

外部事象の抽出について

1. 設計上考慮する外部事象の選定

島根原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき外部事象の抽出に当たっては、国内で一般に発生し得る事象に加え、欧米の基準等で示されている事象を用い網羅的に収集し、自然現象55事象、人為事象23事象を抽出した。

その上で、地震、津波を除く各事象に対し、海外文献を参考に策定した評価基準に基づき評価を実施し、設計上考慮する外部事象を選定した。

(1) 外部事象の収集

発電用原子炉施設に対して外部から作用する衝撃による損傷を防止するため、自然現象や人為事象に関して、事象を収集する。設計上考慮する外部事象について網羅的に抽出するために国内外の基準等を収集した。

次に挙げる資料から、国内における規制（資料①，②）で取り上げている事象や、国外の規制として、米国原子力規制委員会が定めたPRA についてのガイド（資料③）やIAEAが定めたガイド（資料④）に取り上げている事象を抽出した。

- ① 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（制定 平成25年6月19日 原規技発第1306193号 原子力規制委員会決定）
- ② 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定 平成25年6月19日 原規技発第1306194号 原子力規制委員会決定）
- ③ NUREG/CR-2300 “PRA Procedures Guide”, NRC, January 1983
- ④ Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010

さらに、日本の自然現象における実例（資料⑤）や、米国の原子力発電設備の維持基準に引用されている米国機械学会の規格（資料⑥），また、関連して、地震や洪水を含む様々な過酷な自然現象への対応に適用できるように考案されたF L E X（多様かつ柔軟な対応方策）や大規模損壊事象を取り上げている米国N E Iのガイド等（資料⑦，⑧，⑨）で取り上げられている事象を収集することによって、網羅性を確保した。

- ⑤ 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998年
- ⑥ ASME/ANS RA-S-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”
- ⑦ DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION

GUIDE (NEI-12-06 August2012)

⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006)-
2011.5 NRC公表

⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：
2014」一般社団法人 日本原子力学会 2014年12月

以上の①～⑨の資料より、外部事象78事象（自然現象55事象，人為事象23事象）が収集された（第1-1表，第1-2表）。

第1-1表 外部ハザードの抽出（自然現象）

No	外部事象	外部ハザードを抽出した文献等※								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-1	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-2	竜巻	○	○	○	○	○	○	○		○
1-3	高温			○	○	○	○	○		○
1-4	低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-5	極限的な気圧				○					○
1-6	降雨（豪雨）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-7	積雪（豪雪）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-8	ひょう			○	○	○	○	○		○
1-9	もや				○					
1-10	霜			○	○	○	○	○		○
1-11	干ばつ			○	○	○	○	○		○
1-12	塩害，塩雲				○					○
1-13	砂嵐			○	○		○	○		○
1-14	落雷	○	○	○	○	○	○	○		○
1-15	隕石			○	○		○	○		○
1-16	地面の隆起				○	○				○
1-17	動物				○					○
1-18	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-19	雪崩			○	○	○	○	○		○
1-20	地滑り	○		○	○	○	○	○		○
1-21	地震	○	○	○	○	○	○	○		○
1-22	カルスト				○					○
1-23	地下水による浸食				○					
1-24	海岸浸食（水面下の浸食）			○	○		○	○		○
1-25	湖又は河川の水位低下			○	○		○	○		○
1-26	湖又は河川の水位上昇			○	○	○				
1-27	海水面低				○					○
1-28	海水面高				○	○				○
1-29	高水温（海水温高）				○					○
1-30	低水温（海水温低）				○	○				○
1-31	海底地滑り				○					
1-32	氷結（水面の凍結）			○	○		○	○		○
1-33	氷晶				○					○
1-34	氷壁				○					○
1-35	水中の有機物質				○					

No	外部事象	外部ハザードを抽出した文献等※								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-36	生物学的事象	○	○				○	○		○
1-37	津波	○	○	○	○	○	○	○		○
1-38	太陽フレア, 磁気嵐							○		○
1-39	洪水	○		○		○	○	○		○
1-40	濃霧			○			○	○		○
1-41	森林火災	○	○	○	○	○	○	○		○
1-42	草原火災							○		○
1-43	満潮			○			○	○		○
1-44	ハリケーン			○			○	○		
1-45	河川の迂回			○			○	○		○
1-46	静振			○		○	○	○		○
1-47	陥没					○		○		○
1-48	高潮			○		○	○	○		○
1-49	波浪			○		○	○	○		○
1-50	土石流					○				○
1-51	土砂崩れ (山崩れ, 崖崩れ)					○				
1-52	泥湧出					○				
1-53	水蒸気, 熱湯噴出					○				○
1-54	土壌の収縮又は膨張			○		○	○	○		○
1-55	毒性ガス			○		○	○	○		○

※ 外部ハザードを抽出した文献等の番号は「1. (1) 外部事象の収集」における資料番号と同じ

第1-2表 外部ハザードの抽出（人為事象）

No	外部事象	外部ハザードを抽出した文献等※								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
2-1	船舶から放出される固体液体不純物				○					○
2-2	水中への化学物質の流出				○					
2-3	船舶の衝突（船舶事故）	○	○		○			○		○
2-4	交通機関（航空機を除く）の事故による爆発			○	○		○	○		○
2-5	交通機関（航空機を除く）の事故による化学物質流出				○			○		○
2-6	爆発（発電所外）	○	○		○					○
2-7	化学物質流出（発電所外）				○					○
2-8	発電所内貯蔵の化学物質流出			○	○		○	○		
2-9	パイプライン事故 （爆発，化学物質流出）			○	○		○	○		
2-10	軍事施設からのミサイル				○					
2-11	掘削工事				○					
2-12	他ユニットからの火災				○					
2-13	他ユニットからのタービン・ミサイル				○					
2-14	他ユニットからの内部溢水				○					
2-15	人工衛星の落下				○		○	○		○
2-16	飛来物（航空機落下）	○	○	○	○		○	○	○	○
2-17	電磁的障害	○	○		○					○
2-18	ダムの崩壊	○	○		○					○
2-19	工業施設又は軍事施設事故 （爆発，化学物質放出）			○			○	○		○
2-20	タービン・ミサイル	○	○	○			○	○		
2-21	有毒ガス	○	○	○			○	○		
2-22	内部溢水	○	○	○			○			
2-23	外部火災（近隣工場等の火災）	○	○	○						○

※ 外部ハザードを抽出した文献等の番号は「1. (1) 外部事象の収集」における資料番号と同じ

(2) 設計上考慮する外部事象の選定

外部事象に係る海外での評価手法[※]を参考に、設計上考慮する外部事象を選定するに当たり、影響を評価する基準を以下のように設定した。評価に当たっては、サイトに外部事象が有意な影響を与えるかという観点の評価（基準A、基準B、基準E）に加え、サイトに到達した外部事象が設備にどの程度影響を与えるかという観点の評価（基準C）を実施する、又は、外部事象の影響規模がほかの外部事象に包含される（基準D）ことを確認している。評価基準を第1-3表に示す。

第1-3表 評価基準

評価基準	内 容
基準A	当該原子炉施設に影響を及ぼすほど接近した場所に発生しない。 (例：砂嵐)
基準B	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。(例：海岸浸食)
基準C	当該原子炉施設の設計上考慮された事象と比較して、設備等への影響度が同等若しくはそれ以下であり、プラントの安全性が損なわれることはない。(例：濃霧)
基準D	影響が他の事象に包含される。(例：満潮)
基準E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。(例：隕石)

※ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Application”, ASME/ANS, February 2009

薬品類の漏えい時に使用する防護具について

1. 防護具について

島根原子力発電所 2 号炉の屋内には苛性ソーダや硫酸等，屋外には液体窒素，硫酸第一鉄水溶液，ポリ塩化アルミニウム，硫酸の各種の薬品タンクが設置されている。

第 1 表に示す防護具の選定表に基づき，必要な防護具を着用する。

第 1 表 地震時の防護具の選定表

	炉心損傷のおそれあり	炉心損傷のおそれなし
薬品の影響あり	放射線防護具及び薬品防護具	薬品防護具
薬品の影響なし	放射線防護具	通常の装備

1.1 屋内作業

廃棄物処理建物に設定しているアクセスルート近傍には薬品タンクは設置されていないため，地震による薬品漏えいの影響は想定されない。

そのため，廃棄物処理建物内の作業時は，炉心損傷のおそれがある場合は放射線防護具，炉心損傷のおそれがない場合は通常の装備を着用する。

原子炉建物原子炉棟にはほう酸水貯蔵タンクが設置されているが，耐震性を有しているため地震による薬品の漏えいは想定されず，万一，薬品が漏えいしたとしてもアクセスルートからの離隔距離が確保されているため，地震による薬品の影響は想定されない。

そのため，原子炉建物原子炉棟内の作業時は，炉心損傷のおそれがある場合は放射線防護具，炉心損傷のおそれがない場合は通常の装備を着用する。

上記のとおり，薬品防護具の着用は不要であるが，万一，薬品が滞留している箇所周辺へのアクセスや作業を行う場合を想定し，中央制御室及び緊急時対策所に，現場で作業に当たる要員の人数を踏まえた数量の薬品防護具を配備する。

1.2 屋外作業

アクセスルート近傍に設置している薬品タンクのうち，2 号炉 N G C 液体窒素貯蔵タンクは，漏えいした場合であっても液体窒素が外気に拡散することから，漏えいによる影響はない。

アクセスルート近傍に設置している薬品タンクのうち、2号炉鉄イオン溶解タンクは漏えいした場合であっても側溝に流れることから、漏えいによる影響はない。

アクセスルート近傍の建物内に設置されている薬品タンクは漏えいした場合であっても側溝に流れることから、漏えいによる影響はない。

そのため、屋外の作業時は、炉心損傷のおそれがある場合は、放射線防護具、炉心損傷のおそれがない場合は通常の装備を着用する。

上記のとおり、漏えいによる影響は限定的と考えられるが、万一、薬品が滞留している箇所周辺へのアクセスや作業を行う場合を想定し、中央制御室及び緊急時対策所に、現場で作業に当たる要員の人数を踏まえた数量の薬品防護具を配備する。

薬品防護具の一覧を第2表、薬品防護具を第1図に示す。

第2表 薬品防護具一覧

装備品	耐薬品性	保管場所 ^{※1}
化学防護服 ^{※3}	薬品全般	中央制御室： (10セット) ^{※2,4}
化学防護手袋		
化学防護長靴		緊急時対策所： (40セット) ^{※2,5}
全面マスク ^{※3}	飛沫からの防護，揮発性の薬品に対応	
チャコール・フィルタ ^{※3}		

- ※1：上記の表の薬品防護具及び放射性防護具一式をセットとして保管場所に保管する。
 ※2：装備品（チャコール・フィルタを除く。）はウェットティッシュでの拭き取りにより除染等を行い再使用する。拭き取り用のウェットティッシュを中央制御室に1個，緊急時対策所に2個配備する。
 ※3：放射線防護具と兼用する。
 ※4：（運転員9名＋余裕）＝10セット
 ※5：（現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員4名＋余裕）＝40セット



第1図 薬品防護具

敷地内の地下水位の設定について

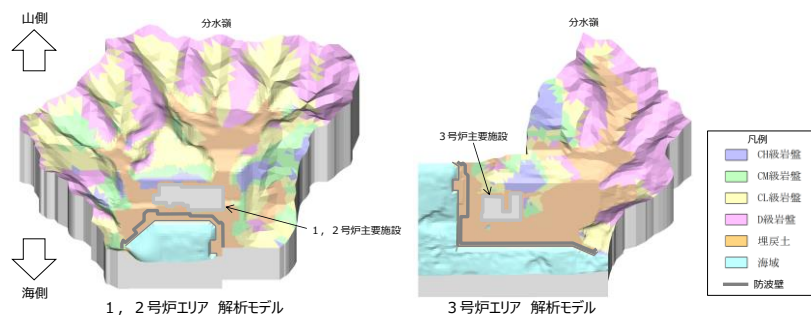
保管場所及びアクセスルートの評価のうち、地中埋設構造物の浮き上がり評価等に用いる地下水位を設定するに当たっては、地形等を適切にモデル化した浸透流解析を実施することとし、保守性を確保する方針とする。(浸透流解析の詳細については、四条別紙 17「地下水位低下設備について」参照)

なお、周辺斜面の崩壊及び敷地斜面のすべりに対する影響評価に係る地下水位については、別紙(31)に示す。

以下に地下水位設定の方針を示す。

①解析モデル作成・再現解析による検証

- ・島根原子力発電所の敷地は堅硬な地山の尾根（分水嶺）に囲まれている。また、1, 2号炉及び3号炉エリアの境界部にも同様の分水嶺が存在する。この島根サイトの地形的特徴を踏まえ、それぞれの領域で適切に地下水位を評価する観点から、両エリアで解析モデルを作成する。
- ・解析モデル・解析条件について建設時工認を参照し設定した上で、観測記録との比較等によりモデルの妥当性の確認を行う。



第1図 解析モデル鳥瞰図

②地下水位の設定（予測解析）

- ・詳細設計段階で予測解析を実施し、地中埋設構造物の浮き上がり評価等に用いる地下水位を設定する。

以上を踏まえ、地中埋設構造物の浮き上がり評価等に用いる地下水位については詳細設計段階で決定するため、設置許可段階においては地下水位を地表面に設定する。

建物関係の耐震評価について

1. 評価概要

島根原子力発電所 2 号炉における保管場所及びアクセスルートに影響を与える可能性のある建物（外装材等含む。）について耐震評価を実施し、保管場所及びアクセスルートに影響がないことを確認する。

2. 免震重要棟の耐震評価について

2.1 建物諸元

免震重要棟の諸元を第 1 表に示す。

第 1 表 免震重要棟の諸元

建物名称	構造	階数	基礎構造	平面形状		地上 高さ (m)	竣工日
				X (m)	Y (m)		
免震重要棟 ^{※1}	鉄骨鉄筋コンクリート造 (一部鉄骨造) (免震構造)	地上 3 階	直接基礎	35.30	46.90	15.0	平成 26 年 10 月 31 日

※ 1 : 3. (3) a. ①周辺建造物の損壊（建物、鉄塔等）における第 1 保管エリア周辺の建物。

2.2 建物の耐震評価方法等

免震重要棟の耐震評価方法等を第 2 表に示し、耐震性能評価検討については別添 1 に示す。

第 2 表 免震重要棟の耐震評価方法等

評価方法	検討用地震動
地震応答解析による 層間変形角（上部構造） せん断ひずみ（免震装置）	基準地震動 S_s ^{※1}

※ 1 : 基準地震動 $S_s - D$, 基準地震動 $S_s - F 1$, 基準地震動 $S_s - F 2$, 基準地震動 $S_s - N 1$ 及び基準地震動 $S_s - N 2$ のうち、建物の水平方向 1 次固有周期における加速度応答スペクトルが最も大きい基準地震動 $S_s - D$ を用いる。

2.3 建物の耐震評価結果

免震重要棟の耐震評価結果を第3表に示し、耐震性能評価検討については別添1に示す。なお、本評価結果は暫定条件を用いた評価結果であることから、正式条件を用いた評価結果は詳細設計段階で示す。

第3表 免震重要棟の耐震評価結果

評価方法			評価結果		影響
			評価基準値	最大応答値	
地震応答解析	上部構造	層間変形角	1/75 以下 ^{※1}	1/15459	無
	免震装置	せん断ひずみ	166%以下 ^{※2} (標準特性時)	132%	無
			250%以下 ^{※2} (特性変動時)	169%	無

※1：「鉄筋コンクリート造建物の耐震性能評価指針（案）・同解説」（（社）日本建築学会）において、壁フレーム構造の安全限界状態とされる層間変形角の値。安全限界状態とは、地震応答時の応力及び地震終了時の鉛直荷重による応力を安定して維持することができる状態であり、建物の被災度は大破が概ねこれに対応する。

※2：「免震構造の試評価例及び試設計例」（（独）JNES, 2014）における設計目標値である。

3. 各建物の外装材の被害想定について

各建物のうち、倒壊しないと判断している建物について、保管場所及びアクセスルートに対する外装材の被害想定を実施した。

3.1 評価方針

各建物の地上部の外装材を支持する構造及び外装材を第4表に示す。

鉄筋コンクリート造部分の外装材は、基本的に鉄筋コンクリートの躯体に吹付塗装のため、保管場所及びアクセスルートへの影響がないと評価する。ただし、吹付塗装以外の外装材を使用している場合は保管場所及びアクセスルートへの影響を評価する。なお、吹付塗装以外の外装材を使用している部分はないことを確認している。

鉄骨造部分については、外装材の被害想定及び保管場所とアクセスルートへの影響を評価する。

第4表 耐震評価の一覧表

No. ※1	名称	地上部の外装材を支持する構造	外装材	影響評価 要否
1	緊急時対策所	鉄筋コンクリート造	吹付塗装	否
6	ガスタービン発電機建物	鉄筋コンクリート造	吹付塗装	否
18	1号炉原子炉建物	鉄筋コンクリート造	吹付塗装	否
		鉄骨造	複合板（鉄板＋断熱材＋鉄板）	要
		鉄骨造	鉄板	否※2
19	1号炉廃棄物処理建物	鉄筋コンクリート造	吹付塗装	否
20	2号炉原子炉建物	鉄筋コンクリート造	吹付塗装	否
21	2号炉廃棄物処理建物	鉄筋コンクリート造	吹付塗装	否
		鉄骨造	ALCパネル	否※2
22	2号炉タービン建物	鉄筋コンクリート造	吹付塗装	否
		鉄骨造	鉄板	否※2
30	2号炉排気筒モニタ室	鉄筋コンクリート造	吹付塗装	否
—	免震重要棟	鉄筋コンクリート造	吹付塗装	否

※1：別紙(28)の第8表による管理番号を示す。

※2：アクセスルート側に位置しておらず、外装材の脱落を想定しても影響はない。

3.2 評価結果

(1) 1号炉原子炉建物の外装材被害による影響評価

1号炉原子炉建物の外装材（複合板）について、基準地震動 S_s により生じる地震荷重に対する耐震性能を確認した結果、外装材（複合板）は脱落しないことから、アクセスルートへの影響はない。耐震性能評価検討については別添2に示す。なお、本評価結果は暫定条件を用いた評価結果であること

から、正式条件を用いた評価結果は詳細設計段階で示す。

4. 各建物の外装材以外の部材等による影響評価について

倒壊しないと判断している各建物の外部に設置された外装材以外の部材等による保管場所及びアクセスルートに対する影響評価を実施する。

4.1 評価方針

外装材以外の部材等のうち、落下した場合に保管場所及びアクセスルートに影響を及ぼす可能性のあるもので、人力又はホイールローダにより撤去が困難なものについては、第5表のとおり抽出し、耐震評価を実施する。また、それらの耐震設計・評価方針については第6表に示し、その評価結果については、工事認可の詳細設計段階で示す。

なお、上記以外のものについては、万一落下したとしても、人力又はホイールローダによる撤去が可能であることから、落下による影響は考慮していない。

第5表 外装材以外の部材等による影響評価の一覧表

No. ※1	建物	外装材以外の部材等	耐震設計・評価方針分類	条文要求	評価区分
1	緊急時対策所	屋外階段	耐震評価	—	工事認可
6	ガスタービン発電機建物	屋外階段	耐震評価	—	工事認可
20	2号炉原子炉建物	防護扉※2	耐震評価	—	工事認可
		大物搬入口扉	Sクラス	○	工事認可
		竜巻防護対策設備	波及的影響評価	○	工事認可
—	免震重要棟	鋼製バルコニー	耐震評価	—	工事認可

注：条文要求の「○」は「設置許可基準規則」第四条及び三十九条並びに「技術基準規則」第五条及び五十条で適合性を説明するもの。

※1：別紙(28)の第8表による管理番号を示す。

※2：機器搬出入用の大型のもの。

第6表 耐震設計・評価方針

分類	設計方針	評価方針
Sクラス	耐震Sクラスとして設計する。	「設置許可基準規則」第四条及び三十九条並びに「技術基準規則」第五条及び五十条の適合性説明資料に基づき評価を実施する。
波及的影響評価	耐震重要度分類の上位のクラスに属する施設に波及的影響によって、安全機能を損なわせることのないように設計する。	
耐震評価	基準地震動S _s による地震力によって、転倒・落下しない設計とする。	支持部に生じる力が、終局強度以下であることを確認する。

免震重要棟 基準地震動 S_s に対する耐震性能評価検討

1. 目的

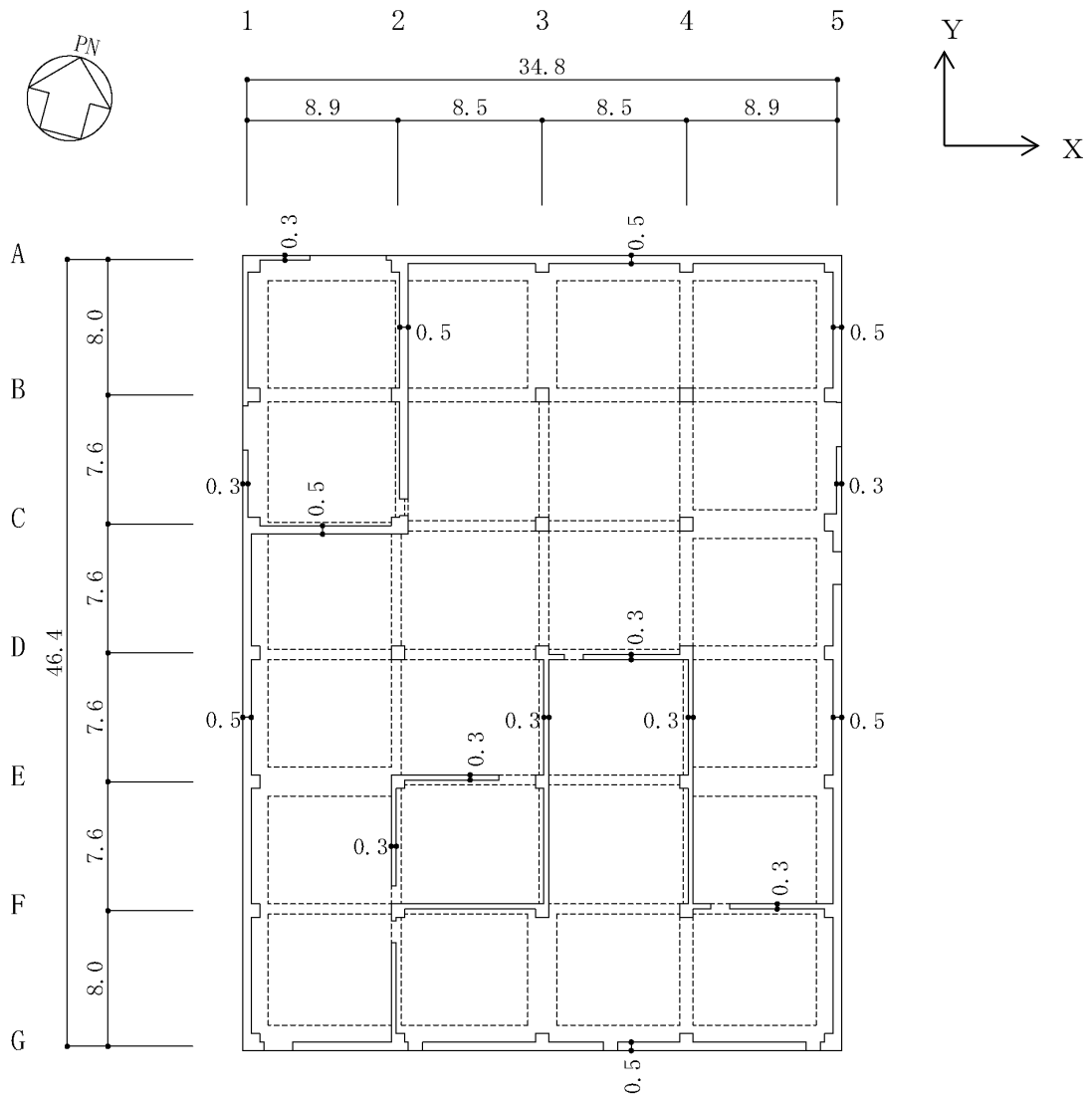
島根原子力発電所免震重要棟に対し、基準地震動 S_s に対する地震応答解析により建物及び免震装置の耐震性能について検討を行い、建物の保管場所への影響を確認する。

2. 建物概要

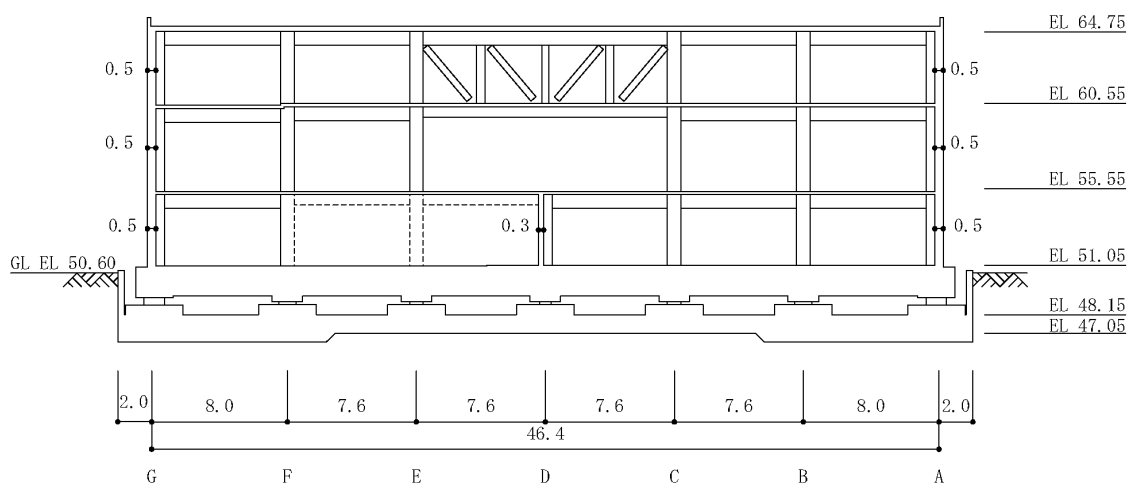
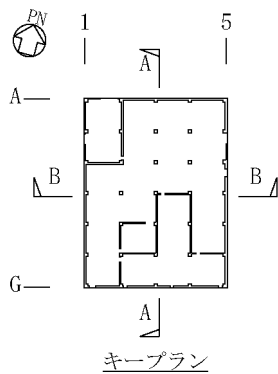
建物概要を第 1 表に、梁伏図を第 1 図に、断面図を第 2 図に示す。検討建物は、上部構造が鉄骨鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）の耐震壁付きラーメン構造で、1 階床下の免震層に免震装置（天然ゴム系積層ゴム、鉛プラグ入り積層ゴム、低摩擦弾性すべり支承、オイルダンパ）を配置した免震構造である。

第 1 表 建物概要

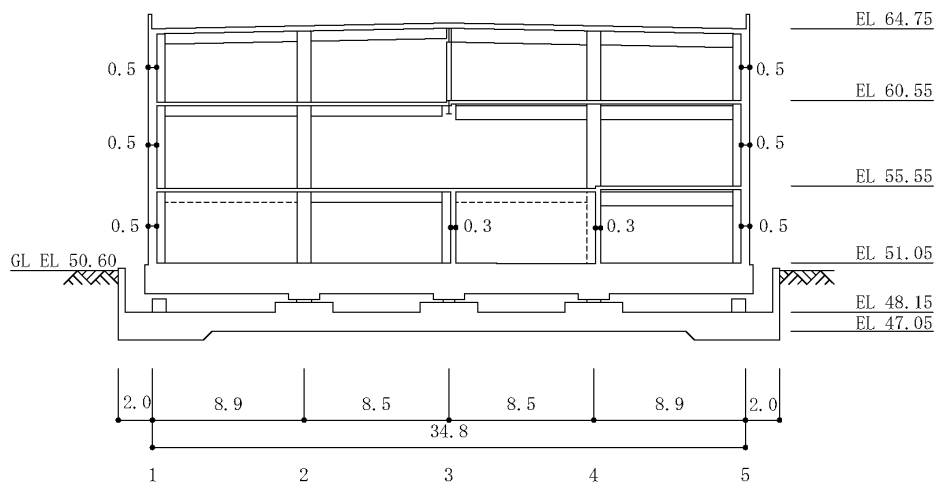
構造	鉄骨鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造） （免震構造）
階数	地上 3 階
基礎構造	直接基礎（岩盤に免震ピットが直接設置）
平面形状	35.3m（X 方向）×46.9m（Y 方向）
高さ	地上高さ 15.0m
竣工日	平成 26 年 10 月 31 日



第1図 1階梁伏図 (单位：m)



A-A断面 (3通り) 断面図 (Y方向)



B-B断面 (D通り) 断面図 (X方向)

第2図 断面図 (単位:m)

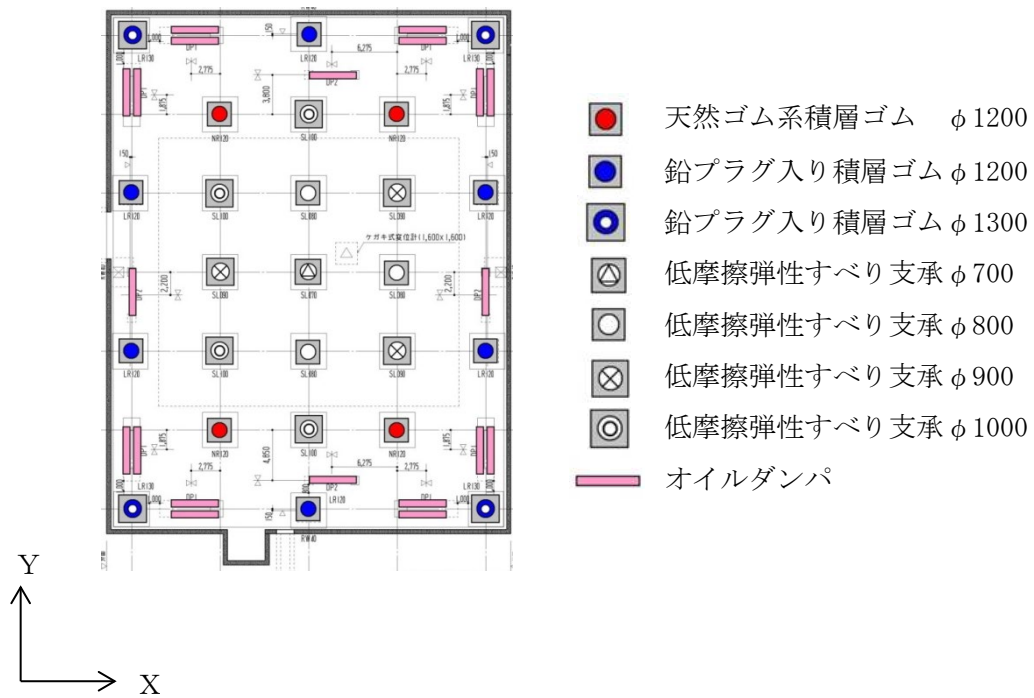
3. 免震装置概要

本建物に使用している免震装置は、天然ゴム系積層ゴム 4 台、鉛プラグ入り積層ゴム 10 台及び低摩擦弾性すべり支承 11 台の合計 25 台に加え、オイルダンパを X 方向、Y 方向にそれぞれ 10 台、合計 20 台である。免震装置の概要を第 2 表に、免震装置の配置図を第 3 図に示す。

第 2 表 免震装置の概要

免震装置	ゴム材料 せん断 弾性率 (N/mm ²)	形状	積層ゴム サイズ	ゴム総厚	鉛径 (mm)	基数	品番	メーカー
天然ゴム系 積層ゴム	0.392 ※ ¹	丸形	φ 1200mm	240.0mm (8.0×30)	—	4	NS120G4	ブリヂストン
鉛プラグ入り 積層ゴム	0.385 ※ ¹	丸形	φ 1200mm	240.0mm (8.0×30)	260	6	LS120G4H	ブリヂストン
	0.385 ※ ¹	丸形	φ 1300mm	252.3mm (8.7×29)	280	4	LT130G4H	ブリヂストン
低摩擦弾性 すべり支承	0.392 ※ ¹	丸形	φ 700mm	39.9mm (5.7×7)	—	1	SP070G4	ブリヂストン
	0.392 ※ ¹	丸形	φ 800mm	39.0mm (6.5×6)	—	3	SP080G4	ブリヂストン
	0.392 ※ ¹	丸形	φ 900mm	41.4mm (6.9×6)	—	3	SP090G4	ブリヂストン
	0.392 ※ ¹	丸形	φ 1000mm	40.0mm (8.0×5)	—	4	SP100G4	ブリヂストン
オイルダンパ	—	—	—	—	—	20	BM250-4C	日立 オートモティブ システムズ

※ 1 : 20℃での値



第3図 免震装置配置図

4. 検討内容

(1) 検討方針

免震構造の本建物の倒壊は、免震装置が破壊するモードを想定し地震応答解析を実施し、上部構造及び免震装置に対する応答について検討を実施する。

本建物の評価基準値を第3表に示す。

評価基準値は上部構造については、「鉄筋コンクリート造建物の耐震性能評価指針（案）・同解説」（（社）日本建築学会）において、安全限界状態とされる層間変形角値である1/75とする。

