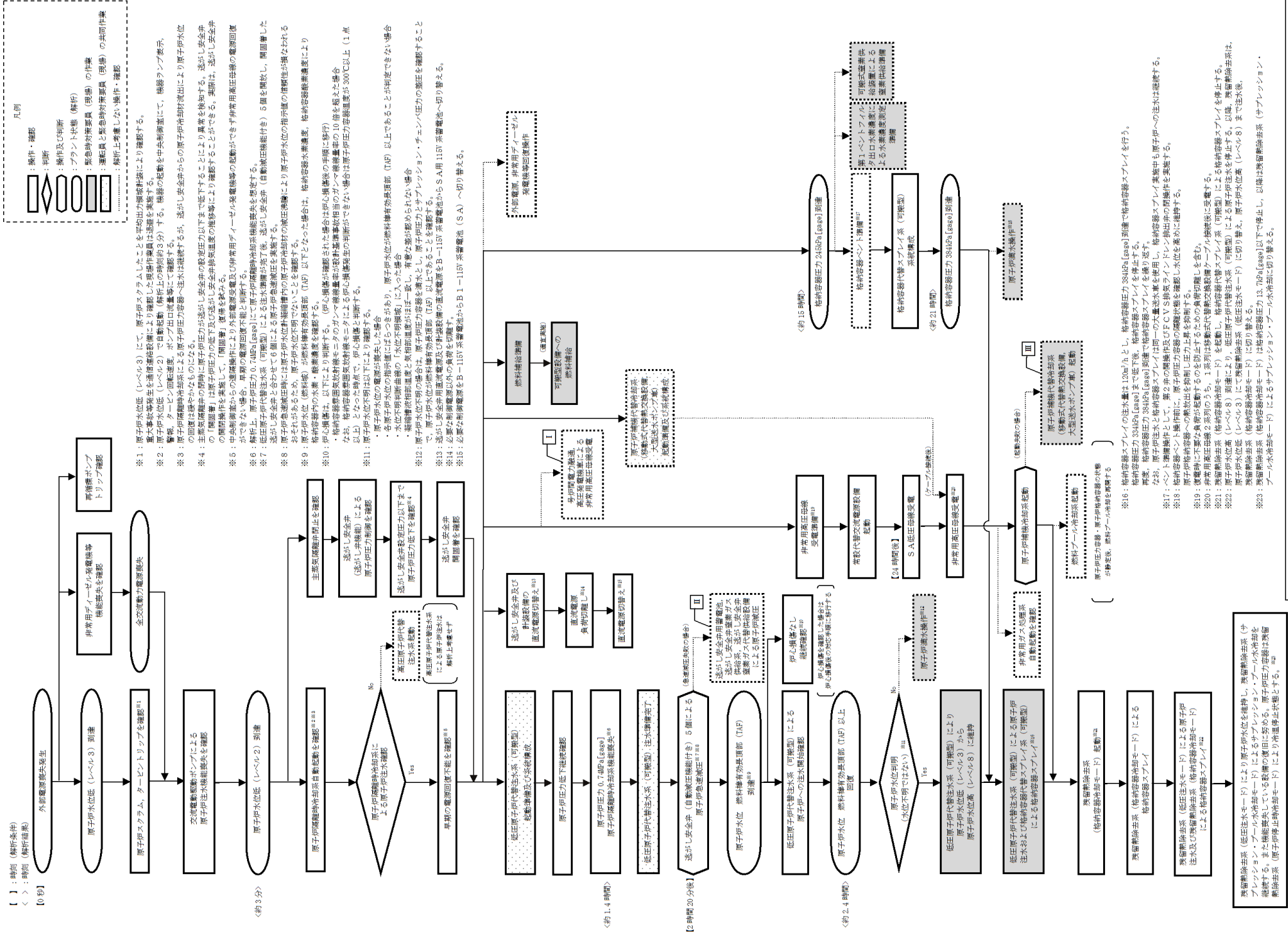
基本的な考え方

逃がし安全弁1個の開固着によって、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は所内常設蓄電式直流電源設備より電源を給電した原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却し、原子炉隔離時冷却系による注水停止後は、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水の準備が完了した後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉全弁の減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)により炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系(低圧注水系)による注水の準備が完了した以降は残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却、残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サブプレシジョン・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 直流電源切替え
- 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水
- 格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却
- 残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱
- 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水

解析上の対応手順の概要フロー



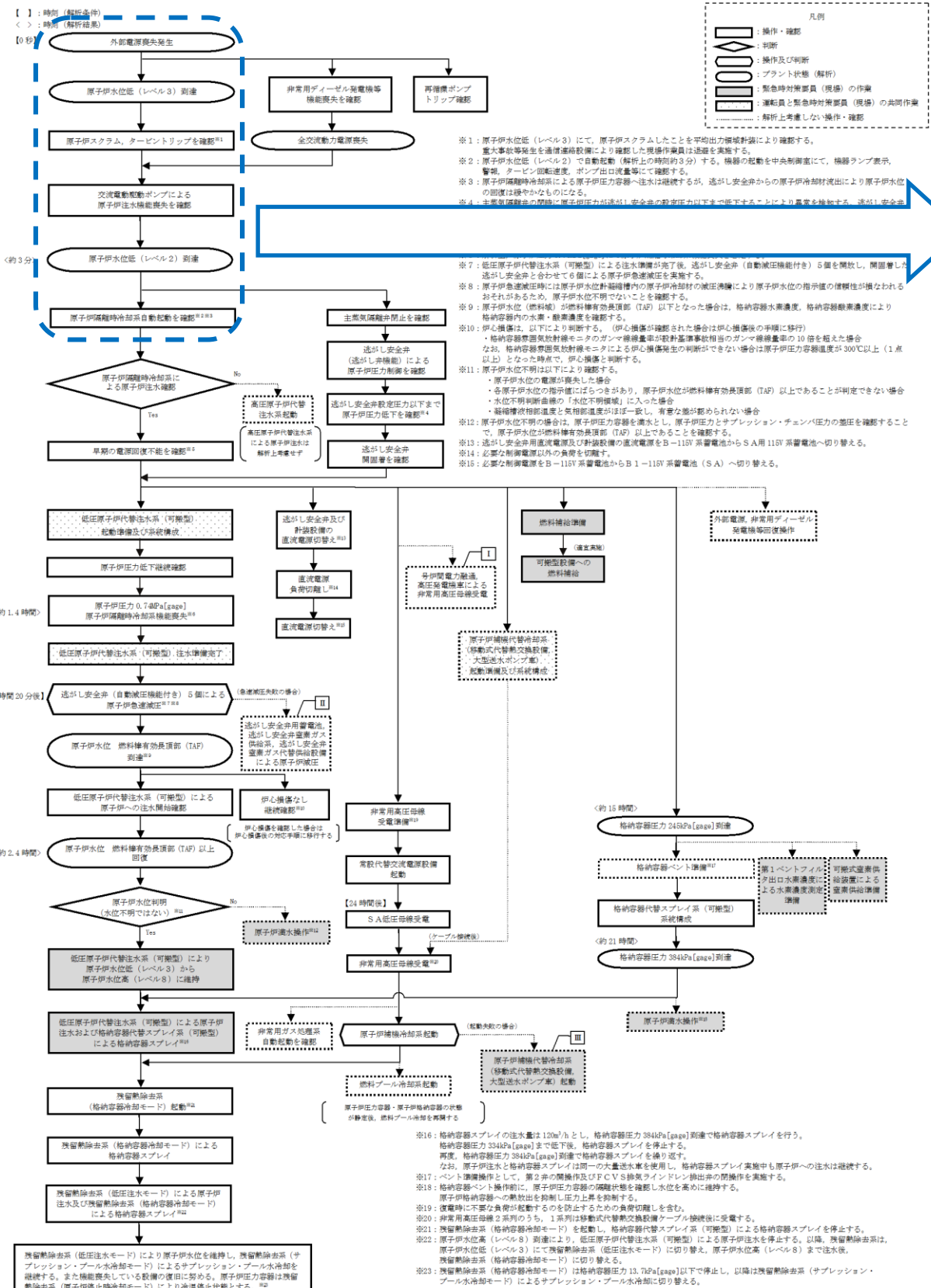
【特記事項】
 I. 逃がし安全弁の動作に必要な蒸気ガス供給系、逃がし安全弁蒸気ガス供給系、逃がし安全弁蒸気ガス供給系による蒸気ガスの供給を行う。
 II. 蒸気駆動の注水モードに切り替える。
 III. 原子炉隔離時冷却系による炉心温度低下を確保する。

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象とはしていないが、他に取るべき手順】
 I : 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、身伊間電力融通又は高圧発電機による電源を供給する。(電源容量により使用できる設備に限られる。)
 II : 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。
 III : 逃がし安全弁の作動に必要な電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用電源ガス供給系、逃がし安全弁用電源ガス供給設備による電源の供給を行う。
 IV : 原子炉補機代替冷却系による除熱機能確保も実施可能である。

事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低(レベル3)で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書(徴候ベース)」における「原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」
 最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
 原子炉水位は全給水喪失するため水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動するが逃がし安全弁が開固着しているため、水位低下が継続する。
原子炉水位低(レベル3)到達で原子炉制御「水位確保(RC/L)」へ移行する。

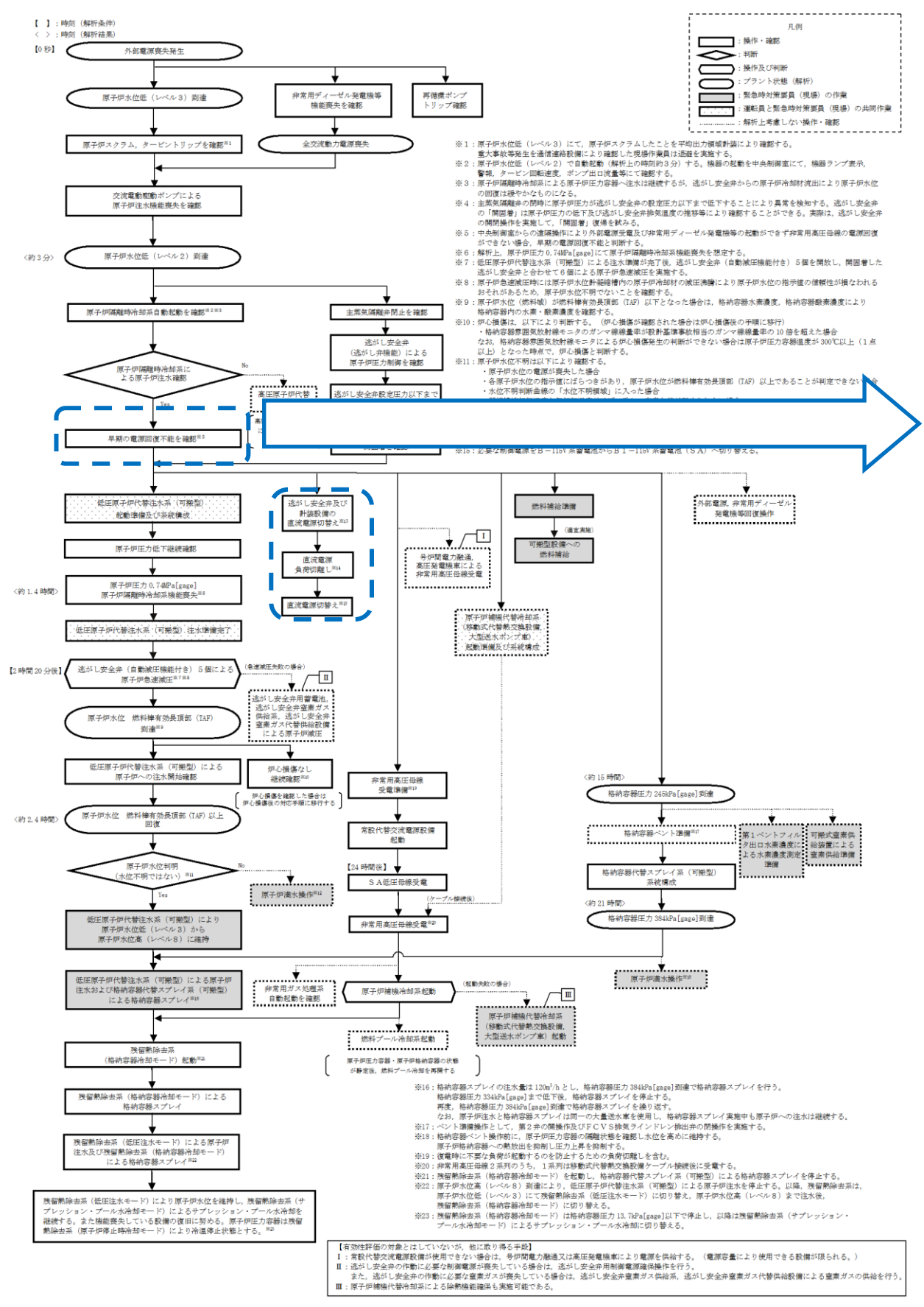
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧(PS/R)」へ移行する。

原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール温度、格納容器圧力が上昇する。
サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御(SP/T(W))」へ移行する。
ドライウエル圧力 13.7kPa[gage] 到達で格納容器制御「PCV圧力制御(PC/P)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

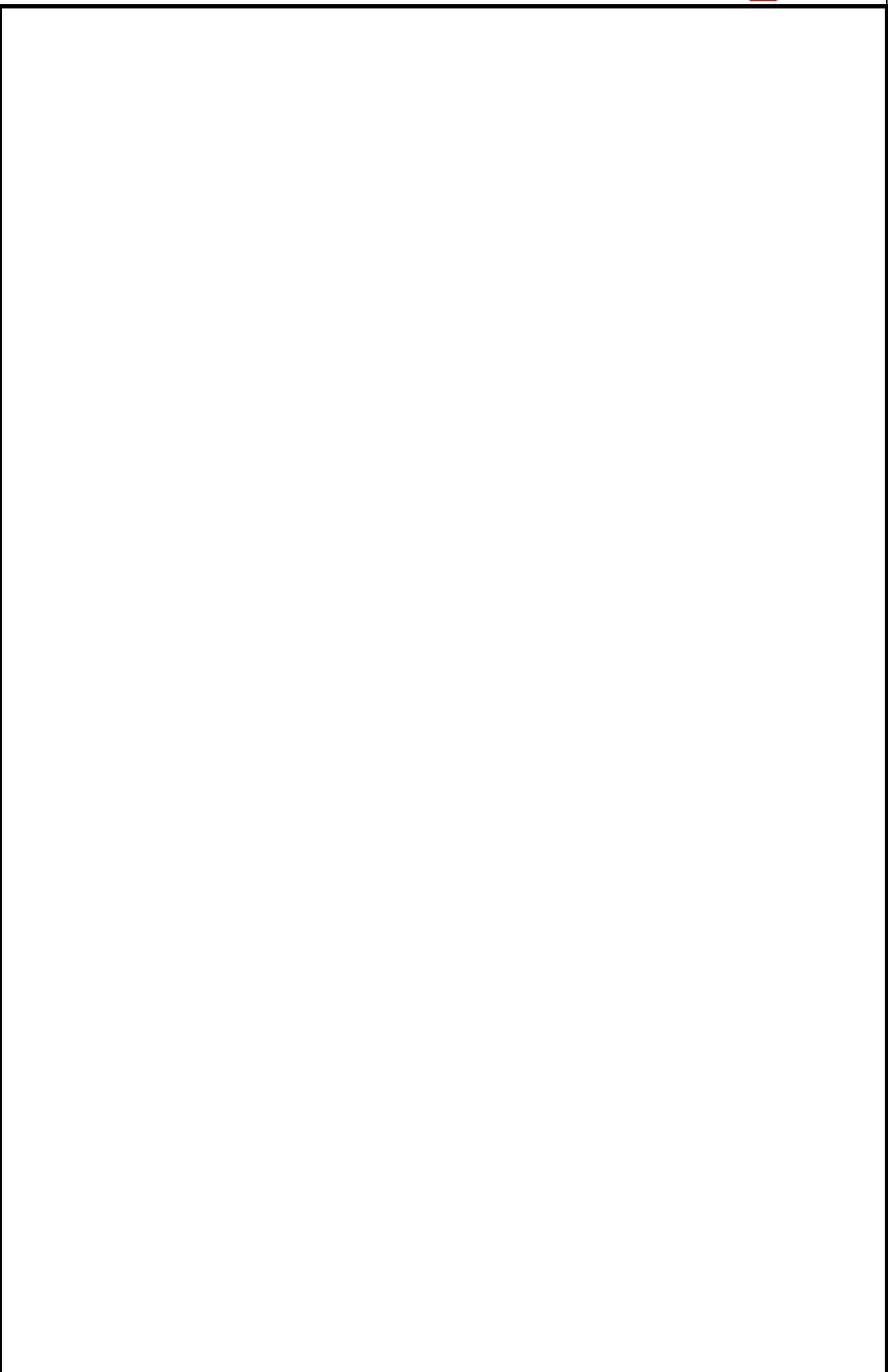
解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書



事故時操作要領書（徴候ベース） 電源復旧



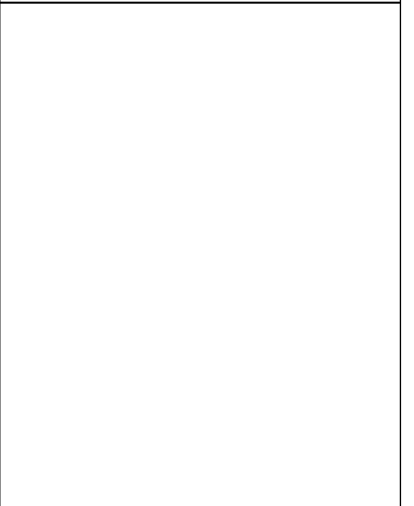
操作補足事項

「電源復旧」
 外部電源および非常用ディーゼル発電機等が喪失しているため、ガスタービン発電機の起動を試みるが起動に失敗する。
 直流電源は蓄電池により給電されるが、制御電源を維持するため不要な負荷を切り離す。
 逃がし安全弁用電源を確保するため、電源切替を実施する
 B-115V系直流電源については、B1-115V系（SA）直流電源から融通し24時間維持する。

AM設備別操作要領書

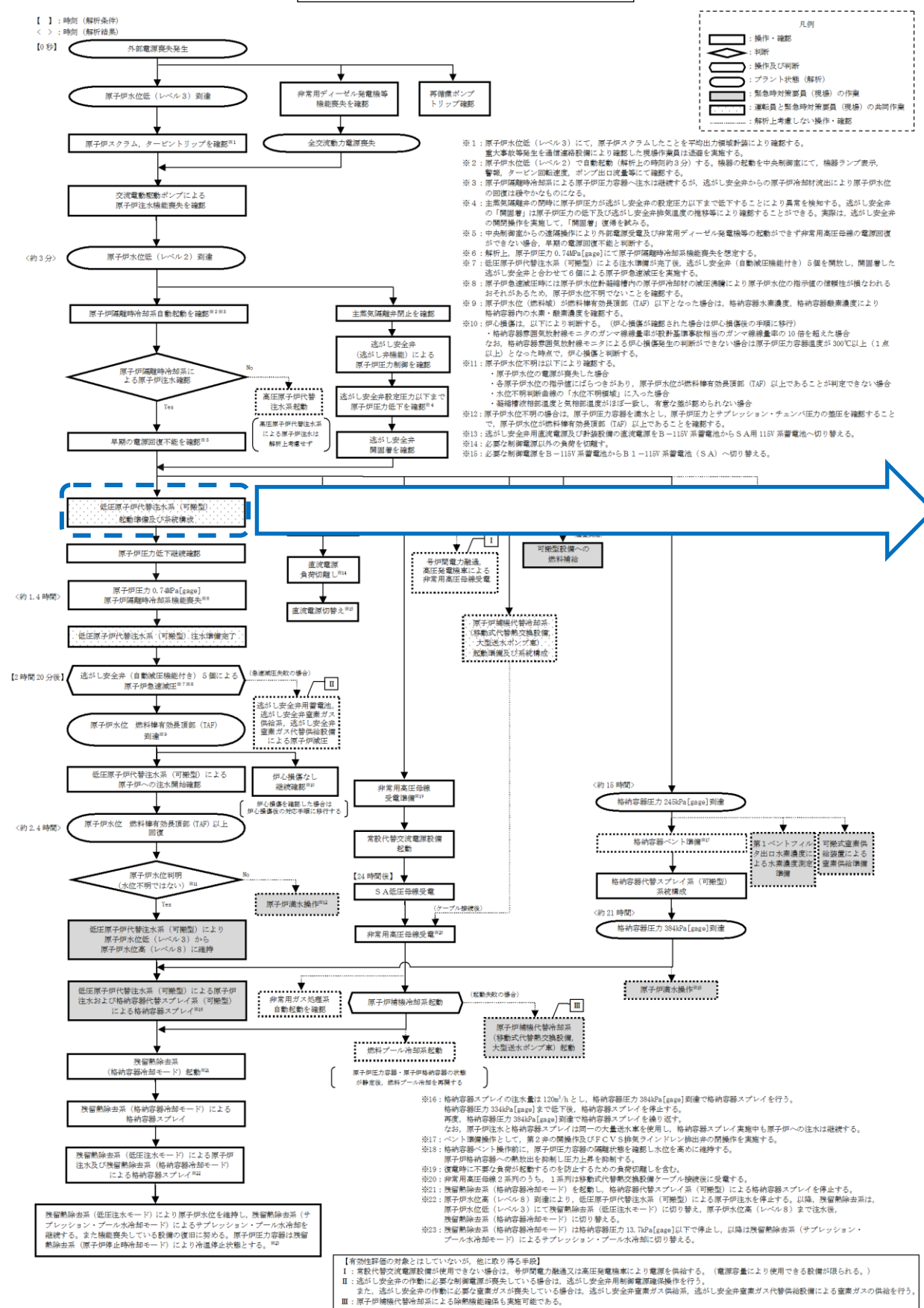
- AM 2**：「原子炉減圧戦略」
 ・SRV駆動源確保（SRV電源切替）
- AM 9**：「代替監視戦略」
 ・重要計器の電源切替
- AM 11**：「電源確保戦略」
 ・B1-115V蓄電池（SA）によるB-115V系直流盤受電

原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」

【有効性詳細の対象とはしていないが、他に取捨する事項】

I: 常設代替電源設備が使用できない場合は、非常用電力機又は高圧発電機等により電源を供給する。(電源容量により使用できる設備に限られる。)

II: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。

III: 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁用窒素ガス供給系、逃がし安全弁用窒素ガス代替供給設備による窒素ガスの供給を行う。

※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力増強装置により確認する。重大事故等発生を遠隔連絡装置により確認した現場作業員は遠隔を実施する。

※2: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の約3分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。

※3: 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器へ注水は継続するが、逃がし安全弁からの原子炉冷却材流出により原子炉水位の回復は望めないものとなる。

※4: 主蒸気隔離弁の閉鎖時に原子炉圧力が逃がし安全弁の設定圧力以下まで低下することにより異常を検知する。逃がし安全弁の「閉鎖」は原子炉圧力の低下及び逃がし安全弁排気温度の推移等により確認することができる。実際は、逃がし安全弁の閉鎖操作を実施して、「閉鎖」復帰を待つ。

※5: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。

※6: 解析上、原子炉圧力 0.7 MPa (gag) にて原子炉隔離時冷却系機能喪失を想定する。

※7: 低圧原子炉代替注水系 (可能型) による原子炉注水を完了後、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 5 閥を開放し、閉鎖した逃がし安全弁と合わせて 6 閥による原子炉急減圧を実施する。

※8: 原子炉急減圧時には原子炉水位計設備内の原子炉冷却材の減圧降膜により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれる可能性があるため、原子炉水位不明であることを確認する。

※9: 原子炉水位 (燃料棒) が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以下となった場合は、格納容器水素濃度、格納容器熱交換率により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。

※10: 炉心損傷は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)

- 格納容器熱交換率モニタのガンマ線検量率計数率計数率相当のガンマ線検量率の 10 倍を超えた場合
- 格納容器熱交換率モニタによる炉心損傷発生判断ができない場合は原子炉圧力容器温度が 300℃ 以上 (1 点以上) となった時点で、炉心損傷と判断する。

※11: 原子炉水位不明は以下により確認する。

- 原子炉水位の電源が喪失した場合
- 各原子炉水位の指示値は正常範囲内であり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合
- 水位不明判断設備の「水位不明領域」に入った場合
- 格納容器熱交換率と気相温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合

※12: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減圧とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差を確認することにより、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。

※13: 逃がし安全弁用直圧電圧及び中圧電圧の直圧電圧を B-115V 系蓄電池から SA 用 110V 系蓄電池へ切り替える。

※14: 必要な制御電源以外の負荷を切離す。

※15: 必要な制御電源を B-115V 系蓄電池から B-115V 系蓄電池 (SA) へ切り替える。

操作補足事項

「水位確保」
逃がし安全弁が開固着しているため原子炉水位の低下が継続する。低圧原子炉代替注水系 (可搬型) を準備する。原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上に維持できないと判断し、不測事態「水位回復 (C1)」へ移行する。

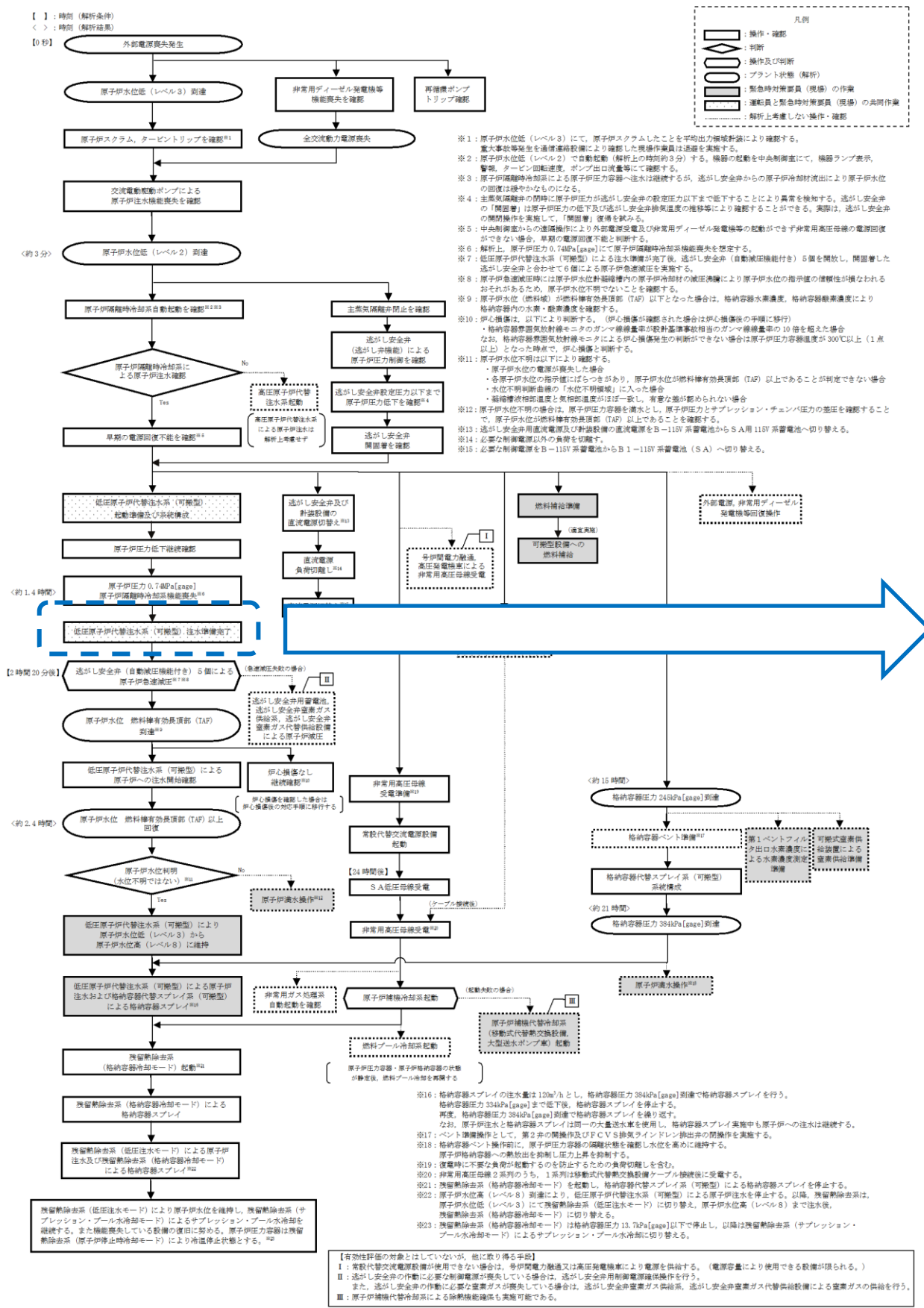
AM設備別操作要領書

AM 1: 「原子炉注水戦略」
・大量送水車による原子炉注水

原子力災害対策手順書

EHP
・大量送水車を使用した送水

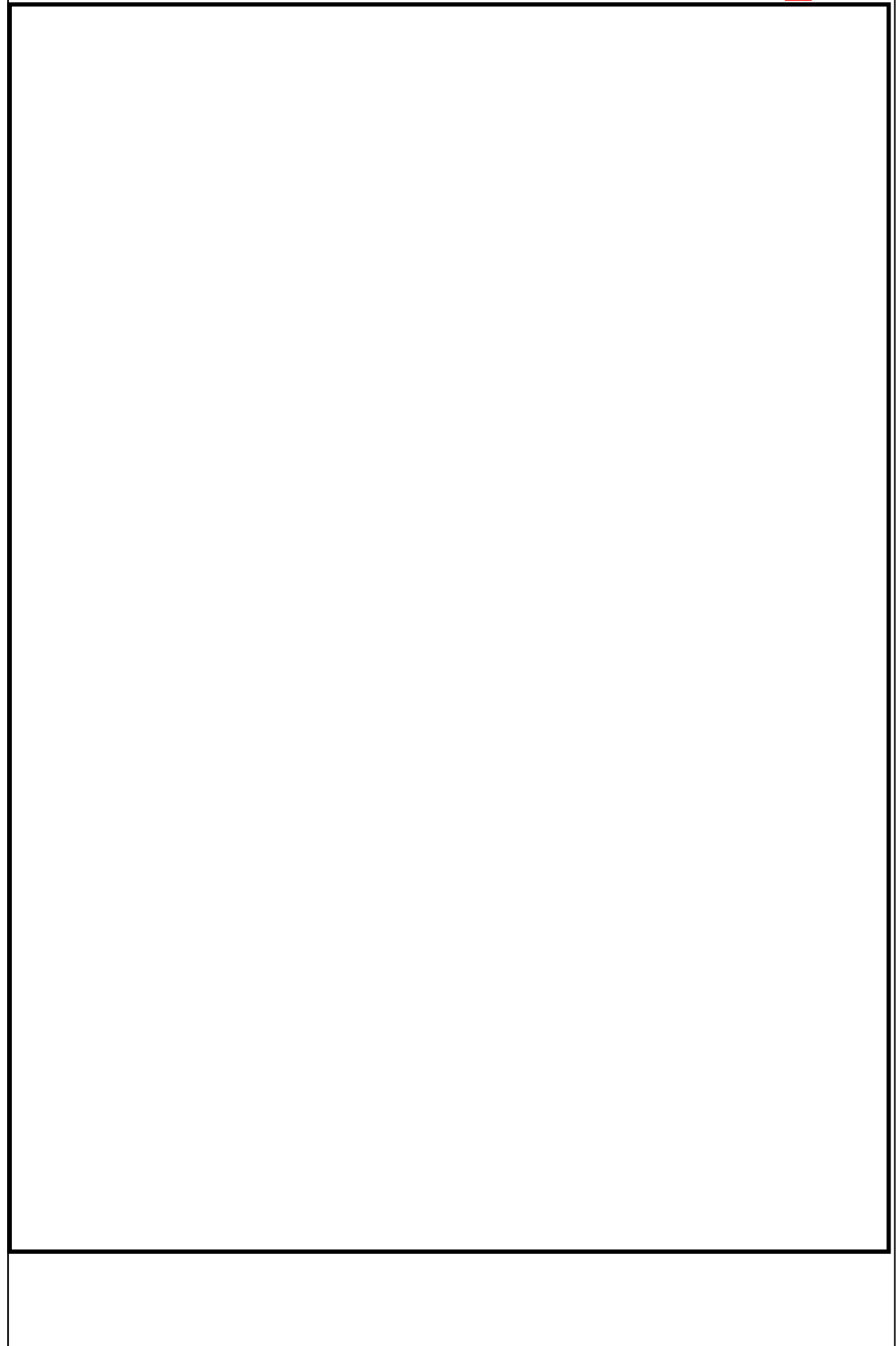
解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象とはしていないが、他に記す事項】
 I : 緊急代替交流電源設備が使用できない場合は、非伊電機設備又は高圧発電機により電源を供給する。(電源容量により使用できる設備に限られる。)
 II : 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁制御電源確保操作を行う。
 また、逃がし安全弁の作動に必要な重薬ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁重薬ガス供給系、逃がし安全弁重薬ガス代替供給設備による重薬ガスの供給を行う。
 III : 原子炉補機代替冷却系による除熱機能確保も実施可能である。

事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

「水位回復」
 逃がし安全弁閉鎖により、原子炉圧力容器内からの水の流出が継続し原子炉水位が燃料棒有効長頂部未満であり原子炉水位の低下が継続していることを確認する。**低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の起動準備が完了し不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

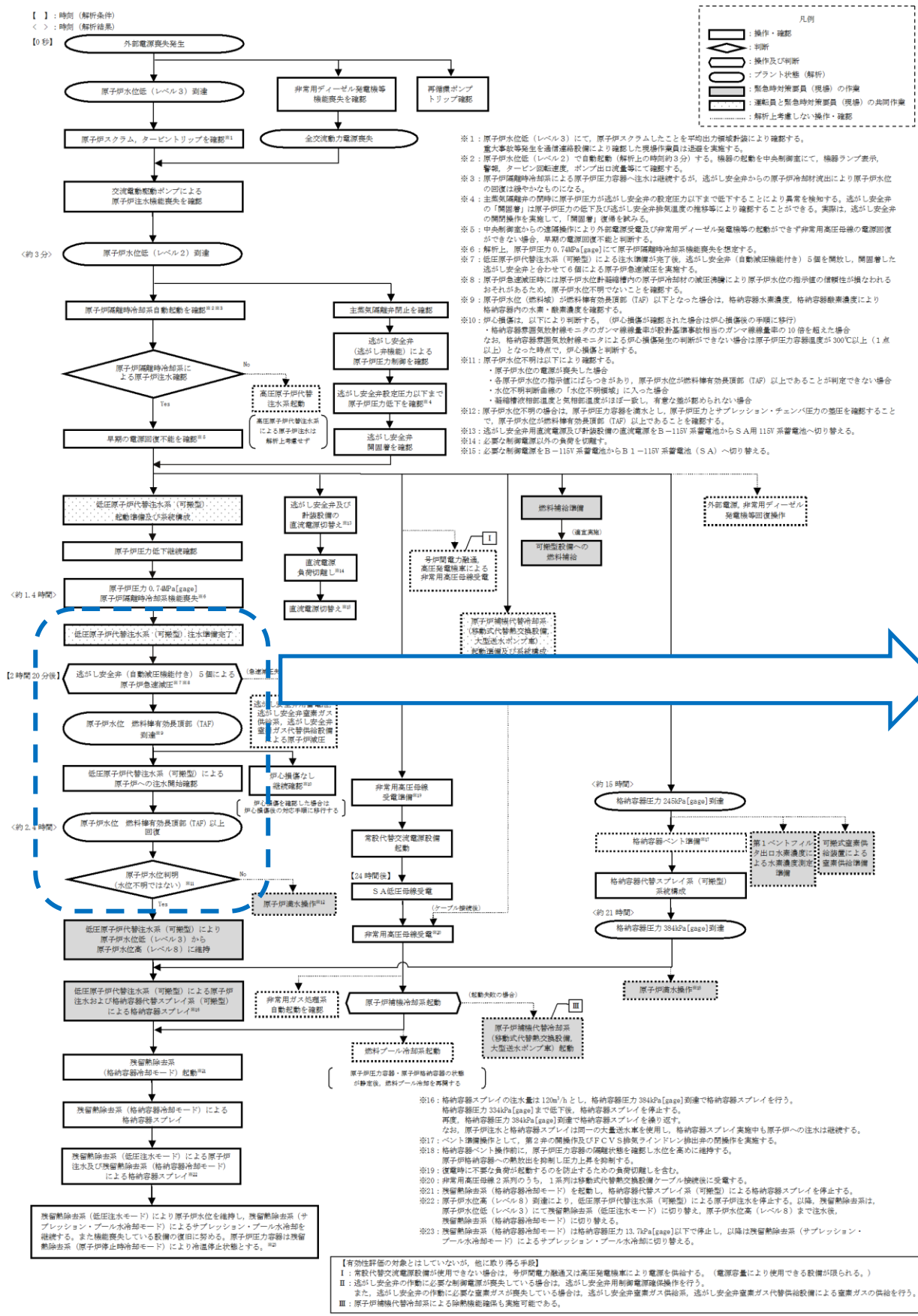


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

「急速減圧」
 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の起動していることを確認後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）5個を全開にし、原子炉を減圧する。
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復（C1）」へ移行する。

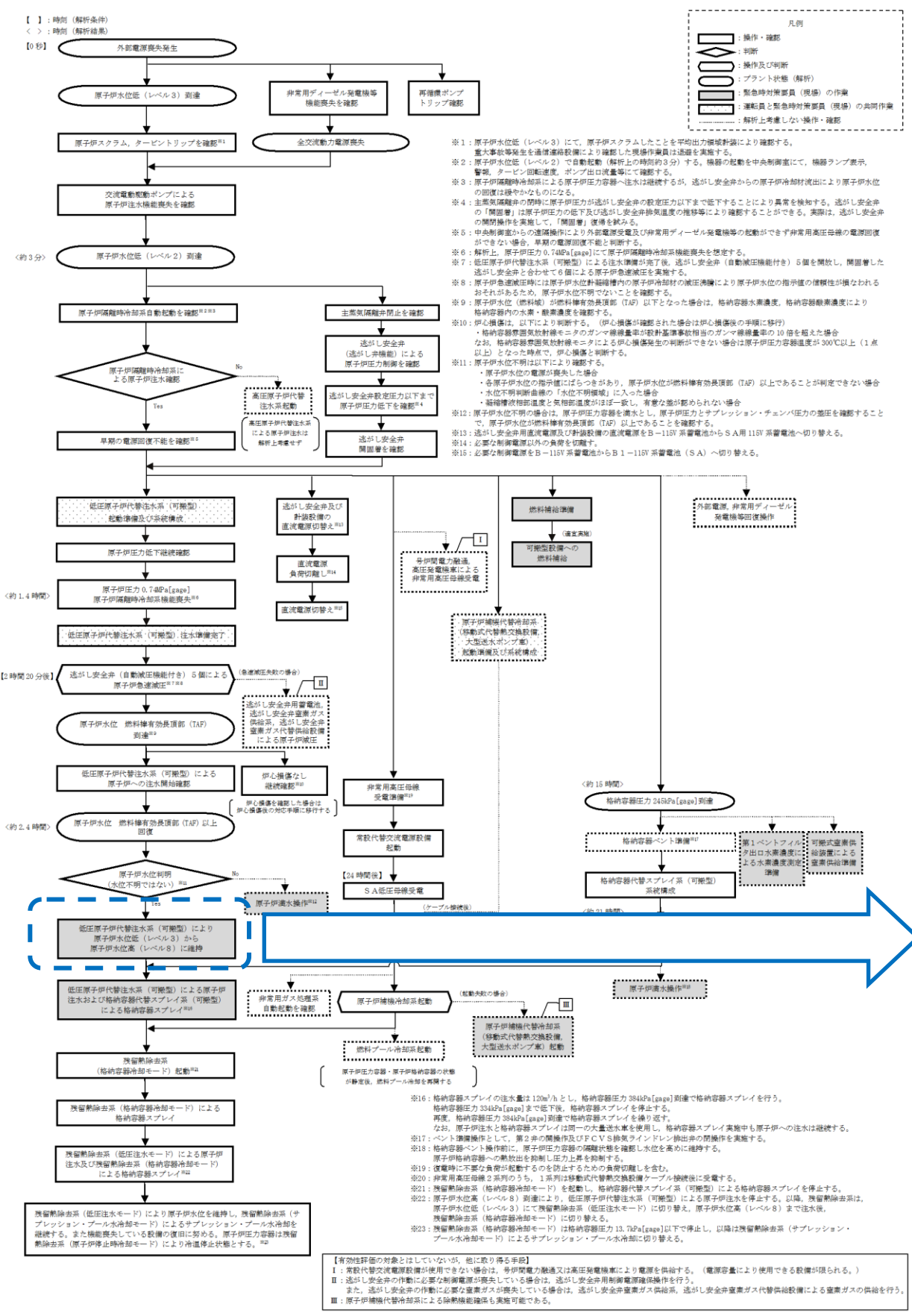
AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書

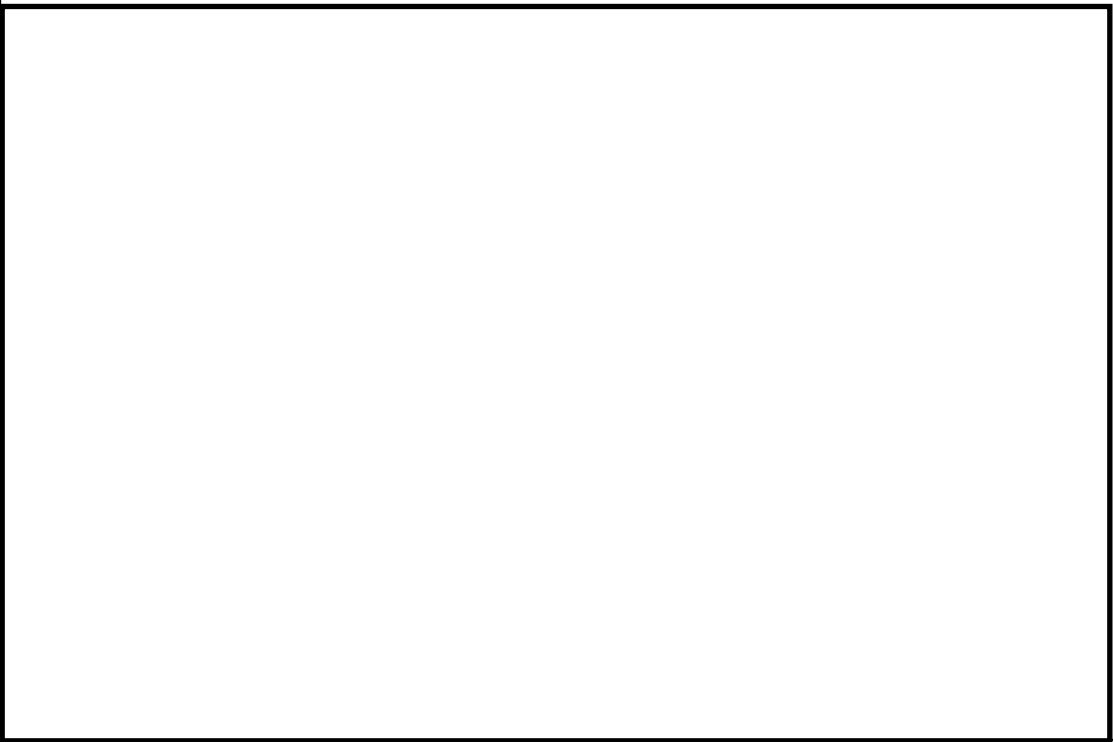


解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



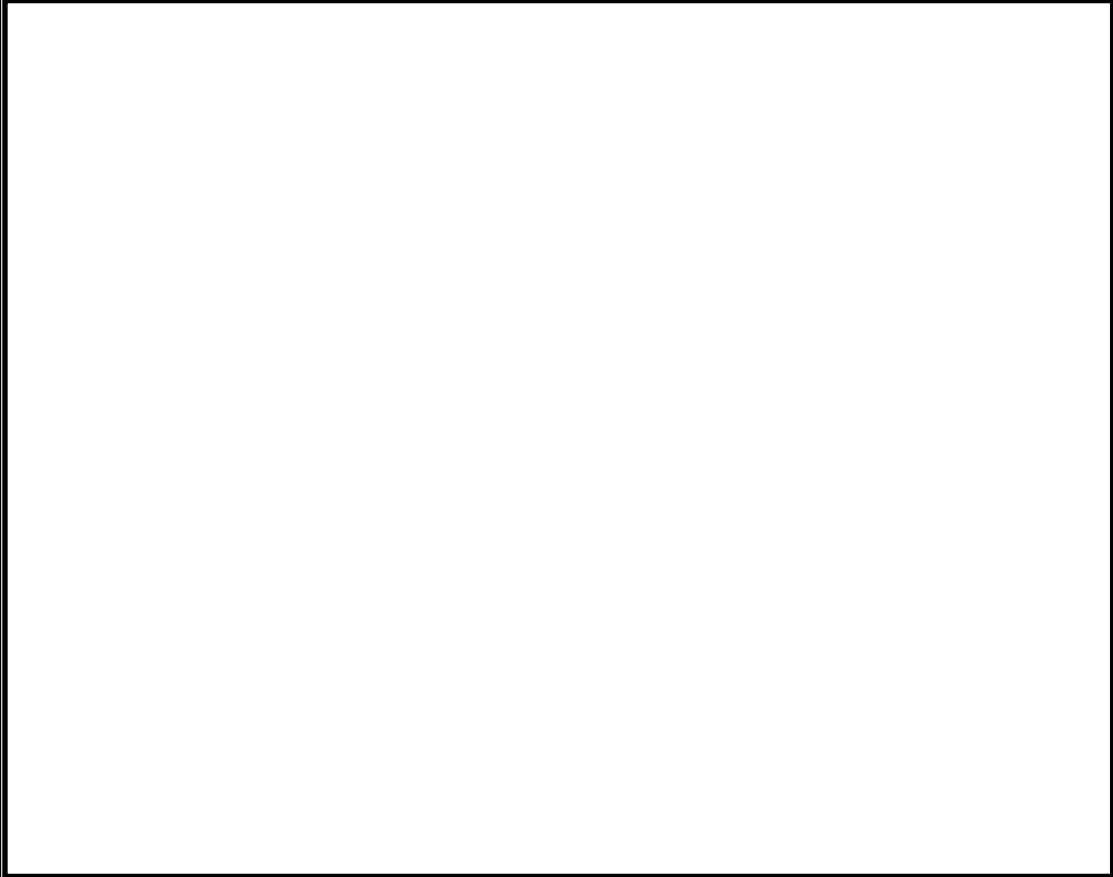
操作補足事項

「水位回復」
原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上で原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。

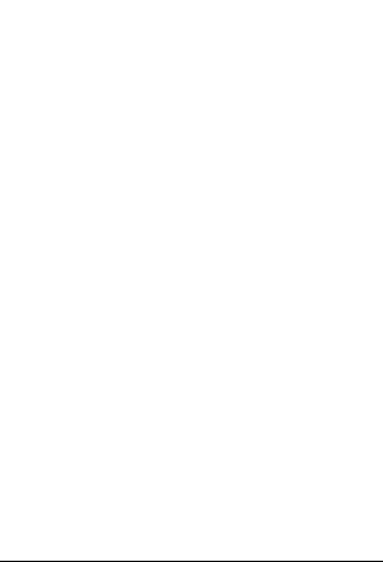
「水位確保」
 原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持可能により原子炉制御「スクラム (RC)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」

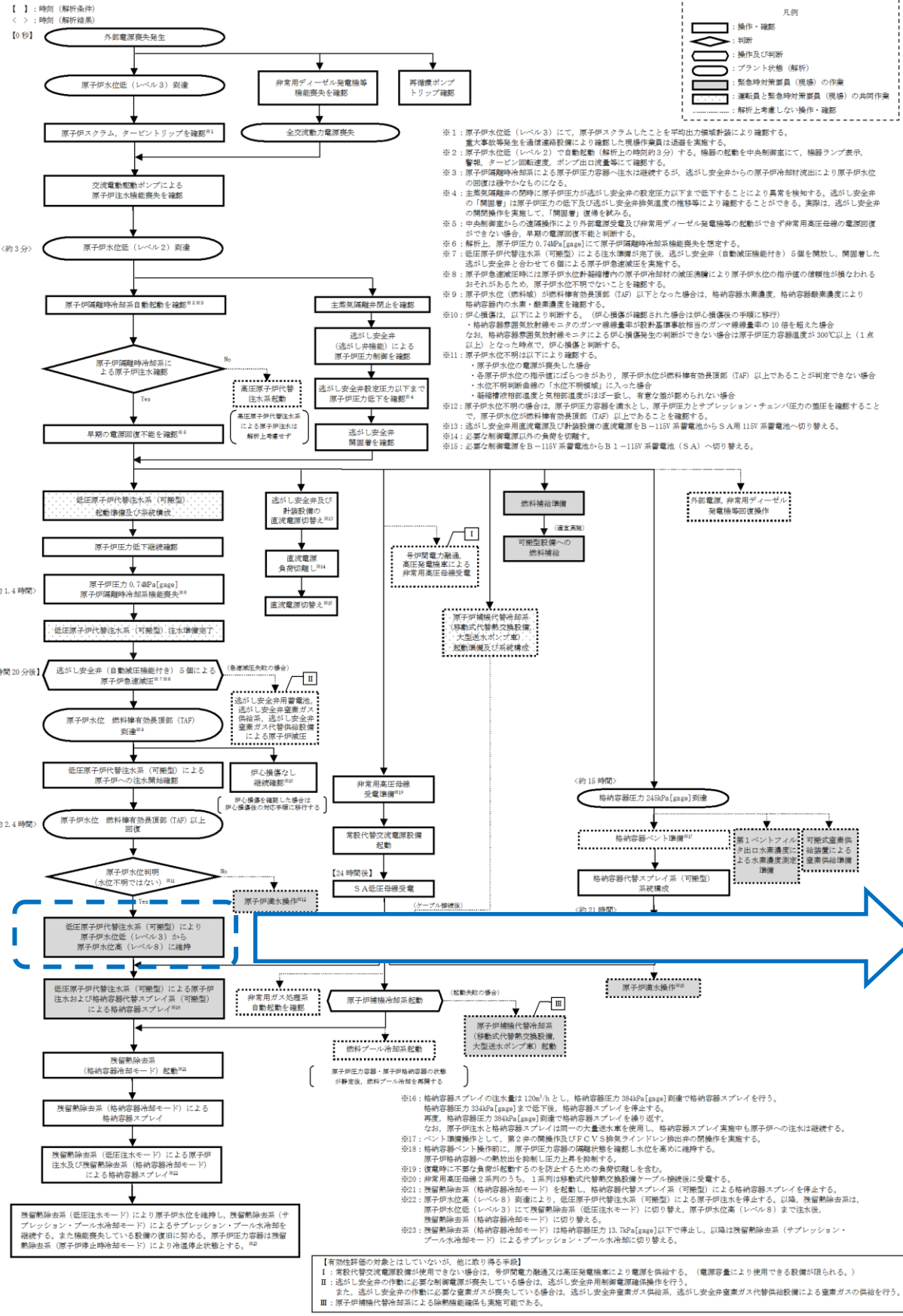


原子力災害対策手順書



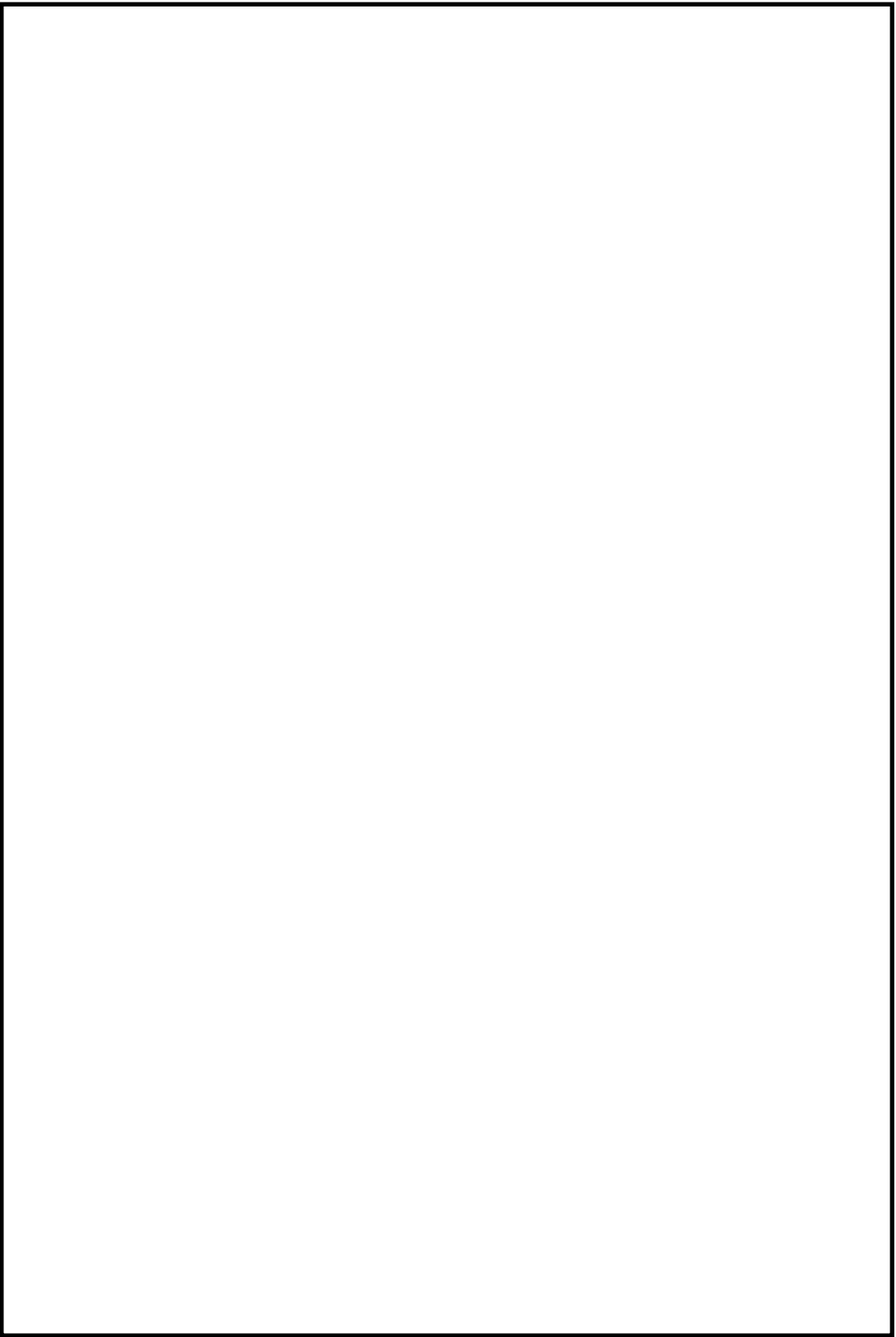
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

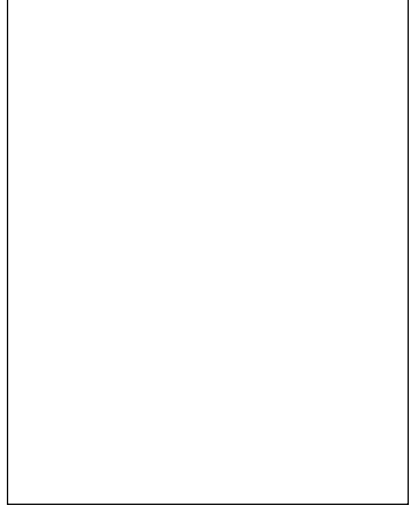
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



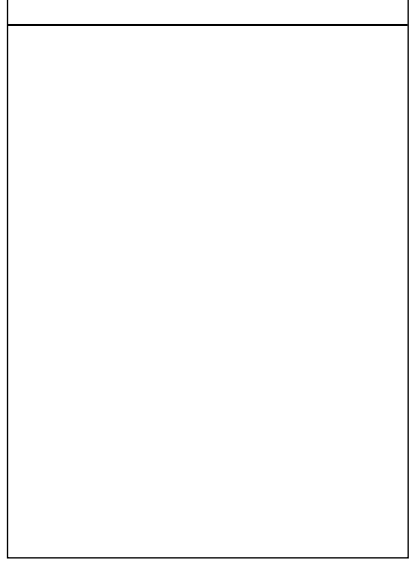
操作補足事項

「スクラム」
原子炉水位を継続監視する。

AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



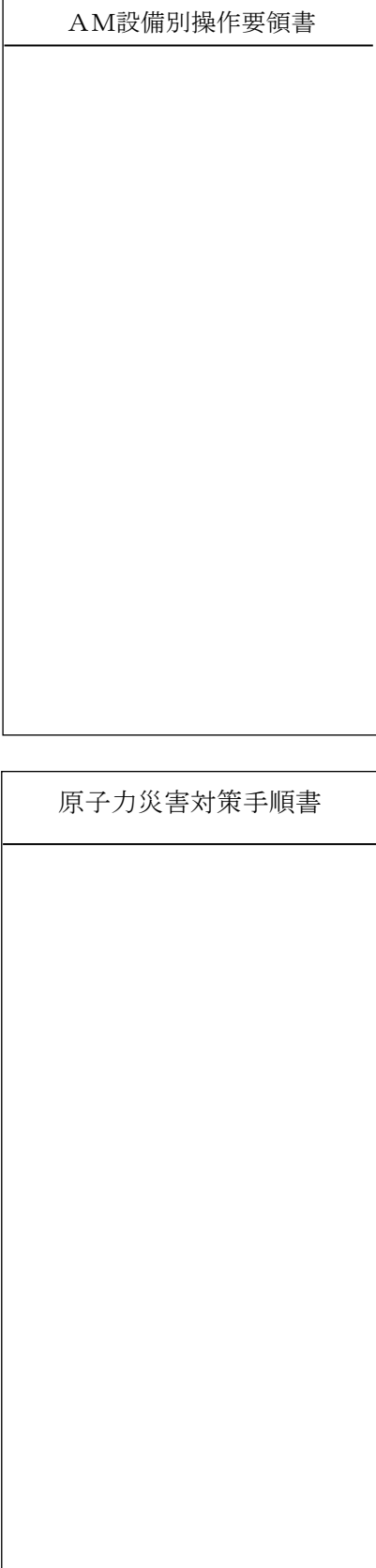
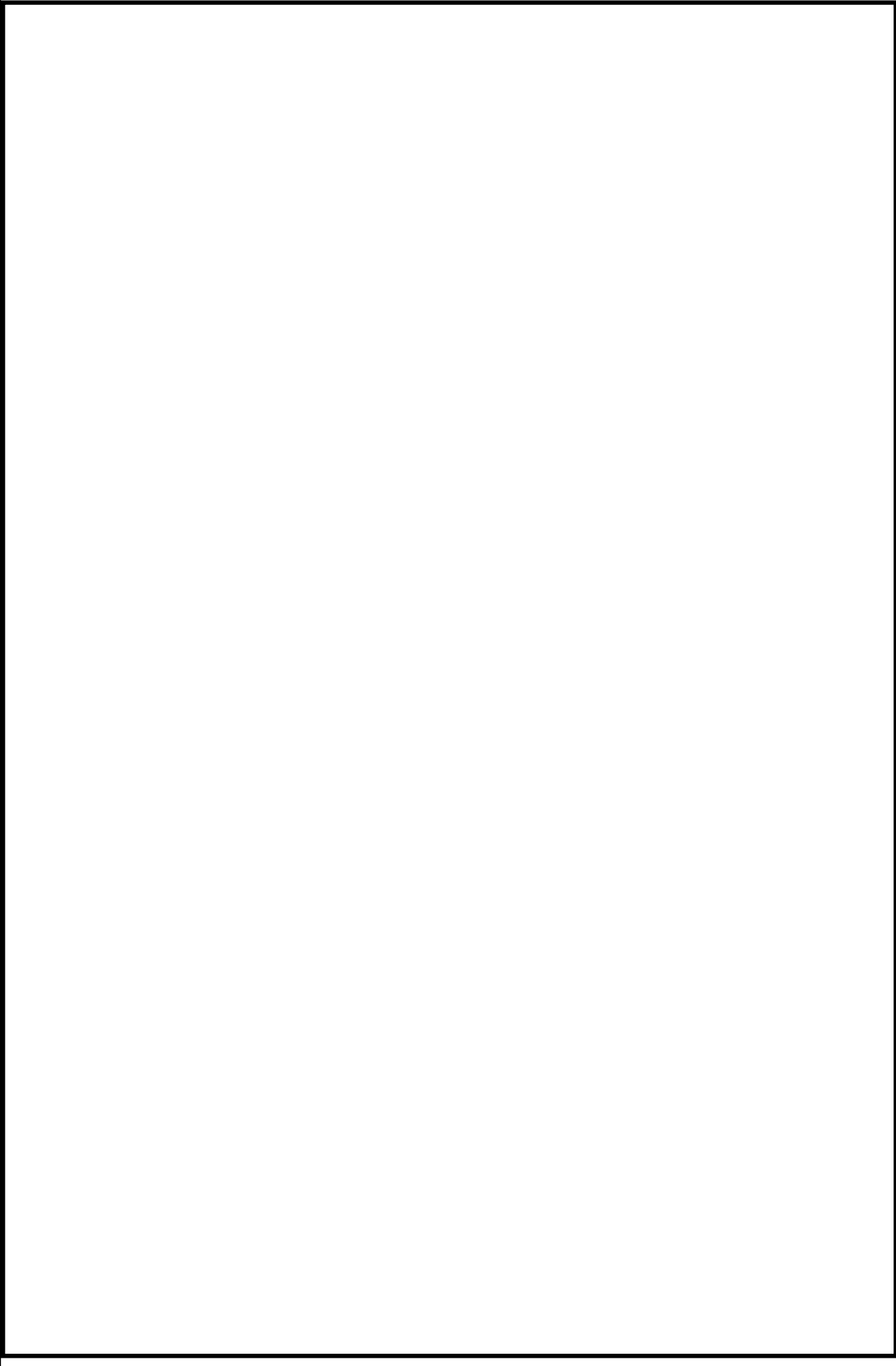
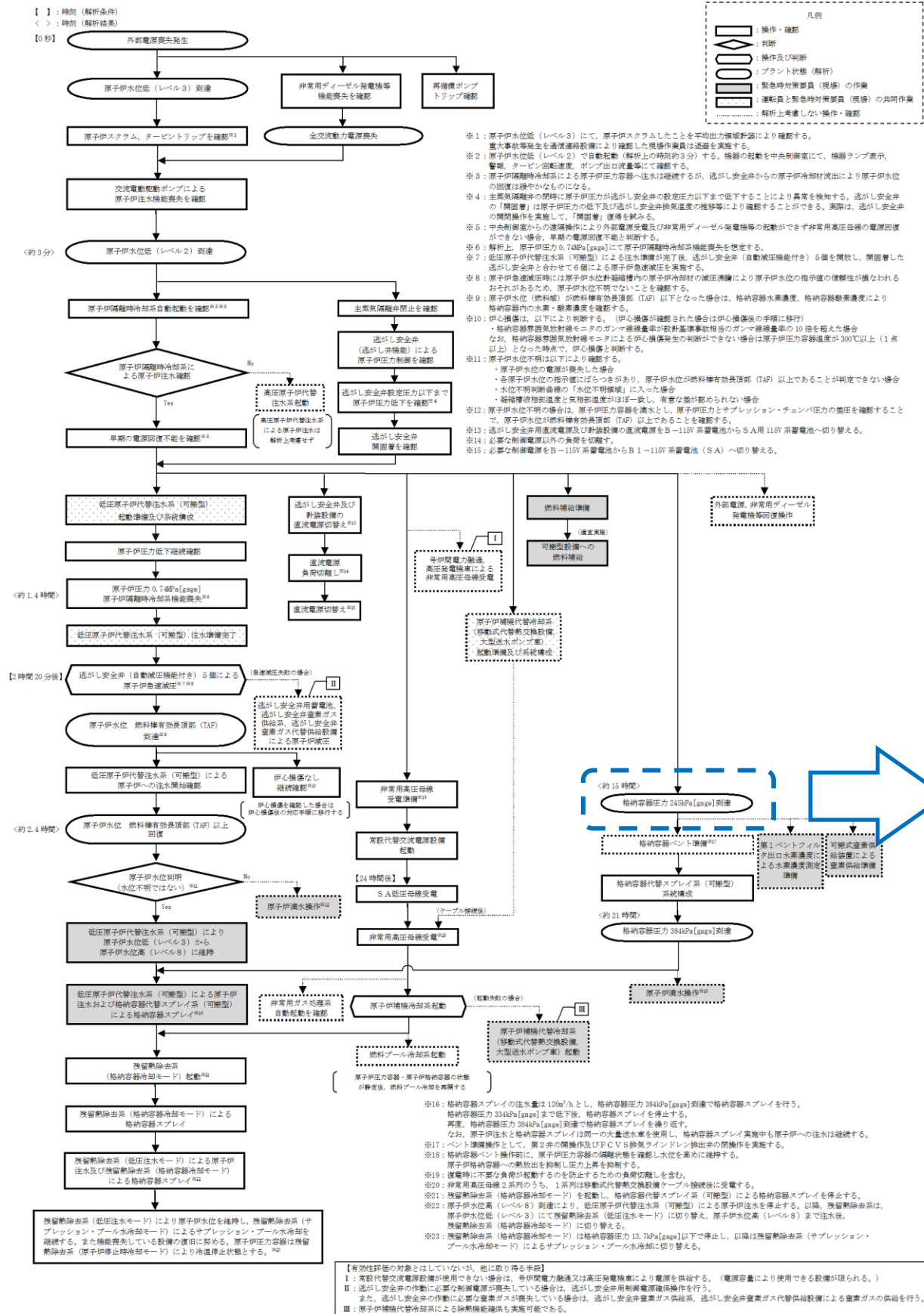
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

