

添付書類九の一部補正

添付書類九を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 9-1	下 3～ 下 2	…おそれのない区域であ る管理区域と，…	…おそれのない区域__ と，…
** 9-1 ～	下 1 ～	さらに <u>管理区域</u> は，そ の外部放射線に係る線量	さらに__，その外部放 射線に係る線量当量率の
** 9-2	下 6	当量率の高低により，ま た， <u>表面汚染密度又は空 気中の放射性物質濃度が 法令に定める管理区域に 係る値を超えるか又は超 えるおそれのある区域 は，外部放射線に係る線 量当量率に加え空気中の 放射性物質の…</u>	高低により，また， <u>汚染 管理区域は，</u> 空気中の放 射性物質の…
** 9-10	上 7 ～ 上 8	…燃料プール冷却浄化系 フィルタ脱塩装置から発 生する…	…燃料プール冷却浄化系 フィルタ脱塩器から発生 する…
** 9-13		第4.4-1表 固体廃棄物 推定発生量	別紙 9-1 に変更する。

なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した
頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

第 4.4-1 表 固体廃棄物推定発生量

種 類		年間推定発生量		
		個 数	体 積 (m^3)	200L ドラム缶 相当 (本)
使用済樹脂	原子炉冷却材浄化系フ ィルタ脱塩器	—	約 7	—
	燃料プール冷却浄化系 フィルタ脱塩器	—	約 2	—
	復水脱塩装置	—	約 12	—
	液体廃棄物処理系脱塩 装置	—	約 3	—
廃スラッジ	液体廃棄物処理系非助 材型ろ過装置	—	約 16	—
濃縮廃液	液体廃棄物処理系濃縮 装置	—	約 200	(約 $30m^3$) *1
雑固体 廃棄物	可燃性雑固体廃棄物焼 却灰	—	約 8	約 40^{*2*3}
	不燃性雑固体廃棄物	—	約 300	約 $1,500^{*3}$
使用済 制御棒等	制御棒	約 19 本	—	—
	チャンネルボックス	約 200 個	—	—
	その他	発生量不定*4	—	—

- * 1 減容固化体としての発生量である。セメント混練固化した場合は約 180 本/年となる。
- * 2 使用済樹脂（復水脱塩装置及び液体廃棄物処理系脱塩装置）を含む。
- * 3 雑固体廃棄物を雑固体減容処理設備で処理した場合は約 390 本/年となる。
- * 4 放射化された消耗部品等であり，定常的に発生するものではない。

添付書類十の一部補正

添付書類十 3章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-3-2		第3.4.4-2表 原子__冷 却材喪失時のエネルギー群 別 γ 線積算線源強度	第3.4.4-2表 原子 <u>炉</u> 冷 却材喪失時のエネルギー群 別 γ 線積算線源強度

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した
頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

添付書類十 5章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-5-2	上 3	東京電力 <u>ホールディング</u> <u>グス</u> 株式会社…	東京電力__株式会社…
** 10-5-4	下 9～ 下 6	…屋内において、 <u>想定さ</u> <u>れる重大事故等の対処に</u> <u>必要な可搬型重大事故等</u> <u>対処設備の保管場所から</u> <u>設置場所及び接続場所ま</u> <u>で運搬するための経路、</u> <u>他の設備の被害状況を把</u> <u>握するための経路(以下</u> <u>「アクセスルート」とい</u> <u>う。)</u> は、想定される…	…屋内において、 <u>アクセ</u> <u>スルート</u> は、想定される …
** 10-5-5	上 2	…優位性を考慮 <u>した</u> アク セスルート…	…優位性を考慮 <u>して</u> アク セスルート…
	下 7	…飛来物（航空機落下 __），…	…飛来物（航空機落下 <u>等</u> ），…
	下 1	…電磁的障害を <u>考慮</u> す る。…	…電磁的障害を <u>選定</u> す る。…
** 10-5-7	上 1	…，防潮堤 <u>の中</u> に設置し …	…，防潮堤 <u>内</u> に設置し…
	上 3～	…アクセスルート <u>(T.P.</u>	…アクセスルート__を確

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した
頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-5-8	上 4	<u>+8m)</u> を確保…	保…
	上 6	…高所 (T.P. + 11m__)	…高所 (T.P. + 11m <u>以</u>
		に, …	<u>上</u>) に, …
	上 7	…アクセスルートを__確 保…	…アクセスルートを <u>少な</u> <u>くとも1ルート確保…</u>
	下 5～	…直接影響を受けること	…直接影響を受けること
	下 4	は <u>ないため</u> , 生物学的事 象に対しては容易に排除	は <u>なく</u> , 生物学的事象に 対しては容易に排除可能
		可能 <u>なため</u> , …	<u>であり</u> , …
	上 7	__不等沈下及び…	<u>液状化, 揺すり込み</u> <u>による不等沈下及び…</u>
	上 9	… (路盤補強等) を講じ るが, <u>想定を…</u>	… (路盤補強等) を講じ る。 <u>想定を…</u>
	上 10	… , 迂回路の <u>通行又は土</u> のうによる段差解消対策 …	… , 迂回路を <u>通行する</u> <u>か, ホイールローダ等の</u> <u>重機による段差箇所</u> <u>の復旧と土のうによる段差解</u> <u>消対策…</u>
上 12～	…飛来物に <u>ついては</u> , <u>ホ</u>	…飛来物に <u>対しては</u> <u>ホイ</u>	
下 12	ールローダ等の重機に よる撤去を行い, 積雪 <u>並</u> <u>びに火山の影響 (降灰)</u>	ールローダ等の重機によ る撤去を行い, 積雪 <u>又は</u> 火山の影響 <u>__に</u> <u>対して</u>	

なお, * を付した頁は, 平成 29 年 11 月 8 日付け, 総室発第 60 号で一部補正した
頁を, ** を付した頁は, 平成 30 年 5 月 31 日付け, 総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-5-9	下 3	… <u>支障を来たさない措置</u> を…	… <u>支障をきたさない措置</u> を…
** 10-5-11	下 2	…取替__作業に…	…取替 <u>え</u> 作業に…
** 10-5-24	下 11	…資機材の取 <u>り</u> 扱い方法…	…資機材の取__扱い方法…
** 10-5-25	上 6	…操作を__自らが…	…操作を <u>社員</u> 自らが…
	上 13	…保守点検活動を__自らが行う。	…保守点検活動を <u>社員</u> 自らが行う。
** 10-5-28	下 10	…支障を <u>来す</u> ことがないように、…	…支障を <u>きたす</u> ことがないように、…
** 10-5-29	下 3	…（可能性のある事象を含む__）…	…（可能性のある事象を含む <u>。</u> ）…
** 10-5-30	上 2～ 上 3	…常設重大事故等対処設備は、同一の…	…常設重大事故等対処設備 <u>として</u> 、同一の…
** 10-5-31	下 8～ 下 4	…放射線管理班、__事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示、 <u>技術的助言及び放射性物質の汚染除去</u> 等を行う保修班、プラント状態の把握及び	…放射線管理班、 <u>不具合設備の応急復旧、放射性物質の汚染除去</u> 、 <u>事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言__</u> 等を行う保修班、

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-5-32	下 10	災害対策本部への報告， 事故の影響緩和・拡大防 止に関する対応指示， <u>不 具合設備に関する応急復 旧への技術的助言等を行 う運転班， …</u> …合計 39 名を確保す る。 __	プラント状態の把握及び 災害対策本部への報告， 事故の影響緩和・拡大防 止に関する対応指示及び <u>技術的助言等を行う運転 班， …</u> …合計 39 名を確保す る。 <u>なお，原子炉運転中 においては，当直（運転 員）を 7 名とし，また原 子炉運転停止中において は，当直（運転員）を 5 名とする。</u>
** 10-5-34	下 11	…支障を <u>来す</u> 障害物等が …	…支障を <u>きたす</u> 障害物等 が…
** 10-5-38	下 11～ 下 10	庶務班は，通信施設の 確保，要員の確保， __応 援計画案の作成及び各班 応援計画の取りまとめ等 を行う。	庶務班は，通信施設の 確保，要員の確保， <u>発電 所の職場環境の整備，原 子力事業所災害対策支援 拠点の立ち上げ，発電所 の復旧活動に必要な資機 材の調達・搬送，官庁へ</u>

なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した
頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
			<u>の支援要請，他の原子力事業者からの支援受入れ調整，</u> 応援計画案の作成及び各班応援計画の取りまとめ等を行う。
	下 2	保健安全班は， <u> 緊急被ばく医療に…</u>	保健安全班は， <u> 現地医療体制整備の支援，</u> 緊急被ばく医療に…
** 10-5-47 ～		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)	別紙 10-5-1 に変更する。
** 10-5-50		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (4/19)	別紙 10-5-2 に変更する。
** 10-5-51 ～		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)	別紙 10-5-3 に変更する。
** 10-5-56		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)	別紙 10-5-4 に変更する。
** 10-5-72 ～		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)	別紙 10-5-4 に変更する。
** 10-5-75		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)	別紙 10-5-4 に変更する。
** 10-5-85 ～		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)	別紙 10-5-4 に変更する。
** 10-5-88		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)	別紙 10-5-4 に変更する。
** 10-5-142	上 6～ 上 7	…ブローアウトパネルの開放 <u>及び</u> ブローアウトパ	…ブローアウトパネルの開放 <u>又は</u> ブローアウトパ

なお、* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-5-148	下 9	ネル閉止装置の… 化学消防__車, …	ネル閉止装置の… 化学消防 <u>自動車</u> , …
** 10-5-158		第5.2-1表 自然現象が 発電用原子炉施設へ与え る影響評価 (2/7)	別紙 10-5-5 に変更す る。
** 10-5-164		第5.2-2表 自然現象の 重畳が発電用原子炉施設 へ与える影響評価	別紙 10-5-6 に変更す る。
** 10-5-179		第5.2-5表 機能喪失を 想定する設計基準事故対 処設備と整備する手順 (1.2) 対応手段, 対処 設備, 手順書一覧 (5/ 6)	別紙 10-5-7 に変更す る。
** 10-5-233		第5.2-16表 機能喪失 を想定する設計基準事故 対処設備と整備する手順 (1.13) 対応手段, 対処 設備, 手順書一覧 (2/ 21)	別紙 10-5-8 に変更す る。

なお, * を付した頁は, 平成 29 年 11 月 8 日付け, 総室発第 60 号で一部補正した
頁を, ** を付した頁は, 平成 30 年 5 月 31 日付け, 総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-5-243		第5.2-16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13) 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (12/21)	別紙 10-5-9 に変更する。
** 10-5-261		第5.2-18表 大規模損壊に特化した手順 (1/2)	別紙 10-5-10 に変更する。

なお, * を付した頁は, 平成 29 年 11 月 8 日付け, 総室発第 60 号で一部補正した頁を, ** を付した頁は, 平成 30 年 5 月 31 日付け, 総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等			
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>		
	フロントライン系故障時	減圧の自動化	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉が減圧できない場合は、過渡時自動減圧機能の自動動作を確認し、発電用原子炉を減圧する。
		手動操作による減圧	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。
対応手段等	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧できない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型代替直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。 	

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段等	サポート系故障時	非常用窒素供給系 による窒素確保	<p>逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源が非常用窒素供給系に切り替わることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ発電用原子炉を減圧する。</p> <p>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベからの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ポンベに切り替える。</p>
		非常用逃がし安全弁駆動系 による減圧	<p>逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に必要な窒素を確保し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベからの供給期間中において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ポンベに切り替える。</p>
		代替電源設備を用いた 逃がし安全弁の復旧	<p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備等により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備等により充電器に給電することで直流電源を確保する。
	防止	高圧溶融物放出／格納 容器雰囲気直接加熱の	<p>炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器内が高圧の状態での破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。</p>
	LOCA発生時	インターフェイス システム	<p>インターフェイスシステムLOCAが発生した場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>漏えい箇所の隔離ができない場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。</p>

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、原子炉水位異常低下（レベル1）設定点到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系が運転している場合は、過渡時自動減圧機能が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。</p>
	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備等により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等により充電器を充電することで直流電源を確保し、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。</p> <p>逃がし安全弁の駆動源である窒素供給系の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、非常用窒素供給系により逃がし安全弁（自動減圧機能）に必要な窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁の駆動源である窒素供給系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である非常用窒素供給系の窒素が喪失し、逃がし安全弁が作動しない場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）に窒素を供給し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて発電用原子炉を減圧する。</p>
	発電用原子炉の自動減圧時の留意事項	過渡時自動減圧機能による	<p>「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」における対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。</p>

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

配慮すべき事項	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるように、あらかじめ逃がし安全弁の作動に必要な窒素圧力を設定する。
	システムLOCAによる 溢水の影響	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。
	システムLOCAの検知	インターフェイスシステムLOCAの発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定は、床漏えい検出器及び火災報知器により行う。
	作業性	インターフェイスシステムLOCA発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、防護具を着用する。
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (4/19)

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉格納容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p>		
	設計基準事故対処設備	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）若しくは低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全であれば、これらを重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>	
対応手段等	原子炉運転中の場合	フロントライン系故障時	低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			
対応手段等	原子炉運転中の場合	サポート系故障	<p>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の復旧</p> <p>常設代替交流電源設備による</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧し、サプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を運転継続する。</p> <p>発電用原子炉の停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行し、長期的に発電用原子炉を除熱する。</p>
		溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	<p>低圧代替注水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下するものの、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、残存溶融炉心を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、サプレッション・チェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。 ・代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			
対応手段等	原子炉停止中の場合	フロントライン系故障	<p>による発電用原子炉の冷却</p> <p>低圧代替注水系</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>
		サポート系故障	<p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧</p> <p>常設代替交流電源設備による</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、発電用原子炉の除熱を実施する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を運転継続する。</p>
配慮すべき事項	原子炉運転中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	<p>フロントライン系故障</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p>

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等				
配慮すべき事項	原子炉運転中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障	<p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合において、残留熱除去系海水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水系）により発電用原子炉を冷却する。残留熱除去系（低圧注水系）の運転ができない場合は、低圧炉心スプレイ系により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（低圧注水系）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替残留熱除去系海水系の設置による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>
			溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			
配慮すべき事項	原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	<p>フロントライン系故障</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p>
			<p>サポート系故障</p> <p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合において、残留熱除去系海水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。緊急用海水系を運転できない場合は、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>代替残留熱除去系海水系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>
	残存熔融炉心の冷却における留意事項	<p>低圧代替注水系等により十分な注水量が確保できない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</p>	
	作業性	<p>低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等		
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等			
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽 (以下「使用済燃料プール」という。) の冷却機能又は注水機能が喪失、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料 (以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。) を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順等を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>		
	<p>の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時</p>	<p>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能</p>	<p>燃料プール代替注水</p>
対応手段等			

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等			
対応手段等	の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	漏えい抑制	<p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水戻り配管上部に設置する静的サイフォンブレーカにより漏えいが停止したことを確認する。</p>
	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	燃料プールのスプレイ	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）からスプレイする。 ・常設低圧代替注水系ポンプによりスプレイできない場合、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）からスプレイする。 ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）からスプレイできない場合、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）からスプレイする。 <p>なお、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等			
対応手段等	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	大気への放射性物質の拡散抑制	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、放水設備により原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散を抑制する。</p>
	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの状態監視	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール状態を監視する。</p> <p>なお、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。</p> <p>使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p>
		代替電源による給電	<p>全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備等から使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）へ給電する。</p> <p>さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料プール監視カメラへ給電する。</p>
	使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	<p>使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、緊急用海水系により冷却水を確保することで代替燃料プール冷却系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。</p>

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>使用済燃料プール注水機能の喪失又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は、常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水又はスプレーする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプにより注水できず、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより注水する場合は、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を優先して使用する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）が使用できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）から注水する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプにより注水できず、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりスプレーする場合は、代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を優先して使用する。代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）が使用できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）からスプレーする</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレーは、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレーと同時並行で準備する。</p> <p>また、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した注水、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した注水及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した注水のうち、注水可能な1系統以上を起動し、系統構成が完了した時点で使用済燃料プールへの注水を開始する。</p>
	作業性	<p>代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド、可搬型スプレーノズル）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>
	燃料給油	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p>

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。</p> ・常用代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p>

1.15 事故時の計装に関する手順等			
対応手段等	監視機能喪失時	計器故障時	<p>他チャンネルによる計測</p> <p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			<p>代替パラメータによる推定</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・原子炉圧力容器破損後にペDESTAL（ドライウエル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・注水量をポンプの注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位をドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（S/C）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定

1.15 事故時の計装に関する手順等			
対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	<p>代替パラメータによる推定</p> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により推定可能である。</p>
			<p>可搬型計測器による計測</p> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

1.15 事故時の計装に関する手順等		
対応手段等	計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。 ・ 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する。 ・ 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替直流電源設備から給電する。 <p>代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の 状態把握	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲，個数，耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は，水が飽和状態でないと不確かさが生じるため，計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ，複数の関連パラメータを確認し，有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	計測又は監視の留意事項 可搬型計測器による	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は，いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>

第 5.2-1 表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/7)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
津波	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものとするが、地震発生後、時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 基準津波を超える規模として、敷地に遡上する津波（防潮堤位置において T.P. +24m）を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 非常用海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「非常用ディーゼル発電機等」という。）の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 原子炉建屋内への津波の浸水に伴う直流 125V 主母線盤の損傷により、非常用交流電源の制御機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで、屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 津波による冠水により、モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 がれき等により、アクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型モニタリングによる測定及び監視を行う。 火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。 	<p>【敷地に遡上する津波を超える津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 交流電源設備 非常用海水ポンプ（RHR S, DGS, HPCS-DGS） 直流電源 設計基準事故対処設備（ECCS等） モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 <p>原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失により、大規模損壊に至る可能性がある。</p> <p>また、全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて、津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>