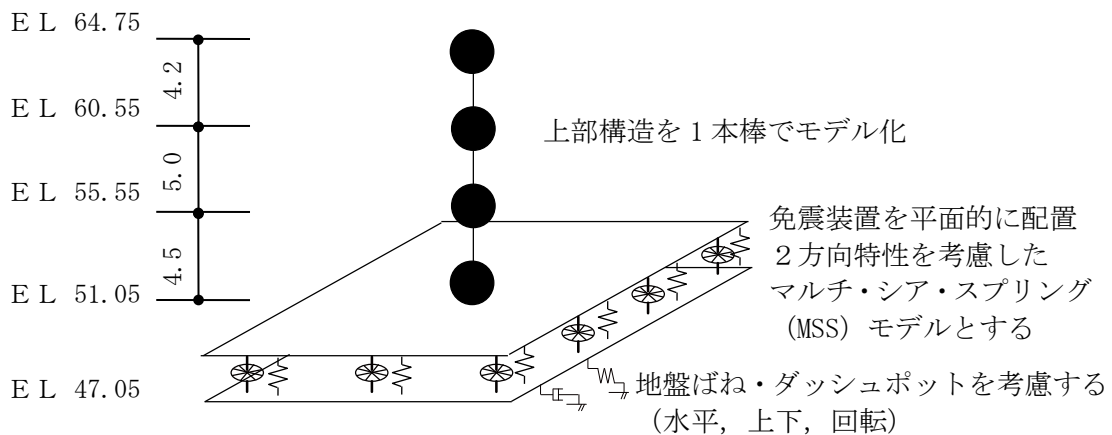
免震装置は「免震構造の試評価例及び試設計例」（（独）JNES, 2014）における設計目標値のせん断ひずみである166%（免震装置標準特性時）及び250%（免震装置の特性変動時）とする。

第3表 評価基準値

部位	項目	評価基準値
上部構造	層間変形角	1/75 以下
免震装置	せん断ひずみ	166%以下 (標準特性時)
		250%以下 (特性変動時)

(2) 解析モデル

解析モデルを第4図に示す。



第4図 解析モデル (単位 : m)

a. 上部構造のモデルの諸元

上部構造の水平方向は弾性の等価せん断型モデルに、鉛直方向は弾性の軸ばねモデルとしてモデル化する。減衰特性は剛性比例の内部粘性減衰とし、水平方向の減衰定数は免震層直上の1階床位置固定時の1次固有周期に対して5%とする。鉛直方向の減衰定数は地盤ばね、免震装置、上部構造の連成系鉛直方向1次固有周期に対して5%とする。

解析モデルの諸元を第4表に示す。

第4表 各階, 階高, 重量, 弾性剛性

階数	階高 (m)	重量 (kN)	弾性剛性 (kN/m)		
			X方向	Y方向	Z方向
屋上階		23904			
3階	4.2	27058	5.333×10^7	7.466×10^7	5.703×10^8
2階	5.0	29751	5.158×10^7	6.981×10^7	4.770×10^8
1階	4.5	57765	6.608×10^7	8.904×10^7	6.210×10^8

b. 免震層のモデルの諸元

(a) 水平ばね要素

免震層の水平ばねは、天然ゴム系積層ゴム、鉛プラグ入り積層ゴム及び低摩擦弾性すべり支承をそれぞれモデル化し、その特性を線形ばね、非線形ばねで評価する。免震装置の特性は、基準温度 20℃に対して 15℃の特性として定めたものとする。

なお、水平方向の減衰特性は履歴減衰のみを考慮し、材料減衰は考慮しない。

i. 天然ゴム系積層ゴムの特性を表す水平ばね

天然ゴム系積層ゴムの特性を表す水平ばねは線形ばねにモデル化する。

$$\text{天然ゴム剛性} : K_r = A_r \cdot G_r / h_r$$

$$\text{天然ゴムせん断弾性率} : G_r = 0.392 \text{N/mm}^2 \text{ (20}^\circ\text{C)}$$

ここで、 A_r : 積層ゴムの断面積、 h_r : ゴム層の総厚さ

天然ゴム系積層ゴムの特性を表す水平ばねに考慮する諸元を第 5 表及び第 6 表に示す。

第 5 表 天然ゴム系積層ゴムによる免震層水平ばねの諸元 (1 基あたり)

ゴムの せん断剛性率 G_r (N/mm ²)	積層ゴムの 断面積 A_r (cm ²)	ゴム層総厚さ d (cm)
0.392 (20℃)	11305	24.0

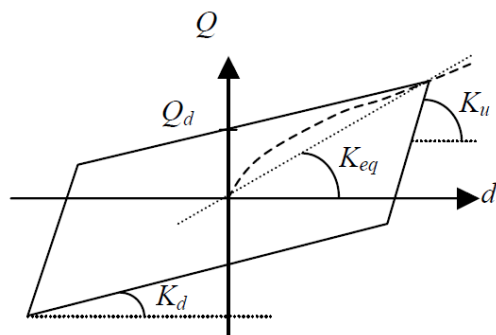
第 6 表 天然ゴム系積層ゴムの水平剛性 (1 基あたり)

種類	基数	使用ゴム	水平剛性 ^{※1} K_r (kN/m)
φ 1200	4	G4	1.87×10^3

※1 : 基準温度 20℃に対して、15℃の特性として定めた値。

ii. 鉛プラグ入り積層ゴムの特性を表す水平ばね

鉛プラグ入り積層ゴムの特性を表す水平ばねは第 5 図に示す修正バイリニア型にモデル化する。



第 5 図 修正バイリニア型履歴

鉛プラグ入り積層ゴムの特性を表す水平ばねに考慮する諸元を第 7 表に示す。

また、第 8 表に各免震装置の種々の振幅レベルでの等価水平剛性を示す。

第 7 表 鉛プラグ入り積層ゴムによる免震層水平ばねの諸元
(1 基あたり)

種類	ゴムのせん断剛性率 G_r (N/mm ²)	積層ゴムの断面積 A_r (cm ²)	鉛プラグの断面積 A_r (cm ²)	ゴム層総厚さ d (cm)
φ 1200	0.385 (20°C)	10779	531	24.0
φ 1300		12657	616	25.2

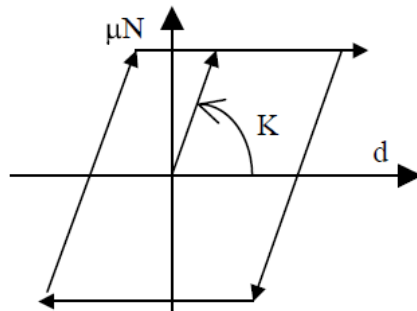
第 8 表 鉛プラグ入り積層ゴムの等価剛性 (1 基あたり)

種類	鉛径 (cm)	基数	使用 ゴム	水平剛性 ^{※1} (kN/m)		
				$d=2.4\text{cm}$ ($\gamma=10\%$)	$d=24\text{cm}$ ($\gamma=100\%$)	$d=48\text{cm}$ ($\gamma=200\%$)
φ 1200	26	6	G4	1.860×10^4	3.730×10^3	2.650×10^3
φ 1300	28	4		2.140×10^4	4.250×10^3	3.010×10^3

※1：基準温度 20°C に対して、15°C の特性として定めた値。

iii. 低摩擦弾性すべり支承の特性を表す水平ばね

地震応答解析では、計 11 基の低摩擦弾性すべり支承をそれぞれ第 6 図に示すように、弾性剛性及び折点荷重を摩擦力とした非線形水平ばねにモデル化する。これにはバイリニア型の履歴特性を考慮し、履歴による減衰のみを考慮する。設定諸元を第 9 表に示す。



第 6 図 低摩擦弾性すべり支承に与える非線形特性

第 9 表 低摩擦弾性すべり支承による免震層水平ばねの諸元
(1 基あたり)

種類	基数	鉛直力 N (kN)	摩擦係数 μ	摩擦力 μN (kN)	弾性剛性 ^{※1} K (kN/m)
φ 700	1	2146	0.015	32.2	5.06×10^3
φ 800	3	3286~3405	0.015	49.3~51.1	6.77×10^3
φ 900	3	3879~5241	0.015	58.2~78.6	8.07×10^3
φ 1000	4	4045~6980	0.015	60.7~104.7	1.03×10^4

※1：基準温度 20℃に対して、15℃の特性として定めた値。

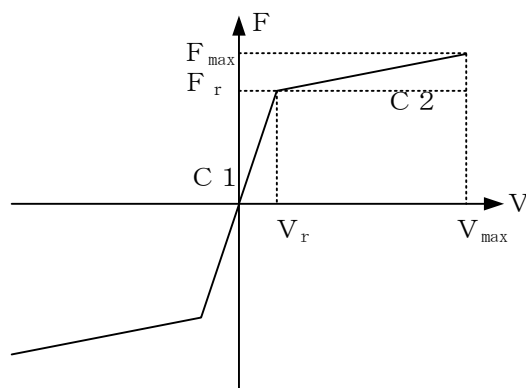
(b) 減衰要素

減衰要素はオイルダンパをダッシュポット要素にモデル化する。ダッシュポット要素の諸元を第10表に示す。

第10表 オイルダンパによる免震層ダッシュポットモデルの諸元
(1基あたり)

減衰係数 C_1 (kN/(cm/s))	減衰係数 C_2 (kN/(cm/s))	リリース 荷重 F_r (kN)	リリース 速度 V_r (m/s)	最大 荷重 F_{max} (kN)	最大 速度 V_{max} (m/s)
25.0	1.695	800	0.32	1000	1.50

オイルダンパはX, Y各方向10基ずつ, 計20基配置する。オイルダンパの特性を第7図に示す。

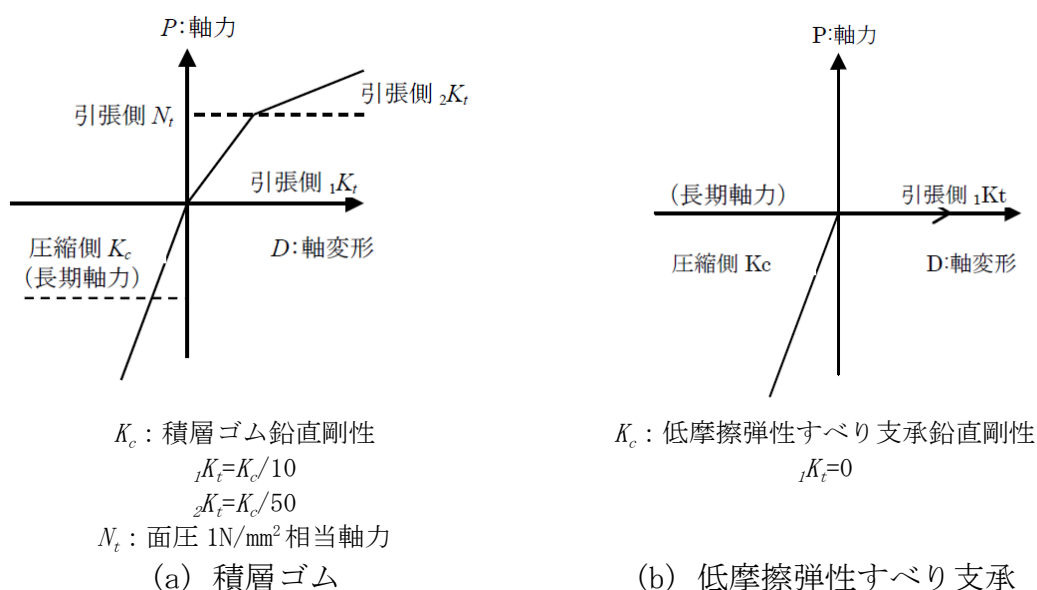


第7図 オイルダンパに与える特性

(c) 鉛直ばね要素

免震層の鉛直ばねは、天然ゴム系積層ゴム、鉛プラグ入り積層ゴム、低摩擦弾性すべり支承をそれぞれ圧縮領域と引張領域が非対称となる非線形ばねでモデル化する。積層ゴムの引張方向の特性は、第 8 図に示すようにバイリニアとし、圧縮剛性に係数を乗じて設定した。各装置の特性を第 11～13 表に示す。

なお、鉛直方向の減衰特性は剛性比例の内部粘性減衰とし、減衰定数は地盤ばね、免震装置、上部構造の連成系鉛直方向 1 次固有周期に対して、2%とする。



第 8 図 免震装置鉛直特性設定概要

第 11 表 天然ゴム系積層ゴムの鉛直特性 (1 基あたり)

種類	鉛直剛性 (kN/m)			N_t (kN)
	圧縮側 K_c	引張側 ${}_1K_t$	引張側 ${}_2K_t$	
$\phi 1200$	4.57×10^6	4.57×10^5	9.14×10^4	1130.5

第 12 表 鉛プラグ入り積層ゴムの鉛直特性 (1 基あたり)

種類	鉛直剛性 (kN/m)			N_t (kN)
	圧縮側 K_c	引張側 ${}_1K_t$	引張側 ${}_2K_t$	
$\phi 1200$	5.57×10^6	5.57×10^5	1.11×10^5	1077.9
$\phi 1300$	6.21×10^6	6.21×10^5	1.24×10^5	1265.7

第 13 表 低摩擦弾性すべり支承の鉛直特性（1 基あたり）

種類	鉛直剛性 (kN/m)	
	圧縮側 K_c	引張側 ${}_jK_t$
φ 700	0.85×10^7	0
φ 800	1.14×10^7	
φ 900	1.40×10^7	
φ 1000	1.75×10^7	

c. 地盤ばね

建物と地盤の動的相互作用は、建物下部の地盤を等価な水平ばね、回転ばね及び鉛直ばねとして評価する。

d. 免震装置の特性変動

(a) 天然ゴム系積層ゴム

免震装置のうち、天然ゴム系積層ゴムの剛性（水平及び鉛直）のばらつきに対して第 14 表に示す 3 要因を設定した。

第 14 表 天然ゴム系積層ゴムのばらつき

ばらつきの要因	水平剛性 K_r	鉛直剛性 K_v
製品誤差 (設計値に対して)	-5%~+5%	0%~+15%
経年変化 (初期値に対して)	0%~+10%	0%~+10%
環境温度 (設計値に対して)	-4%~+4%	変化なし

(b) 鉛プラグ入り積層ゴム

免震装置のうち、鉛プラグ入り積層ゴムの降伏後剛性、降伏荷重特性値及び鉛直剛性のばらつきに対して第 15 表に示す 3 要因を設定した。

第 15 表 鉛プラグ入り積層ゴムのばらつき

ばらつきの要因	降伏後剛性 K_d	降伏荷重特性値 Q_d	鉛直剛性 K_v
製品誤差 (設計値に対して)	-5%~+5%	-10%~0%	-5%~+10%
経年変化 (初期値に対して)	0%~+10%	0%	0%~+10%
環境温度 (設計値に対して)	-4%~+4%	-15%~+14%	変化なし

(c) 低摩擦弾性すべり支承

免震装置のうち、低摩擦弾性すべり支承の1次剛性、摩擦係数及び鉛直剛性のばらつきに対して第16表に示す3要因を設定した。

第16表 低摩擦弾性すべり支承のばらつき

ばらつきの要因	1次剛性 K_l	摩擦係数 μ	鉛直剛性 K_v
製品誤差 (設計値に対して)	-30%~+30%	-50%~0%	-30%~0%
経年変化 (初期値に対して)	0%~+10%	変化なし	0%~+10%
環境温度 (設計値に対して)	-4%~+4%	変化なし	変化なし

(d) オイルダンパ

免震装置のうち、オイルダンパの減衰係数及びリリース荷重のばらつきに対して第17表に示す3要因を設定した。

第17表 オイルダンパのばらつき

ばらつきの要因	減衰係数 C	リリース荷重 F_r
製品誤差 (設計値に対して)	-5%~+10%	-5%~+10%
経年変化 (初期値に対して)	-3%~+3%	-3%~+3%
環境温度 (設計値に対して)	-5%~+5%	-5%~+5%

(e) 解析条件

天然ゴム系積層ゴム，鉛プラグ入り積層ゴム，低摩擦弾性すべり支承及びオイルダンパについては，標準特性とした場合に加え，ばらつきとして免震層全体での等価剛性が最大あるいは最小となる組合せについて検討を実施する。すなわち，剛性が最大となるケースとして，天然ゴム系積層ゴムの剛性が最大，かつ鉛プラグ入り積層ゴムの降伏後剛性，降伏荷重特性値及び鉛直剛性が最大，かつ低摩擦弾性すべり支承の摩擦係数及び鉛直剛性が最大，かつオイルダンパの減衰係数，リリース荷重が最大となる組合せ及びその逆の2ケースを考慮する。解析ケースを第18表に示す。

第18表 解析ケース一覧

解析 ケース	天然ゴム系 積層ゴム	鉛プラグ入り 積層ゴム	低摩擦弾性 すべり支承	オイルダンパ
剛性 最大	水平剛性 K_r : 1.19 鉛直剛性 K_v : 1.25	降伏後剛性 K_d : 1.19 降伏荷重特性値 Q_d : 1.14 鉛直剛性 K_v : 1.20	1次剛性 K_j : 1.44 摩擦係数 μ : 1.00 鉛直剛性 K_v : 1.10	減衰係数 C : 1.18 リリース荷重 F_r : 1.18
標準 特性時	水平剛性 K_r : 1.00 鉛直剛性 K_v : 1.00	降伏後剛性 K_d : 1.00 降伏荷重特性値 Q_d : 1.00 鉛直剛性 K_v : 1.00	1次剛性 K_j : 1.00 摩擦係数 μ : 1.00 鉛直剛性 K_v : 1.00	減衰係数 C : 1.00 リリース荷重 F_r : 1.00
剛性 最小	水平剛性 K_r : 0.91 鉛直剛性 K_v : 1.00	降伏後剛性 K_d : 0.91 降伏荷重特性値 Q_d : 0.75 鉛直剛性 K_v : 0.95	1次剛性 K_j : 0.66 摩擦係数 μ : 0.50 鉛直剛性 K_v : 0.70	減衰係数 C : 0.87 リリース荷重 F_r : 0.87

(3) 固有値解析結果

水平方向の固有値解析は、上部構造は線形とし、免震層の水平ばねを各振幅レベルの等価線形値を取る場合について実施した。鉛直方向の固有値解析は水平方向固定条件として解析を行った。

a. 水平方向の固有周期

免震層が水平変形 $d=24\text{cm}$ ($\gamma=100\%$) 及び $d=48\text{cm}$ ($\gamma=200\%$) における等価剛性をもつ場合の水平方向の固有値解析結果を第 19 表及び第 20 表に示す。

第 19 表 水平変形 $d=24\text{cm}$ ($\gamma=100\%$) における固有周期

方向	次数	固有周期 (秒)	刺激係数 [※]
X 方向	1	3.345	1.001
	2	0.078	0.007
	3	0.047	0.014
Y 方向	1	3.344	1.001
	2	0.069	0.008
	3	0.047	0.015

※最大値を 1 で基準化した各次固有モードに対する刺激係数として求め絶対値を示す。

第 20 表 水平変形 $d=48\text{cm}$ ($\gamma=200\%$) における固有周期

方向	次数	固有周期 (秒)	刺激係数 [※]
X 方向	1	3.886	1.001
	2	0.078	0.007
	3	0.047	0.014
Y 方向	1	3.886	1.000
	2	0.069	0.009
	3	0.047	0.015

※最大値を 1 で基準化した各次固有モードに対する刺激係数として求め絶対値を示す。

b. 鉛直方向の固有周期

水平方向固定条件とした場合の鉛直方向の固有値解析結果を第21表に示す。

第21表 鉛直方向の固有周期

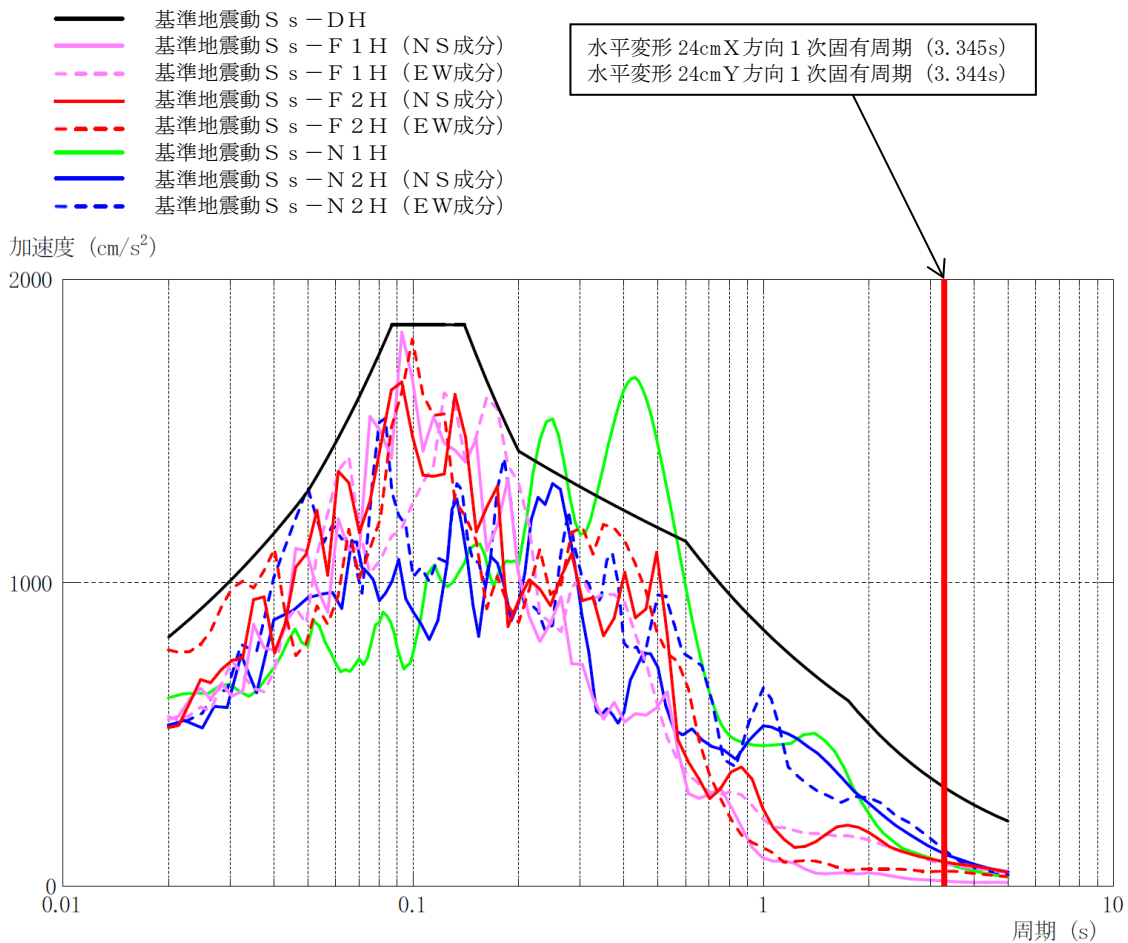
方向	次数	固有周期 (秒)	刺激係数 [※]
Z 方向	1	0.065	1.277
	2	0.023	0.503
	3	0.018	0.233

※最大値を1で基準化した各次固有モードに対する刺激係数として求め絶対値を示す。

(4) 検討用地震動

検討用の地震動は、基準地震動 $S_s - D$ 、基準地震動 $S_s - F 1$ 、基準地震動 $S_s - F 2$ 、基準地震動 $S_s - N 1$ 及び基準地震動 $S_s - N 2$ のうち、免震重要棟の地盤ばね、免震装置、上部構造の連成系水平方向1次固有周期（免震層の水平変形 $d=24\text{cm}$ ($\gamma=100\%$)) における加速度応答スペクトルが最も大きい基準地震動 $S_s - D$ とする。基準地震動 S_s の解放基盤表面における加速度応答スペクトル（水平方向）を第9図に示す。

免震重要棟の地震応答解析モデルへの入力地震動は、成層地盤モデルを用いた一次元波動論による解析によって求める。



第9図 基準地震動 S_s の加速度応答スペクトル（水平方向， $h=0.05$ ）

(5) 解析ケース

免震装置の特性のばらつきを考慮した全解析ケースを第 22 表に示す。

第 22 表 解析ケース

ケース	基準地震動	入力方向			免震装置の特性 のばらつき
		X	Y	Z	
S _s -D (X)	S _s -D	H ^{※1}	-	V ^{※2}	標準特性時
					剛性最大
					剛性最小
S _s -D (Y)		-	H ^{※1}	V ^{※2}	標準特性時
					剛性最大
					剛性最小

※1：基準地震動 S_s-D による水平方向の入力地震動

※2：基準地震動 S_s-D による鉛直方向の入力地震動

(6) 地震応答解析結果

各解析ケースにおける上部構造層間変形角を第 23 表及び第 24 表に、免震装置せん断ひずみを第 25 表に示す。

第 23 表 上部構造層間変形角 (X 方向)

ケース	階数	標準特性時	剛性最大	剛性最小
S s - D (X)	3 階	1/22838	1/25830	1/23904
	2 階	1/15969	1/17391	1/17194
	1 階	<u>1/15459</u>	1/16031	1/17000

(注) : 下線は X 方向の最大層間変形角

第 24 表 上部構造層間変形角 (Y 方向)

ケース	階数	標準特性時	剛性最大	剛性最小
S s - D (Y)	3 階	1/35235	1/37400	1/39326
	2 階	1/23969	1/24366	1/27203
	1 階	1/21898	<u>1/21729</u>	1/24496

(注) : 下線は Y 方向の最大層間変形角

第 25 表 免震装置せん断ひずみ

ケース	標準特性時	特性変動時	
		剛性最大	剛性最小
S s - D (X)	<u>131.67%</u>	109.59%	<u>168.34%</u>
S s - D (Y)	131.67%	109.59%	168.34%

(注) : 下線は標準特性時, 特性変動時それぞれの最大せん断ひずみ

5. まとめ

地震応答解析により評価された結果の最大応答値を第 26 表に示す。

保管場所への影響の観点からは、以下のように評価する。

「鉄筋コンクリート造建物の耐震性能評価指針（案）・同解説」（（社）日本建築学会）において、安全限界状態とされる層間変形角は 1/75 である。今回の解析結果による最大層間変形角は、この 1/75 を大幅に下回っている。

また、「免震構造の試評価例及び試設計例」（（独）JNES, 2014）において免震装置の設計目標値であるせん断ひずみは 166%（免震装置標準特性時）及び 250%（免震装置の特性変動時）である。今回の解析結果による免震装置の最大せん断ひずみはこの値を下回っている。

以上のことから、建物は倒壊せず、保管場所への影響はないことを確認した。

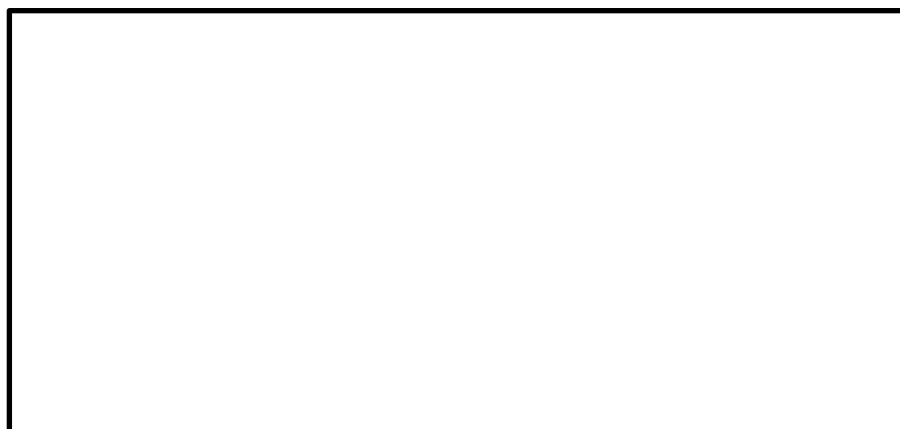
第 26 表 最大応答値一覧

部位	項目	最大応答値	評価基準値
上部構造	最大層間変形角 (X方向)	1/15459 (S _s -D(X), 1階, 標準特性時)	1/75
	最大層間変形角 (Y方向)	1/21729 (S _s -D(Y), 1階, 剛性最大)	
免震装置	せん断ひずみ (標準特性時)	132% (S _s -D(X))	166%
	せん断ひずみ (特性変動時)	169% (S _s -D(X), 剛性最小)	250%

1号炉原子炉建物 外装材 基準地震動 S_s に対する耐震性能評価検討

1. 目的

1号炉原子炉建物の鉄骨造部分に設置している外装材（複合板）について、基準地震動 S_s により生じる地震荷重に対する耐震性能を確認し、外装材（複合板）のアクセスルートへの影響を確認する。外装材（複合板）の取付位置を第1図に示す。



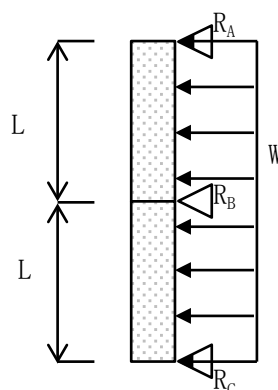
第1図 1号炉原子炉建物 南側 外装材（複合板）取付位置図

2. 外装材（複合板）の耐震性について

外装材（複合板）について、以下のとおり強度を確保していることを確認した。

2.1 検討方針

基準地震動 S_s により外装材（複合板）に発生する応力について、第2図に示す簡易モデルにより評価し、許容値以下であることを確認する。



第2図 2スパン連続梁モデル図

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。

2.2 検討諸元

外装材（複合板）の1枚あたりの幅に対して、ボルト取付部を支点（R）と見なした2スパン連続梁モデルとし、基準地震動S_sにより生じる地震荷重を分布荷重（W）とした場合に、取付ボルトに発生する引張荷重（Q）、外装材（複合板）の連続部に発生する最大曲げモーメント（M）を第1表に示す。

- ・取付ボルトに発生する最大引張荷重：

$$Q_{\max} = R_B = 5/4 \times W \times L$$

- ・外装材（複合板）に発生する最大曲げモーメント：

$$M_{\max} = M_B = 1/8 \times W \times L^2$$

第1表 基準地震動S_sによる発生応力

	分布荷重 W (kN/m)	支点ピッチ L (m)	引張荷重 Q _{max} (kN)	最大曲げ モーメントM _{max} (kN・m)
地震荷重 (水平)	1.5 ^{※1} (@6.0G)	0.9	1.69	0.152

※1：外装材（複合板）の1枚あたりの単位重量（0.25kN/m）に暫定条件を元に設定した検討用震度（6.0G）を乗じて算定した値

2.3 評価結果

基準地震動S_sにより外装材（複合板）に発生する応力に対して、許容値以下であることを第2表に示す。

- ・外装材（外側波形鉄板）^{※1}：

冷間圧延鋼板，厚さ mm

- ・取付ボルト：

ステンレスボルト，φ7.5，2本（1支点あたり）

- ・取付ボルトに発生する引張応力度：

$$\sigma_t = Q_{\max} / A$$

A：取付ボルトの有効断面積^{※2}

- ・外装材（外側波形鉄板）^{※1}に発生する曲げ応力度：

$$\sigma_b = M_{\max} / Z$$

Z：外装材（外側波形鉄板）^{※1}の断面係数

第2表 断面検討結果

	取付ボルト		外装材（外側波形鉄板）	
	引張応力度 σ_t (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	曲げ応力度 σ_b (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
地震荷重 (水平)	42.1	210	36.5	180

※1：複合板は外側波形鉄板，断熱材及び内側鉄板により構成しているため，強度部材を外側波形鉄板として検討

※2：取付ボルトの径は $\phi 7.5$ であるが，よりボルト径が小さいM6として設定

地滑り又は土石流による影響評価について

1. はじめに

保管場所及びアクセスルートに対する地滑り又は土石流の影響について、以下のとおり評価し、重大事故等対応に影響がないことを確認した。

2. 地滑りの影響評価について

独立行政法人防災科学技術研究所（以下、「防災科研」）が作成した地すべり地形分布図（平成 17 年、清水ほか「恵曇」(2005a)※¹、「境港」(2005b)※²）の記載に基づくと、第 1 図のとおり島根原子力発電所構内に地滑り地形は 5 箇所記載されている。