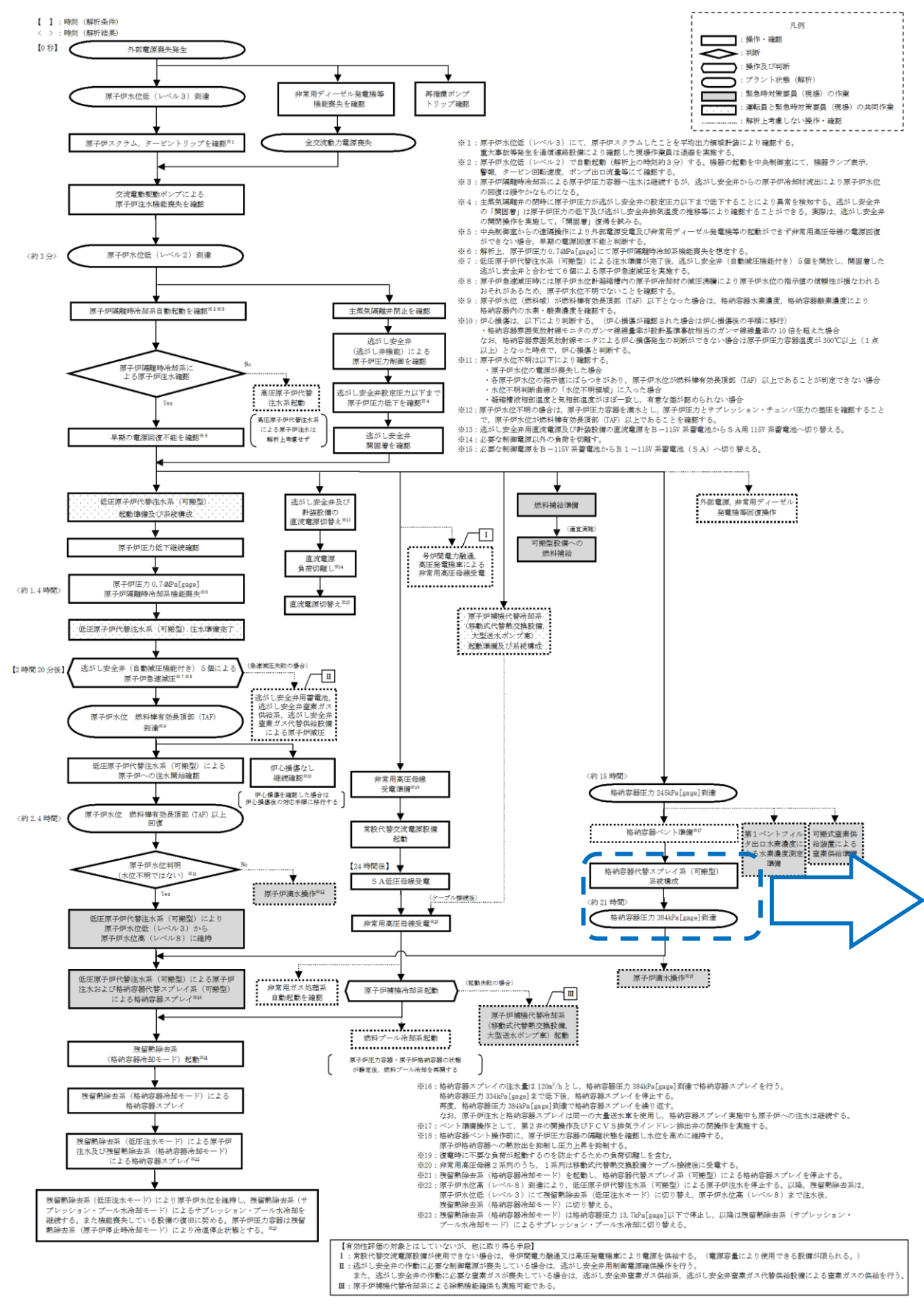
事故時操作要領書

操作補足事項

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」

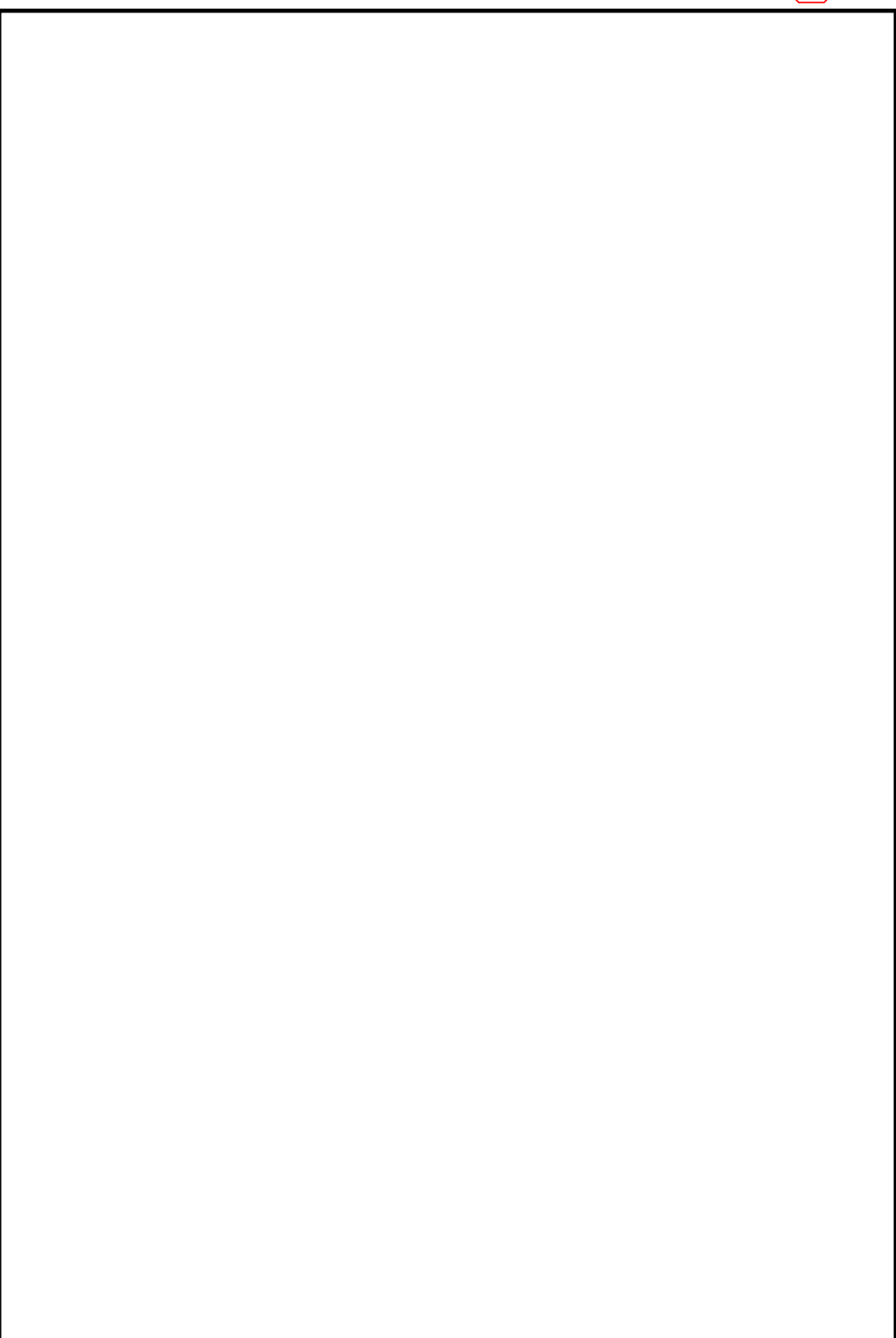


解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」 G

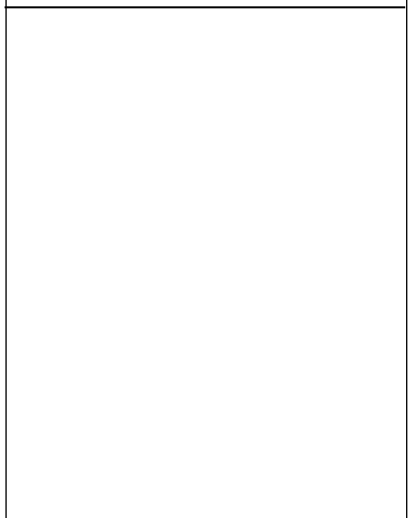


操作補足事項

「PCV圧力制御」サブプレッション・チェンバ圧力が384kPa [gage]にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。

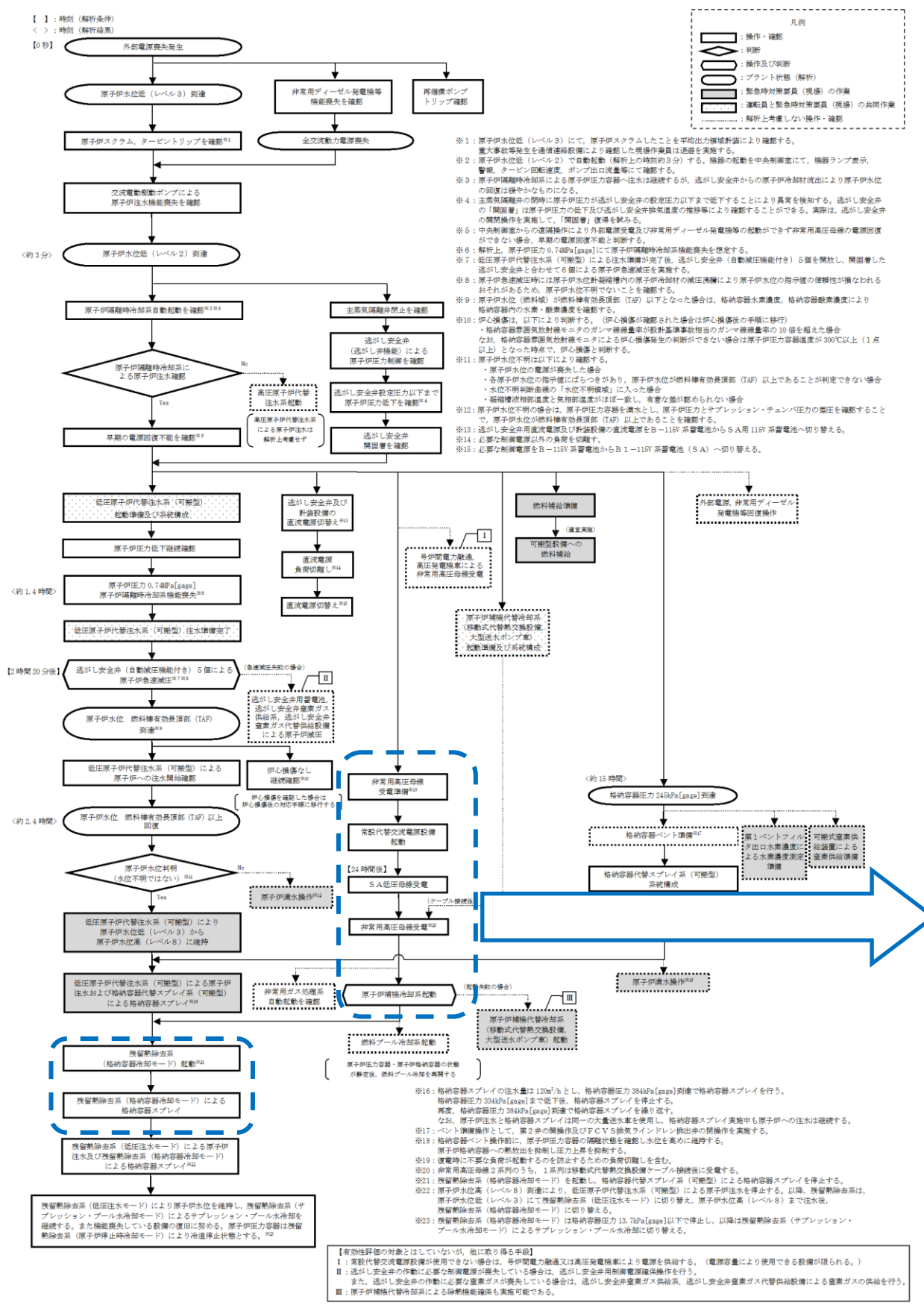
AM設備別操作要領書
AM 5: 「格納容器機能維持戦略」
 ・大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 電源復旧

B



操作補足事項

「電源復旧」
 ガスタービン発電機が起動可能になり、非常用母線受電準備が完了していること、移動式代替熱交換設備の電源ケーブルが接続されていることを確認し、ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

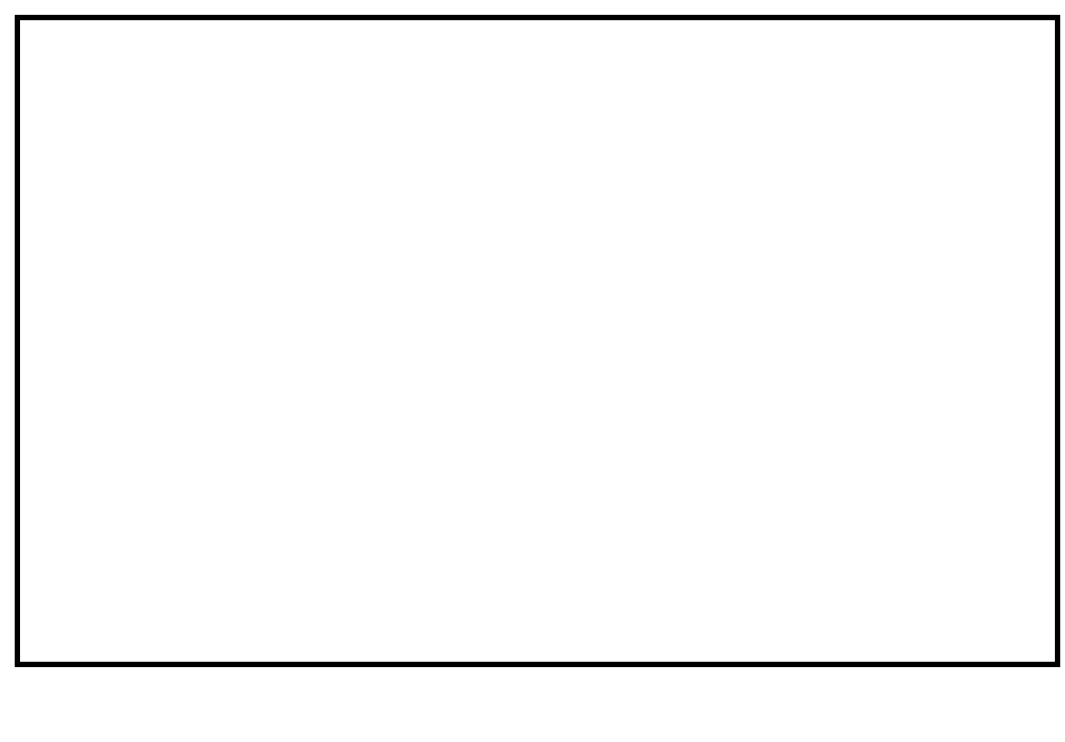
「PCV圧力制御」
 非常用母線受電後、原子炉補機冷却系、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) を起動する。

AM設備別操作要領書

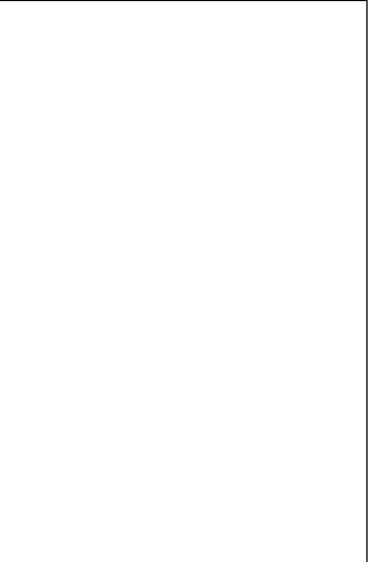
- AM 11**: 「電源確保戦略」
 - GTGによるC, D-M / C受電
- AM 4**: 「格納容器除熱戦略」
 - RHRによる格納容器除熱

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「PCV圧力制御」

F



原子力災害手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.4 崩壊熱除去機能喪失

1.4.1 取水機能が喪失した場合

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が容器に放出され、格納容器圧力が上昇することから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、取水機能の喪失を想定することから、併せて非常用ディーゼル発電機等も機能喪失する。ここで、対応がより厳しい事故シナリオとする観点から、外部電源の喪失を設定し、全交流動力電源喪失が生じるものとした。

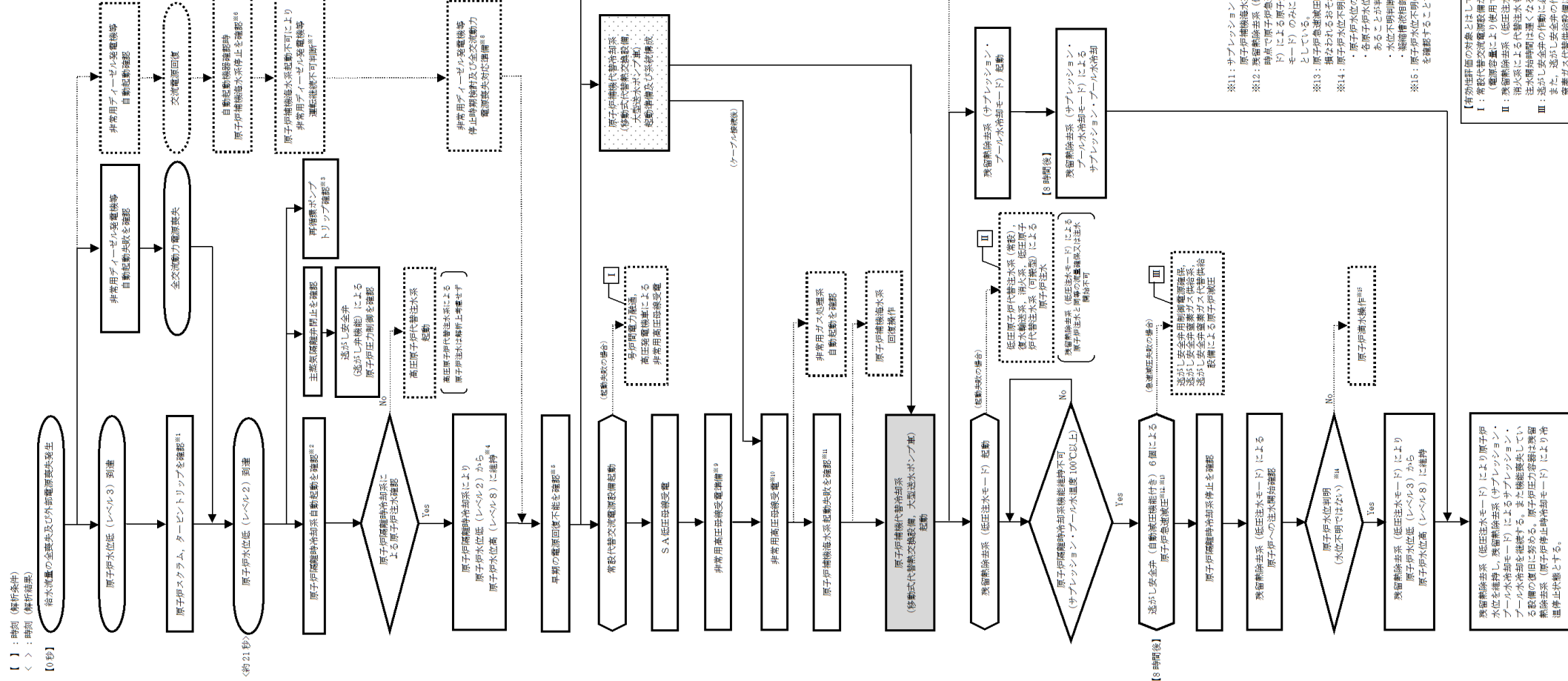
基本的な考え方

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水の準備が完了したところ、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（サブプレッショングループ冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- 残留熱除去系（サブプレッショングループ冷却モード）運転

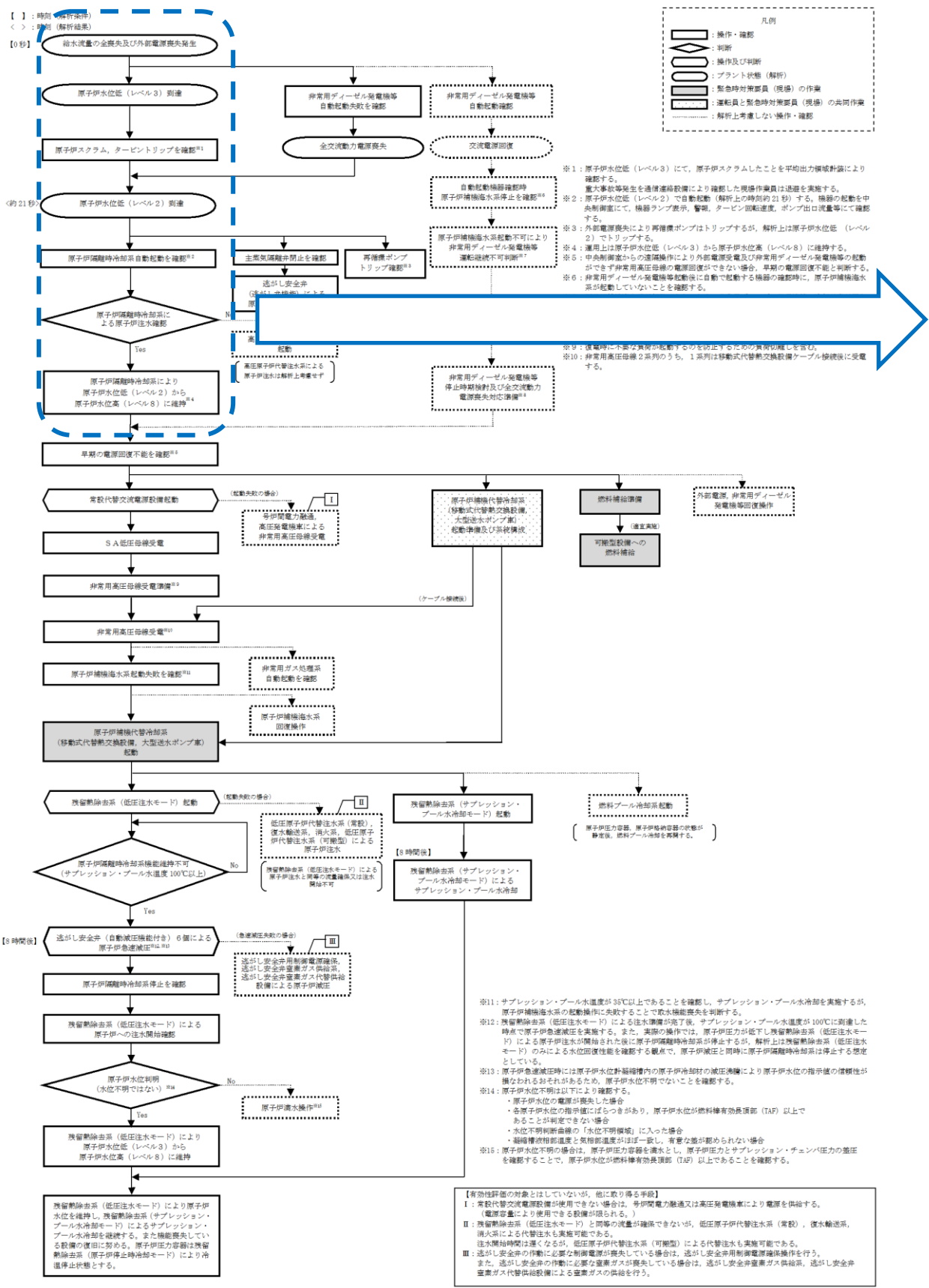
解析上の対応手順の概要フロー



【放射性降塵の対策とはしていない場合、他は取り除く手段】
 I：常設代替交流電源設備が稼働しない場合は、原子炉電力調整装置は高圧電源機により電源を供給する。
 II：残留熱除去系 (低圧注水モード) による炉心冷却が完了後、サブプレッショングループ冷却系 (低圧注水モード) による原子炉注水の準備が完了した後に原子炉格納容器冷却系が停止するが、解圧中は残留熱除去系 (低圧注水モード) のみによる水位回復不能を確認する観点で、原子炉減圧と同時に原子炉格納容器冷却系は停止する状態としている。
 III：逃がし安全弁の動作に必要な蒸気圧力が発生している場合は、逃がし安全弁が異常な蒸気圧力供給を行う。また、逃がし安全弁の動作に必要な蒸気圧力が発生している場合は、逃がし安全弁が異常な蒸気圧力供給を行う。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



【有物性詳細の対応とはしていないが、他に要する手順】

- 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、非常用電力融通又は高圧発電機により電源を供給する。(電源容量により使用できる設備に限られる。)
- 残留熱除去系 (低圧注水モード) と同等の流量が確保できないが、低圧原子炉代替注水系 (常設)、復水輸送系、雨水系による代替注水も実施可能である。注水開始時刻は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系 (可動型) による代替注水も実施可能である。
- 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁制御電源設備操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁窒素ガス供給設備による窒素ガスの供給を行う。

※1: サプレッション・プール水温度が 35℃以上であることを確認し、サプレッション・プール冷却部を実施するが、原子炉隔離時冷却系の起動後に失敗することで取水機能喪失を判断する。

※2: 残留熱除去系 (低圧注水モード) による注水準備が完了後、サプレッション・プール水温度が 100℃に到達した時点で原子炉急減圧を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、解析上は残留熱除去系 (低圧注水モード) のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。

※3: 原子炉急減圧時には原子炉水位計・漏洩槽内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。

※4: 原子炉水位不明は以下より確認する。

- 原子炉水位の電圧が喪失した場合
 - 各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合
 - 水位不明判断画面の「水位不明領域」に入った場合
 - 漏洩槽水位測定と気相温度がほぼ一致し、異常な値が認められない場合

※5: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサプレッション・チェンバ/圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。

操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉水位は全給水喪失し水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。サプレッション・プール水温度が 100℃到達で機能喪失するため、他の注水手段を確保する。

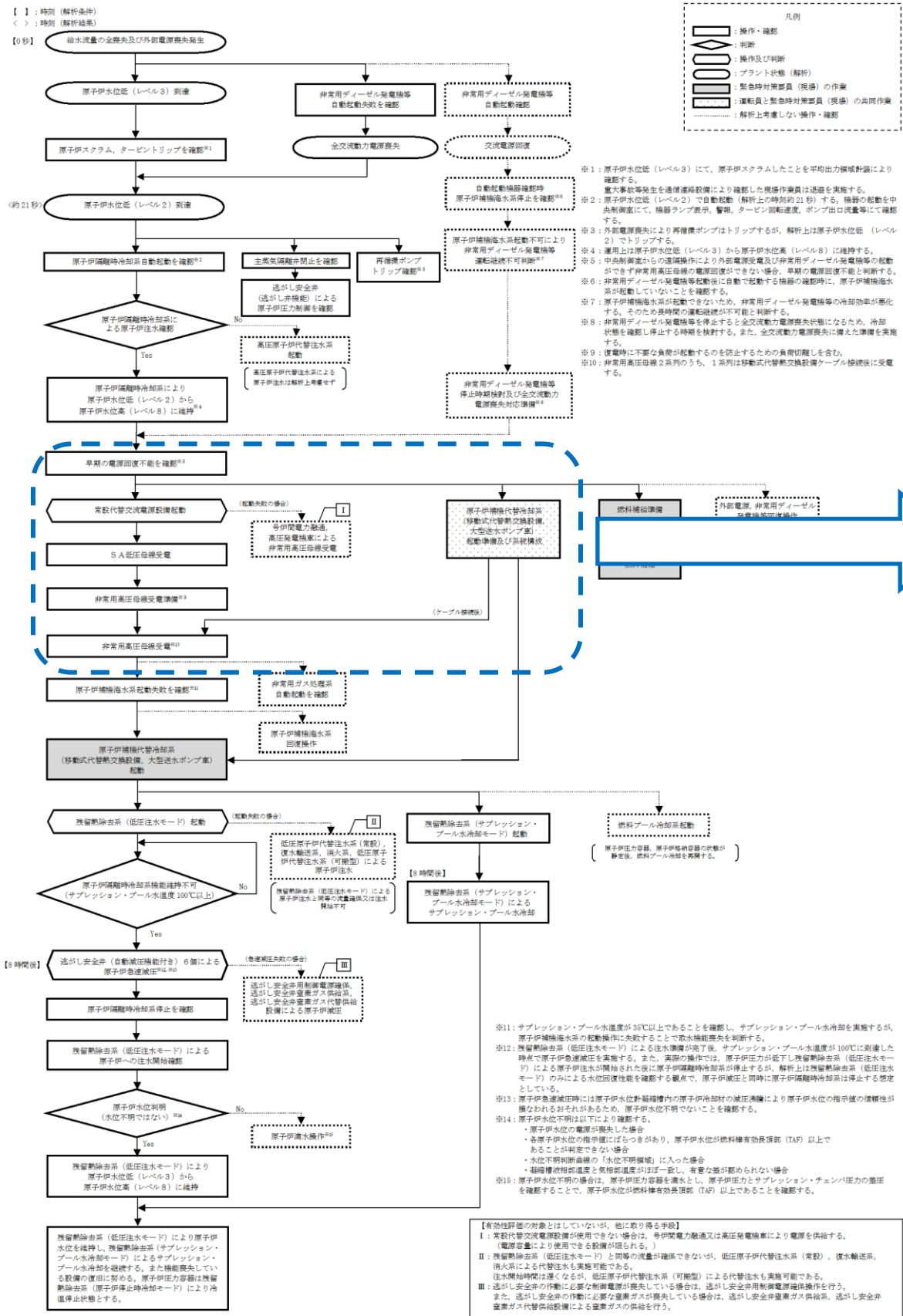
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行する。
原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サプレッション・プール水温度が上昇する。

サプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御 (SP/T(W))」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」
 ガスタービン発電機を
 起動し、非常用母線に給電
 する。

AM設備別操作要領書

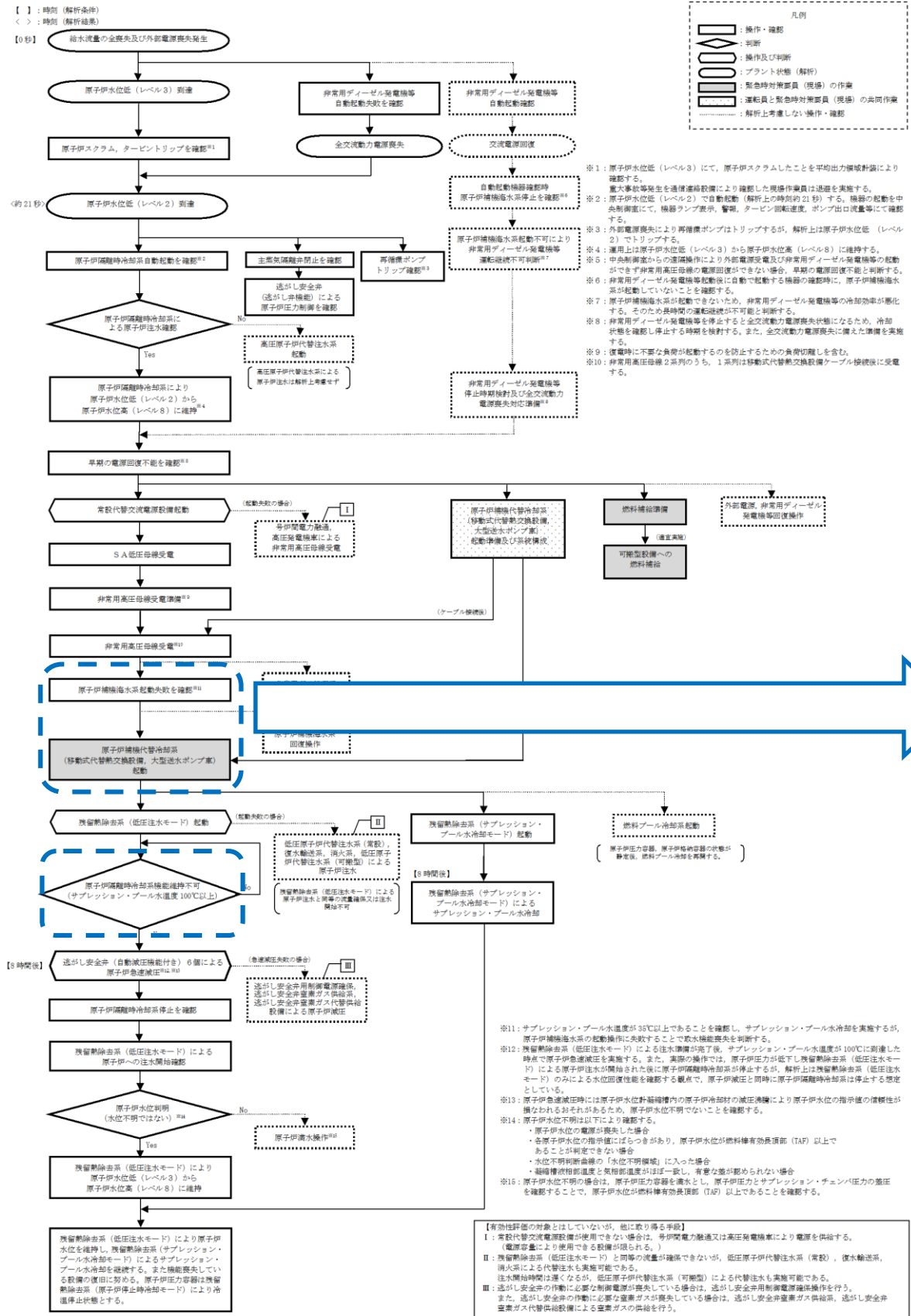
- AM 8**: 「代替除熱戦略」
 ・移動式代替熱交換設備による冷却水確保
- AM 11**: 「電源確保戦略」
 ・GTGによるC, D-M/C受電

原子力災害対策手順書

- EHP**
 ・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保 (UHSS 編)
 ・大型送水ポンプ車を使用した海水供給 (ハイドロサブ編)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」 C

操作補足事項

「S/C温度制御」
 サプレッション・プール冷却を試みるが取水機能喪失により、原子炉補機冷却系/原子炉補機海水系が喪失していることを確認する。
 サプレッション・プール水温の上昇が継続する。**サプレッション・プール水温度が100℃に到達後、不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。**

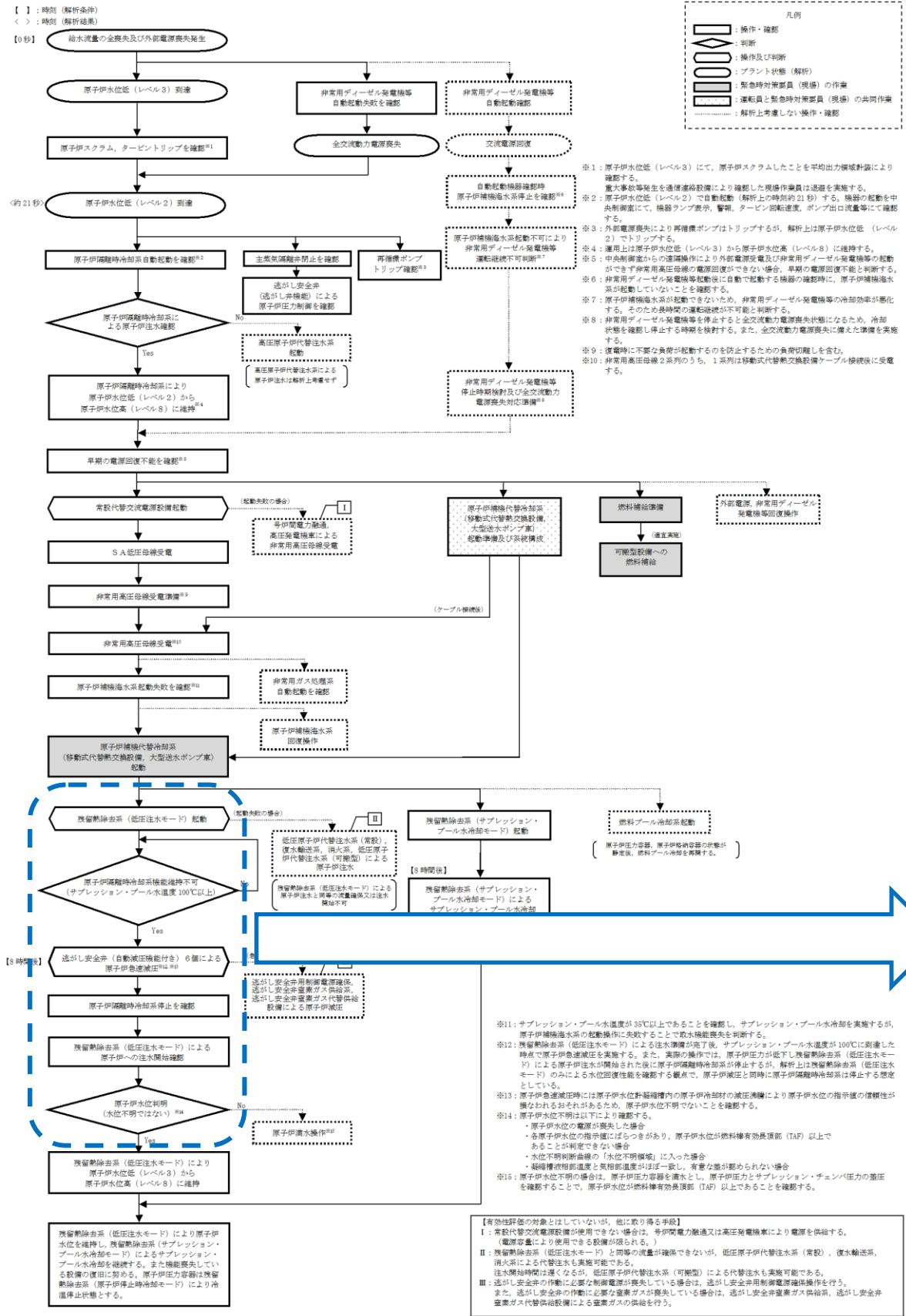
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

- ※1: 原子炉水位 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域計測により確認する。重大事故等発生を適時検出により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2: 原子炉水位 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約21秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※3: 外部電源喪失により再稼働ポンプがトリップするが、解析上は原子炉水位 (レベル2) でトリップする。
- ※4: 運用上は原子炉水位 (レベル3) から原子炉水位 (レベル8) に維持する。非常用ディーゼル発電機等の起動ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※5: 非常用ディーゼル発電機等起動後に自動で起動する機器の確認時に、原子炉補機海水系が起動していないことを確認する。
- ※6: 原子炉補機海水系が起動できないため、非常用ディーゼル発電機等の冷却効率が悪化する。そのため長時間の運転継続が不可能と判断する。
- ※7: 非常用ディーゼル発電機等を停止すると全交流動力電源喪失状態になるため、冷却状態を確認し停止する時期を検討する。また、全交流動力電源喪失に備えた準備を実施する。
- ※8: 発電時に不審な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※9: 非常用高圧母線2系列のうち、1系列は移動式代替機交換設備ケーブル接続後に受電する。

- 【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】
- I: 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、冷却電力融通又は高圧発電機により電源を供給する。(電源容量により使用できる範囲が限られる。)
 - II: 残留熱除去系 (低圧注水モード) と同等の流量が確保できないが、低圧原子炉代注水 (常設)、復水輸送系、注水系による代注水も実施可能である。
 - III: 注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代注水 (可能型) による代注水も実施可能である。
- また、選がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、選がし安全弁用電源ガス供給系、選がし安全弁用電源ガス供給設備による窒素ガスの供給を行う。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

「急速減圧」
 原子炉補機代替冷却系を起動後、残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個を全開にし、原子炉を減圧する。
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。
 原子炉水位が判明していることを確認し、**格納容器制御「S/C温度制御（SP/T）」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

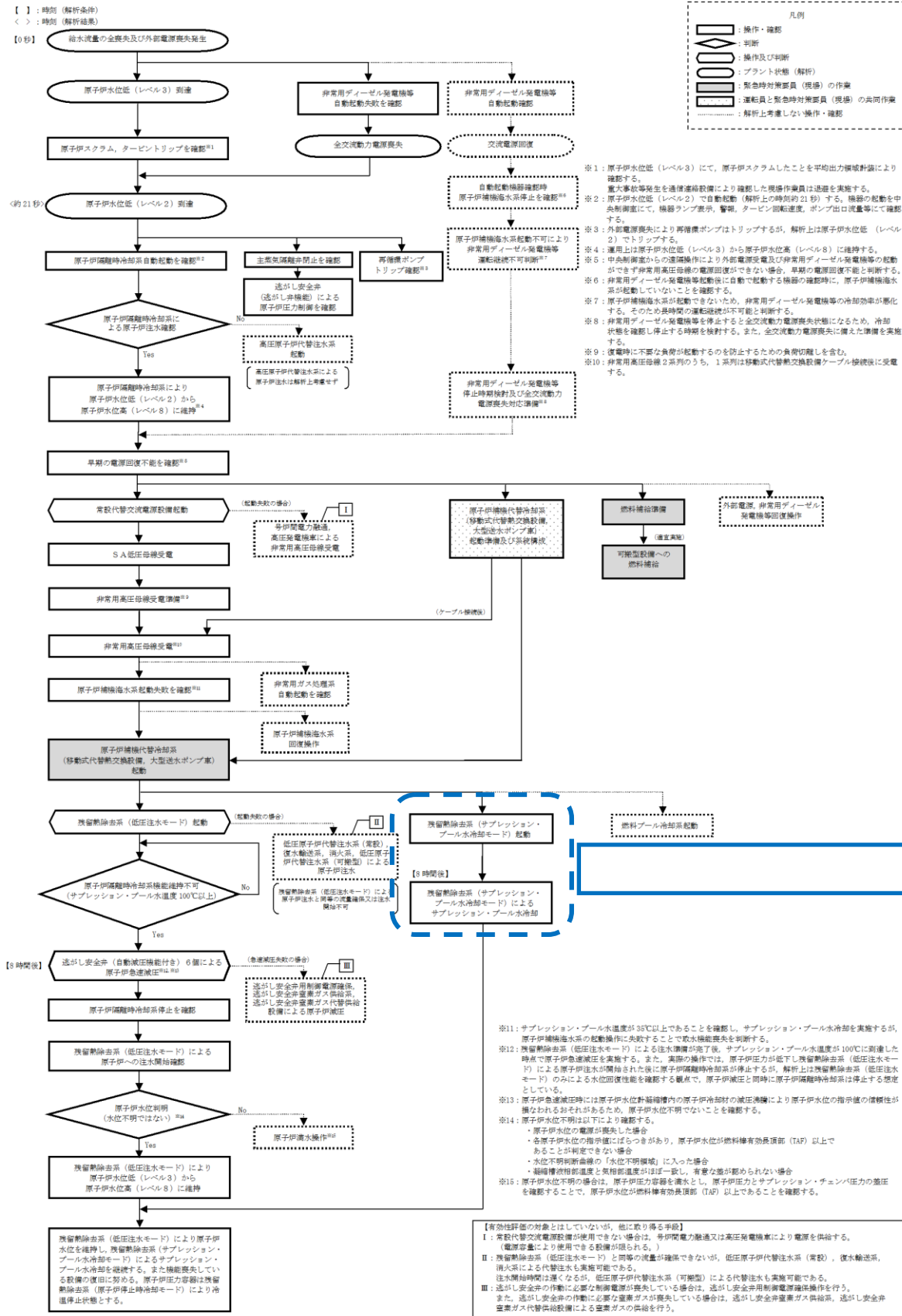
AM 8：「代替除熱戦略」
 ・RHRによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

- ※11：サブプレッション・プール水温度が30℃以上であることを確認し、サブプレッション・プールの冷却を実施するが、原子炉補機海水系の起動操作に失敗することで取水機能喪失を判断する。
 ※12：残熱除去系（低圧注水モード）による注水準備が完了後、サブプレッション・プールの水温度が100℃に到達した時点で原子炉急速減圧を実施する。また、高圧の操作では、原子炉圧力が低下し残熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、解析上は残熱除去系（低圧注水モード）のみによる水位回復を確認する観点で、原子炉減圧と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
 ※13：原子炉急速減圧時には原子炉水位計監視室内の原子炉冷却時の減圧確認により原子炉水位の指示値の信頼性が確保されるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
 ※14：原子炉水位不明は以下により確認する。
 ・原子炉水位の電源が喪失した場合
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部（TAF）以上であることが確認できない場合
 ・水位不明判断条件の「水位不明領域」に入った場合
 ・凝縮器出口温度と気相温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合
 ※15：原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバール圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部（TAF）以上であることを確認する。

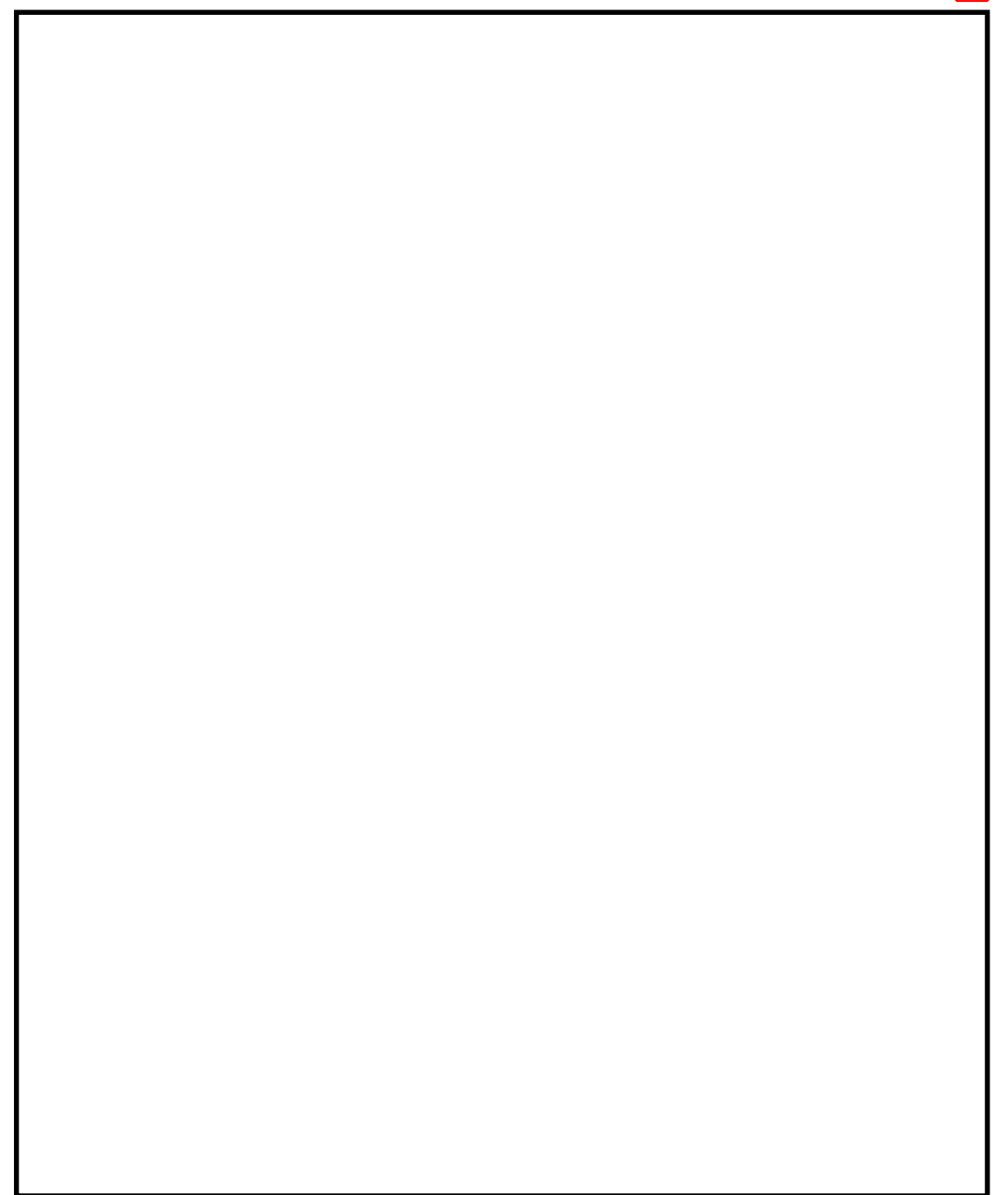
【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】
 I：常設代替交流電源設備が使用できない場合は、号炉電力機直又は高圧発電機により電源を供給する。（電源容量により使用できる設備に限られる。）
 II：残熱除去系（低圧注水モード）と同等の流量が確保できないが、低圧原子炉代替注水（常設）、復水輸送系、復水系による代替注水も実施可能である。
 III：逃がし安全弁の動作に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の動作に必要な電源が不足している場合は、逃がし安全弁用電源確保ガス供給系、逃がし安全弁用電源確保ガス供給設備による電源確保の供給を行う。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



操作補足事項

「S/C温度制御」
原子炉補機代替冷却系の起動および非常用母線受電後、サブプレッション・プール水冷却のため残留熱除去系を起動しサブプレッション・プール水の冷却を行う。

AM設備別操作要領書

AM 4: 「格納容器除熱戦略」
・RHRによる格納容器除熱

原子力災害対策手順書

- ※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力機軸針により確認する。重大事故等発生を通報連絡機関により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時刻約 21 秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※3: 外部電源喪失により再循環ポンプがトリップするが、解析上は原子炉水位低 (レベル2) でトリップする。
- ※4: 運用上は原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。
- ※5: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動がでず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※6: 非常用ディーゼル発電機等起動後に自動で起動する機器の確認時に、原子炉補機海水が起動していないことを確認する。
- ※7: 原子炉補機海水が起動できないため、非常用ディーゼル発電機等の冷却効率が悪化する。そのための長時間の運転継続が不可知と判断する。
- ※8: 非常用ディーゼル発電機等を停止すると全交流動力電源喪失状態になるため、冷却状態を確認し停止する時間を検討する。また、全交流動力電源喪失に備えた準備を実施する。
- ※9: 復電時に必要な負荷が起動するための負荷切離しを含む。
- ※10: 非常用高圧母線 2 系列のうち、1 系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後に受電する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に及びする手段】
I: 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、炉内電力融通、高圧発電機による電源供給を行う。(電源容量により使用できる設備が限られる。)
II: 残留熱除去系 (低圧注水モード) と同時の確保が確保できないが、低圧原子炉代替注水 (常設)、復水輸送系、雨水による代替注水も実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水 (可搬型) による代替注水も実施可能である。
III: 透し安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、透し安全弁制御電源確保操作を行う。また、透し安全弁の作動に必要な電源が失われている場合は、透し安全弁要薬ガス供給、透し安全弁要薬ガス代替供給設備による要薬ガスの供給を行う。

1.4 崩壊熱除去機能喪失

1.4.2 残留熱除去系が故障した場合

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気圧力が放熱器に放出され、格納容器圧力が上昇することから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

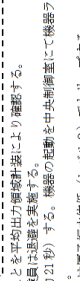
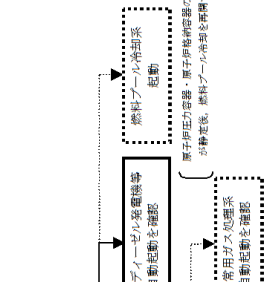
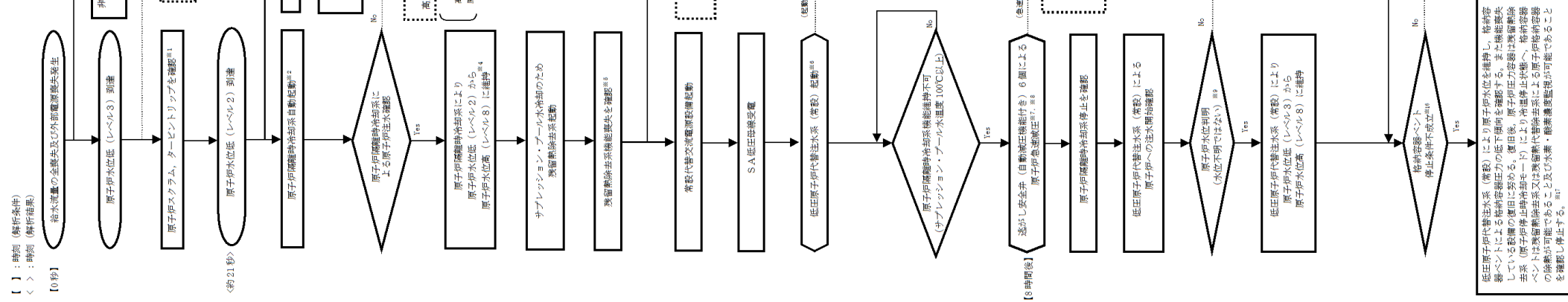
基本的な考え方

原子炉隔離時冷却系及び低圧原子炉代替注水系(常設)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

- a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- c. 残留熱除去系機能喪失確認
- d. 逃がし安全弁による原子炉減圧
- e. 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水
- f. 格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却
- g. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

解析上の対応手順の概要フロー



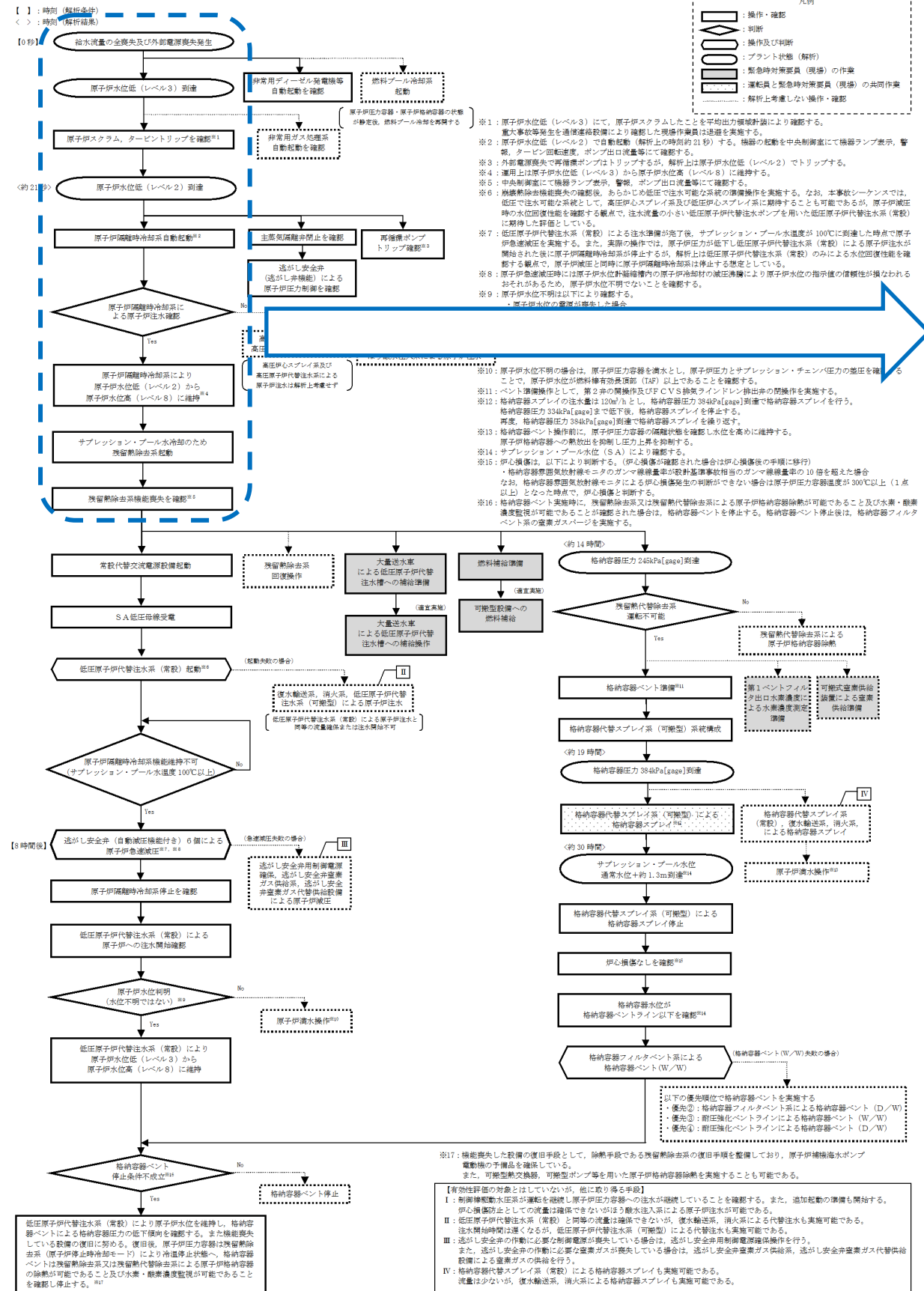
- ※1: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※2: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※3: 外部電源喪失で原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※4: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※5: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※6: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※7: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※8: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※9: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※10: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※11: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※12: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※13: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※14: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※15: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※16: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※17: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。

- ※17: 機能喪失した設備の復旧手段として、除熱手段である残留熱除去系の復旧手段を準備しており、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確保することもある。
- ※18: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※19: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※20: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※21: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※22: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※23: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※24: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※25: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※26: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
- ※27: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。

【特別注釈】
I: 炉心損傷防止のための緊急措置として、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
II: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
III: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。
IV: 原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。原子炉水位低下(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整計画により確認する。