第 5.2-2 表 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
地震と津波の重畳	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生するものと想定する。 津波の事前の予測については、発電所近海での震源による地震を考え、地震発生後、時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 地震により原子炉建屋の浸水防止対策が機能喪失し、建屋内浸水が発生することを想定する。 地震と津波の重畳が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 開閉所設備の碍子等の損傷又は津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性はある。 交流電源設備の損傷により、非常用交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 非常用海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機等の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 中央制御室は、堅牢な建屋内にあることから、運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが、計装・制御機能については喪失する可能性がある。 原子炉建屋又は原子炉格納容器の損傷により、建屋内の機器、配管が損傷して大規模な LOCA 又は格納容器バイパスが発生し、ECCS 注入機能も有効に機能せず、重大事故に至る可能性がある。原子炉格納容器が損傷した場合には、閉じ込め機能に期待できない。 原子炉建屋内への津波による浸水により、直流 125V 主母線盤が冠水することにより、直流 125V の制御電源が喪失する可能性がある。 防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで、屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 地震の揺れ又は津波による冠水により、モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 大規模地震後に実施する屋外作業の開始が、大規模地震後の大規模津波によって、遅れる可能性がある。 斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき等により、アクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型設備による測定及び監視を行う。 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。 	<p>【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 交流電源設備 非常用海水ポンプ（RHRS、DGS、HPCS-DGS） 直流電源 計測・制御系 設計基準事故対処設備（ECCS 等） 原子炉冷却材圧力バウンダリ 原子炉格納容器 原子炉圧力容器 原子炉建屋 モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷 原子炉格納容器損傷 原子炉圧力容器損傷 格納容器バイパス 炉心冷却機能喪失 LOCA 計装・制御系喪失 外部電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 <p>原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷等による閉じ込め機能の喪失により、大規模損壊に至る可能性がある。</p> <p>また、全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて、地震、津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5/6)

(監視及び制御)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
監視及び制御	—	高圧代替注水系 (中央制御室起動時) ※3 の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 高圧代替注水系系統流量 サプレッション・プール水位	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		高圧代替注水系 (現場起動時) ※3 の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 高圧代替注水系系統流量 可搬型計測器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系 (現場起動時) ※3 の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉隔離時冷却系系統流量 可搬型計測器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

※4: 運転員等による操作不要の設備である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
サブプレッション・チェンバを水源とした対応	-	原子炉冷却材圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ 高圧代替注水系 (常設高圧代替注水系ポンプ) 原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ) 高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ系ポンプ)		重大事故等対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ) 低圧炉心スプレイ系 (低圧炉心スプレイ系ポンプ)		重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)		重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱 (注水及び原子炉格納容器への注水)	サブプレッション・チェンバ 代替循環冷却系 (代替循環冷却系ポンプ)		自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（12/21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	海を水源とした送水 （可搬型代替注水大型ポンプによる送水）	可搬型代替注水大型ポンプ 非常用取水設備※1 ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力容器への注水	低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
—		原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウエルへの注水	格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

第 5.2-18 表 大規模損壊に特化した手順 (1/2)

想定	対応手段	対応手順	対処設備	整備する手順書の分類
炉心損傷後，原子炉格納容器からの異常な漏えいを検知した場合や格納容器スプレイ機能を有する重大事故等対処設備が機能喪失した場合	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順	フィルタ装置 圧力開放板 移送ポンプ 遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 第二弁操作室差圧計 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 第二弁操作室遮蔽 第一弁（S/C側） 第一弁（D/W側） 第二弁 第二弁バイパス弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁） 窒素供給配管・弁 移送配管・弁 補給水配管・弁 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバを含む） 真空破壊弁 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 燃料給油設備 第一弁（S/C側）バイパス弁 第一弁（D/W側）バイパス弁 淡水タンク	大規模損壊時に対応する手順
化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等を用いた火災時の対応が困難な場合	消火	可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順	可搬型代替注水中型ポンプ 泡消火薬剤容器（消防車用） 放水銃 燃料給油設備	
使用済燃料プールが損傷し，重大事故等対策として整備する手順で水位が維持できない場合	放水砲による使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による使用済燃料プールへの放水手順	原子炉建屋外側ブローアウトパネル ブローアウトパネル閉止装置 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 ホース SA用海水ビット取水塔 海水引込み管 SA用海水ビット 燃料給油設備	

添付書類十 6章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-6-39	上 2	… (RHR__切替時のL OCA) …	… (RHR <u>系統</u> 切替時の LOCA) …
** 10-6-47	上 6～ 上 7	… (低圧炉心スプレイ系 起動, __低圧注水系__起 動, 自動減圧系作動) …	… (低圧炉心スプレイ系 起動, <u>残留熱除去系</u> (低 圧注水系) <u>__</u> 起動, 自動減 圧系作動) 設定点
** 10-6-79		第 6.2-4 表 重要事故 シーケンスの選定 (運転 停止中の原子炉における 重大事故に至るおそれがある事故)	別紙 10-6-1 に変更す る。
** 10-6-119		第 6.2-7 図 内部事象停 止時レベル 1 P R A イベ ントツリー	別紙 10-6-2 に変更す る。

なお, * を付した頁は, 平成 29 年 11 月 8 日付け, 総室発第 60 号で一部補正した
頁を, ** を付した頁は, 平成 30 年 5 月 31 日付け, 総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

第 6.2-4 表 重要事故シーケンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系の故障（RHR喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 残留熱除去系の故障（RHRS喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系の故障（RHR喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失＋直流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材の流出（RHR系統切替時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（CUWブロー時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（CRD点検時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（LPRM点検時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材の流出（RHR系統切替時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入 <p style="margin-top: 10px;">（代表性の観点から停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料損傷に至る事故を想定する。）</p>

残留熱除去系の故障	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	成功	—	燃料損傷なし
	失敗	残留熱除去系の故障 (RHR喪失) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残留熱除去系の故障 (RHS喪失) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失

外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
			成功	—	燃料損傷なし
		成功	失敗	外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
	成功		成功	—	燃料損傷なし
		失敗	成功	—	燃料損傷なし
			失敗	外部電源喪失+交流電源喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失
	失敗		成功	—	燃料損傷なし
			失敗	外部電源喪失+直流電源喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失

原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	成功	—	燃料損傷なし
	失敗	原子炉冷却材の流出 (RHR系統切替時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (CUWブロー時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (CRD点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (LPRM点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉冷却材の流出

第 6.2-7 図 内部事象停止時レベル 1 PRA イベントツリー

添付書類十 7.1 章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.1- 30 ～		第7.1.1-1表 高圧・低 圧注水機能喪失における 重大事故等対策について	別紙10-7.1-1に変更す る。
** 10-7.1- 32			
** 10-7.1- 73 ～		第 7.1.2-1 表 高圧注 水・減圧機能喪失におけ る重大事故等対策につい て	別紙10-7.1-2に変更す る。
** 10-7.1- 74			
** 10-7.1- 121 ～		第7.1.3.1-1表 全交流 動力電源喪失（長期 T B）における重大事故等 対策について	別紙10-7.1-3に変更す る。
** 10-7.1- 123			
** 10-7.1- 134		第 7.1.3.1-2 図 全交 流動力電源喪失（長期 T B）の対応手順の概要	別紙10-7.1-4に変更す る。
** 10-7.1- 165 ～		第7.1.3.2-1表 全交流 動力電源喪失（T B D, T B U）時における重大	別紙10-7.1-5に変更す る。

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した
頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.1- 166		事故等対策について	
** 10-7.1- 176		第7.1.3.2-2図 全交流 動力電源喪失（T B D, T B U）の対応手順の概 要	別紙10-7.1-6に変更す る。
** 10-7.1- 211 ～		第7.1.3.3-1表 全交流 動力電源喪失（T B P） 時における重大事故等対 策について	別紙10-7.1-7に変更す る。
** 10-7.1- 213			
** 10-7.1- 224		第7.1.3.3-2図 全交流 動力電源喪失（T B P） の対応手順の概要	別紙10-7.1-8に変更す る。
** 10-7.1- 262 ～		第7.1.4.1-1表 崩壊熱 除去機能喪失（取水機能 が喪失した場合）におけ る重大事故等対策につい て	別紙10-7.1-9に変更す る。
** 10-7.1- 263			
** 10-7.1- 273		第7.1.4.1-2図 崩壊熱 除去機能喪失（取水機能 が喪失した場合）の対応	別紙10-7.1-10に変更 する。

なお、* を付した頁は、平成29年11月8日付け、総室発第60号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成30年5月31日付け、総室発第18号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.1- 282		手順の概要 第7.1.4.1-16図 サブ レクション・プール水温 度の推移	別紙 10-7.1-11 に変更 する。
** 10-7.1- 310 ～		第7.1.4.2-1表 崩壊熱 除去機能喪失時（残留熱 除去系が故障した場合）	別紙 10-7.1-12 に変更 する。
** 10-7.1- 312		における重大事故等対策 について	
** 10-7.1- 360 ～		第7.1.5-1表 原子炉停 止機能喪失における重大 事故等対策について	別紙 10-7.1-13 に変更 する。
** 10-7.1- 361			
** 10-7.1- 396	下 13～ 下 12 下 6	…， <u>主</u> 排気筒放出， …	…， <u>一</u> 排気筒放出， …
** 10-7.1- 413 ～		第7.1.6-1表 L O C A 時注水機能喪失における 重大事故等対策について	別紙 10-7.1-14 に変更 する。
** 10-7.1- 415			

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.1- 462 ～		第7.1.7-1表 格納容器 バイパス（I S L O C A）における重大事故等 対策について	別紙 10-7.1-15 に変更 する。
** 10-7.1- 464			
** 10-7.1- 493 ～		第7.1.8-1表 津波浸水 による最終ヒートシンク 喪失における重大事故等 対策について	別紙 10-7.1-16 に変更 する。
** 10-7.1- 495			
** 10-7.1- 501		第7.1.8-3図 津波浸水 による最終ヒートシンク 喪失の対応手順の概要	別紙 10-7.1-17 に変更 する。

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

第 7.1.1-1 表 高圧・低圧注水機能喪失における重大事故等対策について (1/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	—	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位異常低下（レベル2）による自動起動信号が発生し、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の自動起動及び手動起動の失敗後、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の手動起動を実施するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量等の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	—	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量* 高圧炉心スプレイ系系統流量* 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 サプレッション・ チェンバ*	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 高圧代替注水系系統流量
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	高圧・低圧注水機能喪失確認後、常設低圧代替注水系ポンプを2台起動し、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）7個を全開し、原子炉急速減圧を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 : 有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.1-1 表 高圧・低圧注水機能喪失における重大事故等対策について (2/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により，低圧代替注水系（常設）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され，原子炉水位が回復する。原子炉水位は，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。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力* 原子炉圧力（SA） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱	代替循環冷却系を起動し，原子炉注水を実施する。また，格納容器圧力が 0.245MPa [gage] に到達した場合は，格納容器スプレイを実施する。	緊急用海水系 代替循環冷却系 サプレッション・チェンバ*	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉圧力* 原子炉圧力（SA） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 : 有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.1-1 表 高圧・低圧注水機能喪失における重大事故等対策について (3/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	格納容器圧力が 0.279MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器冷却を実施する。また、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を継続する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系	—	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水位 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.2-1 表 高圧注水・減圧機能喪失における重大事故等対策について (1/2)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	—	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
高圧注水機能喪失確認	原子炉水位異常低下（レベル2）による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量の指示が上昇しないことにより高圧注水機能喪失を確認する。低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）3系統は原子炉水位異常低下（レベル1）にて自動起動するが、原子炉圧力が高いため原子炉注水はできない。	低圧炉心スプレイ系* 残留熱除去系（低圧注水系）*	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 原子炉隔離時冷却系系統流量* 高圧炉心スプレイ系系統流量* 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 サプレッション・ チェンバ*	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 高圧代替注水系系統流量
過渡時自動減圧機能動作確認	原子炉水位異常低下（レベル1）到達の10分後及び低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ運転時に過渡時自動減圧機能により、逃がし安全弁2個が開き、原子炉急速減圧する。	逃がし安全弁（自動減圧機能）* 過渡時自動減圧機能	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
：有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.2-1 表 高圧注水・減圧機能喪失における重大事故等対策について (2/2)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	原子炉の急速減圧により，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）のそれぞれの系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され，原子炉水位が回復する。原子炉水位は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）の間で維持する。	低圧炉心スプレイ系* 残留熱除去系（低圧注水系）* サプレッション・チェンバ*	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧炉心スプレイ系系統流量* 残留熱除去系系統流量*
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）運転	低圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持を確認後，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の運転を開始する。	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）* サプレッション・チェンバ*	—	残留熱除去系系統流量* サプレッション・プール水温度

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.3.1-1 表 全交流動力電源喪失（長期 T B）における重大事故等対策について（1/3）

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以降原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	原子炉隔離時冷却系* サブプレッション・チェンバ* 125V 系蓄電池 A 系	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
直流電源負荷切離し	原子炉隔離時冷却系で使用している直流電源の枯渇を防止するため、蓄電池の不要な負荷の切離しを実施し 24 時間にわたって直流電源の供給を行う。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	—
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備として、系統構成並びに可搬型代替注水中型ポンプの準備及びホース敷設を実施する。また、可搬型代替注水中型ポンプの水源への補給及び燃料給油準備を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個による原子炉急速減圧を実施する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力*

※ 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.3.1-1 表 全交流動力電源喪失（長期 T B）における重大事故等対策について（2/3）

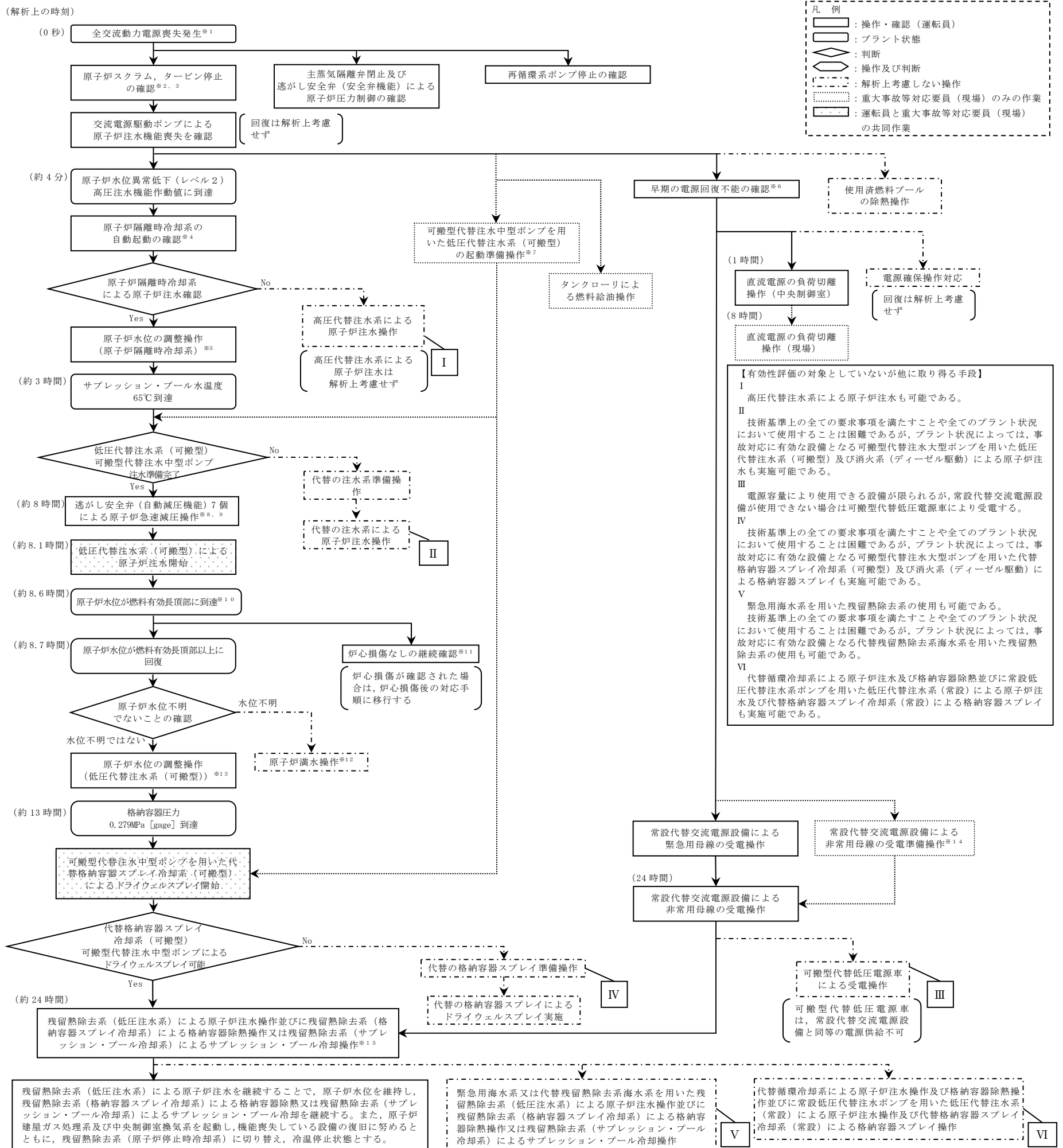
操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	原子炉急速減圧操作後に，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施する。	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	格納容器圧力が 0.279MPa [gage] に到達した場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器冷却を実施する。また，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を継続する。	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後，残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（低圧注水系）* 残留熱除去系海水系* サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 残留熱除去系系統流量*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.3.1-1 表 全交流動力電源喪失（長期 T B）における重大事故等対策について（3/3）

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉水位高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱を実施する。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）* 残留熱除去系海水系* サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系系統流量* ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの



- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統 (6.9kV) が使用不能となった場合。
- ※2 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 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を厳しくする観点で原子炉水位低 (レベル3) 信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、系統流量等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、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) の間に維持する。
- ※6 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きず、非常用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。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限 (原子炉が高圧の場合は65°C) に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動できた後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) 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、評価上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始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。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計凝縮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。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※11 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)。
 - ・ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合
 - ・格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び (S/C) による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
- ※12 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、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。
- ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) により、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) の間に維持する。
- ※14 復電時に不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。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) にて残留熱除去系 (低圧注水系) に切り替え、原子炉水位高 (レベル8) にて残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 又は残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) に切り替える。