保管場所については、各地滑り地形の範囲外に設置されており、影響はない。

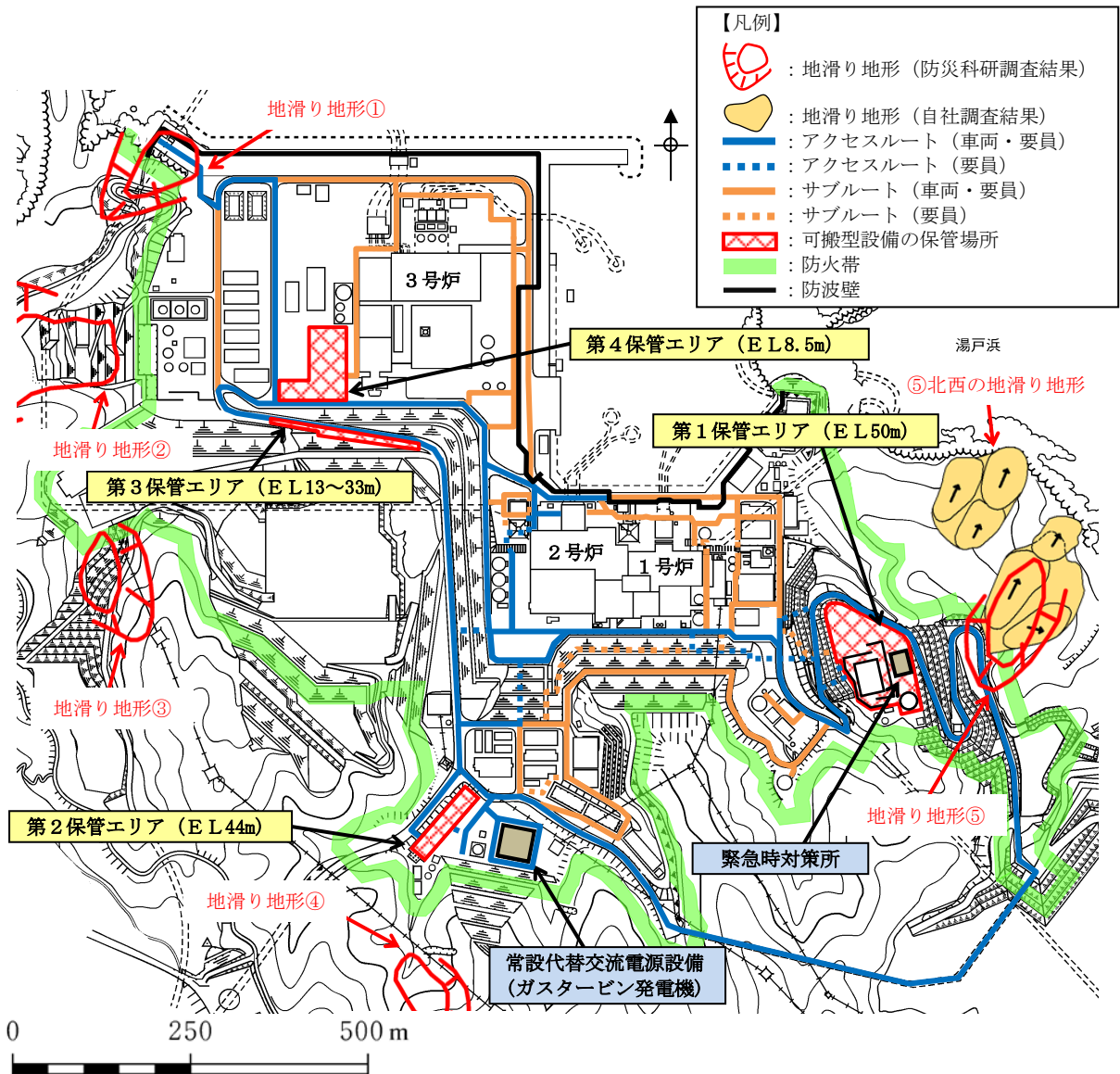
アクセスルートについては、防災科研調査結果の地滑り地形①及び地滑り地形⑤の範囲にあるが、自社調査（机上調査による地形判読及び現地踏査による地滑り地形の詳細検討）の結果、地滑り地形①については深層崩壊を伴うような地滑り地形ではないことを確認している。また、防災科研調査結果の地滑り地形①付近において確認された表層土（礫質土及び粘性土）については、過去の表層すべりの可能性が否定できないことから、周辺斜面の安定性確保のため、撤去を行うこととしている。

地滑り地形⑤については、自社調査の結果、地滑り土塊が認められるが、アクセスルートは自社調査結果の地滑り土塊の範囲外に位置する。また、地滑り頭部付近においては、尾根筋を切り取っているが、斜面にすべり面が認められないことから、アクセスルートは地滑り地形の範囲外に位置する。

（第六条 外部からの衝撃による損傷の防止 参照）

※1 清水文健・井口 隆・大八木規夫(2005a)：5 万分の 1 地すべり地形分布図，第 26 集「浜田・大社」図集，地すべり地形分布図 恵曇，防災科学技術研究所研究資料 第 285 号，防災科学技術研究所

※2 清水文健・井口 隆・大八木規夫(2005b)：5 万分の 1 地すべり地形分布図，第 25 集「松江・高梁」図集，地すべり地形分布図 境港，防災科学技術研究所研究資料 第 278 号，防災科学技術研究所



第1図 地滑り地形分布図 (保管場所及びアクセスルート)

3. 土石流の影響評価について

国土交通省国土政策局が公開する「国土数値情報 土砂災害危険箇所データ」の記載に基づくと、第2図のとおり島根原子力発電所構内の土石流危険区域は7箇所である。

第2保管エリア及び一部のアクセスルートが土石流危険区域の範囲内に含まれているが、屋外に配置している可搬型設備は複数箇所にそれぞれ離隔して分散配置しているため、影響を受けない。アクセスルートは、複数確保しているアクセスルートが使用可能であるためアクセス性に影響はない。なお、屋内のアクセスルートについては、原子炉建物等が影響を受ける範囲にないため、影響はない。詳細は以下のとおり。

(1) 対応方針

a. 土石流が発生した場合の対応方針

土石流が発生し第2保管エリア及び一部のアクセスルート^{※1}に影響が及んだ場合は、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）を使用し、サブルート^{※2}は使用しない。緊急時対策要員は、緊急時対策所からアクセスルート（要員）を用いて、徒歩で土石流の影響を受けるおそれのない第3及び第4保管エリアに移動したうえで、保管されている可搬型重大事故等対処設備を用いて、重大事故等の対応を実施する。

土石流が発生した際の土砂撤去作業は、要員の安全確保の観点から、発生後すぐに行うことは困難であると想定されるため、重大事故等の対応上、土砂撤去作業によるアクセスルート^{※1}の復旧には期待しない。

土砂撤去作業は、二次災害の発生を防止するため、天候や現場状況の確認を行ったうえで実施する。

※1：第2図の土石流危険区域①～⑥が掛かる範囲のアクセスルート

※2：地震及び津波時に期待しないルートであり、地震及び津波その他の自然現象の影響評価対象外

b. 設置許可基準規則への適合性

「設置許可基準規則」第四十三条第3項第五号^{※1}に基づき、可搬型重大事故等対処設備は、常設重大事故等対処設備と異なる場所に、2セットを分散配置して保管することとしている。

土石流の影響を考慮し、可搬型重大事故等対処設備は、2セットを分散配置し、いずれか1セットは土石流の影響を受けない保管場所に配置し、基準に適合させる。

「設置許可基準規則」第四十三条第3項第六号^{※2}に基づき、アクセスルートは、想定される自然現象、原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動に支障をきたすことのないよう、複数のアクセスルートを確保することとしている。

想定される自然現象のうち土石流に対しては、複数のアクセスルートのうち土石流の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート確保し、基準に適合させる。

※1：第四十三条第3項第五号：地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること

※2：第四十三条第3項第六号：想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること

c. 土石流が発生した場合の対策内容

土石流の影響を考慮し、全ての土石流危険区域で、同時に土石流が発生した場合においても、重大事故等の対応が可能となるよう、以下の対策を講ずる。また、対策の全体像を第3図に示す。

① アクセスルートの確保

- ・土石流が発生した場合でも、緊急時対策所から第3及び第4保管エリアに要員が移動できるよう、土石流の影響を受けないアクセスルート（要員）を管理事務所2号館南東の位置に設置する。なお、移動に際して、サブルートの使用は期待しない。
- ・万一の送電線垂れ下がり時においても要員が移動できるよう、アクセスルート（要員）を管理事務所2号館南西の位置に設置する。

② 可搬型設備の確保

- ・土石流が発生した場合でも、土石流の影響を受けない第3及び第4保管エリアに保管する可搬型設備を用いて、重大事故等の対応ができるよう、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る。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保管エリアに変更する。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する。^{※1}

※1：2n設備は、2セットのうち1セットを第3又は第4保管エリアに配置（変更なし）

③ 原子炉注水等に使用する水源の確保

- ・代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びにその周辺が土石流に覆われ、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした注水ができなくなることから、海を水源（海水取水箇所：非常用取水設備（2号炉取水槽））とした注水を実施する^{※2}。

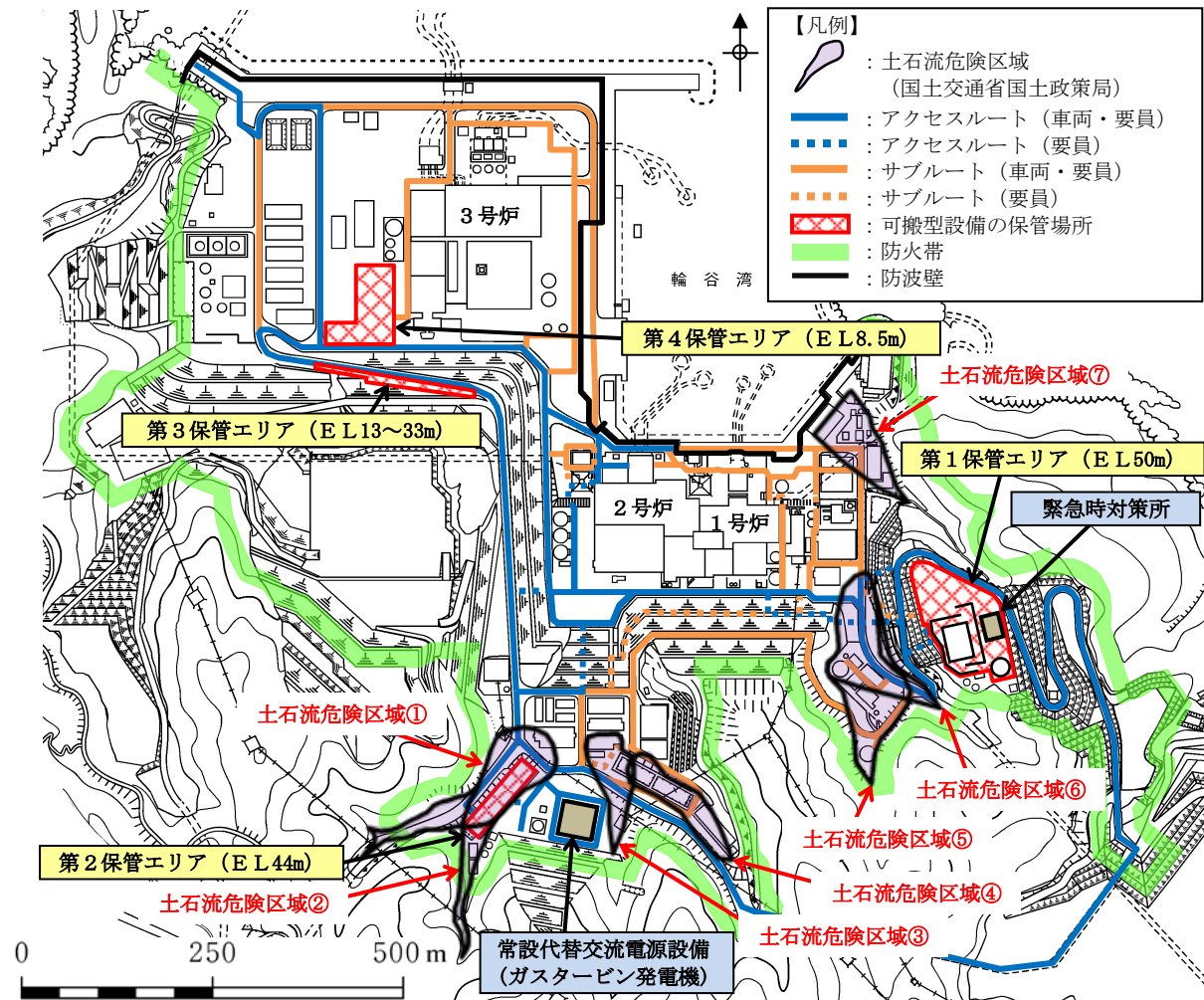
※2：海を水源とする注水手順は，SA手順として整備済（変更なし）

④ 可搬型設備への燃料補給手段の確保

- ・ガスタービン発電機用軽油タンクの周辺が土石流に覆われ，タンクローリーが寄り付けず，ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した燃料補給ができなくなることから，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した可搬型設備への燃料補給を実施する※3。

※3：非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した燃料補給手順を，自主対策手順からSA手順に変更

第4 保管エリア【E L8.5m】	第1 保管エリア【E L50m】
<ul style="list-style-type: none"> ・高圧発電機車：3台 ・大量送水車：2台 ・移動式代替熱交換設備：1台 ・大型送水ポンプ車：2台 ・可搬式窒素供給装置：1台 ・第1ペントフィルタ出口水素濃度：1台 ・シルトフェンス（2号炉放水接続槽用）：約20m ・シルトフェンス（輪谷湾用）：約320m ・小型船舶：1隻 ・放射性物質吸着材：3組 ・放水砲：1台 ・泡消火薬剤容器：5個 ・タンクローリ：1台 ・可搬式モニタリング・ポスト：6台 ・可搬式気象観測装置：1台 ・緊急時対策所用発電機：2台 ・緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）：30本 ・緊急時対策所空気浄化送風機：1台 ・緊急時対策所空気浄化フィルタユニット：1台 ・ホイールローダ：1台 	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧発電機車：3台 ・大量送水車：1台 ・移動式代替熱交換設備：1台 ・大型送水ポンプ車：1台 ・可搬式窒素供給装置：1台 ・第1ペントフィルタ出口水素濃度：1台 ・シルトフェンス（2号炉放水接続槽用）：約20m ・シルトフェンス（輪谷湾用）：約360m ・小型船舶：1隻 ・放射性物質吸着材：1組 ・放水砲：1台 ・泡消火薬剤容器：1個 ・タンクローリ：1台 ・可搬式モニタリング・ポスト：6台 ・可搬式気象観測装置：1台 ・緊急時対策所用発電機：2台 ・緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）：510本 ・緊急時対策所空気浄化送風機：2台 ・緊急時対策所空気浄化フィルタユニット：2台 ・ホイールローダ：1台



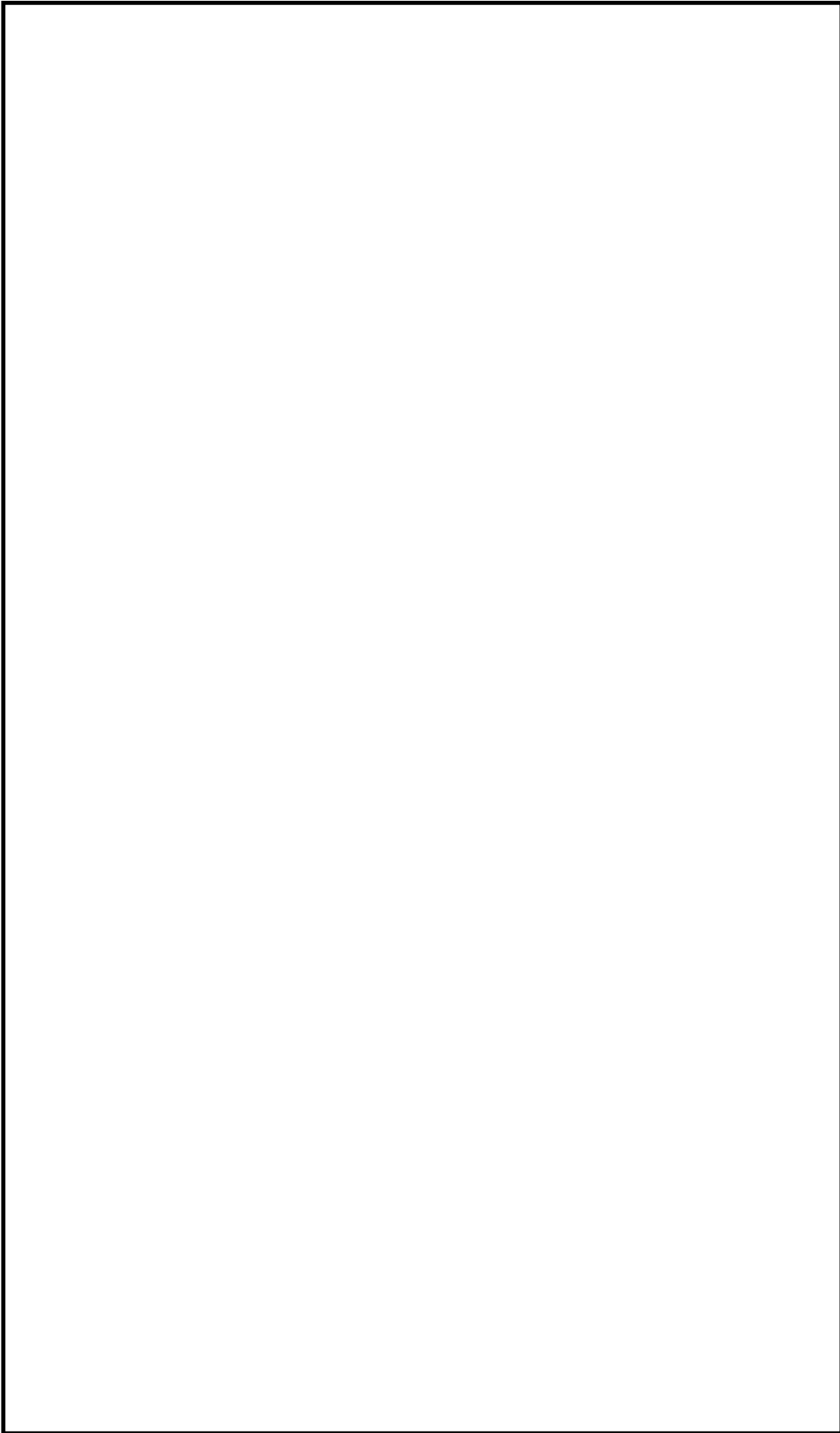
第3 保管エリア【E L13~33m】	第2 保管エリア【E L44m】
<ul style="list-style-type: none"> ・高圧発電機車：1台 ・大量送水車：1台 ・移動式代替熱交換設備：1台 ・大型送水ポンプ車：1台 ・タンクローリ：1台 ・ホイールローダ：1台 	<ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車：1台

※：サブルートは、地震及び津波時には期待しない。

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

※：各保管エリアには、可搬型重大事故等対処設備を記載。

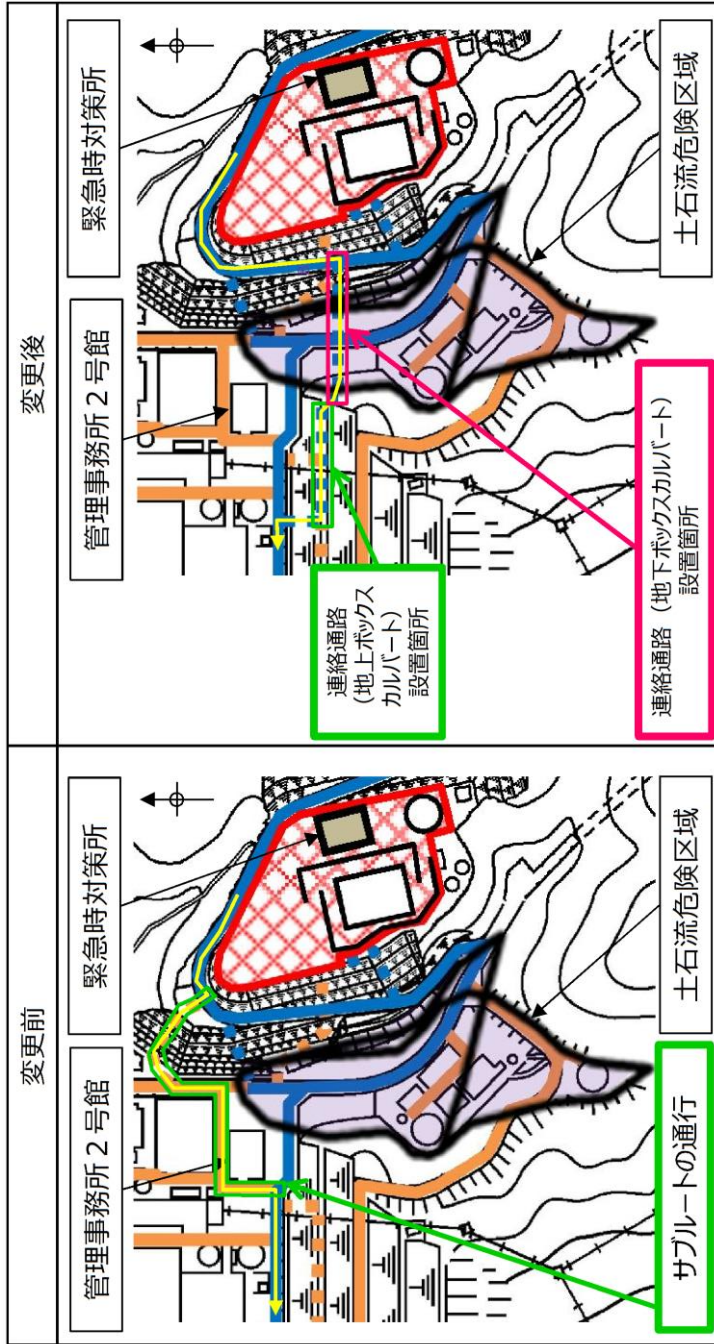
第2 図 土石流危険区域図及び各保管場所に
配備する可搬型重大事故等対処設備



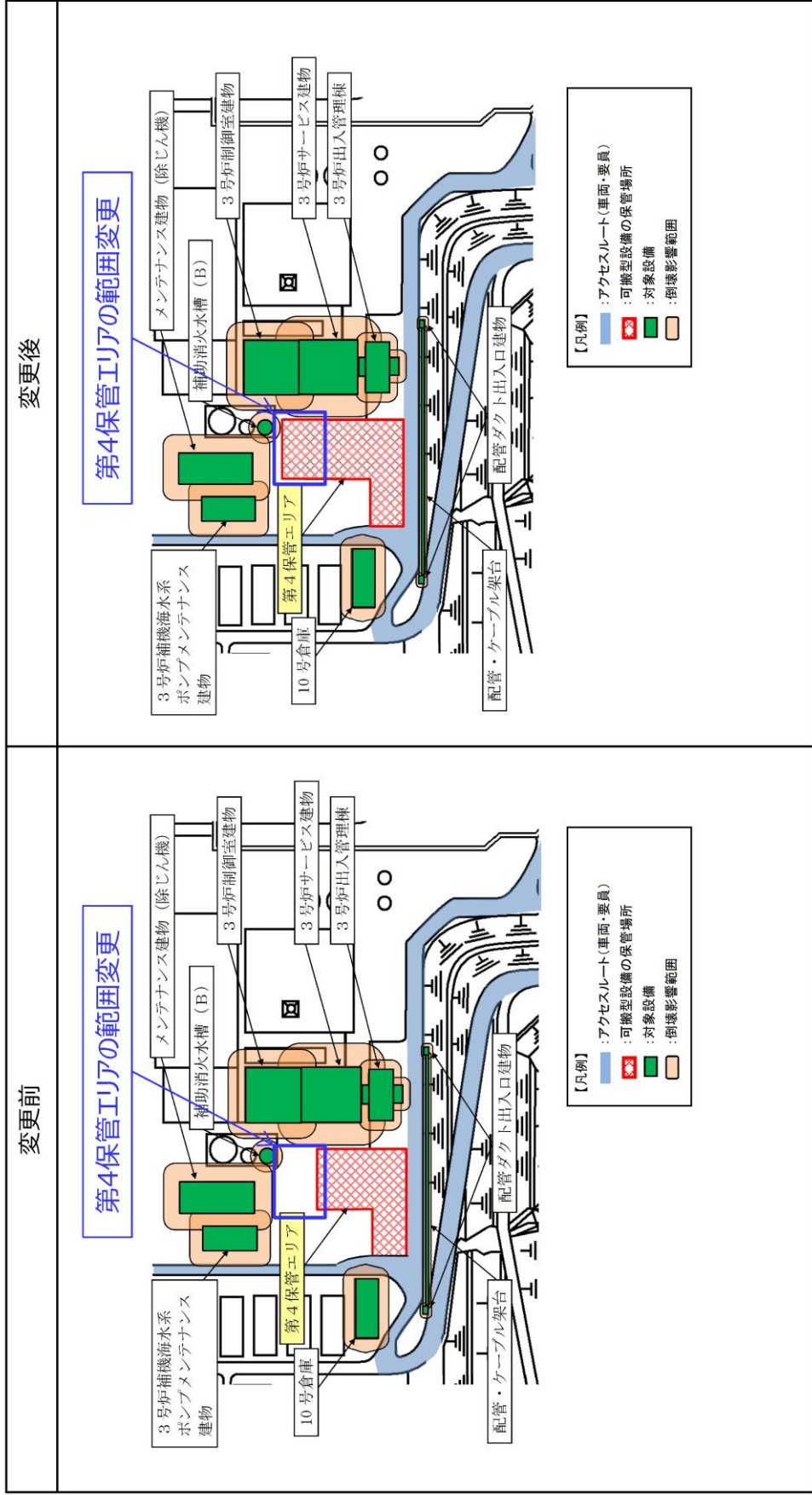
第3図 土石流が発生した場合の重大事故等の対応

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。

- 【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4図 アクセスルート (要員) の一例



第5図 第4保管エリアの範囲変更

d. 土石流が発生した場合の対応内容

- ・緊急時対策要員は、緊急時対策所から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）及び1，2号炉原子炉建物南側を經由したルートを用いて、第3及び第4保管エリアに移動する。
- ・第3及び第4保管エリアに保管する大量送水車及びホース展張車を用いて、海（海水取水箇所：非常用取水設備（2号炉取水槽））を水源として、原子炉、燃料プールに海水を注水する。なお、重大事故等の発生時においては海水による注水を実施するが、重大事故等の一連の対策を講じたところで、淡水水源（自主対策設備である非常用ろ過水タンク等）への注水に切り替える。（①）
- ・第3及び第4保管エリアに保管するタンクローリを用いて、E L15m及びE L8.5mの非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からの燃料抜き取りを実施し、大量送水車等の可搬型設備に定期的に燃料補給を実施する。（②）

【①：海を水源とした注水手順の成立性】

- ・海を水源とするタイムチャートを第6図に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とするタイムチャートを第7図に、使用するルートを第8図に示す。
- ・有効性評価における輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした注水等の想定時間は2時間10分以内であり、海を水源とした注水等も、この想定時間内（所要時間目安：1時間40分）で対応可能である。（第1表及び参考資料-1参照）

【②：非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した燃料抜き取り手順の成立性】

- ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した燃料抜き取り手順のタイムチャートを第9図に、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した燃料抜き取り手順のタイムチャートを第10図に、使用するルートを第11図に示す。
- ・有効性評価におけるガスタービン発電機用軽油タンクからの燃料抜き取り作業の想定時間は約1時間50分となっているが、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した燃料抜き取り作業の想定時間は約2時間30分となる。（第2表）

事象初期に使用する大量送水車の起動後（事象発生約2時間20分後）から、燃料枯渇までの約3.5時間以内に準備及び燃料補給を完了させる必要があるが、時間内に完了することを確認している。（第12図）

第1表 水源の違いによる注水作業時間

	作業時間	
	所要時間目安※1	想定時間※2
輪谷貯水槽（西1／西2）を水源とした注水等	1時間41分	2時間10分
海を水源とした注水等	1時間40分	2時間10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

第2表 給油箇所の違いによる補給準備作業時間

	作業時間	
	所要時間目安※1	想定時間※2
ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した 燃料抜き取り手順	1時間34分	1時間50分
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を 使用した燃料抜き取り手順	2時間12分	2時間30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

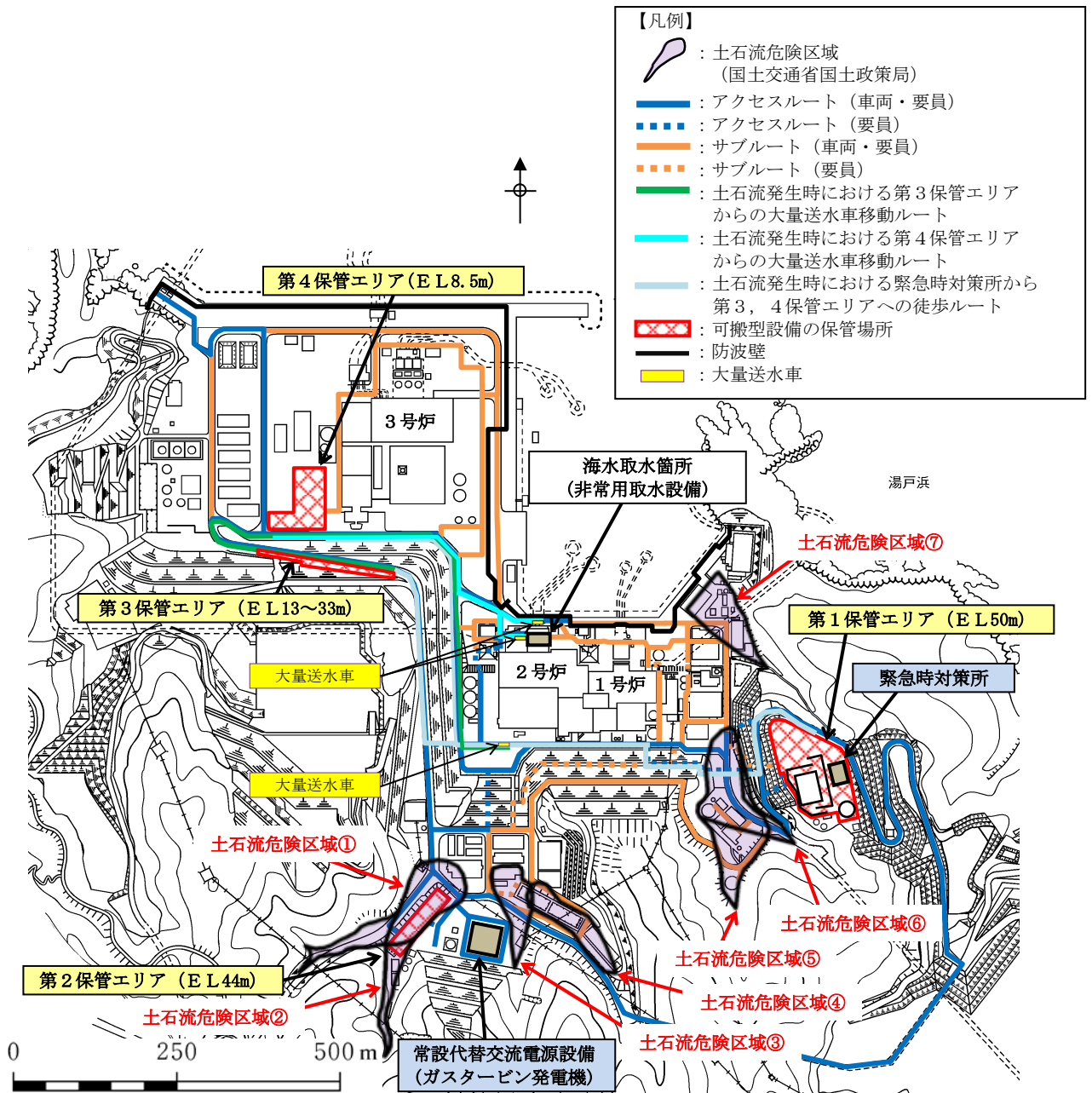
必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
手順の項目		海を水源とした大量送水車(2台)による送水 2時間10分															
大量送水車による大量送水車への送水	6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1															【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、送水機 作業等
		車両健全性確認(大量送水車、ホース取組車)															
		大量送水車配置															
海を水源とした大量送水車による送水	6	緊急時対策所～第3保管エリア移動※2															【接続口周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、送水 ヘッド接続、注水機作業等
		車両健全性確認(大量送水車)															
		送水準備(ホース敷設及び送水ヘッド接続)															
注水先 ・原子炉圧力容器への注水 ・原子炉格納容器内へのスプレイ ・原子炉格納容器下部への注水 ・原子炉ウエルへの注水 ・燃料プールへの注水/スプレイ																	

※：緊急時対策所からの移動時間は、土石流が発生した場合、第二輪谷トンネルを通行できないが、作業の成立性の観点でより早いルートを使用した場合の時間を算出

第6図 海を水源とした注水手段 タイムチャート

必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
手順の項目		低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) 2時間10分 【低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(前)又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】															
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)	6	緊急時対策所～第4保管エリア移動															【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水 ヘッド接続、注水機作業等
		車両健全性確認(ホース取組車)															
		送水準備(送水ヘッド～接続口)															
【低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(前)又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	6	緊急時対策所～第3保管エリア移動															【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運 搬・敷設、注水機作業等
		車両健全性確認(大量送水車、ホース取組車)															
		送水準備(送水ヘッド～接続口)															
送水準備(大量送水車配置) 大量送水車起動(水張り・系統確認) 送水準備(ホース敷設)																	

第7図 輪谷貯水槽(西1/西2)を水源とした注水手段 タイムチャート



第8図 海を水源とした対応手段のルート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)															備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
手順の項目	要員(数)															
	緊急時対策要員															
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補給	移動															
	車両健全性確認 (タンクローリ)															
	タンクローリ配置															
	抜き取り準備															
	補給															
	補給片付け															
	補給片付け															
	補給片付け															
	補給片付け															
	補給片付け															

2時間30分
以降、タンクローリから各機器等への給油を実施し、
タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す