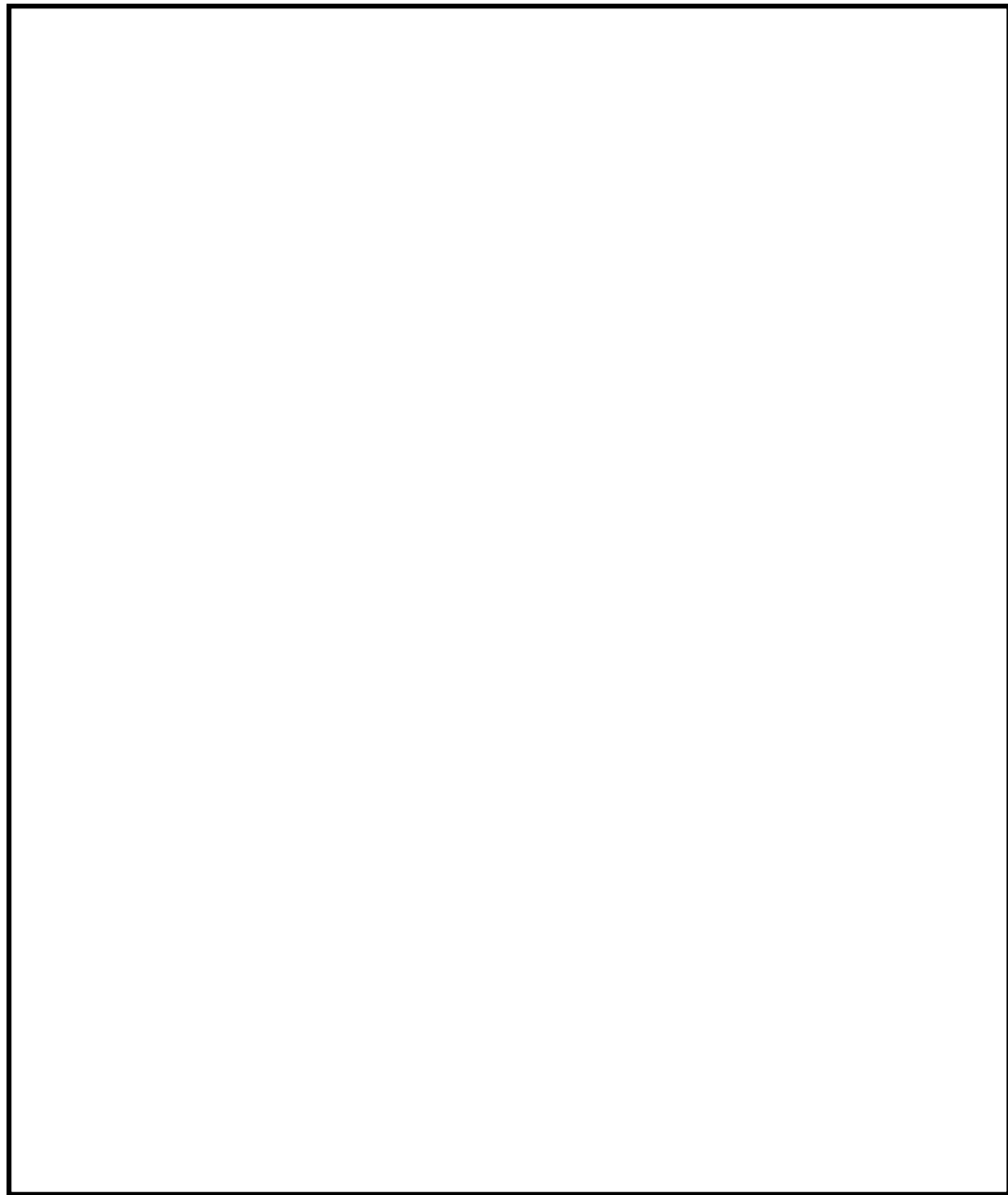
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3)で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」
 最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
 原子炉水位は全給水喪失水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉水位低 (レベル3)から原子炉水位高 (レベル8)に維持する。サブプレッション・プール水温度が100℃到達で機能喪失するため、他の注水手段を確保する。

原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度、格納容器圧力が上昇する。サブプレッション・プール水冷却のため残留熱除去系起動を試みるが起動失敗により残留熱除去機能が喪失していることを判断する。

サブプレッション・プール水温度35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御 (SP/T (W))」へ移行する。

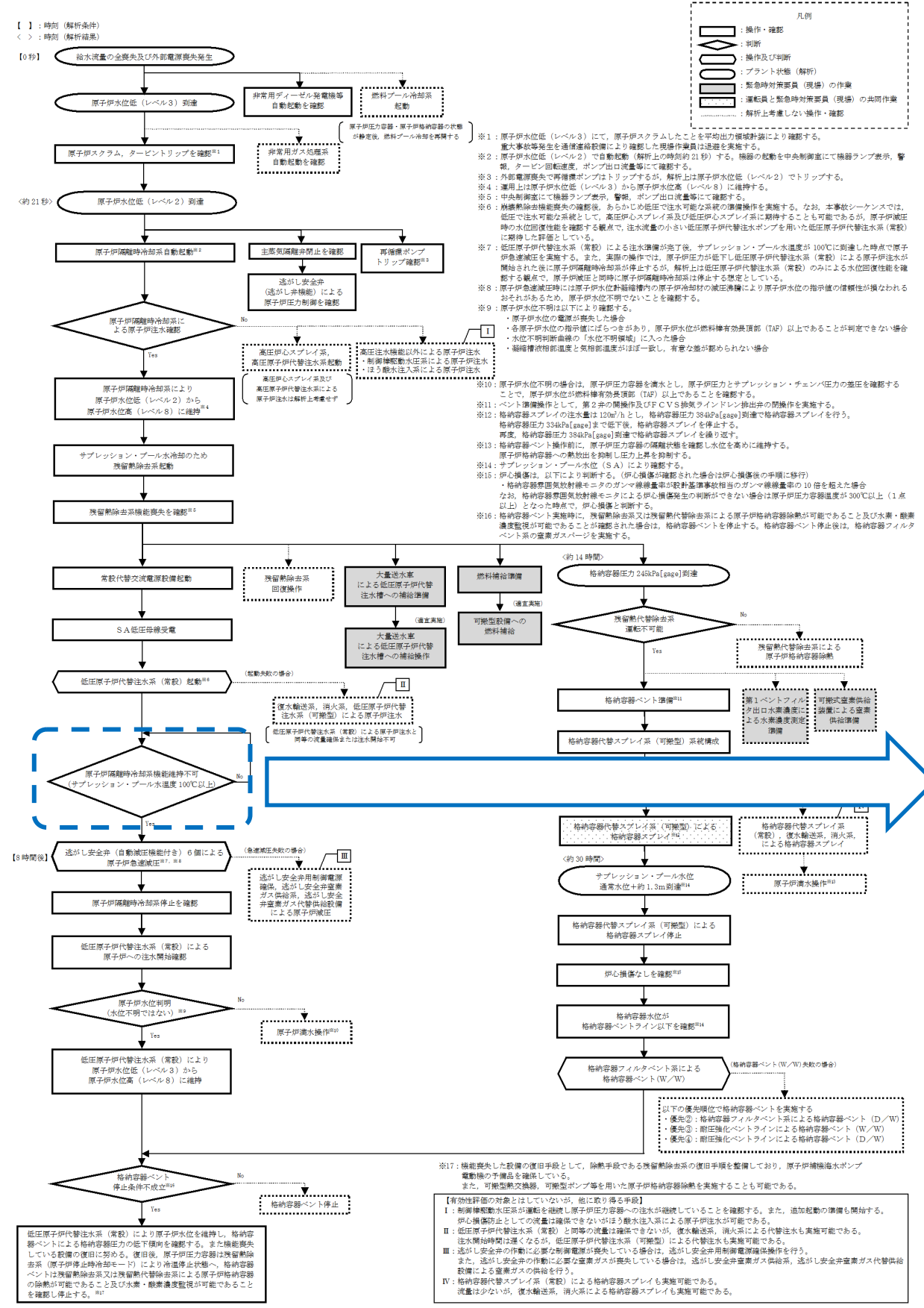
ドライウェル圧力13.7kPa[gage]到達で格納容器制御「PCV圧力制御 (PC/P)」へ移行する。

所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



操作補足事項

「S/C温度制御」
 残留熱除去系が起動できないためサブプレッション・プール水温度の上昇が継続する。サブプレッション・プール水温度が100℃に到達後、不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

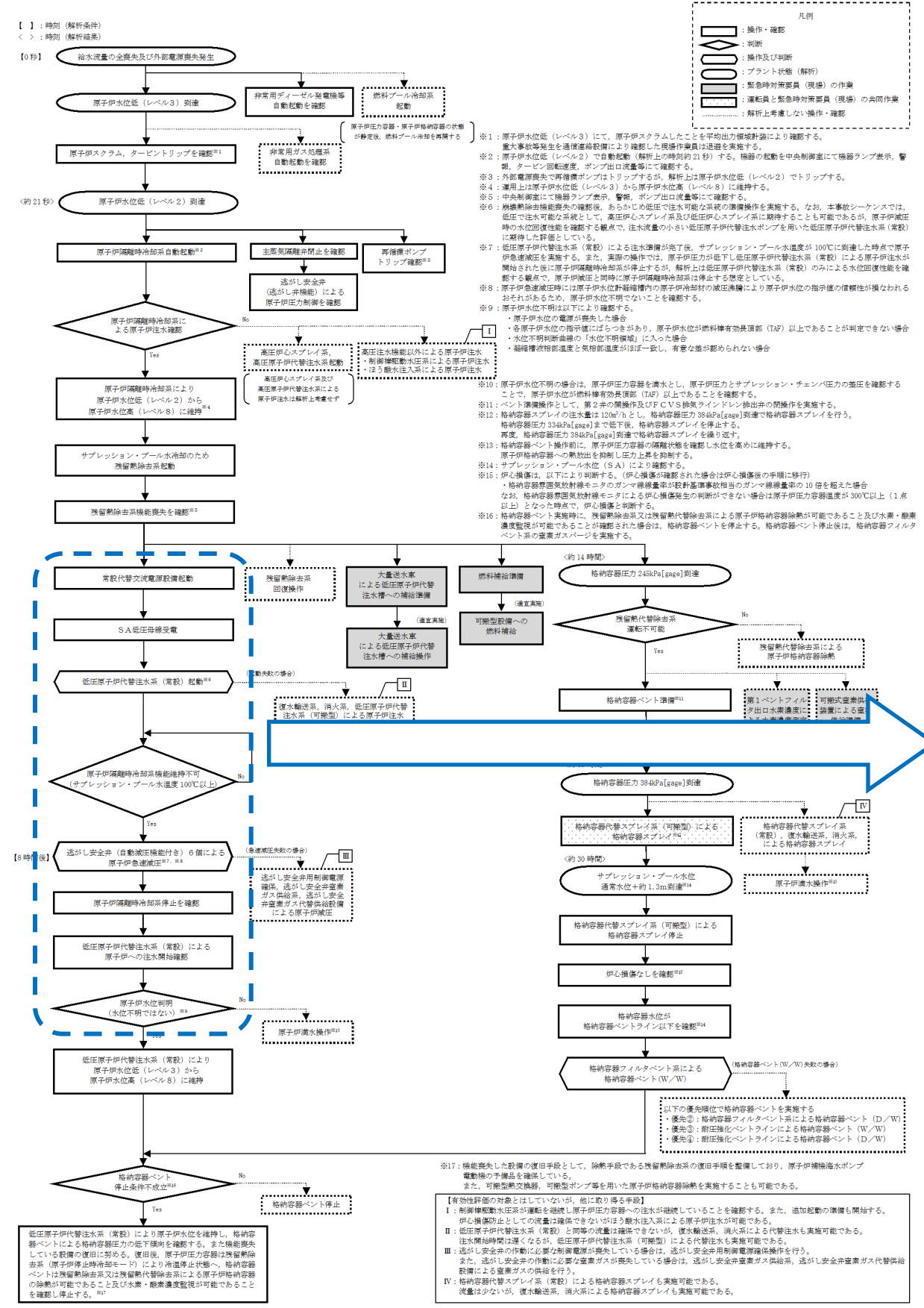
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

原子力災害対策手順書

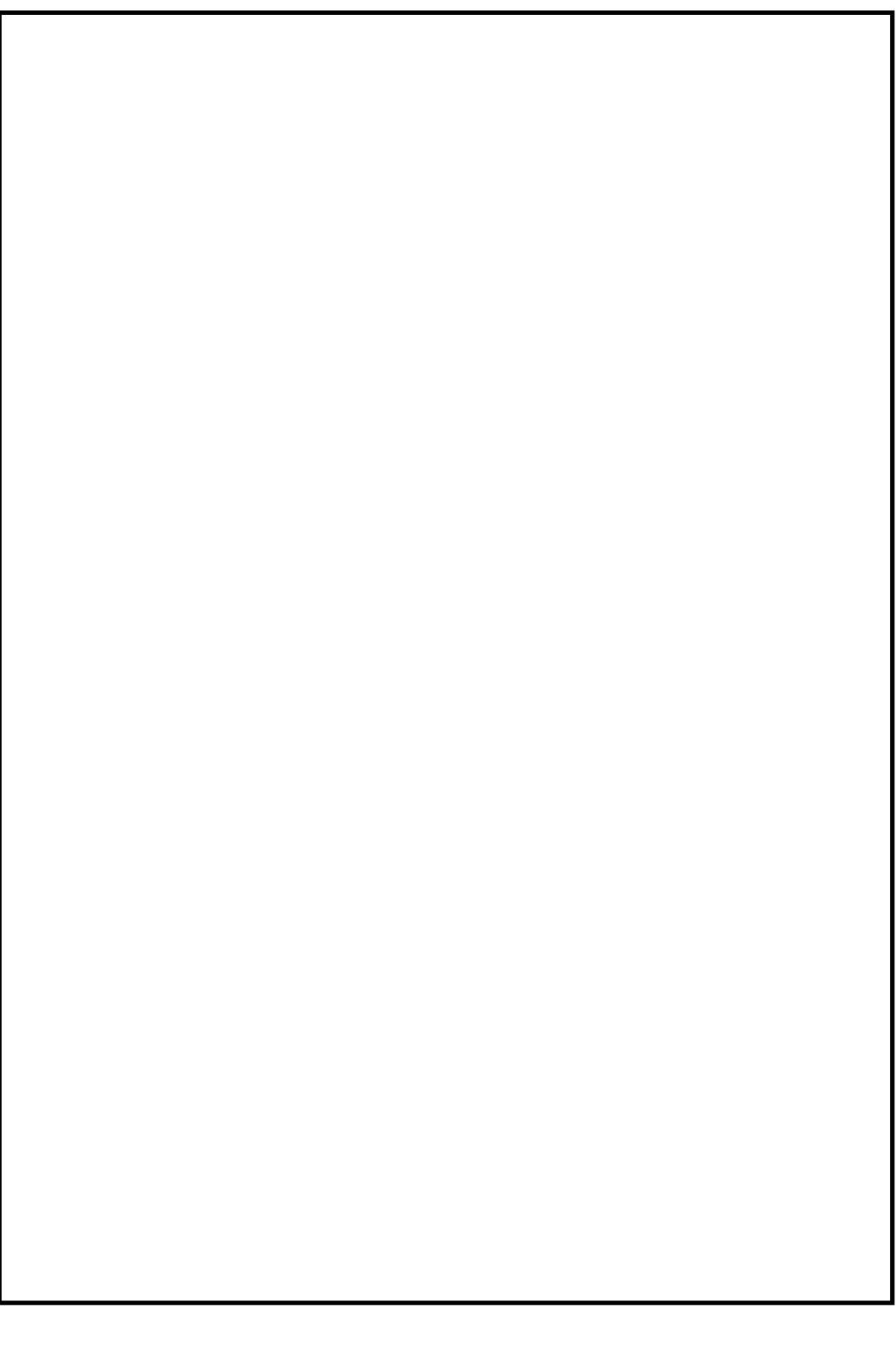
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

「急速減圧」
 ガスタービン発電機起動及び低圧原子炉代替注水系(常設)を起動後、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6個を全開にし、原子炉を減圧する。
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位が判明していることを確認し、格納容器制御「S/C温度制御(S/P/T)」へ移行する。
 「S/C温度制御」
 残留熱除去系が起動できないため、サブプレッション・プール水の冷却ができない。

AM設備別操作要領書

AM 1: 「原子炉注水戦略」
 ・FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

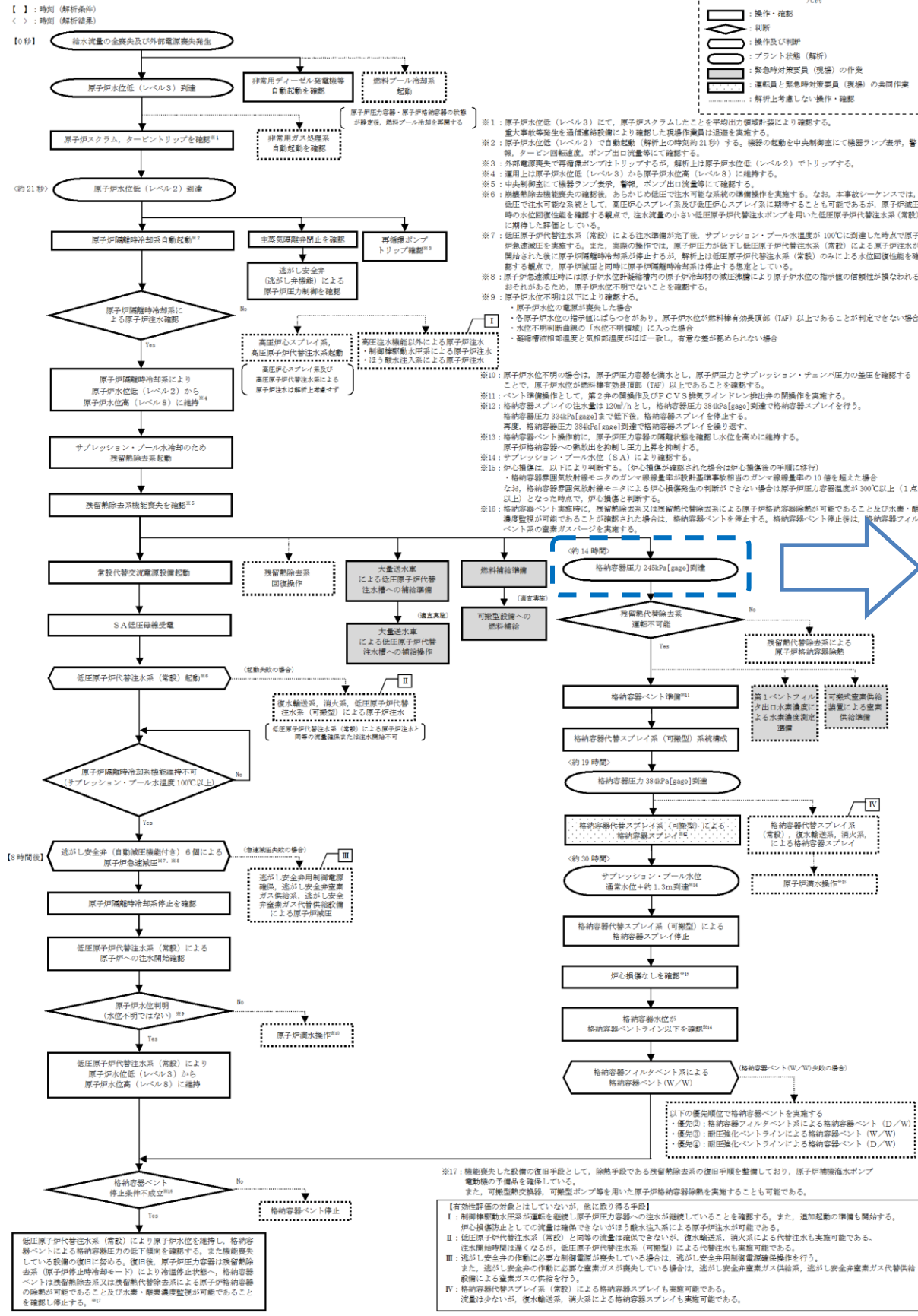
解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

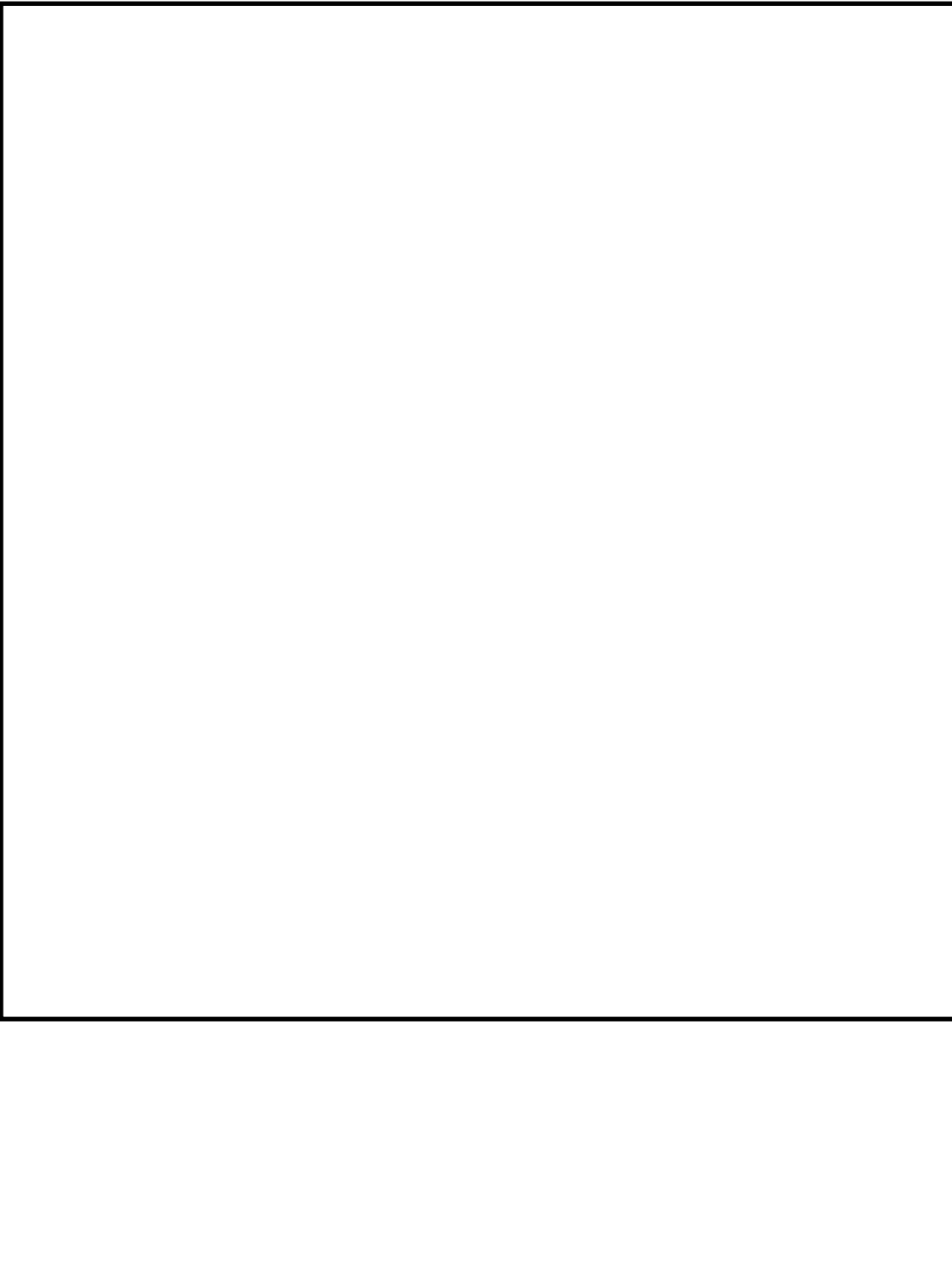
操作補足事項

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

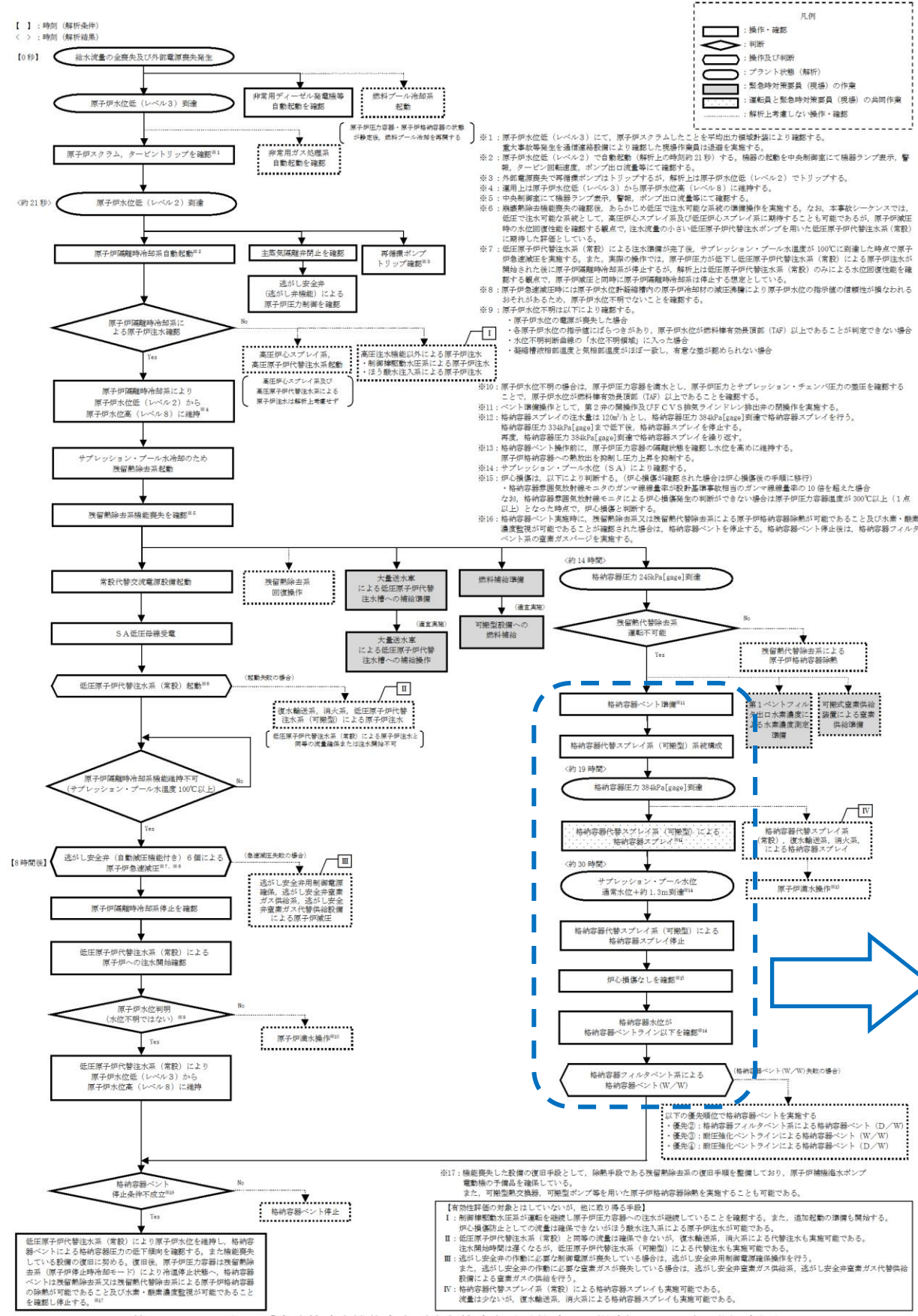


事故時操作要領書(微候ベース)「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「PCV圧力制御」



操作補足事項

「PCV圧力制御」
 サプレッション・チェンバ圧力が 384kPa [gage] にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。
 炉心損傷が発生していないことを確認する。
 サプレッション・プール水位が +1.29m 到達にて、ウェットウェル側からの格納容器ベントを実施する。

AM設備別操作要領書

- AM 4: 「格納容器除熱戦略」
- ・FCVSによる格納容器ベント
- AM 5: 「格納容器機能維持戦略」
- ・大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.5 原子炉停止機能喪失

特徴

運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することとを想定する。このため、原子炉出力は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷に至る。

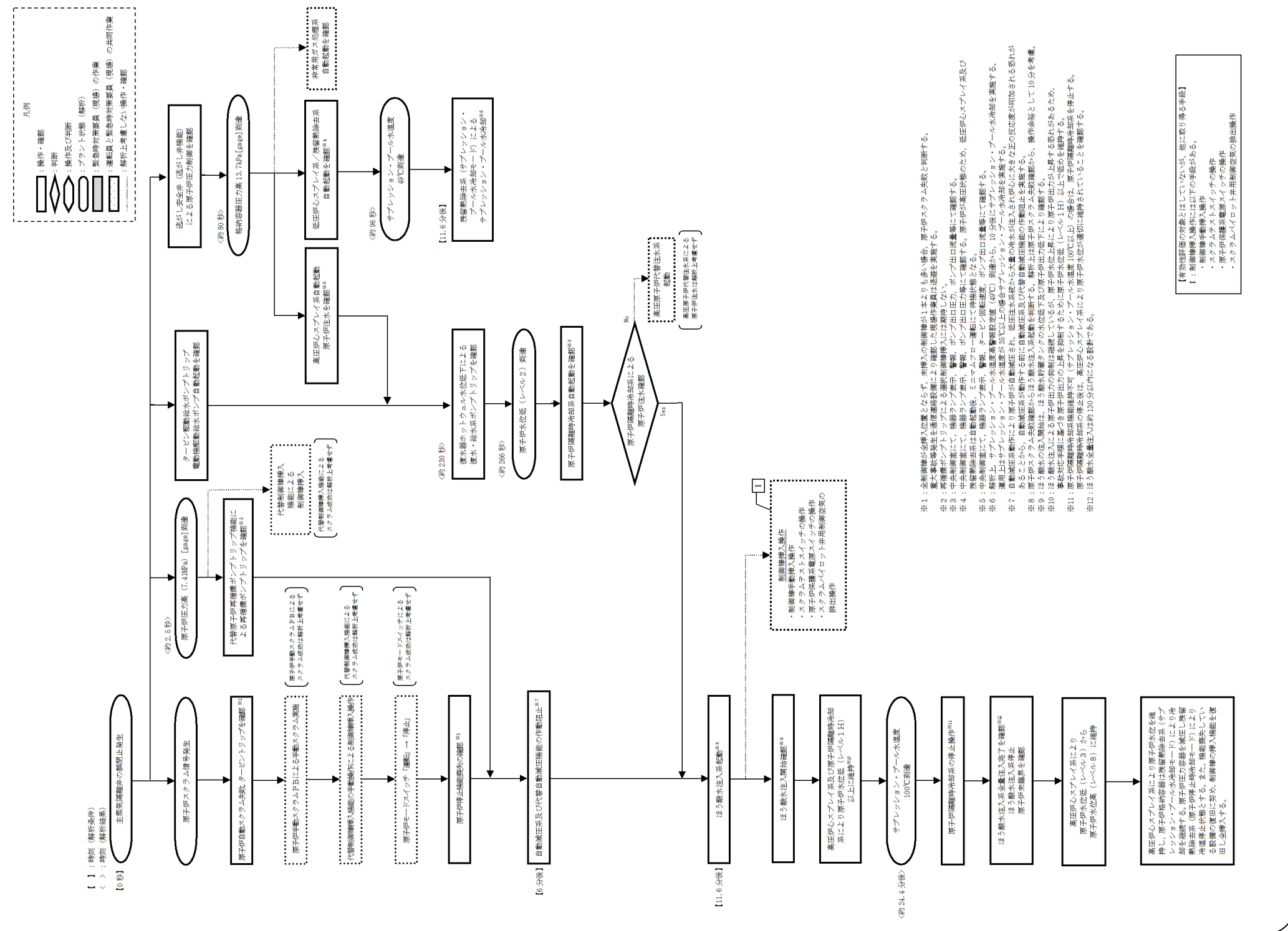
基本的な考え方

A TWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による原子炉停止又はA TWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）によって原子炉出力を低下させること等によって炉心損傷の防止を図り、ほう酸水の注入によって原子炉停止する。また、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

- a. 原子炉スクラム失敗確認
- b. 格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認
- c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイレイ系による原子炉水位維持
- d. 自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止
- e. ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作
- f. 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）運転

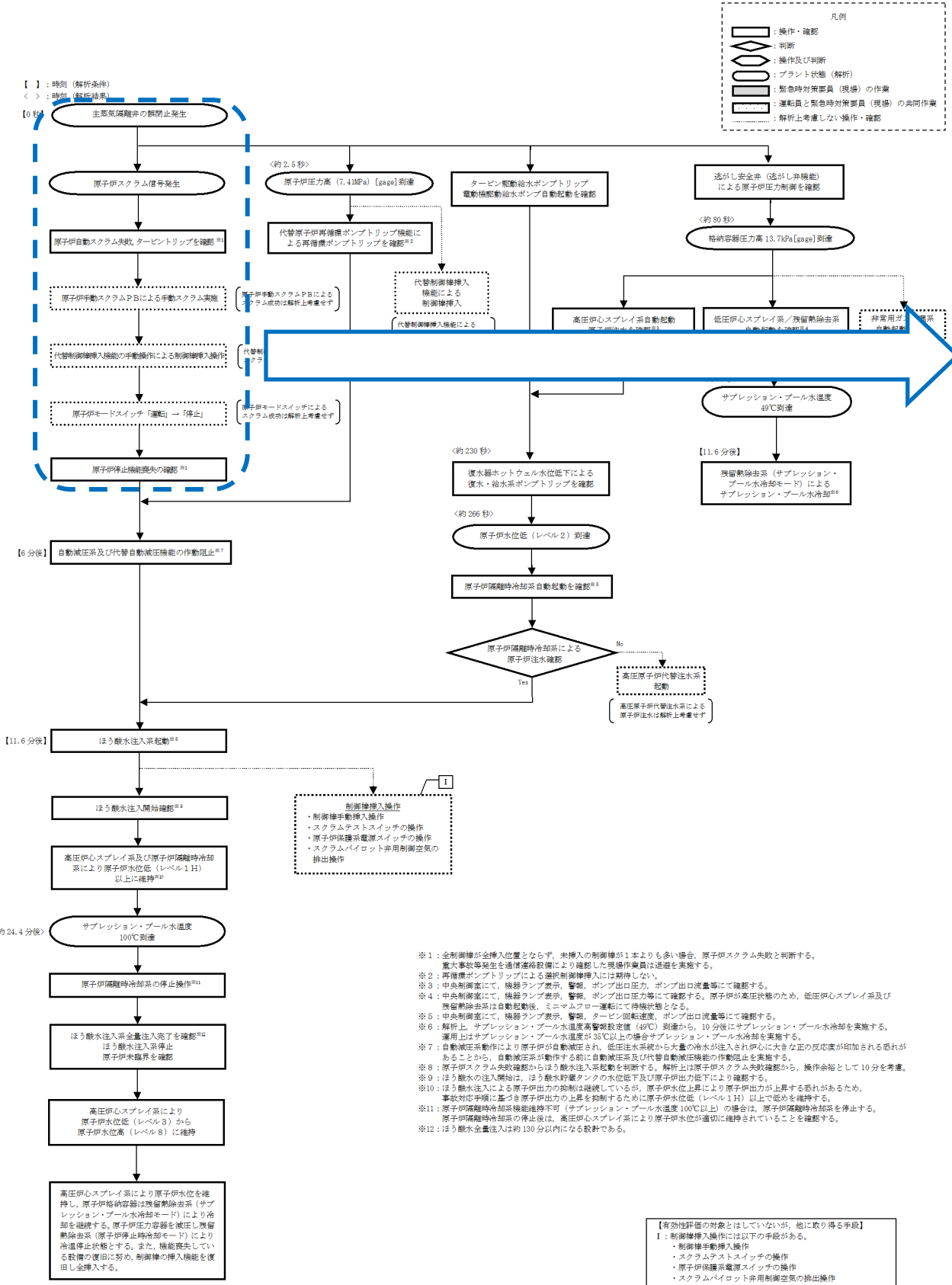
解析上の対応手順の概要フロー



解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」 A



主蒸気隔離弁閉止により、原子炉がスクラムする。これにより「事故時操作要領書(徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」

最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。

原子炉スクラム信号が発信するが、制御棒の挿入は失敗し、原子炉圧力高によるATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)が作動するが、**制御棒の挿入に失敗し原子炉制御「反応度制御(RC/Q)」へ移行する。**

原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。

サブプレッション・プール水温度35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御(S/P/T(W))」へ移行する。

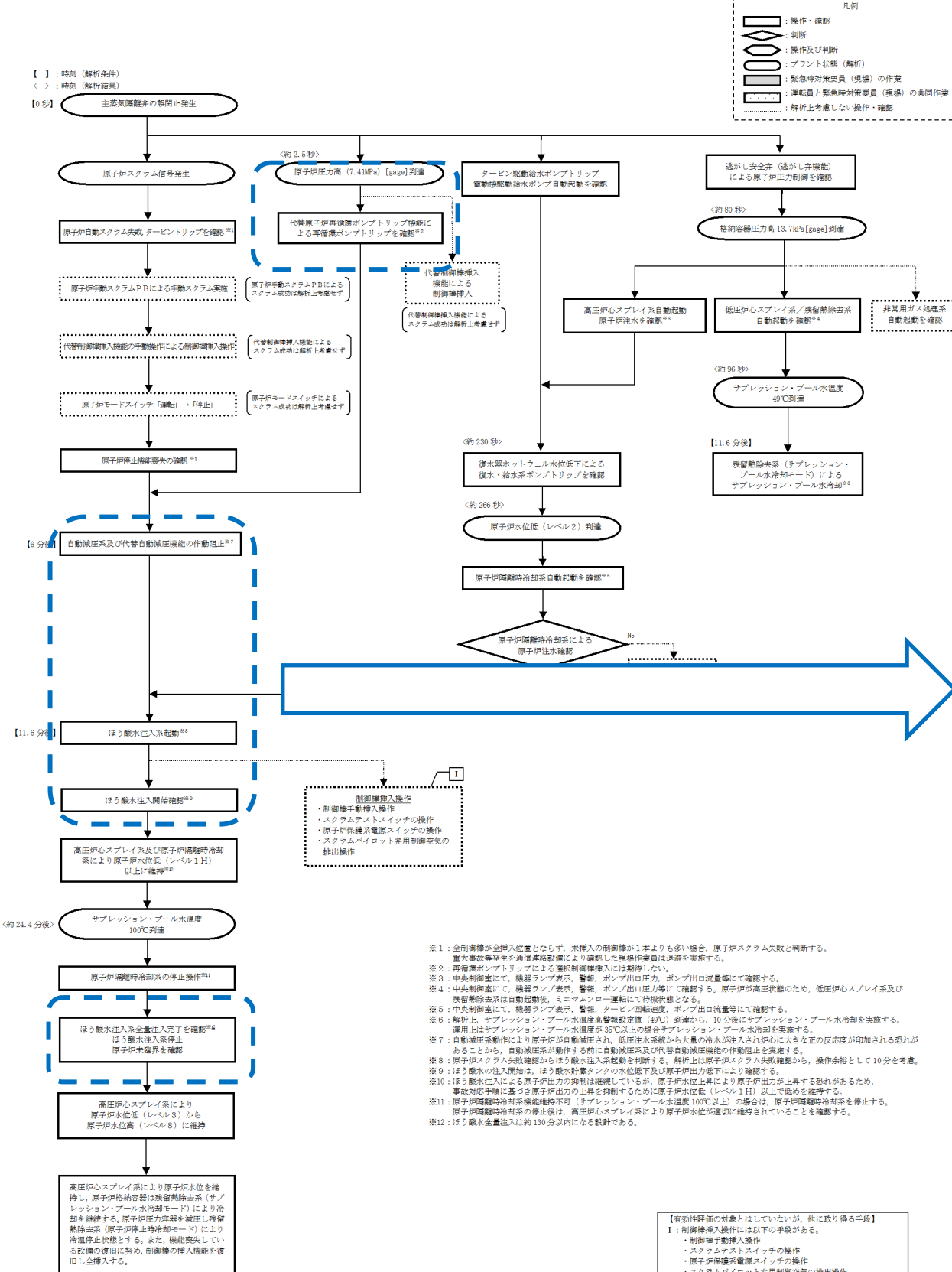
AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「反応度制御」



操作補足事項

「反応度制御」
 ヒートシンクとして復水器を使用の判断のため、原子炉隔離の有無を確認する。
 自動減圧系が作動しないよう作動阻止操作を行う。
ほう酸水全量注入により、ほう酸水注入系を停止し、原子炉制御「スクラム(RC)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

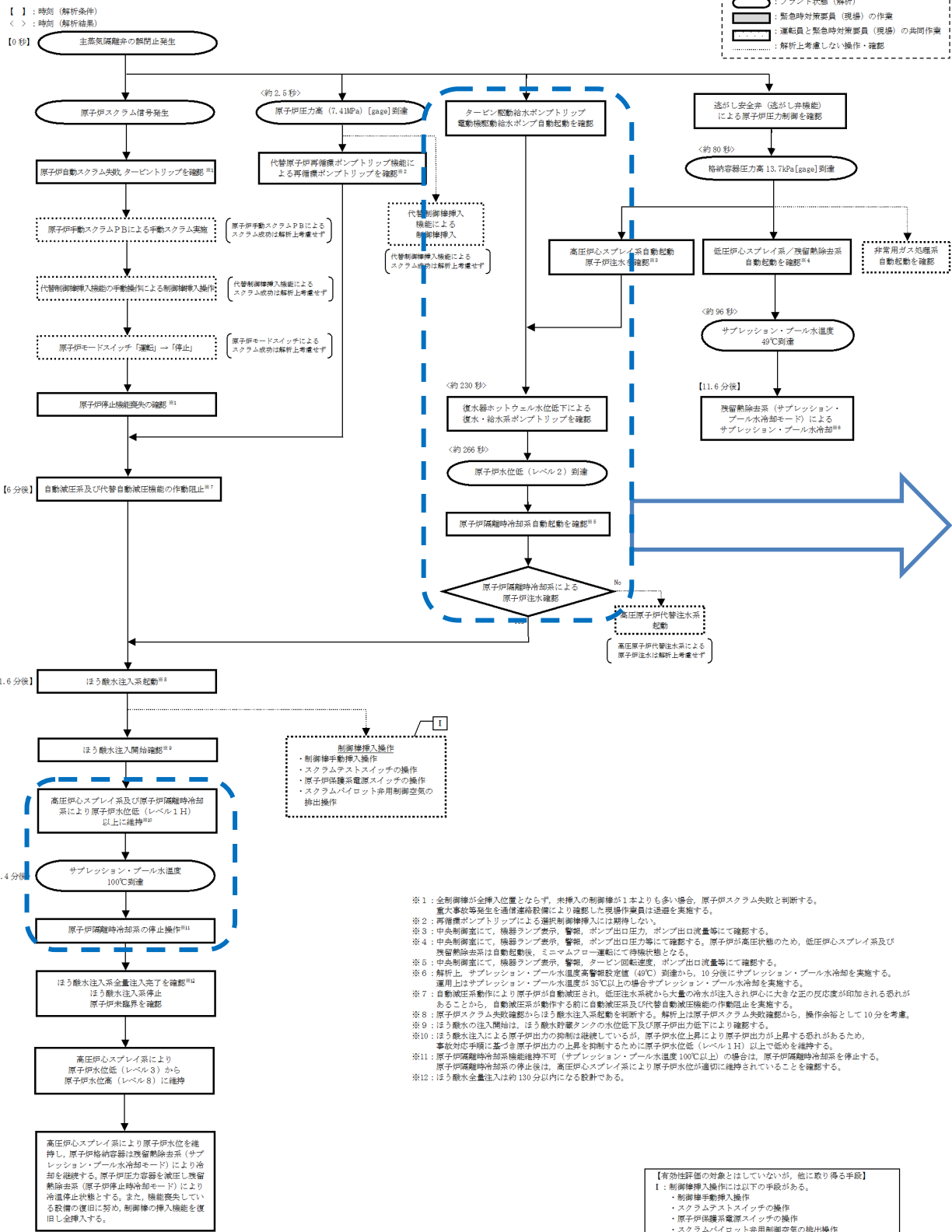
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「反応度制御」



「反応度制御」

ヒートシンクとして復水器を使用の判断のため、原子炉隔離の有無を確認する。

原子炉水位は原子炉出力の抑制のため原子炉水位低 (レベル1H) 以上に維持する。

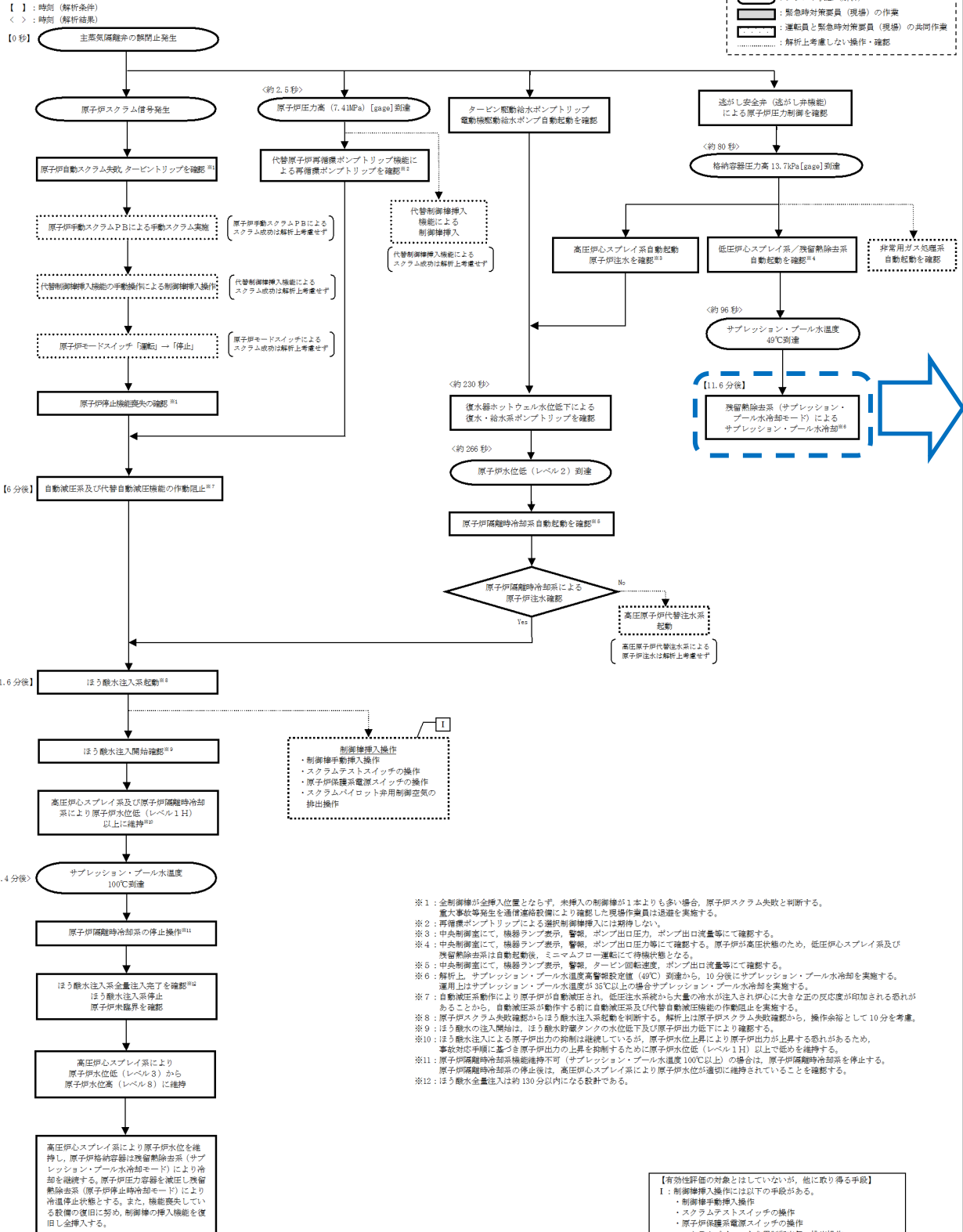
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

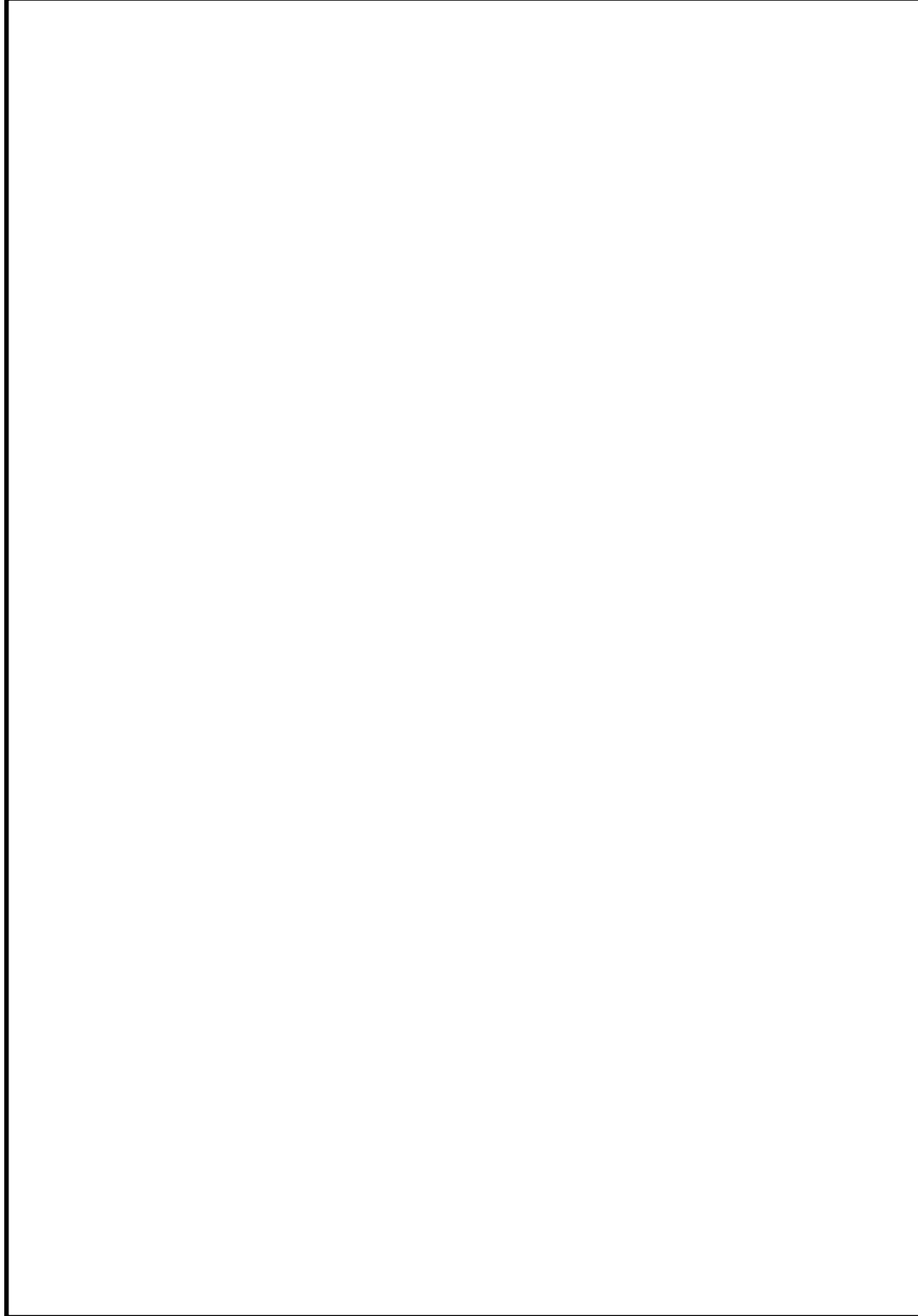
解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



「S/C温度制御」
 残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モードで起動し、サブプレッション・プール水の冷却を行う。

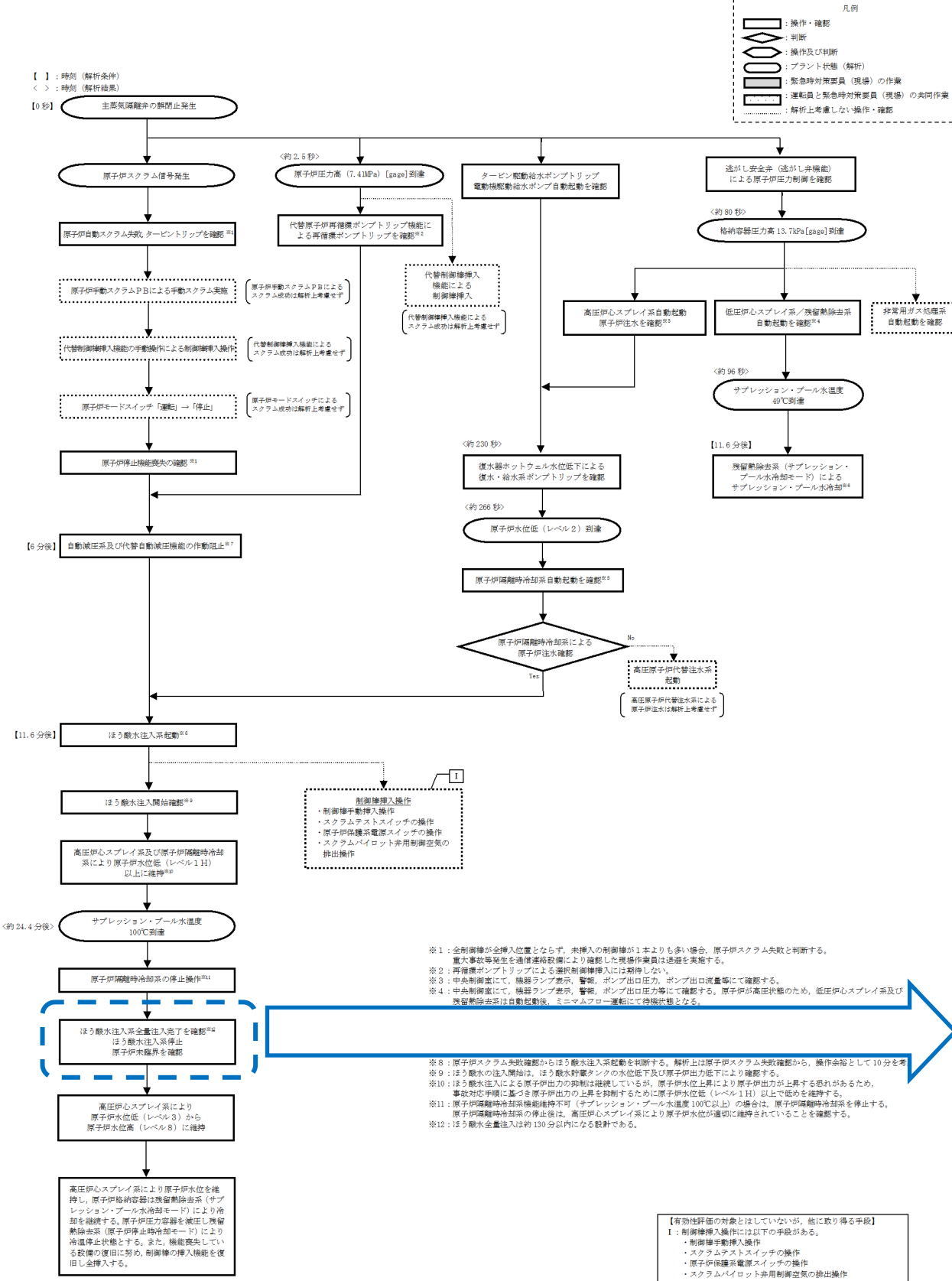
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

- ※1: 全制御棒が全挿入位置とならず、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合、原子炉スクラム失敗と判断する。重大事故等発生を通報待機設備により確認した見操作要員は速速に実施する。
- ※2: 再循環ポンプトリップによる運転制御棒挿入には制棒しない。
- ※3: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※4: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力等にて確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系は自動起動後、ミニマムフロー運転にて待機状態となる。
- ※5: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※6: 解析上、サブプレッション・プール水温度警報設定値 (40℃) 判達から、10分後にサブプレッション・プール水冷却を実施する。運用上はサブプレッション・プール水温度が35℃以上の場合サブプレッション・プール水冷却を実施する。
- ※7: 自動減圧系動作により原子炉が自動減圧され、低圧注水系統から大量の冷水が注入され炉心に大きな正の反応度が加えられる恐れがあることから、自動減圧系が動作する前に自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動阻止を実施する。
- ※8: 原子炉スクラム失敗確認からほうろく水注入系起動を判断する。解析上は原子炉スクラム失敗確認から、操作余裕として10分を考慮。
- ※9: ほうろく水の注入開始は、ほうろく水対策タンクの水位低下及び原子炉出力低下により確認する。
- ※10: ほうろく水注入による原子炉出力の抑制は継続しているが、原子炉水位上昇により原子炉出力が上昇する恐れがあるため、事故対応手順に基づき原子炉出力の上昇を抑制するために原子炉水位低 (レベル1H) 以上で低めを維持する。
- ※11: 原子炉隔離時冷却系機能維持不可 (サブプレッション・プール水温度100℃以上) の場合は、原子炉隔離時冷却系を停止する。原子炉隔離時冷却系の停止は、高圧炉心スプレイス系により原子炉水位が適切に維持されていることを確認する。
- ※12: ほうろく水全量注入は約130分以内になる設計である。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】
 1: 制御棒挿入操作には以下の手段がある。
 ・制御棒挿入操作
 ・スクラムテストスイッチの操作
 ・原子炉保護系電源スイッチの操作
 ・スクラムバイロット非用制御空気の排出操作

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」 A

この領域は、事故発生時の具体的な操作手順を記載する「EOP」(徴候ベース)「スクラム」の要領書です。図中の大きな黒い枠が、この要領書の位置を示しています。

操作補足事項

「スクラム」
 中性子源領域計装及び中間領域計装の検出器を挿入し、未臨界になったことを確認する。

AM設備別操作要領書

この領域は、原子炉制御装置(Automation)の各設備ごとの具体的な操作手順を記載する要領書の位置を示しています。

原子力災害対策手順書

この領域は、原子力災害発生時の緊急対応手順を記載する手順書の位置を示しています。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.6 LOCA時注水機能喪失

特徴

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウナダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下する。ことから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。

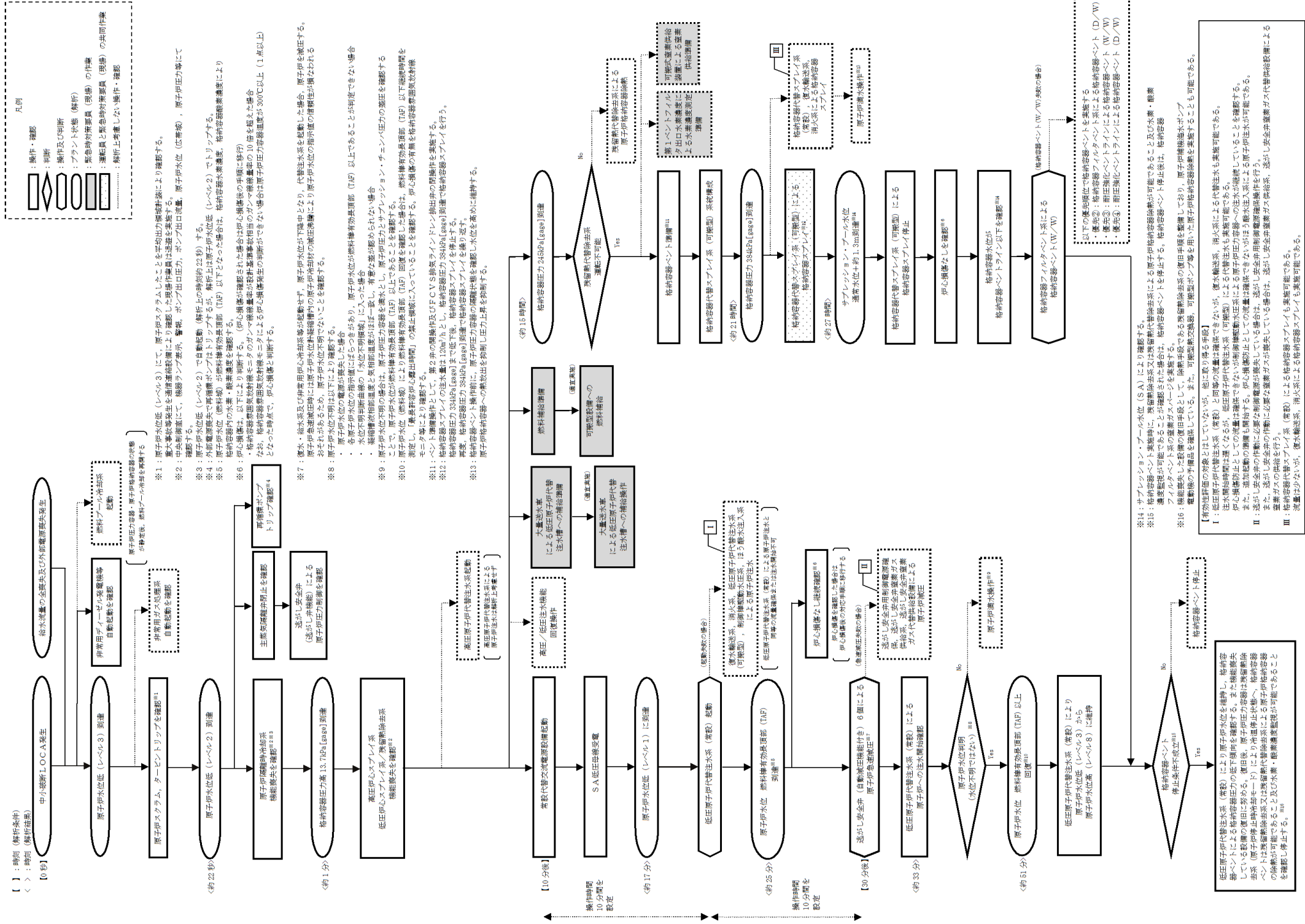
基本的な考え方

逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却を図る。また、炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