第 7.1.3.1-2 図 全交流動力電源喪失 (長期TB) の対応手順の概要

第 7.1.3.2-1 表 全交流動力電源喪失（TBD, TBU）時における重大事故等対策について（1/2）

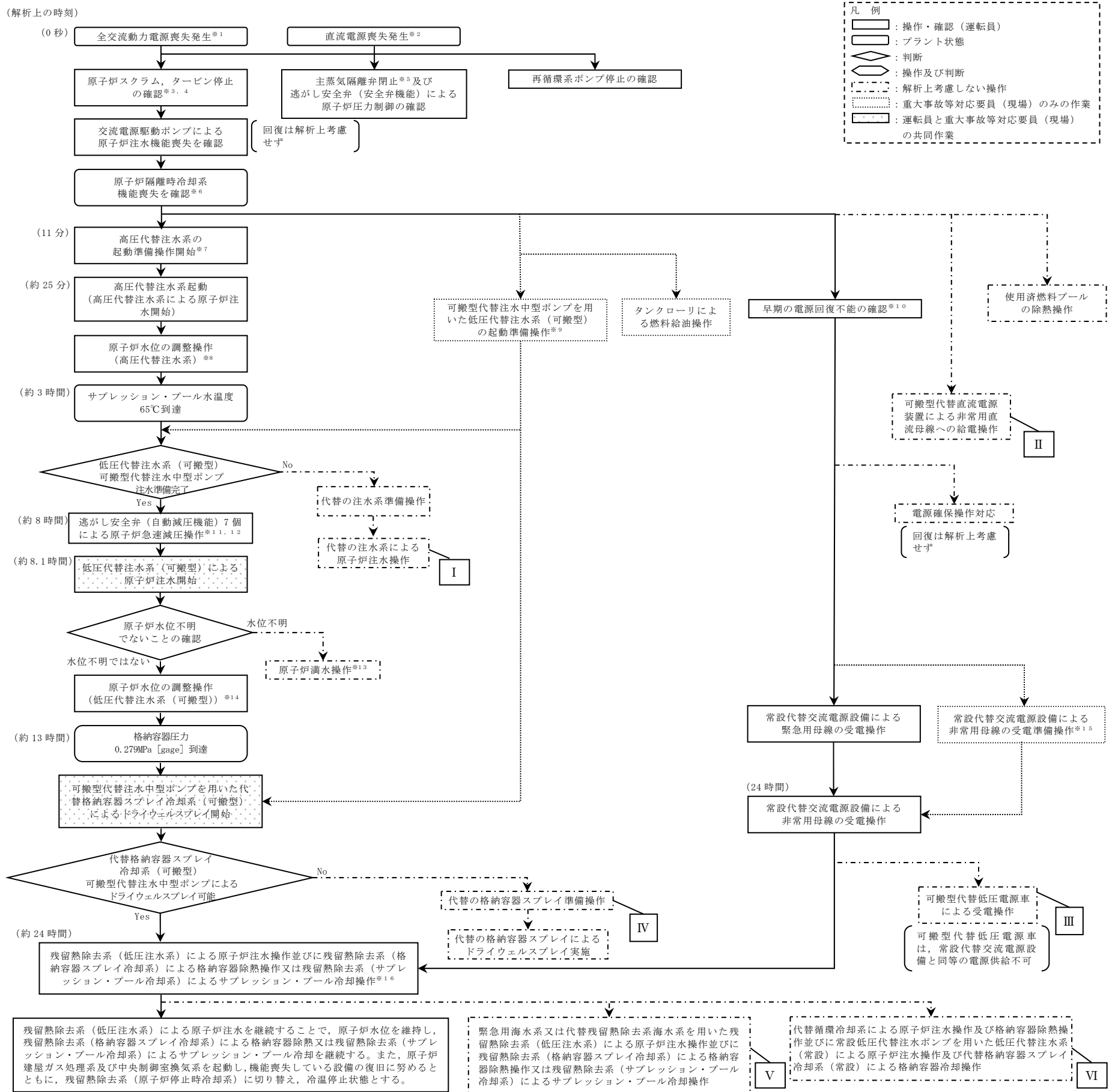
操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉はスクラムするが、直流電源喪失により平均出力領域モニタ等による確認ができない。原子炉圧力の推移及び逃がし安全弁の動作状況等により原子炉の停止状態を推定する。	緊急用 125V 系蓄電池 逃がし安全弁（安全弁機能）*	—	原子炉圧力（SA）
高圧代替注水系による原子炉注水	事象発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動が確認できない場合、高圧代替注水系を手動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。	高圧代替注水系 サプレッション・チェンバ* 緊急用 125V 系蓄電池	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 高圧代替注水系系統流量
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備として、系統構成並びに可搬型代替注水中型ポンプの準備及びホース敷設を実施する。また、可搬型代替注水中型ポンプの水源への補給及び燃料給油準備を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個による原子炉急速減圧を実施する。	緊急用 125V 系蓄電池 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（SA）
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	原子炉急速減圧操作後に、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施する。	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力（SA） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.3.2-1 表 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU) 時における重大事故等対策について (2/2)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却	格納容器圧力が 0.279MPa [gage] に到達した場合, 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) により格納容器冷却を実施する。また, 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を継続する。	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)
残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	常設代替高圧電源設備による交流電源供給後, 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系 (低圧注水系) * 残留熱除去系海水系* サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 残留熱除去系系統流量*
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器除熱	残留熱除去系 (低圧注水系) により原子炉水位高 (レベル 8) まで原子炉水位が回復した後, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器除熱を実施する。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) * 残留熱除去系海水系* サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系系統流量* ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの



第 7.1.3.2-2 図 全交流動力電源喪失（TBD，TBU）の対応手順の概要

第 7.1.3.3-1 表 全交流動力電源喪失（T B P）時における重大事故等対策について（1/3）

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により、に到達した時点で原子炉隔離時冷却系が自動起動したことを確認する。これにより原子炉水位は回復する。原子炉注水は、逃がし安全弁 1 個の開固着によって、動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間継続する。	原子炉隔離時冷却系* サブプレッション・チェンバ* 125V 系蓄電池 A 系	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備として、系統構成並びに可搬型代替注水中型ポンプの準備及びホース敷設を実施する。また、可搬型代替注水中型ポンプの水源への補給及び燃料給油準備を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了後、再閉鎖に失敗した 1 個に加えて逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個を手動開操作し、原子炉急速減圧を実施する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.3.3-1 表 全交流動力電源喪失 (T B P) 時における重大事故等対策について (2/3)

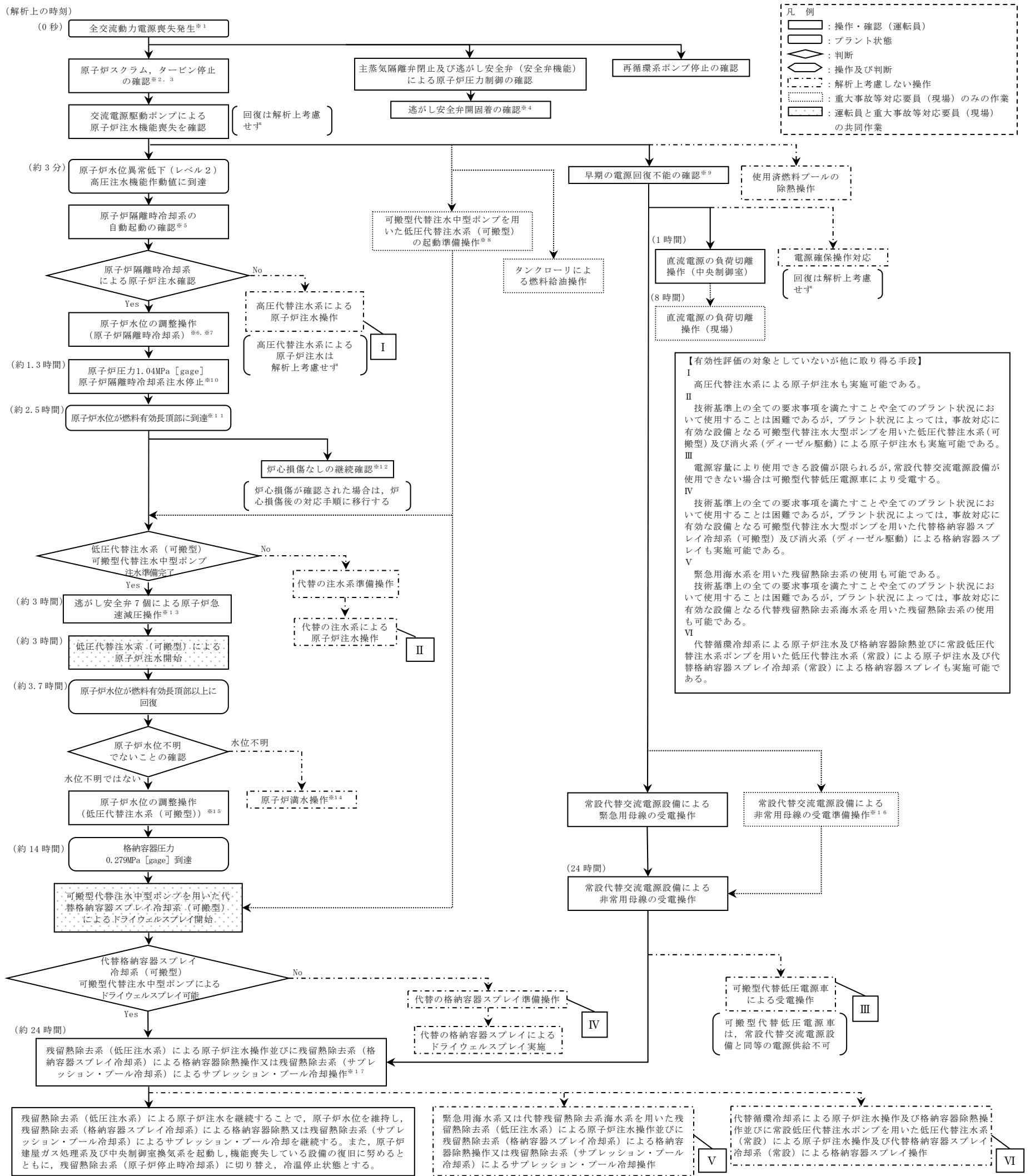
操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	原子炉急速減圧操作後に, 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を実施する。	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油 タンク	可搬型代替注 水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力* 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常 設ライン用)
代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却	格納容器圧力が 0.279MPa [gage] に到達した場合, 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) により格納容器冷却を実施する。また, 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を継続する。	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油 タンク	可搬型代替注 水中型ポンプ タンクローリ	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 低圧代替注水系格納容器スプレイ流 量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常 設ライン用)
残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	常設代替高圧電源設備による交流電源供給後, 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源 設備 残留熱除去系 (低 圧注水系) * 残留熱除去系海水 系* サプレッション・ チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力* 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 残留熱除去系系統流量*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.3.3-1 表 全交流動力電源喪失 (T B P) 時における重大事故等対策について (3/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器除熱	残留熱除去系 (低圧注水系) により原子炉水位高 (レベル 8) まで原子炉水位が回復した後, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器除熱を実施する。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) * 残留熱除去系海水系* サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系系統流量* ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの



- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統 (6.9kV) が使用不能となった場合。
- ※2 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 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を厳しくする観点で原子炉水位低 (レベル3) 信号によるものとする。
- ※4 主蒸気隔離弁の閉止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「閉固着」は、原子炉圧力の低下及び逃がし安全弁排気管温度の推移等により確認することができる。
- ※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、系統流量等にて確認する。
- ※6 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緩やかなものとなる。
- ※7 原子炉隔離時冷却系により、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) の間に維持する。
- ※8 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※9 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きず、非常用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。
- ※10 解析上、原子炉圧力1.04MPa [gage]にて原子炉隔離時冷却系機能喪失を想定する。
- ※11 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※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)。
 - ・ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合
 なお、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び (S/C) 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により判断する。
- ※13 原子炉減圧時には原子炉水位計凝縮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。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウエル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※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・チェンバ圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。
- ※15 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) により、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) の間に維持する。
- ※16 復電時に不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。
- ※17 残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) にて残留熱除去系 (低圧注水系) に切り替え、原子炉水位高 (レベル8) にて残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 又は残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) に切り替える。

第 7.1.3.3-2 図 全交流動力電源喪失 (TBP) の対応手順の概要

第 7.1.4.1-1 表 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における重大事故等対策について（1/2）

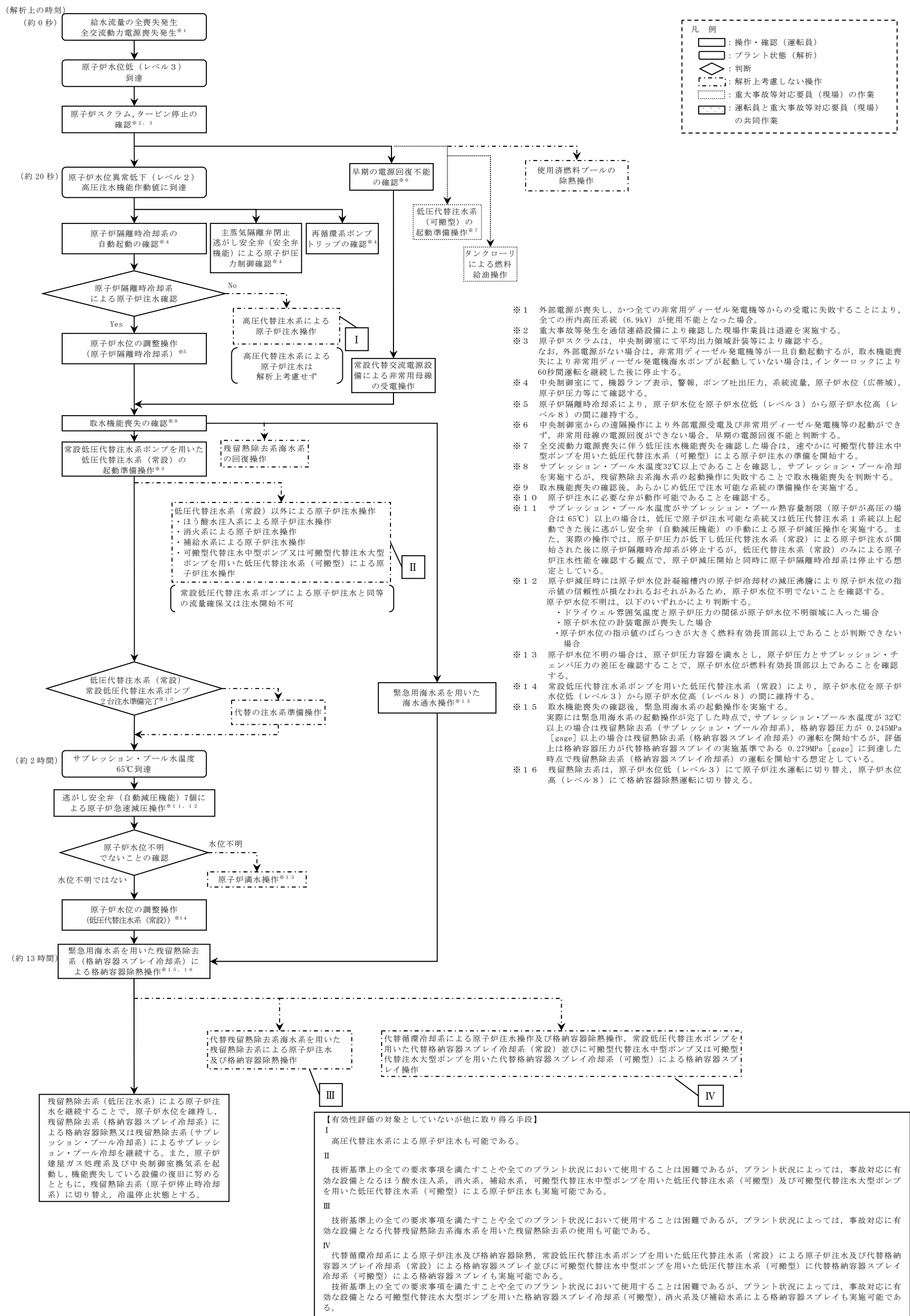
操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機等が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以降原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	原子炉隔離時冷却系* サプレッション・チェンバ* 125V 系蓄電池 A 系	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
取水機能喪失の確認	サプレッション・プール水温度が 32℃に到達し、中央制御室からの遠隔操作によりサプレッション・プール冷却を試みるが、残留熱除去系海水系の起動に失敗したことを確認し、取水機能喪失を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	サプレッション・プール水温度 残留熱除去系海水系系統流量*
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設低圧代替注水系ポンプを 2 台起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個を全開し、原子炉急速減圧を実施する。	常設代替交流電源設備 逃がし安全弁（自動減圧機能）* 常設低圧代替注水系ポンプ 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

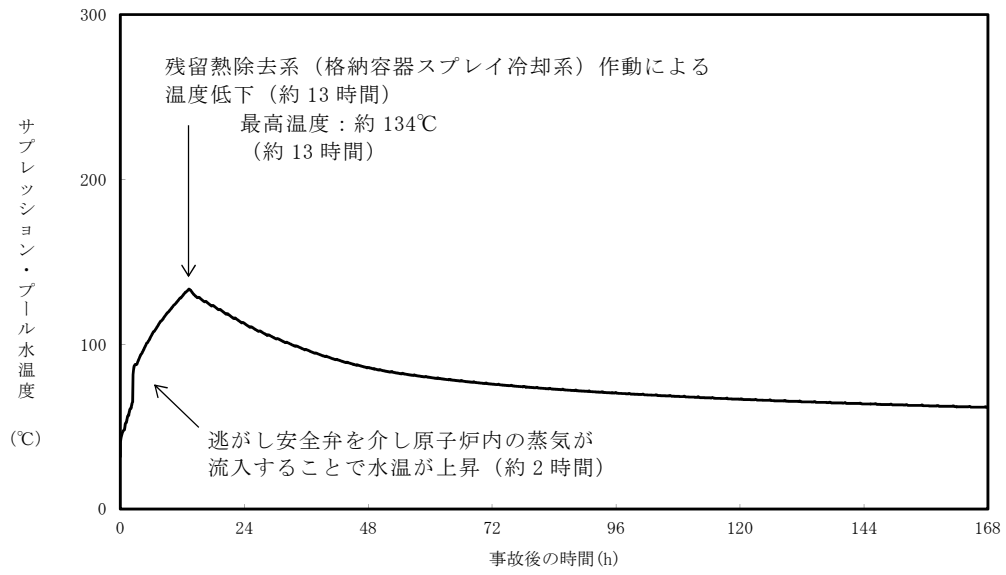
第 7.1.4.1-1 表 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における重大事故等対策について（2/2）

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により，低圧代替注水系（常設）の系統圧力を下回ると，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	-	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	常設代替交流電源設備による交流電源供給後，緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱を実施する。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）* 緊急用海水系 サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	-	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量*
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	格納容器除熱中に原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）まで低下した場合は，格納容器除熱を停止し残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（低圧注水系）* 緊急用海水系 サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	-	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 残留熱除去系系統流量*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの



第 7.1.4.1-2 図 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) の対応手順の概要



第 7.1.4.1-16 図 サプレッション・プール水温度の推移

第 7.1.4.2-1 表 崩壊熱除去機能喪失時（残留熱除去系が故障した場合）における重大事故等対策について（1/3）

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	—	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	原子炉水位異常低下（レベル2）信号により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以降原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。	原子炉隔離時冷却系* 高圧炉心スプレイ系* サブプレッション・チェンバ*	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量* 高圧炉心スプレイ系系統流量*
残留熱除去系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系の運転によりサブプレッション・プール水温度が上昇するため、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）を起動するが、残留熱除去系の故障によりサブプレッション・プール冷却は失敗する。	—	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* サブプレッション・プール水温度
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設低圧代替注水系ポンプを2台起動し、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）7個を全開し、原子炉急速減圧を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.4.2-1 表 崩壊熱除去機能喪失時（残留熱除去系が故障した場合）における重大事故等対策について（2/3）