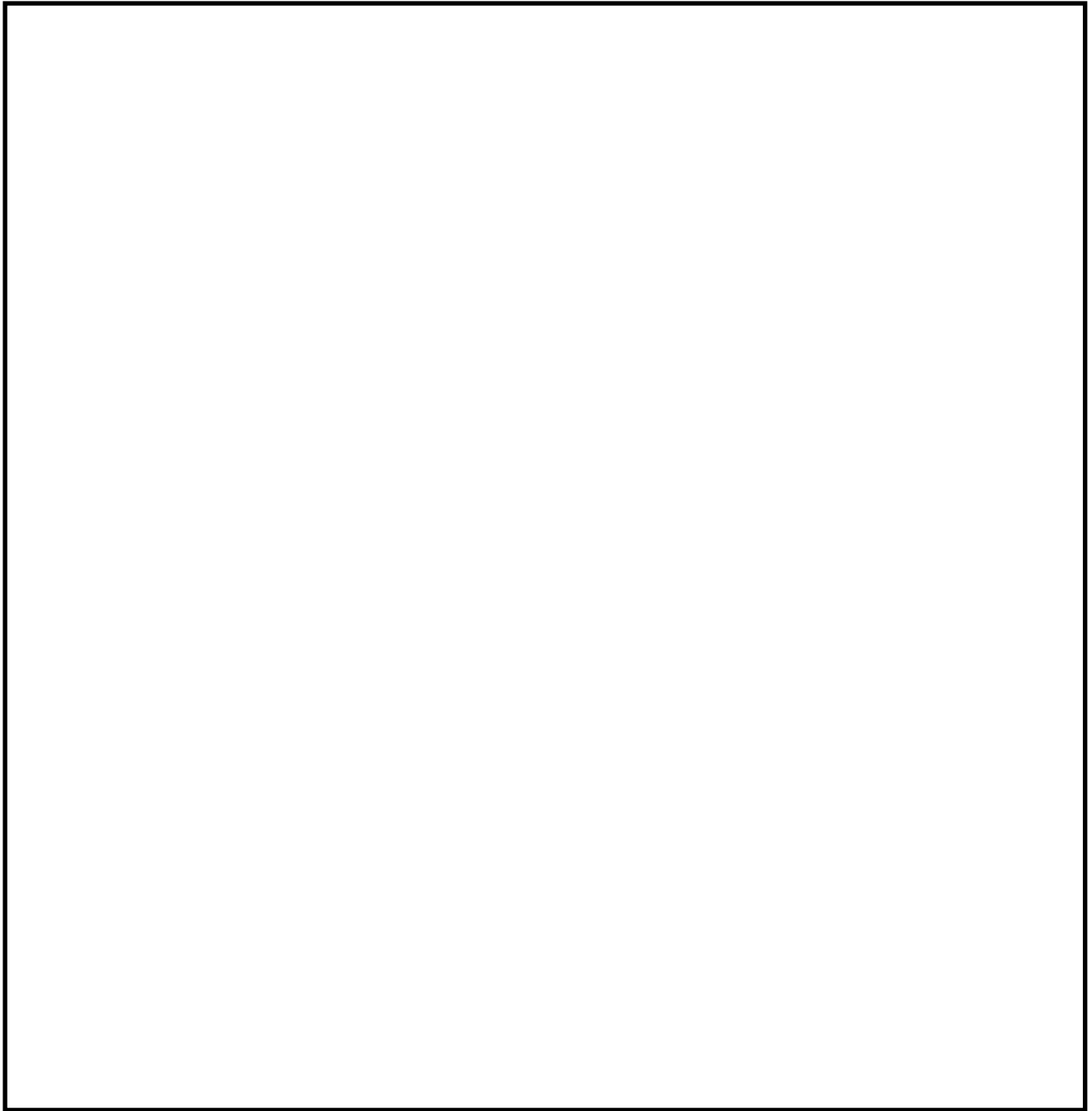
※：緊急時対策所からの移動時間は、土石流が発生した場合、第二輪谷トンネルを通行できないが、作業の成立性の観点でより遠いルートを使用した場合の時間を算出

第9図 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した燃料抜き取り手順 タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)															備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目	要員(数)															
	緊急時対策要員															
ガスタービン発電機用軽油タンクから タンクローリへの補給	移動															
	車両健全性確認 (タンクローリ)															
	タンクローリ配置															
	バルブ付アタッチメント接続															
	補給準備															
	補給															
	補給片付け															
	補給片付け															
	補給片付け															
	補給片付け															

1時間50分
以降、タンクローリから各機器等への給油を実施し、
タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す

第10図 ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した燃料抜き取り手順 タイムチャート



第 11 図 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した
燃料抜取り手順のルート

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。

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																				
	運転員 (中央制御室)																					
状況判断	1人 A	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失確認等 																				▽ 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)
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 準備操作	14人 a~n	<ul style="list-style-type: none"> 放射線防護具準備 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、ホース展張、接続) 																				
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 注水操作	(2人) a, b	<ul style="list-style-type: none"> 低圧原子炉代替注水系(可搬型)注水操作 																				大量送水車起動後、 約3.5時間後までに 燃料補給を実施 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 r, s	<ul style="list-style-type: none"> 放射線防護具準備/装備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から タンクローリへの補給 																				
燃料補給作業	—	<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車への補給 																				10分 2時間30分 余裕時間 適宜実施
																						補給作業に約20分必要となる ため余裕20分前までに準備完 了が必要

第12図 有効性評価における非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した成立性確認
(全交流動力電源喪失(TBP))

e. 土石流対応のうち海水注水切替え等を決定・実施するための判断基準と対応内容

(a) 海水注水切替え等における土石流対応にあたっての流れ

土石流対応にあたっての流れを以下に示す。なお、土石流対応のうち海水注水切替え等を決定・実施するための判断基準と対応内容を第3表に示す。

- ① 発電所構内雨量計により、1時間雨量が60mm以上を確認した場合には、警戒体制を構築し、発電所施設への監視を強化する。なお、発電所構内の雨量に加え、気象庁から発表される防災気象情報を参考にする。
- ② 構内監視カメラによる確認や現場作業員による目視確認により、作業場所周辺（代替淡水源である輪谷貯水槽（西1／西2）周辺）の土石流危険区域①、②において土石流発生を確認した場合には、土石流危険区域内のアクセスルート等への立入制限及び代替淡水源（輪谷貯水槽（西1／西2））から海を水源とする原子炉等への注水への切替え等の手順を講じることを決定・実施する。

第3表 土石流対応のうち海水注水切替え等を決定・実施するための判断基準と対応内容

	警戒体制の構築（監視強化）	海水注水切替え等の決定・実施
判断基準	<ul style="list-style-type: none"> ■ 発電所構内の雨量に加え，気象庁から発表される防災気象情報を参考に，発電所構内雨量計による1時間雨量が60mm以上を確認した場合 	<ul style="list-style-type: none"> ■ 構内監視カメラによる確認や現場作業員による目視確認により，作業場所周辺（代替淡水源である輪谷貯水槽（西1／西2）周辺）の土石流危険区域①，②において土石流発生を確認した場合※
通常時	<ul style="list-style-type: none"> ■ 警戒体制を構築し，発電所施設（土石流危険区域の状況を含む。）への監視を強化する。 	<ul style="list-style-type: none"> ■ 土石流危険区域①，②内のアクセスルート等への立入を制限する。 ■ 重大事故等発生時において，以下の手順を講じることを決定する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 海を水源とした原子炉等への注水とすること。 ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を用いた燃料補給とすること。
重大事故等発生時	<ul style="list-style-type: none"> ■ 警戒体制を構築し，発電所施設（土石流危険区域の状況を含む。）への監視を強化する。 	<ul style="list-style-type: none"> ■ 土石流危険区域①，②内のアクセスルート等への立入を制限する。 ■ 以下の手順を講じること決定する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替淡水源から海を水源とする原子炉等への注水に切り替えること。 ・ ガスタービン発電機用軽油タンクから非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を用いた燃料補給に切り替えること。

※：作業場所周辺（代替淡水源である輪谷貯水槽（西1／西2）周辺）の土石流発生が確認されていない状況においても，発電所構内の状況，防災気象情報（警戒レベル相当情報）及び発電所構内雨量計による計測値を参考に，あらかじめ海水注水切替え等の事前準備を実施する，並びに人的被害の予防の観点で，海水注水切替え等を決定・実施する場合はある。

- (b) 海水注水切替えの決定・実施を判断するための土石流発生の確認方法
- 作業場所周辺（代替淡水源である輪谷貯水槽（西1／西2）周辺）の土石流危険区域①，②に対しての土石流発生の確認は，構内監視カメラによる確認や現場作業員による目視確認により実施する。具体的な確認方法を以下に示す。
- i. 構内監視カメラによる確認
重大事故等発生時においても土石流発生の確認ができるよう，構内監視カメラ（DB設備）に加えて，構内監視カメラ（DB／SA設備）をガスタービン発電機建物屋上に，1台新規に設置する。
 - ii. 現場による目視確認（構内監視カメラ以外の確認）
発電所構内の降雨状況により警戒体制を構築し，発電所施設（土石流危険区域の状況を含む。）への監視を強化するが，通常時及び重大事故等発生時共に，定期的な現場パトロールを行い，土石流発生状況を確認する。
可搬型設備の運転状況確認や，可搬型設備への定期的な燃料補給作業を実施するため，現場作業員による目視確認により，土石流発生状況を確認する。
 - iii. 事象発生確認後の連絡体制
土石流が発生するおそれがある状況においては，既に警戒体制を構築し監視強化を行っており，発電所構内の施設状況を適宜連絡することとしていることから，土石流発生を確認した後，遅滞なく，緊急時対策本部において，海水注水切替えの決定・実施を判断可能である。
- (c) 土石流発生を確認するために新規設置する構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の概要
- i. 設置目的
重大事故等発生時においても，海水注水切替え等の決定・判断を遅滞なく行えるよう，構内監視カメラ（DB設備）に加えて，作業場所周辺（代替淡水源である輪谷貯水槽（西1／西2）周辺）の土石流危険区域①，②における土石流発生状況を確認できる，耐震性を有する構内監視カメラを，ガスタービン発電機建物屋上に1台新規設置する。
 - ii. 位置付け
構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，「DB設備（第二十六条 原子炉制御室等）／SA設備（第五十六条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）」として設置する。
 - iii. 耐震設計及び供給電源
構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の耐震設計は，C（S s 機能維持）とし，非常用電源（無停電交流電源）及び代替交流電源設備から給電可能とする。

iv. 監視方法

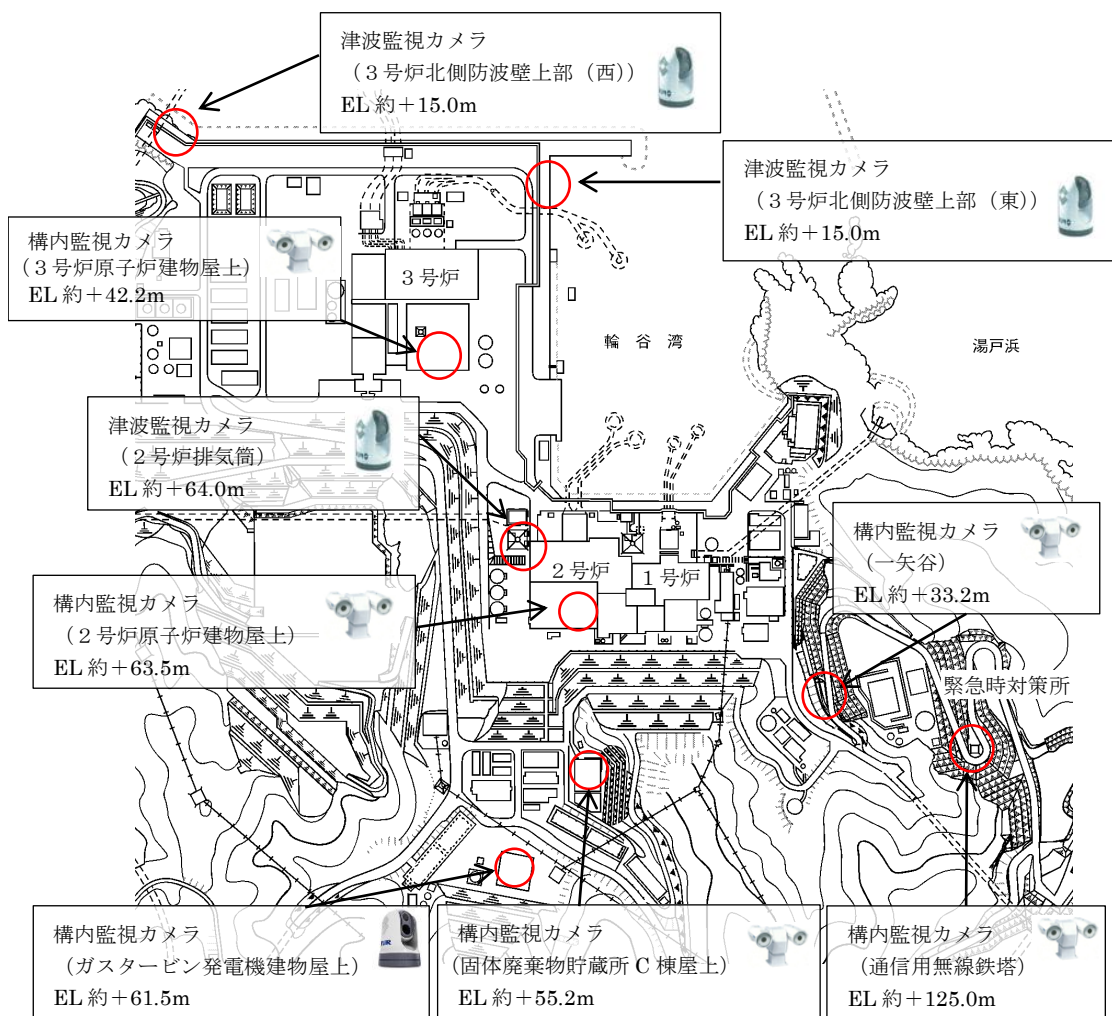
構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、重大事故等発生時に中央制御室において運転員により、また、緊急時対策所において緊急時対策要員により監視可能とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の概要を第 4 表に示す。また、構内監視カメラの設置場所及び監視範囲を第 13, 14 図に、土石流危険区域方向の状況把握イメージを第 15 図に示す。

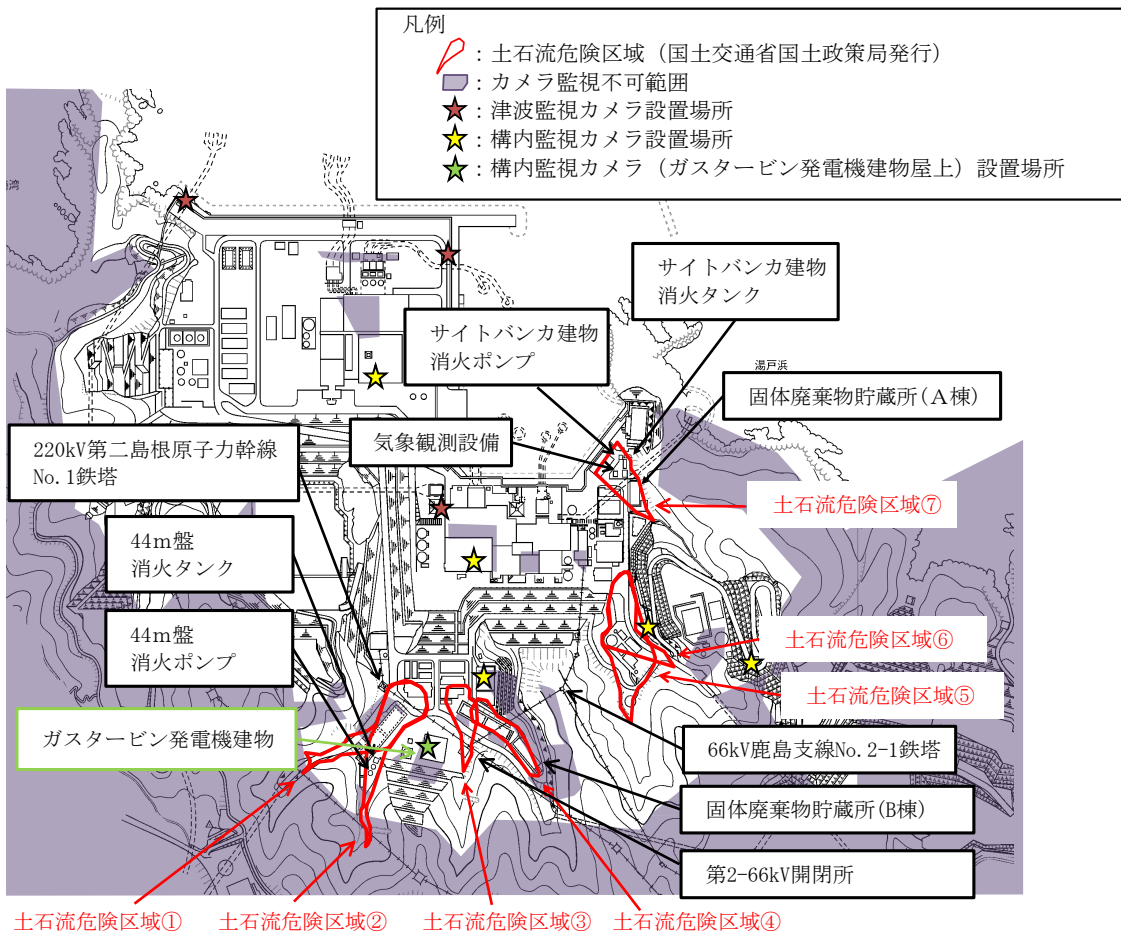
第 4 表 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の概要

	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：光学ズーム 30 倍 デジタルズーム 12 倍 赤外線カメラ：デジタルズーム 1～4 倍
遠隔可動	水平可動：360° 上下可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	C（S s 機能維持）
供給電源	非常用電源（無停電交流電源） 代替交流電源設備
風荷重	風速（30m/s）による荷重を考慮
積雪荷重	積雪（100cm）による荷重を考慮
台数	ガスタービン発電機建物屋上 1 台

※：詳細設計中であり変更の可能性がある。



第13図 構内及び津波監視カメラの設置場所



第 14 図 構内及び津波監視カメラの監視範囲



(例) 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) にて
輪谷貯水槽 (西1 / 西2) の南側方向



(例) 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) にて
輪谷貯水槽 (西1 / 西2) の北側方向

第15図 ガスタービン発電機建物屋上からの土石流危険区域①, ②
方向の状況把握イメージ

(d) 土石流発生後に海水注水切替えを決定・実施するとした場合の成立性
海水注水切替え等の決定・実施の判断基準を「作業場所周辺（代替淡水源である輪谷貯水槽（西1／西2）周辺）の土石流危険区域①，②において土石流発生を確認した場合」とし，ホース展張等の事前準備を行わず，土石流発生を確認後から決定・実施をしても，重大事故等の対応上，成立することを確認した。

- ・ 重大事故等発生後，可搬型設備を用いて原子炉等への注水を実施する際の作業想定時間は，以下のとおり。
 - 輪谷貯水槽（西1／西2）を水源とした場合の想定時間：
約2時間10分（実績1時間41分）
 - 海を水源とした場合の想定時間：
約2時間10分（実績1時間40分）
- ・ 重大事故等発生後，原子炉への注水は，高圧注水系（原子炉隔離時冷却系，高圧原子炉代替注水系），低圧原子炉代替注水系（常設）を用いて，優先的に実施する。
- ・ 可搬型設備による原子炉等への注水は，代替淡水源である輪谷貯水槽（西1／西2）を用いて準備を実施するが，注水準備には約2時間10分が想定される。注水準備完了後，土石流発生を確認し海を水源とした注水への切替えを決定・実施することを想定しても，高圧注水系，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉等への注水に係るそれぞれの制約時間*までに，海を水源とした注水に切替えることが可能かどうか確認した。
- ・ 第16図のとおり，海を水源とした注水準備作業には約2時間10分が想定されるが，土石流発生の確認及び海水注水切替え等の決定・判断に10分を想定しても，高圧注水系及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している間に，海を水源とした原子炉等への注水準備は完了可能なため，注水は途切れることなく継続可能である。

※：高圧注水系：機能維持可能なサブプレッション・プール水温度100℃到達までの時間（約8時間）
低圧原子炉代替注水系（常設）：炉心冠水，崩壊熱に応じた注水量を考慮した低圧原子炉代替注水槽枯渇までの時間（約21時間）

事象発生後の経過時間		備考
操作項目	操作の内容	
事象確認	事象確認	
輪谷貯水槽（西1/西2）を水源とした原子炉等への注水準備	放射線防護具準備 大量送水車の配備・ホース敷設等	
海を水源とした原子炉等への注水準備	土石流発生の確認・海を水源とした注水等の準備指示	
海を水源とした原子炉等への注水開始	大量送水車の起動・注水	

経過時間	操作内容	備考
1	高圧注水系（原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系）	
2	低圧原子炉代替注水系（常設）	
3	土石流発生確認 海を水源とした注水への切替え指示	
4	海を水源とした注水準備完了	
5		
6		
7		
8		▽ 8時間：カプレン・プール水温度100℃到達 高圧注水系（原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系）停止
9		
10		
11		
12		
13		
14		
15		
16		
17		
18		
19		
20		
21		▽ 21時間：低圧原子炉代替注水系枯渇
22		

第16図 土石流が発生した場合の作業の成り立ち

(2) 土石流の影響を受けない参集ルート

発電所敷地外から発電所構内への参集ルートは、通常の一矢入口及び本谷入口を通過するルートに加え迂回ルートを確認している。

一矢入口及び本谷入口を通過するルートは、発電所構内の土石流危険区域の範囲内に含まれているため、土石流の影響を受けて通行できないおそれがあるが、土石流の影響を受けるおそれのない迂回ルート（宇中入口、宇中谷入口、内カネ谷入口）により、発電所構内に参集する。

発電所敷地外から発電所構内への参集ルートを、第 17 図に示す。



第 17 図 発電所敷地外から発電所構内への参集ルート及び緊急時対策所へのアクセスルート

海を水源とした場合の注水における所要時間を短縮する取り組みについて

海を水源とした場合の原子炉等への注水作業時間を短縮する取り組みとして、第 1 図のとおり海水取水用の可搬型設備を、大型送水ポンプ車から大量送水車に変更することとした。

1. 海を水源とした所要時間を短縮する取り組み

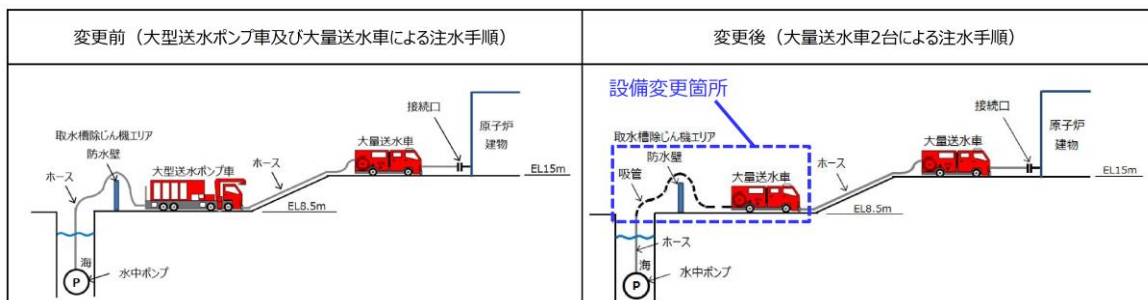
時間短縮取り組み前後の訓練結果（タイムチャート）の比較を第 2 図に、時間短縮が可能な作業内容を第 1 表に示す。

訓練の結果、従来の大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用した作業時間「2 時間 8 分」に対して、大量送水車 2 台を使用した作業時間を「1 時間 40 分」に短縮できることを確認した。

なお、大量送水車による海水取水は水中ポンプ及び車載している送水ポンプによる真空引き^{※1}にて揚程を確保する。これに伴い、流路を「平型ホース」から「平型ホース+吸管」に変更^{※2}する。

※1：基準津波による引き波時において海水面が低下すると、水中ポンプだけでは揚程が不足し海水取水できなくなるおそれがあるため。

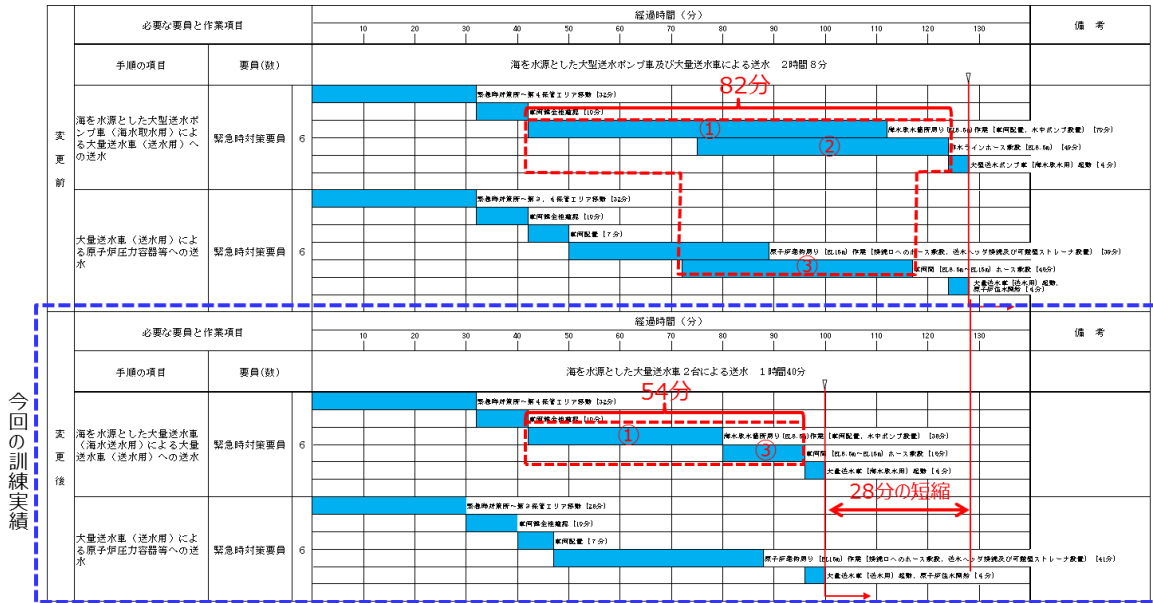
※2：平型ホースでは、送水ポンプの真空引きによりホースが潰れて流路が確保できないことから、真空引き区間を耐負圧力のある吸管にて流路を確保する。また、吸管敷設区間は短く（10m×2 本）、訓練実績により平型ホースと同等の時間で敷設作業が可能であることを確認している。なお、吸管は「消防用吸管的技術上の規格を定める省令」に適合しており、耐負圧力（-94kPa で 10 分保持でも変形しないこと）があり、送水ポンプは-82kPa 程度で海水を吸い込むことから変形することなく、流路が確保可能である。なお、吸管は大量送水車の付属品（資機材）として車載し、保管する。



第 1 図 海を水源とした対応手順 概略図

【訓練実施日】 令和2年5月24日（天候：晴れ，気温27℃）

【訓練結果】 海水取水用の可搬型設備を大型送水ポンプ車から大量送水車に変更することで，水中ポンプの設置作業時間及びホース敷設時間を短縮することができ，全体作業時間を28分短縮し，1時間40分で終わることができていることを確認した。



今回の訓練実績

※：タイムチャート内の番号は第1表の番号を示す

第2図 海を水源とした注水手順 実績時間タイムチャート

第1表 主な時間短縮が可能な作業

No. ※1	主な作業項目	作業時間		時間短縮可能な作業内容
		変更前	変更後	
①	海水取水箇所周り (E L 8.5m) 作業 (車両配置, 水中ポンプ設置)	70分	38分	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車の水中ポンプは約 130kg の重量があり車載のユニットで運搬・設置作業を実施するのに対し, 大量送水車の水中ポンプは約 20kg と軽量であり人力での運搬が可能であることから, 運搬・設置が容易であり, 時間を要しない。 大量送水車は, 大型送水ポンプ車に比べて小型で, 車両の取り回し及び配置に時間を要しない。
②	排水ラインホース敷設 (E L 8.5m)	49分	該当作業なし	<ul style="list-style-type: none"> ②の作業において, 大型送水ポンプ車は, ポンプの流量調整範囲内に入るよう排水ラインを設置し流量を確保していたが, 大量送水車は, ポンプの出口圧力に応じた流量調整が可能であることから, 排水ラインの設置を要しない。 上記②の作業を要しないことから, 海水取水箇所周り (E L 8.5m) の緊急時対策要員が③のホース敷設作業を実施することで, 作業時間の短縮が可能である。 なお, ①と③の作業は一部並行作業から, 作業負荷軽減のため, シリーズで作業を実施することに変更した。
③	車両間 (E L 8.5m～E L 15m) ホース敷設	46分	16分	<ul style="list-style-type: none"> ③の作業において, 大型送水ポンプ車を使用する場合には, 海水取水箇所周りでは 300A ホースを敷設し, 300A ホースから媒介金具により, 150A ホースにサイズダウンし 150A ホースを敷設する。一方, 大量送水車を使用する場合には, 媒介金具を使用することなく, 150A ホースのみを敷設する。なお, いずれのホースもアクセスルータ上にホース展張車を用いて敷設する。 大量送水車に変更することで, 150A ホース (約 3kg/m) に比べて重い 300A ホース (約 5kg/m) を使用しなくなること, 媒介金具が不要となることから, ホース敷設・接続に時間を要しない。

※1: 番号は第2図のタイムチャート内の番号を示す

【訓練時の考慮事項】

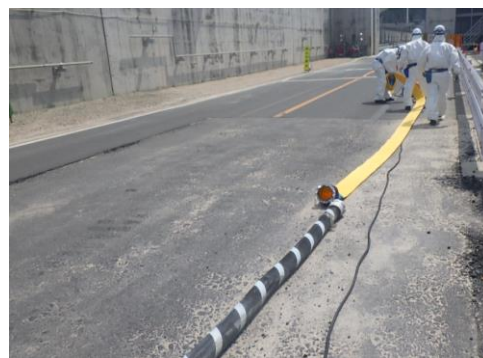
- 緊急時対策所から第3及び第4保管エリアに、時間を要する第二輪谷トンネルを通行し、徒歩にて移動する。その後、第3及び第4保管エリアに配置する大量送水車にて各作業場所へ移動する。(アクセスルートは第4図参照)
- 緊急時対策要員の装備は、炉心損傷防止時の作業も考慮し、防護具(全面マスク、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を着用する。
- 現場の工事状況等により一部作業ができない工程は、同等の作業等を模擬することで作業時間を算出する。

具体的な作業は以下のとおり。(第3図参照)

- ・大量送水車～海の流路確保作業(吸管、ホース敷設作業は、必要な長さ分を考慮し、ポンプ運搬・投入作業は、ポンプ運搬距離及び投入距離を考慮して模擬作業を実施)
- ・流路の確保における防水壁乗り越え作業(防水壁の高さ分を想定した作業を模擬して実施)



緊急時対策所からの徒歩移動
(E L33m 付近)



吸管・ホース設置状況 (模擬)
(E L8.5m 2号炉取水槽付近)



防水壁ホース乗り越え作業 (模擬)
(E L8.5m 2号炉取水槽付近)



吸管・ホース・水中ポンプ設置完了後
(模擬) (E L8.5m 2号炉取水槽付近)

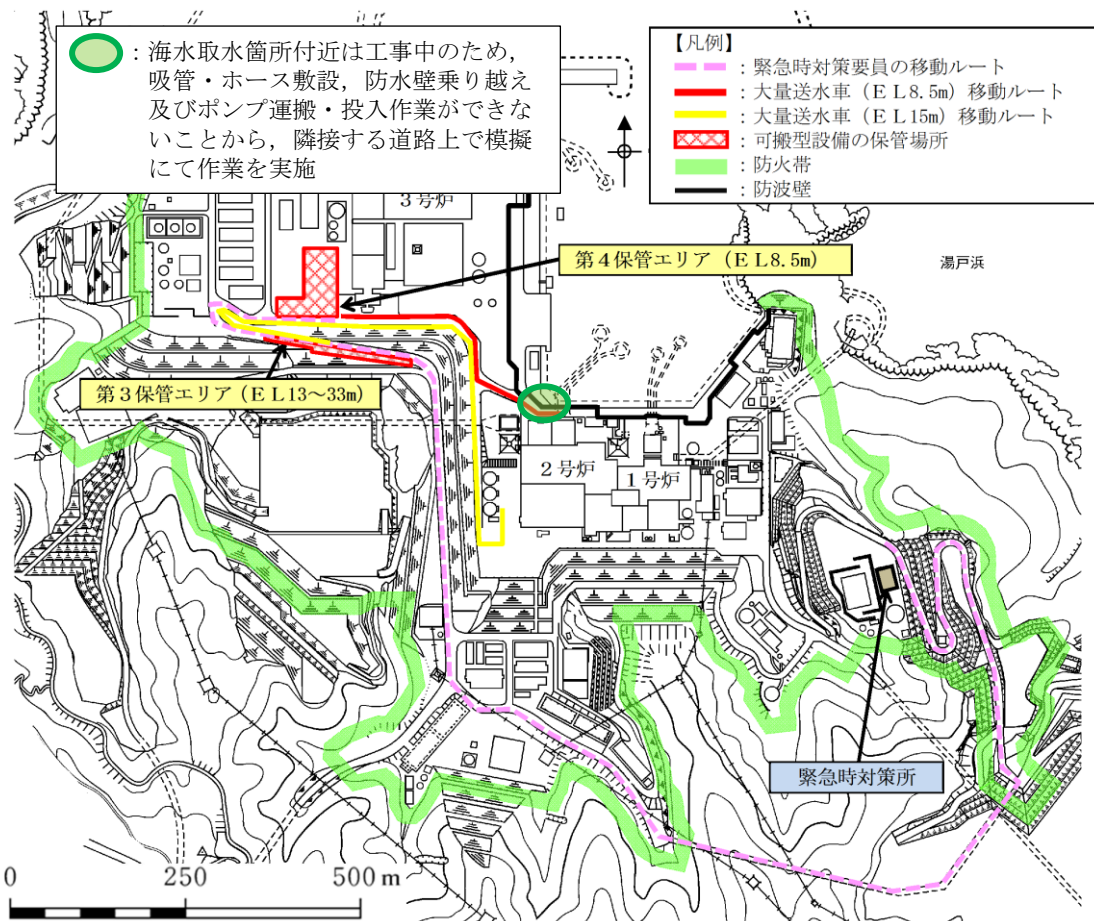


ホース敷設作業
(E L8.5m~15m 西側道路付近)



大量送水車へのホース接続
(E L15m 原子炉建物西側)