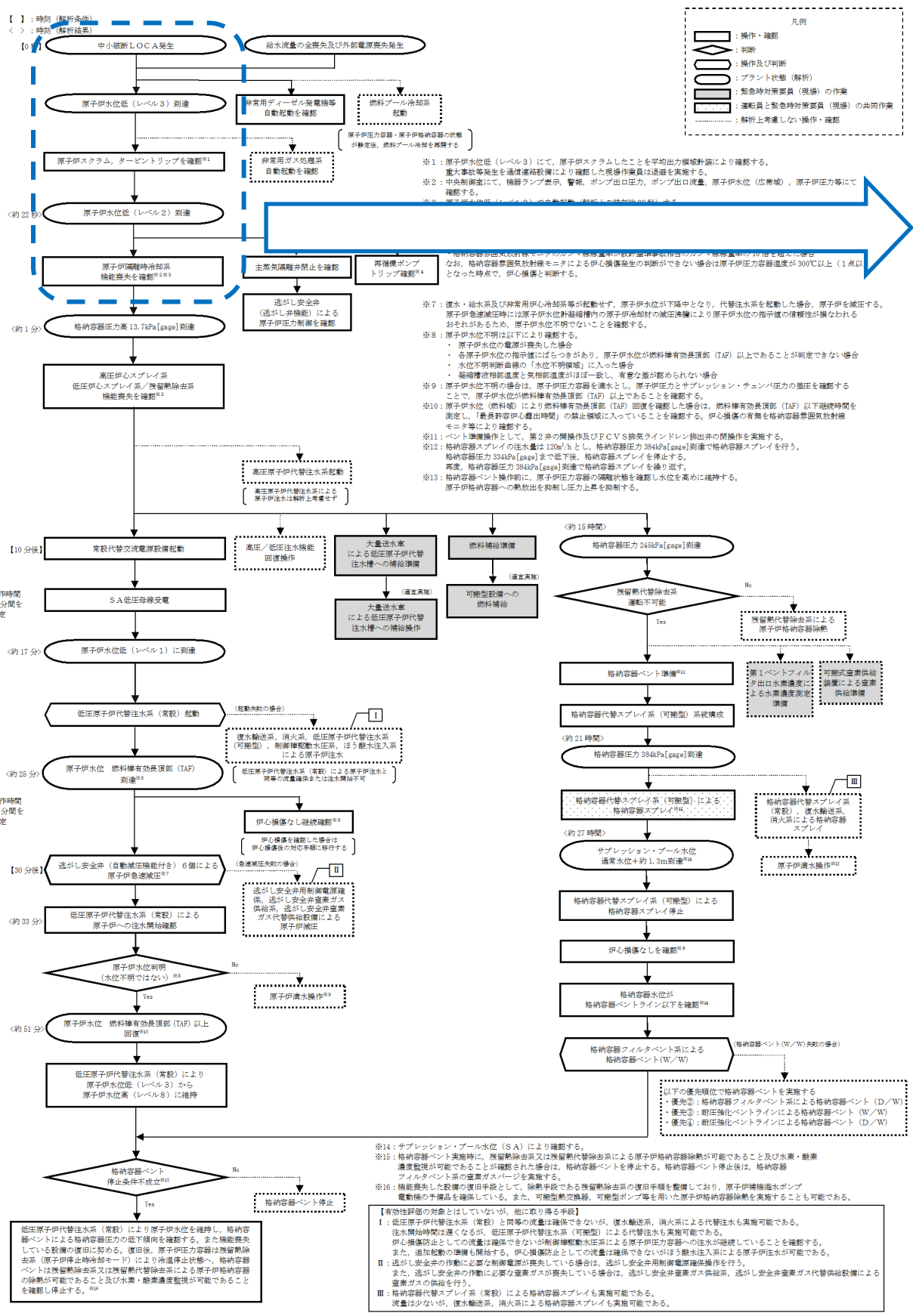
- 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 高圧・低圧注水機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- 格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却
- 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

解析上の対応手順の概要フロー



詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」 A



操作補足事項

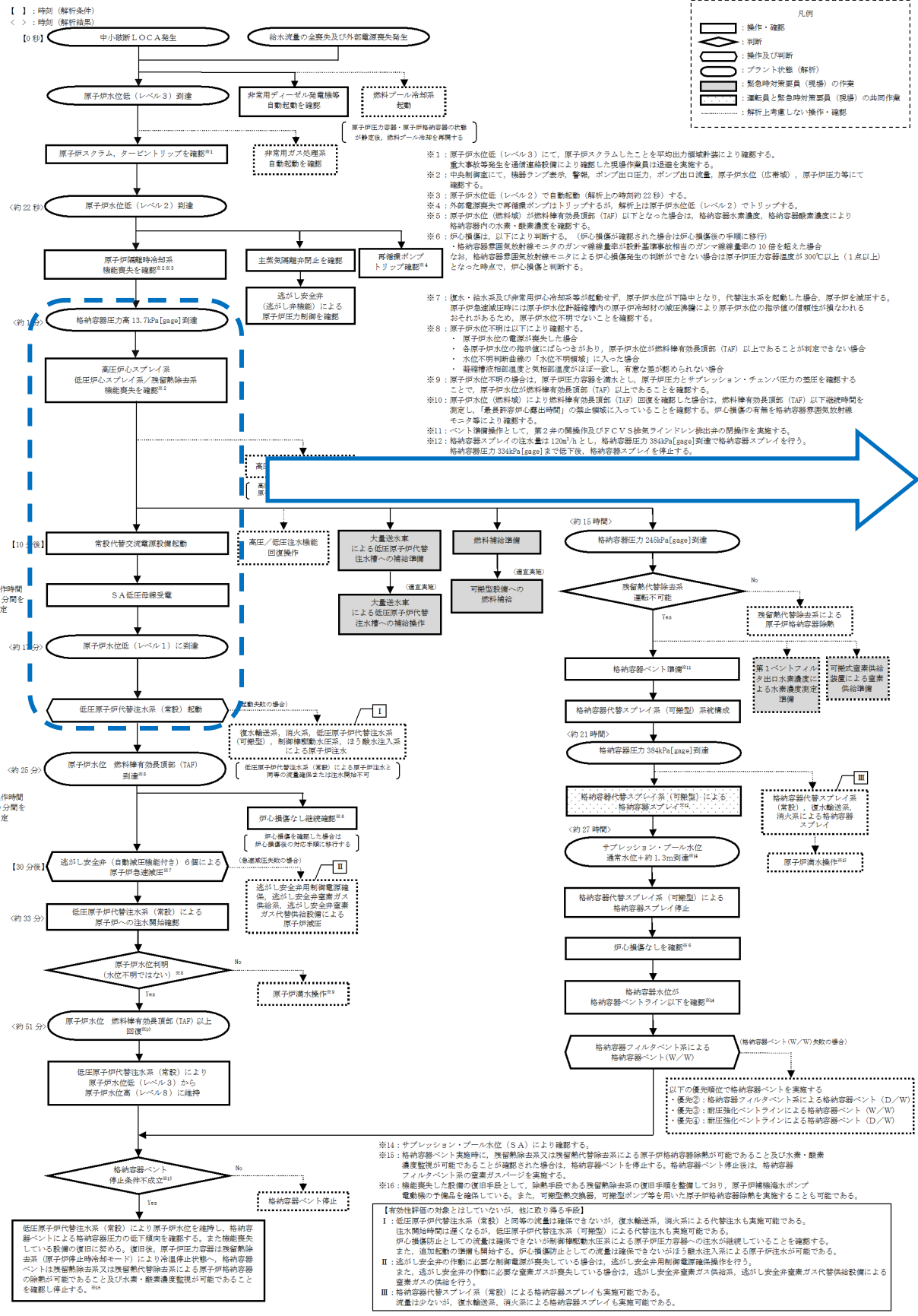
給水全喪失による原子炉水位低(レベル3)で原子炉スクラムする。これにより「**事故時操作要領書(徴候ベース)**」における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉水位は全給水喪失、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが高圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水が不可となる。**原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持できないため、原子炉制御「水位確保(RC/L)」へ移行する。**
格納容器内パラメータにより格納容器内の漏えいがあることを確認する。
格納容器内漏えい及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、格納容器圧力が上昇する。**ドライウエル圧力13.7kPa [gage]到達で格納容器制御「PC/P)」へ移行する。**
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧(PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。

AM設備別操作要領書

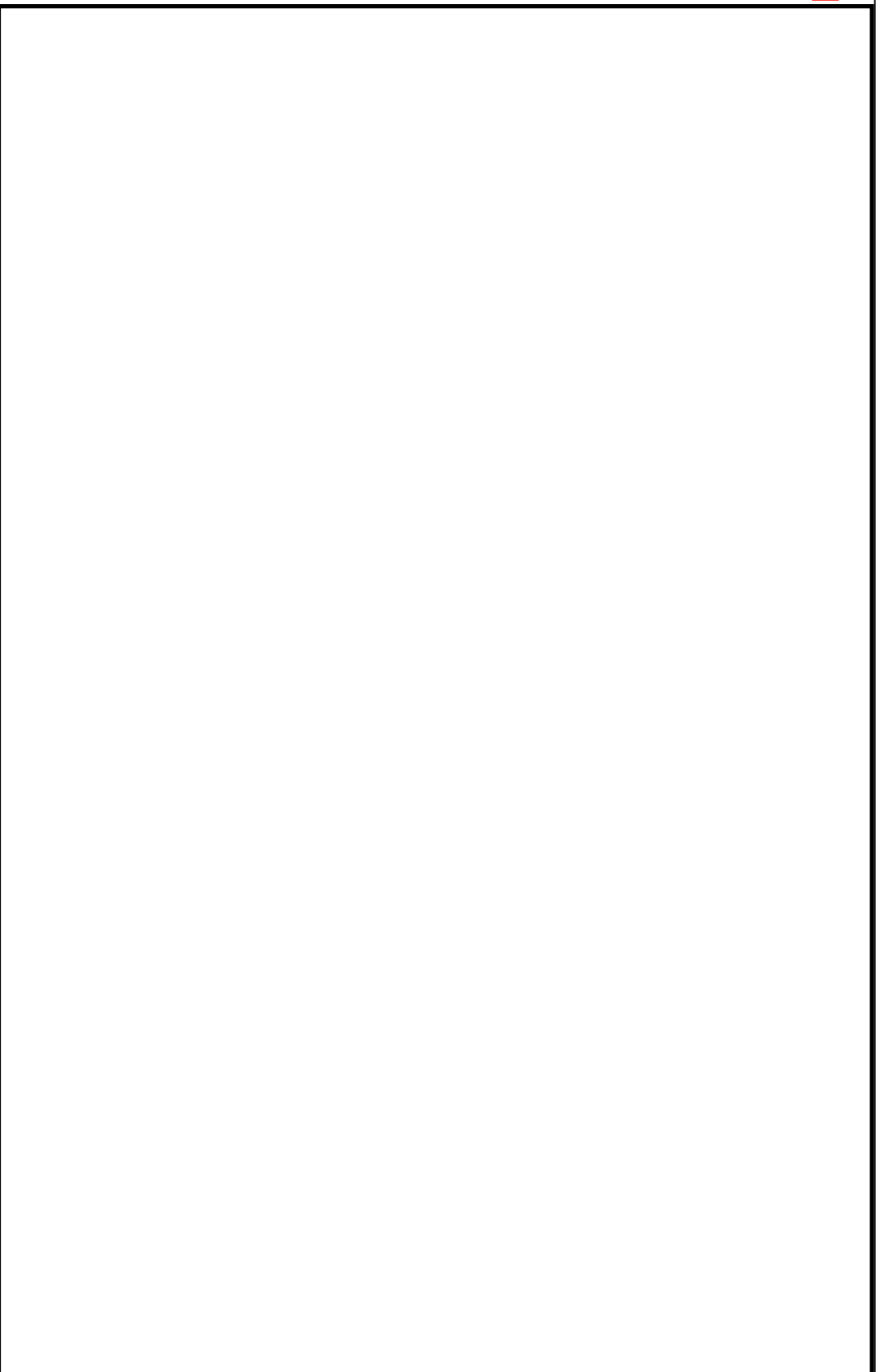
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

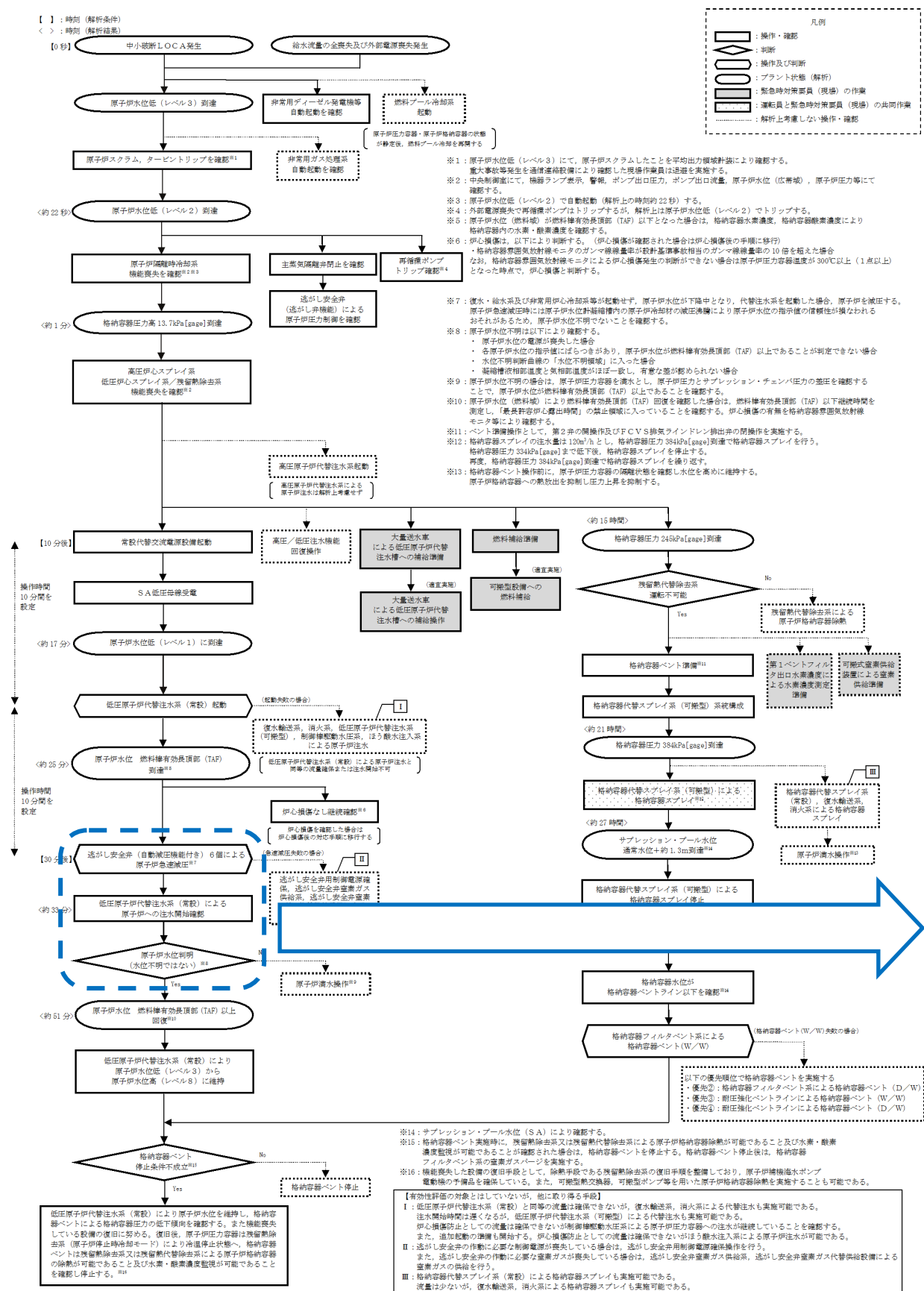
「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 全給水喪失し原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系の起動に失敗し原子炉水位の低下が継続する。**ガスタービン発電機起動及び低圧原子炉代替注水系(常設)を起動し不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

AM 1 : 「原子炉注水戦略」
 ・FLSRポンプによる原子炉注水

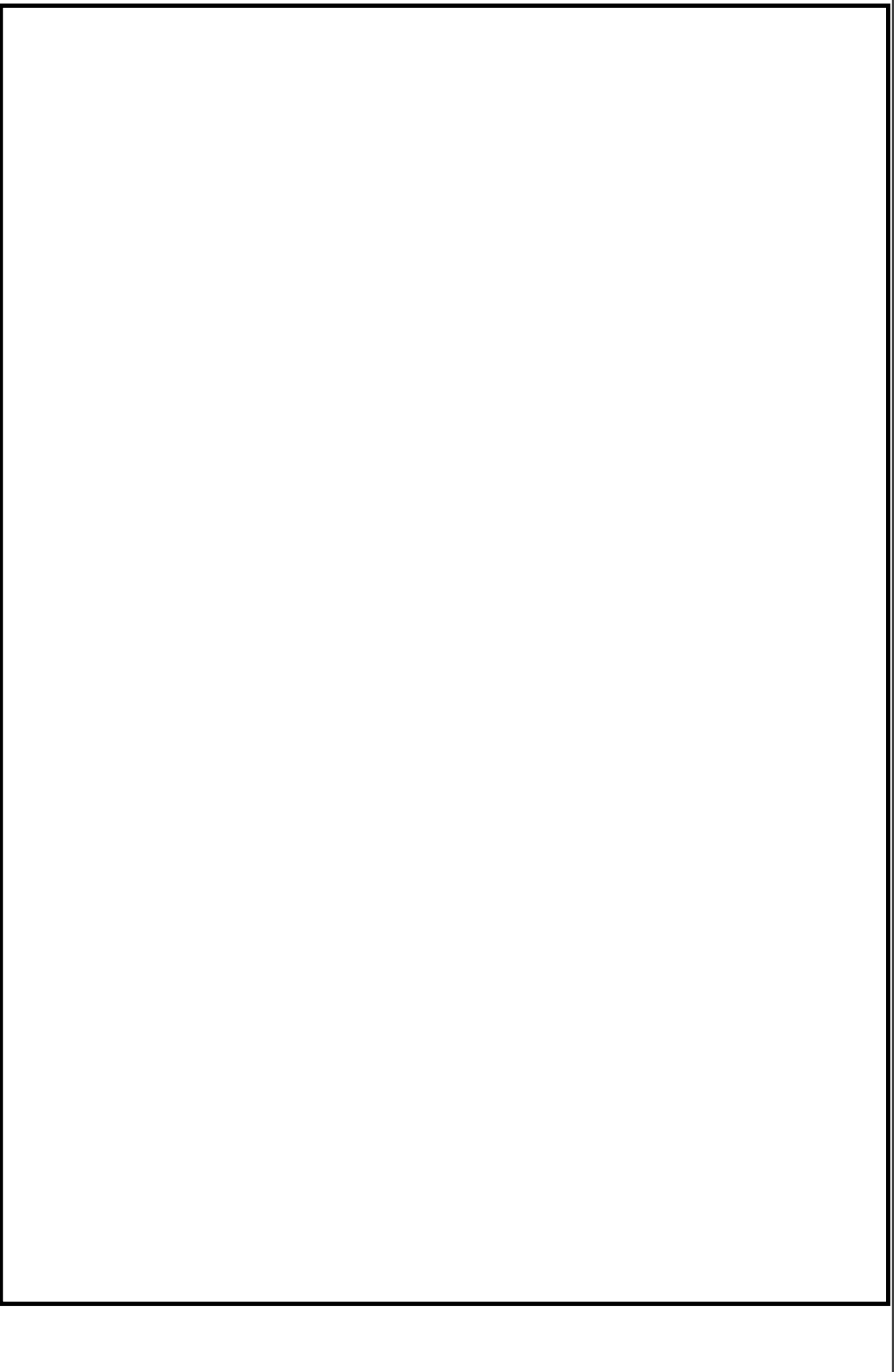
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

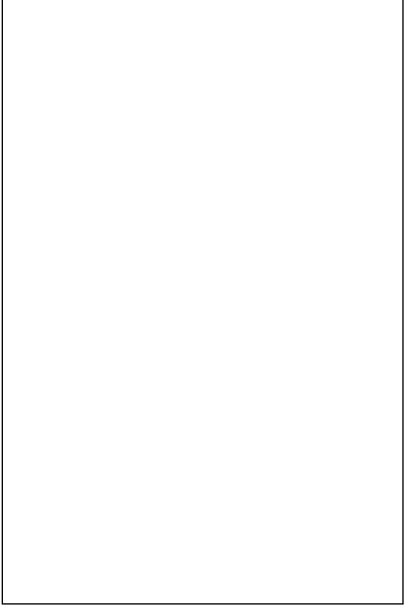
事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



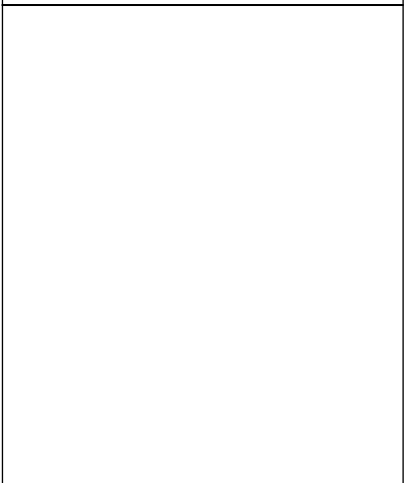
操作補足事項

「急速減圧」
 低圧原子炉代替注水系（常設）が起動していることを確認し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個を全開し原子炉を減圧する。
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復（C1）」へ移行する。

AM設備別操作要領書

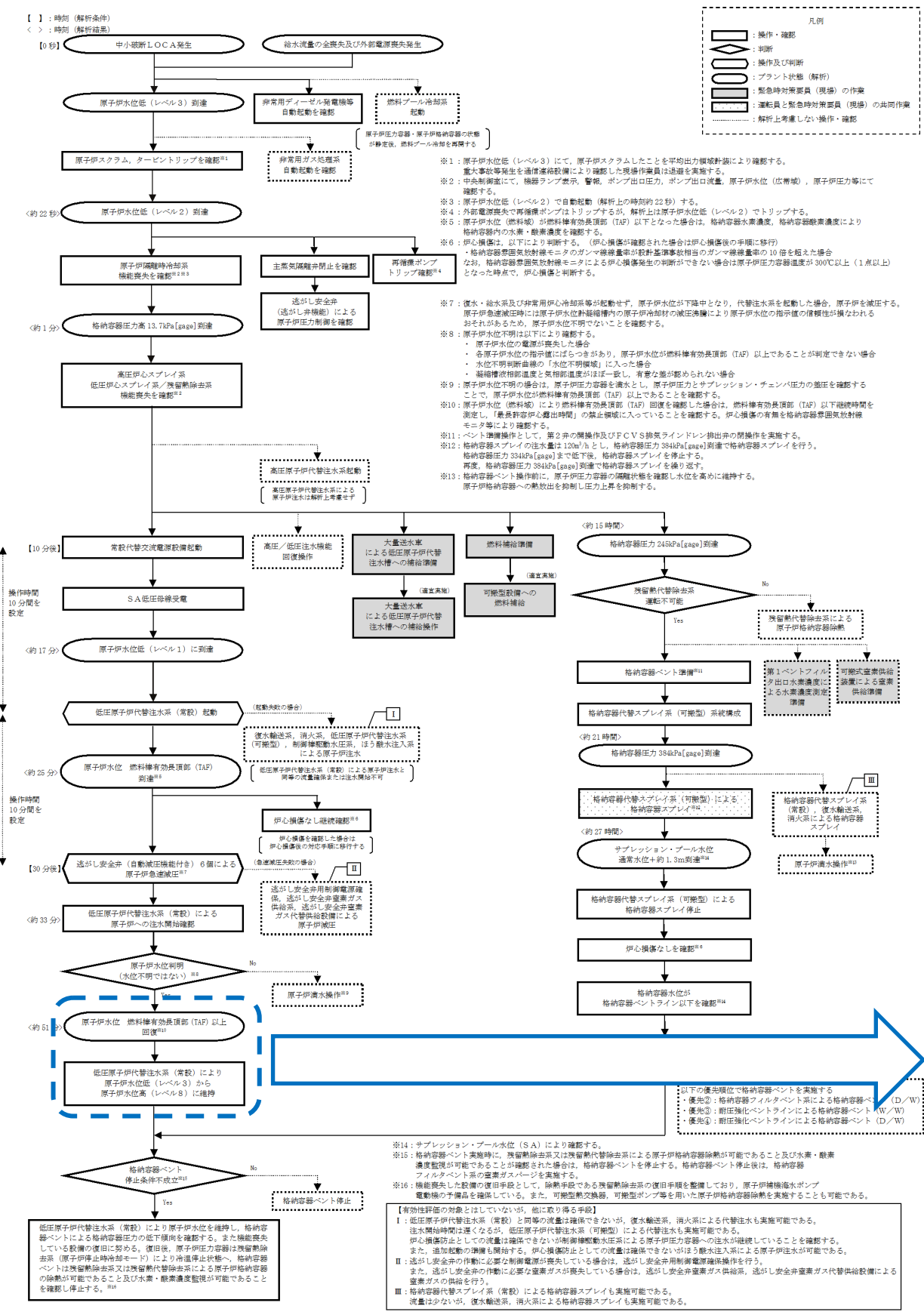


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

「水位回復」
 原子炉減圧により、低圧原子炉代替注水系（常設）から原子炉へ注水が開始し、**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上になれば、原子炉制御「水位確保（RC/L）」へ移行する。**

「水位確保」
 低圧原子炉代替注水系（常設）により、**原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できるため、原子炉制御「スクラム（RC）」へ移行する。**

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



AM設備別操作要領書

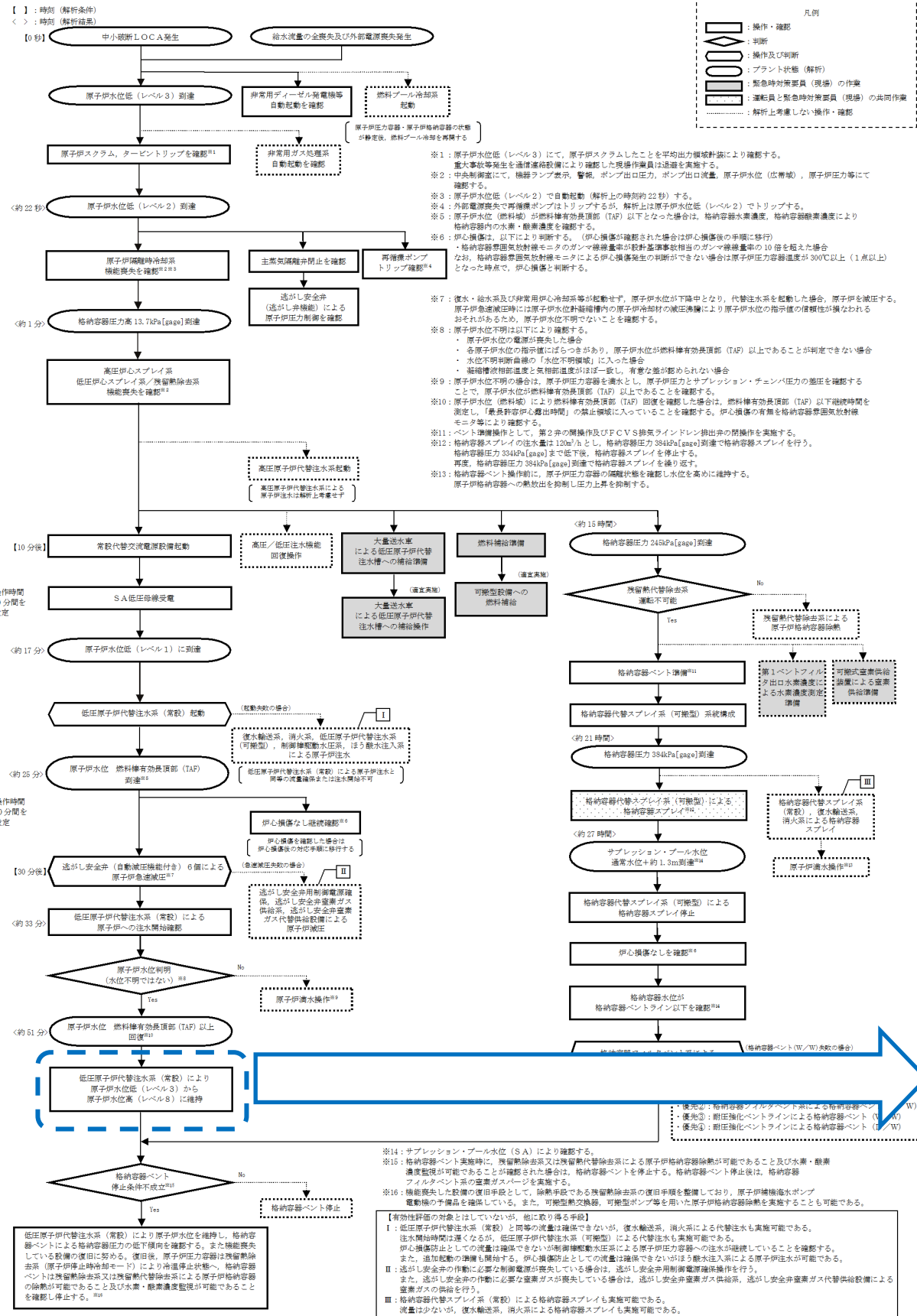
原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



「スクラム」
 原子炉水位を継続監視する。

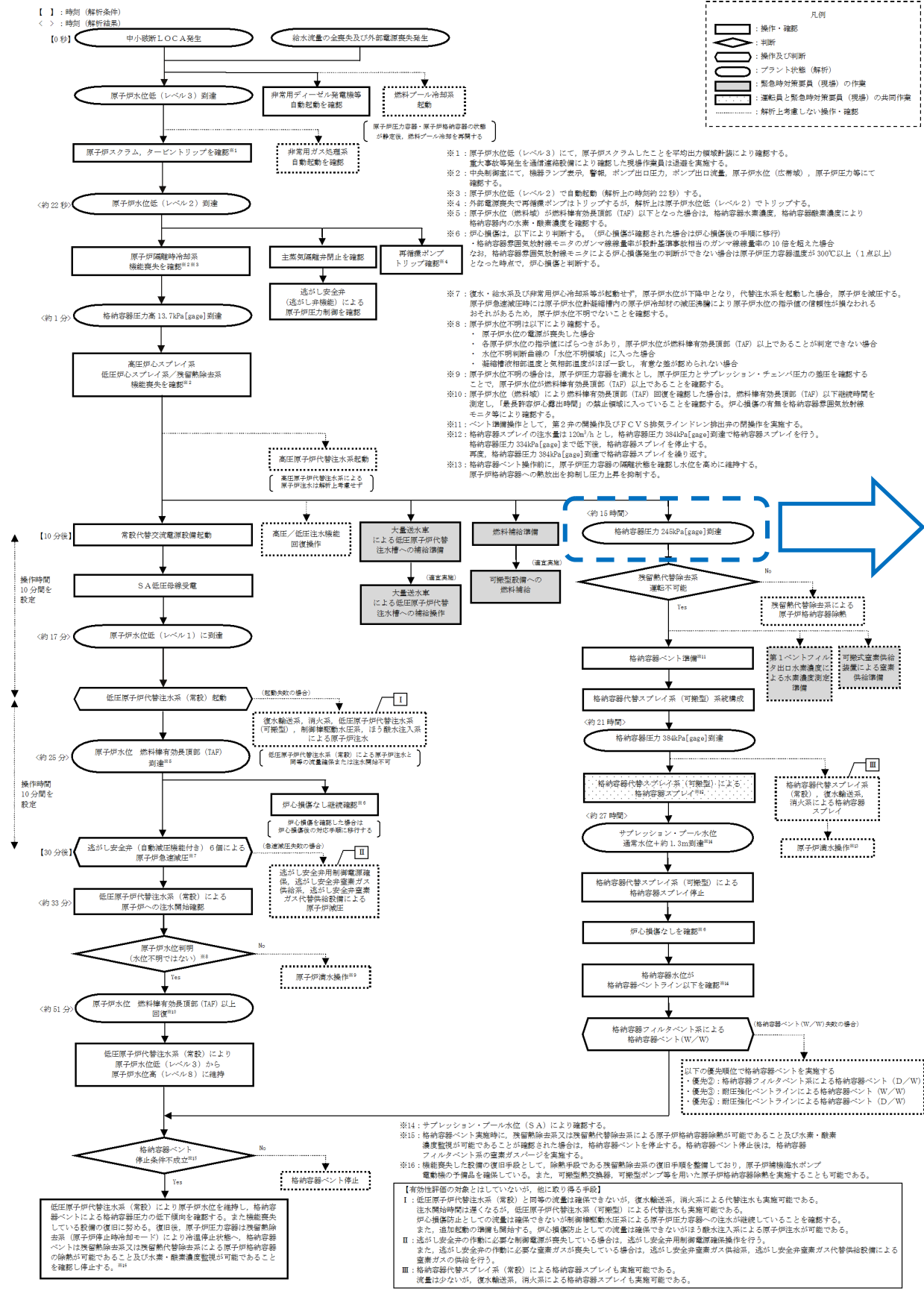
AM設備別操作要領書

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



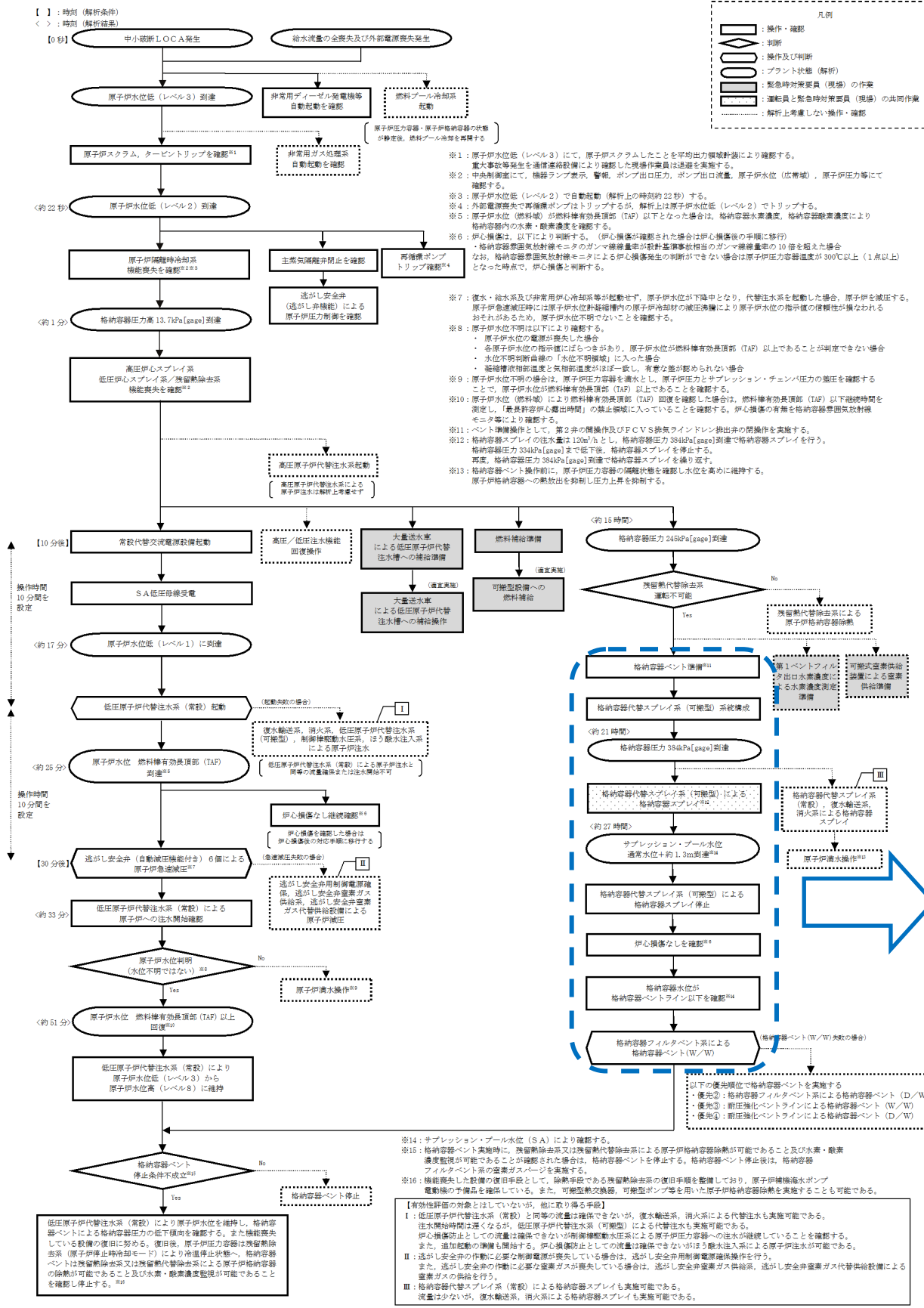
操作補足事項

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

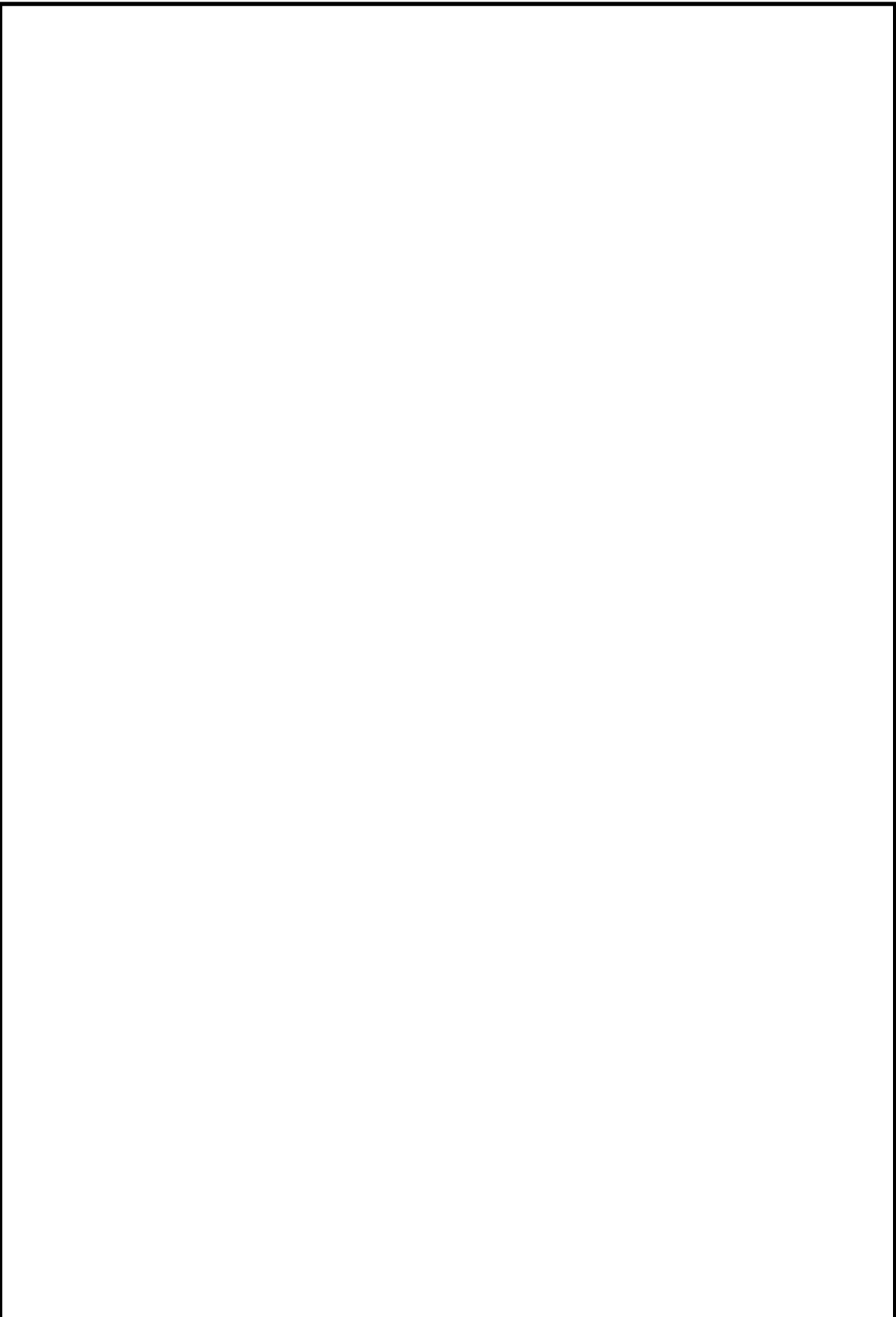
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「PCV圧力制御」



操作補足事項

「PCV圧力制御」
 サプレッション・チェンバ圧力が 384kPa [gage] にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。
 炉心損傷が発生していないことを確認する。
 サプレッション・プール水位が +1.29m 到達にて、ウェットウェル側からの格納容器ベントを実施する。

AM設備別操作要領書

- AM 4**: 「格納容器除熱戦略」
- ・FCVSによる格納容器ベント
- AM 5**: 「格納容器機能維持戦略」
- ・大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.7 格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA)

特徴

原子炉冷却材圧力バワンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェースとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

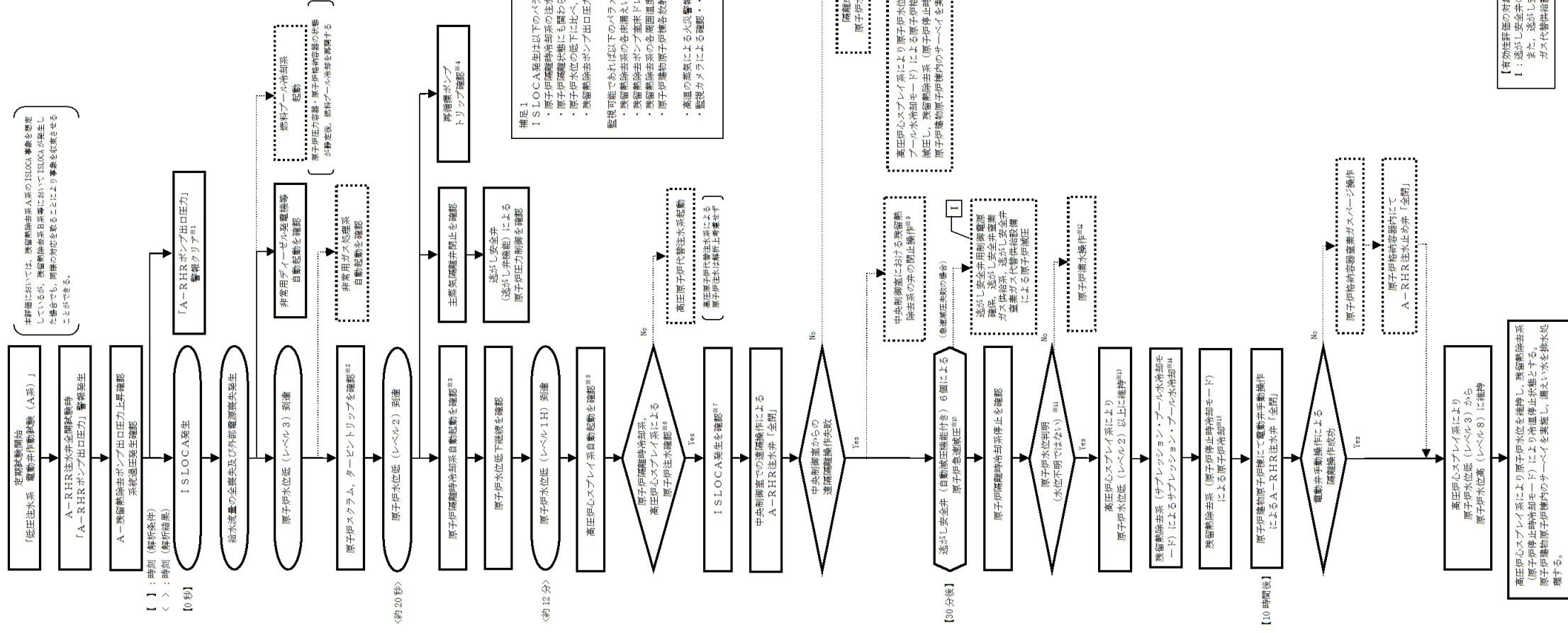
基本的な考え方

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイレイ系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り、また、逃がし安全弁によって原子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えいの抑制及びISLOCAの発生箇所、隔離による原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系(サブプレシジョン・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

- ISLOCA発生
- 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイレイ系による原子炉注水
- ISLOCA発生確認
- 中央制御室での残留熱除去系隔離失敗
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 高圧炉心スプレイレイ系による原子炉注水
- 残留熱除去系(サブプレシジョン・プール水冷却モード)運転
- 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転
- 現場操作での残留熱除去系隔離操作
- 残留熱除去系隔離後の水位維持

解析上の対応手順の概要フロー

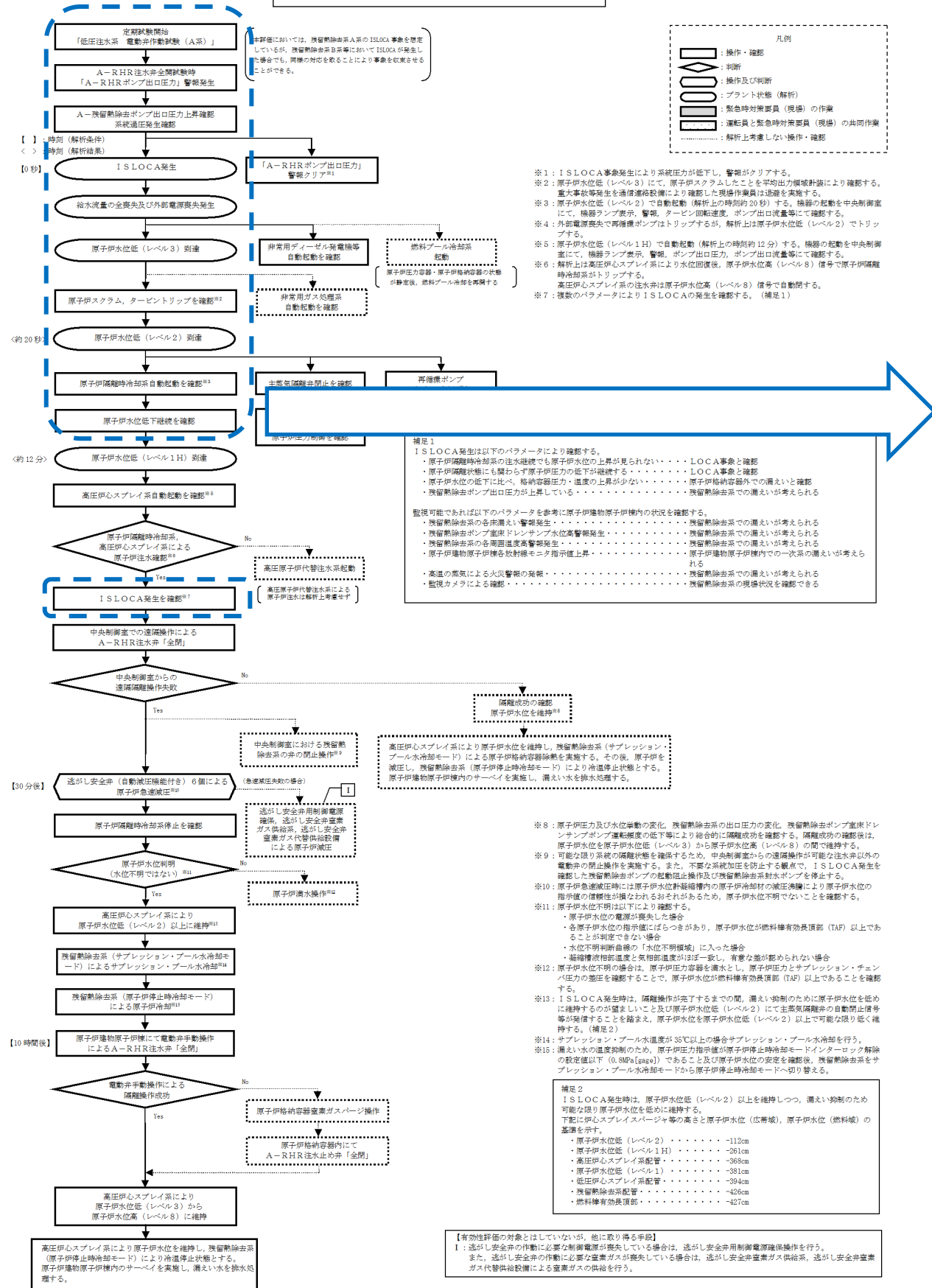


事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース) における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」
 原子炉水位は全給水喪失することにより水位が低下する。原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が起動するが原子炉水位の低下が継続するため、「水位確保 (RC/L)」へ移行する。
 原子炉建屋内パラメータにより格納容器外の漏えいがあることを確認し、「二次格納施設制御 (SC/C)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース) における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

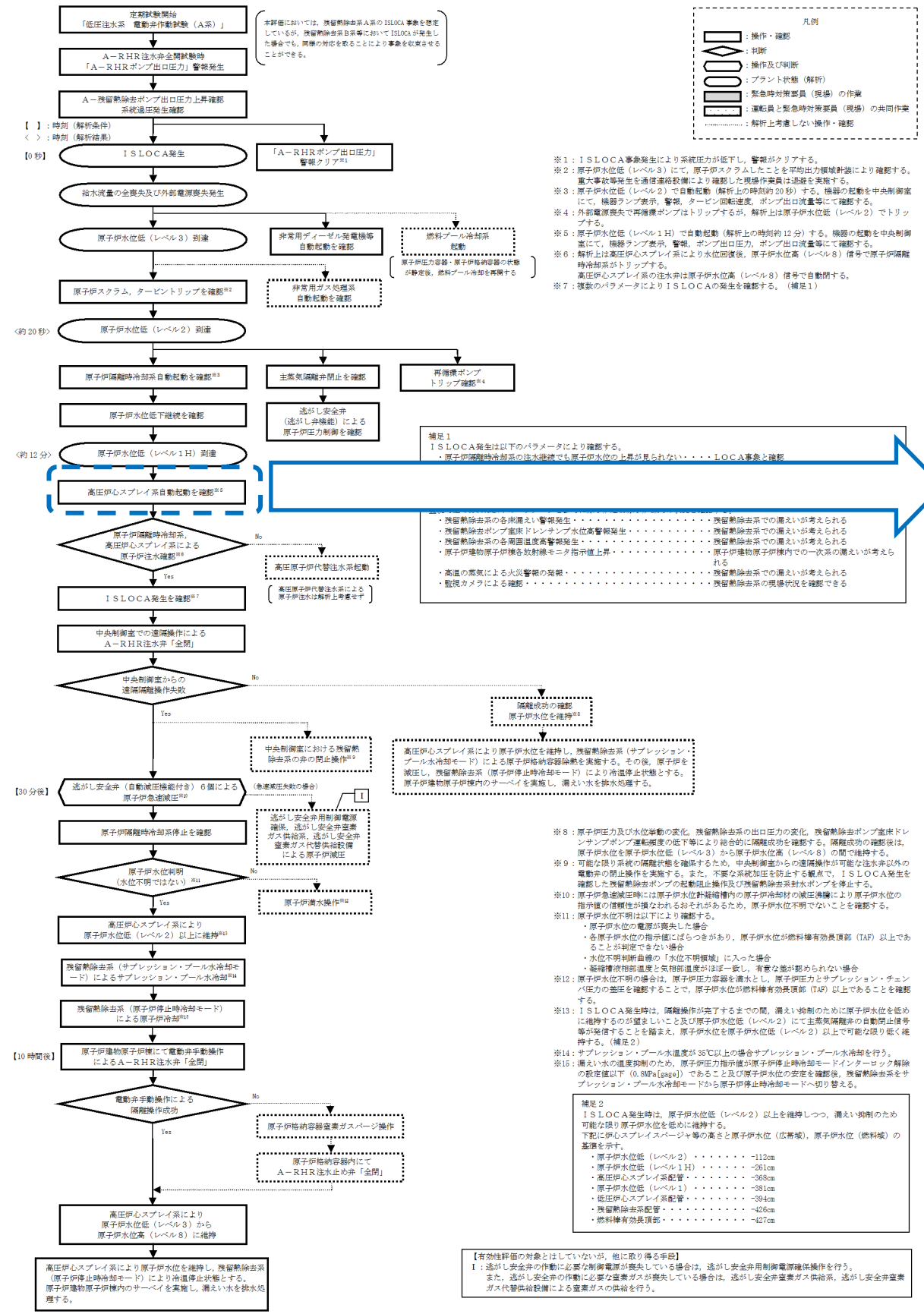
「スクラム」
 原子炉水位は全給水喪失することにより水位が低下する。原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が起動するが原子炉水位の低下が継続するため、「水位確保 (RC/L)」へ移行する。
 原子炉建屋内パラメータにより格納容器外の漏えいがあることを確認し、「二次格納施設制御 (SC/C)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

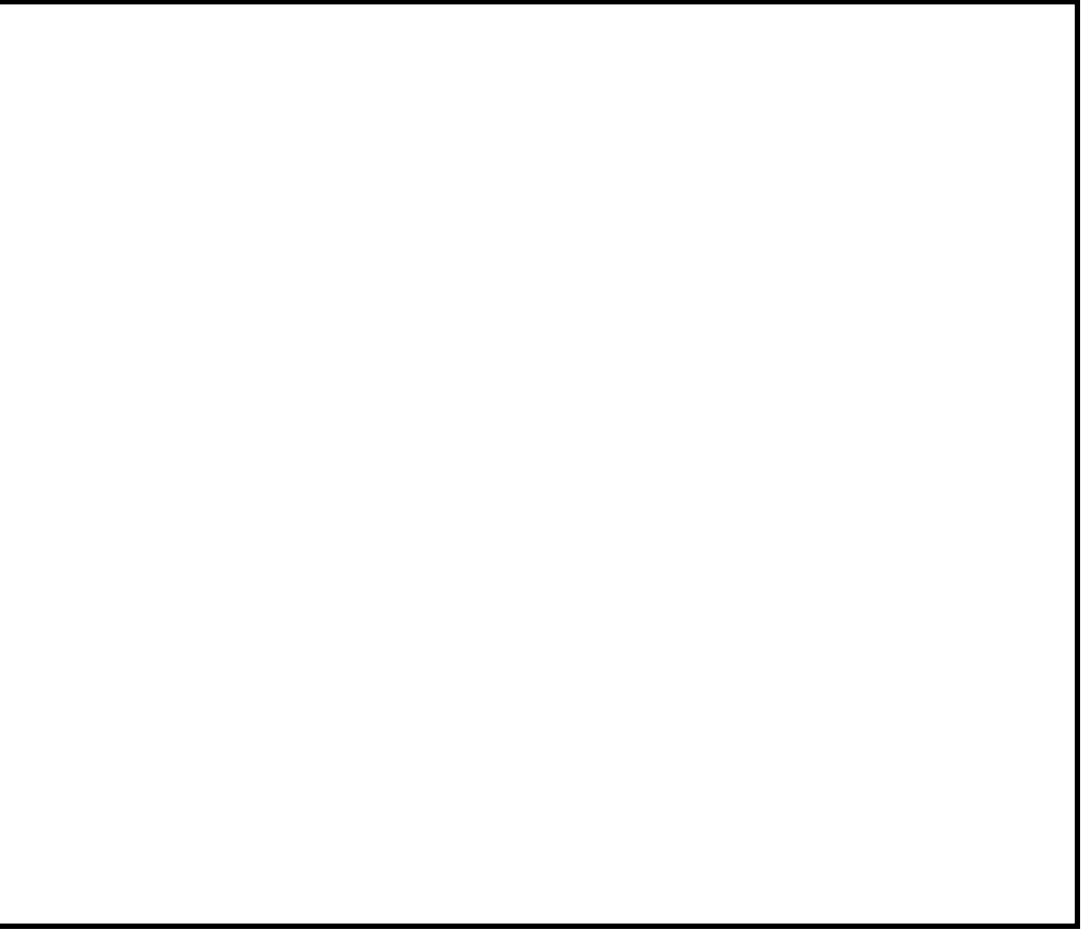
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」



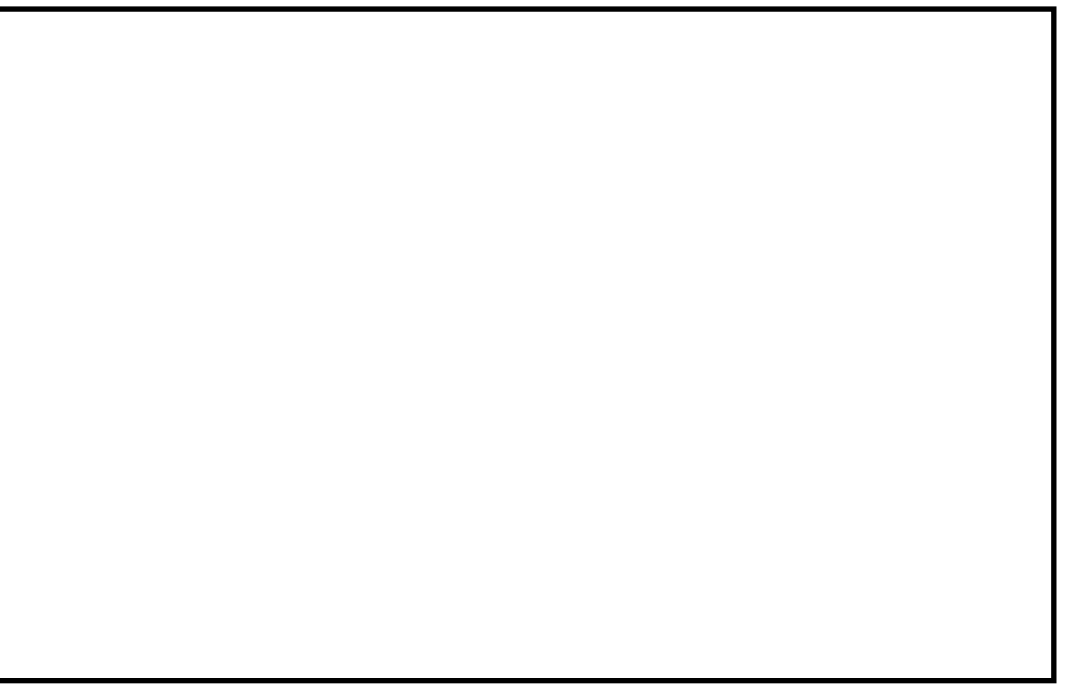
操作補足事項

「水位確保」
プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
原子炉水位低 (レベル1H) で高圧炉心スプレイ系も起動し原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持し、「スクラム (RC)」へ移行する。
「スクラム」
原子炉水位を継続監視する。

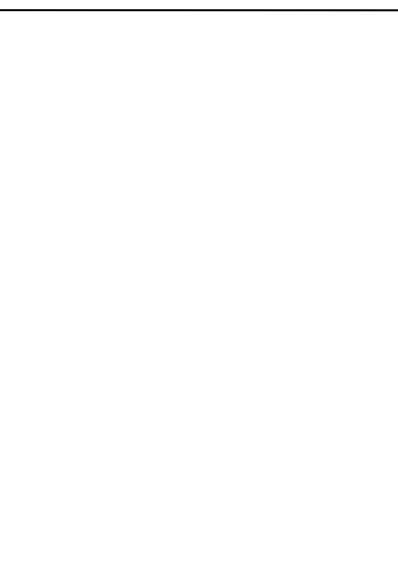
AM設備別操作要領書



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」

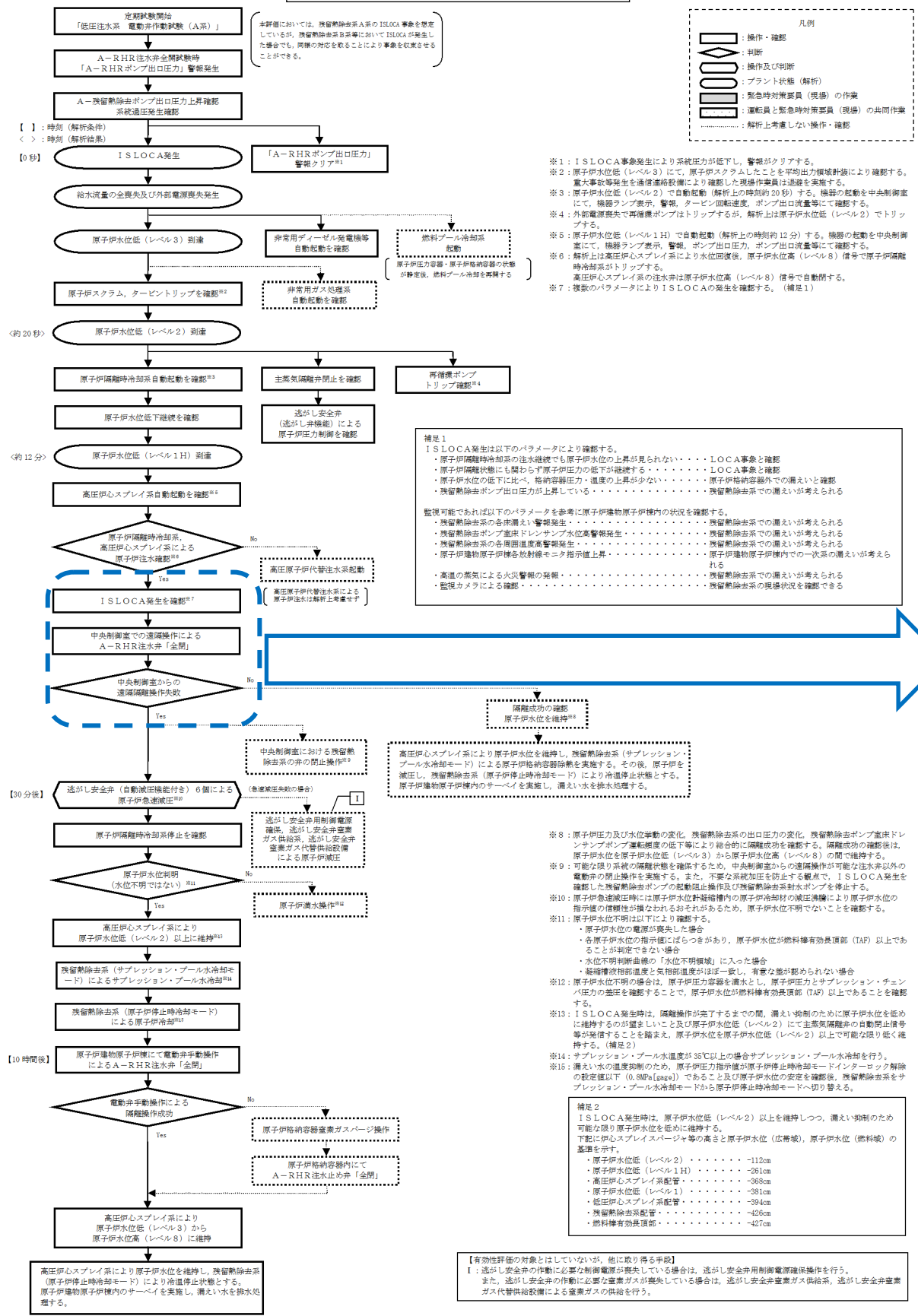


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 二次格納容器制御「二次格納施設制御」



【1】: 時刻 (解析条件)
 < > : 時刻 (解析結果)