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系（常設）の系統圧力を下回ると、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱	代替循環冷却系を起動し、原子炉注水を実施する。また、格納容器圧力が0.245MPa[gage]に到達した場合は、格納容器スプレイを実施する。	緊急用海水系 代替循環冷却系 サプレッション・チェンバ*	-	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

：有効性評価上考慮しない操作
 * 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.4.2-1 表 崩壊熱除去機能喪失時（残留熱除去系が故障した場合）における重大事故等対策について（3/3）

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	格納容器圧力が 0.279MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器冷却を実施する。また、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を継続する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系	—	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水位 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.5-1 表 原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について (1/2)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム失敗確認	運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、全制御棒が全挿入位置まで挿入されたことが確認できない場合、原子炉自動スクラム失敗を確認する。	A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認	逃がし安全弁の作動により、格納容器圧力上昇し、ドライウエル圧力高 (13.7kPa [gage]) により、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) が自動起動する。	逃がし安全弁 (安全弁機能)* 高圧炉心スプレイ系* サプレッション・チェンバ*	—	ドライウエル圧力 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 高圧炉心スプレイ系系統流量*
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持	主蒸気隔離弁の閉止により、復水器ホットウエルの水位が低下し給水・復水系がトリップする。これにより給水流量の全喪失となり、原子炉水位は低下し、原子炉水位異常低下 (レベル 2) により原子炉隔離時冷却系が自動起動する。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水により炉心冷却は維持される。	原子炉隔離時冷却系* 高圧炉心スプレイ系* サプレッション・チェンバ*	—	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 原子炉隔離時冷却系系統流量* 高圧炉心スプレイ系系統流量*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.5-1 表 原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について (2/2)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
自動減圧系の自動起動阻止	原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながる可能性があるため、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。なお、自動減圧系の起動阻止スイッチの操作により、過渡時自動減圧機能による自動減圧も未然に阻止される。	自動減圧系の起動阻止スイッチ	—	ドライウエル圧力 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）*
ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作	ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう酸水の注入を開始する。	ほう酸水注入系*	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）運転	中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の運転を開始し、格納容器除熱を開始する	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）* サプレッション・チェンバ*	—	サプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.6-1 表 L O C A 時注水機能喪失における重大事故等対策について (1/3)

確認及び操作	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生と同時に外部電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	非常用ディーゼル発電機* 軽油貯蔵タンク	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの自動起動失敗或いは各ポンプの系統流量又は吐出圧力の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	—	—	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉隔離時冷却系系統流量* 高圧炉心スプレイ系系統流量* 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 サプレッション・ チェンバ*	—	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 高圧代替注水系系統流量
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	高圧・低圧注水機能喪失確認後、常設低圧代替注水系ポンプを 2 台起動し、中央制御室にて逃がし安全弁(自動減圧機能)7 個を全開し、原子炉急速減圧を実施する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) * 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 : 有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.6-1 表 L O C A 時注水機能喪失における重大事故等対策について (2/3)

確認及び操作	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により，低圧代替注水系（常設）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され，原子炉水位が回復する。原子炉水位は，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。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 軽油貯蔵タンク 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱	代替循環冷却系を起動し，原子炉注水を実施する。また，格納容器圧力が 0.245MPa [gage] に到達した場合は，格納容器スプレイを実施する。	緊急用海水系代替循環冷却系サプレッション・チェンバ*	-	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 : 有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.6-1 表 L O C A 時注水機能喪失における重大事故等対策について (3/3)

確認及び操作	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	格納容器圧力が 0.279MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器冷却を実施する。また、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を継続する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 軽油貯蔵タンク 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水 中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水位 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.7-1 表 格納容器バイパス (ISLOCA) における重大事故等対策について (1/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
ISLOCA発生	原子炉冷却材圧力バウ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イ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で、ISLOCAが発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放する。	—	—	—
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	非常用ディーゼル発電機* 軽油貯蔵タンク	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位異常低下 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。	原子炉隔離時冷却系* サプレッション・チェンバ*	—	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉隔離時冷却系系統流量*
ISLOCA発生確認	原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し、格納容器雰囲気温度及び格納容器圧力の上昇がないことから格納容器外での漏えい事象であることを確認し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の上昇 (破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある) により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、ISLOCAが発生したことを確認する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.7-1 表 格納容器バイパス (ISLOCA) における重大事故等対策について (2/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
中央制御室での残留熱除去系隔離失敗	中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系の隔離操作を実施するが、残留熱除去系注入弁の閉操作に失敗し、残留熱除去系の隔離に失敗する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)*
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	残留熱除去系の隔離に失敗するため、低圧炉心スプレイ系を起動した後、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。	低圧炉心スプレイ系* 逃がし安全弁 (自動減圧機能)* サプレッション・チェンバ*	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力*
低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	外部水源にて注水可能な系統として低圧代替注水系 (常設) を起動する。逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、原子炉水位異常低下 (レベル 2) 以上で低めに維持する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 代替淡水貯槽水位
残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) 運転	原子炉急速減圧によりサプレッション・プール水温度が 32℃ に到達した時点で、残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) の運転を開始する。	残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系)* サプレッション・チェンバ*	—	サプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.7-1 表 格納容器バイパス (ISLOCA) における重大事故等対策について (3/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
現場操作での残留熱除去系隔離操作	破断箇所からの漏えい抑制が継続し、現場操作により残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施し、残留熱除去系を隔離する。	残留熱除去系注入弁*	—	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) *
残留熱除去系隔離後の水位維持	残留熱除去系の隔離が成功した後は、低圧炉心スプレイ系により、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。	低圧炉心スプレイ系* サプレッション・チェンバ*	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 低圧炉心スプレイ系流量*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.8-1 表 津波浸水による最終ヒートシンク喪失における重大事故等対策について (1/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以降原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	原子炉隔離時冷却系* サブプレッション・チェンバ* 125V 系蓄電池 A 系	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
直流電源負荷切離し	原子炉隔離時冷却系で使用している直流電源の枯渇を防止するため、蓄電池の不要な負荷の切離しを実施し 24 時間にわたって直流電源の供給を行う。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	—
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備として、系統構成並びに可搬型代替注水中型ポンプの準備及びホース敷設を実施する。また、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料給油準備を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個による原子炉急速減圧を実施する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第7.1.8-1表 津波浸水による最終ヒートシンク喪失における重大事故等対策について (2/3)

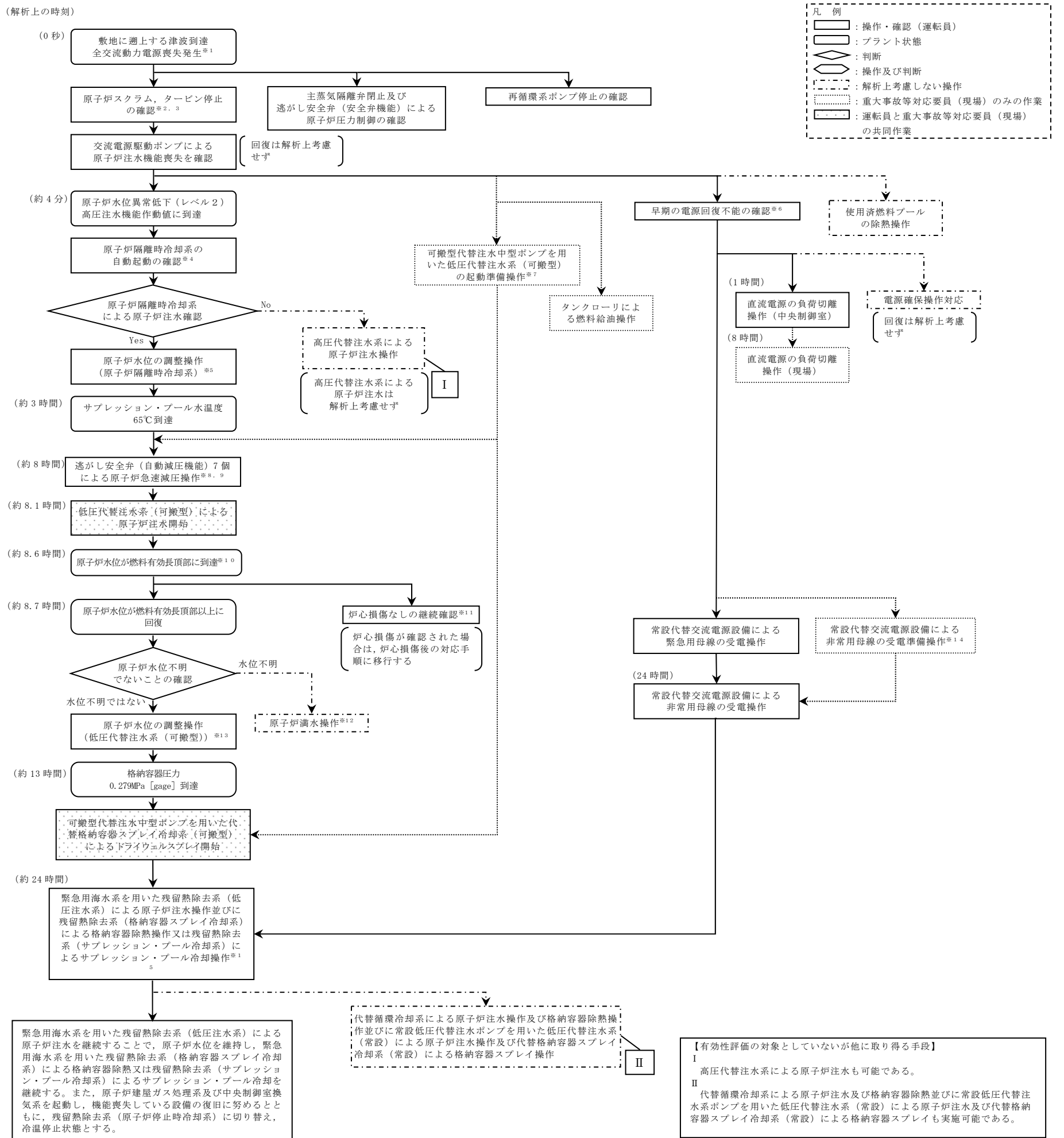
操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
<p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水</p>	<p>原子炉急速減圧操作後に、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施する。</p>	<p>西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク</p>	<p>可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ</p>	<p>原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）</p>
<p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却</p>	<p>格納容器圧力が0.279MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器冷却を実施する。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を継続する。</p>	<p>西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク</p>	<p>可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ</p>	<p>ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）</p>
<p>緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水</p>	<p>常設代替交流電源設備による交流電源供給後、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を実施する。</p>	<p>常設代替交流電源設備 残留熱除去系（低圧注水系）* 緊急用海水系 サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク</p>	<p>—</p>	<p>原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 残留熱除去系系統流量*</p>

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第7.1.8-1表 津波浸水による最終ヒートシンク喪失における重大事故等対策について (3/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉水位高（レベル8）まで原子炉水位が回復した後、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱を実施する。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）* 緊急用海水系 サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの



※1 敷地に遡上する津波の到達に伴い循環水ポンプが停止し復水器が使用不能となることで給水流量の全喪失が発生する。また、重要事故シナリオにおいては、「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)」との従属性を考慮して、外部電源喪失を想定し、かつ、全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高压系統(6.9kV)が使用不能となった場合、全交流動力電源喪失が発生する。

※2 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避難を実施する。

※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を厳しくする観点で原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。

※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、系統流量等にて確認する。

※5 原子炉隔離時冷却系により、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)の間に維持する。

※6 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きず、非常用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。

※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。

※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限(原子炉が高压の場合は65℃)に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動できた後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)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、評価上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始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。

※9 原子炉減圧時には原子炉水位計凝縮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。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。

- ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
- ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
- ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合

※10 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。

※11 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)。

- ・ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合

なお、格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)及び(S/C)による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。

※12 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、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。

※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)により、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)の間に維持する。

※14 復電時に不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。

※15 残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)にて残留熱除去系(低圧注水系)に切り替え、原子炉水位高(レベル8)にて残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)に切り替える。

第7.1.8-3図 津波浸水による最終ヒートシンク喪失の対応手順の概要

添付書類十 7.2 章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.2-14	下 1 の 後	(記載の追加)	<u>j. タンクローリによる燃料給油操作</u> <u>タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。</u>
** 10-7.2-40 ～		第 7.2.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用する場合)	別紙 10-7.2-1 に変更する。
** 10-7.2-42			
** 10-7.2-47 ～		第 7.2.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）	別紙 10-7.2-2 に変更する。
** 10-7.2-49			
** 10-7.2-	下 4	…，漏えい量は約 <u>15TBq</u>	…，漏えい量は約

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
74		(7日間) …	<u>14.3TBq</u> (7日間) …
** 10-7.2-		第7.2.1.3-1表 「雰囲	別紙10-7.2-3に変更す
93		気圧力・温度による静的	る。
～		負荷（格納容器過圧・過	
** 10-7.2-		温破損）」の重大事故等	
95		対策について	
		（代替循環冷却系を使用	
		できない場合)	
** 10-7.2-		第7.2.1.3-2表 主要解	別紙10-7.2-4に変更す
96		析条件（雰囲気圧力・温	る。
～		度による静的負荷（格納	
** 10-7.2-		容器過圧・過温破損）	
99		（代替循環冷却系を使用	
		できない場合)	
** 10-7.2-	上 8	… a. から p. に示すと	… a. から <u>q.</u> に示すと
115		ともに, a. から p. の	ともに, a. から <u>q.</u> の
		…	…
** 10-7.2-	下 4 と	（記載の追加)	<u>q. タンクローリによる</u>
121	下 3 の		<u>燃料給油操作</u>
	間		<u>タンクローリにより可</u>
			<u>搬型設備用軽油タンクか</u>

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.2-135	下 8～ 下 7	…約 3.2×10^{-2} TBq__と なり, …	<u>ら可搬型窒素供給装置に 燃料給油を実施する。</u> …約 3.2×10^{-2} TBq (7 日 間) となり, …
** 10-7.2-149 ～		第7.2.2-1表 高压溶融 物放出/格納容器雰囲気 直接加熱における重大事 故等対策について	別紙 10-7.2-5 に変更す る。
** 10-7.2-153		第7.2.2-1図 高压溶融 物放出/格納容器雰囲気 直接加熱時の重大事故等 対策の概略系統図	別紙 10-7.2-6 に変更す る。
** 10-7.2-184	下 2	… a. から p. に示して いる。…	… a. から q. に示して いる。…
** 10-7.2-197	上 13	…以下に示す。__	…以下に示す。 <u>なお, 格 納容器下部注水系 (常 設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 水位 の確保操作については解 析上考慮しない操作であ</u>

なお, * を付した頁は, 平成 29 年 11 月 8 日付け, 総室発第 60 号で一部補正した
頁を, ** を付した頁は, 平成 30 年 5 月 31 日付け, 総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
	下7と 下6の 間	(記載の追加)	<p>るが、「<u>原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</u>」の影響を小さく抑える観点を踏まえ操作時間余裕を確認する。</p> <p><u>格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル(ドライウエル部)水位の確保操作</u>については、事象発生から90分後の代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施後に行う。原子炉压力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間あり、<u>操作時間は約24分間</u>であることから、操作完了後の排水時間5分を考慮しても、<u>操作遅れに対して約2.5時間程度の時間余裕</u>がある。</p>

なお、* を付した頁は、平成29年11月8日付け、総室発第60号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成30年5月31日付け、総室発第18号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.2- 229	上 11	… a. から p. に示して いる。…	… a. から q. に示して いる。…
** 10-7.2- 232	下 7	…，溶融炉心中の酸化鉄 成分との共晶反応も含め て…	…，溶融炉心中の金属酸 化物によるジルコニア耐 熱材の溶出も含めて…
** 10-7.2- 234	下 9～ 下 8	…金属酸化物との共晶反 応により…	…金属酸化物を含む溶融 炉心へのジルコニア耐熱 材の溶出により…
** 10-7.2- 244	上 1～ 上 2	…，溶融炉心中の酸化鉄 成分との共晶反応も含め て…	…，溶融炉心中の金属酸 化物によるジルコニア耐 熱材の溶出も含めて…
** 10-7.2- 246	下 11～ 下 10	…，溶融炉心中の酸化鉄 成分との共晶反応も含め て…	…，溶融炉心中の金属酸 化物によるジルコニア耐 熱材の溶出も含めて…
** 10-7.2- 248	下 11～ 下 10	…金属酸化物との共晶反 応を考慮した…	…金属酸化物によるジル コニア耐熱材の溶出を考 慮した…
	下 6～ 下 5	…金属酸化物との共晶反 応を考慮し，…	…金属酸化物によるジル コニア耐熱材の溶出を考 慮し，…

なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した
頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

第 7.2.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
（代替循環冷却系を使用する場合）（1/3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム、LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認	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して原子炉がスクラムしたことを確認する。 格納容器圧力が 13.7kPa [gage] に到達したことによりLOCAが発生したことを確認する。 外部電源が喪失するとともに，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより，所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり，全交流動力電源喪失を確認する。	125V系蓄電池A系 125V系蓄電池B系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2C電圧* M/C 2D電圧* 緊急用M/C電圧 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
原子炉への注水機能喪失の確認	原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後，原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。	—	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
炉心損傷確認	大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを格納容器雰囲気放射線モニタにより確認する。	—	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室にて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きず，非常用高圧母線（6.9kV）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。これにより，常設代替交流電源設備，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。	—	—	—

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.2.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
（代替循環冷却系を使用する場合）（2/3）