第3図 訓練風景写真



第4図 訓練及び想定時間の算出に用いたアクセスルート

2. 海を水源とした対応手順 (S A手順) の変更

海水取水に使用する可搬型設備を、大型送水ポンプ車から大量送水車に変更することで、大量送水車を使用する手順を自主手順からS A手順に、大型送水ポンプ車を使用する手順をS A手順から自主手順に変更する。

上記を含む、海を水源としたS A手順で使用する可搬型設備を、第2表に示す。

第2表 海を水源としたS A手順で使用する可搬型設備の状況

S A手順	使用する可搬型設備 ^{※1}	
	変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水 原子炉格納容器内へのスプレー 原子炉格納容器下部への注水 燃料プールへの注水/スプレー 低圧原子炉代替注水槽への補給 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給 	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）^{※2} 大量送水車（送水用） 	<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車（海水取水用）^{※5} 大量送水車（送水用）
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却系による除熱 	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）^{※2, 3} 	<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車（海水取水用）^{※3, 5}
<ul style="list-style-type: none"> 大気への放射性物質の拡散抑制 航空機燃料火災への対応 	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）^{※2} 移動式代替熱交換設備（原子炉補機代替冷却系用） 	<p>変更なし</p>
	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）^{※4} 	<p>変更なし</p>

※1：（ ）内は可搬型設備の用途を示す。

※2：大型送水ポンプ車は2ライン同時に送水が可能であり、「大量送水車（送水用）への送水」又は「輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給」と「移動式代替熱交換設備への送水」で使用する大型送水ポンプ車（1台）は、同一のものを使用する。

※3：海水取水及び送水を1台で実施する。

※4：海水取水及び放水を1台で実施する。

※5：海を水源とした原子炉圧力容器等への注水手順は、「輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）から原子炉圧力容器等への注水」ができない場合に実施することから、「輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給」と同時に実施することはないため、大量送水車（海水取水用）は同一のものを使用する。

3. 海を水源とした原子炉等への注水手順の成立性

海水取水に使用する可搬型設備を、大型送水ポンプ車から大量送水車に変更した場合においても、以下の手順が成立することを確認した。

- ・引き波時を考慮した海水取水の揚程（16.2m）を確保でき、原子炉等へ送水する大量送水車への海水送水が可能であること。
- ・原子炉圧力容器への注水に必要な流量（30m³/h）及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な流量（120m³/h）が同時に確保可能であること。

4. 可搬型設備の台数及び保管場所の変更

大量送水車は、「設置許可基準規則」第四十三条第3項第一号に基づき、 $2n + \alpha$ 設備として、3台確保する計画としていたが、大量送水車による海水取水手順をSA手順化することに伴い、5台確保することに変更する。

なお、これに伴い、大量送水車の保管場所を第3表のとおり変更する。

第3表 大量送水車の保有台数及び保管場所の変更

設備名称	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	
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) ※

※：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。

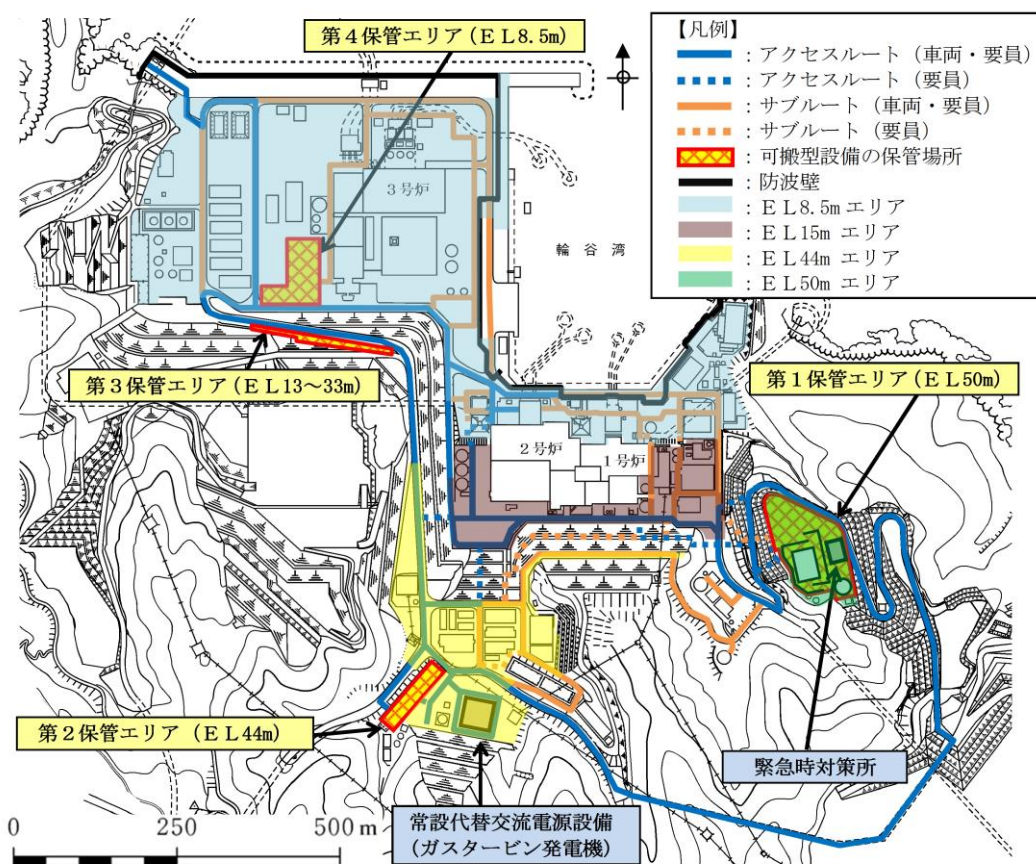
島根原子力発電所における敷地の特徴について

島根原子力発電所の特徴は以下のとおりであり，これらの特徴を踏まえ，屋外のアクセスルート及び保管場所を設定した。

- ①標高差があること
- ②敷地が狭隘であること
- ③周辺斜面が近接していること

1. 「①標高差があること」

- ・図1に示すように、敷地高さは、主に、E L 8.5m, E L 15m, E L 44m, E L 50mに分かれており、この敷地高さを考慮し、第1保管エリアをE L 50m, 第2保管エリアをE L 44m, 第3保管エリアをE L 13~33m, 第4保管エリアをE L 8.5mに設定する。
- ・施設護岸にE L 15mの防波壁等を設置することにより、基準津波は敷地（保管場所含む。）に到達しないが、2セットある可搬型設備のうち少なくとも1セットは、自主的に第4保管エリア（E L 8.5m）以外の高台に保管場所を確保する。
- ・淡水取水場所（E L 44m）及び海水取水場所（E L 8.5m）と接続口（E L 15m）で標高差があることを踏まえ、可搬型設備を速やかに配置するために、淡水取水場所周辺で使用する可搬型設備は、淡水取水場所直上に位置する第2保管エリア（E L 44m）又は淡水取水場所へのアクセス性と第2保管エリアとの位置的分散を考慮した第3保管エリア（E L 13~33m）に配置する。
- ・接続口及び海水取水場所（E L 8.5m）周辺で使用する可搬型設備は、緊急時対策所からのアクセス性を考慮し第1保管エリア（E L 50m）又は海水取水場所へのアクセス性と第1保管エリアとの位置的分散を考慮した第4保管エリア（E L 8.5m）に配置する。

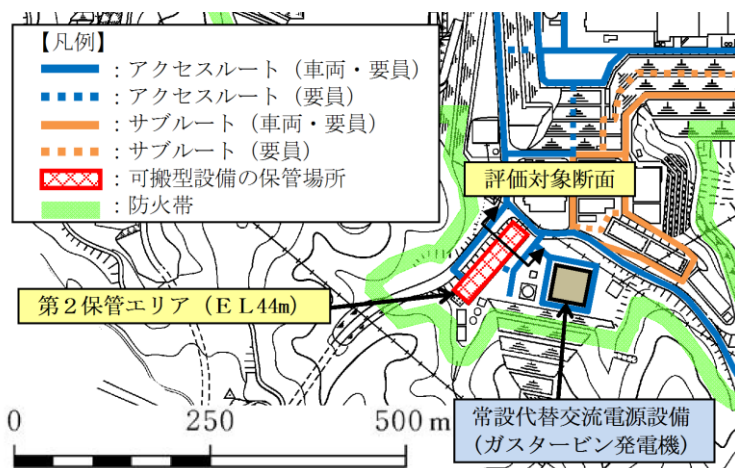


第1図 保管場所及び屋外アクセスルートと敷地高さ関係

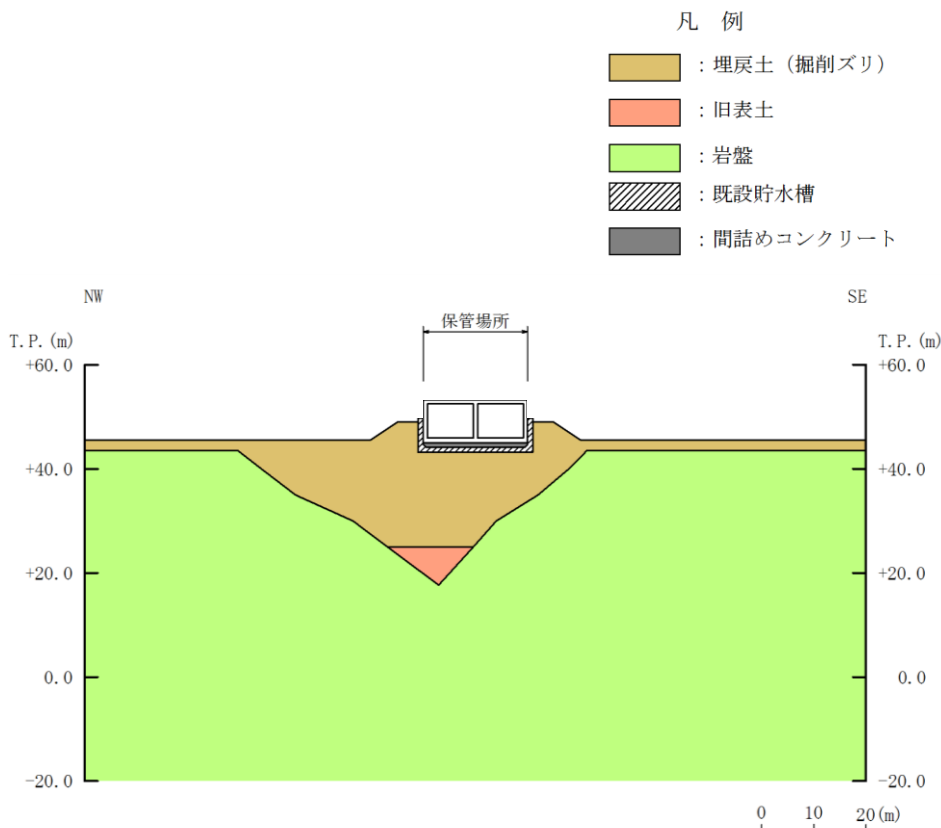
2. 「②敷地が狭隘であること」

(1) 保管場所

- 敷地が狭隘であり、敷地内の平地部に切土地盤（岩盤）が少ないことから、平地を有効に利用することを目的として、基準地震動 S_s に対して損壊しない設計とする代替淡水源（密閉式貯水槽）である輪谷貯水槽（西1／西2）の上部を第2保管エリアとして設定する。（第2，3図）



第2図 第2保管エリア平面図



第3図 第2保管エリア 断面図（短辺方向）

(2) 屋外のアクセスルート

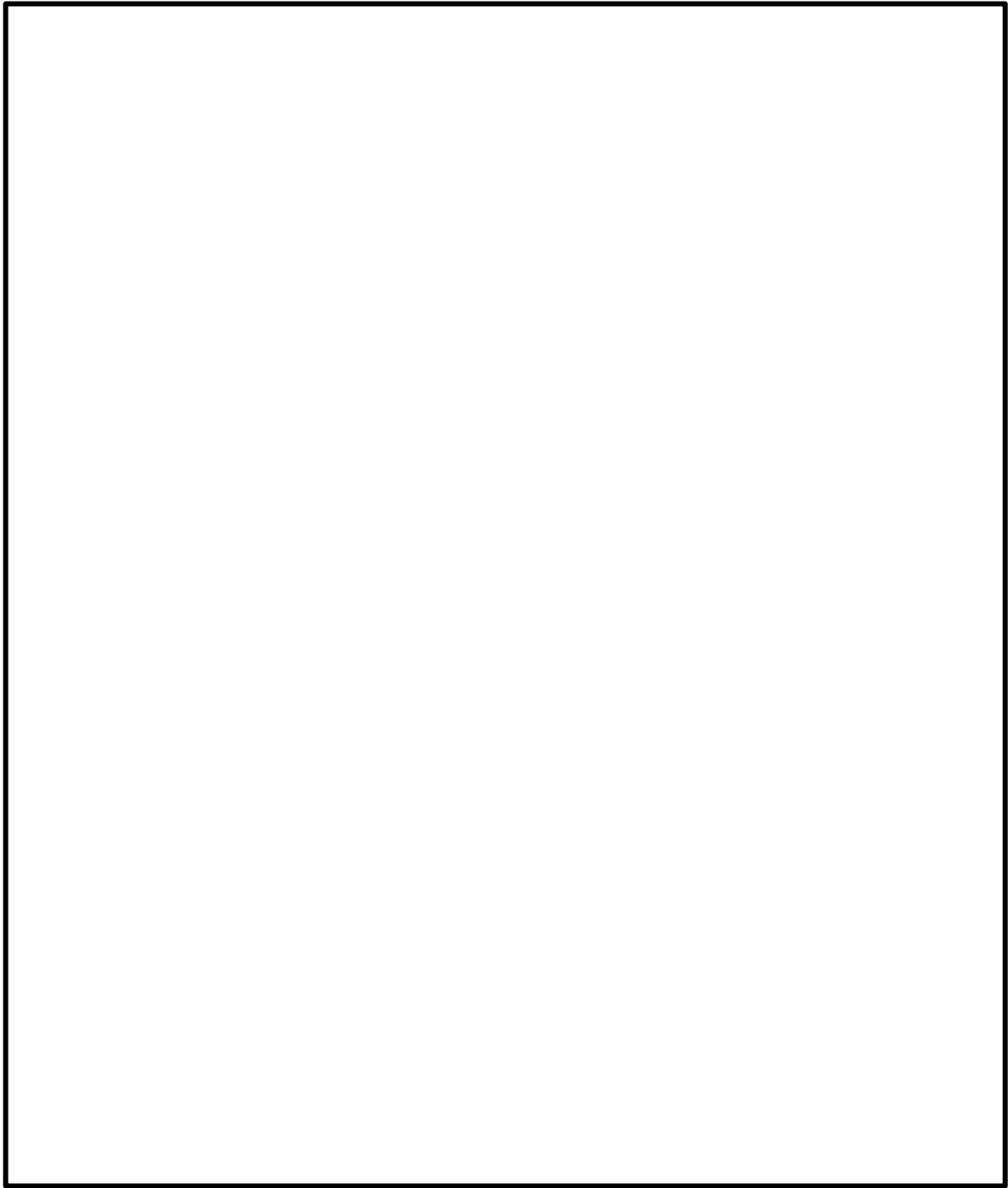
敷地が狭隘であることに対して、屋外のアクセスルートに影響を及ぼすと考えられる構造物が近接しており、近傍に迂回が可能なアクセスルートが少ないことから、対策が必要と考えられる。

このため、地震時に屋外のアクセスルートの通行に影響を及ぼすことが考えられる構造物については、以下の対策を実施し、アクセスルートを確保する。

- ・周辺構造物^{※1}については、損壊・倒壊により可搬型設備の運搬等に必要な幅員確保が困難と想定されることから、耐震評価を実施し、基準地震動 S_s に対して損壊・倒壊しない設計とする。(第4図)
- ・可搬型設備の通行に支障のある段差(15cm以上)の発生が想定される箇所について、迂回せずに通行できるよう、あらかじめ鉄筋コンクリート床版等による段差緩和対策を行う設計とする。(第5図)

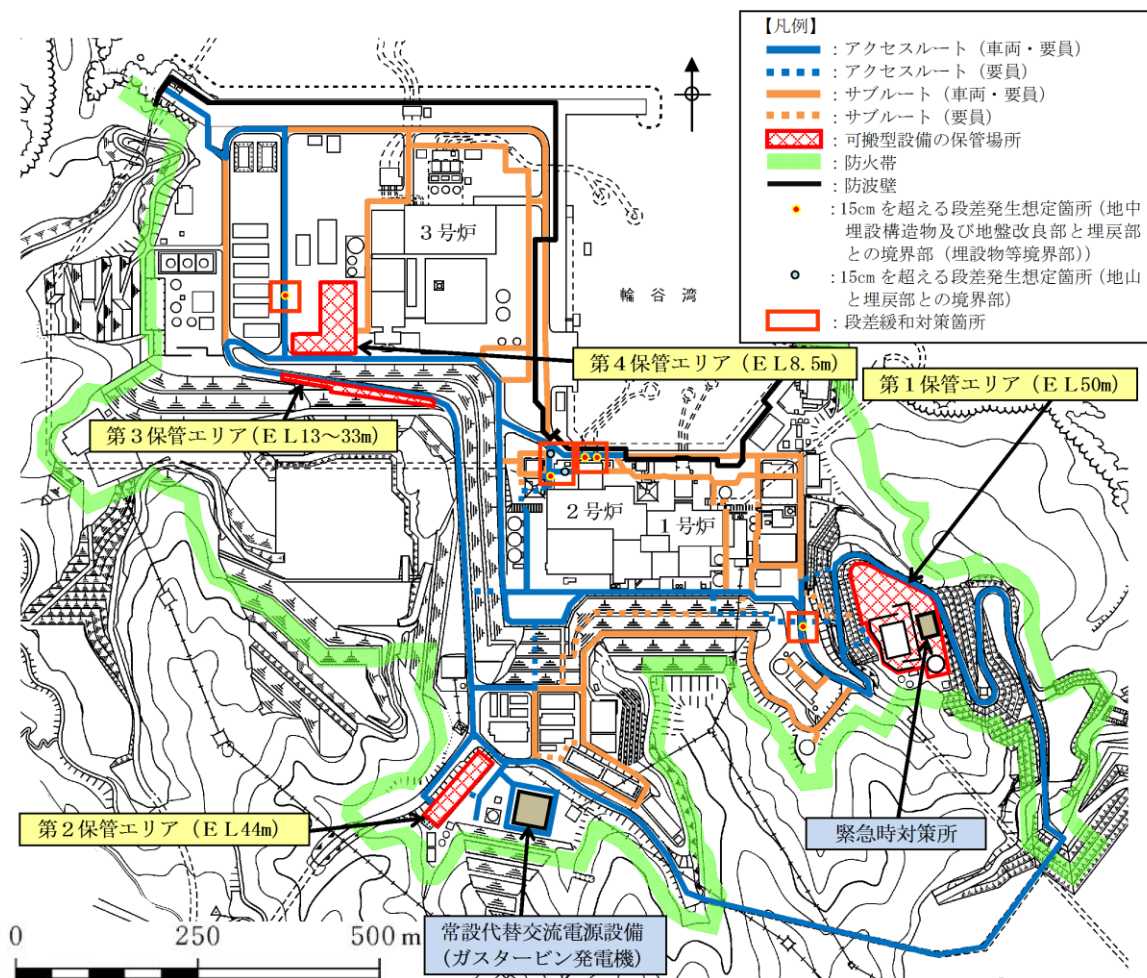
※1：耐震評価対象の周辺構造物

通信用無線鉄塔，66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔，220kV 第二島根原子力幹線 No. 1 鉄塔，220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔，第2 - 66kV 開閉所屋外鉄構，2号炉開閉所防護壁，防火壁，補助消火水槽，第2予備変圧器，重油移送配管，重油タンク (No. 1, 2, 3) の溢水防止壁，第二輪谷トンネル，連絡通路



第4図 耐震評価対象の周辺構造物の配置

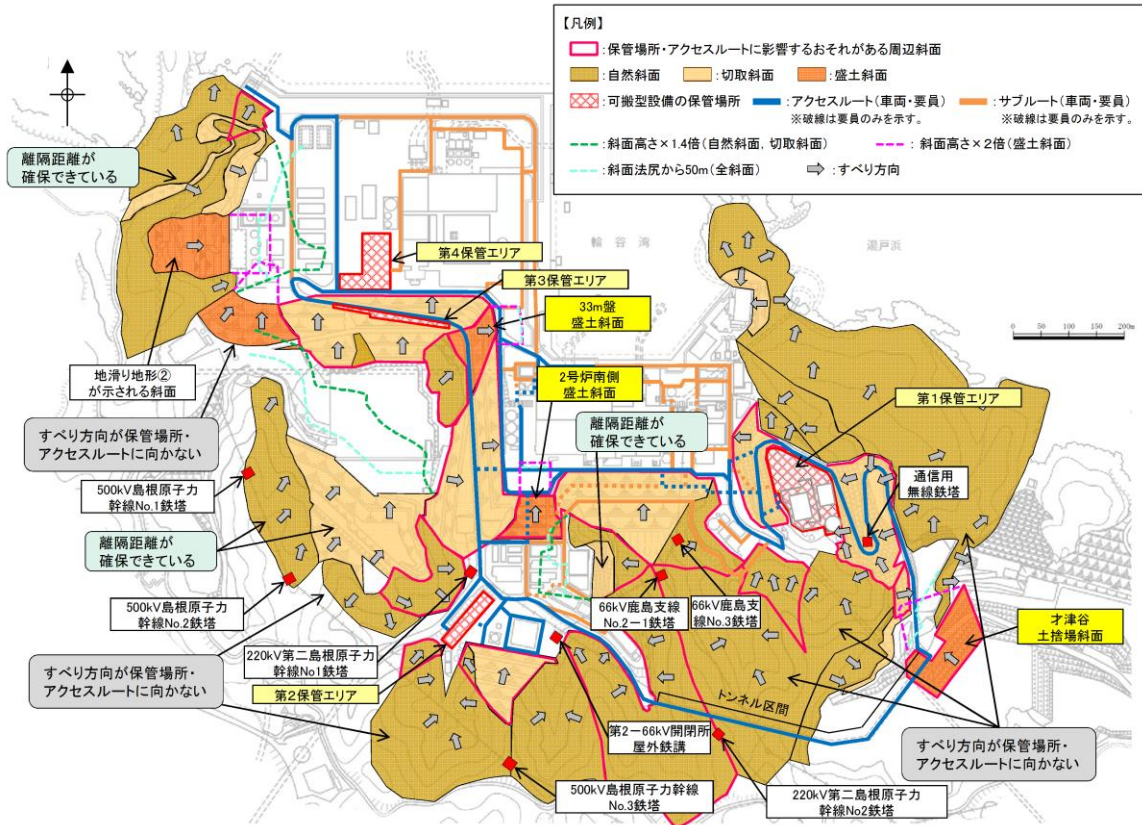
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第5図 段差緩和対策箇所 (沈下量評価結果)

3. 「③周辺斜面が近接していること」

- ・ 保管場所及び屋外のアクセスルートに対して周辺斜面が近接しているが、設定した保管場所の周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり並びに、屋外のアクセスルートの周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりについて、保管場所及び屋外のアクセスルートが法尻からの離隔距離があること（斜面が崩壊しても影響しない。）、若しくは基準地震動 S_s によるすべり安定性評価を実施し問題ないことを確認する。（第6図）



第6図 保管場所及び屋外のアクセスルートに影響を及ぼすおそれのある斜面

鉄塔の影響評価方針について

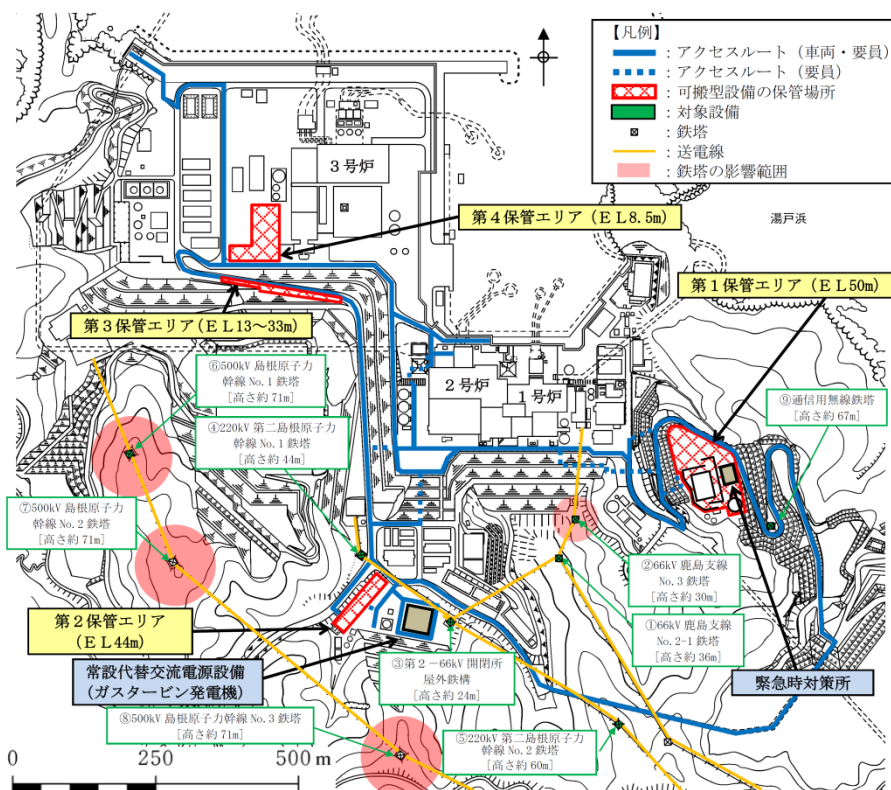
島根原子力発電所構内の送電鉄塔，開閉所屋外鉄構及び通信用無線鉄塔（以下「鉄塔」という。）について，アクセスルートの周辺構造物として，倒壊時の影響評価方針を以下に示す。

1. 影響評価

(1) 影響評価鉄塔

発電所構内のアクセスルート近傍に設置されている鉄塔を抽出する。設置位置を第1図に，設置状況を第1表に示す。

- ① 66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔
- ② 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔
- ③ 第2-66kV 開閉所屋外鉄構
- ④ 220kV 第二島根原子力幹線 No. 1 鉄塔
- ⑤ 220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔
- ⑥ 500kV 島根原子力幹線 No. 1 鉄塔
- ⑦ 500kV 島根原子力幹線 No. 2 鉄塔
- ⑧ 500kV 島根原子力幹線 No. 3 鉄塔
- ⑨ 通信用無線鉄塔



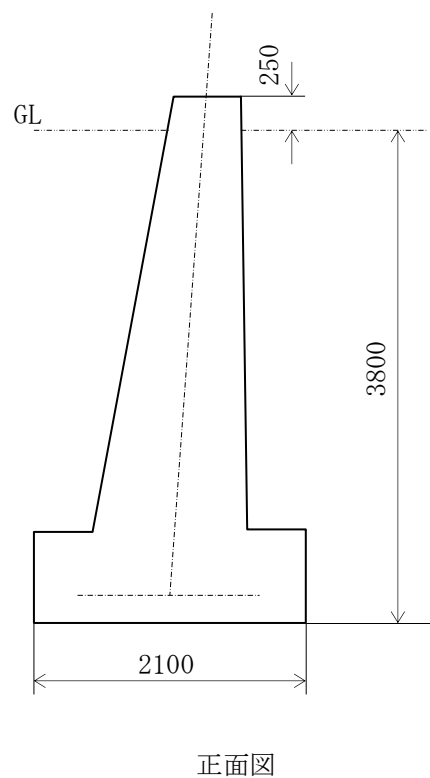
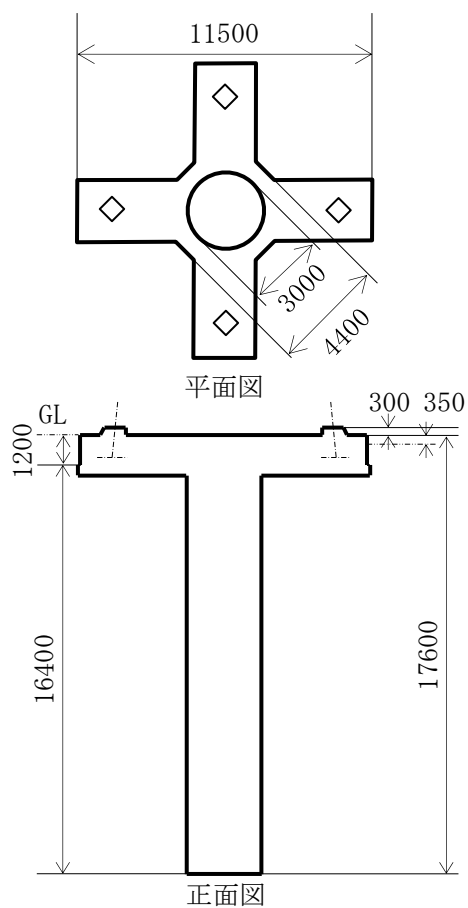
第1図 鉄塔配置図

第1表 鉄塔設置状況一覧表

鉄塔名称	送電電圧	鉄塔種別	基礎構造※	支持地盤	設置場所
① 66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔	66kV	山形鋼鉄塔	深礎基礎	岩盤 (N 値 50 以上)	標高 108.1m
② 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔	66kV	山形鋼鉄塔	逆T字型基礎	岩盤 (CM 級岩盤)	標高 71.8m
③ 第2-66kV 開閉所屋外鉄構	66kV	山形鋼鉄塔	マト型基礎	岩盤 (CL 級岩盤)	標高 47.2m
④ 220kV 第二島根原子力幹線 No. 1 鉄塔	220kV	山形鋼鉄塔	逆T字型基礎+杭	岩盤 (N 値 44)	標高 45.2m
⑤ 220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔	220kV	山形鋼鉄塔	逆T字型基礎	岩盤 (N 値 30)	標高 148.4m
⑥ 500kV 島根原子力幹線 No. 1 鉄塔	500kV	鋼管鉄塔	深礎基礎	岩盤 (N 値 50 以上)	標高 123.9m
⑦ 500kV 島根原子力幹線 No. 2 鉄塔	500kV	鋼管鉄塔	深礎基礎	岩盤 (N 値 50 以上)	標高 159.7m
⑧ 500kV 島根原子力幹線 No. 3 鉄塔	500kV	鋼管鉄塔	逆T字型基礎	岩盤 (N 値 30 以上)	標高 154.8m
⑨ 通信用無線鉄塔	—	鋼管鉄塔	マト型基礎	岩盤 (CL 級岩盤)	標高 64.0m

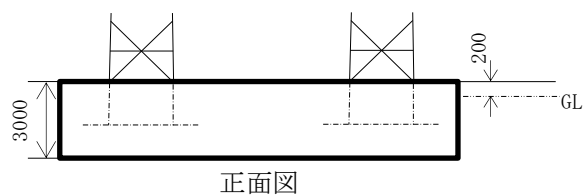
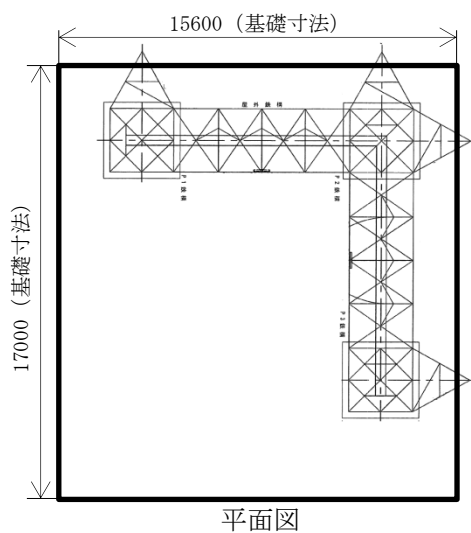
※ 鉄塔基礎構造図を第2図に示す。

单位：mm



① 66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔

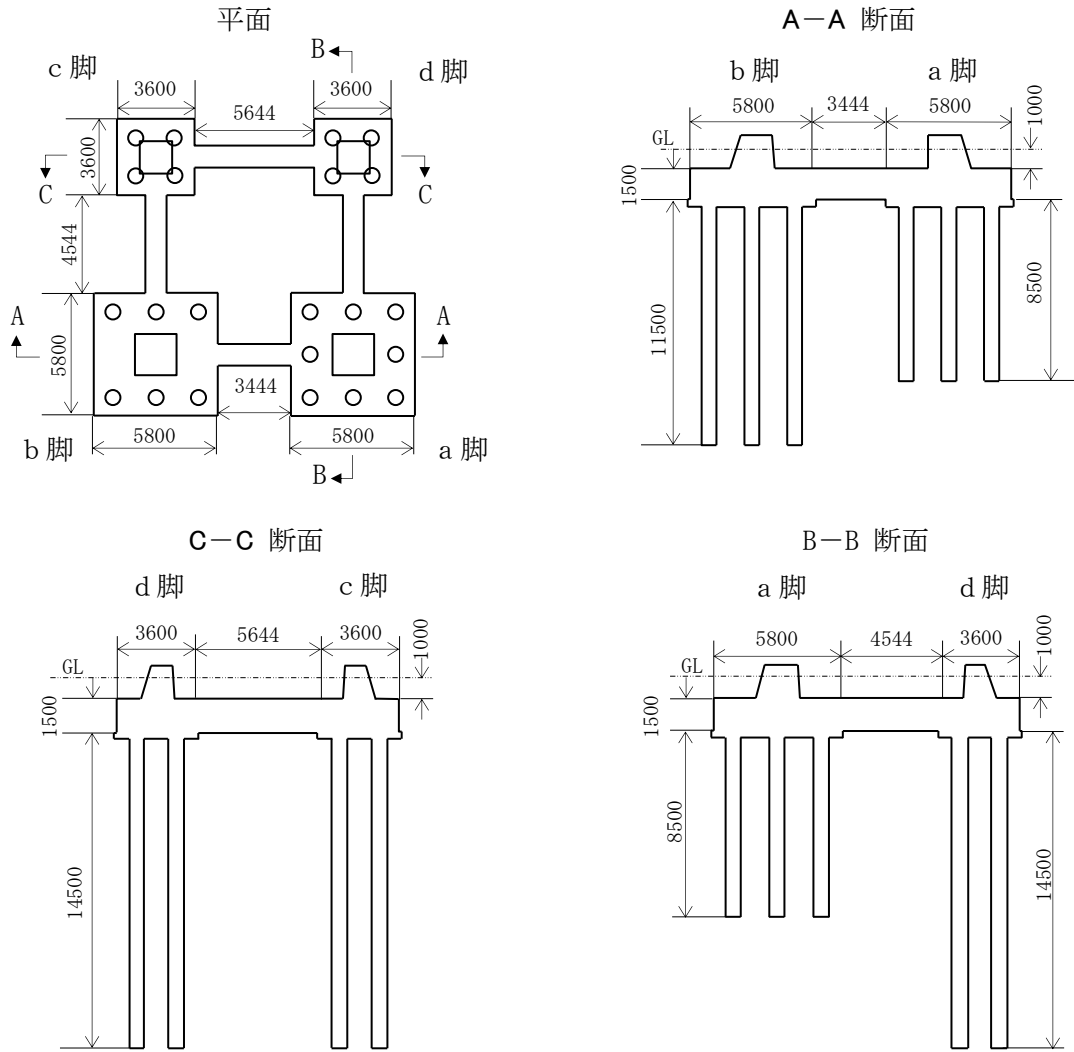
② 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔



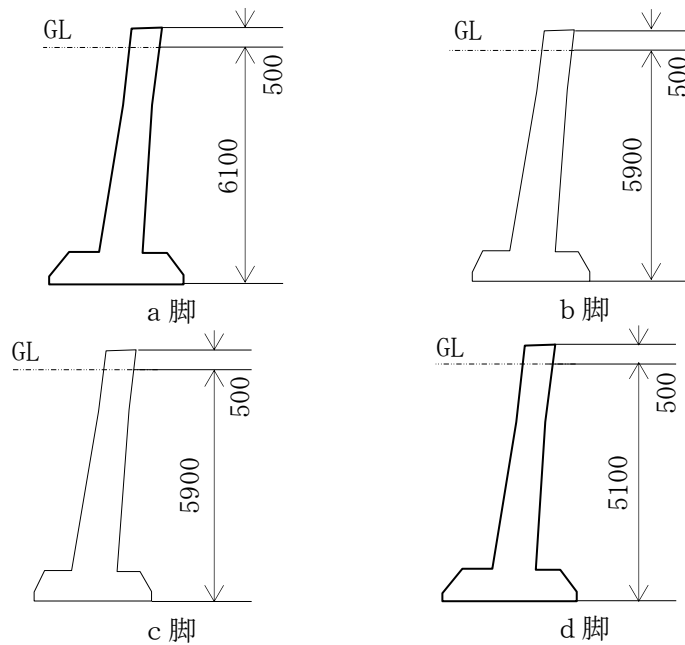
③ 第2-66kV 開閉所屋外鉄構

第2図 鉄塔基礎構造図(1/3)

単位：mm



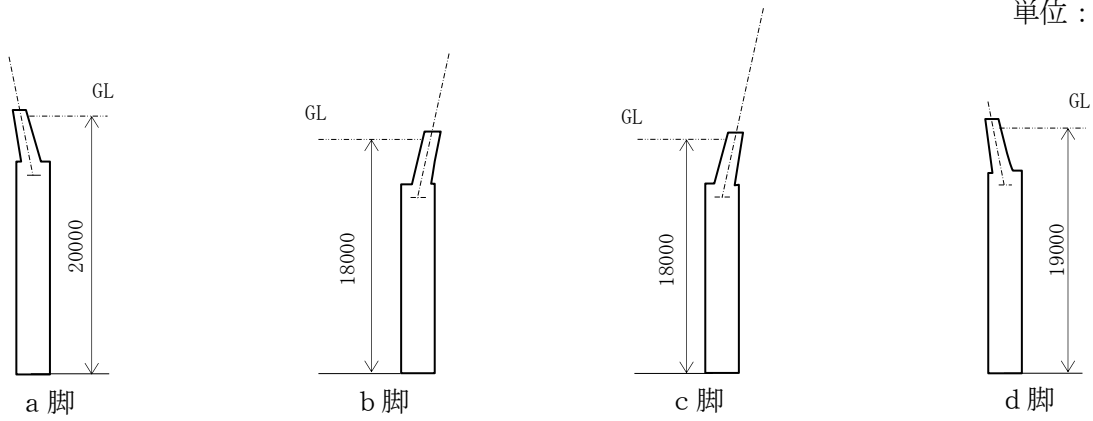
④ 220kV 第二島根原子力幹線 No. 1 鉄塔



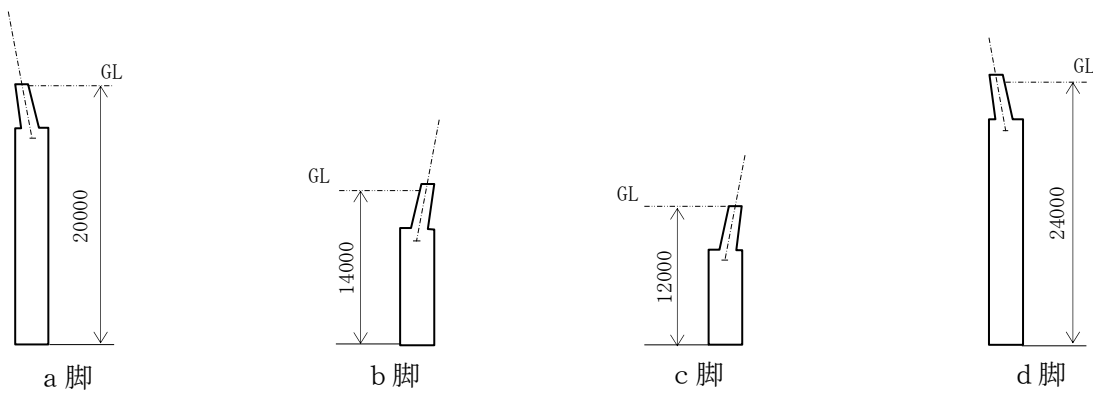
⑤ 220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔

第 2 図 鉄塔基礎構造図 (2/3)

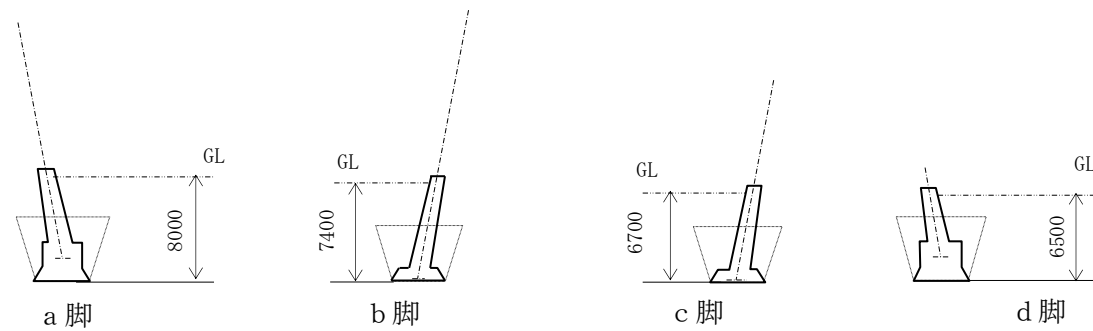
単位：mm



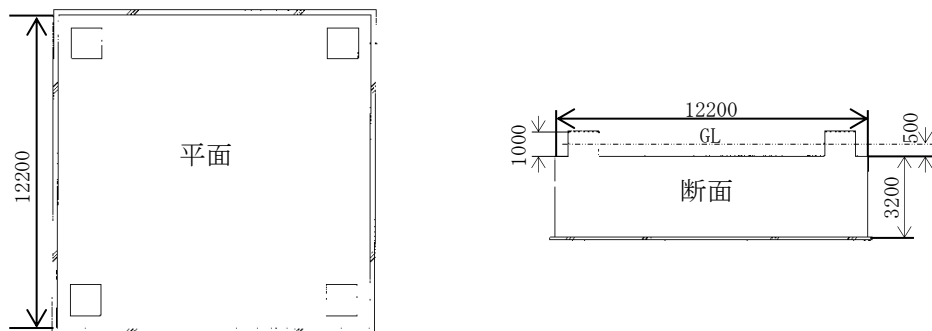
⑥ 500kV 島根原子力幹線 No. 1 鉄塔



⑦ 500kV 島根原子力幹線 No. 2 鉄塔



⑧ 500kV 島根原子力幹線 No. 3 鉄塔



⑨ 通信用無線鉄塔

第 2 図 鉄塔基礎構造図 (3/3)

(2) 影響評価手順

a. 影響評価方法選定

発電所構内の鉄塔を対象として、倒壊等による影響を想定する。

アクセスルートへの影響想定としては、地震により、鉄塔が最下部から全姿倒壊したケース及び鉄塔自体が斜面を滑落したケースとして評価する。

鉄塔の影響評価方法選定フロー(以下「フロー」という。)を第3図に示す。

まずは、鉄塔を中心とした鉄塔高さを鉄塔倒壊時の倒壊範囲とし、鉄塔倒壊時の倒壊範囲がアクセスルート上にあるかを確認する。(フロー: I)

(a) 鉄塔倒壊時の倒壊範囲がアクセスルート上にある場合

基準地震動 S_s における耐震性評価を行い、必要に応じて補強等の影響防止対策を実施することで地震時においても鉄塔が倒壊しない設計とする。(フロー: 耐震性評価)

次に、鉄塔倒壊時に倒壊範囲がアクセスルート上にない場合であっても、鉄塔に架線している送電線が落下し、アクセスルートに影響することが考えられるため、鉄塔倒壊により送電線がアクセスルートに影響があるかを確認する。(フロー: II)

また、鉄塔倒壊により送電線がアクセスルートに影響がある場合、設備対策によりアクセスルートの健全性が確保できるかを確認する。(フロー: III)

(b) 鉄塔倒壊により送電線がアクセスルートに影響がある場合 (設備対策可)

設備対策によりアクセスルートの健全性が確保できる場合は、設備対策を実施する設計とする。

更に、鉄塔倒壊し、鉄塔自体が斜面を滑落した評価(以下「鉄塔滑落評価」という。)により滑落範囲を確認し、アクセスルートの健全性を確保する設計とする。(フロー: 設備対策)

(c) 鉄塔倒壊により送電線がアクセスルートに影響がある場合 (設備対策不可)

設備対策によりアクセスルートの健全性が確保できない場合は、基準地震動 S_s における耐震性評価を行い、必要に応じて補強等の影響防止対策を実施することで地震時においても鉄塔が倒壊しない設計とする。(フロー: 耐震性評価)

(d) 鉄塔倒壊により送電線がアクセスルートに影響がない場合

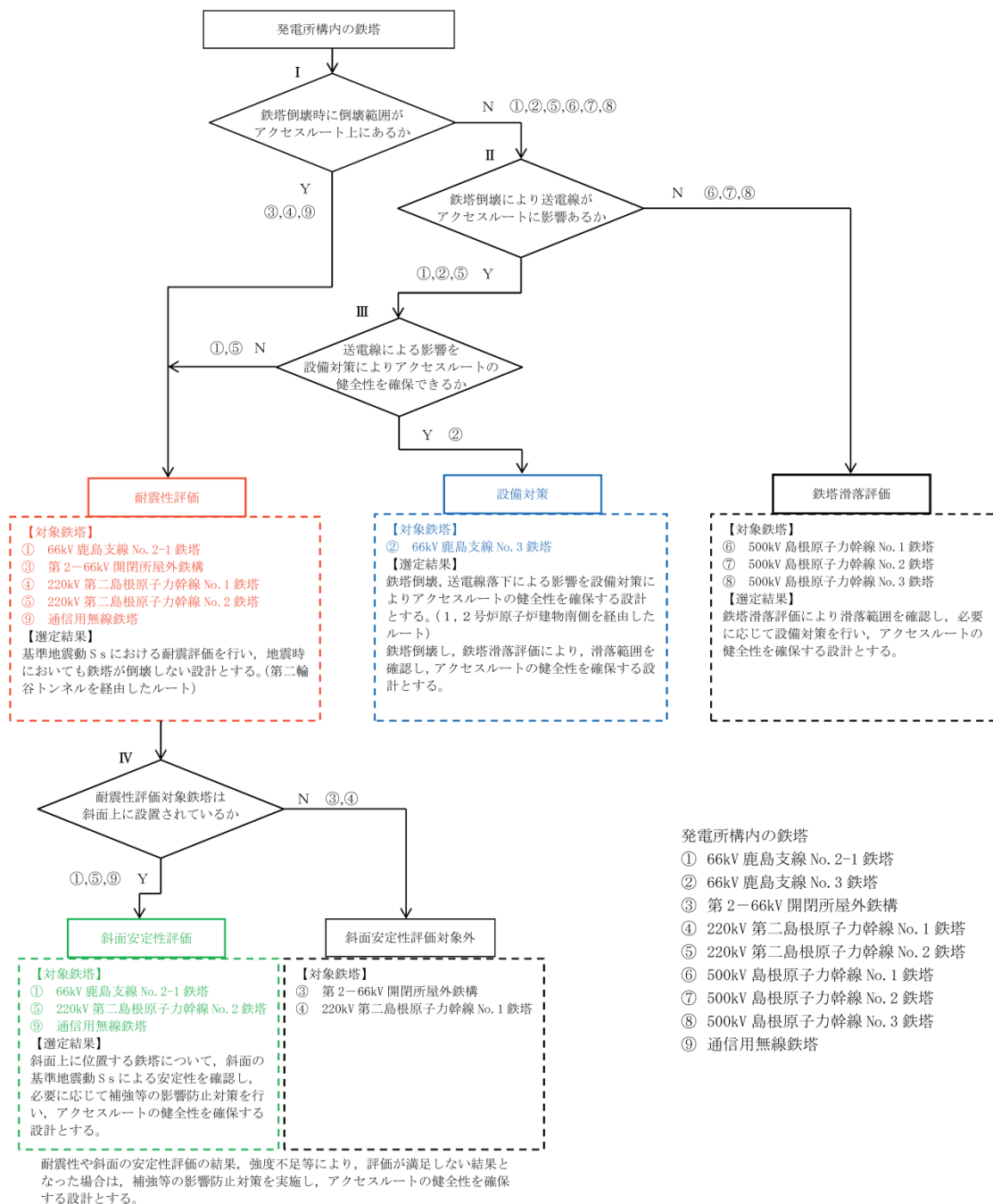
鉄塔倒壊時の倒壊範囲及び送電線がアクセスルートに影響がない鉄塔についても、鉄塔滑落評価により滑落範囲を確認し、必要に応じて設備対策を行い、アクセスルートの健全性を確保する設計とする。(フロー: 鉄塔滑落評価)

(e) 斜面上に設置されている耐震性評価対象鉄塔

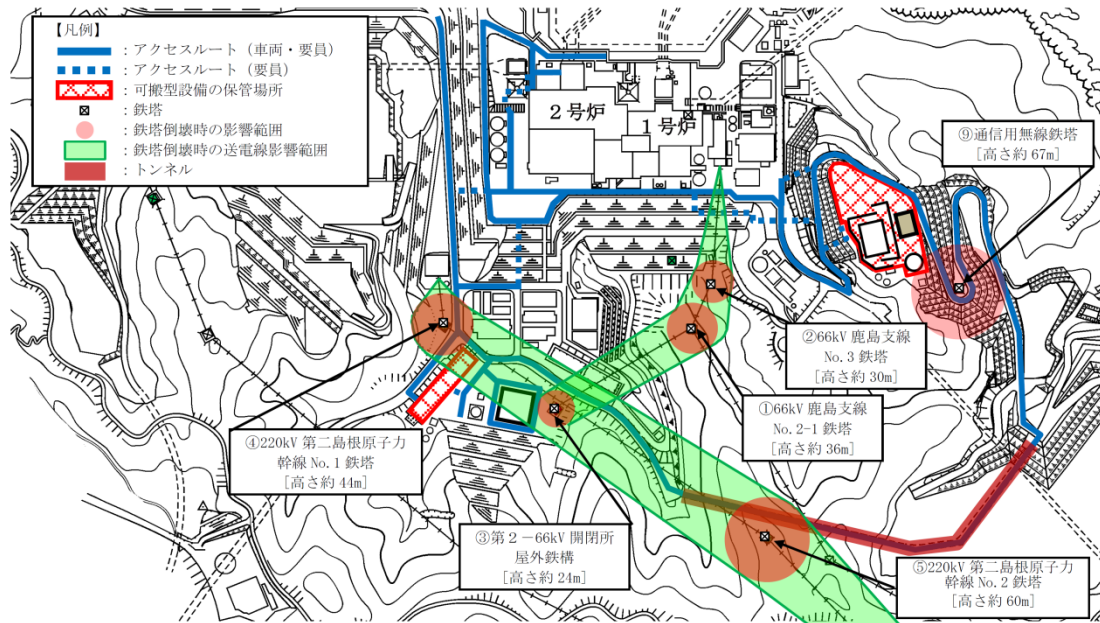
耐震性評価対象鉄塔のうち斜面上に設置されている鉄塔については、斜面の基準地震動 S_s による安定性を確認し、必要に応じて補強等の影響防

止対策を行い、アクセスルートへの健全性を確保する設計とする。(フロー：斜面安定性評価)

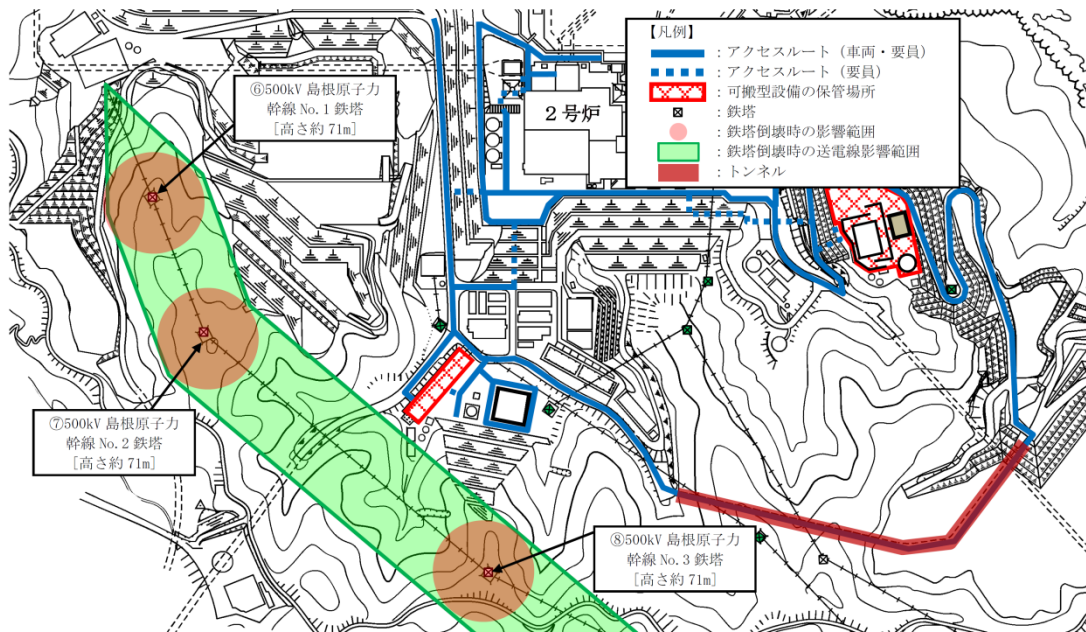
第4図に66kV鹿島支線, 220kV第二島根原子力幹線及び通信用無線鉄塔, 第5図に500kV島根原子力幹線の鉄塔損壊によるアクセスルートへの影響を示す。



第3図 影響評価方法選定フロー



第4図 鉄塔倒壊によるアクセスルートへの影響想定
(66kV 鹿島支線, 220kV 第二島根原子力幹線, 通信用無線鉄塔)



第5図 鉄塔倒壊によるアクセスルートへの影響想定
(500kV 島根原子力幹線)

b. 影響評価方法選定結果

- (a) 耐震性評価により鉄塔の耐震性を確認し、アクセスルート（車両・要員）の健全性を確保する設計とする。（第二輪谷トンネルを経由したルート）

第二輪谷トンネルを経由したルートに影響を及ぼす可能性のある、66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔、第 2-66kV 開閉所屋外鉄構、220kV 第二島根原子力幹線 No. 1 鉄塔、No. 2 鉄塔、通信用無線鉄塔の 5 基については、耐震性評価を行い、耐震性を確保する設計とする。そのうち斜面に設置している 66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔、220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔、通信用無線鉄塔については、斜面の安定性評価を行い、斜面がすべらないことを確認する。

耐震性や斜面の安定性評価の結果、強度不足等により、評価が満足しない結果となった場合は、補強等の影響防止対策を行い、アクセスルートの健全性を確保する設計とする。

- (b) 設備対策を行い、アクセスルート（要員）の健全性を確保する設計とする。（1，2号炉原子炉建物南側を経由したルート）

1，2号炉原子炉建物南側を経由したルートに影響を及ぼす可能性のある、66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔については、鉄塔滑落評価を行い送電線の落下範囲を想定したうえで、送電線下部に連絡通路（例：ボックスカルバート）を設置して、アクセスルートの健全性を確保する設計とする。

- (c) 鉄塔滑落評価を行い、アクセスルート（車両・要員）の健全性を確保する設計とする。

鉄塔倒壊、送電線落下によりアクセスルートまで距離がある 500kV 島根原子力幹線 No. 1 鉄塔、No. 2 鉄塔、No. 3 鉄塔の 3 基については、鉄塔滑落評価を行いアクセスルートの健全性を確認する。

なお、評価が満足しない結果となった場合は、必要に応じて設備対策を行い、アクセスルートの健全性を確保する設計とする。

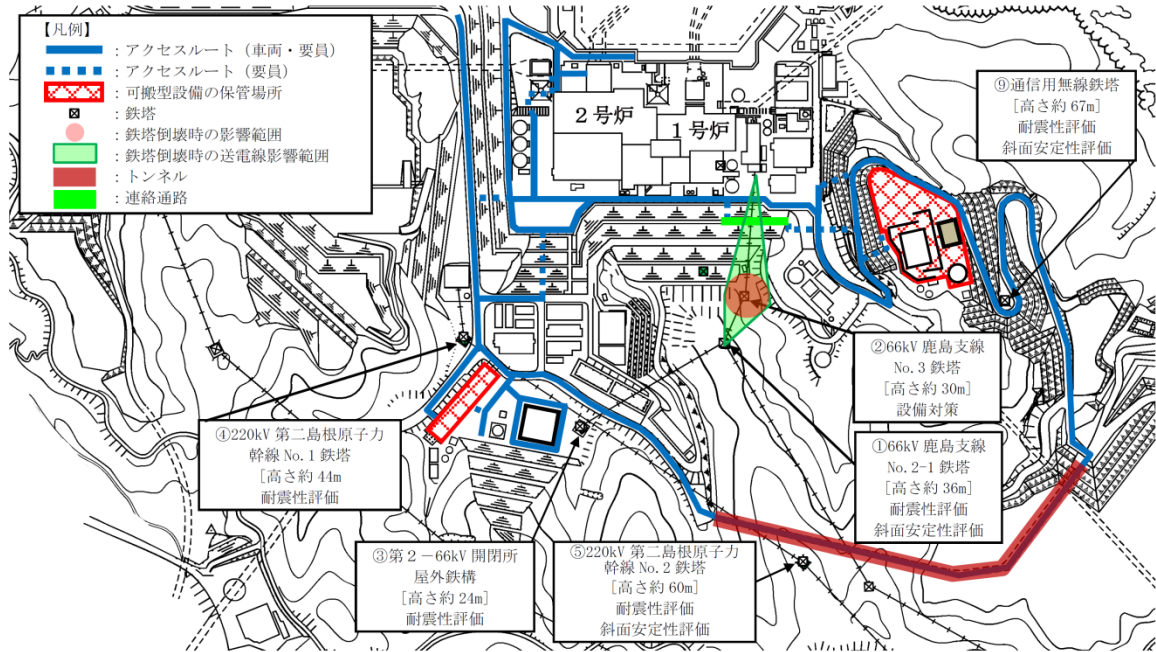
上記の鉄塔評価選定結果を第 2 表に示す。また、各鉄塔について耐震性評価、設備対策又は鉄塔滑落評価を行うことによる、アクセスルートの健全性を確保した状態について、第二輪谷トンネルを経由したアクセスルート及び 1，2号炉原子炉建物南側を経由したアクセスルートを第 6 図及び第 7 図に示す。

なお、参考に、鉄塔配置とアクセスルートまでの距離を第 8 図に示す。

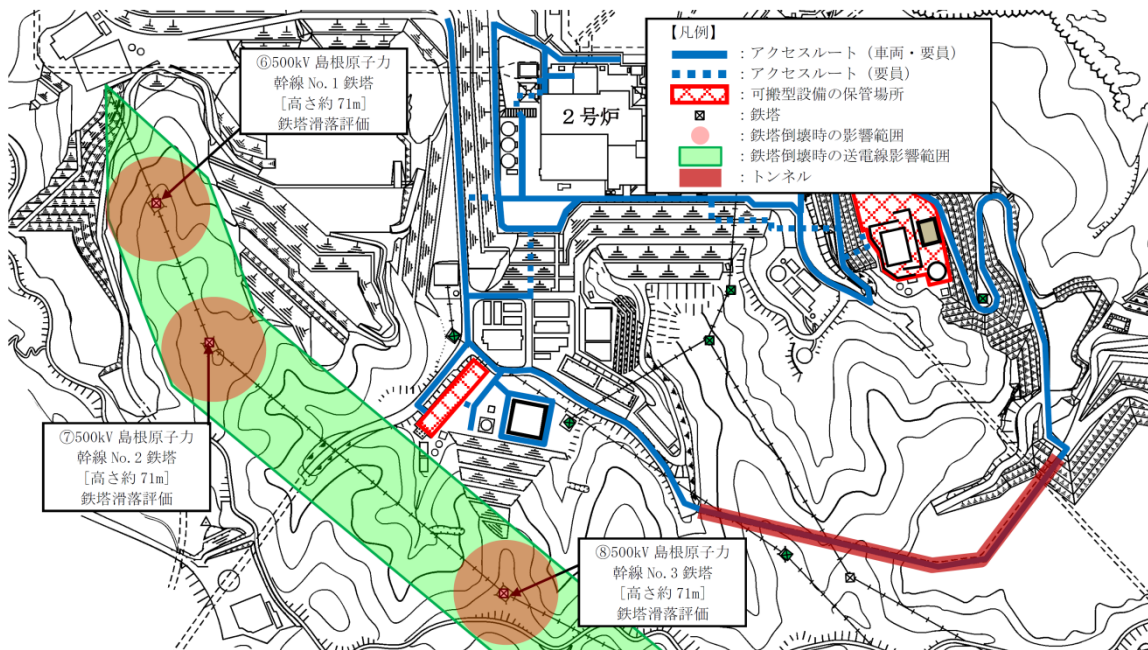
第2表 鉄塔評価選定結果一覧表

(○：実施，—：対象外)

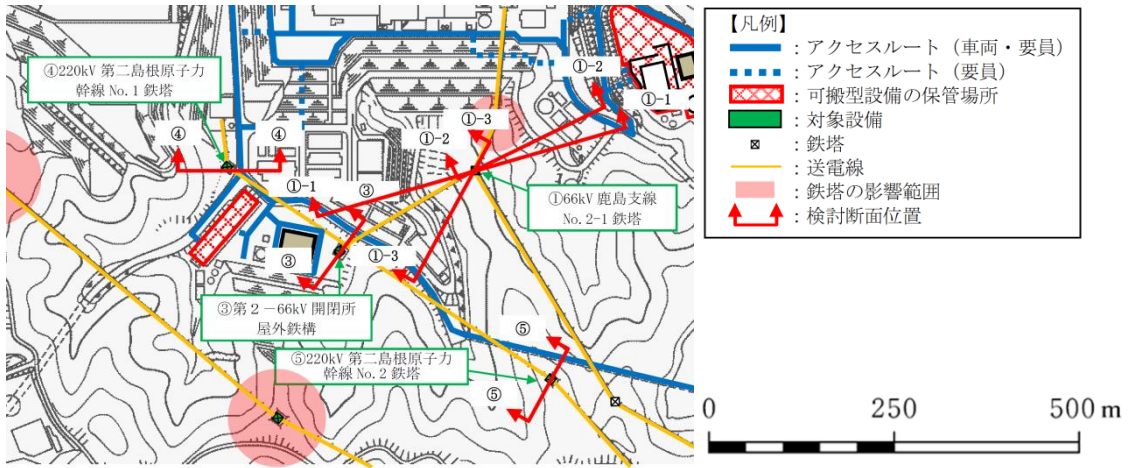
送電鉄塔名称	アクセスルート (車両・要員) 確保 (第二輪谷トンネルを 経由したルート)		耐震性評 価を行う 鉄塔の斜 面上設置 有無	斜面 安定性 評価	アクセスルート (要員) 確保 (1, 2号炉原子炉建物 南側を經由したルート)	設備 対策	備考
	倒壊範囲 影響有無	送電線 影響有無					
① 66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔	無	有	有	○	—	—	
② 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔	—	—	—	—	有	○*	※鉄塔 滑落評価により 滑落範囲を確 認し、設備対策を行い、アクセスル ートの健全性を確保する
③ 第2-66kV 開閉所 屋外鉄構	有	—	無	—	—	—	
④ 220kV 第二島根原子力 幹線 No. 1 鉄塔	有	—	無	—	—	—	
⑤ 220kV 第二島根原子力 幹線 No. 2 鉄塔	無	有	有	○	—	—	
⑥ 500kV 島根原子力幹線 No. 1 鉄塔	無	無	—	—	—	—	※鉄塔 滑落評価により 滑落範囲を確 認し、必要に応じて設備対策を行い、 アクセスルートの健全性を確保する
⑦ 500kV 島根原子力幹線 No. 2 鉄塔	無	無	—	—	—	—	※鉄塔 滑落評価により 滑落範囲を確 認し、必要に応じて設備対策を行い、 アクセスルートの健全性を確保する
⑧ 500kV 島根原子力幹線 No. 3 鉄塔	無	無	—	—	—	—	※鉄塔 滑落評価により 滑落範囲を確 認し、必要に応じて設備対策を行い、 アクセスルートの健全性を確保する
⑨ 通信用無線鉄塔	有	—	有	○	—	—	



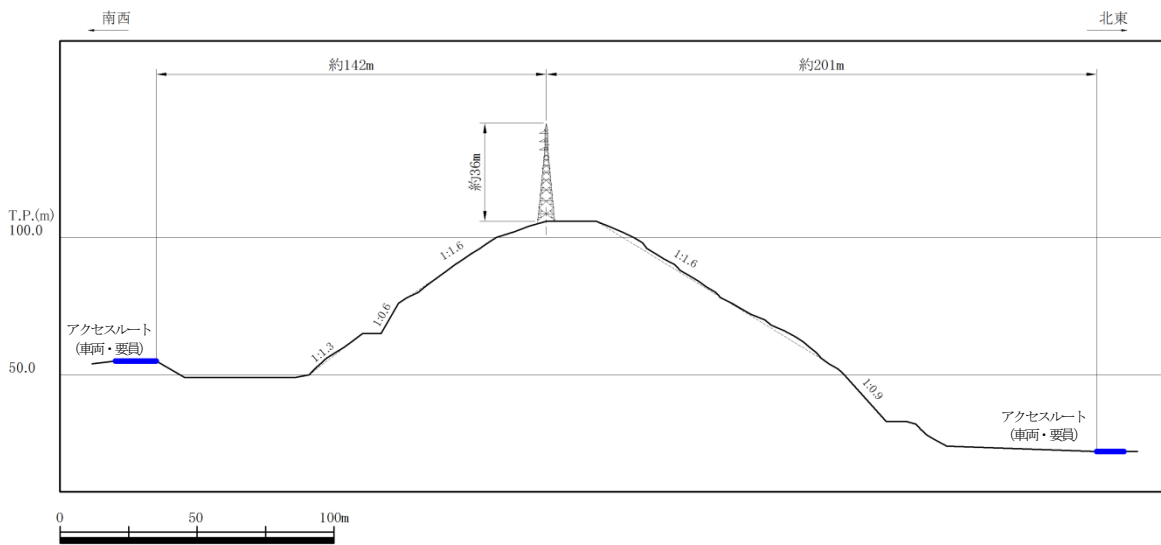
第 6 図 影響評価方法選定結果によるアクセスルート確保 (66kV 鹿島支線, 220kV 第二島根原子力幹線, 通信用無線鉄塔)