凡例
 □: 操作・確認
 ○: 判断
 ◇: 操作及び判断
 ○: プラント状態 (解析)
 □: 緊急時対策要員 (現場) の作業
 □: 運転員と緊急時対策要員 (現場) の共同作業
 ○: 解析上考慮しない操作・確認

※1: ISLOCA 発生により系統圧力が低下し、警報がクリアする。
 ※2: 原子炉水位 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域計装により確認する。
 ※3: 原子炉水位 (レベル2) で自動起動 (解析上の時刻約 20 秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
 ※4: 外部電源喪失で再循環ポンプがトリップするが、解析上は原子炉水位 (レベル2) でトリップする。
 ※5: 原子炉水位 (レベル1H) で自動起動 (解析上の時刻約 12 分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
 ※6: 解析上は高圧伊心スプレイズ系により水位回復後、原子炉水位高 (レベル8) 信号で原子炉隔離時冷却系がトリップする。
 ※7: 複数のパラメータにより ISLOCA の発生を確認する。(補足1)

補足1
 ISLOCA 発生は以下のパラメータにより確認する。
 ・原子炉隔離時冷却系の注水経路でも原子炉水位の上昇が見られない・・・LOCA 発生と確認
 ・原子炉隔離状態にも関わらず原子炉圧力の低下が継続する・・・LOCA 発生と確認
 ・原子炉水位の低下に比べ、格納容器圧力・温度の上昇が少ない・・・原子炉格納容器外での漏えいと確認
 ・残留熱除去ポンプ出口圧力が上昇している・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる

監視可能であれば以下のパラメータを参考に原子炉建屋原子炉内の状況を確認する。
 ・残留熱除去系の各圧漏えい警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
 ・残留熱除去ポンプ室床下ドレンポンプ水位高警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
 ・残留熱除去系の各周囲温度高警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
 ・原子炉建屋原子炉内のサーベイを実施し、漏えい水を換水処理する。
 ・高圧伊心スプレイズ系による原子炉水位維持
 ・高圧伊心スプレイズ系により原子炉水位を維持し、残留熱除去系(サブプレッション・プールの冷却モード)によるサブプレッション・プールの冷却を行う。その後、原子炉を減圧し、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により高温停止状態とする。原子炉建屋原子炉内のサーベイを実施し、漏えい水を換水処理する。

※8: 原子炉圧力及び水位変動の変化、残留熱除去系の出口圧力の変化、残留熱除去ポンプ室床下ドレンポンプ運転速度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。隔離成功の確認後は、原子炉水位を原子炉水位 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。
 ※9: 可能な限り系統の隔離状態を確認するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注水弁以外の機器の停止操作を実施する。また、不要な系統加圧を防止する観点で、ISLOCA 発生を確認した残留熱除去ポンプの起動停止操作及び残留熱除去系対水ポンプを停止する。
 ※10: 原子炉急減圧時には原子炉水位計継ぎ目の原子炉冷却材の減圧漏損により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
 ※11: 原子炉水位不明は以下により確認する。
 ・原子炉水位の電報が喪失した場合
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合
 ・水位不明判断自動の「水位不明領域」に入った場合
 ・燃料棒液相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有差な差が認められない場合
 ※12: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力調整を適宜し、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバの圧力を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。
 ※13: ISLOCA 発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のために原子炉水位を低めに維持するが望ましいこと及び原子炉水位 (レベル2) にて主要隔離弁の自動閉止信号等が受信することを踏まえ、原子炉水位を原子炉水位 (レベル2) 以上で可能な限り低く維持する。(補足2)
 ※14: サプレッション・プール水温度が 35℃ 以上の場合はサブプレッション・プールの冷却を行う。
 ※15: 漏えい水の温度抑制のため、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインテロック解除の設定値以下 (0.8MPa[avg]) であること及び原子炉水位の安定を確認後、残留熱除去系をサブプレッション・プール冷却モードから原子炉停止時冷却モードへ切り替える。

補足2
 ISLOCA 発生時は、原子炉水位 (レベル2) 以上に維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。
 下記に伊心スプレイズ配管等の高さ及び原子炉水位 (位置域)、原子炉水位 (燃料棒) の基準を示す。
 ・原子炉水位 (レベル2) -112cm
 ・原子炉水位 (レベル1H) -261cm
 ・高圧伊心スプレイズ配管 -368cm
 ・原子炉水位 (レベル1) -381cm
 ・低圧伊心スプレイズ配管 -394cm
 ・残留熱除去系配管 -426cm
 ・燃料棒有効長頂部 -427cm

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】
 【1】: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電圧が喪失している場合は、逃がし安全弁制御電源確保操作を行う。
 また、逃がし安全弁の作動に必要な産業ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁産業ガス供給装置による産業ガスの供給を行う。

操作補足事項

「二次格納施設制御」
 中央制御室から漏えい個所の隔離操作を試みるが隔離に失敗し、不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。

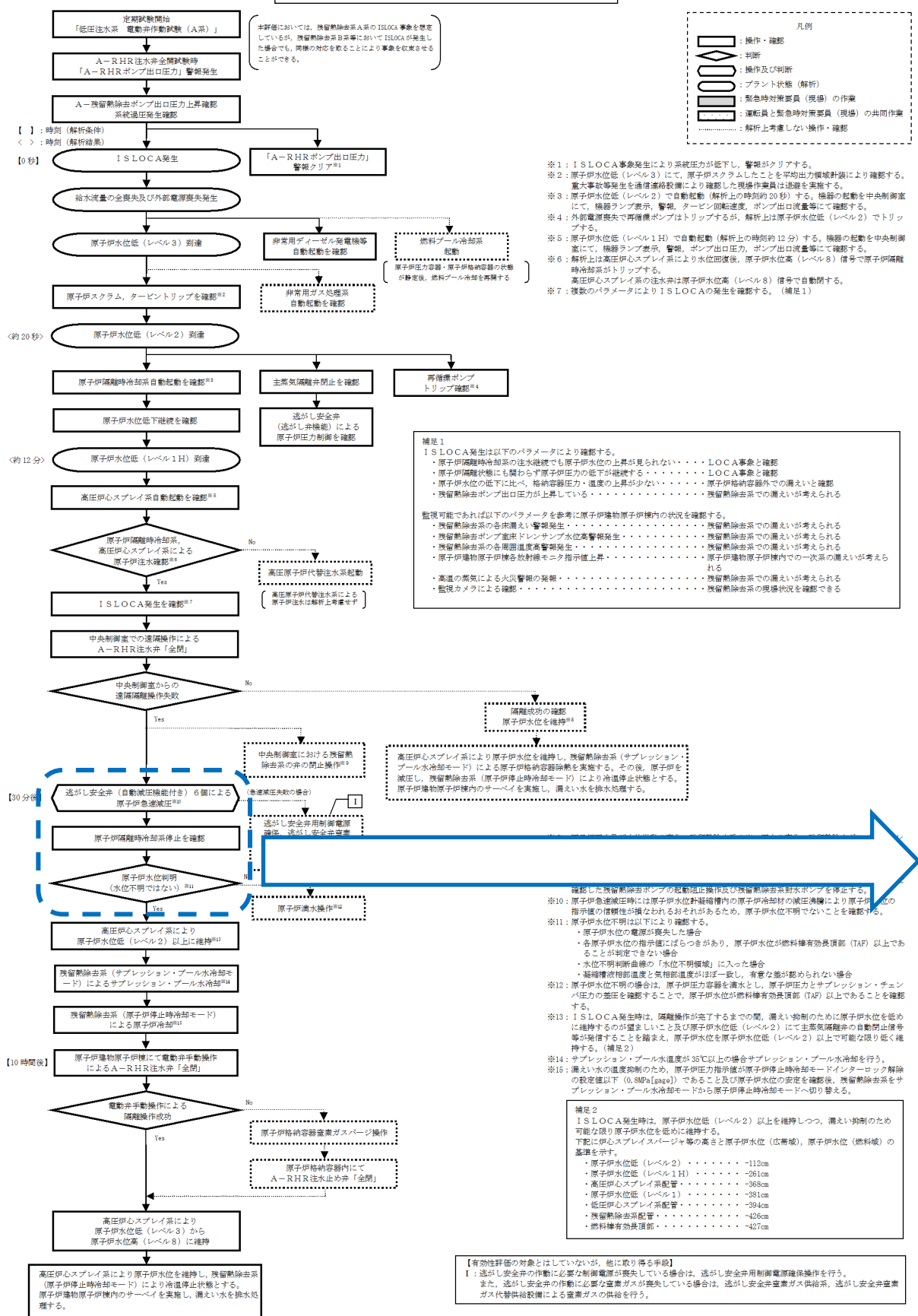
AM設備別操作要領書

(Blank area for AM equipment specific procedures)

原子力災害対策手順書

(Blank area for nuclear disaster response procedures)

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



凡例

- ◇: 操作・確認
- ◇: 判断
- ◇: 操作及び判断
- ◇: プラント状態 (解析)
- ◇: 緊急時対策要員 (現場) の作業
- ◇: 運転員と緊急時対策要員 (現場) の共同作業
- ◇: 解析上考慮しない操作・確認

※ 1: ISLOCA 発生により系統圧力が低下し、警報がクリアする。
 ※ 2: 原子炉水位 (レベル3) にて、原子炉スタラムしたことを平均出力領域計測により確認する。重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
 ※ 3: 原子炉水位 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約 30 秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
 ※ 4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位 (レベル2) でトリップする。
 ※ 5: 原子炉水位 (レベル1H) で自動起動 (解析上の時間約 12 分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
 ※ 6: 解析上は高圧伊心スプレイス系により水位回復後、原子炉水位高 (レベル8) 検出で原子炉隔離時冷却系がトリップする。
 ※ 7: 複数のパラメータにより ISLOCA の発生を確認する。(補足 1)

補足 1
 ISLOCA 発生は以下のパラメータにより確認する。
 ・原子炉隔離時冷却系の注水継続でも原子炉水位の上昇が見られない・・・LOCA 発生と確認
 ・原子炉隔離状態にも関わらず原子炉水位の低下が継続する・・・LOCA 発生と確認
 ・原子炉水位の低下に比べ、格納容器圧力・温度の上昇が少ない・・・原子炉格納容器外での漏えいと確認
 ・残留熱除去ポンプ出口圧力が上昇している・・・残留熱除去系での漏えいと考えられる
 監視可能であれば以下のパラメータを参考に原子炉建屋原子炉棟内の状況を確認する。
 ・残留熱除去系の各求漏えい警報発生・・・残留熱除去系での漏えいと考えられる
 ・残留熱除去ポンプ直床ドレンタンク水位高警報発生・・・残留熱除去系での漏えいと考えられる
 ・残留熱除去系の各周囲温度高警報発生・・・残留熱除去系での漏えいと考えられる
 ・原子炉建屋原子炉棟内の一次系の漏えいと考えられる
 ・高圧伊心スプレイス系による放射線モニタ指示値上昇・・・原子炉建屋原子炉棟内での一次系の漏えいと考えられる
 ・高温の蒸気による火災警報の発報・・・残留熱除去系での漏えいと考えられる
 ・監視カメラによる確認・・・残留熱除去系の現場状況を確認できる

補足 2
 ISLOCA 発生時は、原子炉水位 (レベル2) 以上に維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。
 下記に伊心スプレイス・プール等の高さや原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の基準を示す。
 ・原子炉水位 (レベル2) -112cm
 ・原子炉水位 (レベル1H) -261cm
 ・高圧伊心スプレイス系配管 -368cm
 ・原子炉水位 (レベル1) -381cm
 ・低圧伊心スプレイス系配管 -394cm
 ・残留熱除去系配管 -426cm
 ・燃料棒有効長頂部 -427cm

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得する手段】
 I: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。
 また、逃がし安全弁の作動に必要な蒸気ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁蒸気ガス供給系、逃がし安全弁蒸気ガス代替供給設備による蒸気ガスの供給を行う。

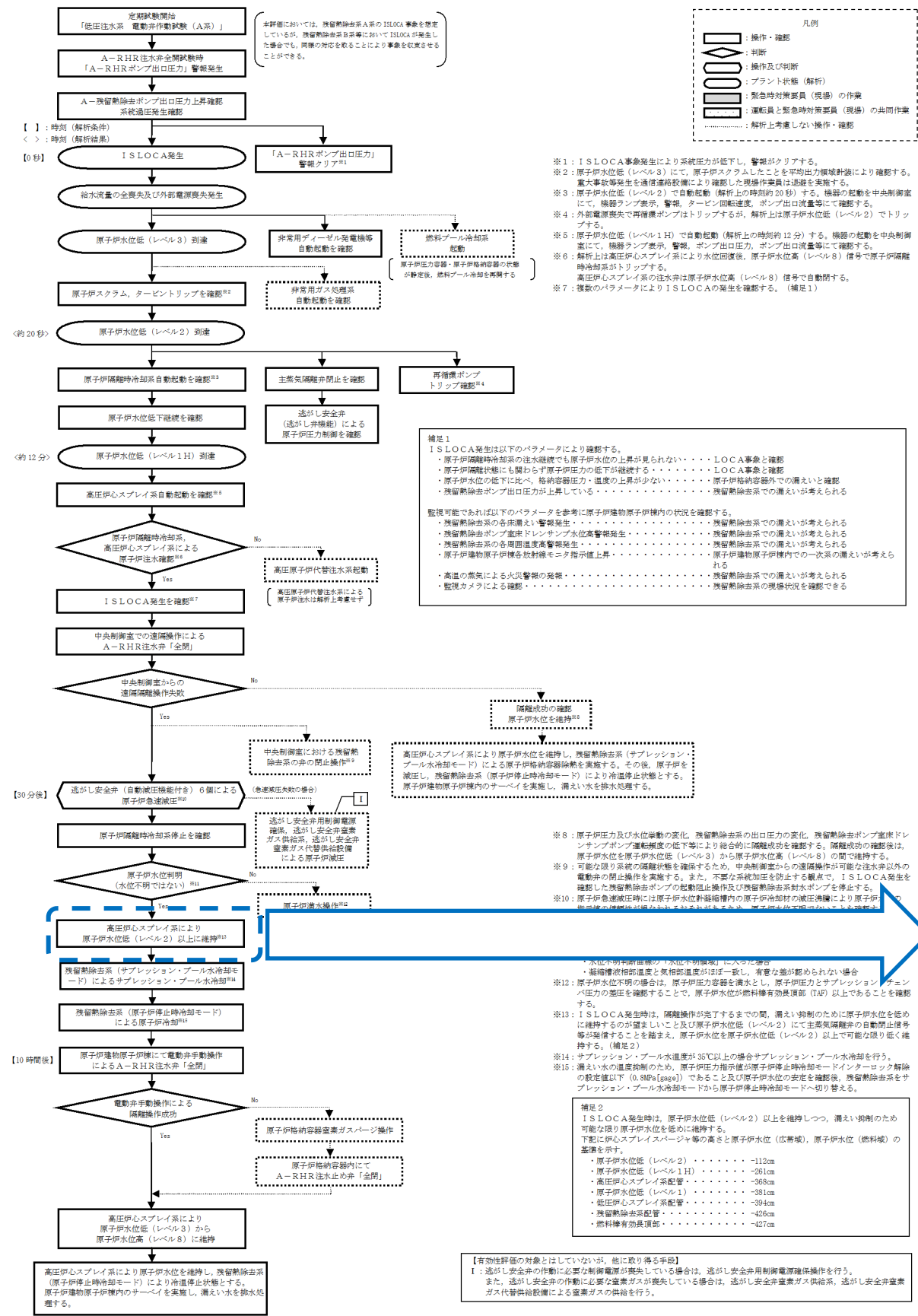
操作補足事項

「急速減圧」
 高圧炉心スプレイス系が起動していることを確認し、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6 個を全開し原子炉を減圧する。
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウエル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位が判明していることを確認し、「二次格納施設制御 (SC/C)」へ移行し、漏えい箇所を隔離する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

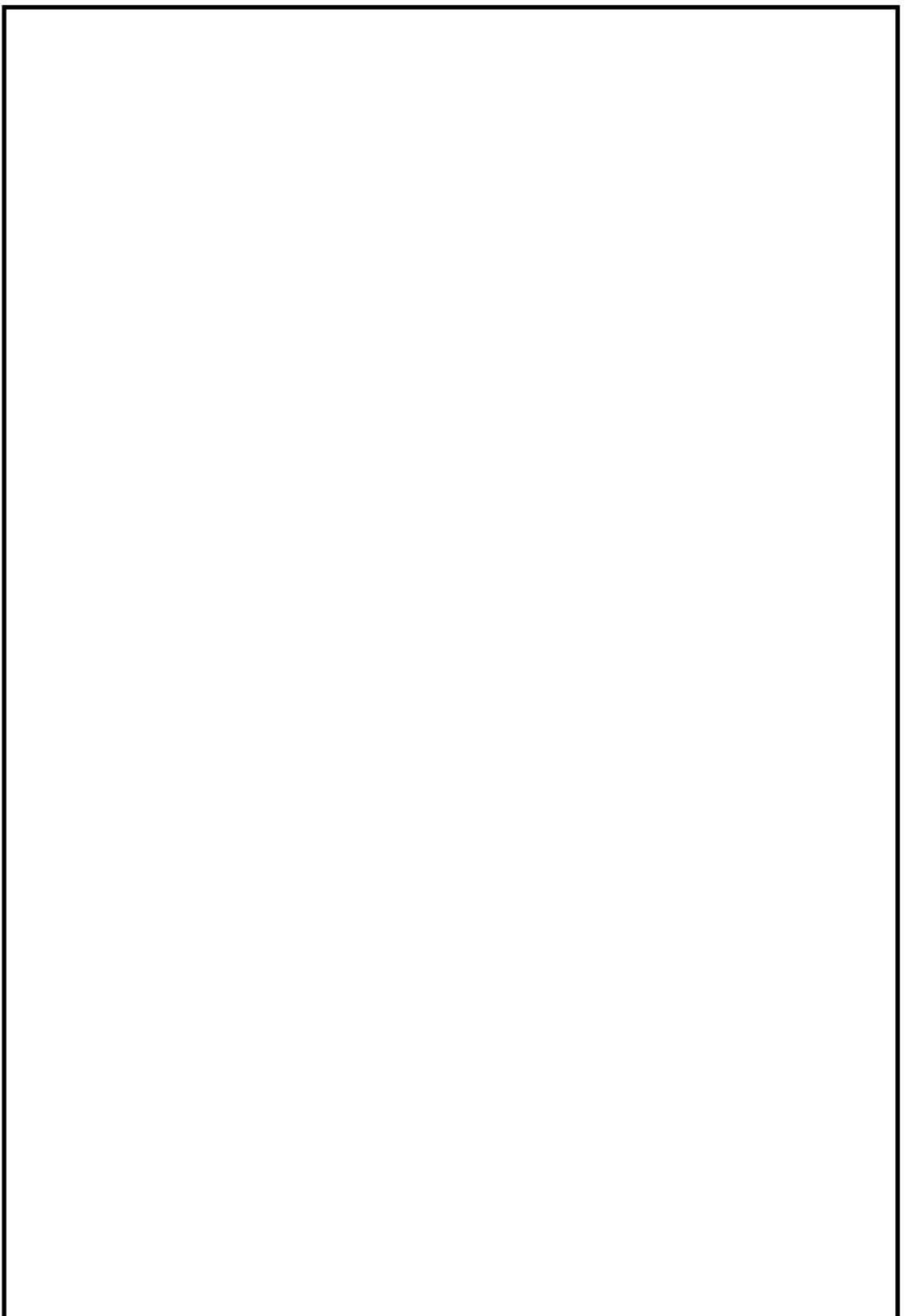
解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(微候ベース)「EOP」 二次格納施設制御「二次格納施設制御」

E



操作補足事項

「二次格納施設制御」
破断箇所からの漏えい抑制のため、原子炉水位を原子炉水位低(レベル2)以上で低めに維持する。

AM設備別操作要領書

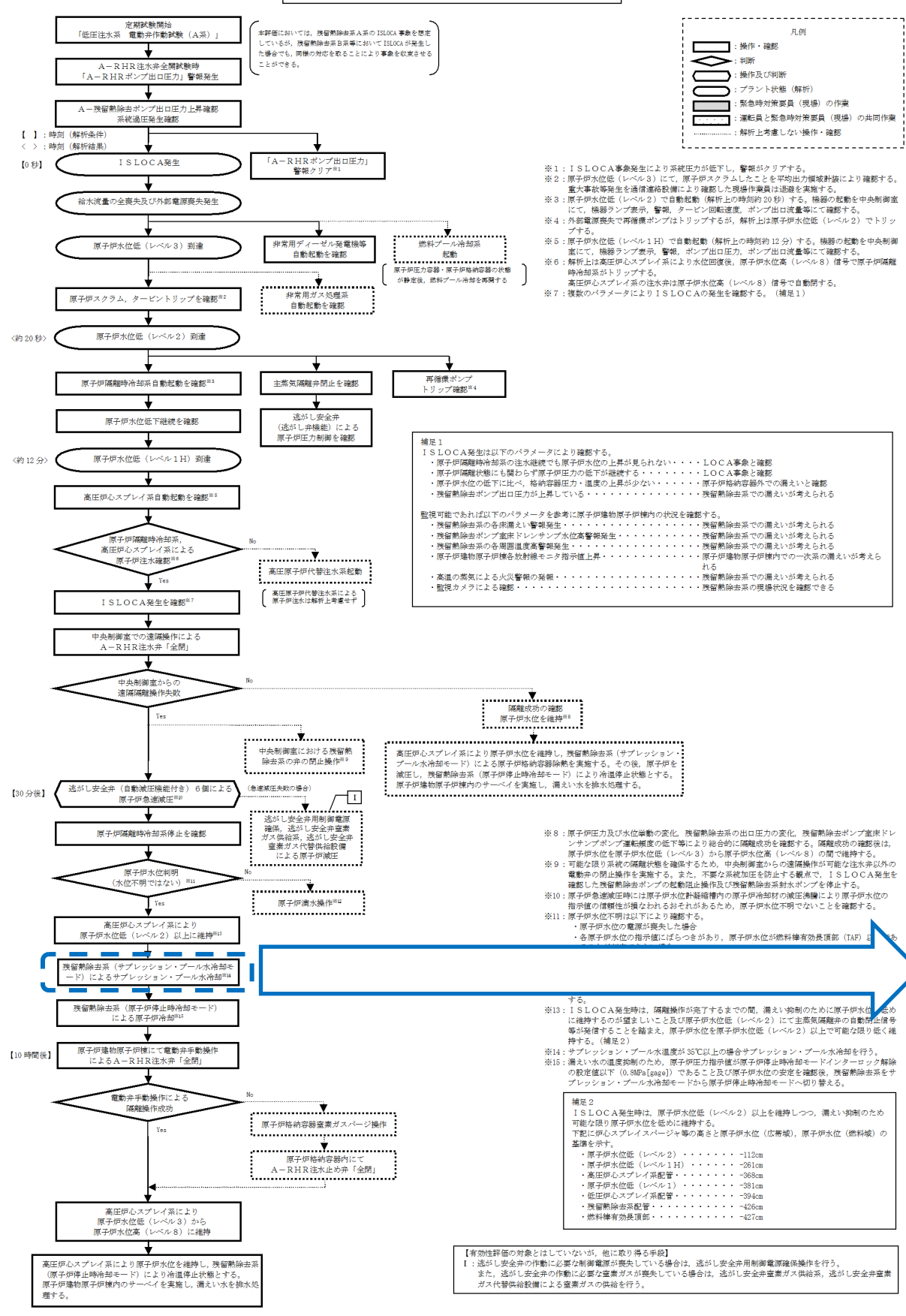


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

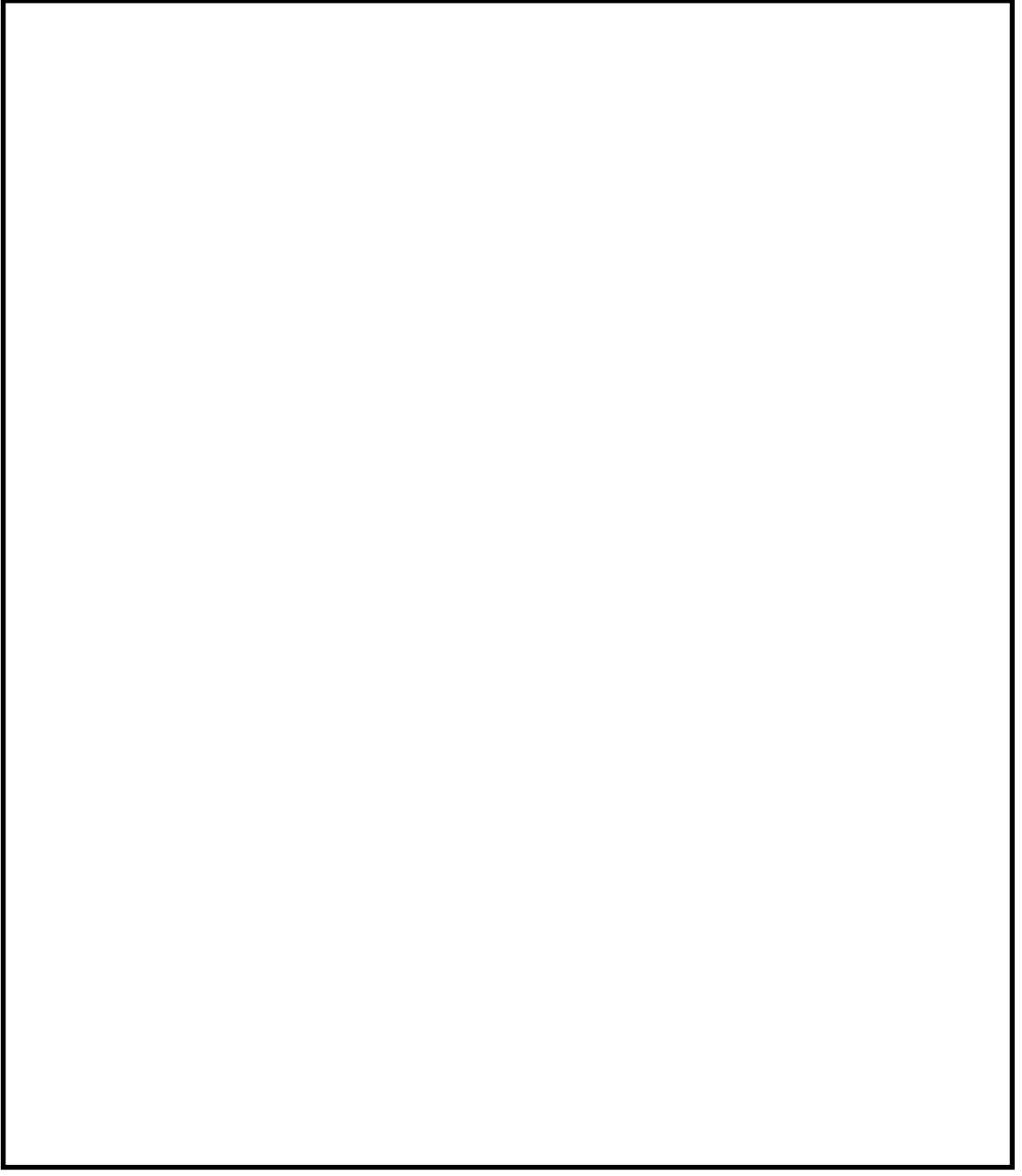
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」

A



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」

E



操作補足事項

「スクラム」
逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。
サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御 (SP/T (W))」へ移行する。

「S/C温度制御」
残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モードで起動し、サブプレッション・プール水の冷却を行う。

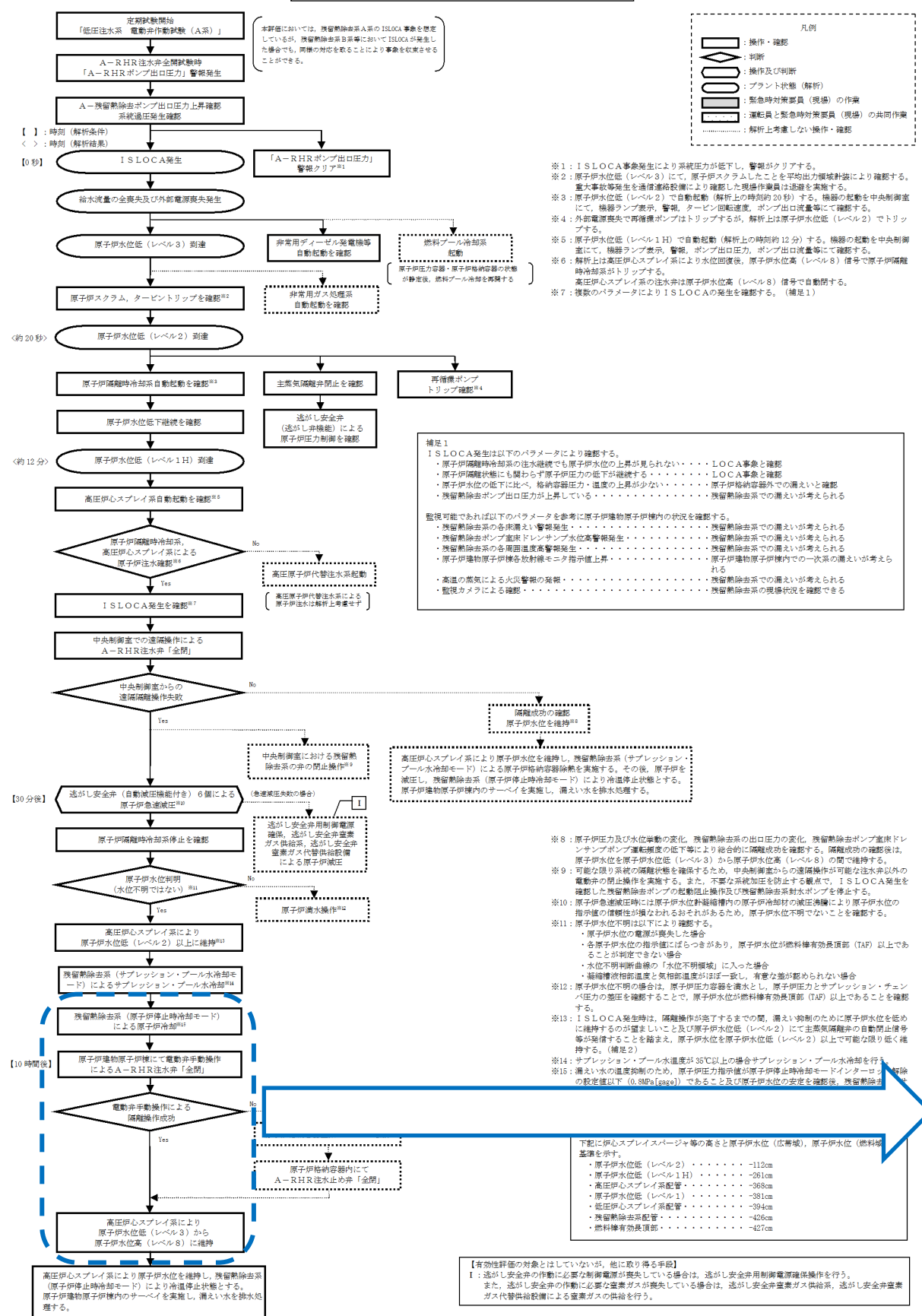
AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 二次格納施設制御「二次格納施設制御」

※1: ISLOCA発生により系統圧力が低下し、警報がクリアする。
 ※2: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スタムしたことを平均出力領域計測により確認する。重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速に退避する。
 ※3: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約20秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
 ※4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位低 (レベル2) でトリップする。
 ※5: 原子炉水位低 (レベル1H) で自動起動 (解析上の時間約12分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
 ※6: 解析上は高圧炉心スプレイズ系により水位回復後、原子炉水位高 (レベル8) 信号で原子炉隔離時冷却系がトリップする。
 ※7: 複数のパラメータにより ISLOCA の発生を確認する。(補足1)

補足1
 ISLOCA発生は以下のパラメータにより確認する。
 ・原子炉隔離時冷却系の注水速度でも原子炉水位の上昇が見られない・・・LOCA発生と確認
 ・原子炉隔離状態にも関わらず原子炉圧力の低下が継続する・・・LOCA発生と確認
 ・原子炉水位の低下に比べ、格納容器圧力・温度の上昇が少ない・・・原子炉格納容器外の漏えいと確認
 ・残留熱除去ポンプ出口圧力が上昇している・・・残留熱除去系での漏えいと考えられる

監視可能であれば以下のパラメータを参考に原子炉格納容器内の状況を確認する。
 ・残留熱除去系の各管漏えい警報発生・・・残留熱除去系での漏えいと考えられる
 ・残留熱除去ポンプ直床ドレンシンプ水位高警報発生・・・残留熱除去系での漏えいと考えられる
 ・残留熱除去系の各周囲温度高警報発生・・・残留熱除去系での漏えいと考えられる
 ・原子炉建物原子炉格納容器内での一次系の漏えいと考えられる
 ・高圧炉心スプレイズ系による火災警報の発生・・・残留熱除去系での漏えいと考えられる
 ・監視カメラによる確認・・・残留熱除去系の視認状況を確認できる

※8: 原子炉圧力及び水位変動の変化、残留熱除去系の出口圧力の変化、残留熱除去ポンプ直床ドレンシンプポンプ回転速度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。隔離成功の確認後は、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。
 ※9: 可能な限り系統の隔離状態を確認するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注水系統以外の電動弁の閉止操作を実施する。また、不要な系統減圧を防止する観点で、ISLOCA発生を確認した残留熱除去ポンプの起動停止操作及び残留熱除去系ポンプを停止する。
 ※10: 原子炉急凍減圧時には原子炉水位計監視範囲内の原子炉冷却材の減圧機構により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
 ※11: 原子炉水位不明は以下により確認する。
 ・原子炉水位の電源が喪失した場合
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合
 ・水位不明断線後の「水位不明領域」に入った場合
 ・隣接槽液相温度と気相温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合
 ※12: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。
 ※13: ISLOCA発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のために原子炉水位を低めに維持するが望ましいこと及び原子炉水位低 (レベル2) にて主蒸気隔離弁の自動閉止操作等が実施することを踏まえ、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル2) 以上で可能な限り低く維持する。(補足2)
 ※14: サプレッション・プール水温度が35℃以上の場合はサブプレッション・プール水冷却を行う。
 ※15: 漏えい水の運搬抑制のため、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードイーターコックの設定値以下 (0.9MPa[gage]) であること及び原子炉水位の安定を確認後、残留熱除去系を再稼働する。

下記に炉心スプレイズパイプの高さと原子炉水位 (伝書域)、原子炉水位 (燃料棒基準) を示す。
 ・原子炉水位低 (レベル2) -110cm
 ・原子炉水位低 (レベル1H) -201cm
 ・高圧炉心スプレイズ系配管 -368cm
 ・原子炉水位低 (レベル1) -381cm
 ・低圧炉心スプレイズ系配管 -394cm
 ・残留熱除去系配管 -426cm
 ・燃料棒有効長頂部 -427cm

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得し得る情報】
 I: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁制御電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な装置ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁装置ガス供給設備による装置ガスの供給を行う。

操作補足事項

「二次格納施設制御」
 原子炉減圧により原子炉圧力が原子炉冷却モードインターロック解除の設定値以下及び原子炉水位の安定確認後、残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モード運転から原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。
現場操作による残留熱除去系を隔離し、原子炉制御「スクラム」へ移行する。

「スクラム」
 原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 運転中の原子炉における重大事故
 2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 2.1.1 残留熱代替除去系を使用する場合
 2.4 水素燃焼

特徴

発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重量する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。

基本的な考え方

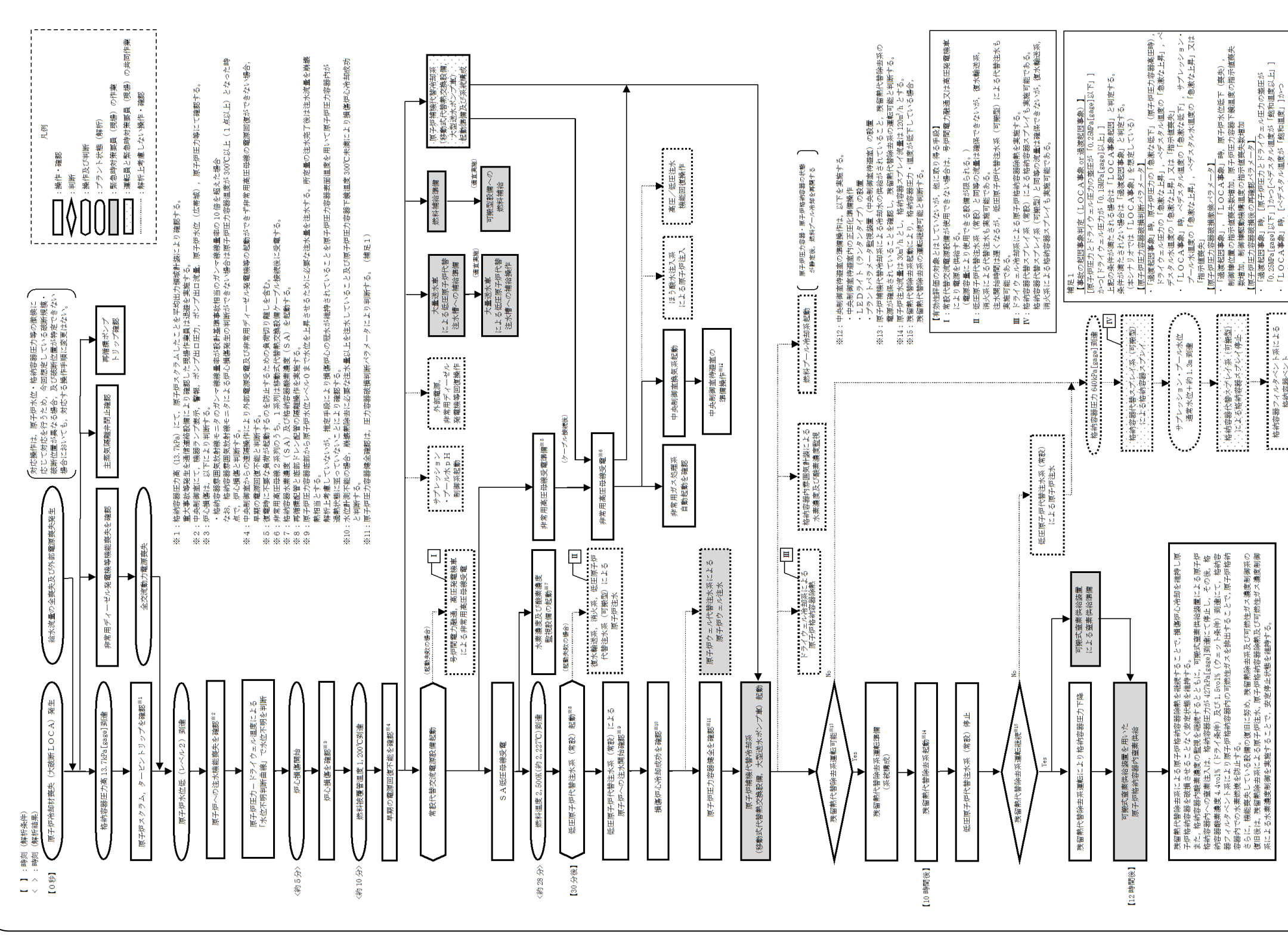
損傷炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、残留熱代替除去系による原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。また、原子炉格納容器の破損及び放射性物質の放出を防止するために、原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって、原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。

対応手順の概要

- a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認
- b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備
- c. 炉心損傷確認
- d. 常設代替交流動電源設備による交流動力供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動
- f. 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器冷却
- g. 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入

事故シナリオ「水素燃焼」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）」と同じ手順である。

解析上の対応手順の概要フロー



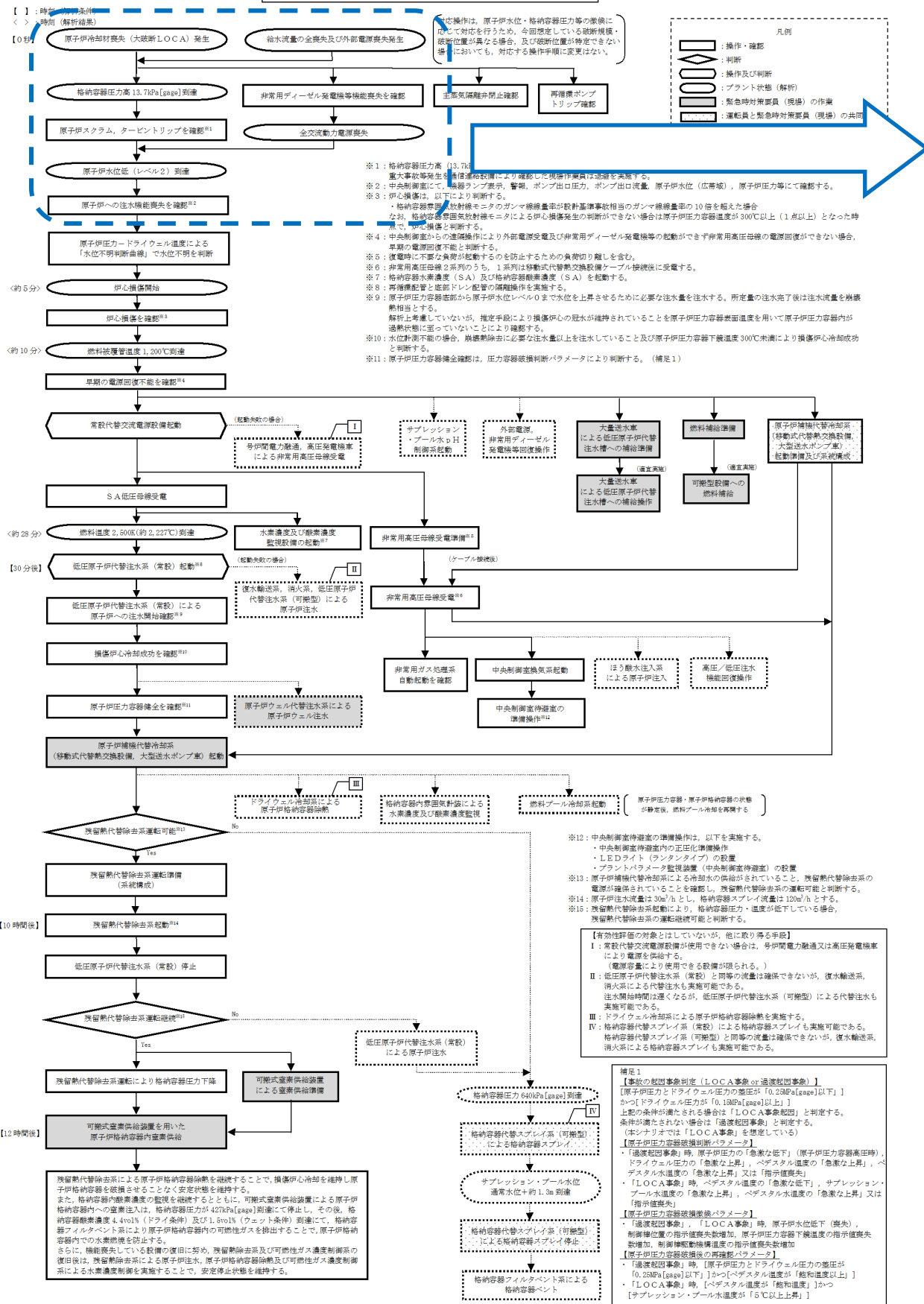
残留熱代替除去系による原子炉格納容器冷却を継続することで、損傷炉心冷却を維持し、原子炉格納容器を冷却させることとなり、安定状態を維持する。また、格納容器内の雰囲気圧力の監視を継続するとともに、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入は、格納容器圧力が427Pa(Less)到達して停止し、その後、格納容器冷却率4.4vol%（ドライ条件）及び1.1vol%（ウェット条件）到達して、格納容器内の水素燃焼を防止する。さらに、機能喪失している設備の復旧に努め、残留熱代替除去系及び可搬式窒素供給装置の復旧後は、残留熱代替除去系による原子炉注水、原子炉格納容器冷却及び可搬式窒素供給装置による水素濃度監視を継続することにより、安定停止状態を維持する。

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

LOCAによる格納容器圧力異常高で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における「原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

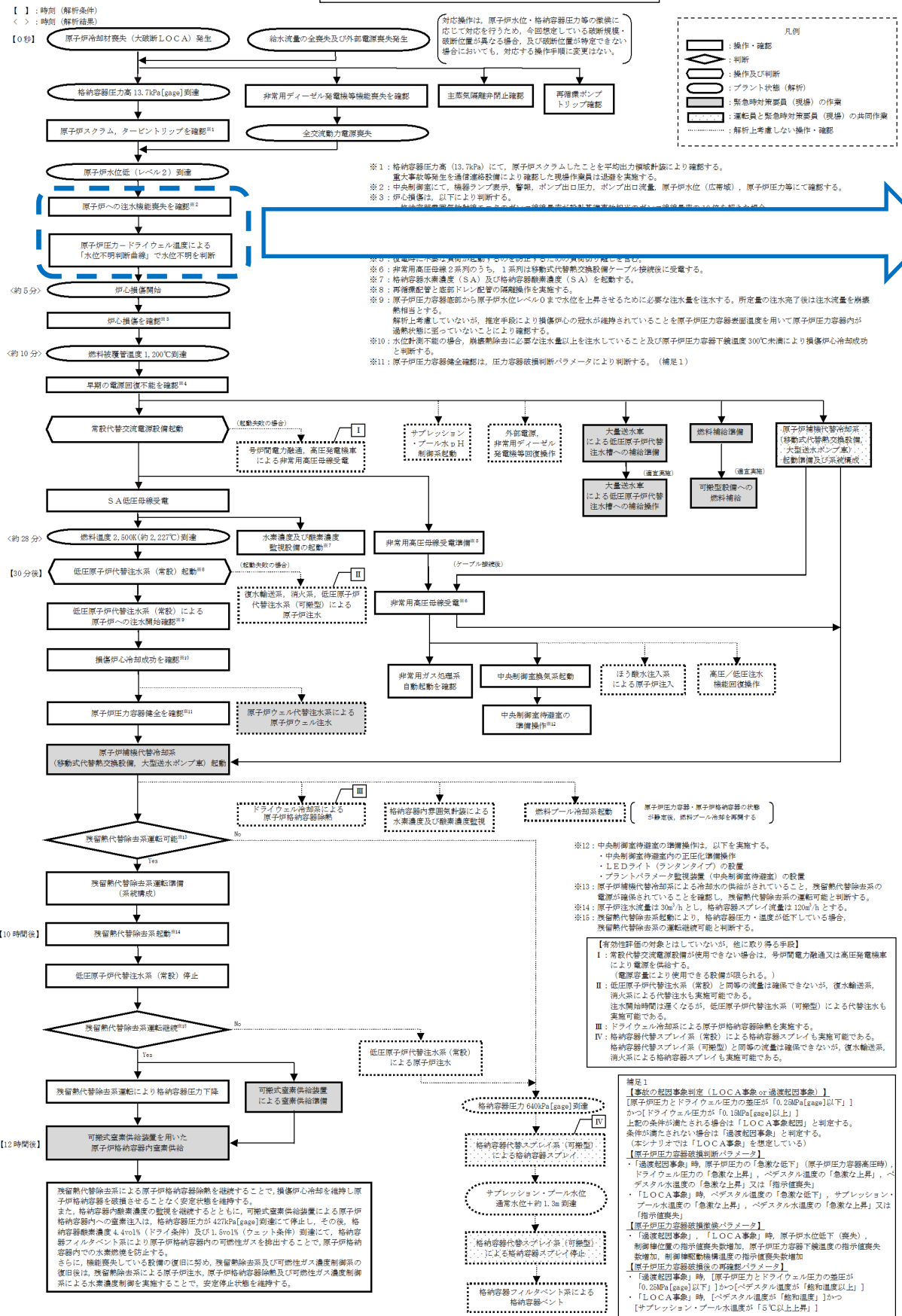
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉水位は大破断 LOCA 及び非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系の起動が失敗するため水位が低下する。**原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。**
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行する。
ドライウエル圧力高 (13.7kPa) [gage]到達により、原子炉格納容器内で、漏えいが発生していることを確認する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「水位確保」



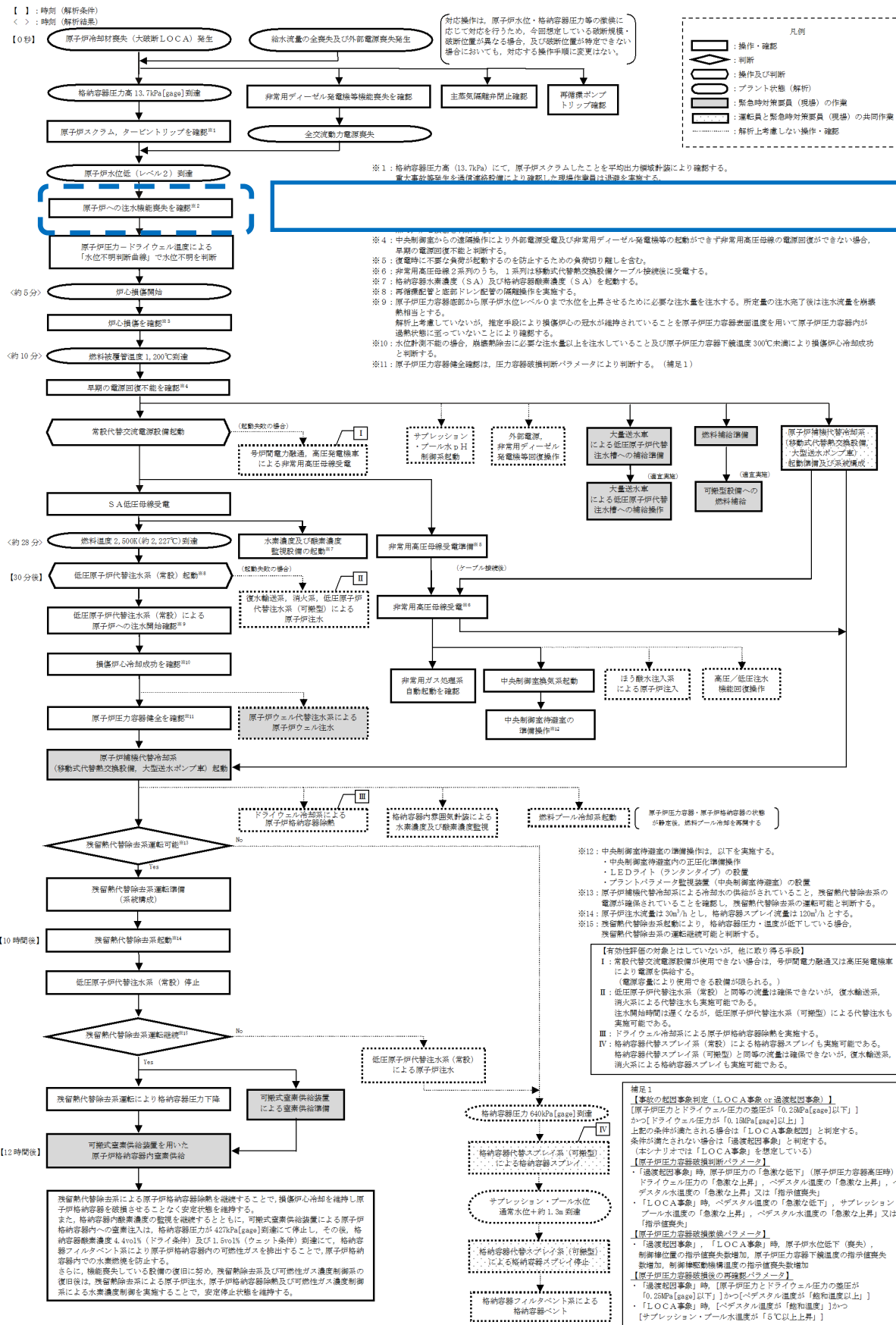
補足説明事項

「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係による「水位不明判断曲線」で原子炉水位が水位不明と判断し不測事態「水位不明 (C3)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位不明」



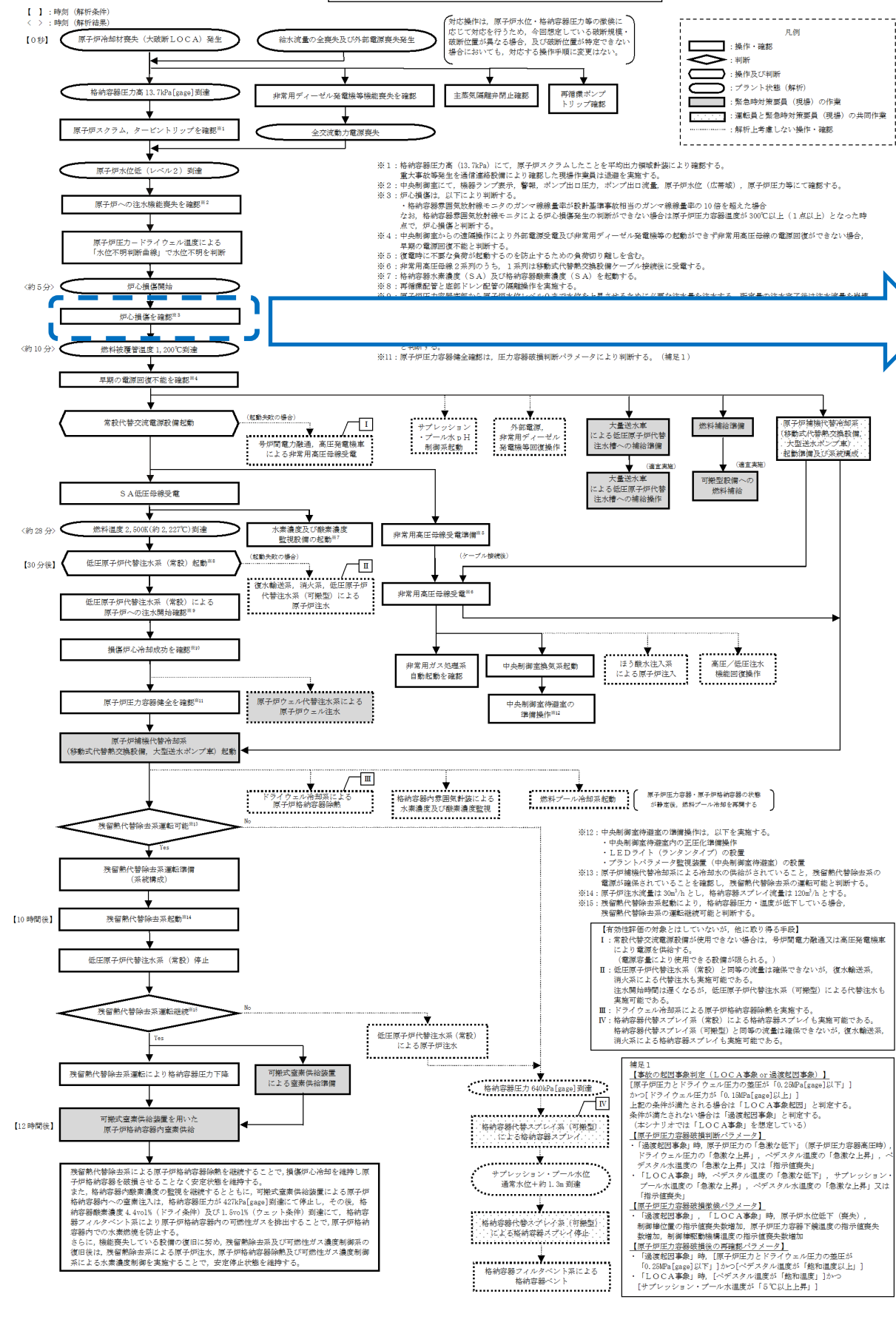
補足説明事項

「水位不明」
原子炉へ注水可能な系統を1系統も運転状態にすることができないため、不測事態「AM初期対応 (C4)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態 「AM初期対応」



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態 「AM初期対応」

格納容器内γ線線量率が各種設計基準事故時に想定される値の10倍を超えた場合に、事故時操作要領書「シビアアクシデント」の「注水-1」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

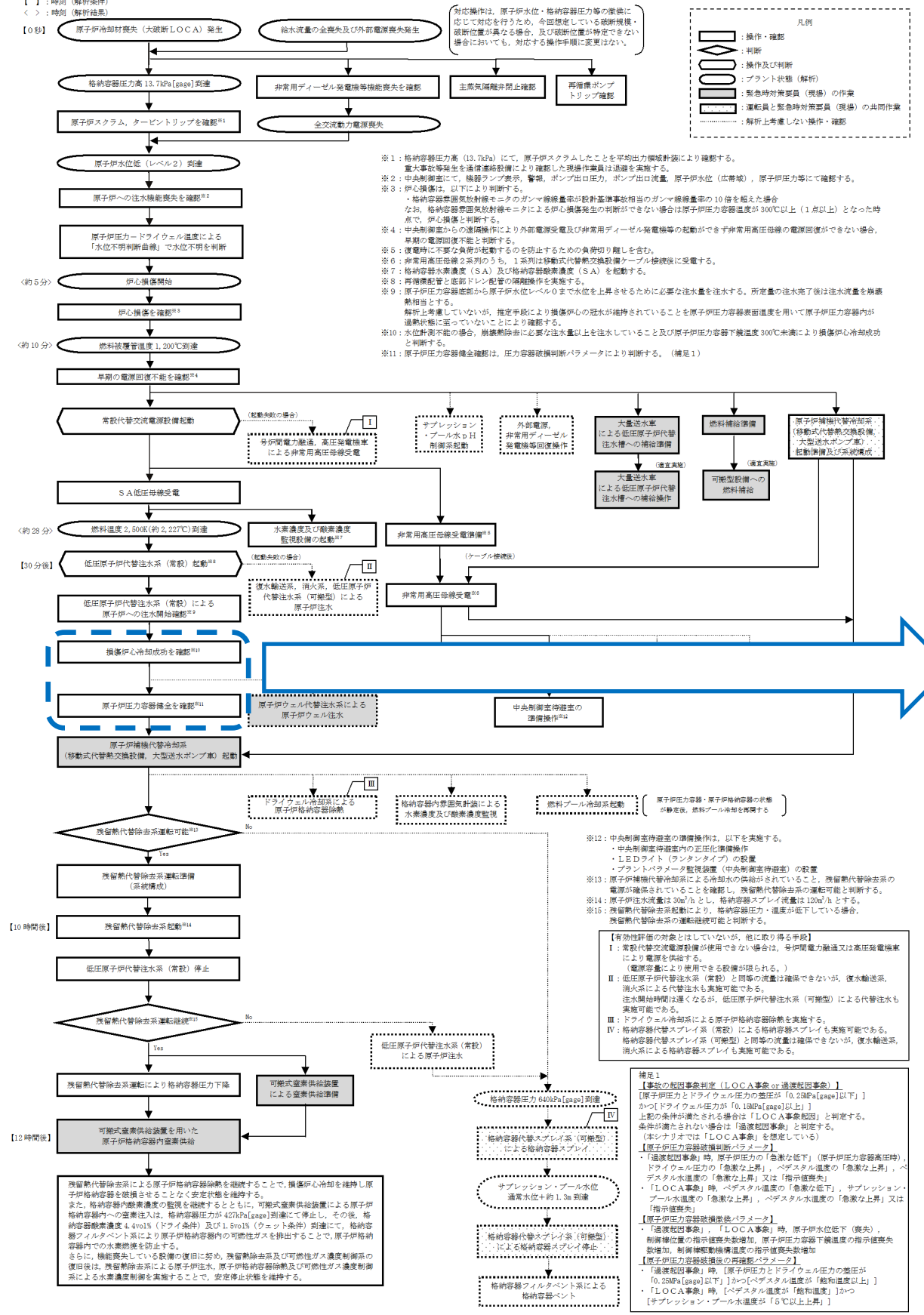
補足説明事項

「AM初期対応」
格納容器モニタを確認し、格納容器内γ線線量率が各種設計基準事故時に想定される値の10倍を超えた場合に、事故時操作要領書「シビアアクシデント」の「注水-1」へ移行する。