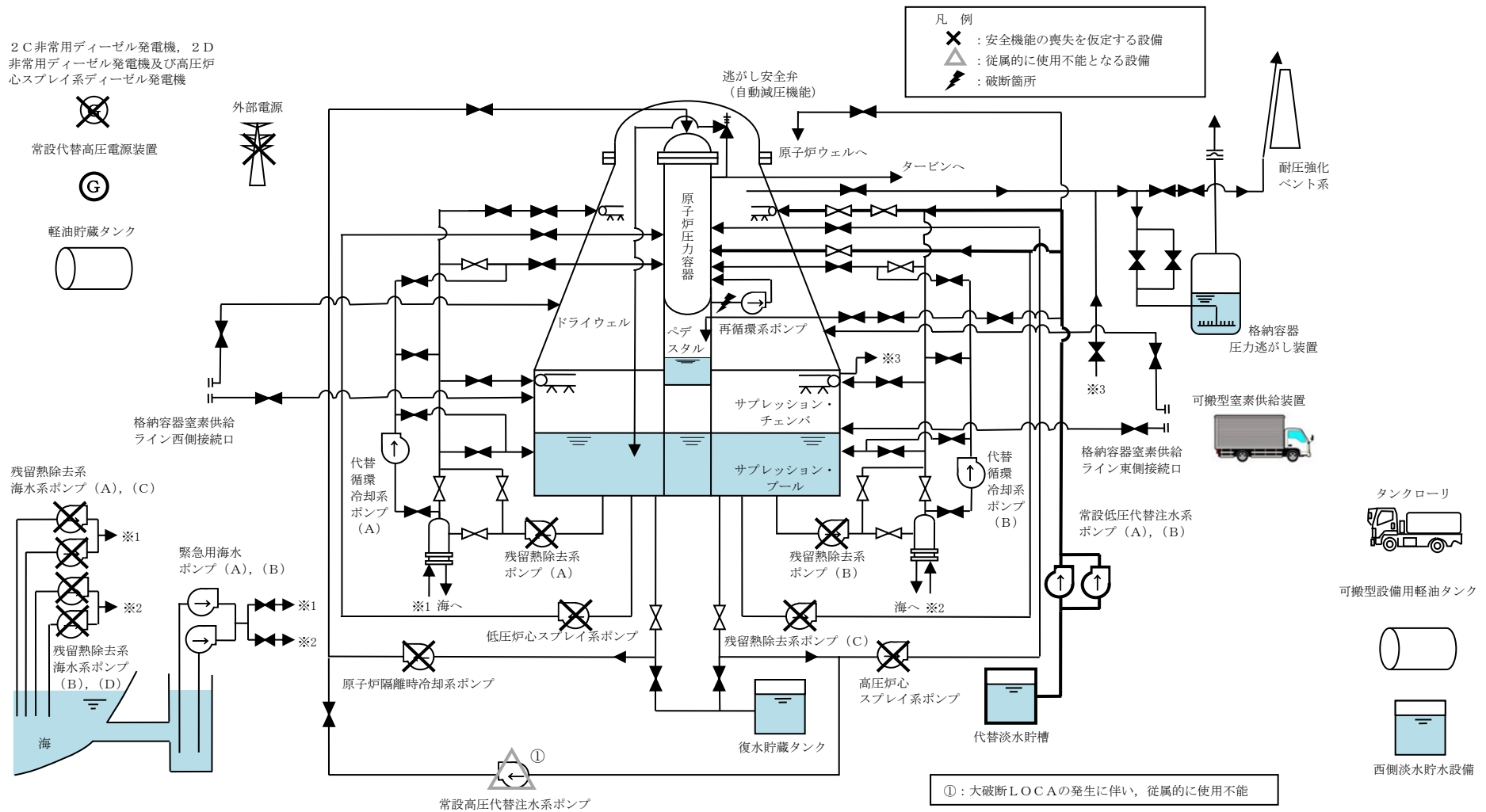
操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧
	緊急用母線の受電を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	—	ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始した後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。 ドライウエル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位LOまで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 代替淡水貯槽水位 ドライウエル雰囲気温度
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始後、中央制御室にて非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切替操作を実施する。また、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。	常設代替交流電源設備 緊急用海水ポンプ 軽油貯蔵タンク	—	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

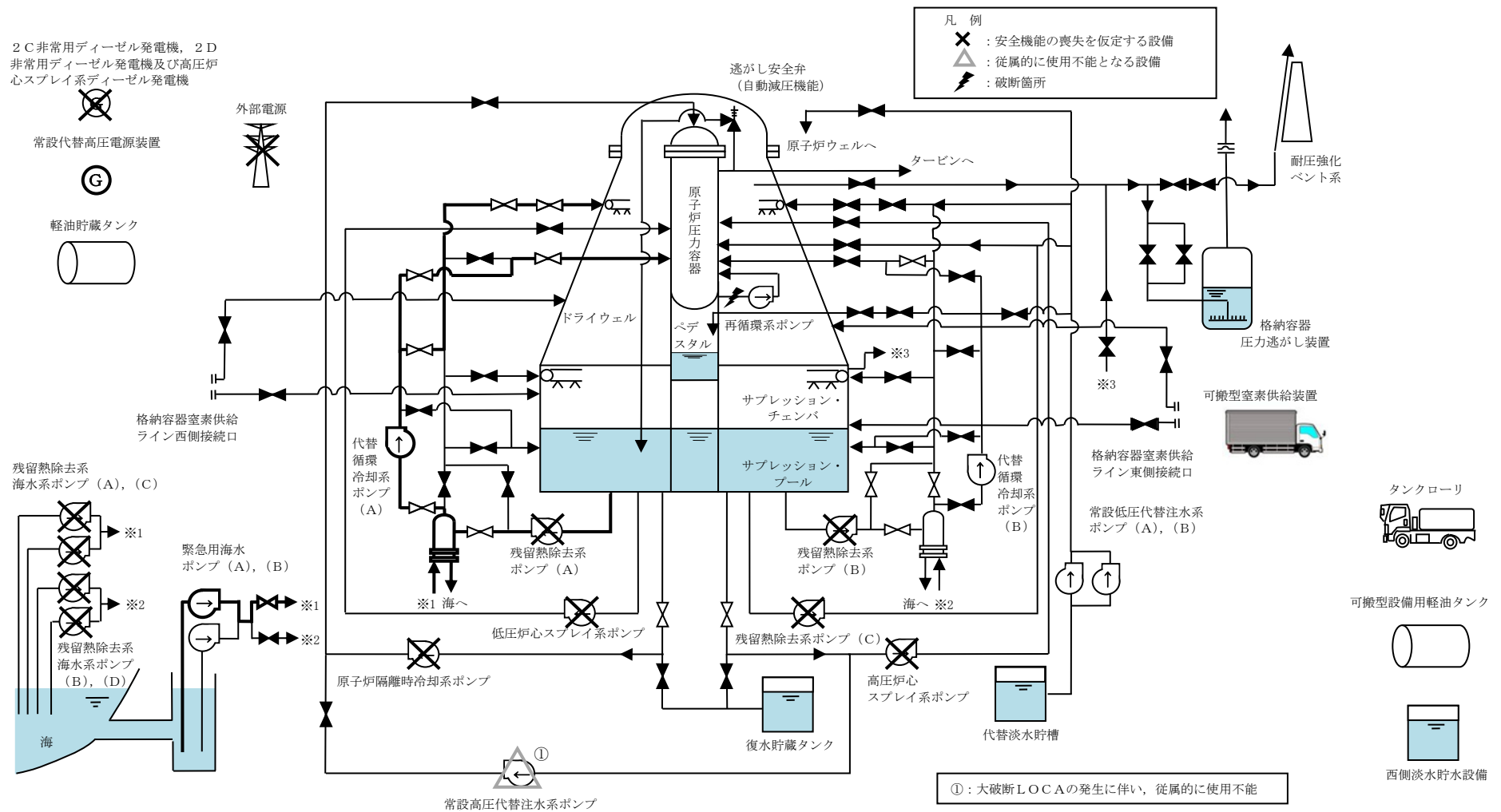
第 7.2.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 （代替循環冷却系を使用する場合）（3/3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替循環冷却系による格納容器除熱	緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA）
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（SA）
タンクローリによる燃料給油操作	タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—

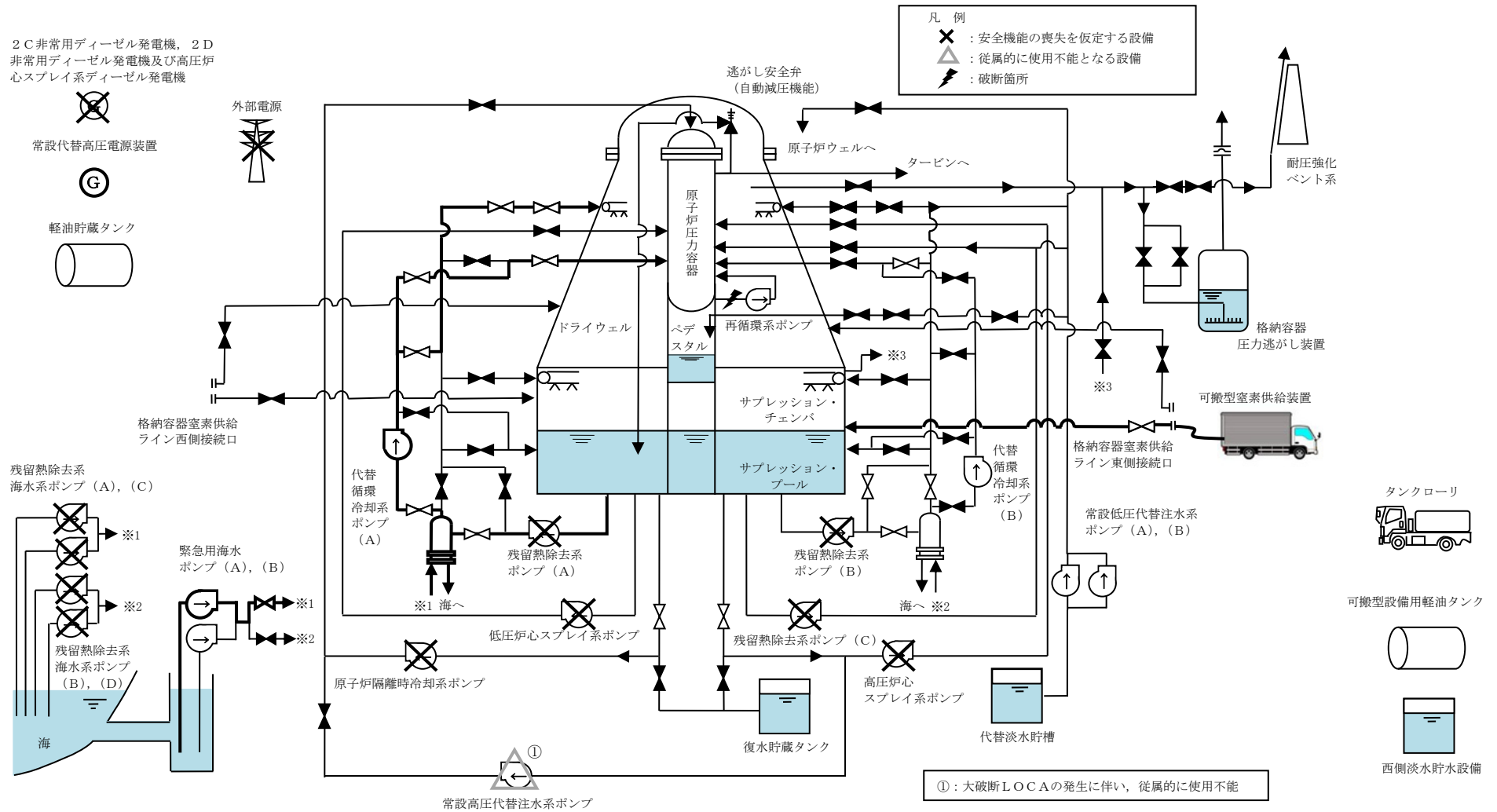
* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの



第 7.2.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の
 重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（1/3）
 （低压代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイス冷却系（常設）による格納容器冷却段階）



第 7.2.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）(2/3)
 (代替循環冷却系による格納容器除熱段階)



第7.2.1.2-1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）(3/3)
 (代替循環冷却系による格納容器除熱，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階)

第 7.2.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム，L O C A 発生及び全交流動力電源喪失の確認	<p>運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（L O C A）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>格納容器圧力が 13.7kPa [gage] に到達したことにより L O C A が発生したことを確認する。</p> <p>外部電源が喪失するとともに，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより，所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり，全交流動力電源喪失を確認する。</p>	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2 C 電圧* M/C 2 D 電圧* 緊急用 M/C 電圧 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
原子炉への注水機能喪失の確認	<p>原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル 2）設定点に到達後，原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。</p>	—	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
炉心損傷確認	<p>大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを格納容器雰囲気放射線モニタにより確認する。</p>	—	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
早期の電源回復不能判断及び対応準備	<p>中央制御室にて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きず，非常用高圧母線（6.9kV）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。</p> <p>これにより，常設代替交流電源設備，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。</p>	—	—	—

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.2.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 （代替循環冷却系を使用できない場合）（2/3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧
	緊急用母線の受電を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	—	ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始した後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。 ドライウエル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 代替淡水貯槽水位 ドライウエル雰囲気温度

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.2.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 （代替循環冷却系を使用できない場合）（3/3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）
代替格納容器スプレ冷却系（常設）による格納容器冷却	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。 以降、代替格納容器スプレ冷却系（常設）の運転により格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の範囲で制御する。 格納容器ベントに伴うサプレッション・プール水位上昇を考慮しても、サプレッション・プール水位がベントライン下端位置を超えないように格納容器スプレを停止する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレ流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位 サプレッション・プール水位
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した場合、代替格納容器スプレ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第 7.2.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位（セパレータ スカート下端から+126cm）	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料（A型）	—
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 （燃焼度 33GWd/t）	1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転 期間に対応する燃焼度を設定
格納容器体積 （ドライウエル）	5,700m ³	設計値
格納容器体積 （サプレッション・チェンバ）	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³	設計値（通常運転時のサプレッション・プール水位の下限値に基づき設定）
真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウエル-サプレ ッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値
サプレッション・プール水位	6.983m（通常運転範囲の下限値 ）	通常運転時のサプレッション・プール水位の下限値として設定
サプレッション・プール水温度	32℃	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度（ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度） として設定
外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ペDESTAL（ドライウエル部）の プール水	考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格 納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価 する設定として、ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水を考慮しない

初期
条件

第 7.2.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用できない場合）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管（出口ノズル）の破断	原子炉压力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり，格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として，原子炉压力容器バウンダリに接続する配管のうち，口径が最大である再循環系配管（出口ノズル）における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し，設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系，低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から，プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから，外部電源が喪失するものとして設定 ただし，原子炉スクラムについては，外部電源ありの場合を包括する条件として，機器条件に示すとおり設定
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については，格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

第 7.2.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用できない場合）（3/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低（レベル3）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）信号にてスクラムするものとして設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
	低圧代替注水系（常設）	事象初期の原子炉注水実施時： 230m ³ /h（一定） 原子炉水位LO到達判断後： 崩壊熱による蒸発を補う注水量 （最大50m ³ /h）に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	事象初期の原子炉注水実施時： 130m ³ /h（一定）	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
		格納容器圧力制御： 130m ³ /h（一定）	サプレッション・プール水位の上昇が早くなり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作までの操作時間余裕の観点で厳しい条件として、運転手順の流量調整範囲（102m ³ /h～130m ³ /h）における上限を設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL（ドライウエル部）のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作についても考慮しない
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が0.31MPa[gage]における排出流量13.4kg/sに対して、第二弁を全開にて格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して、格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させるのに必要な排出流量として設定	

第 7.2.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用できない場合）（4/4）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から 25 分後	中央制御室における常設代替交流電源設備，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始 格納容器圧力が 0.400MPa [gage] 以下となった時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m 到達から 5 分後	中央制御室における操作所要時間を考慮して設定 操作開始条件は現場操作時間を考慮しても格納容器の限界圧力到達防止が可能な条件として設定

第 7.2.2-1 表 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (1/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認	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して原子炉がスクラムしたことを確認する。 全交流動力電源喪失を確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2 C 電圧* M/C 2 D 電圧* 緊急用 M/C 電圧
原子炉への注水機能喪失確認	原子炉スクラム後，原子炉水位は低下し続け，原子炉水位異常低下（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。 原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗したことを確認後，中央制御室からの遠隔操作により原子炉隔離時冷却系の手動起動を試みるが失敗したことを確認する。	—	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室にて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きず，非常用高压母線（6.9kV）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。これにより，常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電準備を開始する。	—	—	—
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電	早期の電源回復不能の確認後，中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	緊急用 M/C 電圧

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.2.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (2/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 サプレッション・チェンバ* 緊急用 125V 系蓄電池	—	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 高圧代替注水系系統流量
緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保	低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水機能喪失を確認した後, 中央制御室にて非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に, 緊急用母線から電源が供給されるよう電源切替操作を実施する。また, 中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し, 緊急用海水系に海水を通水する。	常設代替交流電源設備 緊急用海水ポンプ 軽油貯蔵タンク	—	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
代替循環冷却系による格納容器除熱	緊急用海水系に海水を通水した後, 中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで, 代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

■ : 有効性評価上考慮しない操作

第 7.2.2-1 表 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (3/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
炉心損傷確認	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器雰囲気放射線モニタにより確認する。	—	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動による原子炉急速減圧	原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁 (自動減圧機能) 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁 (自動減圧機能) *	—	原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力*
格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) 水位の確保	代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水を実施する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) 水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A)
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器温度 (下鏡部) が 300℃ に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。 格納容器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。	—	—	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