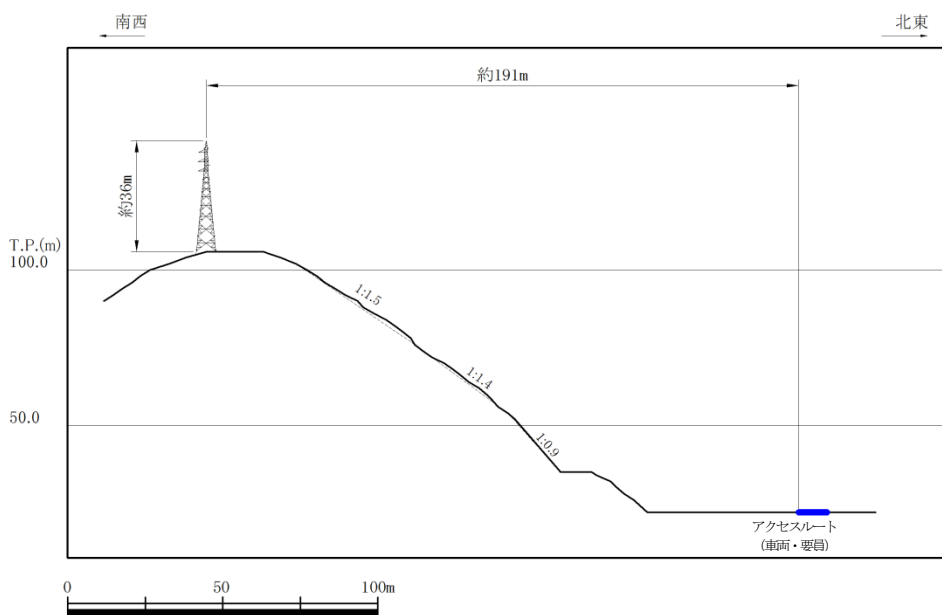
第 7 図 影響評価方法選定結果によるアクセスルート確保 (500kV 島根原子力幹線)



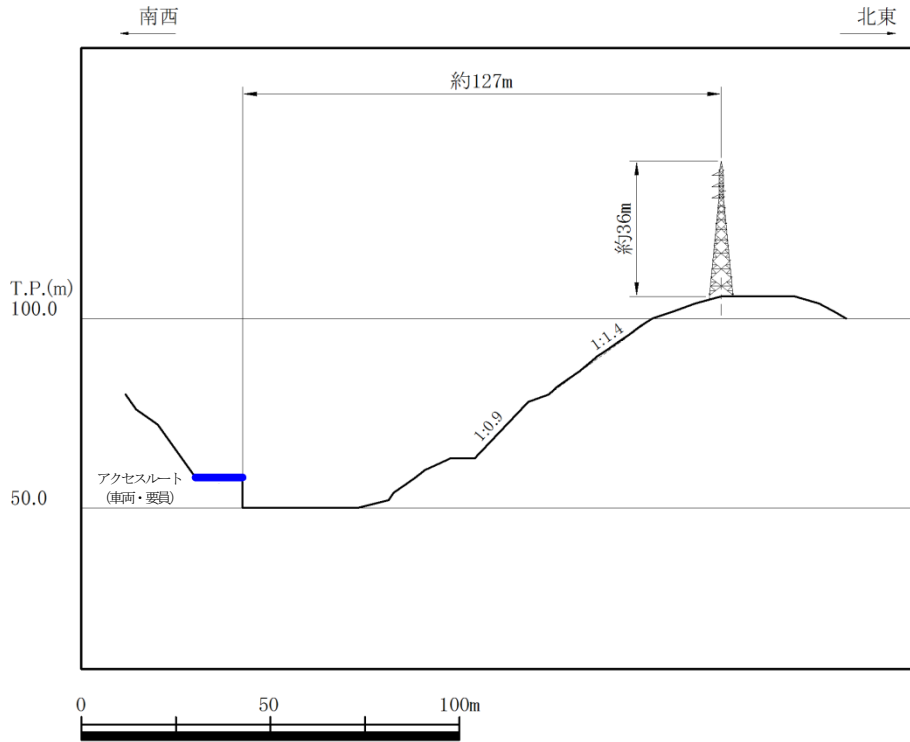
第 8-1 図 鉄塔配置断面位置図 (①, ③, ④, ⑤)



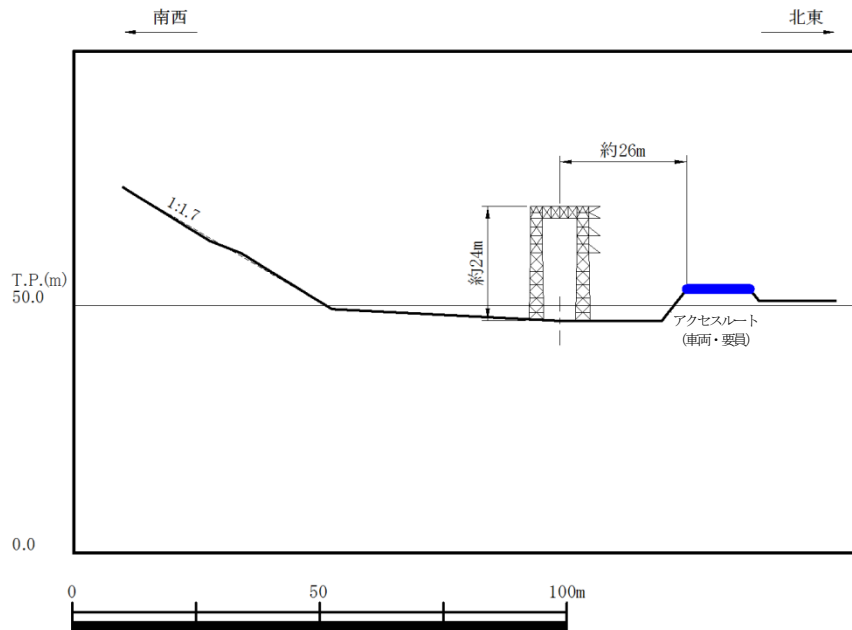
①-1 66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔(急傾斜方向)



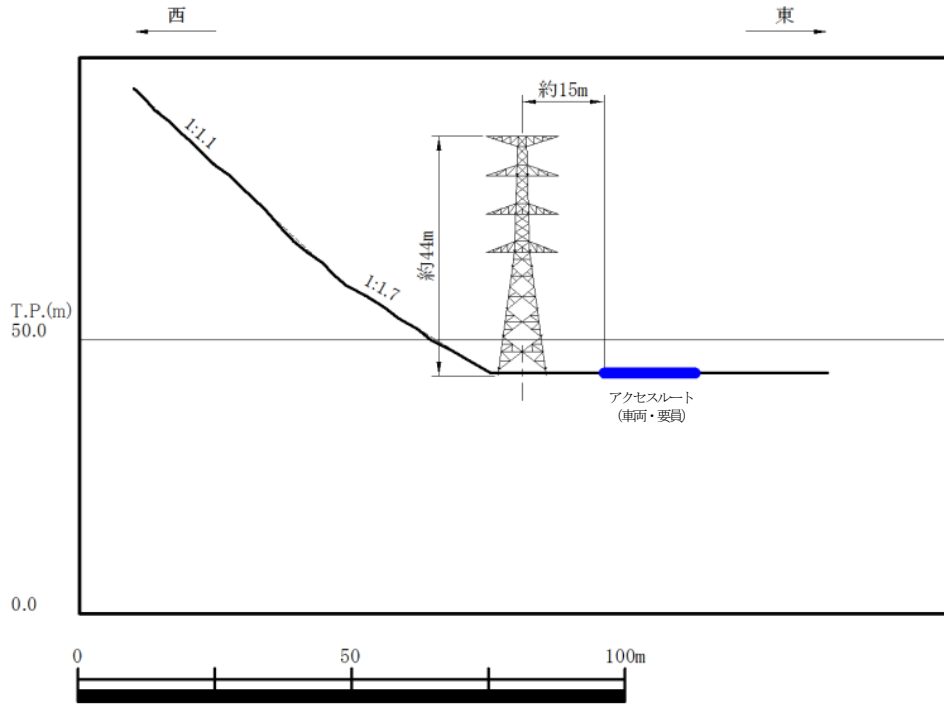
①-2 66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔(アクセスルート最短(北東側))



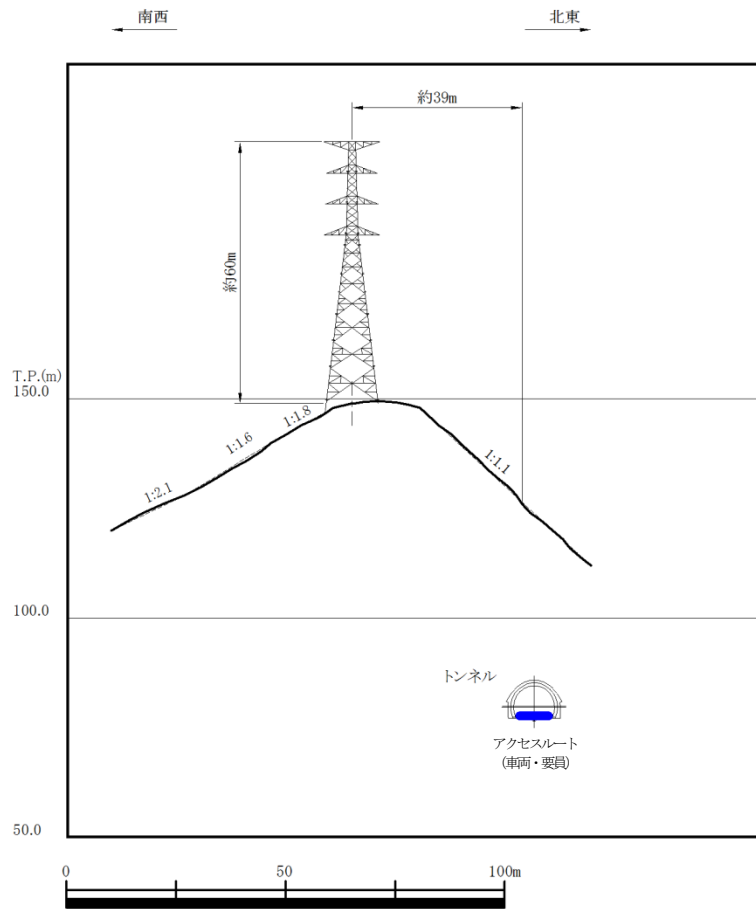
①-3 66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔(アクセスルート最短(南西側))



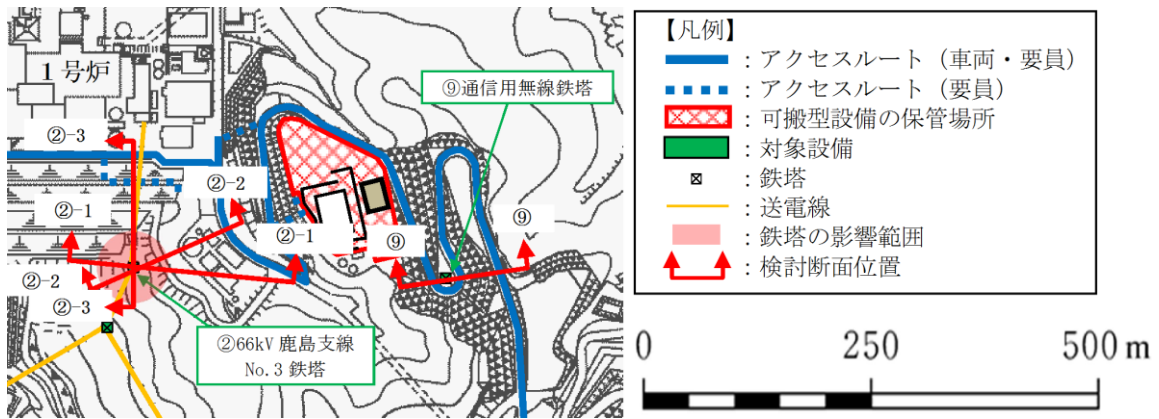
③ 第2-66kV 開閉所屋外鉄構



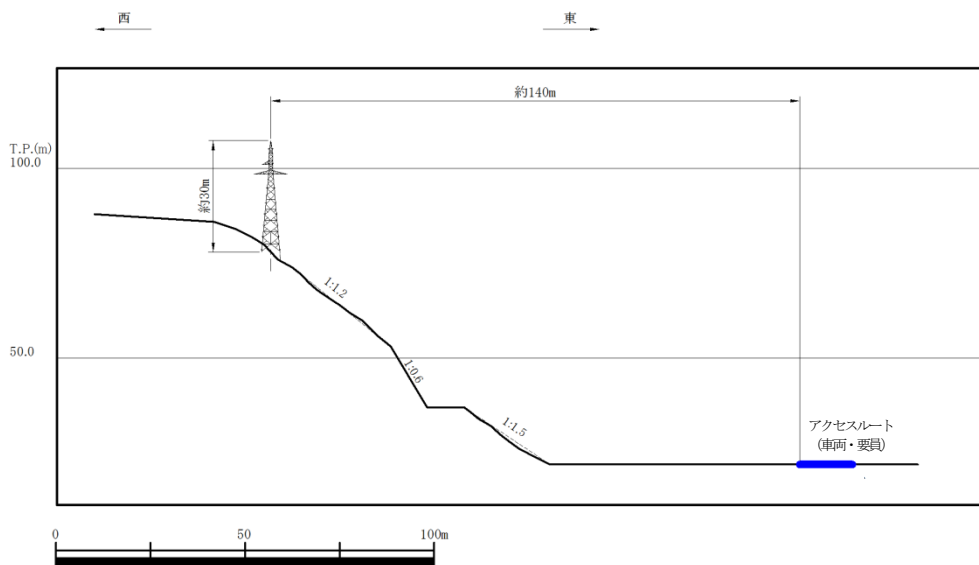
④ 220kV 第二島根原子力幹線 No. 1 鉄塔



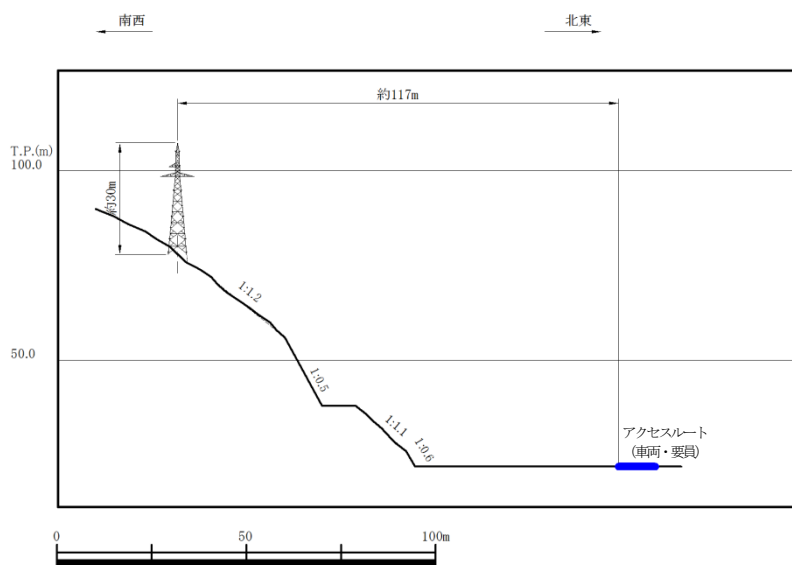
⑤ 220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔



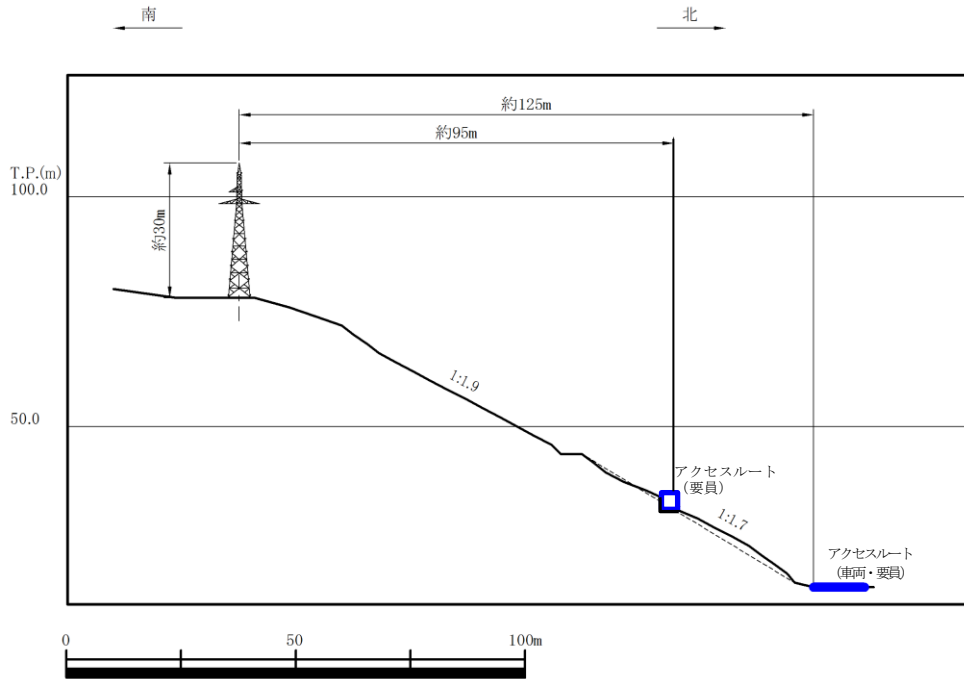
第 8-2 図 鉄塔配置断面位置図 (②, ⑨)



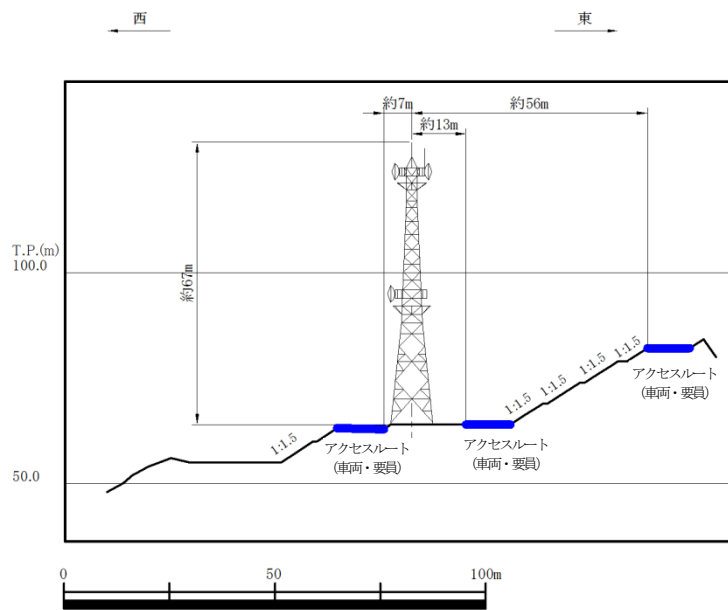
②-1 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔(急傾斜方向)



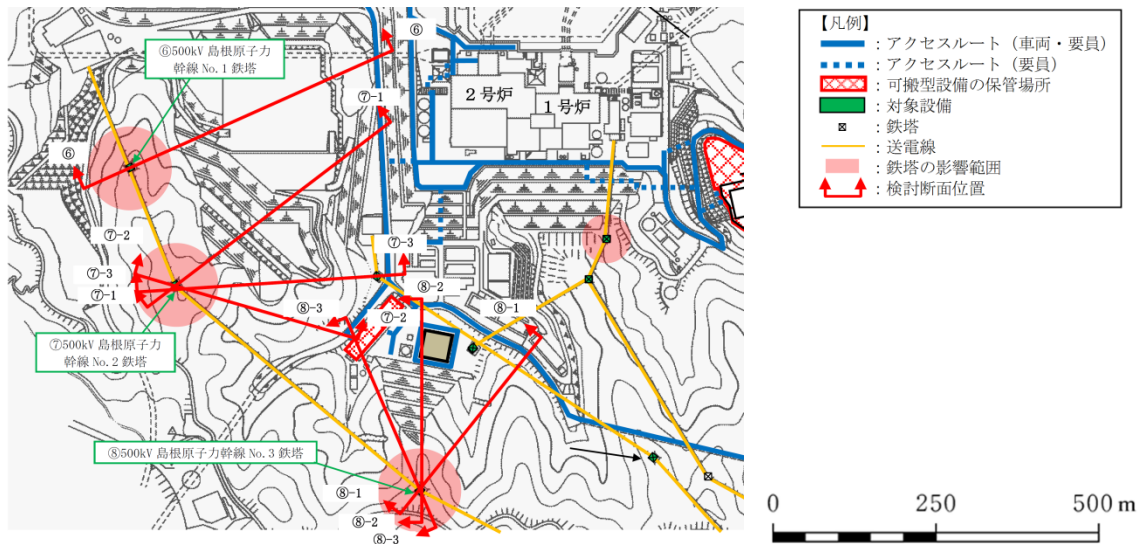
②-2 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔(アクセスルート最短(北東側))



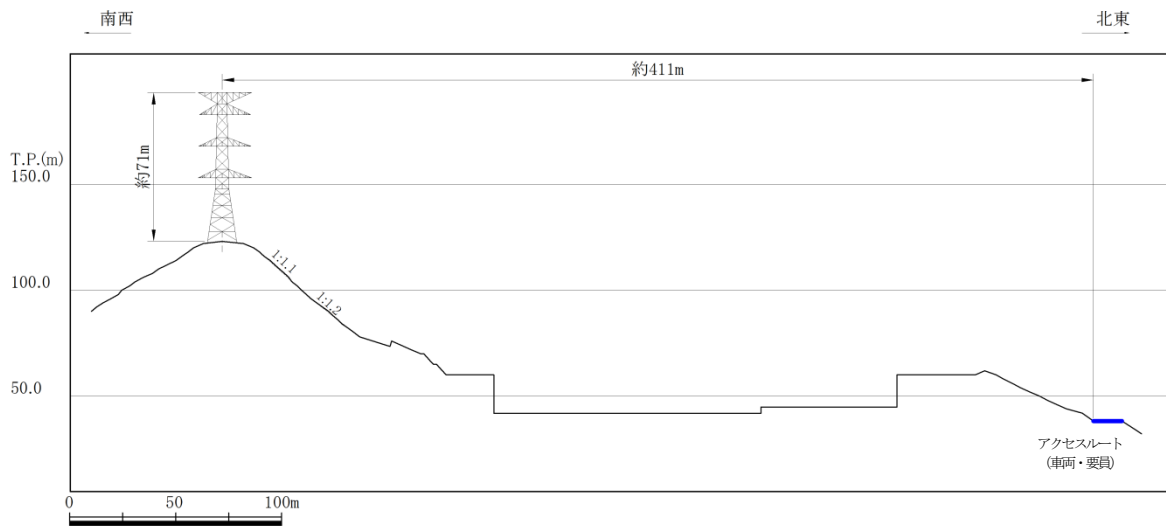
②-3 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔(アクセスルート最短(北側))



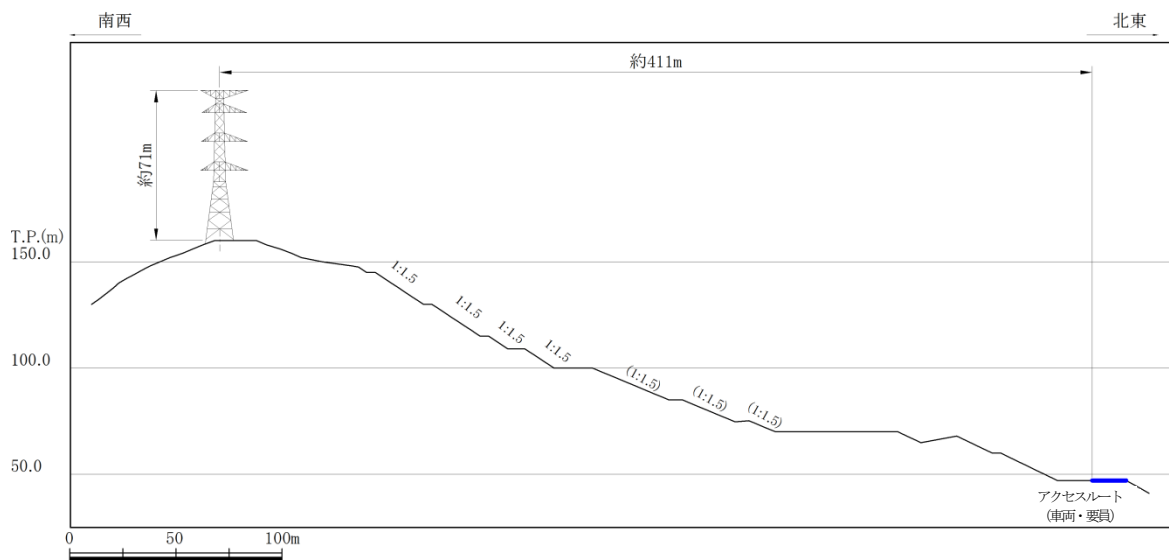
⑨ 通信用無線鉄塔



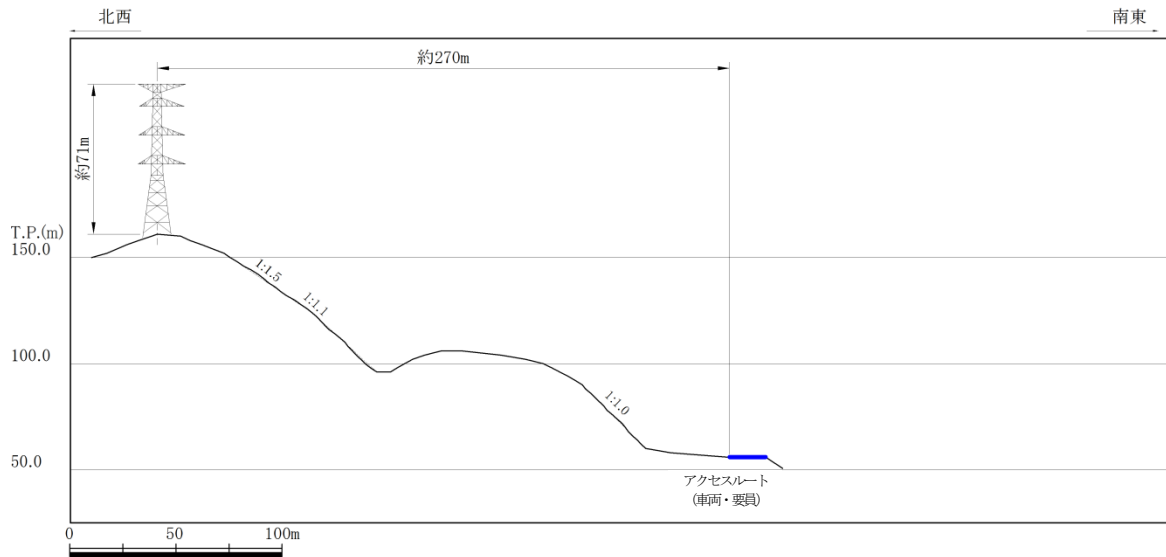
第 8-3 図 鉄塔配置断面位置図 (⑥, ⑦, ⑧)



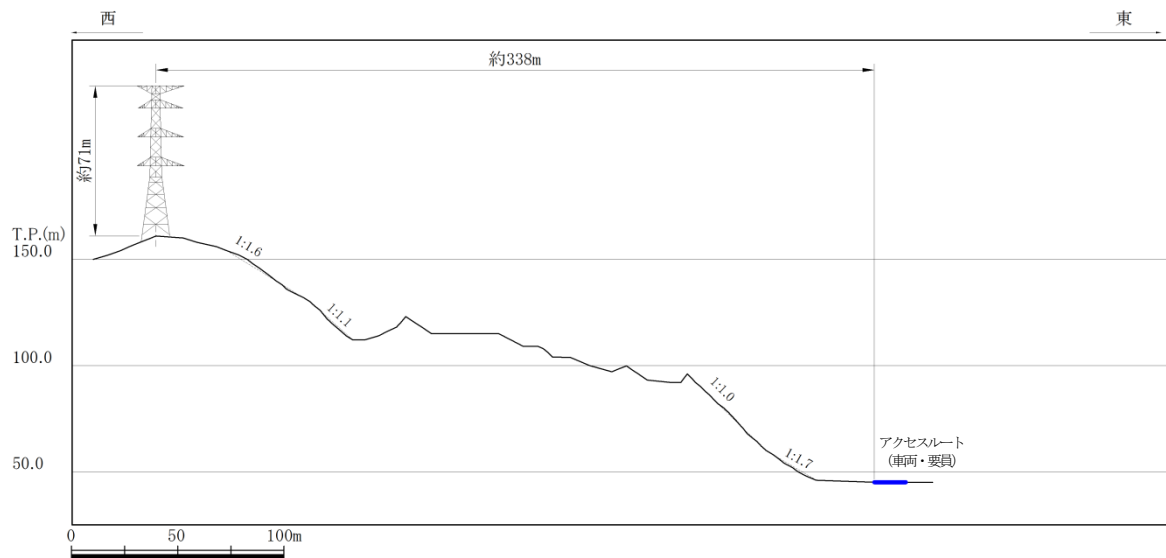
⑥ 500kV 島根原子力幹線 No. 1 鉄塔 (急傾斜方向)



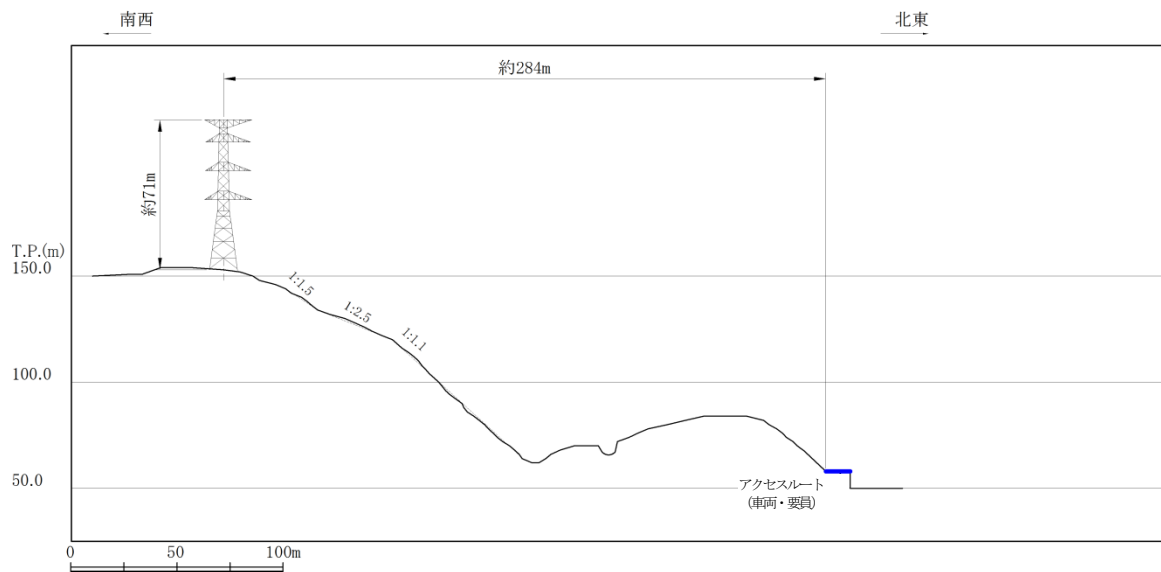
⑦-1 500kV 島根原子力幹線 No. 2 鉄塔 (急傾斜方向)



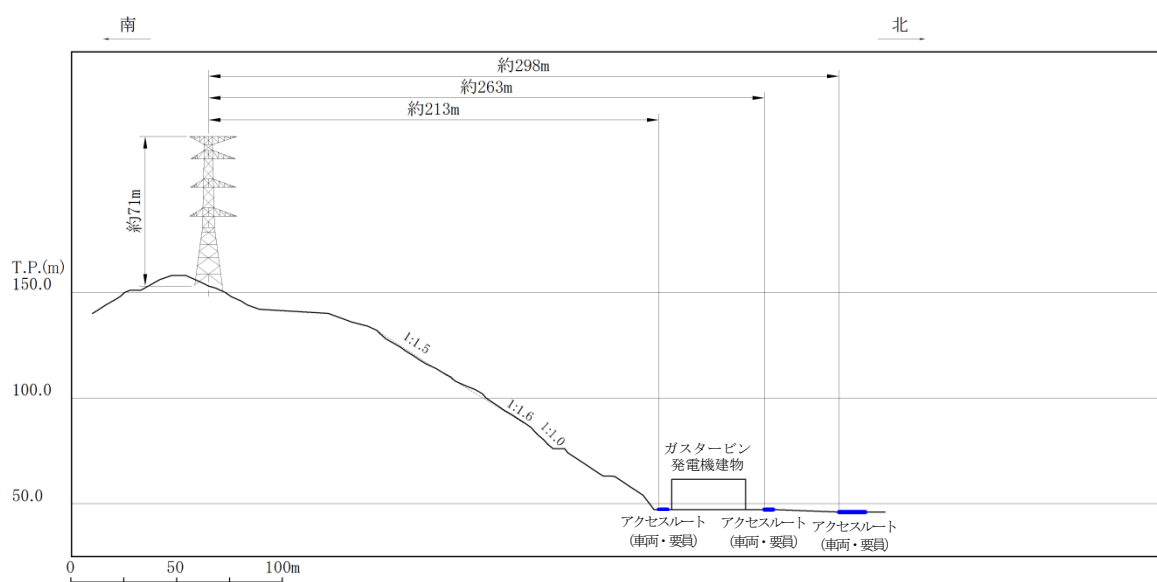
⑦-2 500kV 島根原子力幹線 No. 2 鉄塔(アクセスルート最短(南東側))