AM設備別操作要領書

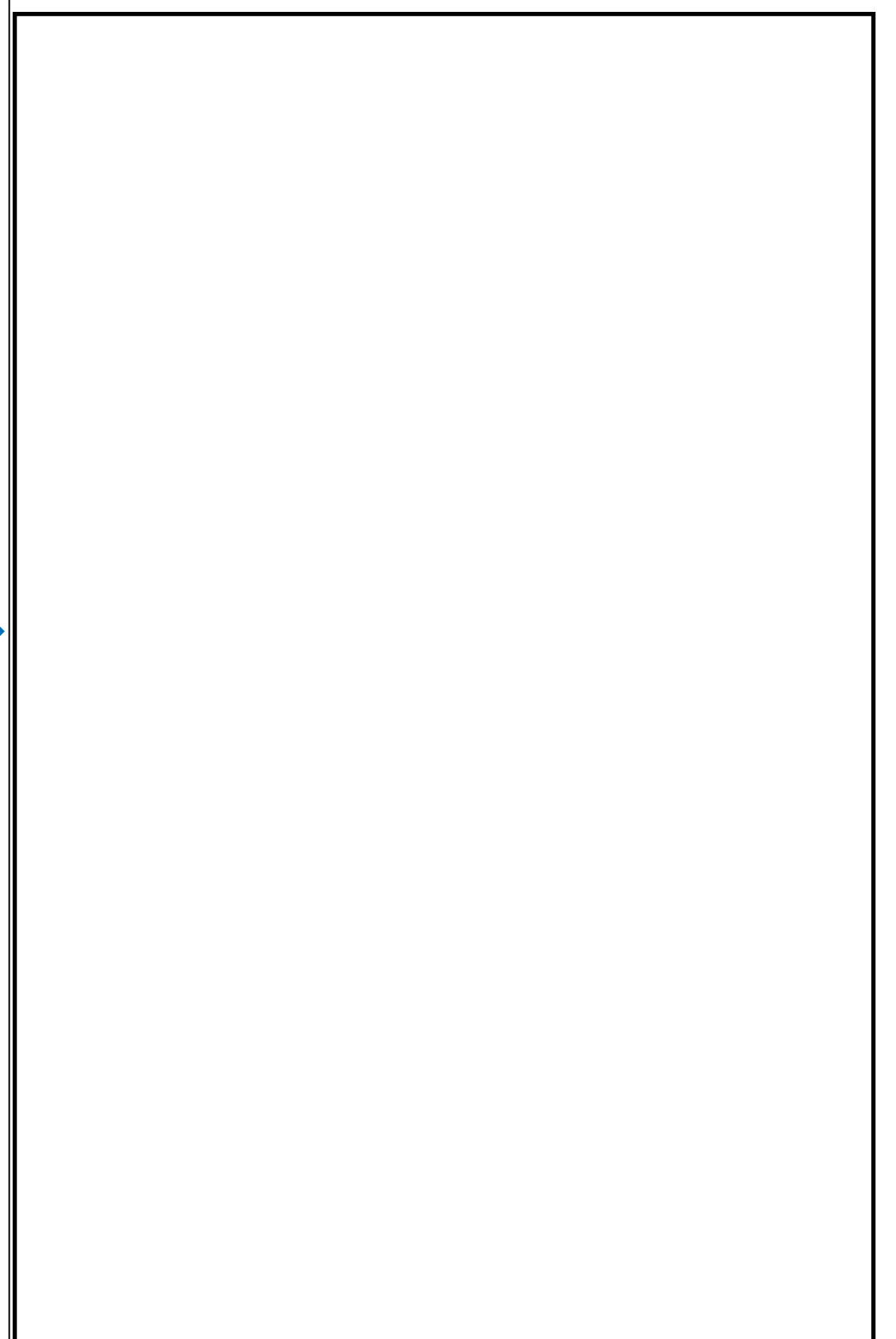
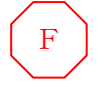
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

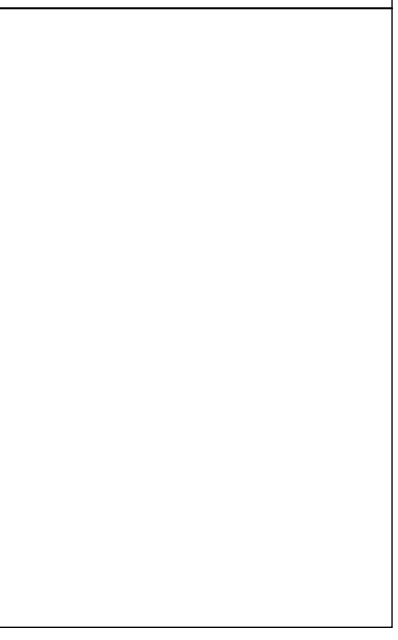
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」 注水-2 (長期の原子炉水位の確保)



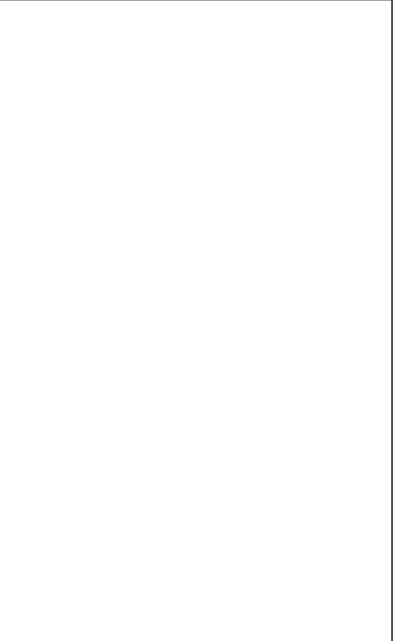
補足説明事項

「注水-2」
原子炉水位が確認できず
LOCAが発生しているため、シュラウド内水位回復に必要な時間注水後、崩壊熱相当分注水し、引き続き**損傷炉心が冷却されていることおよび原子炉圧力容器が健全であることを確認する。**

AM設備別操作要領書

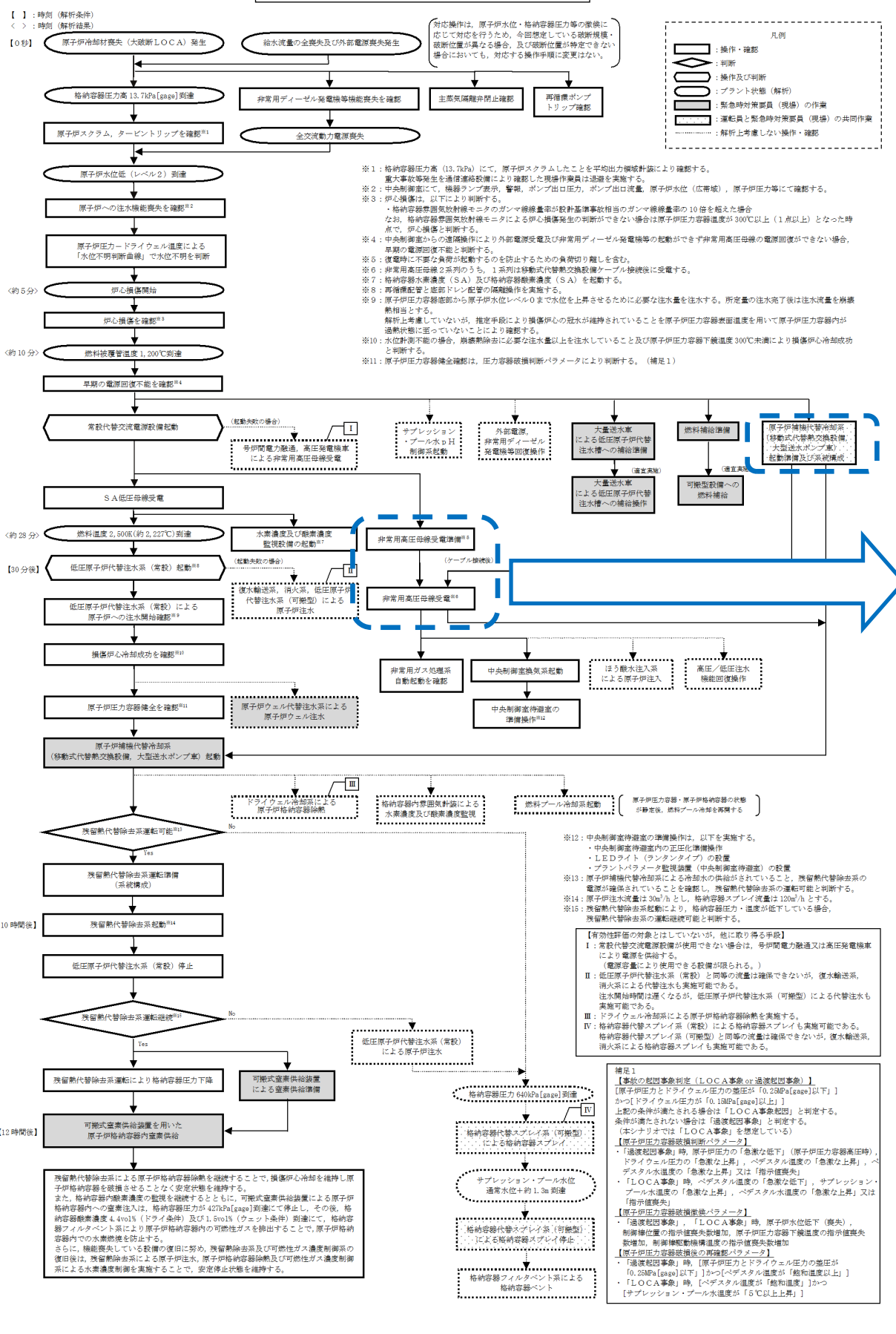


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」
 ガスタービン発電機を
 起動し、非常用母線に給電
 する。

AM設備別操作要領書

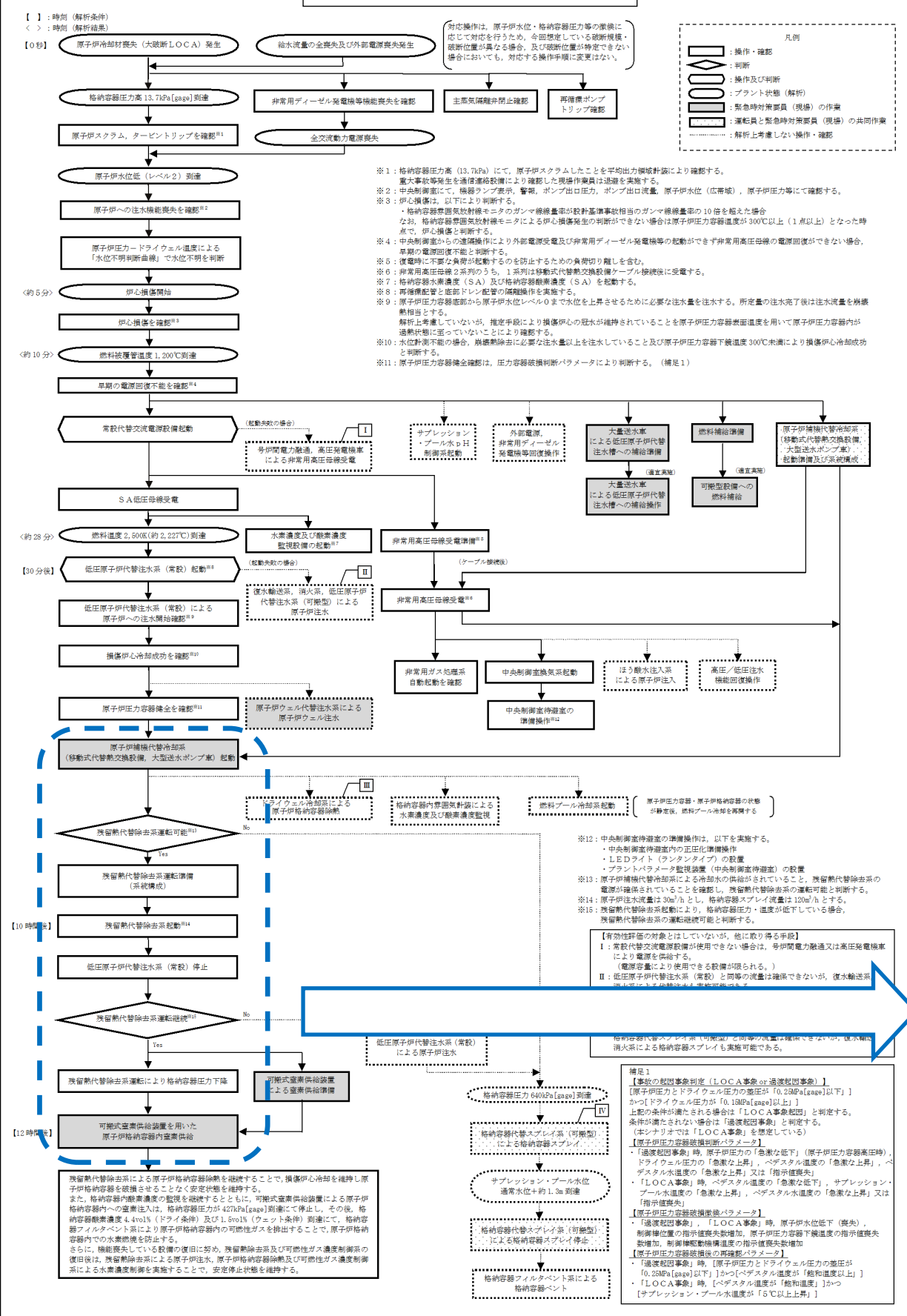
- AM 8**: 「代替除熱戦略」
 ・移動式代替熱交換設備による冷却水確保
- AM 11**: 「電源確保戦略」
 ・GTGによるC, D-M/C受電

原子力災害対策手順書

- EHP**
 ・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保 (UHSS 編)
 ・大型送水ポンプ車を使用した海水供給 (ハイドロサブ 編)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

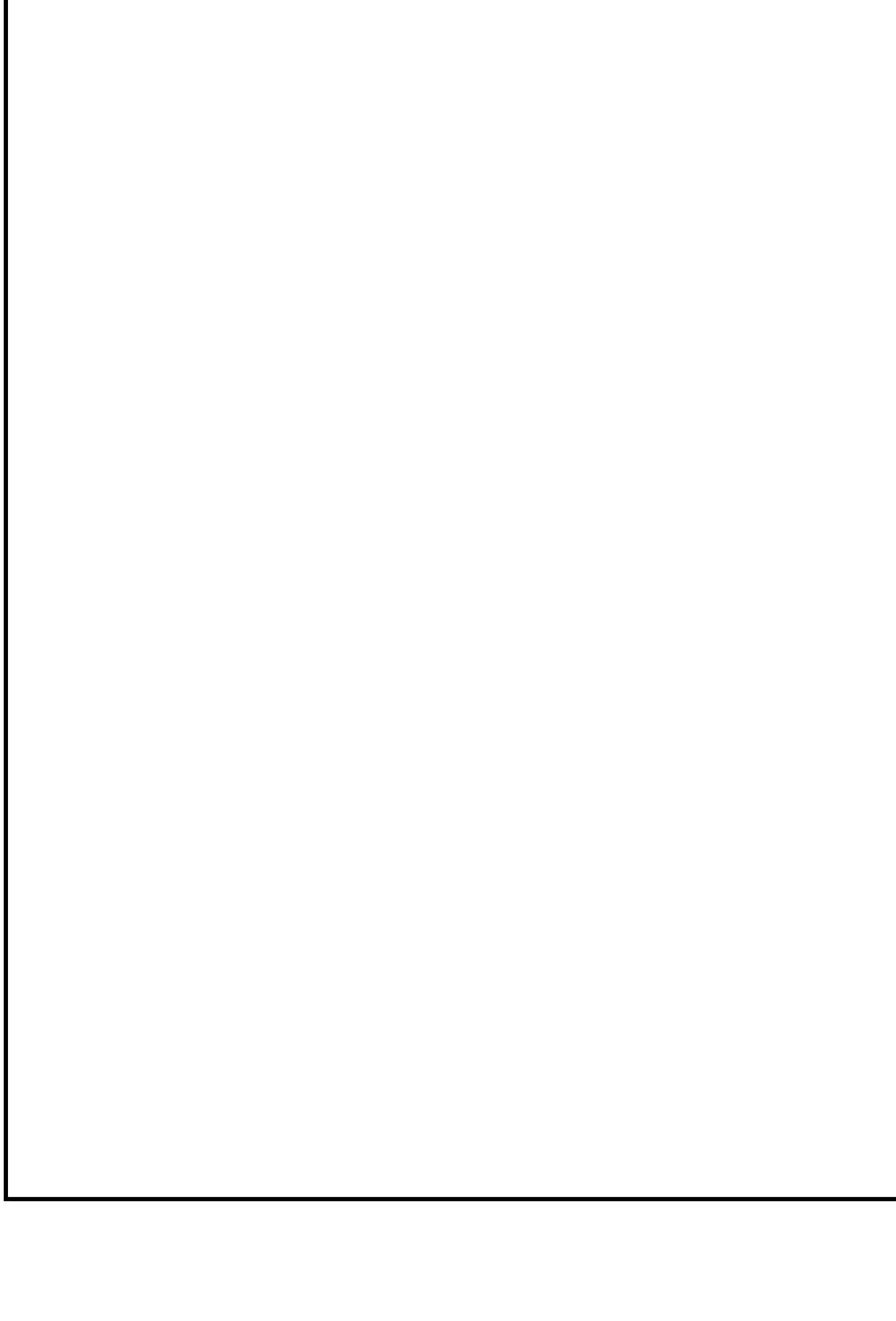
解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「SOP」

除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)



補足説明事項

「除熱-1」
 残留熱代替除去系が運転可能と判断し、原子炉補機代替冷却系起動後、残留熱代替除去系を起動する。
 原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制するため、可搬式窒素供給装置を起動し、原子炉格納容器内へ窒素を供給する。
残留熱代替除去系により格納容器圧力が低下し、事象収束

AM設備別操作要領書

AM 4: 「格納容器除熱戦略」
 ・RHARによる格納容器除熱

原子力災害対策手順書

ENP
 ・可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

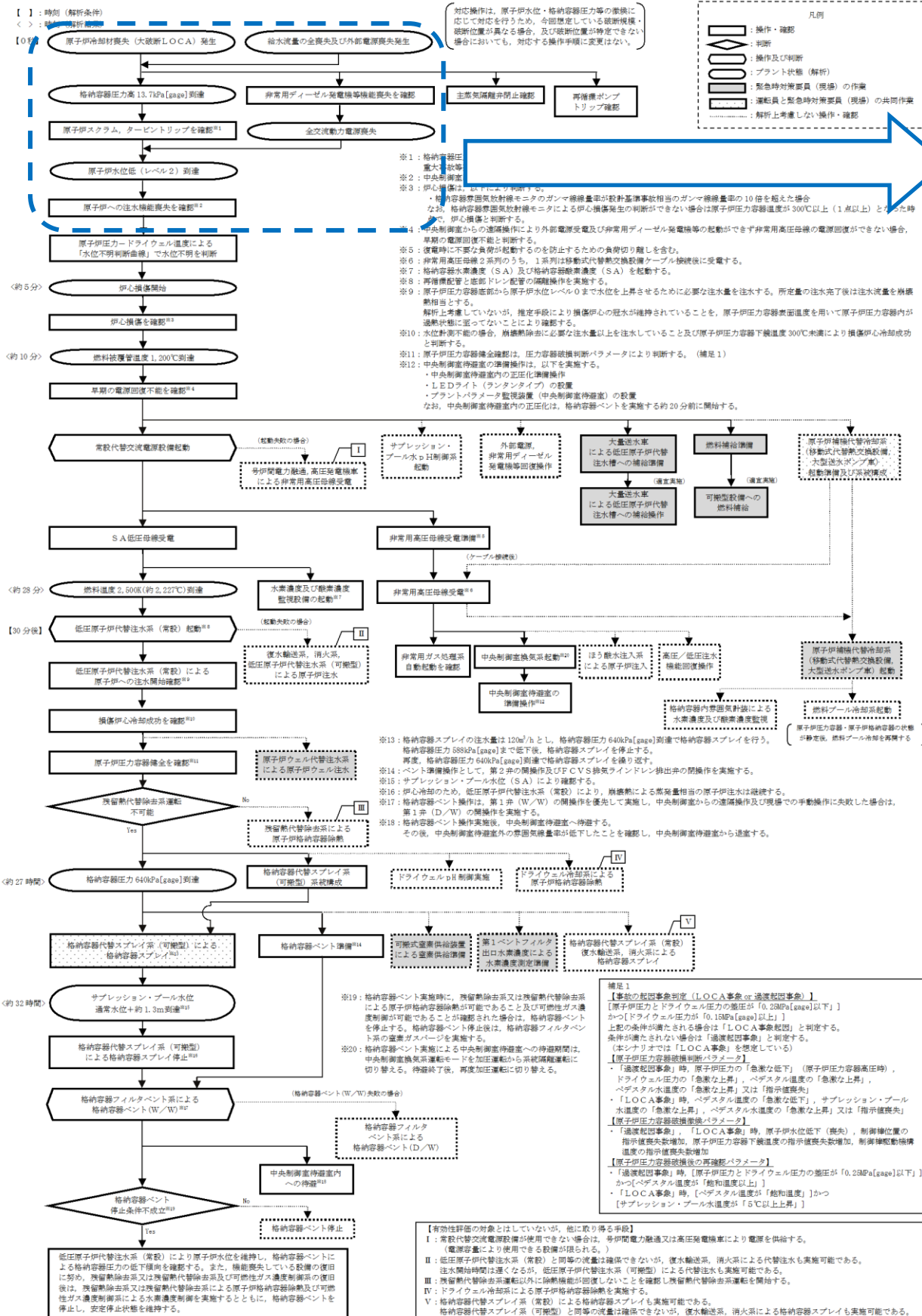
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

事故時運転操作手順書 SOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



「スクラム」
 最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
 また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
 原子炉水位は大破断LOCA及び非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系の起動が失敗するため水位が低下する。原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。
 所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行する。
 ドライウェル圧力高 (13.7kPa) [gage]到達により、格納容器内で、漏えいが発生していることを確認する。

AM設備別操作要領書

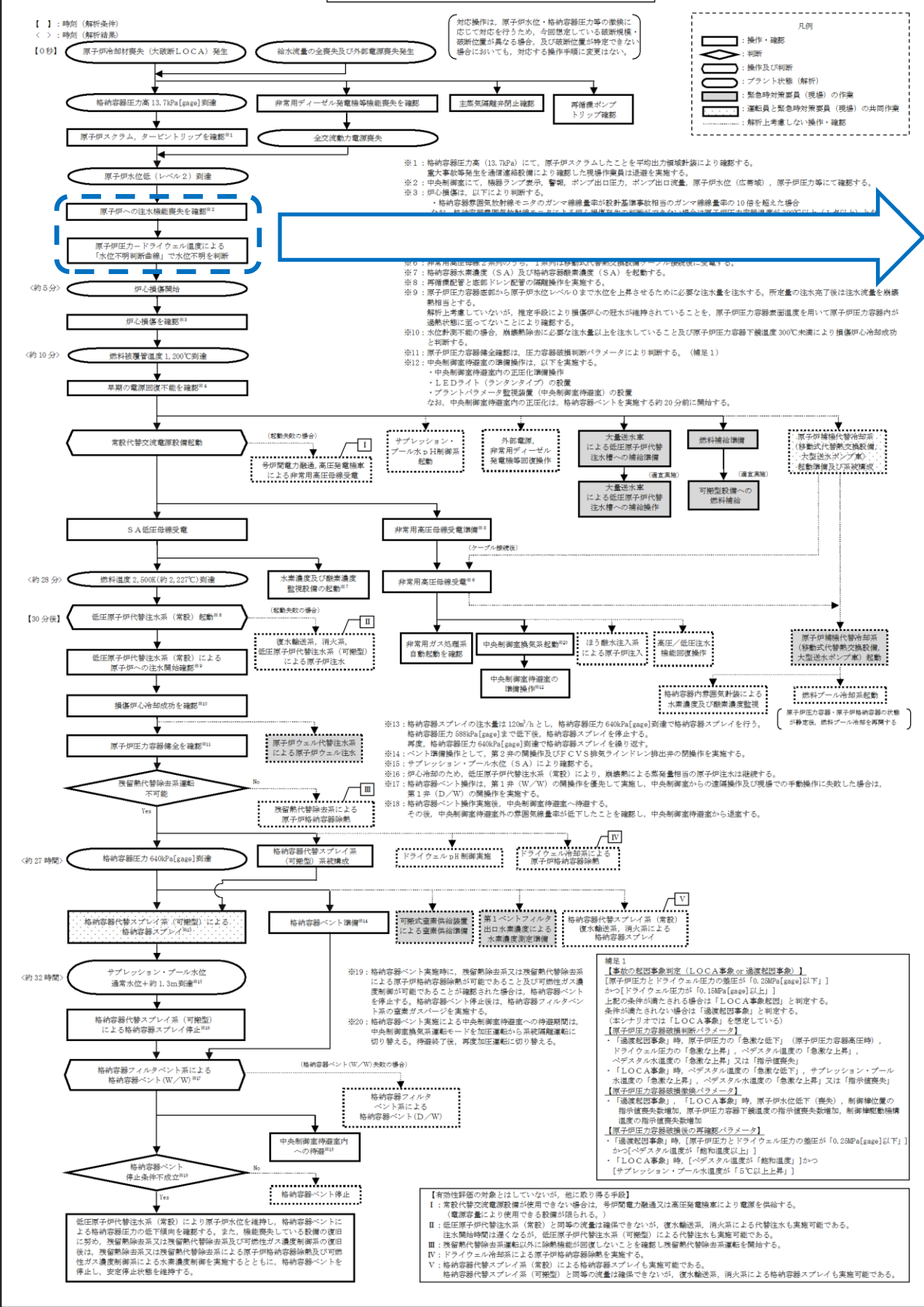
原子力災害対策手順書

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取捨する手段】
 I：事故時電源復旧設備が使用できない場合は、伊心電力融通系又は高圧発電機系により電源を供給する。
 II：格納容器代噴注水 (常設) と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による原子炉注水も実施可能である。
 III：注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代噴注水 (可動型) による原子炉注水も実施可能である。
 IV：ドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱を実施する。
 V：格納容器代噴注水 (常設) による格納容器スプレィも実施可能である。
 VI：格納容器代噴注水 (可動型) と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による格納容器スプレィも実施可能である。

【事故の起因事象別 (LOCA事象 or 過渡起因事象)】
 「過渡起因事象」時、原子炉圧力の「急激な低下」 (原子炉圧力高圧時)、
 「過渡起因事象」時、原子炉圧力の「急激な上昇」、ベグスタル温度の「急激な上昇」、
 「過渡起因事象」時、ベグスタル温度の「急激な低下」、サブプレッシャ・プール温度の「急激な上昇」、ベグスタル温度の「急激な上昇」又は「指示値喪失」
 「過渡起因事象」時、原子炉圧力とドライウェル圧力の差圧が「0.28MPa [gage]以下」かつ「ベグスタル温度が「飽和温度以上」」
 「過渡起因事象」時、原子炉圧力とドライウェル圧力の差圧が「0.28MPa [gage]以下」かつ「サブプレッシャ・プール温度が「15℃以上上昇」」

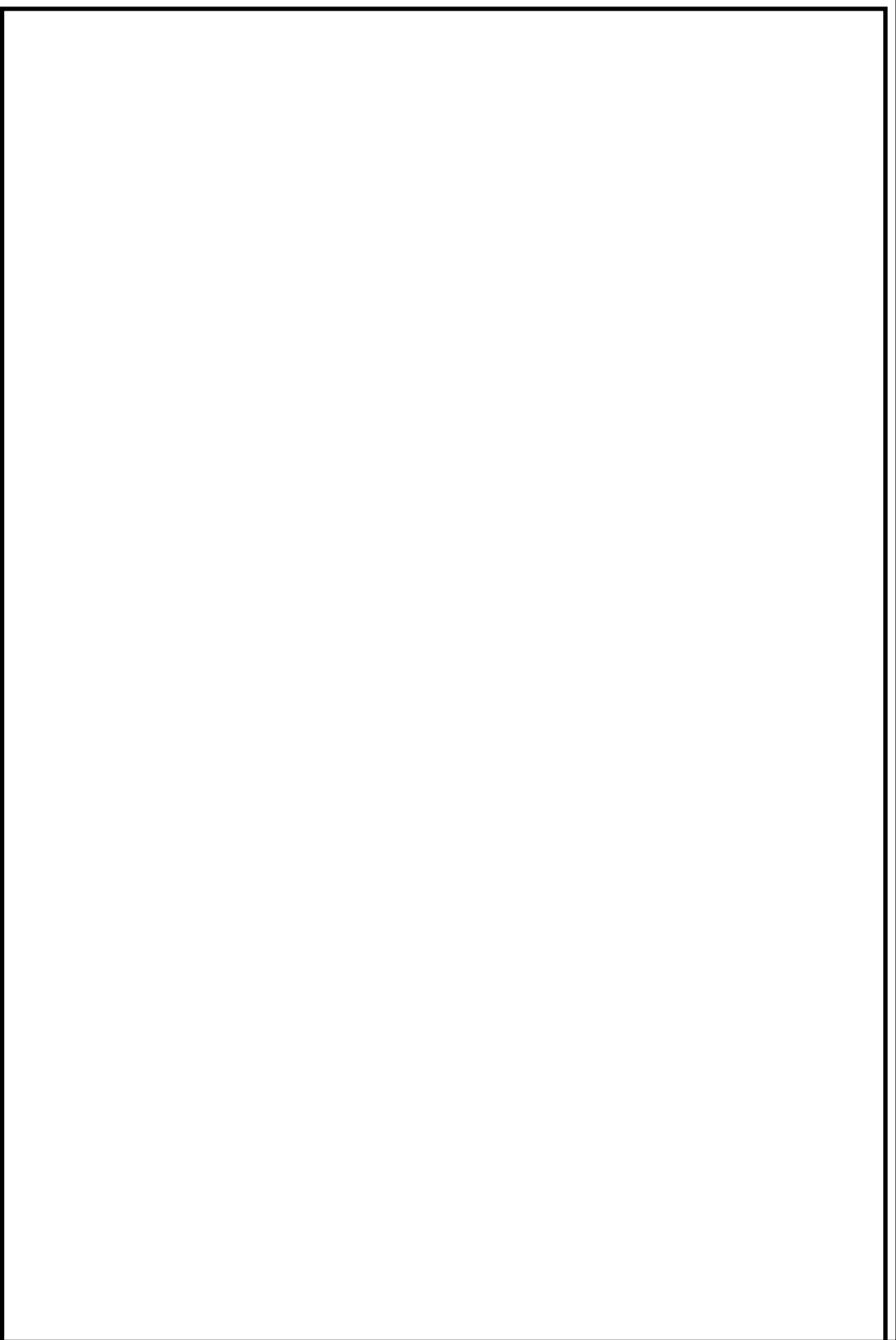
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

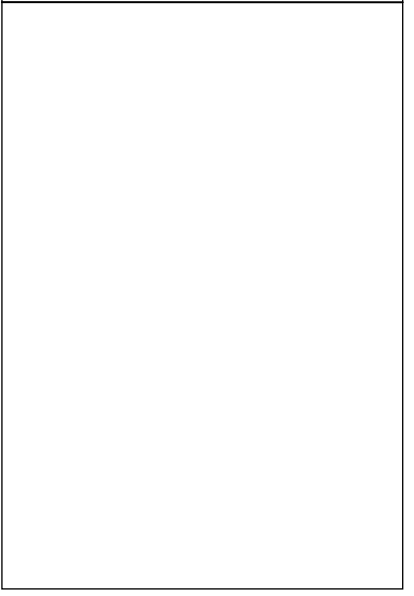
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」



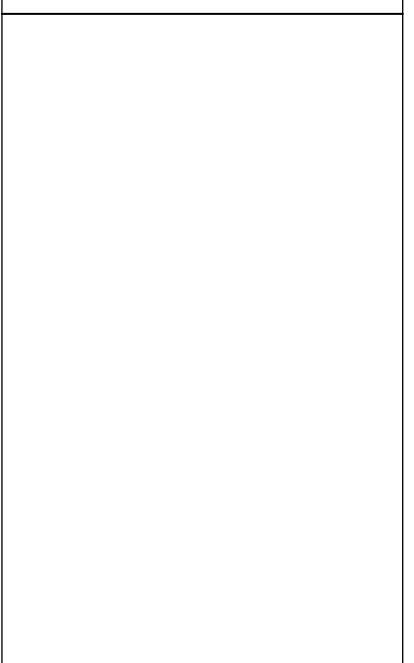
補足説明事項

「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 原子炉炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係による「水位不明判断曲線」で原子炉水位が水位不明と判断し不測事態「水位不明 (C3)」へ移行する。

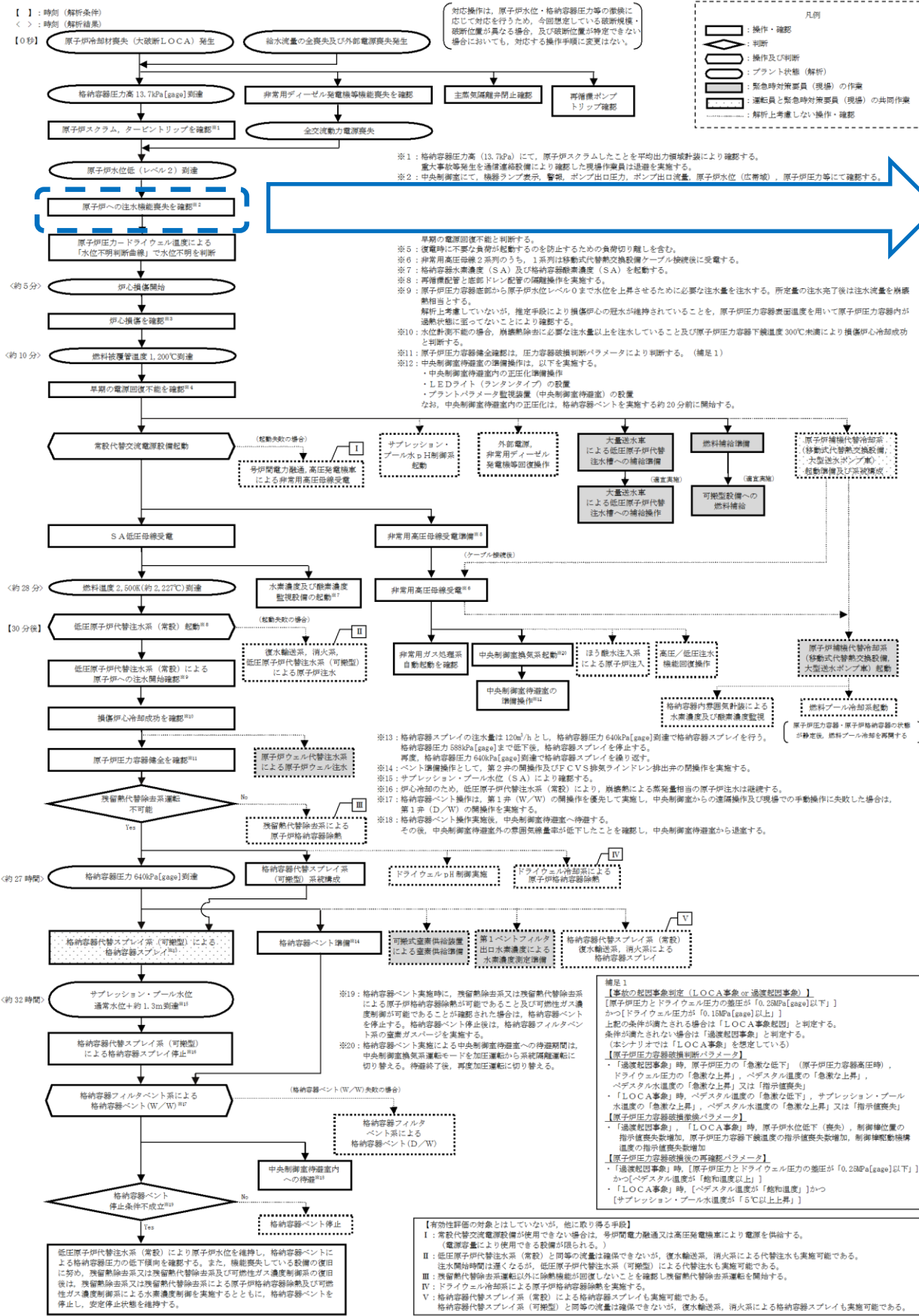
AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 不測事態「水位不明」



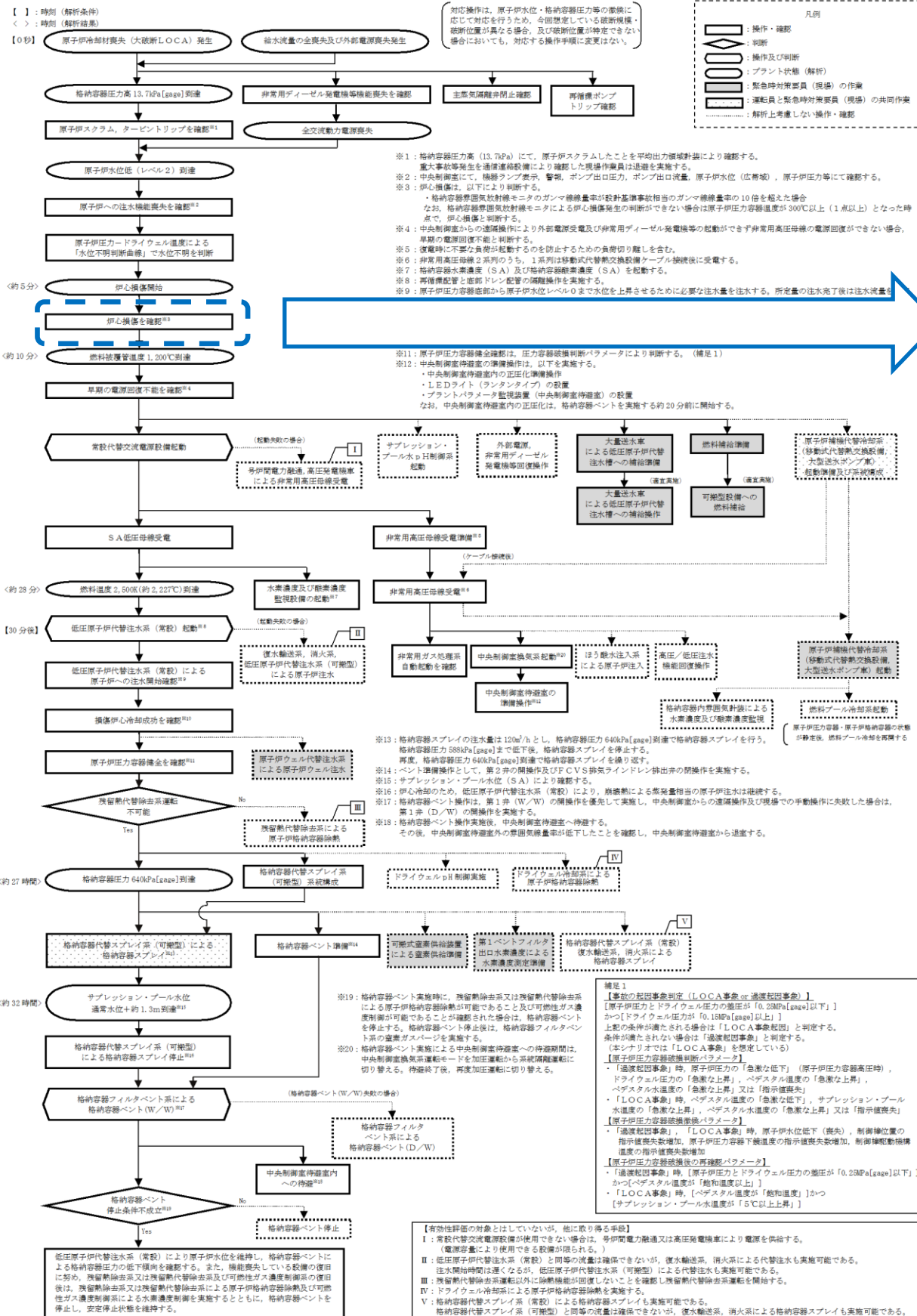
補足説明事項

「水位不明」
 原子炉へ注水可能なシステムを1系統も運転状態にすることができないため、不測事態「AM初期対応（C4）」へ移行する。

AM設備別操作要領書

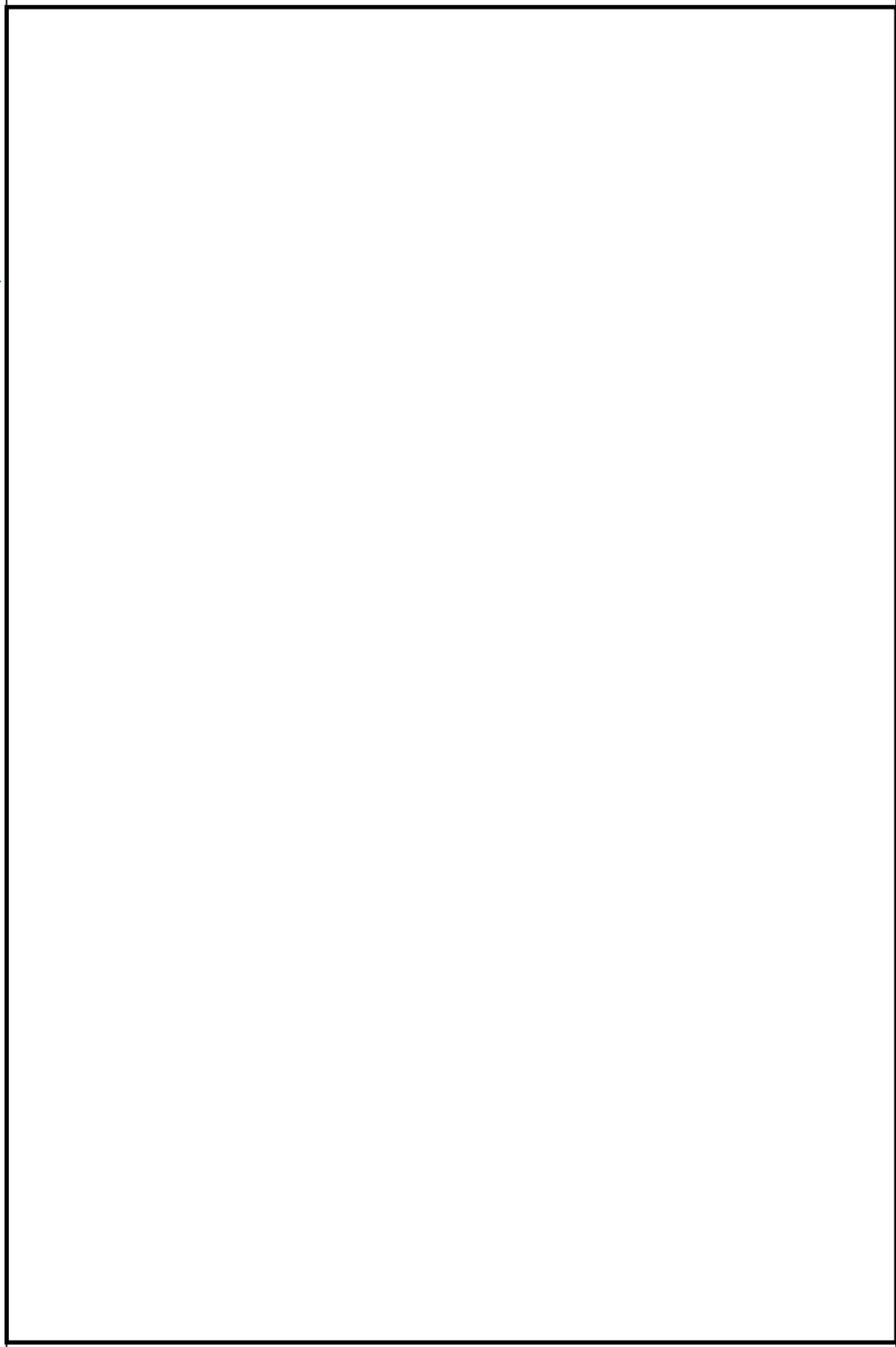
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 不測事態「AM初期対応」



補足説明事項

「AM初期対応」
格納容器モニタを確認し、**格納容器内γ線線量率が各種設計基準事故時に想定される値の10倍を超えた場合に、事故時操作要領書「シビアアクシデント」の「注水-1」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

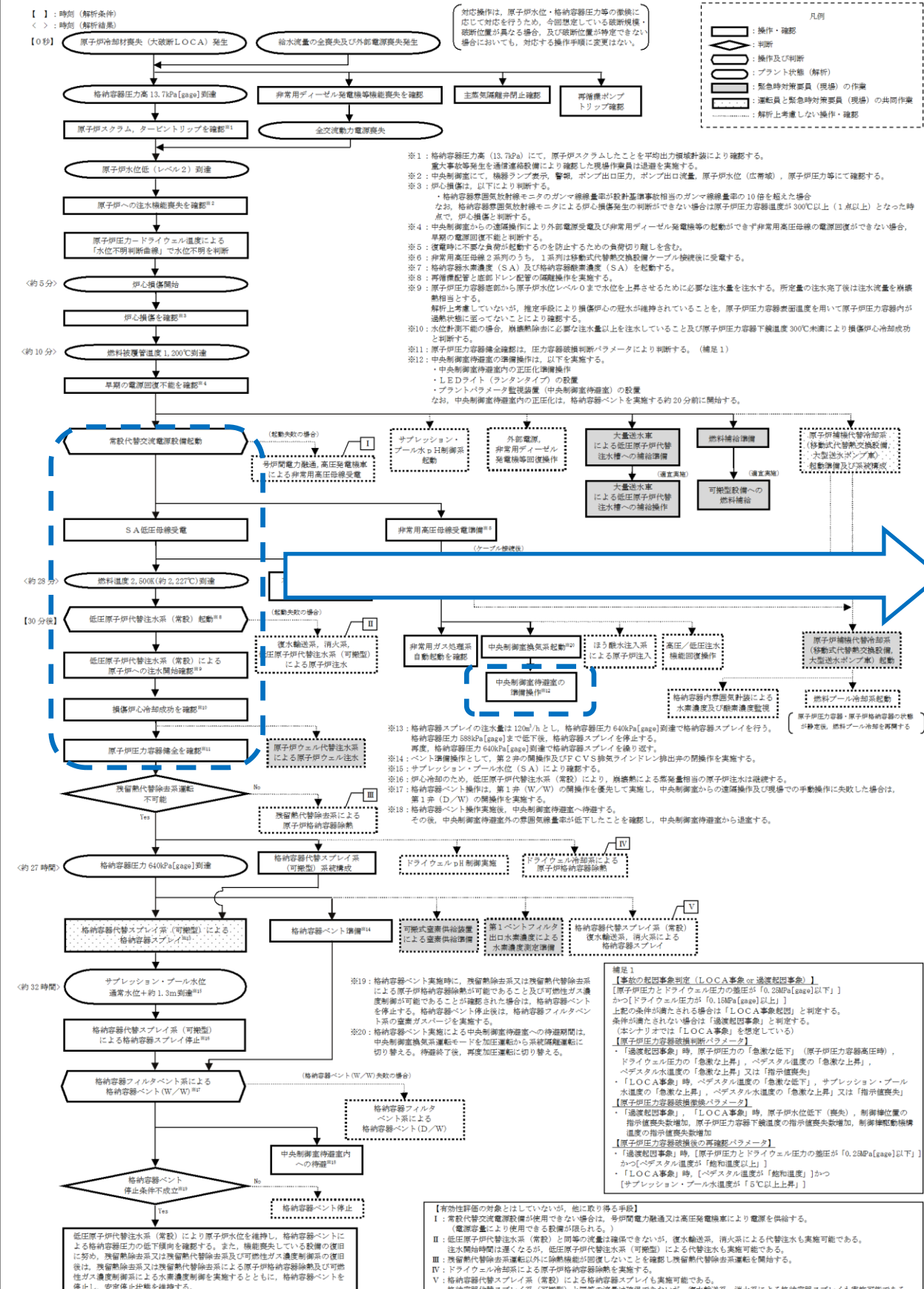


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」 注水-1 (損傷炉心への注水)



補足説明事項

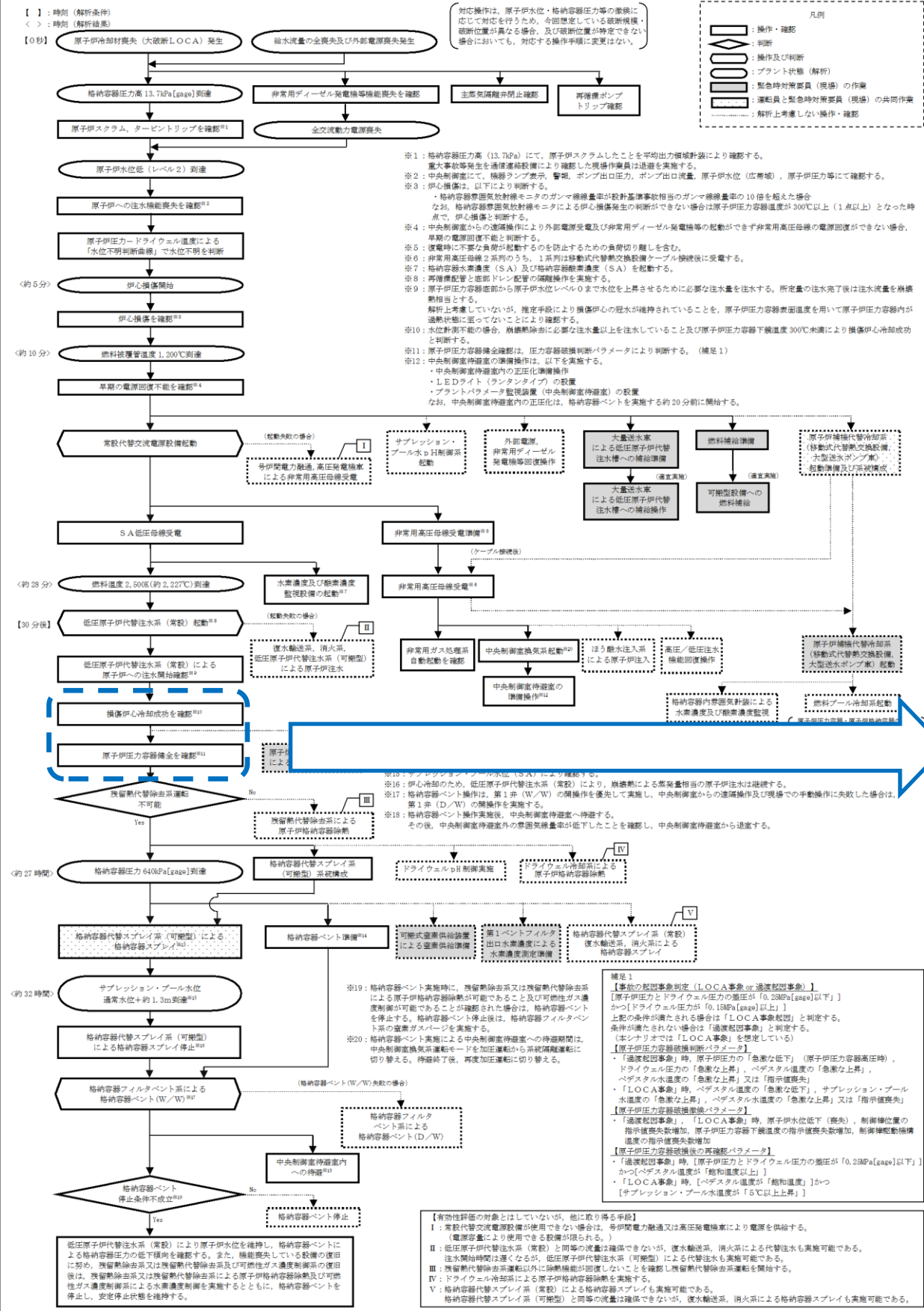
「注水-1」
格納容器破損の防止のため、「放出」へ移行する。
原子炉格納容器内漏えいを確認したため、隔離操作を実施する。
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉へ注水のため、低圧原子炉代替注水ポンプを起動する。
中央制御室作業環境確保のため、中央制御室換気系を起動する。
損傷炉心が冷却できていること及び原子炉圧力容器が健全であることを確認し、「注水-2」「除熱-1」へ移行する。

AM設備別操作要領書

- AM 10**: 「居住性確保戦略」
・ MCRによる居住性確保
- AM 1**: 「原子炉注水戦略」
・ FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」 注水-2 (長期の原子炉水位の確保)



事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
注水-2 (長期の原子炉水位の確保)

【注水-2】
原子炉水位が確認できず
LOCAが発生しているため、シュラウド内水位回復に必要な時間注水後、崩壊熱相当分注水し、引き続き損傷炉心が冷却されていることおよび原子炉圧力容器が健全であることを確認する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

補足説明事項

「注水-2」
原子炉水位が確認できず
LOCAが発生しているため、シュラウド内水位回復に必要な時間注水後、崩壊熱相当分注水し、引き続き損傷炉心が冷却されていることおよび原子炉圧力容器が健全であることを確認する。

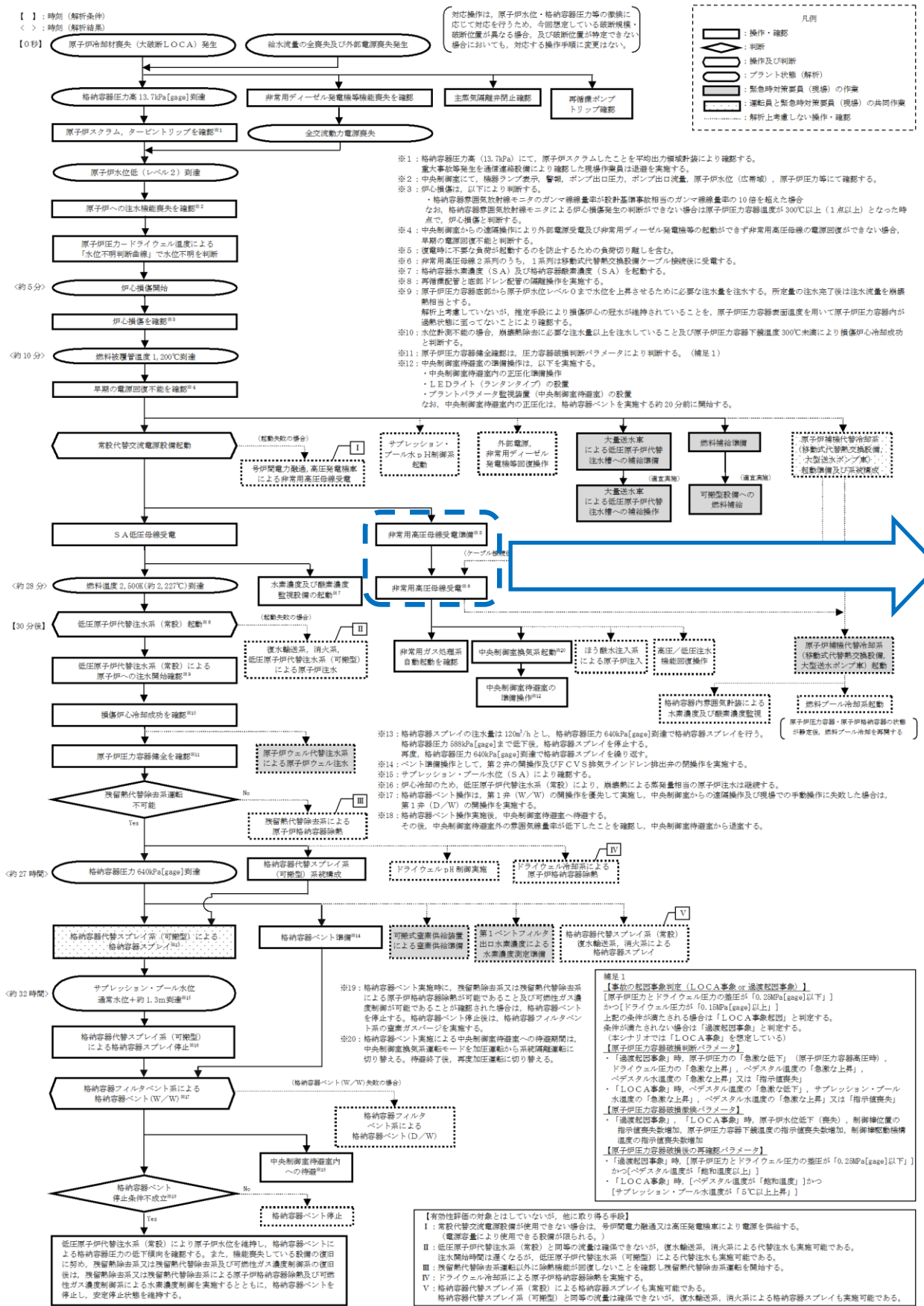
AM設備別操作要領書

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 電源復旧



補足説明事項

「電源復旧」
ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

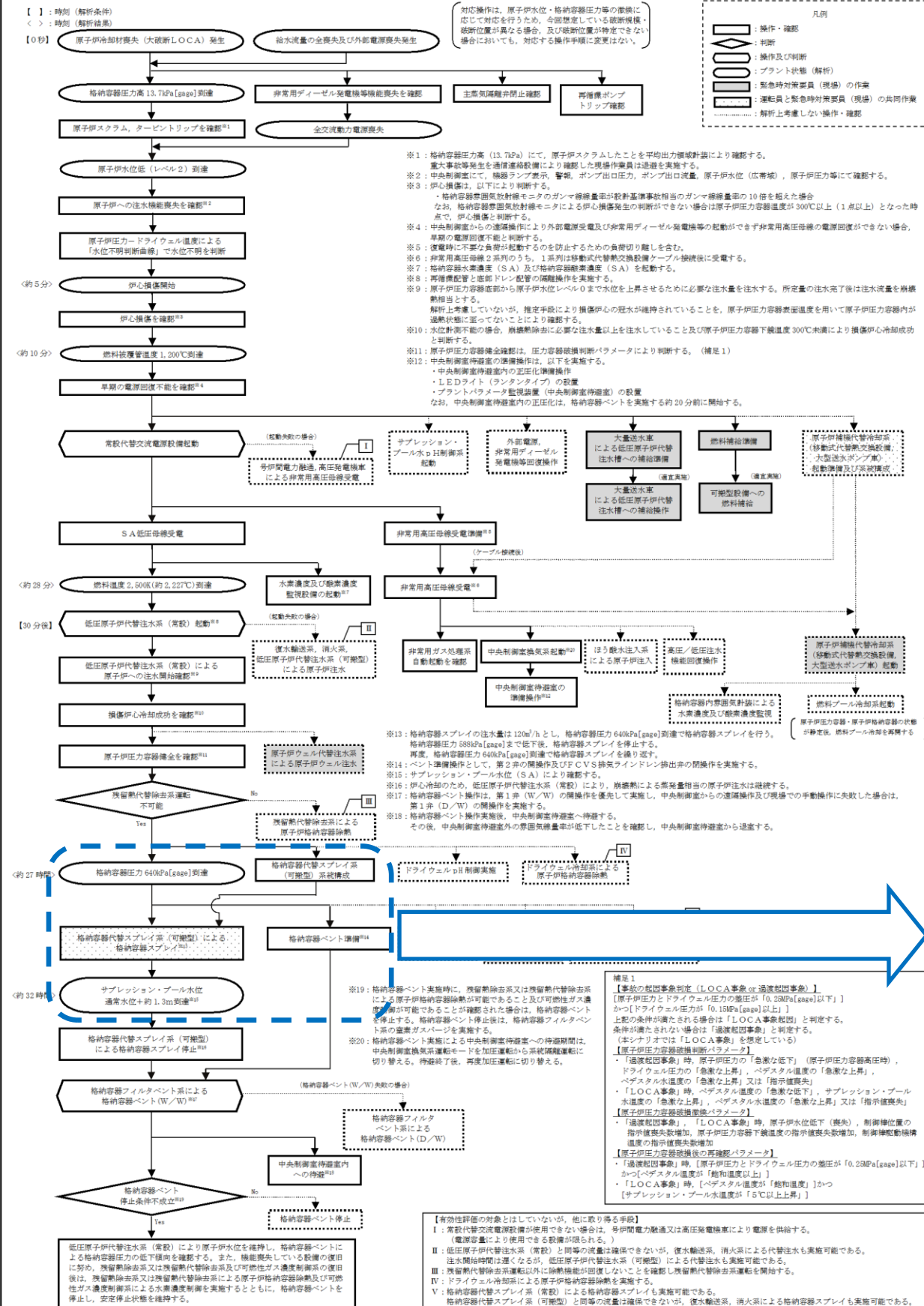
AM設備別操作要領書

AM 11: 「電源確保戦略」
・GTGによるC, D-M/C 受電

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)



補足説明事項

「除熱-1」
格納容器圧力が 640kPa [gage] 到達後、格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイ (間欠スプレイ) を実施する。
残留熱除去系による除熱ができないかつ、S/P水位が+1.29m に到達後、「放出」へ移行する。