■ : 有効性評価上考慮しない操作

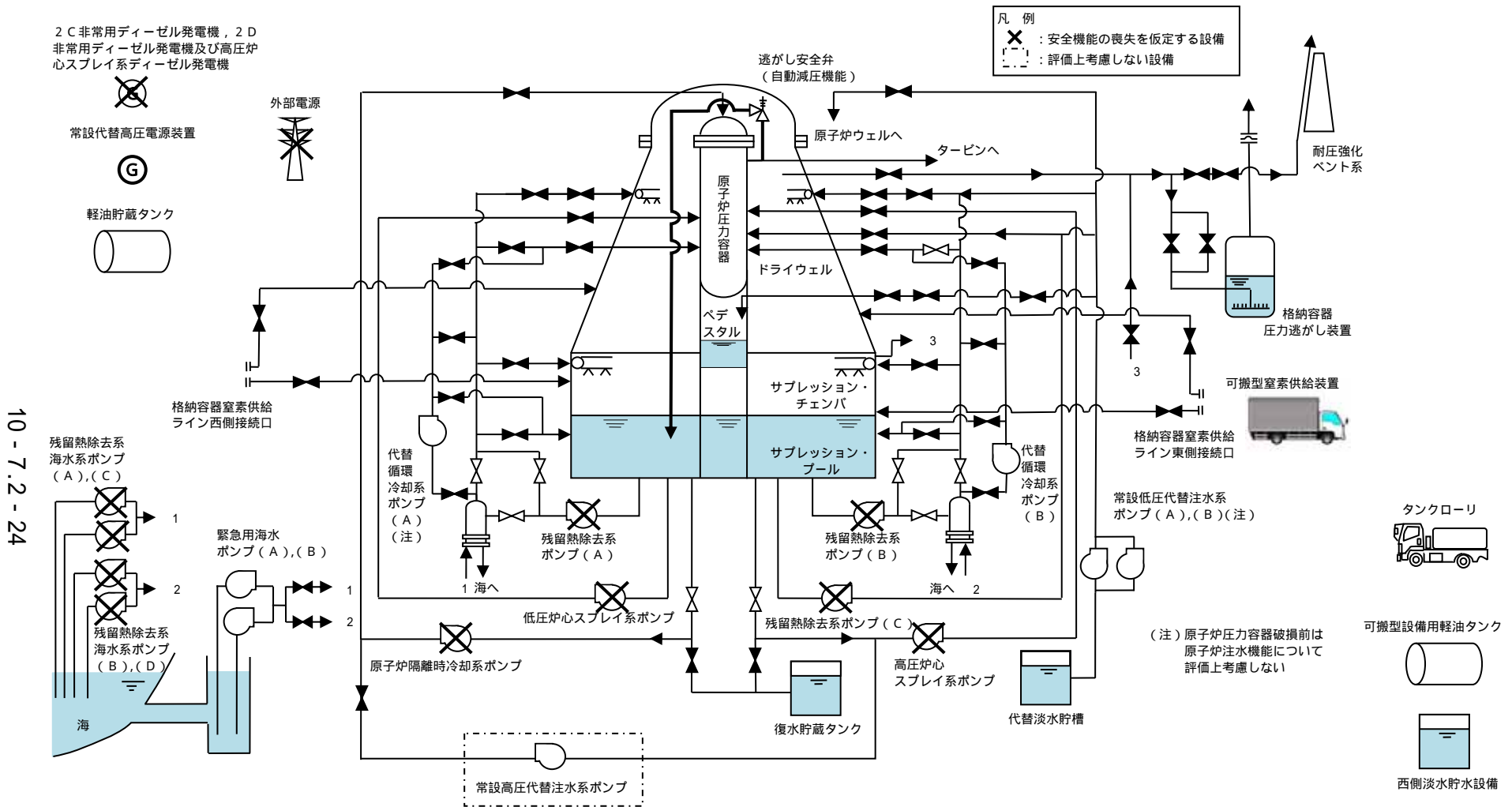
第 7.2.2-1 表 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (4/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉压力容器破損後）	原子炉压力容器破損の判断後，中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
熔融炉心への注水	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉压力容器破損後）を実施後，中央制御室からの遠隔操作により格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水をペDESTAL（ドライウエル部）水位 2.75m まで実施する。以降は，2.25m から 2.75m の範囲に水位を維持する。ただし，高さ 0.2m までの熔融炉心堆積が検知されない場合は，0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク コリウムシールド	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水温 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉压力容器破損後）	原子炉压力容器破損後，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉压力容器破損後）により格納容器圧力が低下することを確認した後は，中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系の注水先を原子炉注水と格納容器スプレイに分配し，それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレイを実施する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度

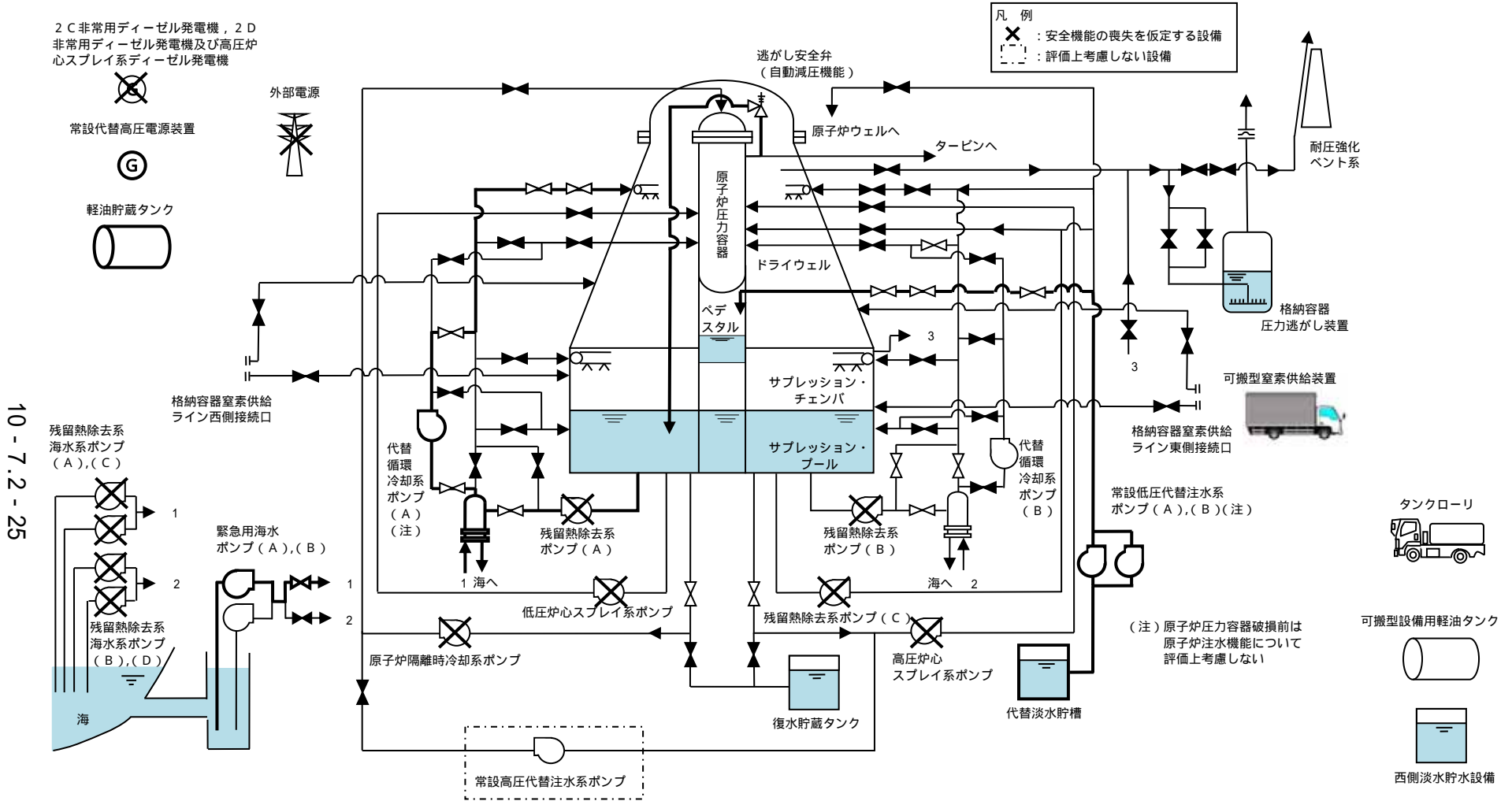
* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.2.2-1 表 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (5/5)

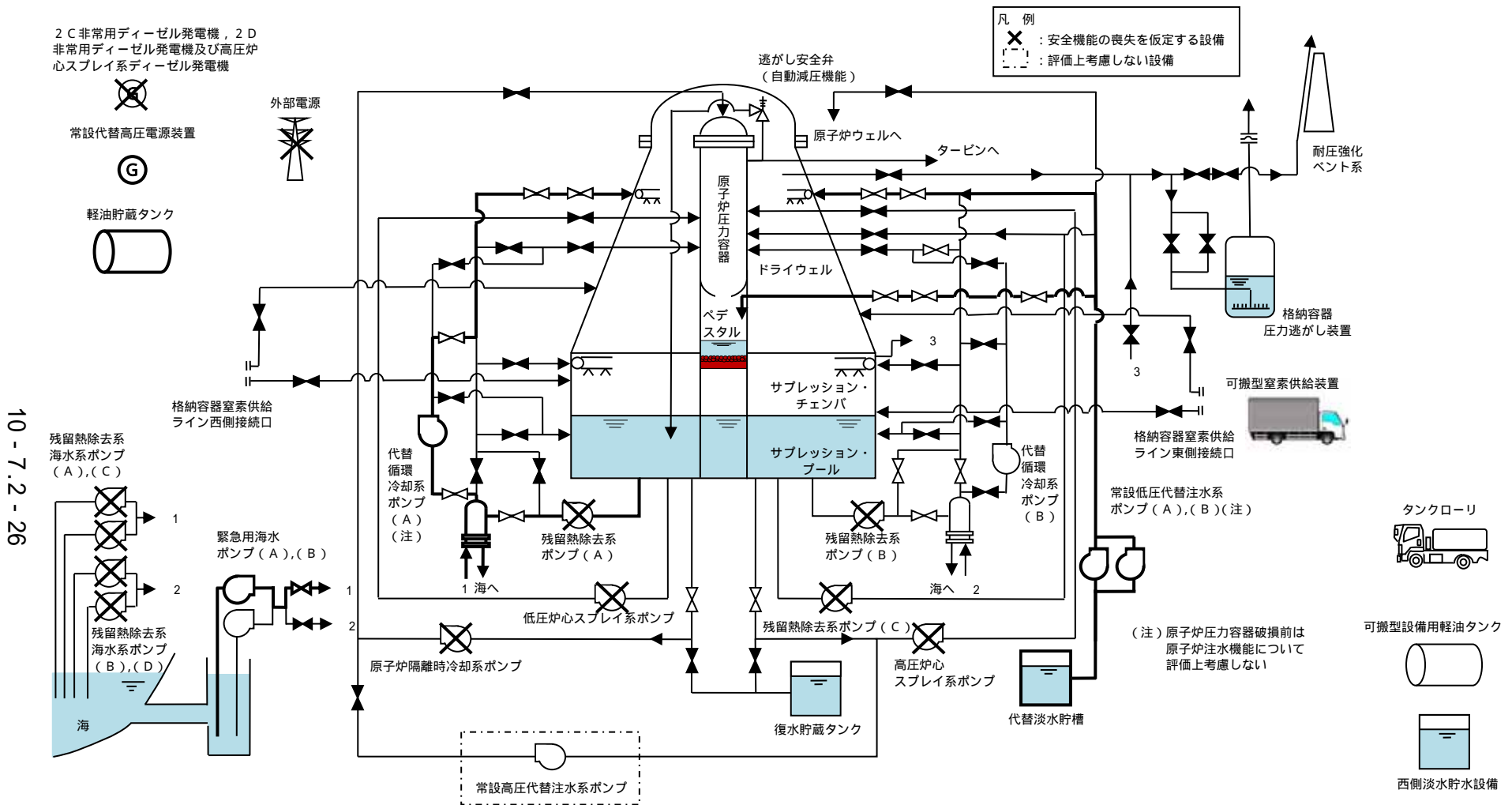
操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）を実施後，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を一旦停止する。ただし，格納容器圧力が上昇し，0.465MPa [gage] に到達した場合は，中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始し，格納容器圧力が 0.400MPa [gage] 到達により格納容器冷却を停止する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合，可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで，格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（SA）
タンクローリによる燃料給油操作	タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—



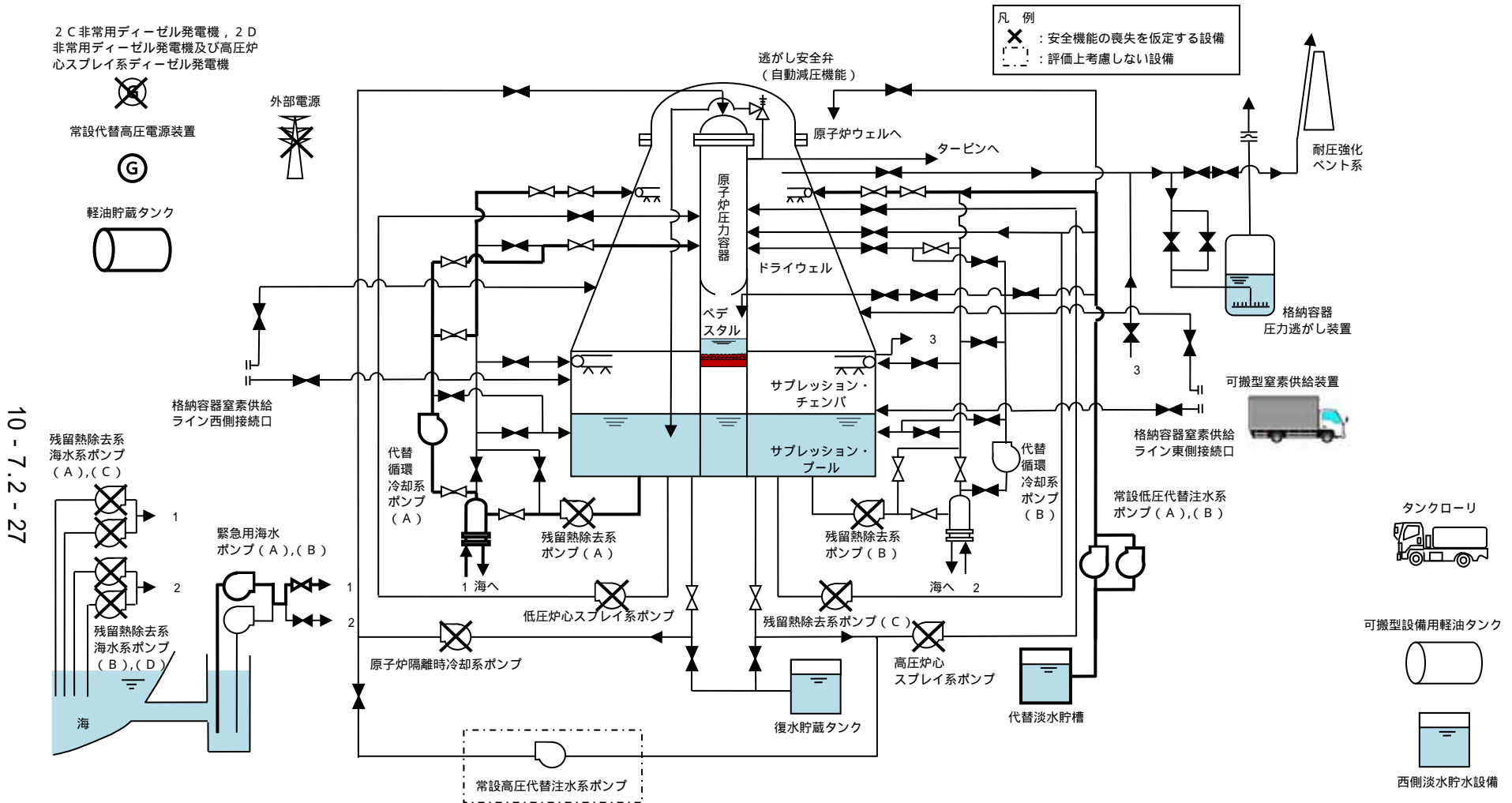
第 7.2.2 - 1 図 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (1 / 5)
 (原子炉圧力容器破損前の逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉減圧段階)



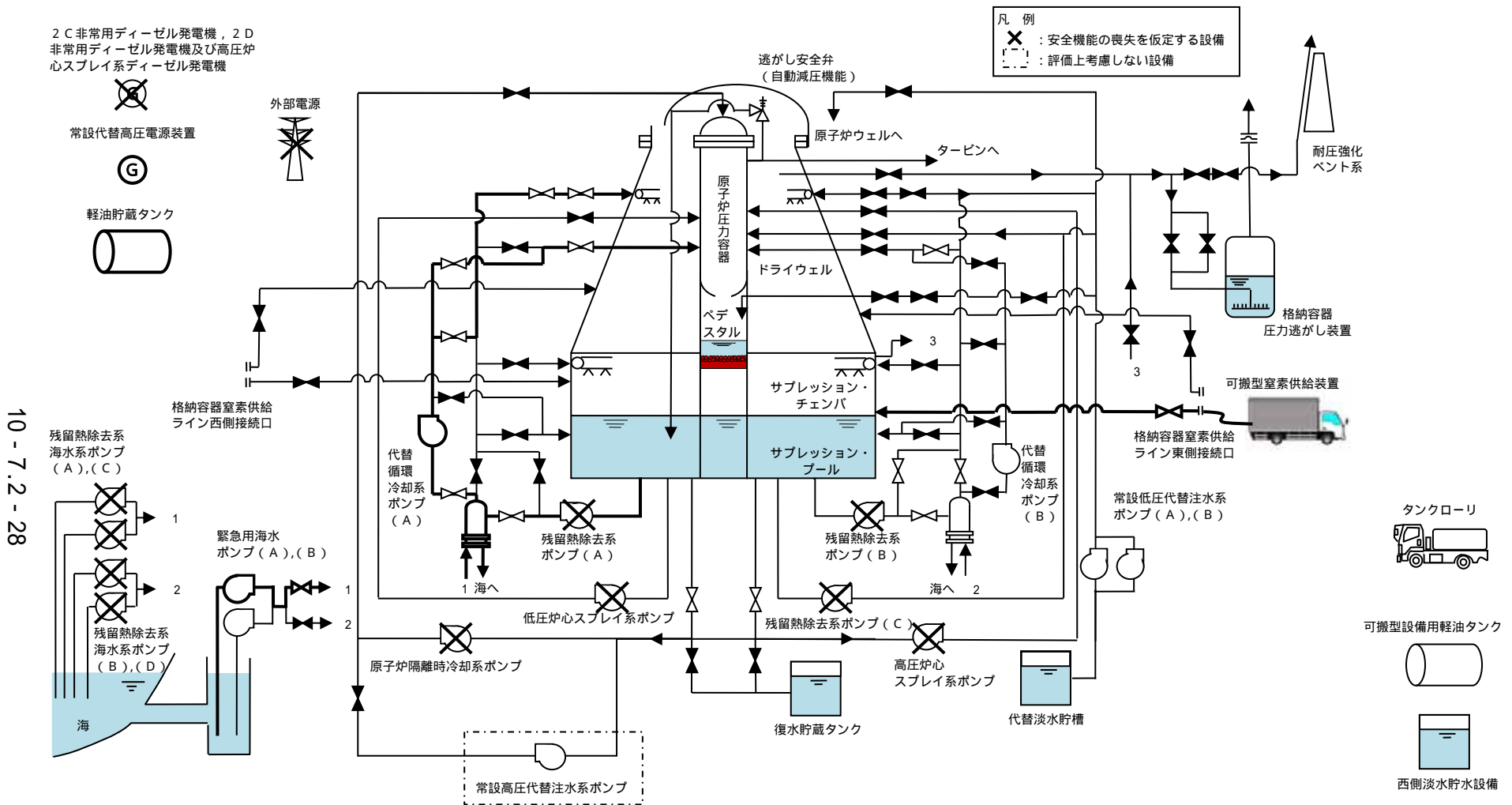
第 7.2.2 - 1 図 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (2 / 5)
 (原子炉压力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び
 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 水位の確保段階)



第 7.2.2 - 1 図 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (3 / 5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱, 代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却及び格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 注水段階)



第 7.2.2 - 1 図 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (4 / 5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱,
 代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却段階)



第 7.2.2 - 1 図 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (5 / 5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱,
 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階)