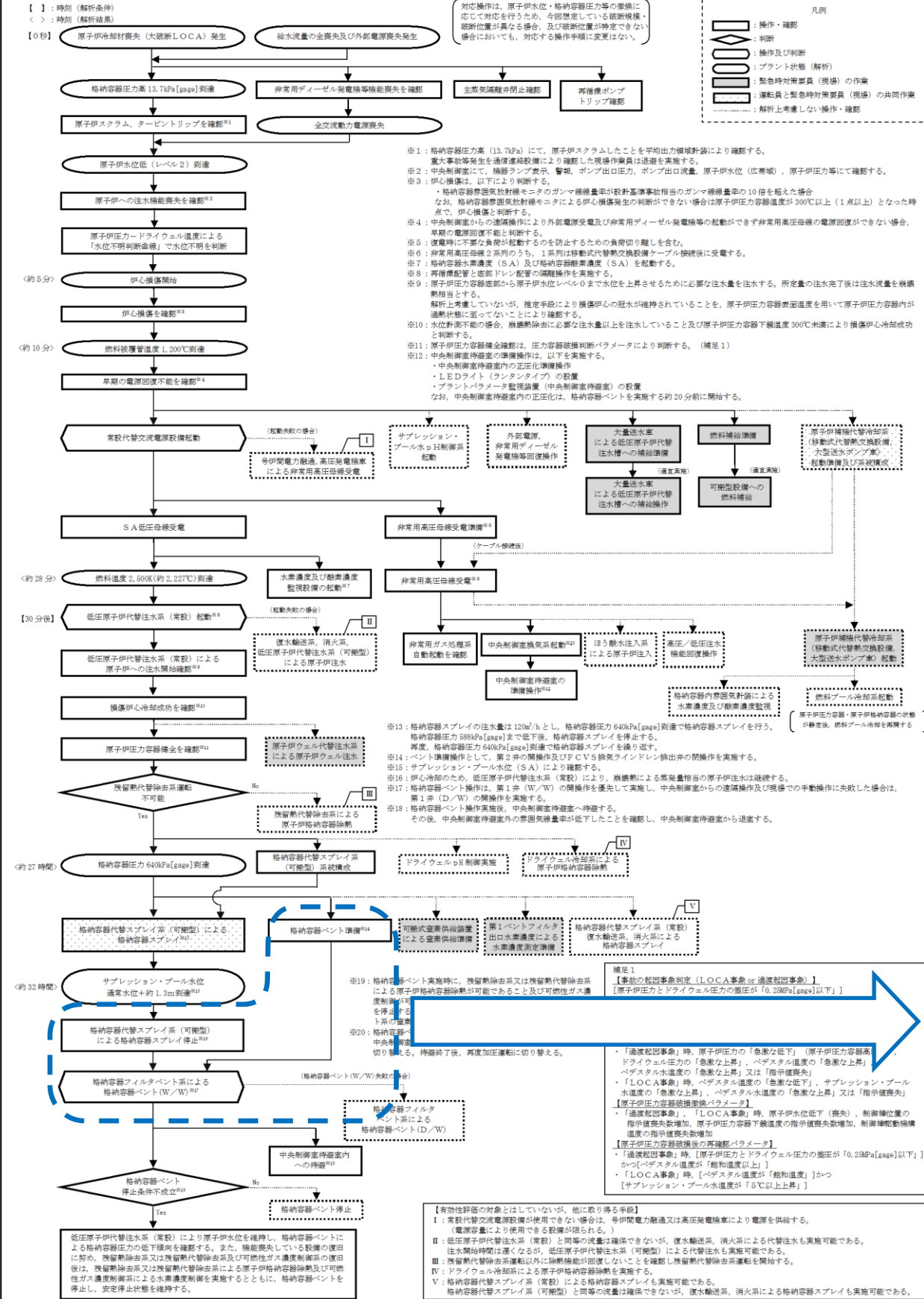
AM設備別操作要領書

AM 5 : 「格納容器機能維持戦略」
・大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書

EHP
・大量送水車を使用した送水

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「SOP」
放出 (PCV破損防止)



補足説明事項

「放出」
格納容器圧力が 640kPa [gage] 到達後、格納容器ベント準備を行う。
サブプレッション・プール水位が+1.29mに到達後、格納容器スプレイの停止操作、中央制御室換気系を循環運転に切り替えを行う。
格納容器スプレイ停止空調換気系循環運転切り替え後、格納容器フィルタベント系によるベントを行う。

AM設備別操作要領書

AM 4: 「格納容器除熱戦略」
・FCVSによる格納容器ベント

原子力災害対策手順書

2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 2.3 原子炉炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

特徴

(2.2) 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する場合は、原子炉緩和作用がとられぬ場合には、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。

(2.3) 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する場合、このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。

(2.5) 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する場合、このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。

基本的な考え方

(2.2) 溶融炉心、水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が増え、これを防止するため、原子炉炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の自動開操作により原子炉減圧を実施することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。

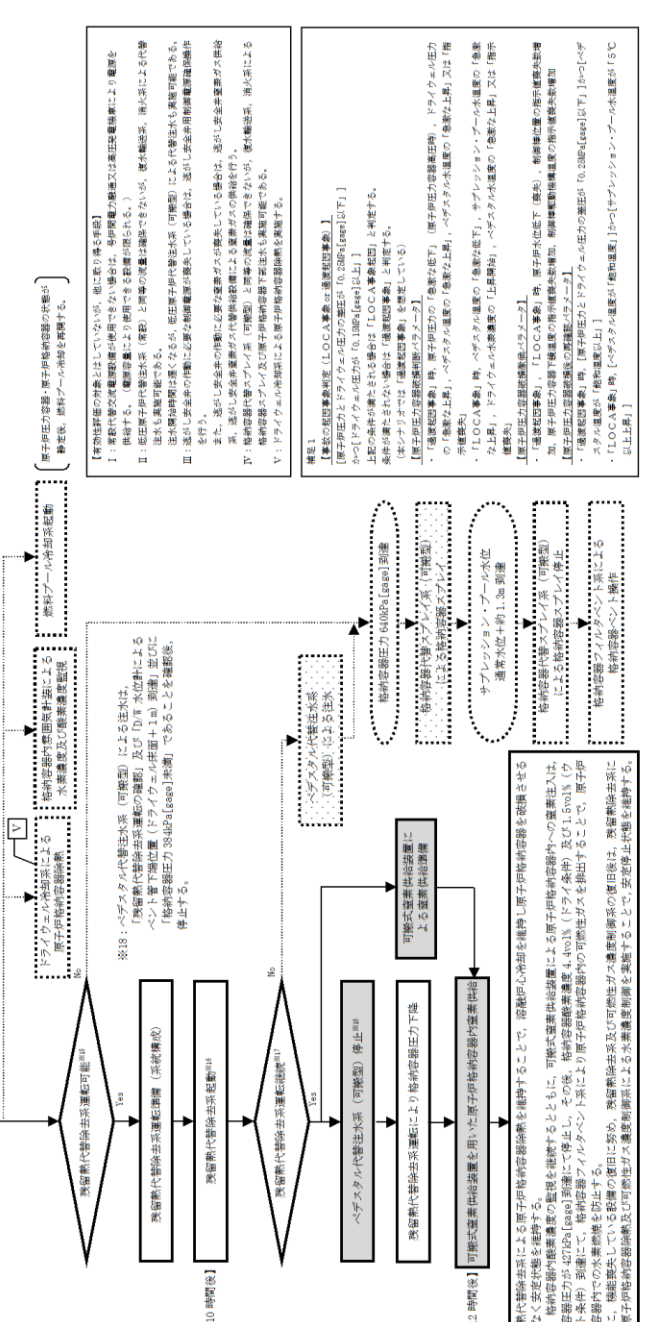
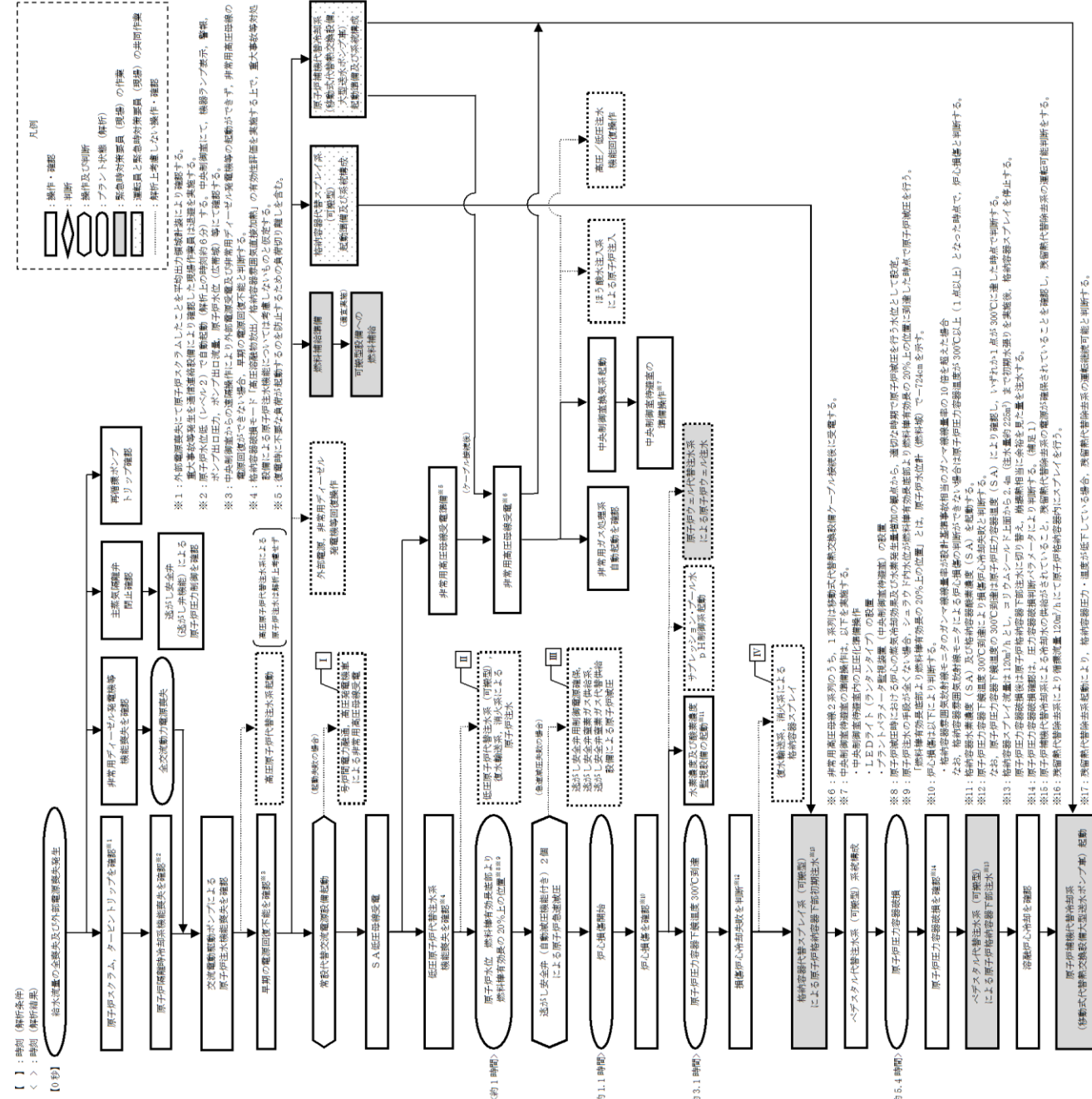
また、原子炉炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は、コリウムシールド及びベドスタル代替注水系（可搬型）によって溶融炉心の冷却を実施する。その後、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器の圧力を低下させる。

さらに、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。

(2.3) 原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉格納容器下部の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

(2.5) 原子炉炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、ベドスタル代替注水系（可搬型）によって溶融炉心を冷却すること及び原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。

解析上の対応手順の概要フロー



対応手順の概要

- a. 原子炉スクラム確認
- b. 高圧・低圧注水機能喪失確認
- c. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備
- d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- e. 炉心損傷確認
- f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動
- g. 原子炉格納容器下部への注水
- h. 原子炉炉圧力容器破損確認
- i. 溶融炉心への注水
- j. 残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱
- k. 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入

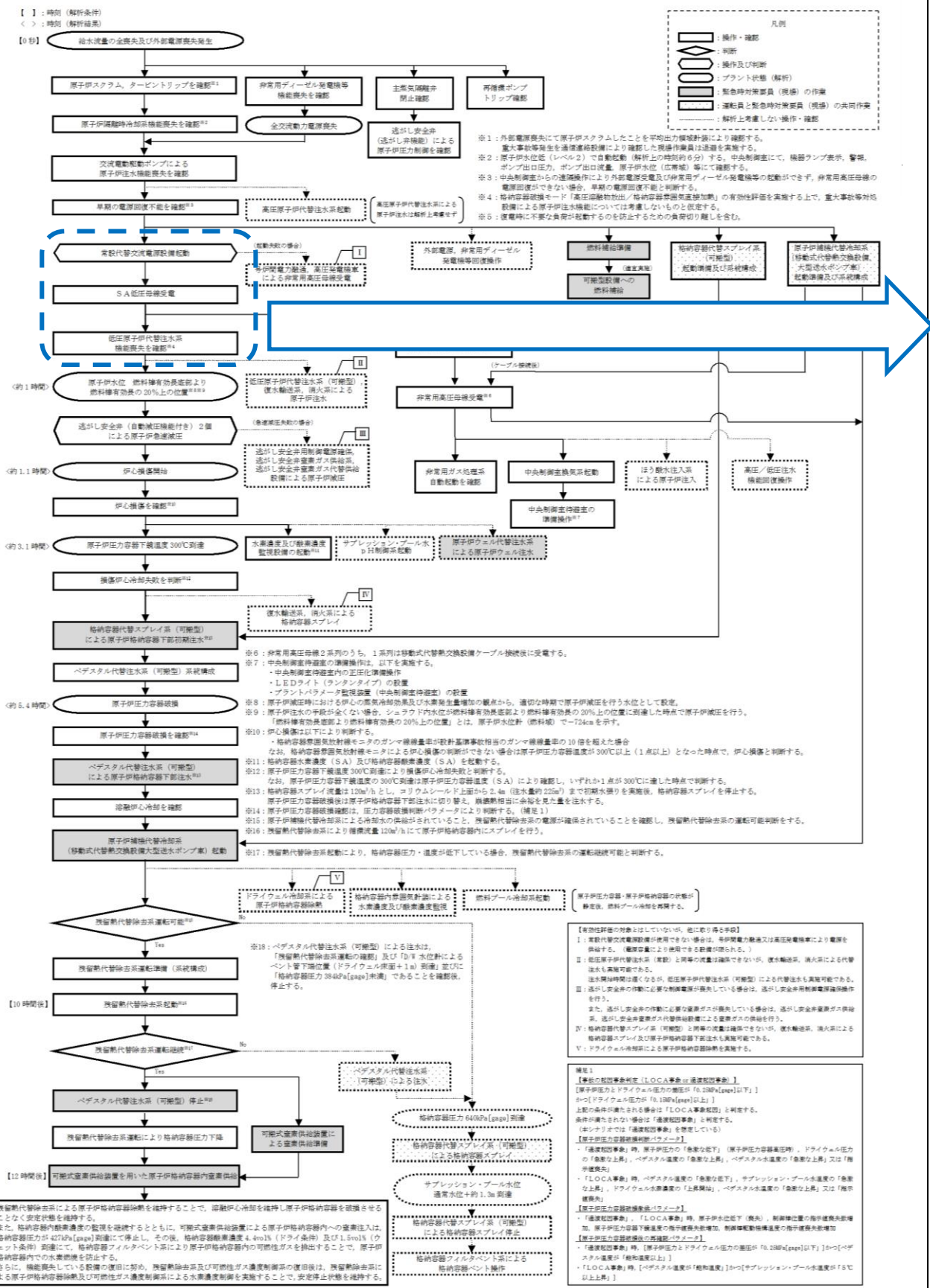
事故シーケンスグループ「原子炉圧力容器外の溶融燃料／冷却剤相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じ手順である。



事故時操作運転手順書 SOP対応フロー

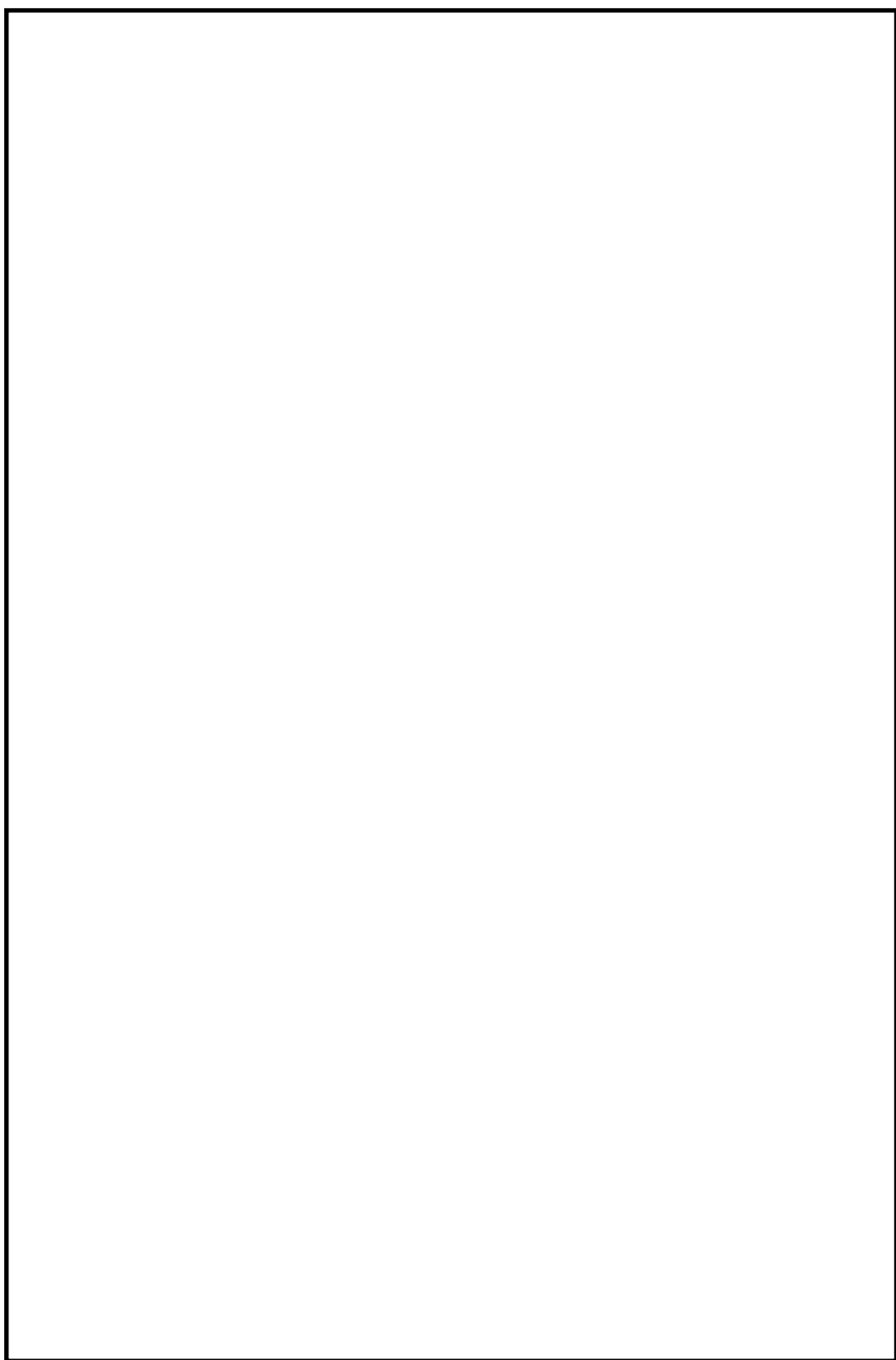
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



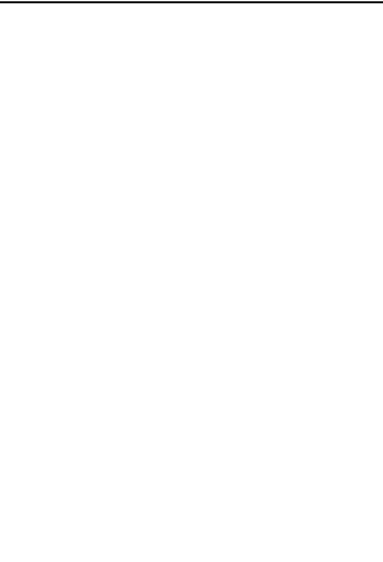
操作補足事項

「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 全給水喪失し原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系の起動に失敗し原子炉水位の低下が継続する。低圧原子炉代替注水系の起動も失敗する。**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上に維持できないと判断し、不測事態「水位回復(C1)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

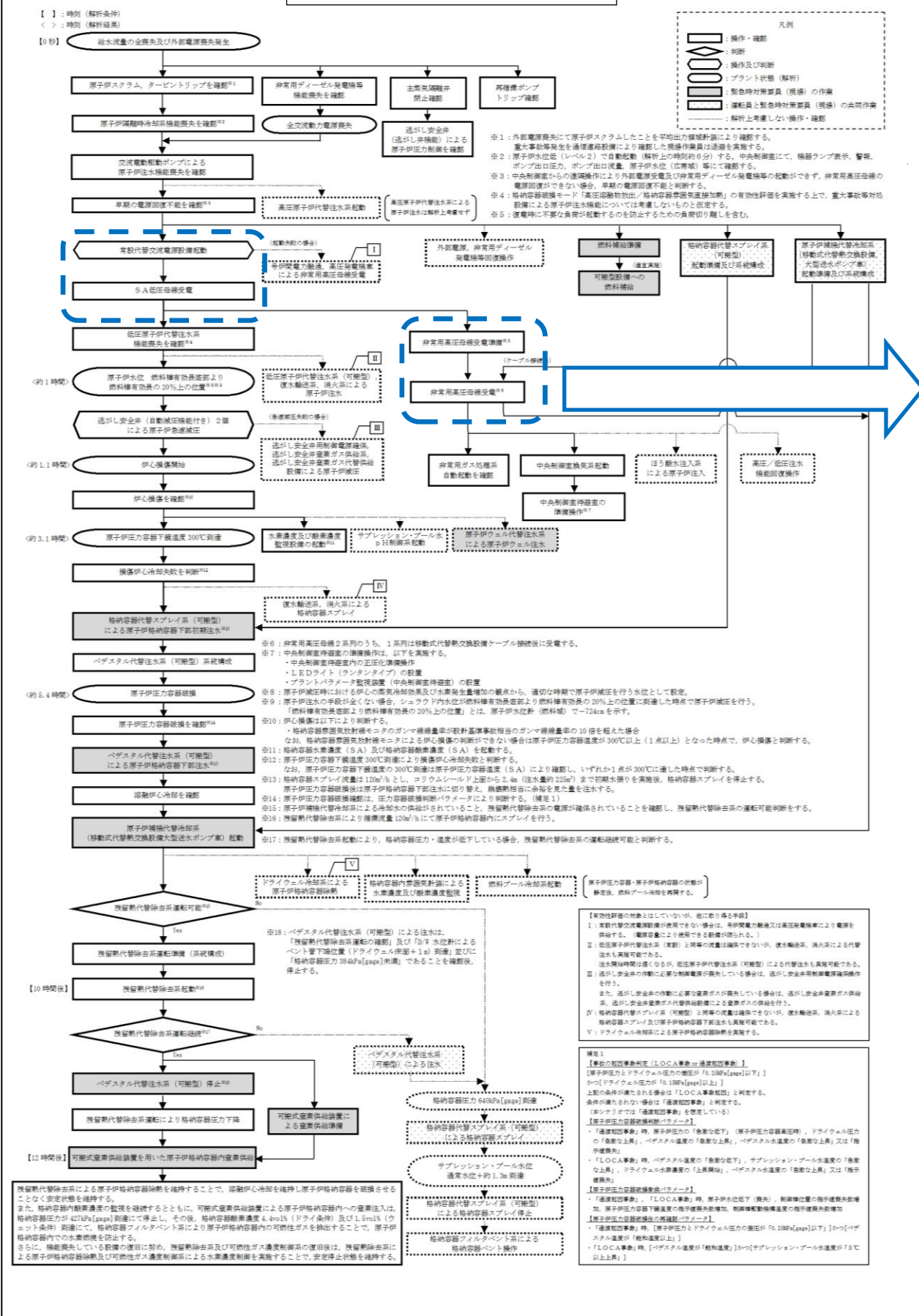


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」
 ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

AM設備別操作要領書

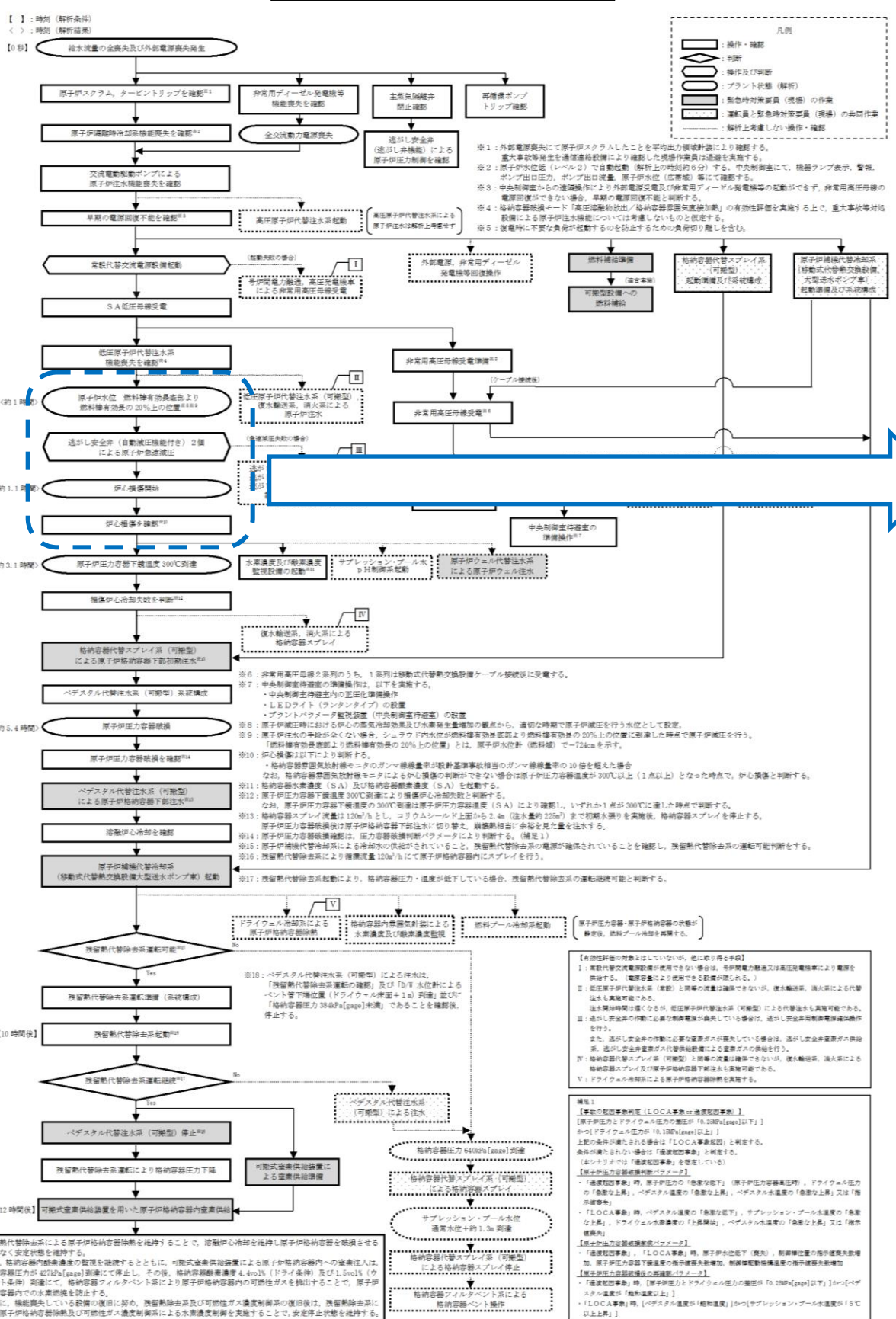
- AM 8:** 「代替除熱戦略」
 ・移動式代替熱交換設備による冷却水確保
- AM 11:** 「電源確保戦略」
 ・GTGによるC、D-M/C受電

原子力災害対策手順書

- EHP**
 ・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保 (UHSS 編)
 ・大型送水ポンプ車を使用した海水供給 (ハイドロサブ 編)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「AM初期対応」 E

操作補足事項

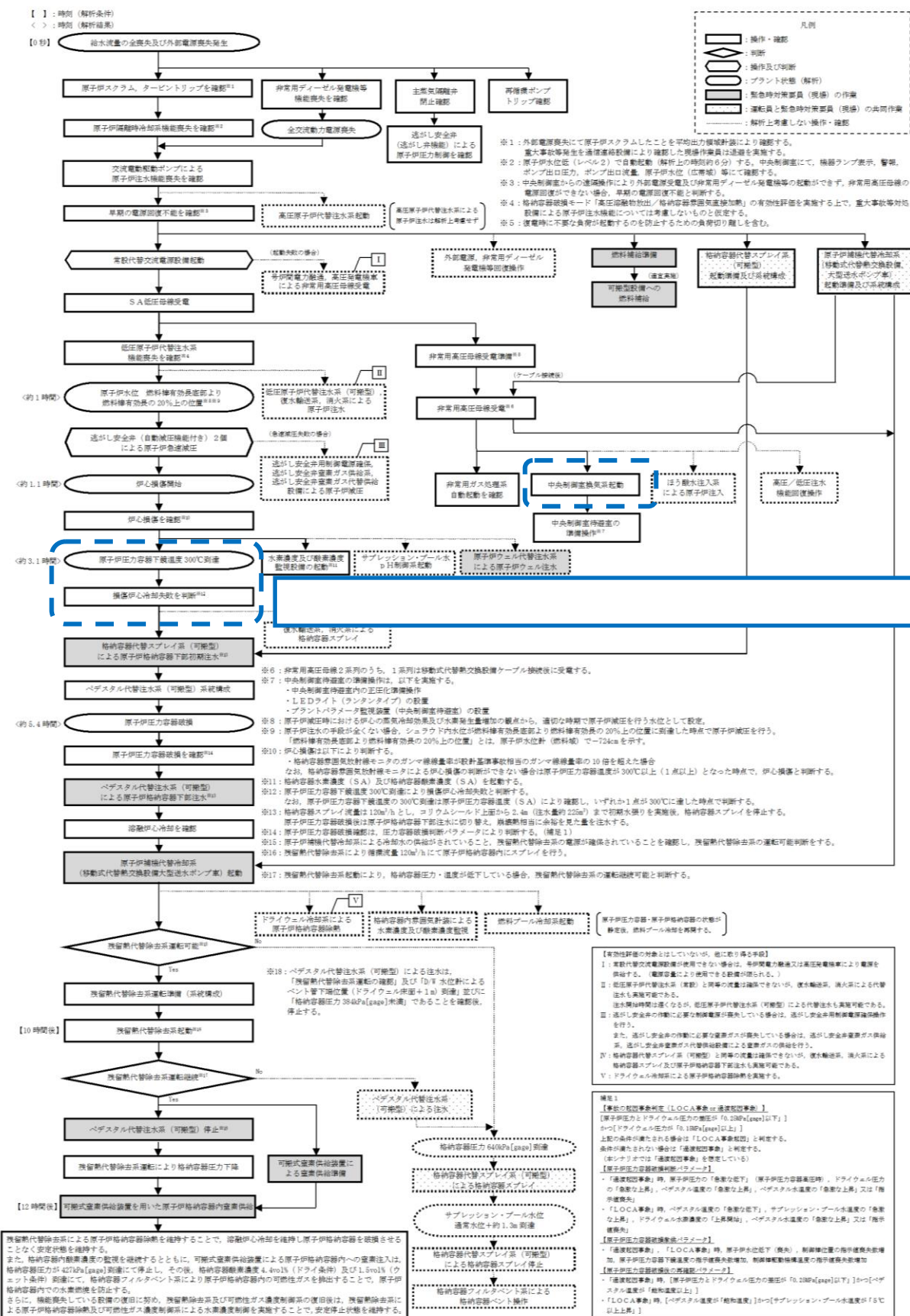
「AM初期対応」
格納容器モニタの監視をする。
原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置に到達したら、逃がし安全弁2個を開き、原子炉の減圧を行う。
格納容器内γ線線量率が各種設計基準事故時に想定される10倍を超えた場合に、事故時操作要領書(シビアアクシデント)の「注水-1」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
注水-1 (損傷炉心への注水)



操作補足事項

「注水-1」
中央制御室環境改善のため、中央制御室換気系を起動する。
原子炉注水可能系統がなく、損傷炉心の冷却に失敗したと判断し「注水-3a」へ移行する。

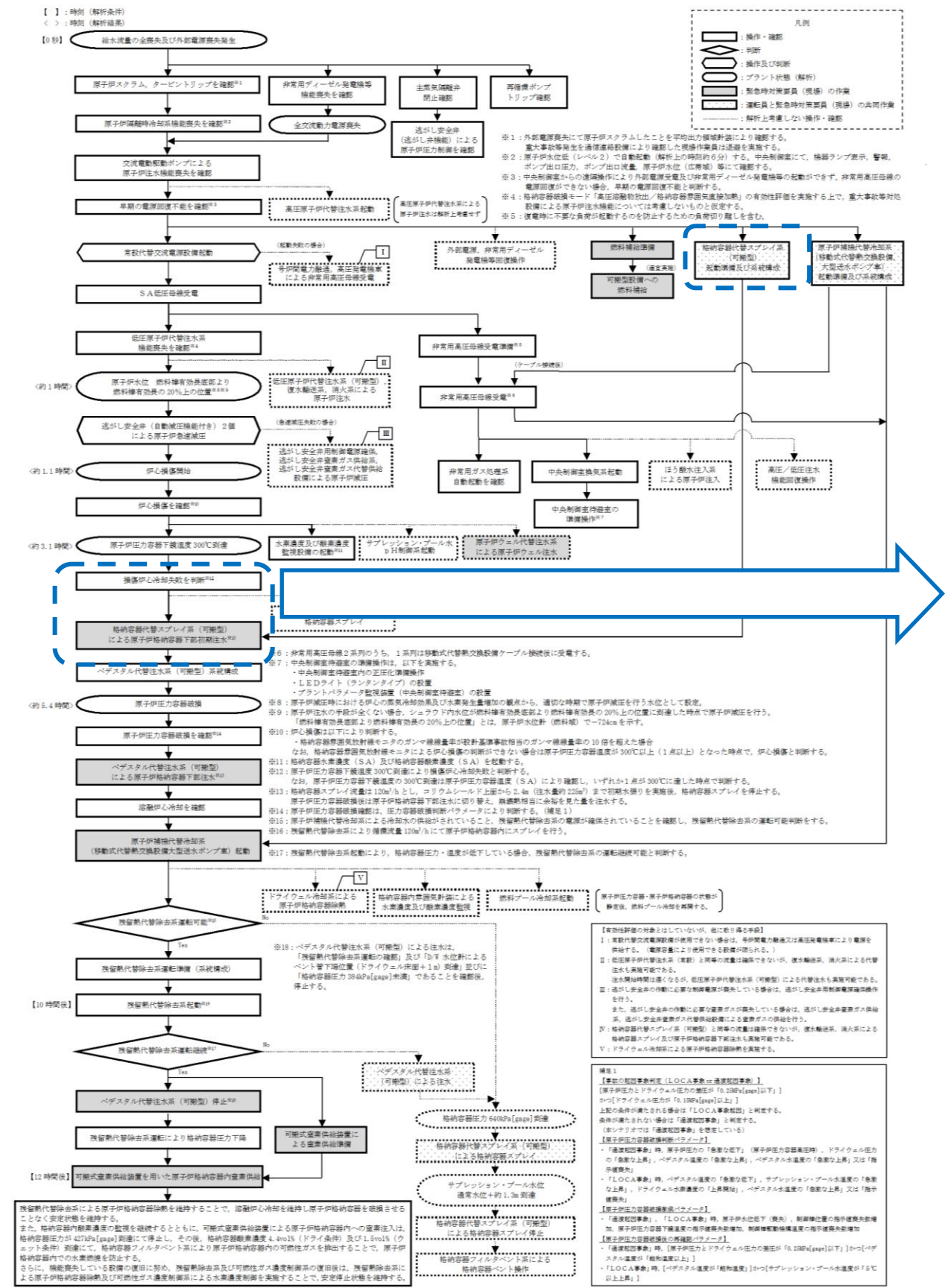
AM設備別操作要領書

AM 10 : 「居住性確保戦略」

- ・MCRによる居住性確保

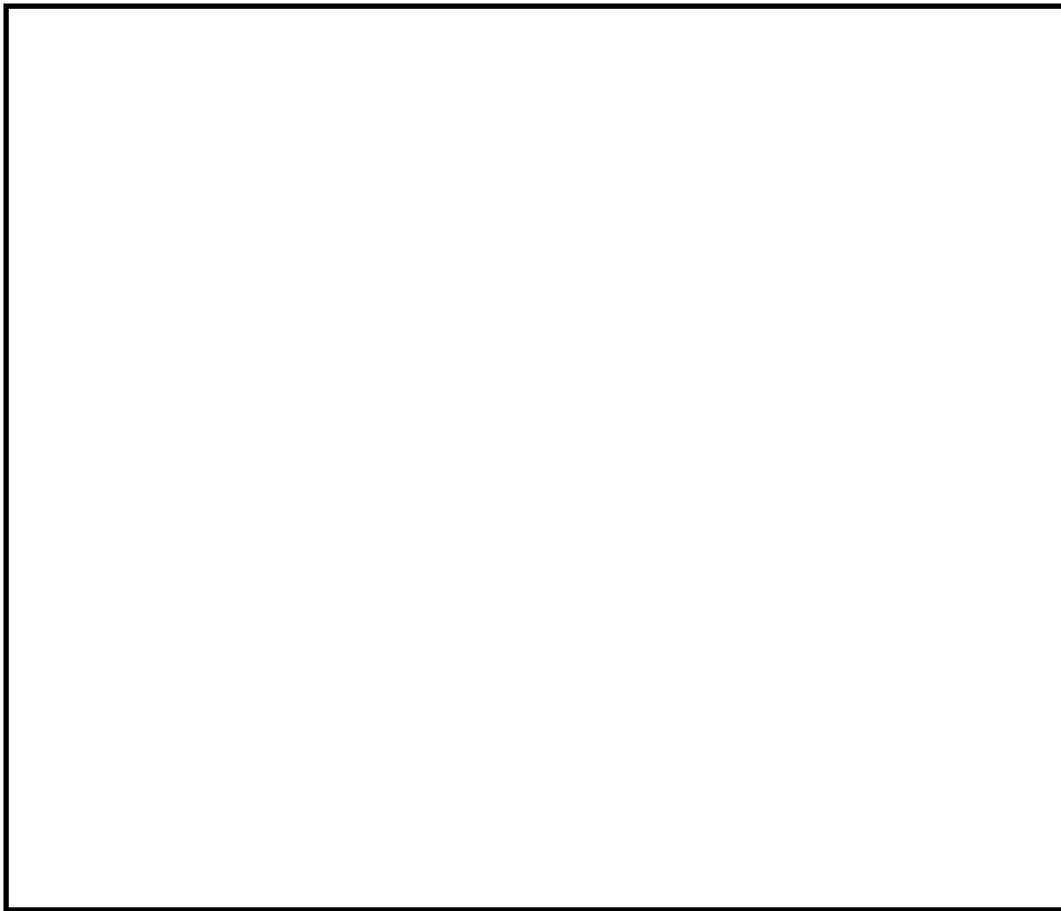
原子力災害手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
注水-3 a (RPV 破損前のペドスタル初期注水)



操作補足事項

「注水-3 a」
格納容器代替スプレイ系により、**原子炉格納容器下部に約 70m³ 注水し、「注水-1」に移行する。**

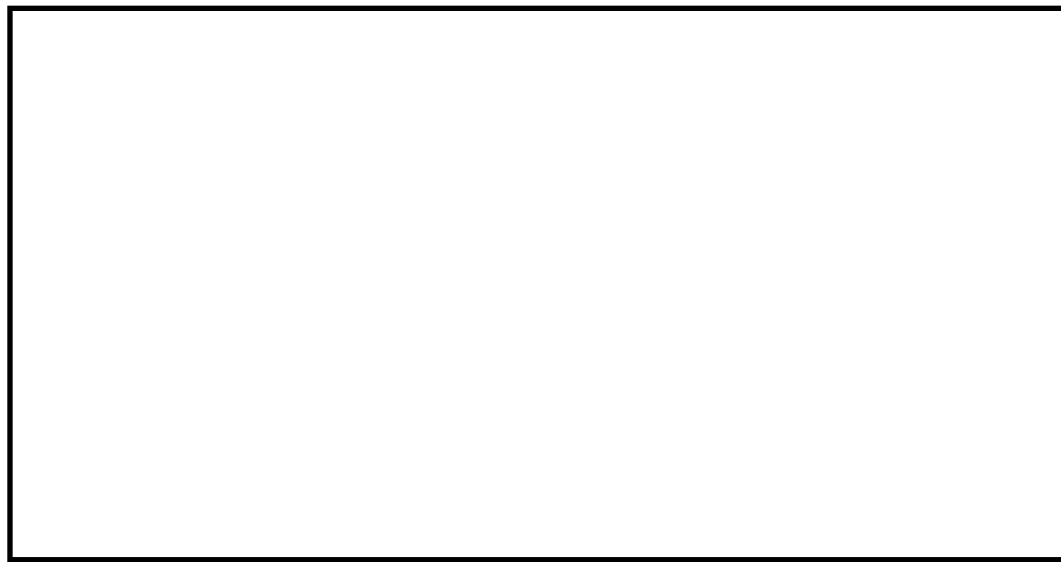
「注水-1」
原子炉圧力容器破損の判定条件から原子炉圧力容器が破損したことを確認し、「注水-3 b」へ移行する。

AM設備別操作要領書

AM 5 : 「格納容器機能維持戦略」

- 大量送水車による格納容器スプレイ

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
注水-1 (損傷炉心への注水)

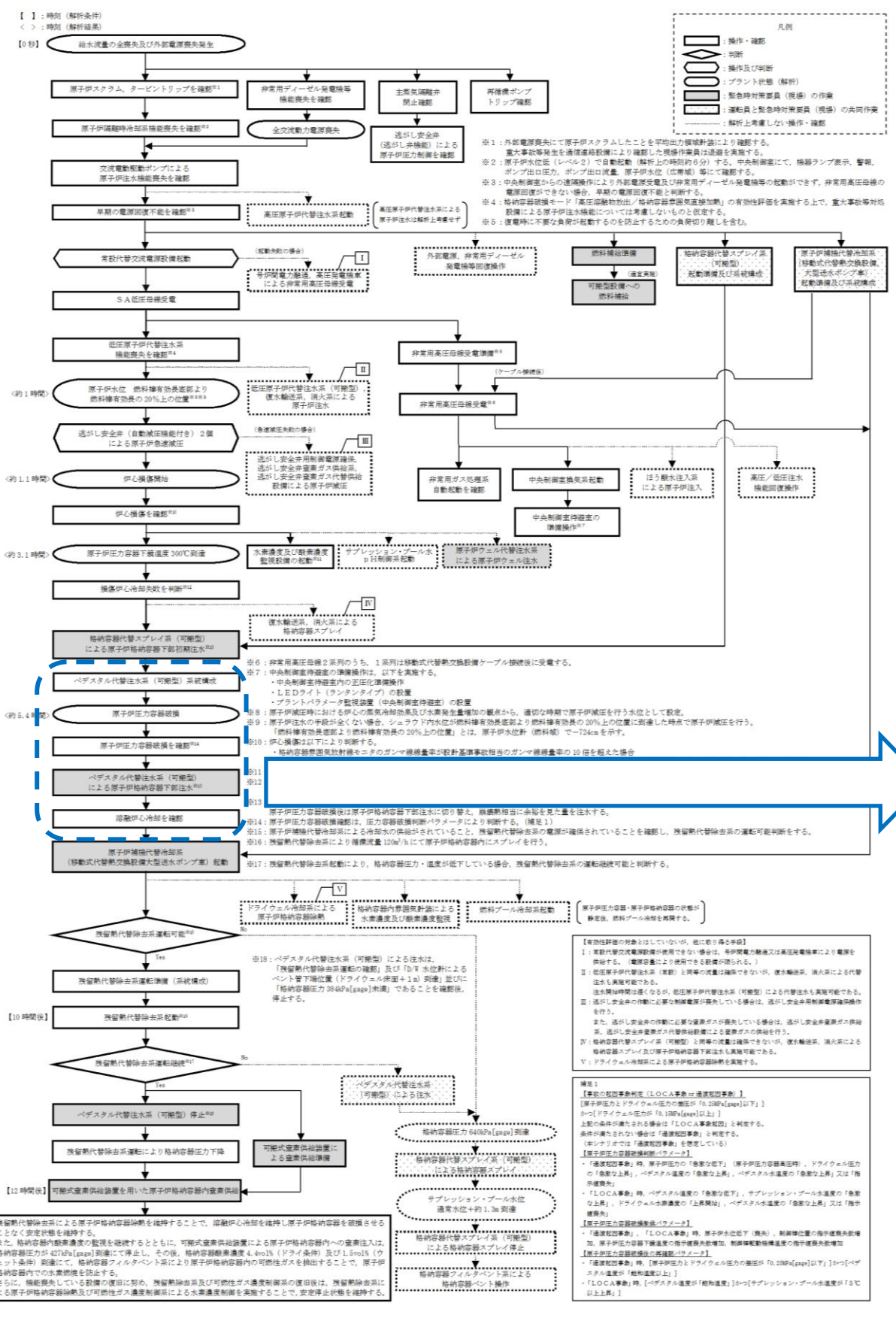


原子力災害対策手順書

EHP

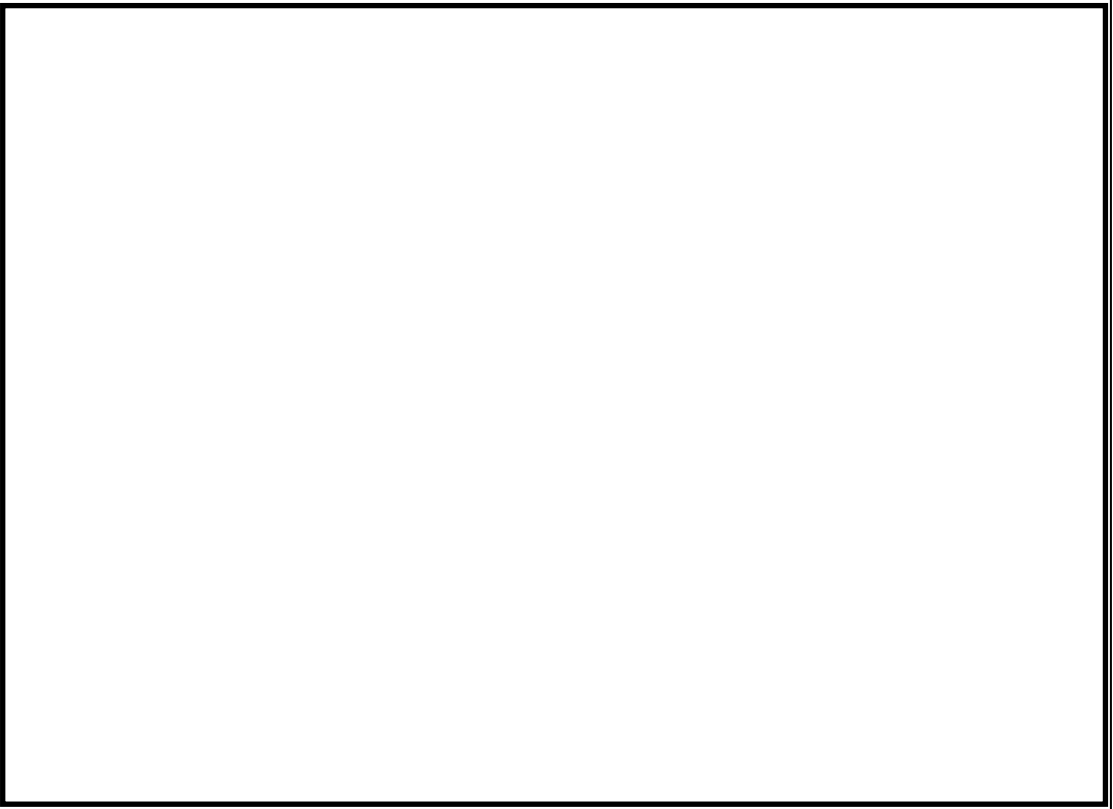
- 大量送水車を使用した送水

解析上の対応手順の概要フロー

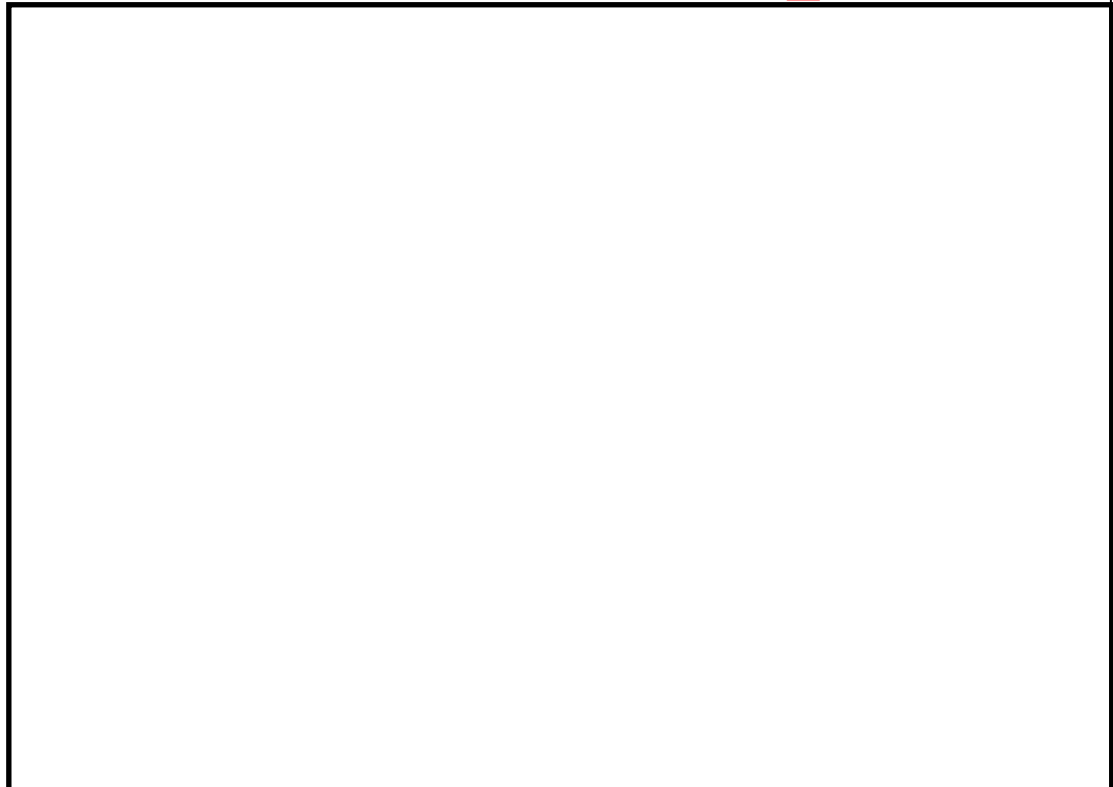


事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「SOP」
注水-3 b (RPV 破損後のペDESTAL注水)



事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「SOP」
注水-4 (長期のRPV 破損後の注水)



操作補足事項

「注水-3 b」
ペDESTAL代替注水系 (可搬型) により、崩壊熱相当に余裕をみたま量を注水し、「注水-4」「除熱-2」に移行する。

「注水-4」
ペDESTAL代替注水系 (可搬型) により、原子炉停止後の経過時間に応じてペDESTAL流量を調整する。

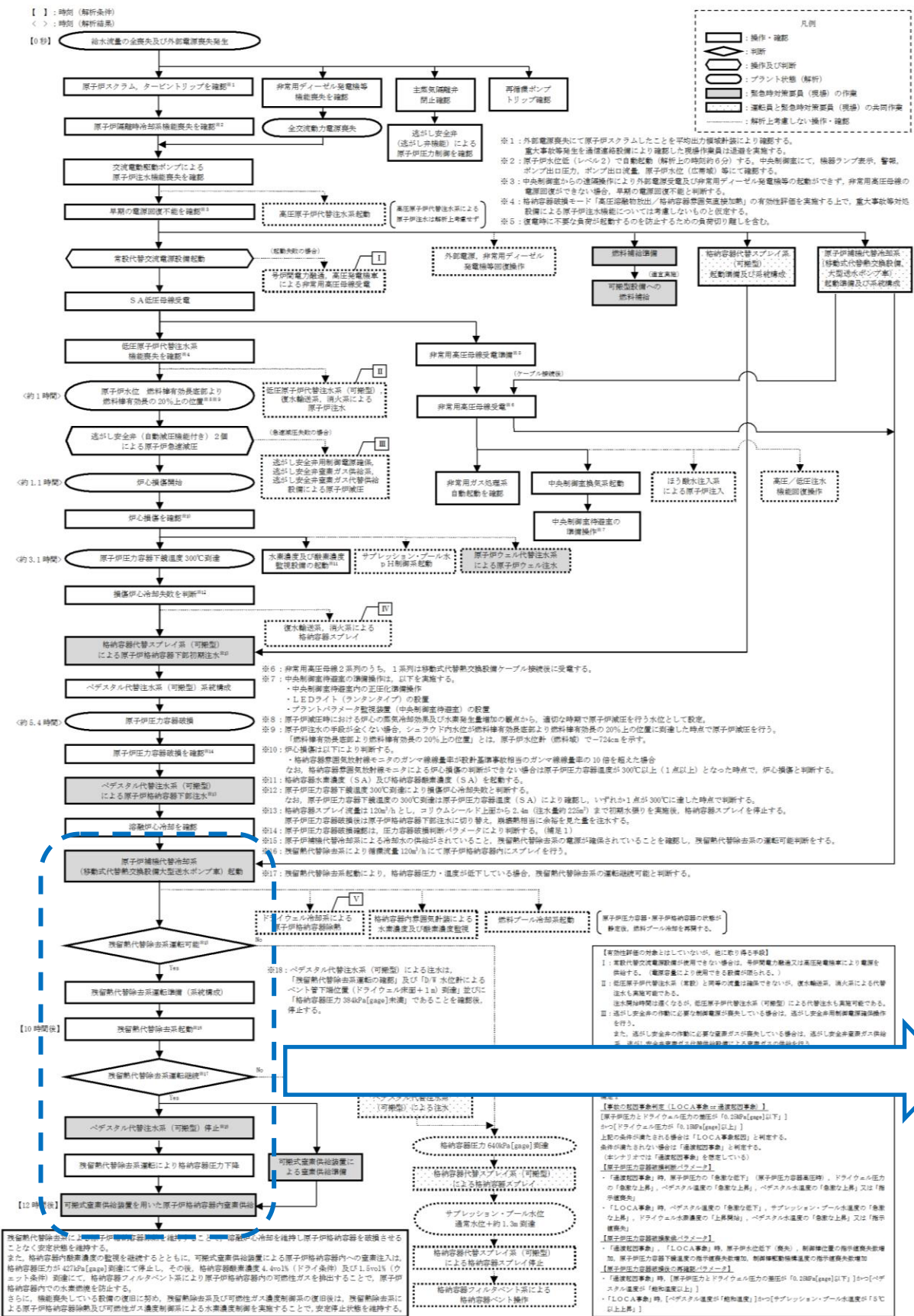
AM設備別操作要領書

AM 6: 「ペDESTAL注水戦略」
・大量送水車によるペDESTAL注水

原子力災害対策手順書

EHP
・大量送水車を使用した送水

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
除熱-2 (RPV 破損後の除熱)



操作補足事項

「除熱-2」
残留熱代替除去系が運転可能と判断し、原子炉補機代替冷却系起動後、残留熱代替除去系を起動する。
残留熱代替除去系により格納容器圧力が低下し、事象収束

AM設備別操作要領書

AM 4: 「格納容器除熱戦略」
・R H A Rによる格納容器除熱

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 燃料プールの冷却における重大事故に至るおそれがある事故

3.1 想定事故 1

特徴

燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

基本的な考え方

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレインノズル）により燃料プールへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレインノズル）により燃料プール水位を維持する。

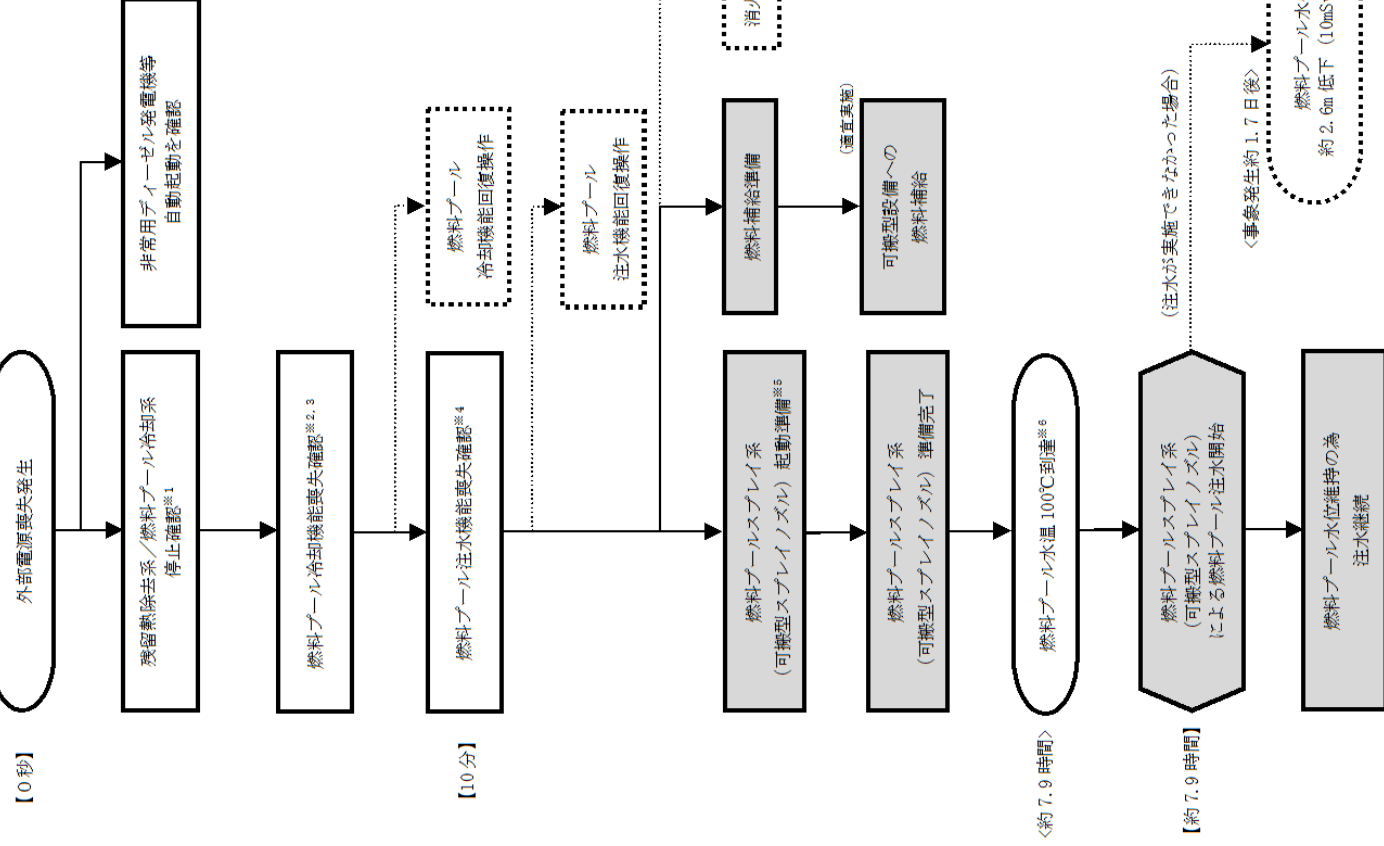
対応手順の概要

- 燃料プールの冷却系機能喪失確認
- 燃料プールの注水機能喪失確認
- 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレインノズル）による燃料プールへの注水

解析上の対応手順の概要フロー

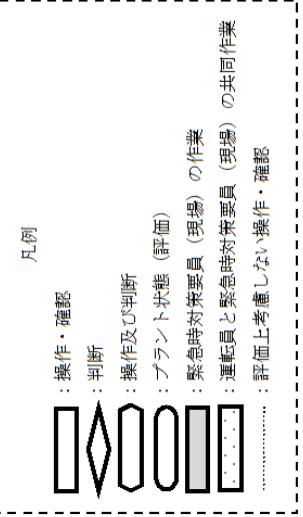
プラント前巻条件
・プラント停止後10日目
・全燃料取出し及びプールゲート「閉」

【】：時刻（評価条件）
<>：時刻（評価結果）



燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレインノズル）による燃料プールへの注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後は、注水系統によりスキマサージタンクへの補給を確保し、残留熱除去系等による冷却を実施する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】
I：消火系（消火栓を使用した場合、復水輸送系ラインを使用した場合）による燃料プールへの注水も実施可能である。



- ※1：中央制御室にて各機器の停止を、燃料プール水位・温度（S.A）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※2：残留熱除去系及び燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。燃料プールの冷却機能は、燃料プール水位・温度（S.A）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※3：重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、すべての作業員が退避するまでの時間は、1時間30分程度である。
- ※4：残留熱除去系、燃料プール補給水系及び復水輸送系の再起動が困難な場合、燃料プールの注水機能が喪失であることを確認する。燃料プールの注水機能は、燃料プール水位・温度（S.A）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※5：燃料プールへの注水は燃料プールのスプレイ系（常設スプレインノズル）により実施する。常設スプレインノズルによる注水ができない場合、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレインノズル）による注水を実施する。
- ※6：燃料プール水位・温度（S.A）にて確認する。
- ※7：燃料プール水位（S.A）にて確認する。

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.2 想定事故 2

特徴

燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、燃料プール注水機能が喪失すること想定する。このため、燃料プール水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料は露出し、燃料損傷に至る。