添付書類十 7.3 章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.3-3	下 2～ 下 1	…， <u>可搬型代替注水大</u> 型ポンプによる代替燃料 プール注水系（常設スプレ イヘッド） …	…， <u>可搬型代替注水中型</u> ポンプによる代替燃料プ ール注水系（常設スプレ イヘッド）， <u>可搬型代替</u> 注水大型ポンプによる代 替燃料プール注水系（常 設スプレイヘッド） …
** 10-7.3-8	上 7～ 上 8	…， <u>可搬型代替注水大</u> 型ポンプによる代替燃料 プール注水系（常設スプレ イヘッド） …	…， <u>可搬型代替注水中型</u> ポンプによる代替燃料プ ール注水系（常設スプレ イヘッド）， <u>可搬型代替</u> 注水大型ポンプによる代 替燃料プール注水系（常 設スプレイヘッド） …
** 10-7.3- 20 ～		第 7.3.1-1 表 想定事故 1 における重大事故等対 策について	別紙 10-7.3-1 に変更す る。
** 10-7.3- 21			
** 10-7.3- 24		第 7.3.1-2 図 想定事故 1 の対応手順の概要	別紙 10-7.3-2 に変更す る。

なお、* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した
頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.3- 28	下 4～ 下 3	…，__可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）…	…， <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</u> ，__可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び可搬型代替注水大型ポンプ…
** 10-7.3- 34	上 5	…，__可搬型代替注水大型ポンプによる…	…， <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</u> ，__可搬型代替注水大型ポンプによる…
	上 7～ 上 8	…の注水容量は__全て…	…の注水容量は， <u>全て…</u>
** 10-7.3- 42	上 13	…冷却機能喪失__による…	…冷却機能喪失 <u>又は注水機能喪失</u> による…
	下 6	…準備操作__	…準備操作 <u>。</u>
** 10-7.3- 48		第 7.3.2-1 表 想定事故 2 における重大事故対策について (1/2)	別紙 10-7.3-3 に変更する。

なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

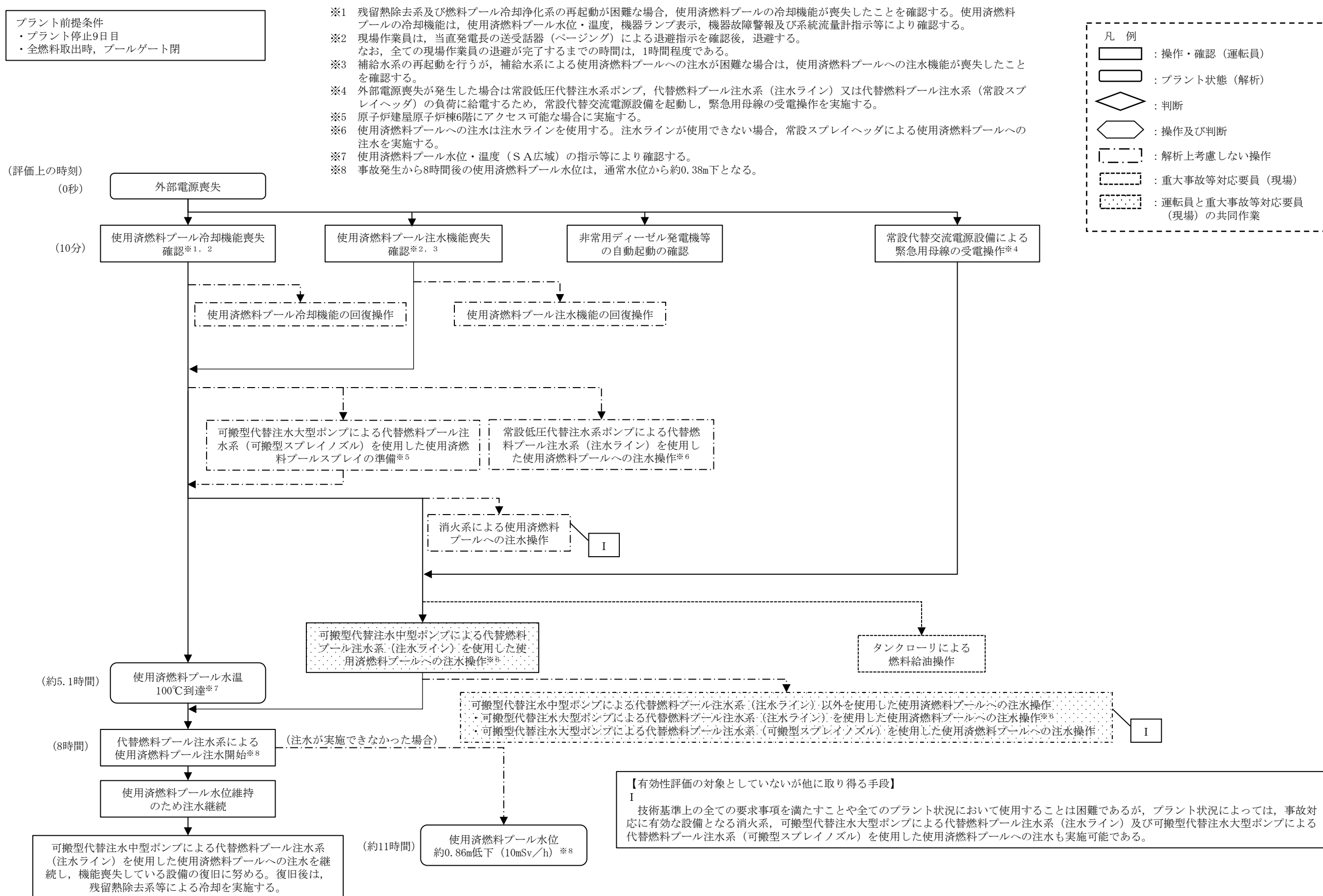
頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.3- 53		第7.3.2-2図 想定事故 2の対応手順の概要	別紙10-7.3-4に変更する。

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

第 7.3.1-1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について (1/2)

操作及び確認		手 順	常設設備	可搬型設備	重大事故等対処設備	計装設備
使用済燃料プールの冷却機能喪失確認	使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。	使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プールの温度上昇による蒸発により使用済燃料プールの水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	非常用ディーゼル発電機* 軽油貯蔵タンク	-	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系系統流量* 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの注水機能喪失の確認後、使用済燃料プールの温度上昇による蒸発により使用済燃料プールの水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	使用済燃料プールの注水機能喪失の確認後、使用済燃料プールの温度上昇による蒸発により使用済燃料プールの水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	-	-	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系系統流量* 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。 その後は、蒸発量に応じた水量を注水すること で、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。	常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。 その後は、蒸発量に応じた水量を注水すること で、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。	常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。 その後は、蒸発量に応じた水量を注水すること で、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替注水貯槽 常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	-	-	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 緊急用 M/C 電圧 代替注水貯槽水位

* 既許可の対象となつている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
：有効性評価上考慮しない操作

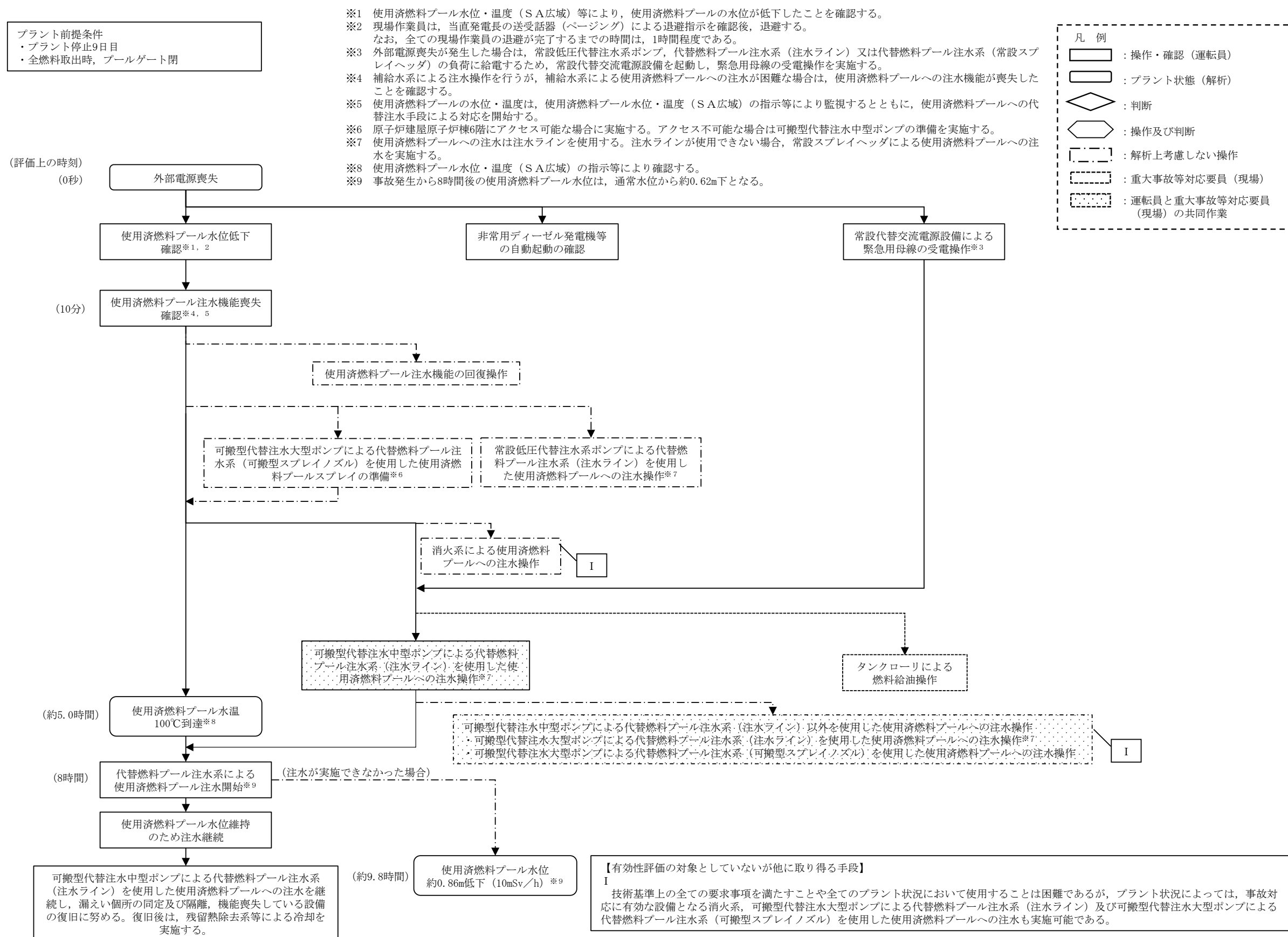


第 7.3.1-2 図 想定事故 1 の対応手順の概要

第 7.3.2-1 表 想定事故 2 における重大事故等対策について (1/2)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に、使用済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使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。	非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	-	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。	-	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系系統流量* 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替注水貯槽 常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	-	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 緊急用 M/C 電圧 代替注水貯槽水位
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (可搬型代替注水系 (可搬型燃料プールスプレイ実施のための準備操作として、可搬型燃料プールスプレイ等) を使用した使用済燃料プールスプレイの準備)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (可搬型燃料プールスプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水 (可搬型燃料プールスプレイ実施のための準備操作として、可搬型燃料プールスプレイノズル等) を使用する。	-	可搬型燃料プールスプレイノズル	-

* 既許可の対象となつている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 : 有効性評価上考慮しない操作



第 7.3.2-2 図 想定事故 2 の対応手順の概要

添付書類十 7.4章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.4-19		第7.4.1-1表 崩壊熱除去機能喪失における重大事故等対策について	別紙10-7.4-1に変更する。
** 10-7.4-27		第7.4.1-5図 原子炉水位と線量率	別紙10-7.4-2に変更する。
** 10-7.4-46		第7.4.2-1表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について	別紙10-7.4-3に変更する。
** 10-7.4-55	上6	… (RHR__切替時のLOCA) …	… (RHR <u>系統</u> 切替時のLOCA) …
** 10-7.4-57	上12～ 上13 下6	… (RHR__切替時のLOCA) … 「RHR__切替時のLOCA」 …	… (RHR <u>系統</u> 切替時のLOCA) … 「RHR <u>系統</u> 切替時のLOCA」 …
** 10-7.4-58	上13	※1 RHR__切替時のLOCAは…	※1 RHR <u>系統</u> 切替時のLOCAは…
** 10-7.4-67	上3	… (RHR__切替時のLOCA) …	… (RHR <u>系統</u> 切替時のLOCA) …
** 10-7.4-68		第7.4.3-1表 原子炉冷却材の流出における重大	別紙10-7.4-4に変更する。

なお、* を付した頁は、平成29年11月8日付け、総室発第60号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成30年5月31日付け、総室発第18号で一部補正した頁を示す。

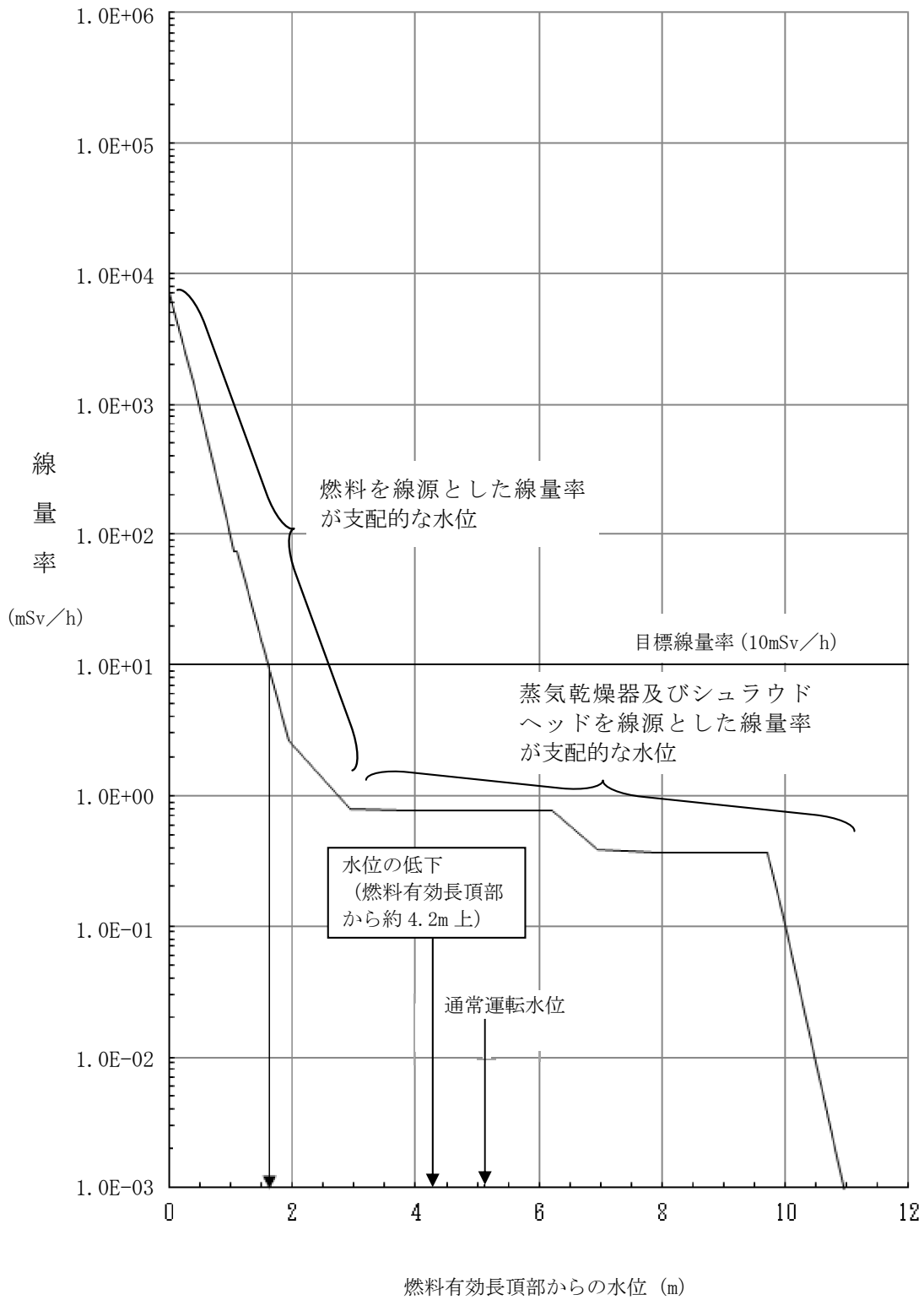
頁	行	補 正 前	補 正 後
** 10-7.4-71 ～		事故等対策について 第7.4.3-1図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図	別紙10-7.4-5に変更する。
** 10-7.4-72			
** 10-7.4-73		第7.4.3-2図 原子炉冷却材の流出の対応手順の概要	別紙10-7.4-6に変更する。
** 10-7.4-74		第7.4.3-3図 原子炉冷却材の流出時の作業と所要時間	別紙10-7.4-7に変更する。

なお、* を付した頁は、平成29年11月8日付け、総室発第60号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成30年5月31日付け、総室発第18号で一部補正した頁を示す。

第 7.4.1-1 表 崩壊熱除去機能喪失における重大事故等対策について

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認	原子炉の運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉水温が上昇し 100℃に到達する。	非常用ディーゼル発電機* 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系系統流量* 残留熱除去系熱交換器入口温度* 残留熱除去系熱交換器出口温度*
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が 100℃に到達し、原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個を開操作する。	逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力* 原子炉圧力（SA） 残留熱除去系熱交換器入口温度* 残留熱除去系熱交換器出口温度*
残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水	崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却材が蒸発し、原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。	残留熱除去系（低圧注水系）* サプレッション・チェンバ*	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（SA広帯域） 残留熱除去系系統流量*
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能回復	残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉水位回復後、中央制御室及び現場にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切替えを行い、崩壊熱除去機能を回復する。 崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁（自動減圧機能）を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）*	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（SA広帯域） 残留熱除去系系統流量* 残留熱除去系熱交換器入口温度*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの



第7.4.1-5図 原子炉水位と線量率

第 7.4.2-1 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）停止確認	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止による崩壊熱除去機能が喪失する。	—	—	残留熱除去系系統流量*
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止により原子炉水温が 100℃ に到達することから、原子炉圧力を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個を開操作する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力* 原子炉圧力（S A）
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を開始する。また、常設低圧代替注水系ポンプ 1 台を手動起動し、原子炉水位の低下時は低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 代替淡水貯槽水位
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による崩壊熱除去機能回復	常設代替交流電源設備から非常用高圧母線への交流電源供給の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水系ポンプ 1 台を起動後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転を再開する。 崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持を停止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を全閉とする。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）* 緊急用海水系 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系系統流量* 残留熱除去系熱交換器入口温度* 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