基本的な考え方

燃料プールの漏えいの停止及び燃料プールの注水機能喪失防止を図る。また、燃料プール水位により燃料プール水位を維持する。

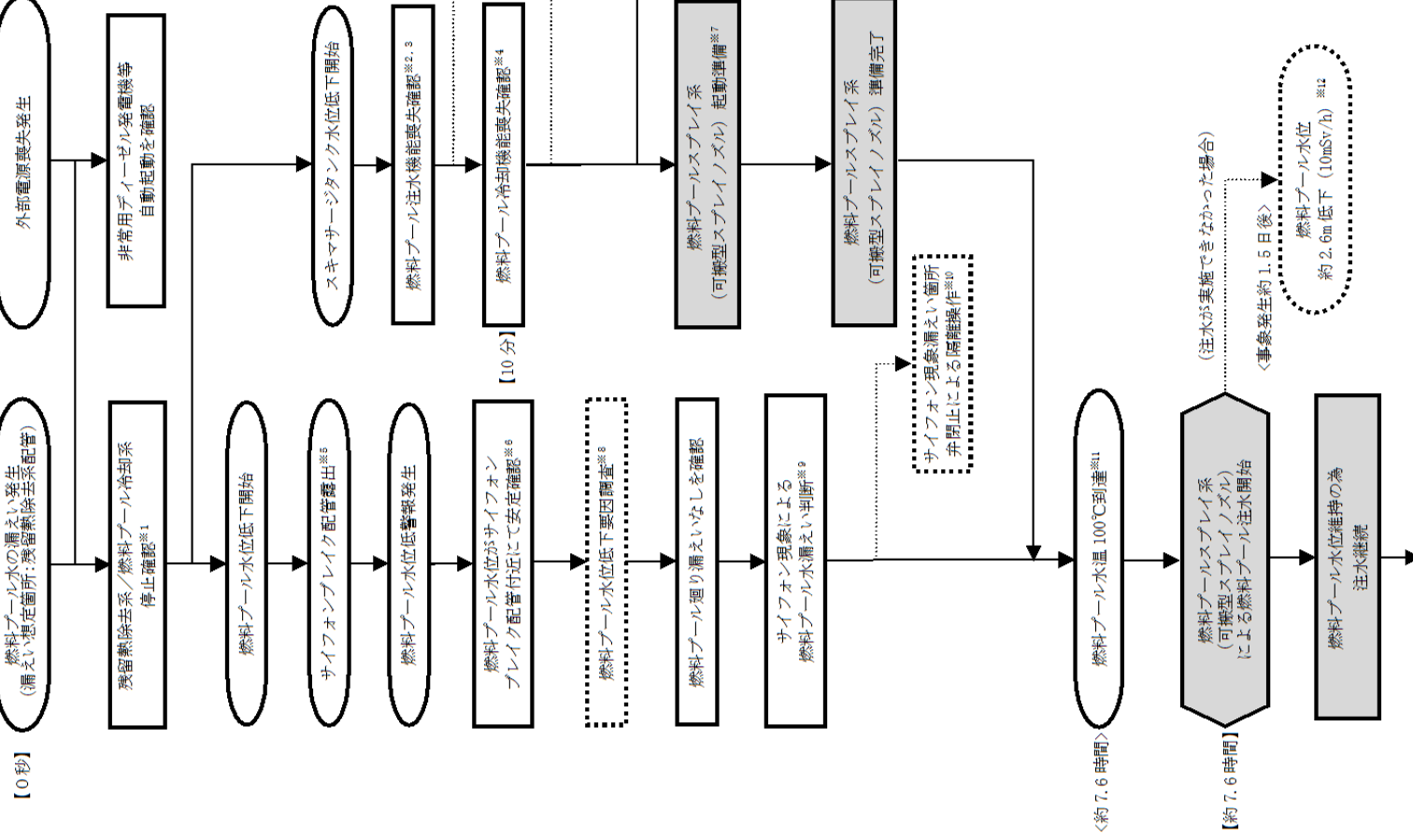
対応手順の概要

- 燃料プール水位低下確認
- 燃料プールの注水機能喪失確認
- サイフォンブレイク配管による燃料プール漏えい停止確認
- 燃料プールの注水機能喪失防止確認

解析上の対応手順の概要フロー

プラント前駆条件
・プラント停止後10日目
・全燃料取出し及びブルグート「閉」

【 1 】：時刻 (評価条件)
< >：時刻 (評価結果)



燃料プールの注水機能回復操作^{※1}

燃料プールの注水機能回復操作^{※2}

燃料プールの注水機能回復操作^{※3}

燃料プールの注水機能回復操作^{※4}

燃料プールの注水機能回復操作^{※5}

燃料プールの注水機能回復操作^{※6}

燃料プールの注水機能回復操作^{※7}

燃料プールの注水機能回復操作^{※8}

燃料プールの注水機能回復操作^{※9}

燃料プールの注水機能回復操作^{※10}

燃料プールの注水機能回復操作^{※11}

燃料プールの注水機能回復操作^{※12}

燃料プールの注水機能回復操作^{※13}

燃料プールの注水機能回復操作^{※14}

燃料プールの注水機能回復操作^{※15}

燃料プールの注水機能回復操作^{※16}

燃料プールの注水機能回復操作^{※17}

燃料プールの注水機能回復操作^{※18}

燃料プールの注水機能回復操作^{※19}

燃料プールの注水機能回復操作^{※20}

燃料プールの注水機能回復操作^{※21}

燃料プールの注水機能回復操作^{※22}

燃料プールの注水機能回復操作^{※23}

燃料プールの注水機能回復操作^{※24}

燃料プールの注水機能回復操作^{※25}

燃料プールの注水機能回復操作^{※26}

燃料プールの注水機能回復操作^{※27}

燃料プールの注水機能回復操作^{※28}

燃料プールの注水機能回復操作^{※29}

燃料プールの注水機能回復操作^{※30}

燃料プールの注水機能回復操作^{※31}

燃料プールの注水機能回復操作^{※32}

燃料プールの注水機能回復操作^{※33}

燃料プールの注水機能回復操作^{※34}

燃料プールの注水機能回復操作^{※35}

燃料プールの注水機能回復操作^{※36}

燃料プールの注水機能回復操作^{※37}

燃料プールの注水機能回復操作^{※38}

燃料プールの注水機能回復操作^{※39}

燃料プールの注水機能回復操作^{※40}

燃料プールの注水機能回復操作^{※41}

燃料プールの注水機能回復操作^{※42}

燃料プールの注水機能回復操作^{※43}

燃料プールの注水機能回復操作^{※44}

燃料プールの注水機能回復操作^{※45}

燃料プールの注水機能回復操作^{※46}

燃料プールの注水機能回復操作^{※47}

燃料プールの注水機能回復操作^{※48}

燃料プールの注水機能回復操作^{※49}

燃料プールの注水機能回復操作^{※50}

燃料プールの注水機能回復操作^{※51}

燃料プールの注水機能回復操作^{※52}

燃料プールの注水機能回復操作^{※53}

燃料プールの注水機能回復操作^{※54}

燃料プールの注水機能回復操作^{※55}

燃料プールの注水機能回復操作^{※56}

燃料プールの注水機能回復操作^{※57}

燃料プールの注水機能回復操作^{※58}

燃料プールの注水機能回復操作^{※59}

燃料プールの注水機能回復操作^{※60}

燃料プールの注水機能回復操作^{※61}

燃料プールの注水機能回復操作^{※62}

燃料プールの注水機能回復操作^{※63}

燃料プールの注水機能回復操作^{※64}

燃料プールの注水機能回復操作^{※65}

燃料プールの注水機能回復操作^{※66}

燃料プールの注水機能回復操作^{※67}

燃料プールの注水機能回復操作^{※68}

燃料プールの注水機能回復操作^{※69}

燃料プールの注水機能回復操作^{※70}

燃料プールの注水機能回復操作^{※71}

燃料プールの注水機能回復操作^{※72}

燃料プールの注水機能回復操作^{※73}

燃料プールの注水機能回復操作^{※74}

燃料プールの注水機能回復操作^{※75}

燃料プールの注水機能回復操作^{※76}

燃料プールの注水機能回復操作^{※77}

燃料プールの注水機能回復操作^{※78}

燃料プールの注水機能回復操作^{※79}

燃料プールの注水機能回復操作^{※80}

燃料プールの注水機能回復操作^{※81}

燃料プールの注水機能回復操作^{※82}

燃料プールの注水機能回復操作^{※83}

燃料プールの注水機能回復操作^{※84}

燃料プールの注水機能回復操作^{※85}

燃料プールの注水機能回復操作^{※86}

燃料プールの注水機能回復操作^{※87}

燃料プールの注水機能回復操作^{※88}

燃料プールの注水機能回復操作^{※89}

燃料プールの注水機能回復操作^{※90}

燃料プールの注水機能回復操作^{※91}

燃料プールの注水機能回復操作^{※92}

燃料プールの注水機能回復操作^{※93}

燃料プールの注水機能回復操作^{※94}

燃料プールの注水機能回復操作^{※95}

燃料プールの注水機能回復操作^{※96}

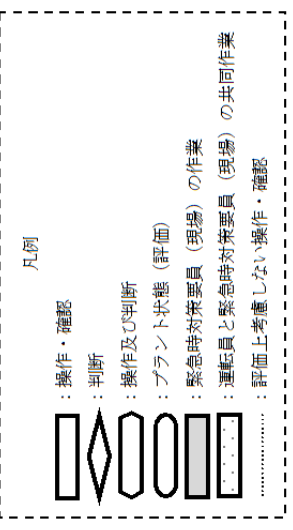
燃料プールの注水機能回復操作^{※97}

燃料プールの注水機能回復操作^{※98}

燃料プールの注水機能回復操作^{※99}

燃料プールの注水機能回復操作^{※100}

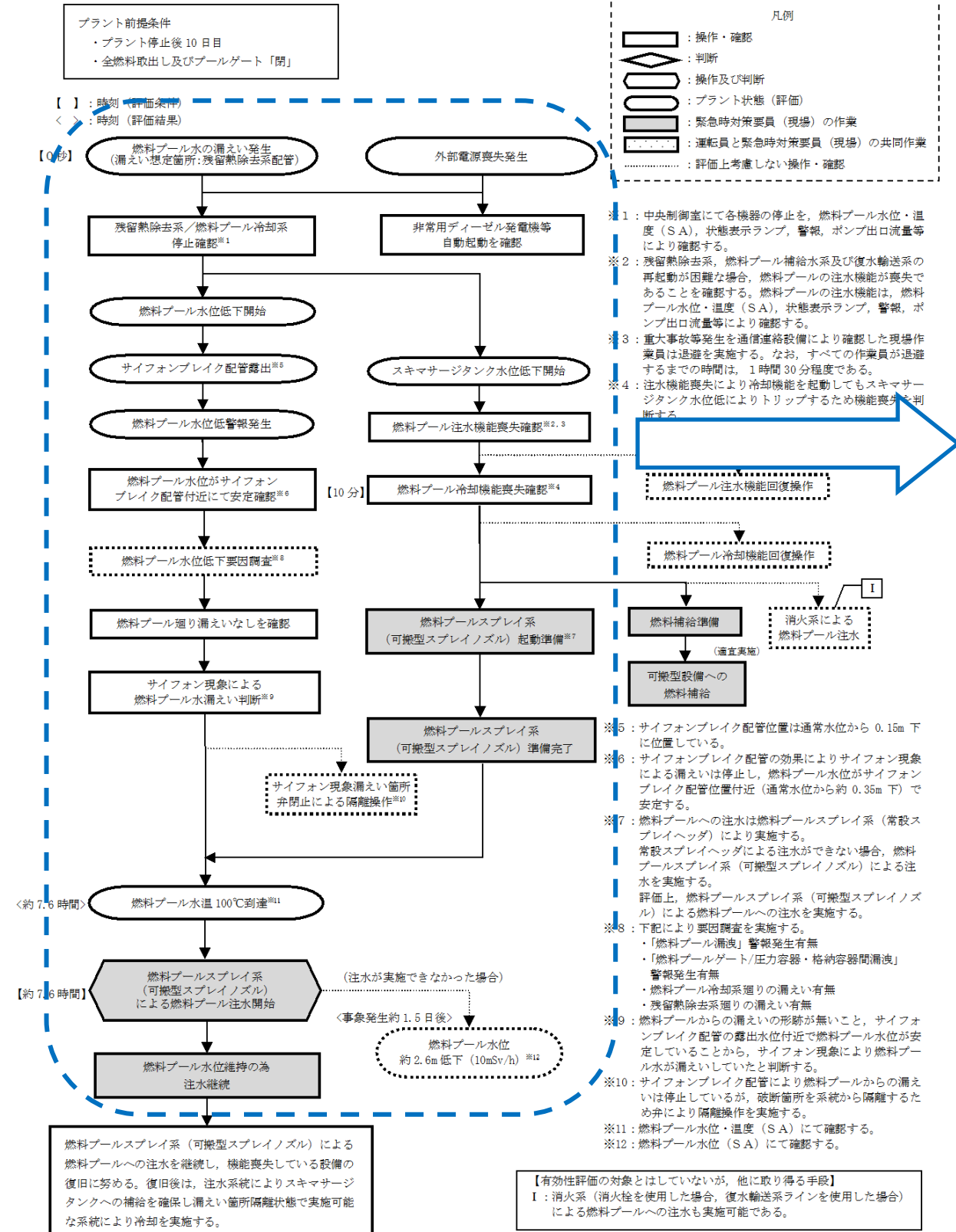
【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得する手段】
I：消火系 (消火栓) を使用した場合、復水輸送ラインを使用した場合による燃料プールの注水も実施可能である。



- ※1：中央制御室にて各機器の停止を、燃料プール水位・温度 (SA)、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※2：残留熱除去系、燃料プール補給水系及び復水輸送系の再起動が困難な場合、燃料プールの注水機能が喪失であることを確認する。燃料プールの注水機能は、燃料プール水位・温度 (SA)、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※3：重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。なお、すべての作業員が迅速するまでの時間は、1時間30分程度である。
- ※4：注水機能喪失により冷却機能を起動してもスキマサージタンク水位低下によりトリップするため機能喪失を判断する。

- ※5：サイフォンブレイク配管位置は通常水位から0.15m下に位置している。
- ※6：サイフォンブレイク配管の効果によりサイフォン現象による漏えいは停止し、燃料プール水位がサイフォンブレイク配管位置付近 (通常水位から約0.35m下) で安定する。
- ※7：燃料プールの注水は燃料プールのスプレイス (常設スプレイヘッド) により実施する。
- ※8：常設スプレイヘッドによる注水ができない場合、燃料プールの注水機能喪失 (可搬型スプレイノズル) による注水を実施する。
- ※9：燃料プールの注水は燃料プールのスプレイス (可搬型スプレイノズル) による注水を実施する。
- ※10：燃料プールの注水は燃料プールのスプレイス (可搬型スプレイノズル) による注水を実施する。
- ※11：燃料プール水位・温度 (SA) にて確認する。
- ※12：燃料プール水位 (SA) にて確認する。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 燃料プール制御「燃料プール制御」



操作補足事項

燃料プール水の小規模な漏えいが発生に伴い燃料プール水位が低下する。

燃料プール水位低下により、事故時操作要領書(徴候ベース)「燃料プール制御(FP/C)」を導入する。

「燃料プール制御」

燃料プール水位が低下するため漏えいと判断する。燃料プール水位回復のため燃料プール水の漏えい箇所を特定し、隔離を行う。燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)の準備の依頼をする。燃料プール水位回復のため燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)の準備、起動を行う。

AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書

- EHP**
- ・原子炉建物内ホース展開による燃料プールへの注水及びスプレイ
 - ・大量送水車を使用した送水

4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故 4.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

特徴

原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。

基本的な考え方

運転員が異常を認知して、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことにより燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を冷却することになる。

対応手順の概要

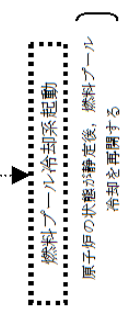
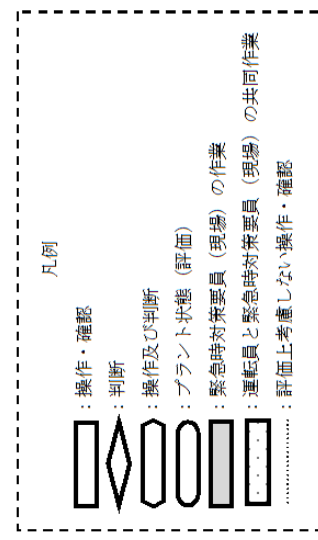
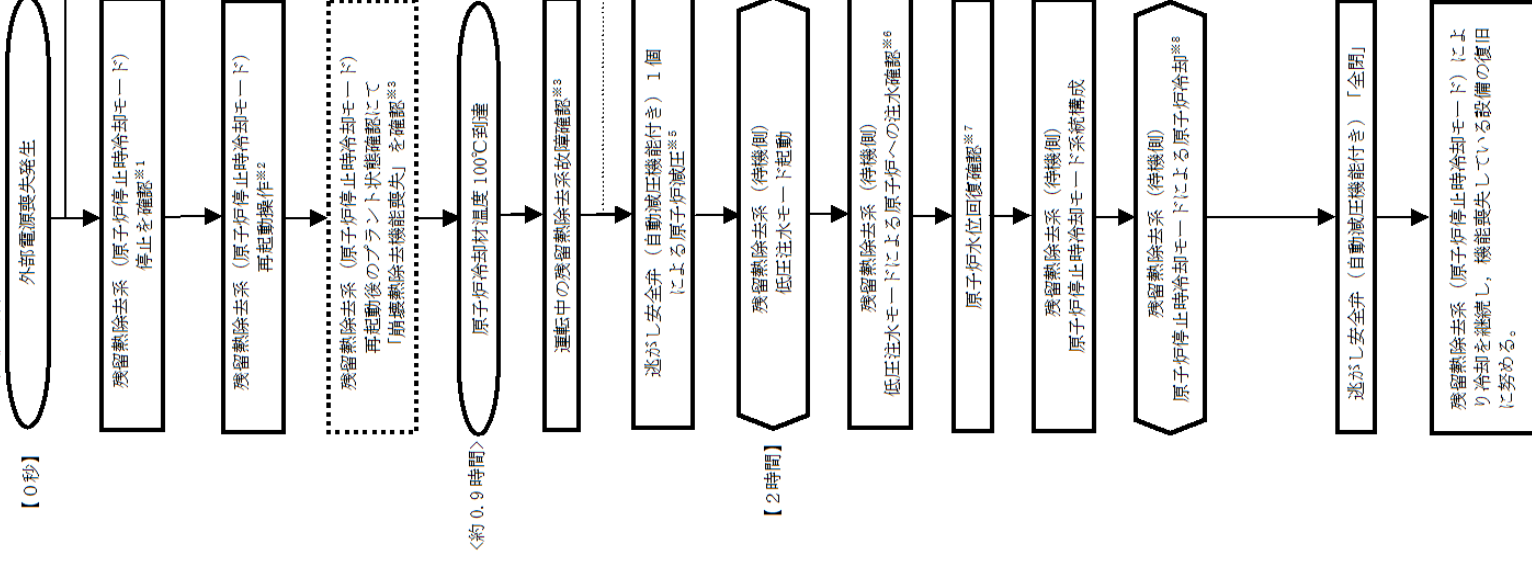
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持
- 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復

解析上の対応手順の概要フロー

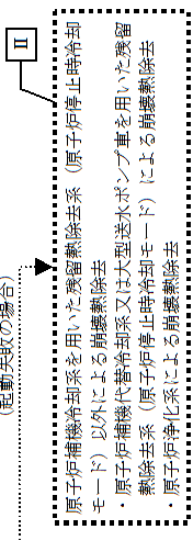
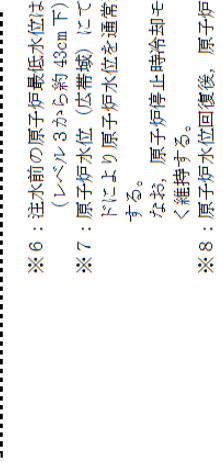
プラント前提条件

- ・プラント停止後1日目
- ・原子炉圧力容器閉鎖中
- ・原子炉格納容器開放中
- ・主蒸気隔離弁全閉
- ・すべての非常用ディーゼル発電機待機中
- ・A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中
- ・B-残留熱除去系（低圧注水モード）待機中
- ・C-残留熱除去系（低圧注水モード）停止中
- ・原子炉水位 通常水位（気水分離器下端から+83 cm）

【 】：時刻（評価条件）
< >：時刻（評価結果）



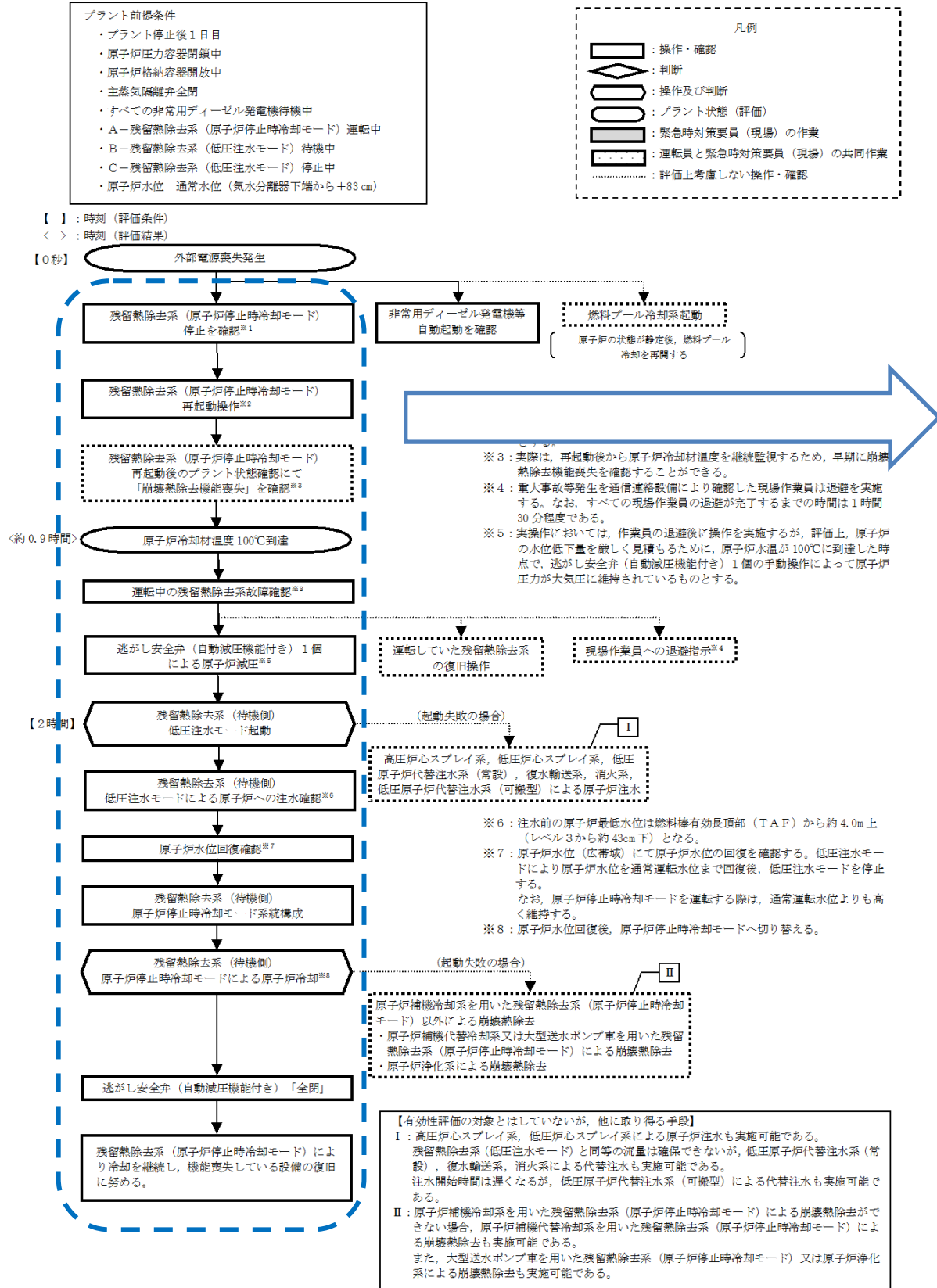
- ※1：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※2：崩壊熱除去機能の喪失を模倣するため「熱交換器入口弁閉鎖」を評価条件とする。
- ※3：実際は、再起動後から原子炉冷却材温度を継続監視するため、早期に崩壊熱除去機能喪失を確認することができる。
- ※4：重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、すべての現場作業員の退避が完了するまでの時間は1時間30分程度である。
- ※5：実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するが、評価上、原子炉の水位低下量を厳しく算得するために、原子炉水温が100℃に到達した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）1個の手動操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。



【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】
I：高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系による原子炉注水も実施可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）と同等の流量は確保できないが、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。
II：原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去ができない場合、原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去も実施可能である。また、大型送水ポンプ車を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又は原子炉浄化系による崩壊熱除去も実施可能である。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

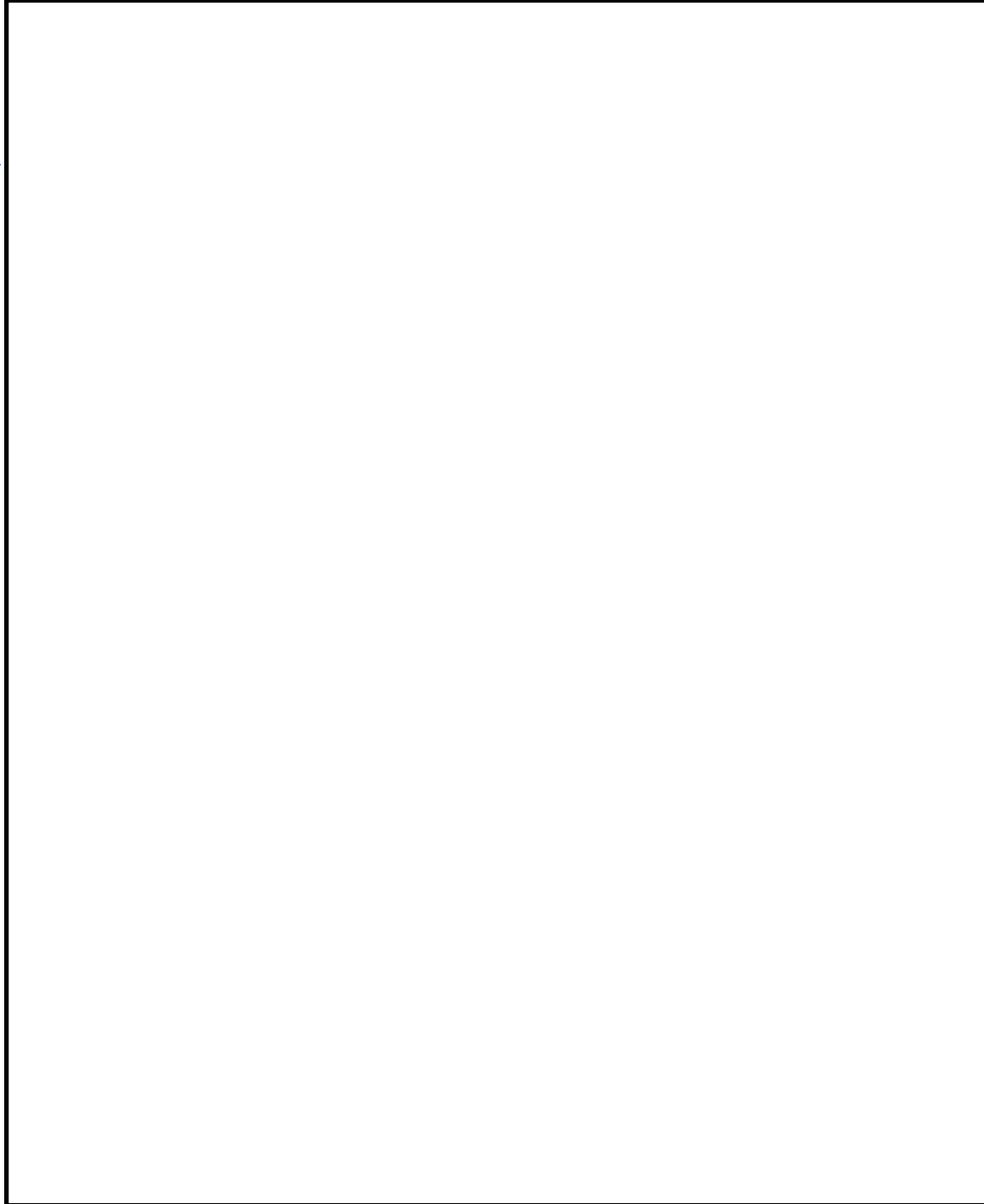


事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」
 プラント停止時制御「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」



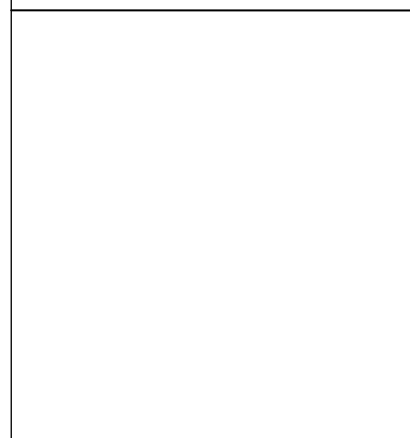
操作補足事項

残留熱除去系停止に伴い原子炉水温が上昇する。原子炉水温上昇により、事故時操作要領書（徴候ベース）「残留熱除去機能喪失時対応手順（RL）」を導入する。

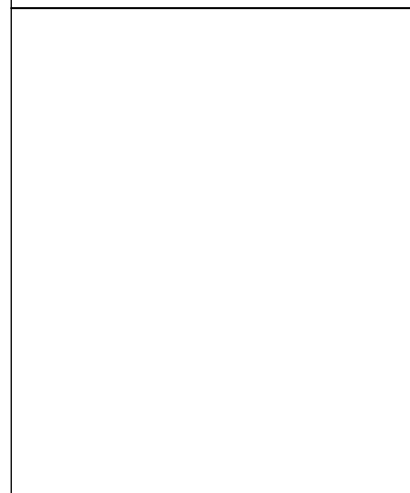
「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」

残留熱除去系および代替除熱系統の起動を試みるが失敗する。残留熱除去系が起動可能となり、原子炉水位が蒸発により低下しているため残留熱除去系（低圧注水モード）で原子炉水位を回復させる。原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を冷却する。

AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4.2 全交流動力電源喪失

特徴

原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

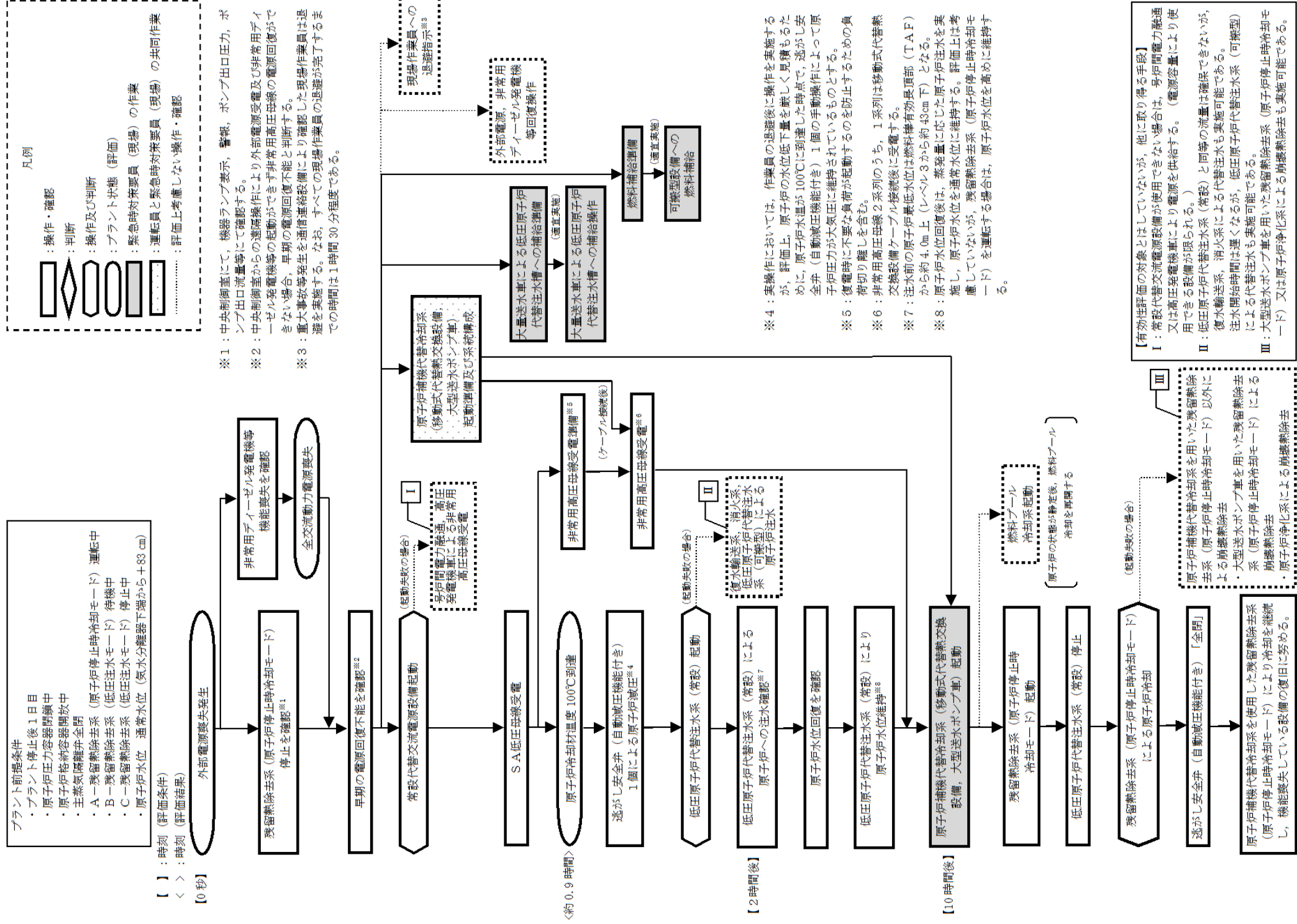
基本的な考え方

運転員が異常を認知して、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことにより、燃料損傷の防止を図る。また、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

対応手順の概要

- 全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止確認
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持
- 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復

解析上の対応手順の概要フロー

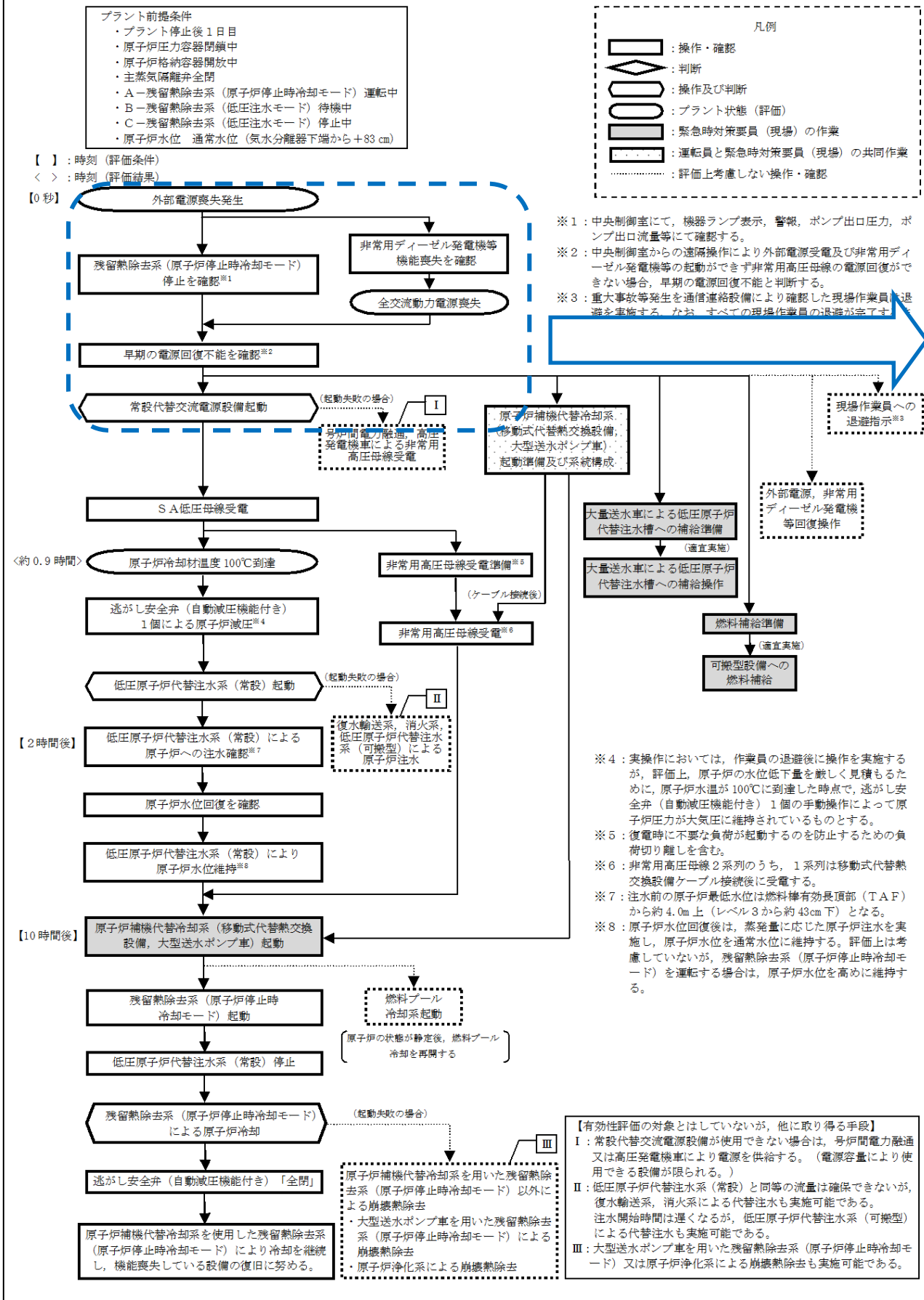


詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」
 プラント停止時制御「外部電源喪失時対応手順」



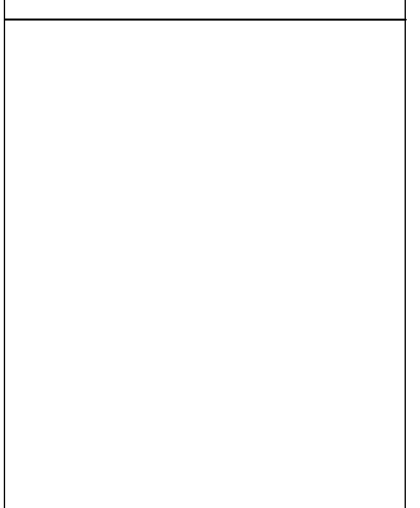
原子炉運転停止中に外部電源喪失し、事故時操作要領書（徴候ベース）「外部電源喪失時対応手順（LOPA）」を導入する。

「外部電源喪失時対応手順」
 非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが失敗する。
 ガスタービン発電機を起動する。
残留熱除去ポンプの再起動を試みるが、取水機能が喪失しているため起動できず、「残留熱除去機能喪失時対応（RL）」へ移行する。

AM設備別操作要領書

AM 11：「電源確保戦略」
 ・GTGによるC、D-M/C受電

原子力災害対策手順書



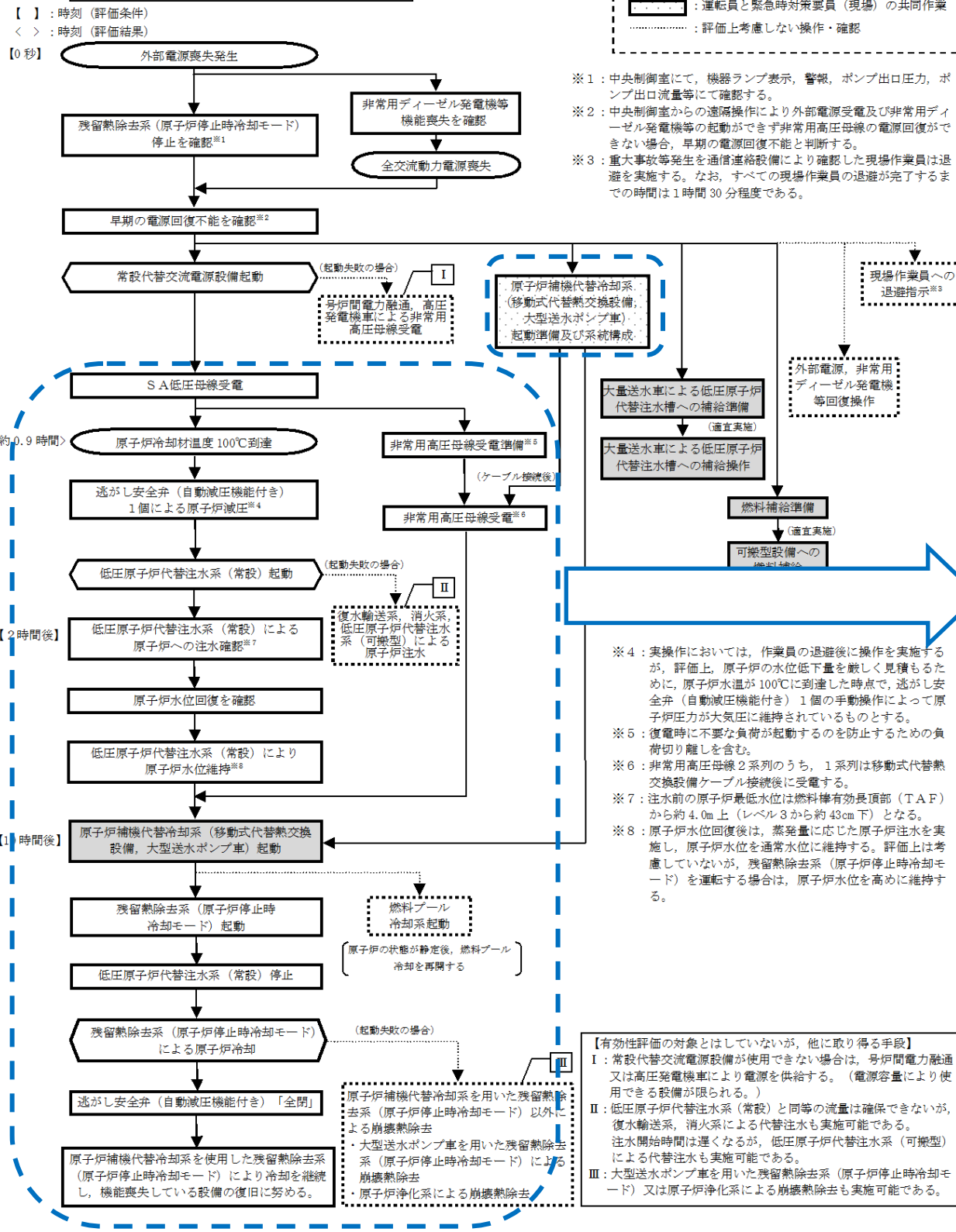
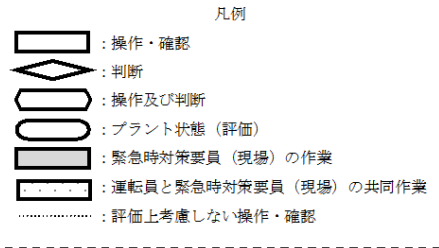
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

プラント前提条件
 ・プラント停止後1日目
 ・原子炉圧力容器閉鎖中
 ・原子炉格納容器開放中
 ・主蒸気隔離弁全開
 ・A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中
 ・B-残留熱除去系（低圧注水モード）待機中
 ・C-残留熱除去系（低圧注水モード）停止中
 ・原子炉水位 通常水位（気水分離器下端から+83cm）



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」
 プラント停止時制御「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」
 プラント停止時制御「外部電源喪失時対応手順」



「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」
 取水機能が喪失しているため、原子炉補機代替冷却系を起動準備及び系統構成する。
 除熱機能が喪失しているため、崩壊熱により冷却材が蒸発し、原子炉水位が低下しているため、低圧原子炉代替注水系（常設）から注水し、原子炉水位を回復させる。
 原子炉補機代替冷却系を起動する。
 残留熱除去ポンプを停止時冷却モードで起動し原子炉を冷却する。
 低圧原子炉代替注水系（常設）からの注水を停止する。
残留熱除去系にて除熱が可能になったため「外部電源喪失時対応手順」へ移行する。
 「外部電源喪失時対応手順」
 原子炉水温が低下することを確認

AM設備別操作要領書
AM 1：「原子炉注水戦略」
 ・FLSRポンプによる原子炉注水
AM 8：「代替除熱戦略」
 ・移動式代替熱交換設備による冷却水確保

原子力災害対策手順書
EHP
 ・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（UHSS編）
 ・大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4.3 原子炉冷却材の流出

特徴

原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。このため、原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

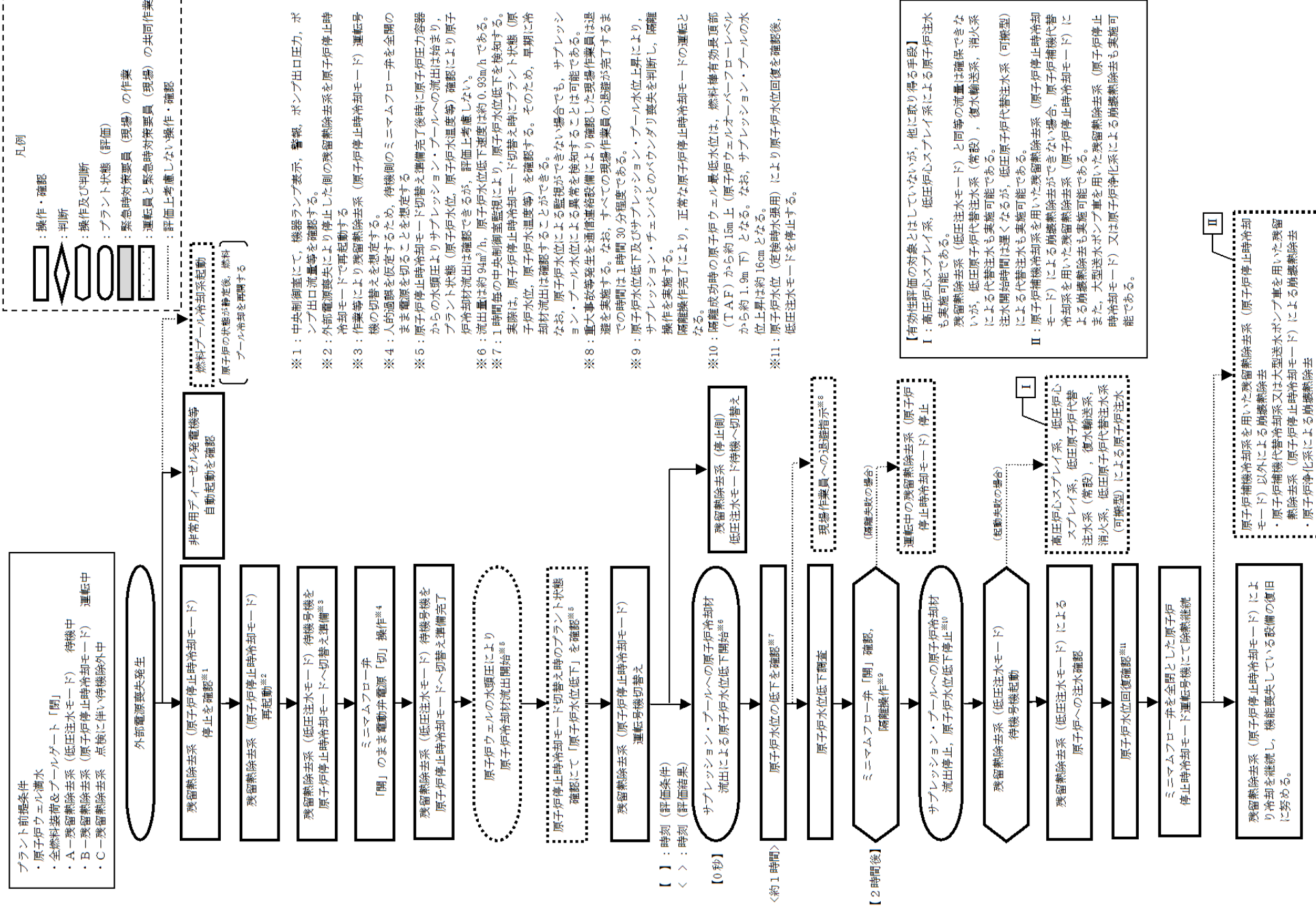
基本的な考え方

原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止や、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

対応手順の概要

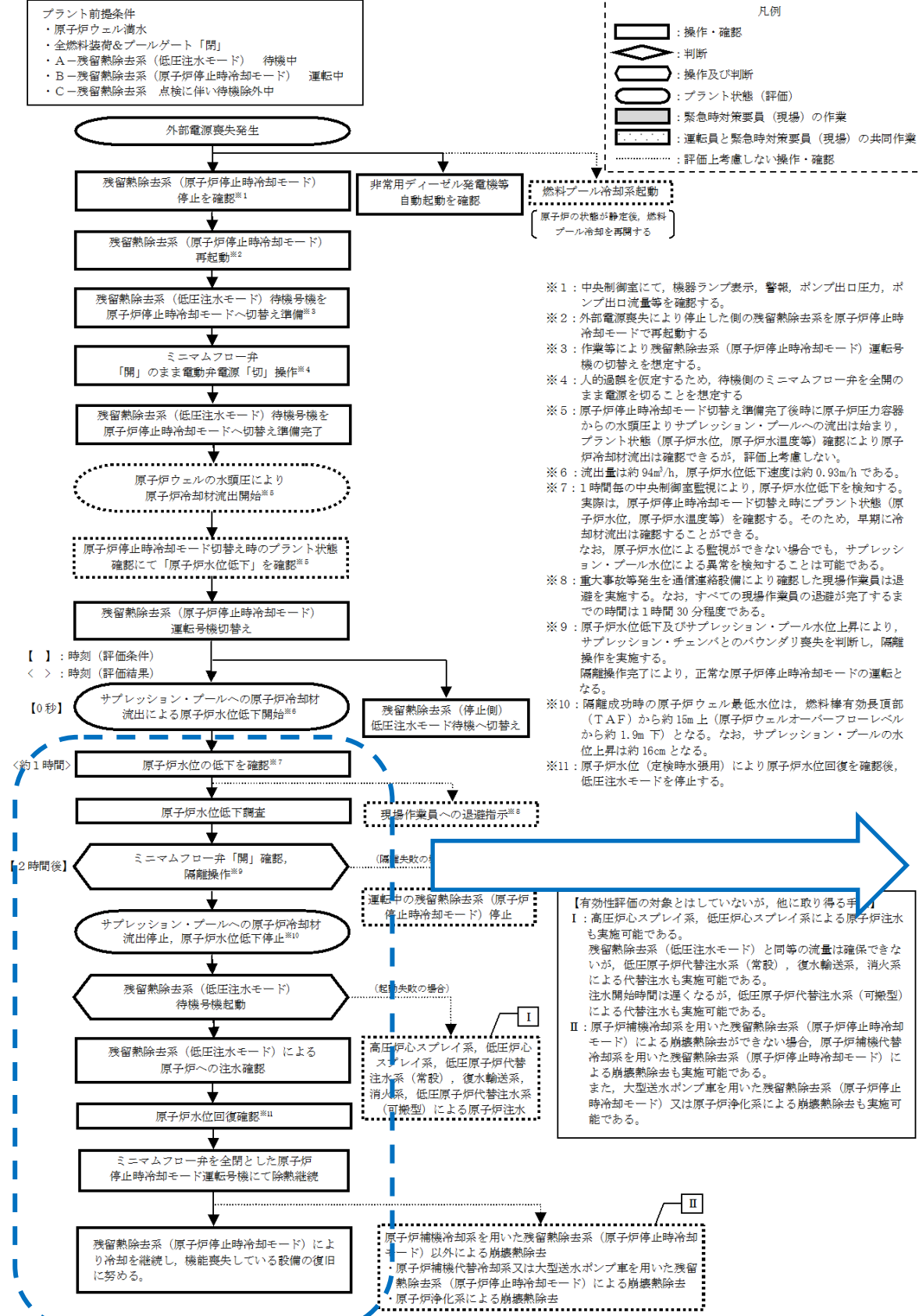
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認
- 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水

解析上の対応手順の概要フロー



詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

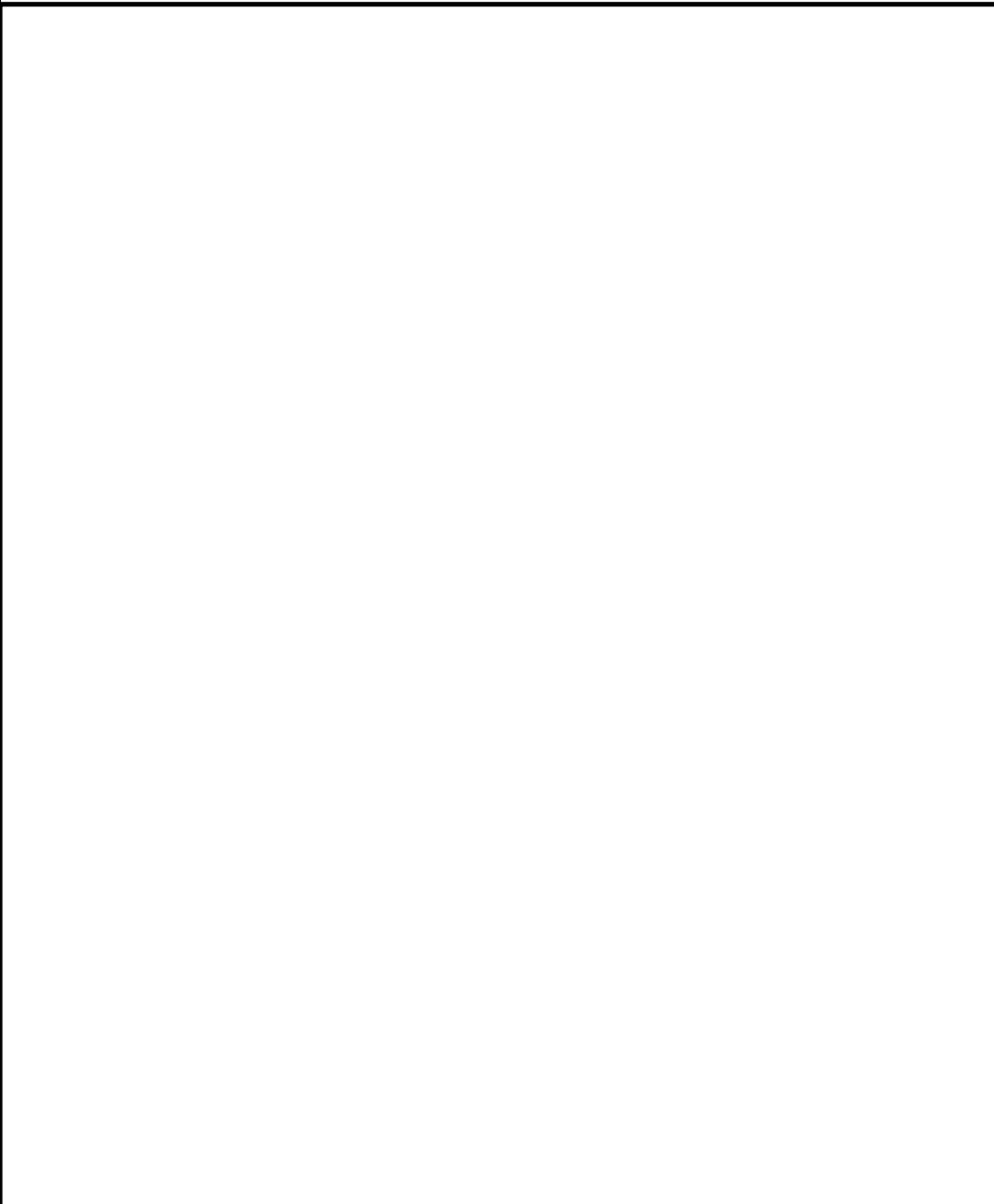


事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」
プラント停止時制御 「冷却材喪失時対応手順」



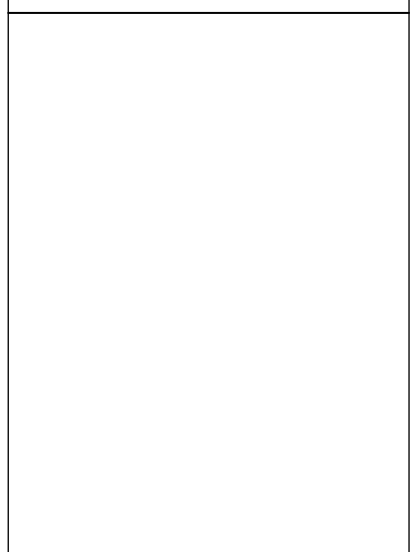
操作補足事項

運転停止中に原子炉水位が低下することにより、事故時操作要領書 (徴候ベース) 「冷却材喪失時対応手順 (LOCA)」を導入する。

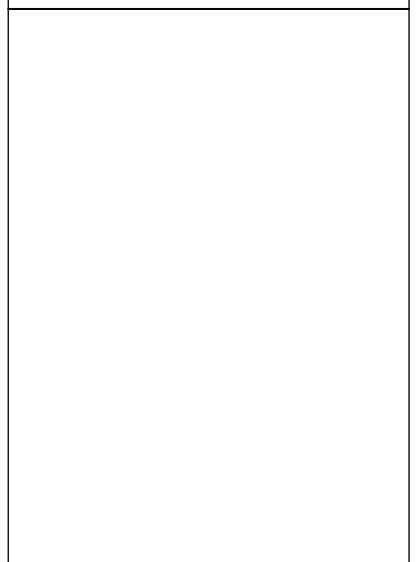
「冷却材喪失時対応手順」

水位低下速度を確認し CWT ポンプから原子炉へ注水して原子炉水位が維持可能と判断する。
CWT ポンプの起動ができないため、残留熱除去系を低圧注水モードで起動し原子炉水位を維持する。

AM設備別操作要領書

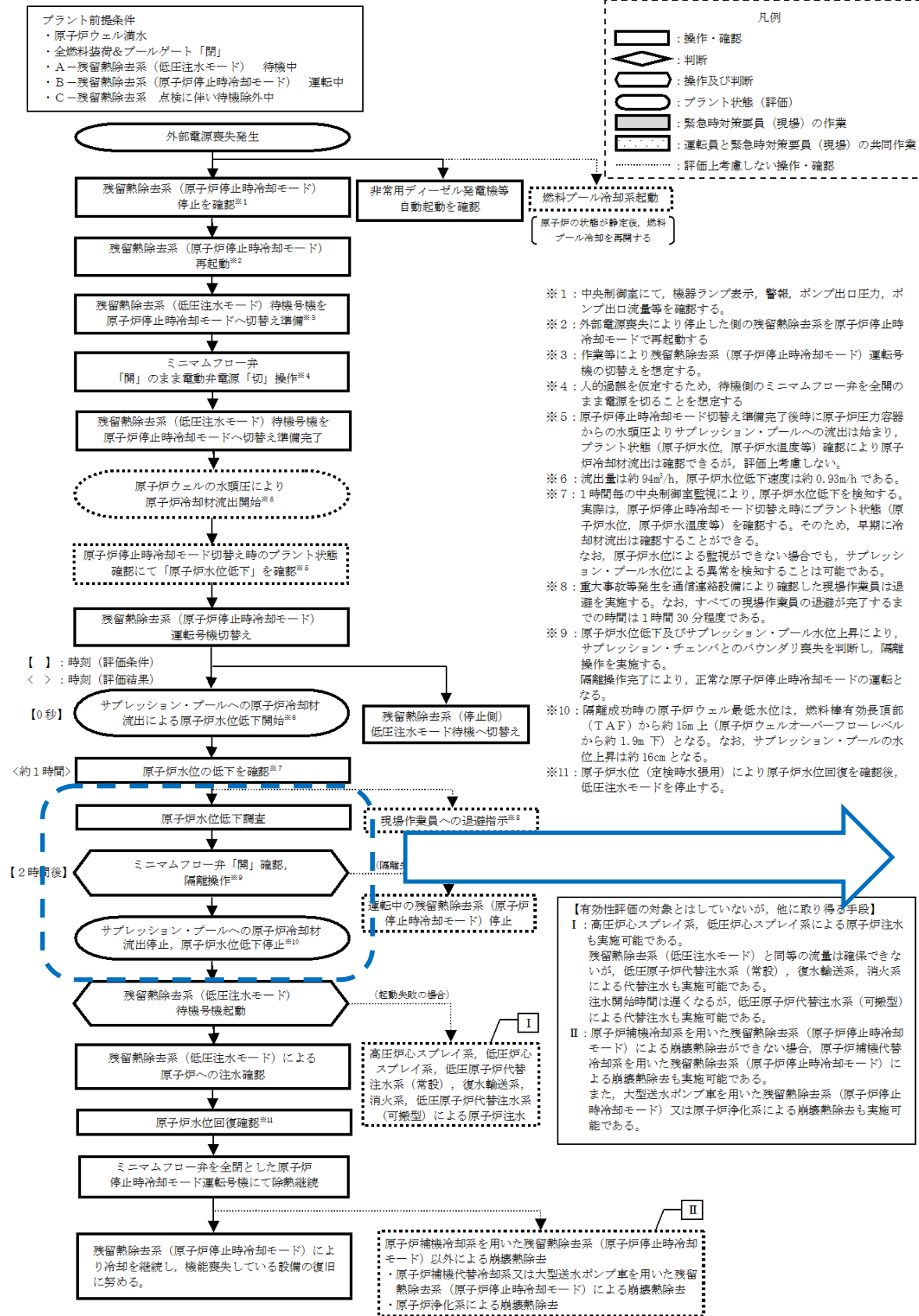


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」
プラント停止時制御「冷却材喪失時対応手順」



操作補足事項

「冷却材喪失時対応手順」
漏えい箇所を確認し、原子炉停止時冷却モードで運転中の残留熱除去系のミニマムフロー弁からサブプレッション・チェンバに流出していることを確認する。
原子炉停止時冷却モードで運転中の残留熱除去系のミニマムフロー弁を隔離する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。