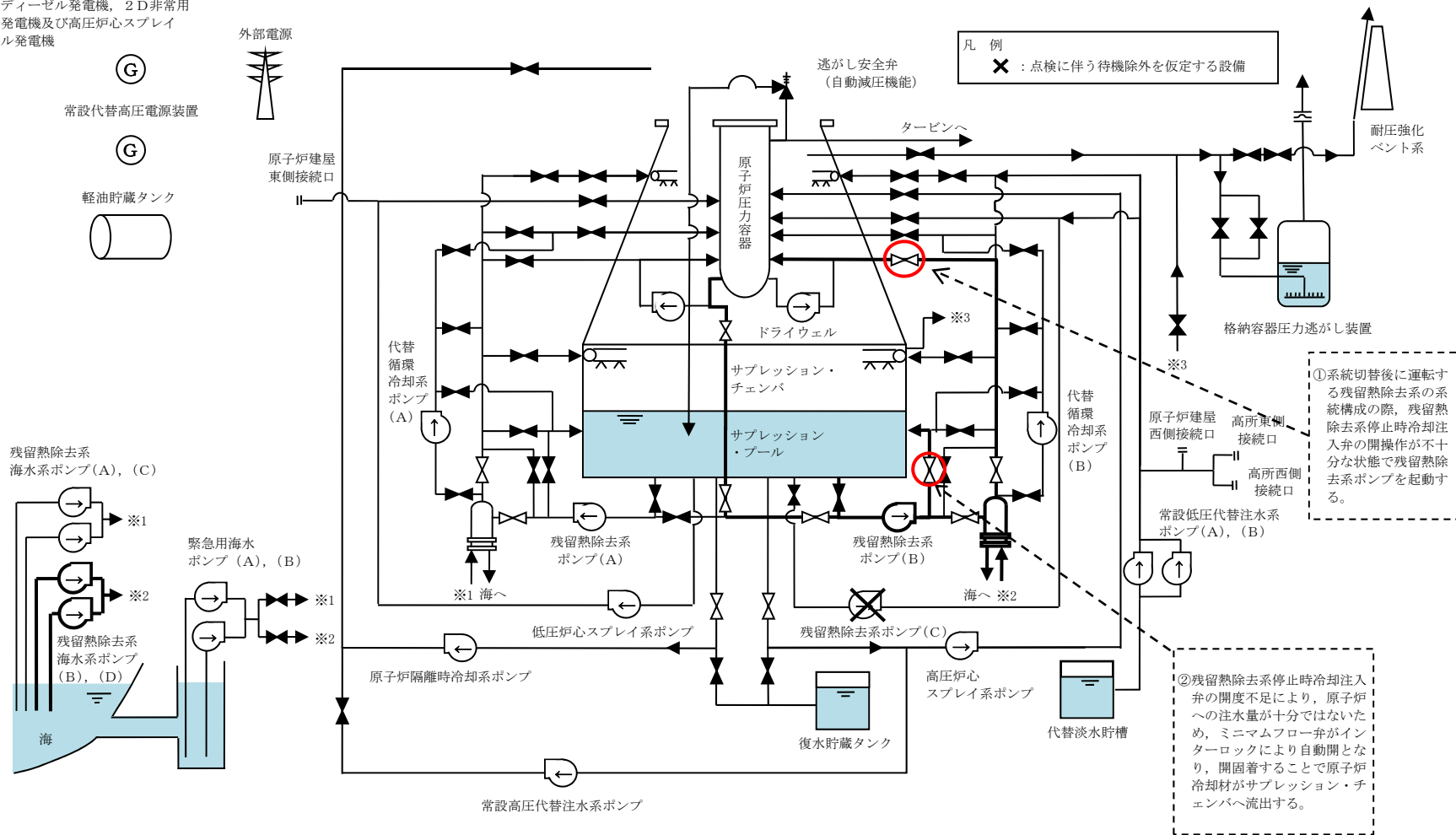
* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.4.3-1 表 原子炉冷却材の流出における重大事故等対策について

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
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	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	—	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） サブプレッション・プール水位
残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水	原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、待機していた残留熱除去系（低圧注水系）運転で原子炉水位を実施する	残留熱除去系（低圧注水系）* サブプレッション・チェンバ*	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） 残留熱除去系系統流量*

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

2 C 非常用ディーゼル発電機, 2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機



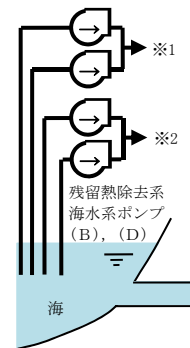
第 7.4.3-1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)
 (原子炉冷却材流出の発生段階)

2 C非常用ディーゼル発電機, 2 D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

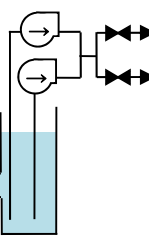
Ⓒ 常設代替高圧電源装置

Ⓒ 軽油貯蔵タンク

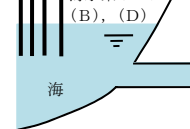
残留熱除去系海水系ポンプ(A), (C)



緊急用海水ポンプ(A), (B)



残留熱除去系海水系ポンプ(B), (D)



海

外部電源

原子炉建屋東側接続口

原子炉建屋西側接続口

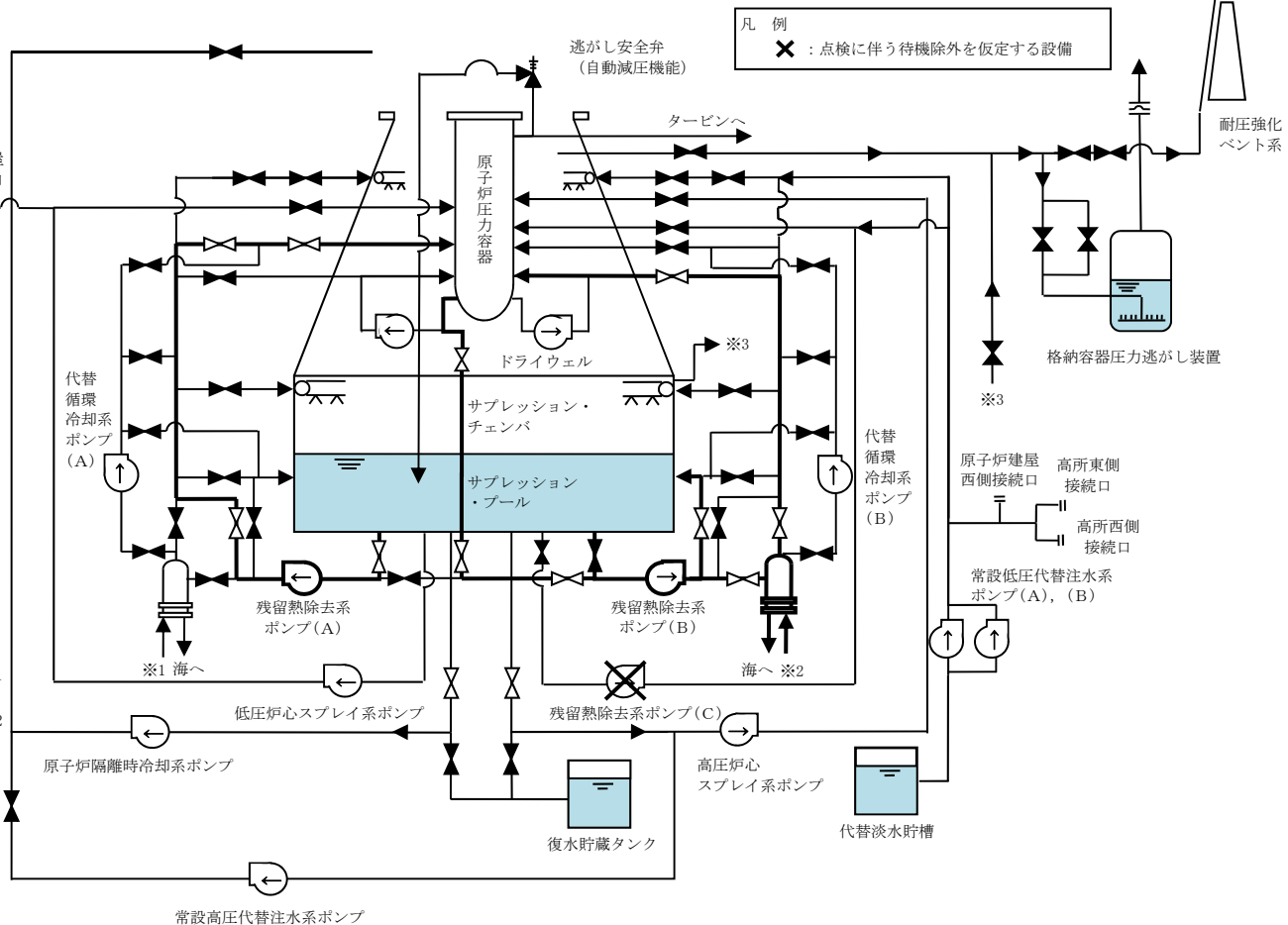
高所東側接続口

高所西側接続口

常設低圧代替注水系ポンプ(A), (B)

原子炉隔離時冷却系ポンプ

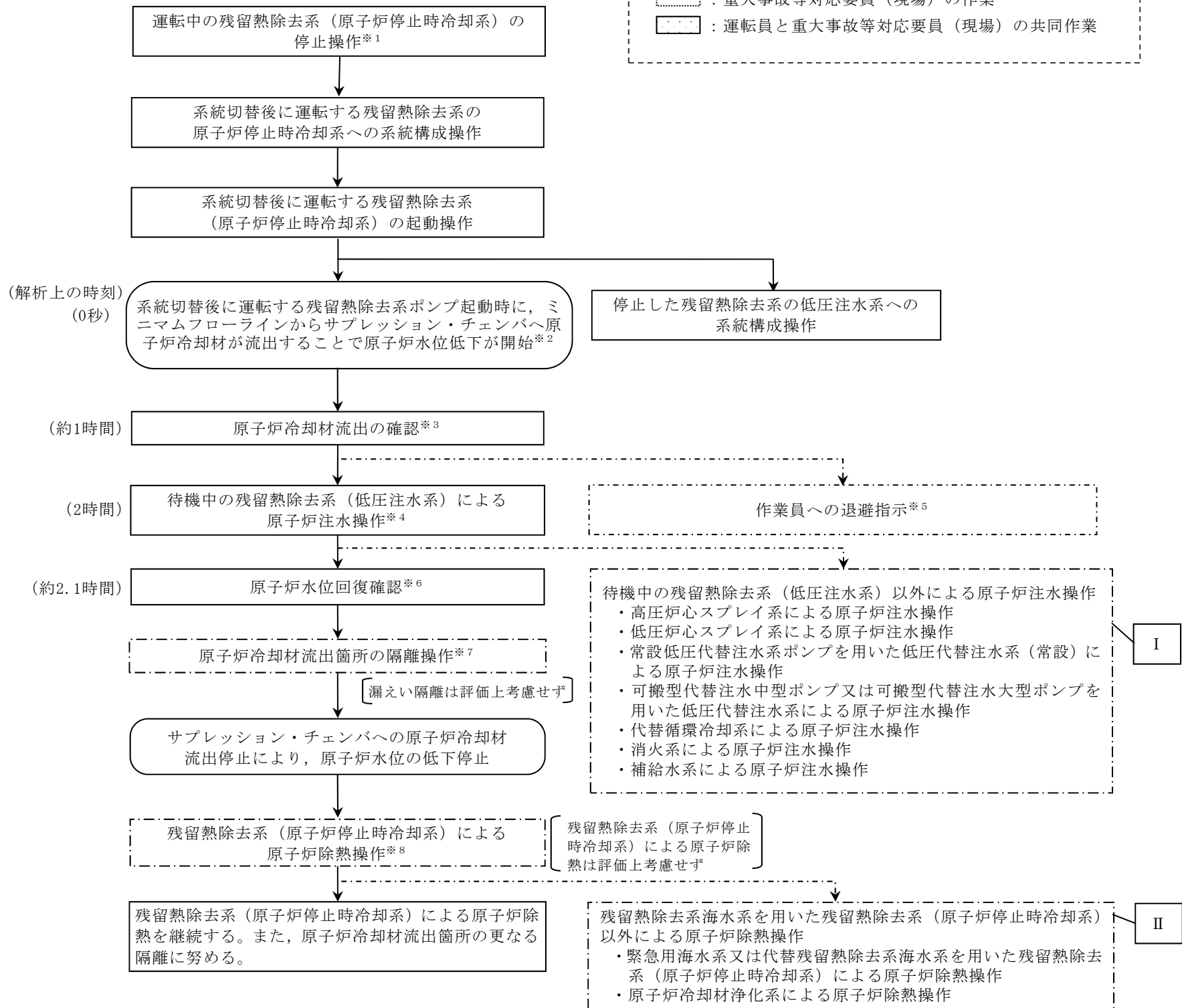
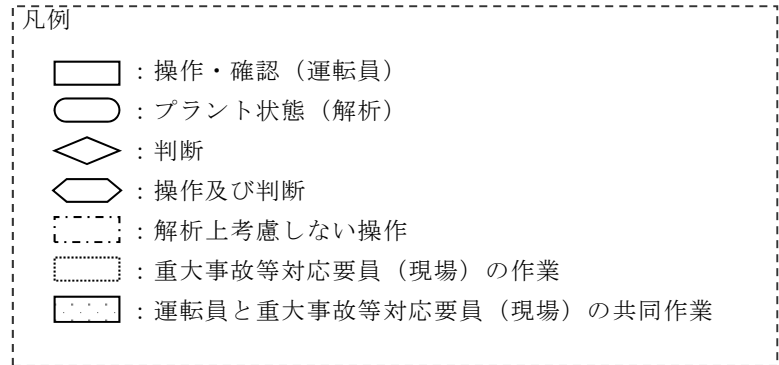
常設高圧代替注水系ポンプ



第 7.4.3-1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)
(残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水段階)

プラント前提条件

- 原子炉ウェル満水
- 全燃料装荷，プールゲート「閉」
- 残留熱除去系（A）：原子炉停止時冷却系の状態で運転中
- 残留熱除去系（B）：低圧注水系の状態で待機中
- 残留熱除去系（C）：点検に伴い待機除外中



【有効性評価の対象としていないが他に取り得る手段】

I

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水，低圧炉心スプレイ系による原子炉注水，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）も実施可能である。

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備となる，代替循環冷却系，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水，消火系及び補給水系による原子炉注水も実施可能である。

II

緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱も実施可能である。

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備となる，代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱，及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱も実施可能である。

- ※1 作業予定等による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転号機の切替えを想定。
- ※2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転号機の切替時，残留熱除去系停止時冷却注入弁の開度が不十分な状態で切替後に運転する残留熱除去系ポンプを起動することにより，ミニマムフロー弁が自動開となり，開固着することで原子炉冷却材がサブプレッション・チェンバへ流出することを想定する（原子炉冷却材の流出量は47m³/h，原子炉水位の低下速度は約0.75m/h）。
- ※3 1時間毎の中央制御室の巡視により原子炉水位の低下及びサブプレッション・プール水位の上昇により，原子炉冷却材の流出を検知するものとしている。
- ※4 注水前の原子炉ウェル水位は燃料有効長頂部から約15m上（原子炉ウェルオーバーフローレベル-1.5m）となる。なお，サブプレッション・チェンバの水位上昇は約0.3mである。
- ※5 現場作業員は，当直発電長の送受話器（ページング）による退避指示を確認後，退避する。なお，全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は，1時間程度である。
- ※6 原子炉水位の回復を確認する。燃料の冠水及び必要な放射線の遮蔽等を維持することで評価項目を満足しており，安定状態を維持できる。
- ※7 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作で原子炉水位を維持した状態での操作であるため，十分な時間余裕がある。
- ※8 残留熱除去系の系統加圧ラインの手動弁を閉状態にする。

第 7.4.3-2 図 原子炉冷却材の流出の対応手順の概要

運転停止中 原子炉冷却材の流出					経過時間 (時間)				備考		
					-1	0	1	2		3	4
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	▽事象発生 ▽約1時間 原子炉水位の低下を確認 ▽約2時間 待機側の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始 ▽約2.1時間 原子炉水位回復、原子炉冷却材流出の原因調査/隔離操作開始						
	責任者	当直発電長	1人								中央監視 運転操作指揮
	補佐	当直副発電長	1人								運転操作指揮補佐
	指揮者	災害対策要員 (指揮者等)	4人								初動での指揮 発電所内外連絡
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)								
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転 号機の切替操作	-	2人 B, C	-	●運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止操作（現場）	45分						残留熱除去系ポンプ（A）
	1人 A	-	-	●運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止操作（中央制御室）		9分					残留熱除去系ポンプ（B）
	【1人】 A	-	-	●系統切替後に運転する残留熱除去系の原子炉停止時冷却系への系統構成操作及び起動操作		20分					残留熱除去系ポンプ（A）
	-	【2人】 B, C	-	●停止した残留熱除去系の低圧注水系への系統構成（現場）			45分				残留熱除去系ポンプ（A）
	【1人】 A	-	-	●停止した残留熱除去系の低圧注水系への系統構成操作（中央制御室）				7分			残留熱除去系ポンプ（B）
状況判断	【1人】 A	-	-	●原子炉冷却材流出の確認				10分			残留熱除去系ポンプ（B）
作業員への退避指示	-	-	-	●当直発電長による作業員への退避指示				60分以内に退避完了			解析上考慮しない 中央制御室で当直発電長が指示する
待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作	【1人】 A	-	-	●原子炉水位、温度監視						適宜監視	
	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系海水系の起動操作			4分				残留熱除去系ポンプ（A）
				●残留熱除去系（低圧注水系）の起動操作			2分				
			●残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水の流量調整操作							原子炉水位を通常運転水位付近で維持	
原子炉冷却材流出箇所の隔離操作	【1人】 A	-	-	●原子炉冷却材流出の原因調査、隔離操作、残留熱除去系ポンプの停止操作						原因調査後、隔離操作、及び残留熱除去系ポンプの停止を実施	残留熱除去系ポンプ（B） 解析上考慮しない
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱の起動準備操作						隔離操作及び残留熱除去系ポンプの停止を実施後に、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の起動を実施	残留熱除去系ポンプ（A） 解析上考慮しない
	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系海水系の起動操作							
	-	【2人】 B, C	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱の起動操作							
	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱状態の監視							
必要要員合計	1人 A	2人 B, C	0人								

第 7.4.3-3 図 原子炉冷却材の流出時の作業と所要時間