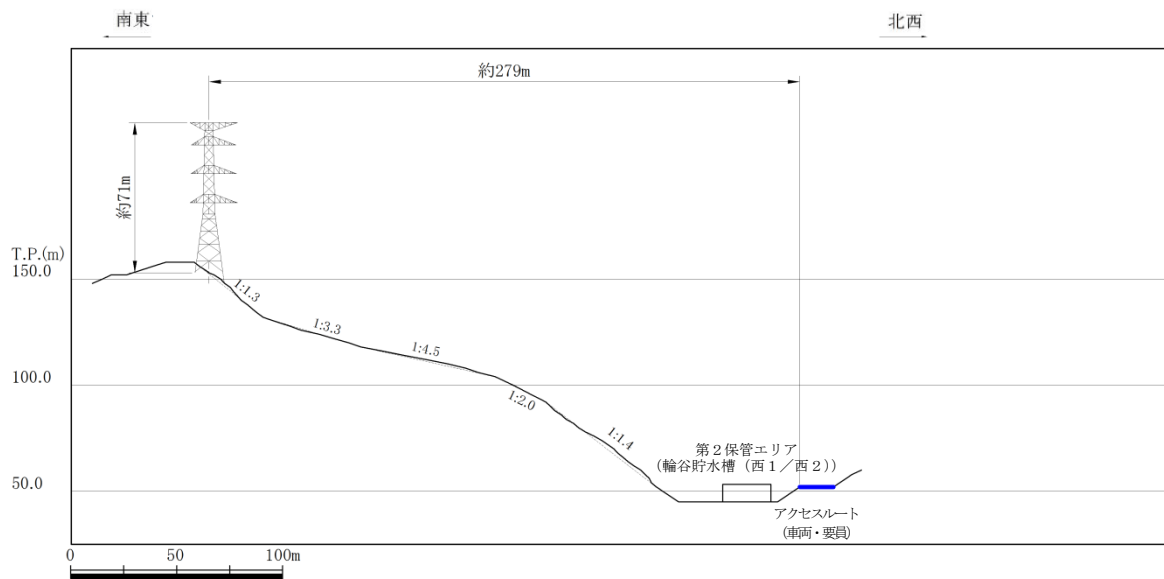
⑦-3 500kV 島根原子力幹線 No. 2 鉄塔(アクセスルート最短(東側))



⑧-1 500kV 島根原子力幹線 No. 3 鉄塔 (急傾斜方向)



⑧-2 500kV 島根原子力幹線 No. 3 鉄塔 (アクセスルート最短(北側))



⑧-3 500kV 島根原子力幹線 No. 3 鉄塔 (アクセスルート最短(北西側))

(3) 影響評価方法

220kV 第二島根原子力幹線 No.1 鉄塔及び No.2 鉄塔を例に説明する。

a. 耐震性評価

鉄塔本体及び鉄塔基礎について、基準地震動 S_s による評価を行い、評価の結果、強度不足等により、評価が満足しない結果になった場合は、補強等の影響防止対策を実施することで、地震時においても鉄塔が倒壊しない設計とする。

基準地震動 S_s 5波のうち一次固有周波数における加速度応答スペクトルが大きいものを用いる。具体的には $S_s - D$ 及び $S_s - N1$ を用いる。

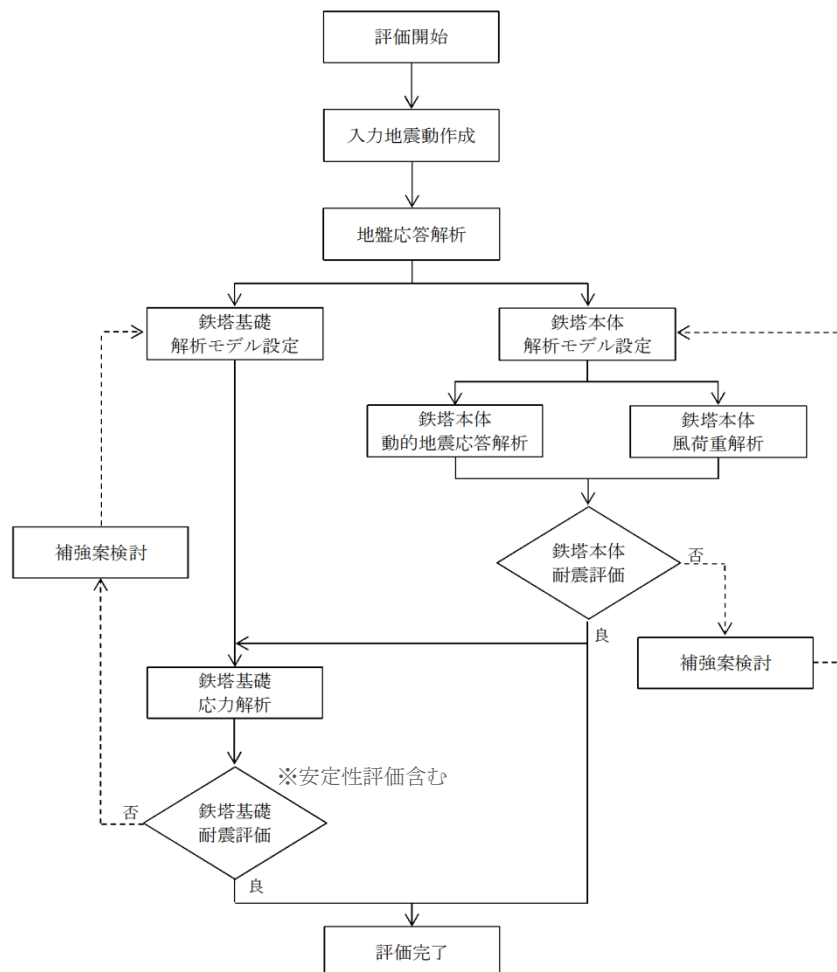
(a) 鉄塔本体

鉄塔部材と送電線をモデル化し、応答解析を行い、部材に発生する応力が許容応力以下であることを確認する。

(b) 鉄塔基礎

鉄塔本体の地盤応答解析結果を基礎の応力解析に用い、鉄塔基礎の強度及び地盤支持力を確認する。

第9図の耐震性評価フローに基づき確認を行う。



第9図 220kV 第二島根原子力幹線鉄塔耐震性評価フロー

[入力地震動作成]

解放基盤面で定義された基準地震動 S_s を解放基盤モデルの逆応答解析により解析モデル底面 (T.P. -215m) まで引き戻した後、この引き戻し波を用いて鉄塔位置の実地盤モデルにより順応答解析を行い、解析モデル底面境界まで引き上げた地震波を作成する。(1次元波動論に基づく地震応答解析を行う。)

地震波にて2次元動的FEM時刻歴非線形解析を行い、鉄塔本体の解析に用いる入力地震動を作成する。

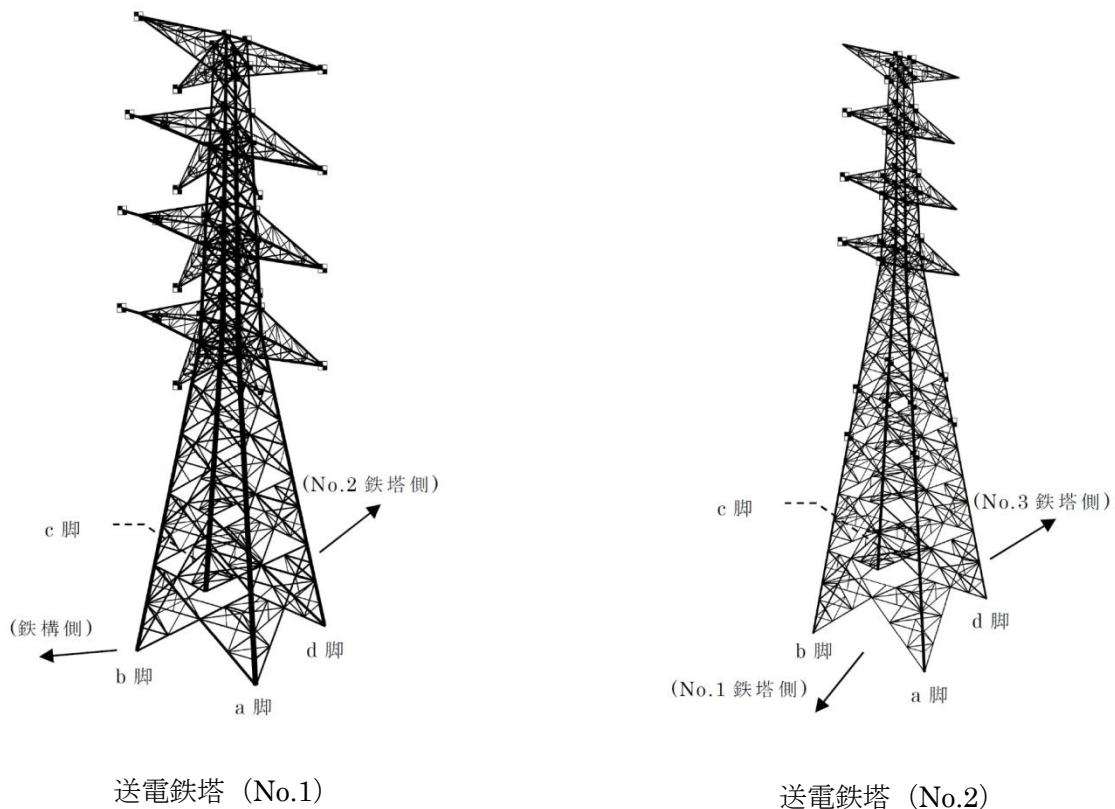
[地盤応答解析]

地震波を用いて2次元動的FEM時刻歴非線形解析を行い鉄塔基礎の応力解析に用いる地盤変位の算出を行う。

[鉄塔本体解析モデル設定]

・鉄塔モデル

耐震性評価に用いる220kV第二島根原子力幹線No.1鉄塔及びNo.2鉄塔の鉄塔モデルを第10図に示す。対象鉄塔はすべて梁要素でモデル化する。



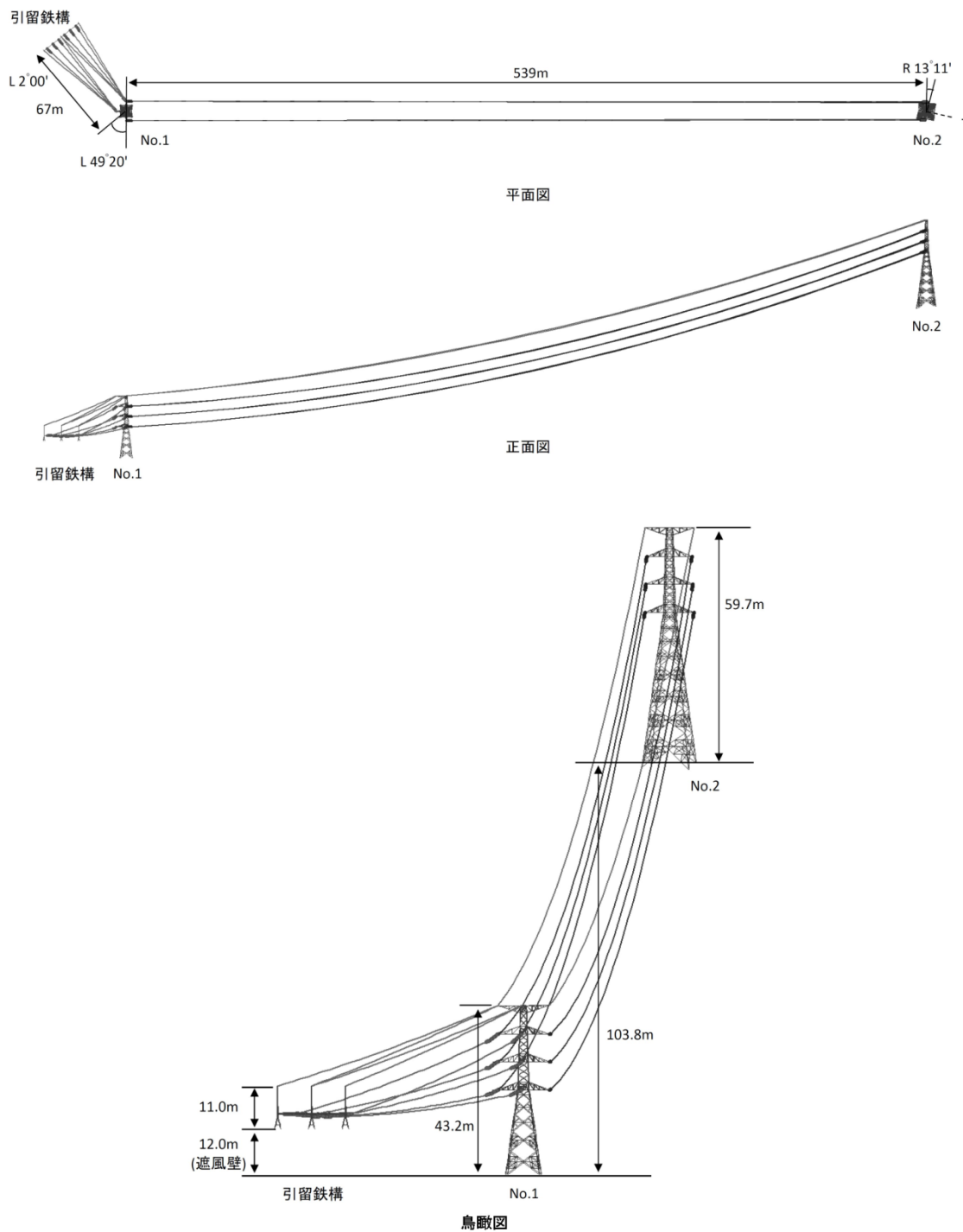
第10図 220kV第二島根原子力幹線No.1鉄塔及びNo.2鉄塔のモデル

- ・架渉線モデル

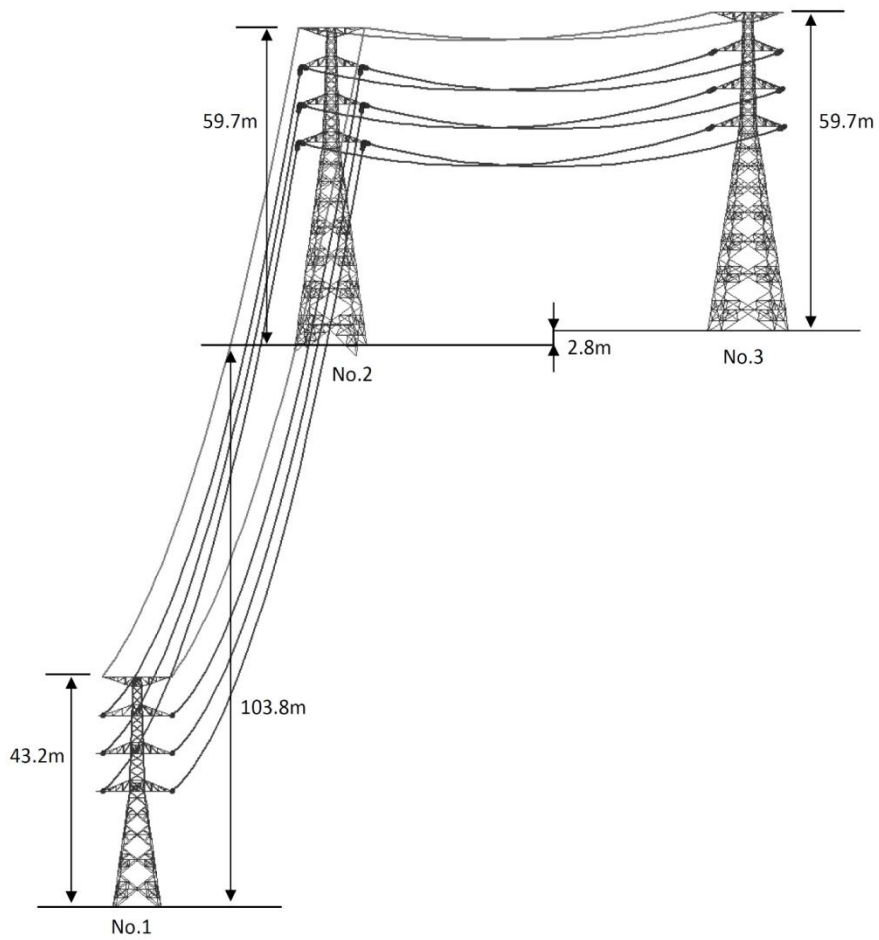
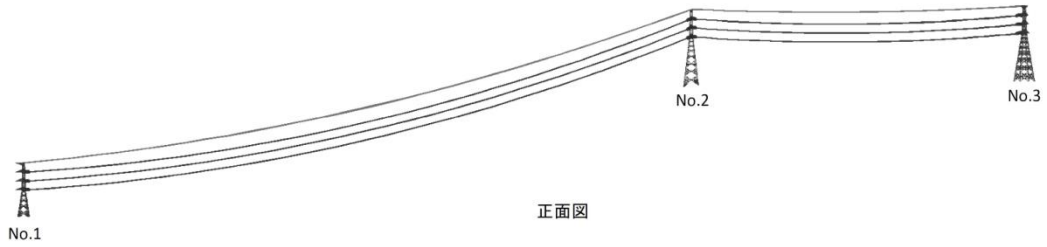
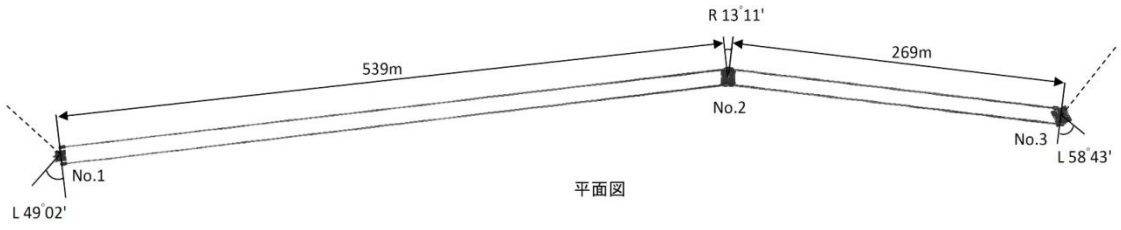
架空地線と電力線の架渉線はそれぞれの径間及び碍子装置を分割し、棒要素（トラス要素）でモデル化する。

- ・連成系モデル

鉄塔と架渉線の連成系モデルを第 11 図及び第 12 図に示す。隣接鉄塔まで含めた連成系モデルとする。



第 11 図 220kV 第二島根原子力幹線 No. 1 鉄塔を主とした連成系モデル

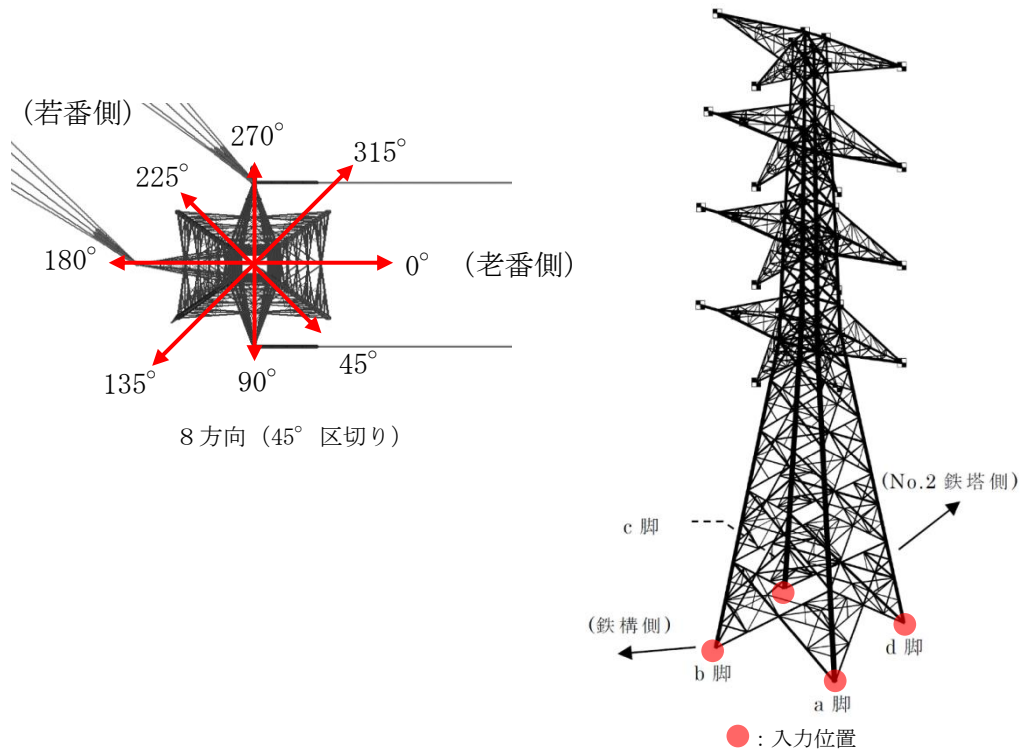


第 12 図 220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔を主とした連成系モデル

[地震動の入力位置及び方向]

地震動は水平1方向と鉛直方向の同時入力とする。水平方向の入力方向は、第13図に示すとおり、架渉線の影響が強くなりやすい線路方向、腹材の分担応力が大きくなりやすい線路方向と線路直角方向及び支柱材の分担応力が大きくなりやすい対角方向の計8方向とする。

地震動の入力方向及び位置を第13図に示す。



第13図 地震動の入力方向及び位置

[減衰定数の設定]

減衰定数の設定として鋼管鉄塔の減衰定数を2%，山形鋼鉄塔の減衰定数を5%，架渉線の減衰定数を0.4%として用いる。(第3表参照)

第3表 減衰の設定

対象		振動数 f (Hz)	減衰定数 h [*]
鉄塔本体	鋼管鉄塔	鉄塔ごとに固有1次振動数を設定	2%
	山形鉄塔		5%
架渉線		径間ごとに地線と電力線で固有1次振動数を設定	0.4%

※今回適用する基準地震動は兵庫県南部地震相当の大振幅応答になることから、「平成7年兵庫県南部地震を踏まえた送配電設備の耐震性評価」(電力中央研究所)の報告を参考とし、鋼管鉄塔を2%、山形鉄塔を5%とした。また、昭和57年に送電鉄塔の動的安定性の検討(UHV送電特別委員会の線路部会)の報告を参考とし、架渉線を0.4%とした。

[風の影響]

地震発生時に作用する風速として「建築基準法」を適用し、平成12年5月31日建設省告示第1454号に定められた島根県松江市に該当する基準風速30m/sを考慮する。

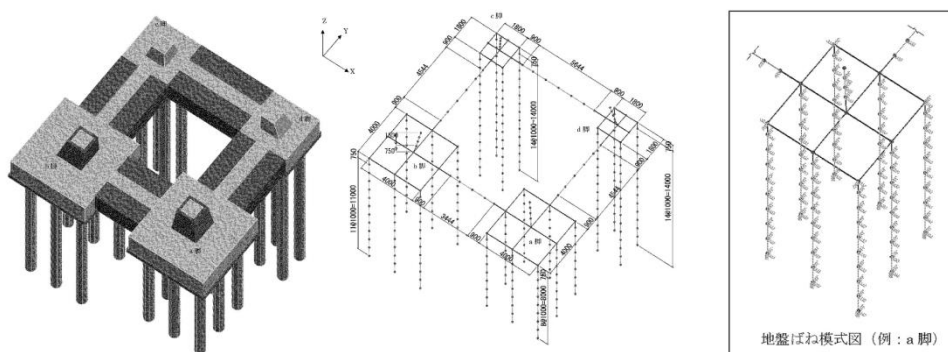
[鉄塔基礎解析モデル設定]

- ・220kV第二島根原子力幹線 No.1 鉄塔基礎モデル

220kV第二島根原子力幹線 No.1 鉄塔基礎は、各床板に接続された鋼管杭(φ700mm, L=8.5m~14.5m)で構成されており、鋼管杭を介して表層から最大約17m以深の岩盤で支持する構造形式である。

なお、各脚間は不同変位の抑制を目的としたつなぎ梁が設けられている。

220kV第二島根原子力幹線 No.1 鉄塔基礎の解析モデルを第14図に示す。鋼管杭、基礎床板及びつなぎ梁は、鋼材及びコンクリートの線形モデルとし、地盤はばね要素でモデル化する。

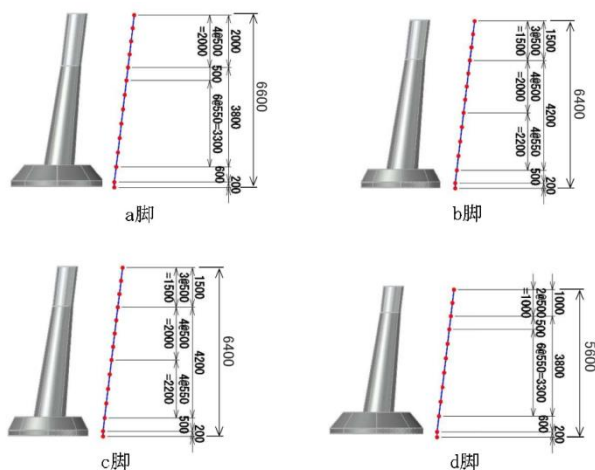


第14図 220kV第二島根原子力幹線 No.1 鉄塔基礎の解析モデル

・ 220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔基礎モデル

220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔基礎は、a, d 脚及び b, c 脚のそれぞれで基礎型が異なり、基礎高さも異なる（ポスト継高さが異なる）構造である。

220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔基礎の解析モデルを第 15 図に示す。基礎体はコンクリートの線形モデルとし、地盤はばね要素でモデル化する。



第 15 図 220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔基礎の解析モデル

[鉄塔本体評価]

鉄塔・架渉線連成系の有限要素モデルにて鉄塔本体地震応答解析を実施する。得られた解析結果に風速 30m/s の風荷重を考慮し、部材発生応力の最大値を抽出した後、部材・ボルト強度に対する安全率にて耐震性評価を実施する。

[鉄塔基礎評価]

算出する発生応力が、鋼管杭(220kV 第二島根原子力幹線 No. 1 鉄塔基礎)及び鉄筋コンクリート基礎部(220kV 第二島根原子力幹線 No. 1 鉄塔基礎及び No. 2 基礎)の許容限界値を下回ることを確認する。

[支持地盤の評価]

No. 1 鉄塔：鋼管杭打設時の地盤が設計支持力以上の強度を有していることを確認する。

No. 2 鉄塔：地層断面図より、基礎床板下面が岩盤に着底していることを確認する。また、岩盤の物性値が、設計に使用している地盤物性値以上であることを確認する。

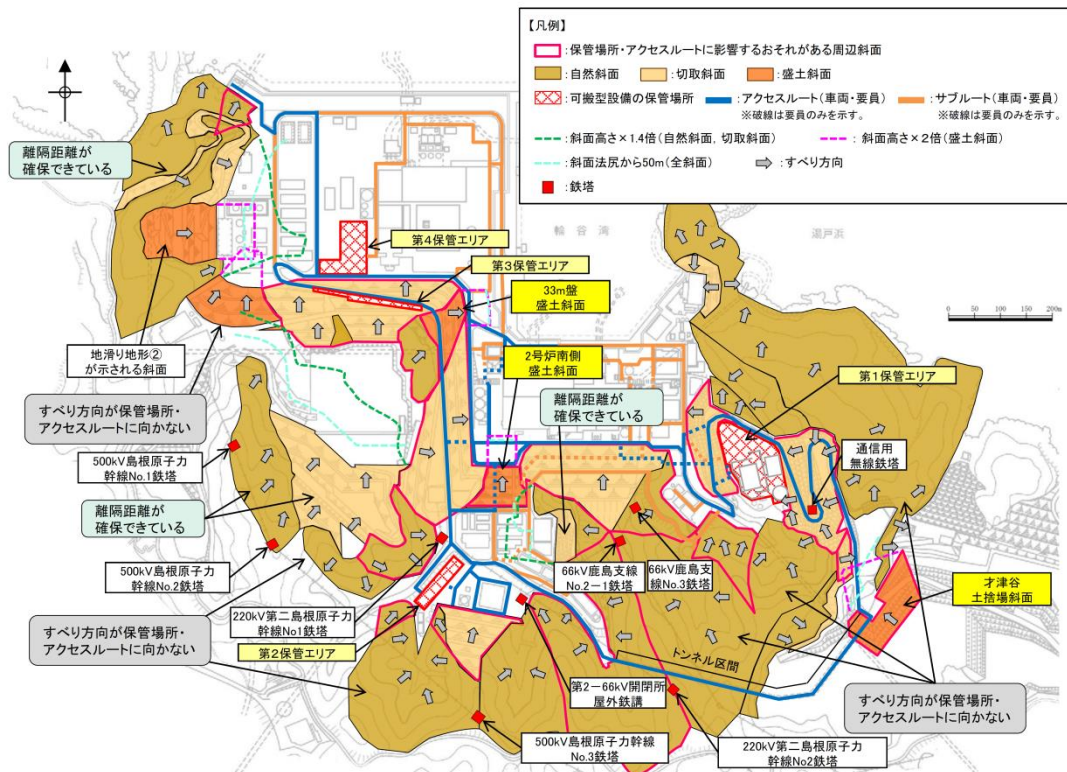
[補強案の検討]

強度不足により、評価が満足しない結果となった場合は、補強等の影響防止対策を実施する。

b. 斜面の安定性評価

耐震性評価を行う鉄塔のうち斜面上に位置する鉄塔について、設置されている斜面の基準地震動 S_s による安定性を確認する。

対象斜面の安定性評価は「別紙 (31) 保管場所及び屋外のアクセスルート上の斜面の地震時の安定性評価について」において説明する。(第 16 図参照)



第 16 図 鉄塔及び保管場所・アクセスルート周辺

c. 鉄塔滑落評価

(a) 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔

66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔の前後径間における送電線の実長，並びに送電線の張力を考慮し，鉄塔滑落時における送電線の落下によるアクセスルートへの影響範囲を確認する。

アクセスルートの影響範囲については，送電線下部に連絡通路（例：ボックスカルバート）を設置する設計とする。

[評価前提条件]

- ・鉄塔倒壊前には送電線は断線しない。
- ・鉄塔倒壊時に周辺の他物との接触の影響により，1相の送電線が断線する。
- ・鉄塔最下部から全姿倒壊することとする。
- ・地滑りとの重畳は考えない。（地震による倒壊）

[評価方法]

- ・66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔の前後径間の送電線張力を確認する。
- ・送電線張力及びがいし・架線金具引張荷重が，鉄塔滑落時の許容応力を満足していることを確認する。
- ・送電線張力差，鉄塔設置場所勾配及び送電線実長を考慮し，滑落距離及び滑落方向から影響範囲を確認する。

第 17 図に 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔の設置状況を示す。



第 17 図 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔設置状況

(b) 500kV 島根原子力幹線 No. 1 鉄塔, No. 2 鉄塔, No. 3 鉄塔

500kV 島根原子力幹線 No. 1 鉄塔, No. 2 鉄塔, No. 3 鉄塔の 3 基については, 鉄塔滑落評価を行いアクセスルートの健全性を確認する。

評価前提条件及び評価方法については, 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔と同様である。

なお, 評価が満足しない結果となった場合は, 必要に応じて設備対策を実施し, アクセスルートの健全性を確保する設計とする。

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

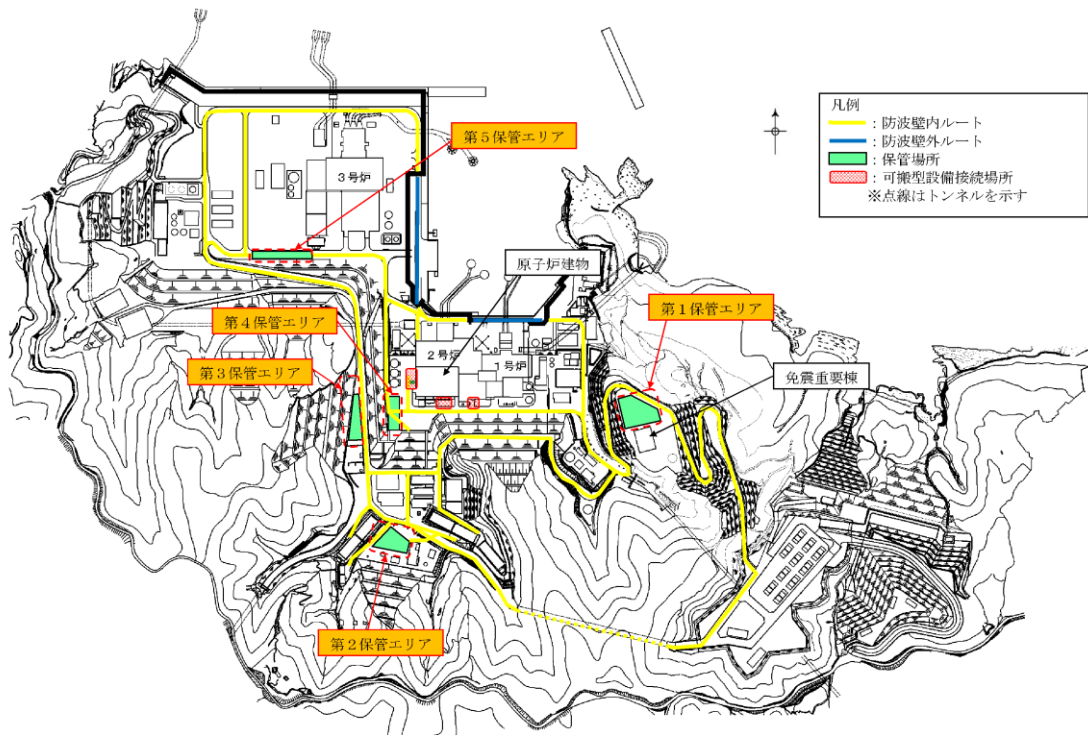
第159回審査会合（平成26年11月13日）から第819回審査会合（令和元年12月24日）間の主な変更点について、先行他プラントの状況や島根2号炉の審査の進捗により対応が必要となった保管場所及び屋外アクセスルートについて、以下のとおり変更を実施した。

1. 保管場所の変更について

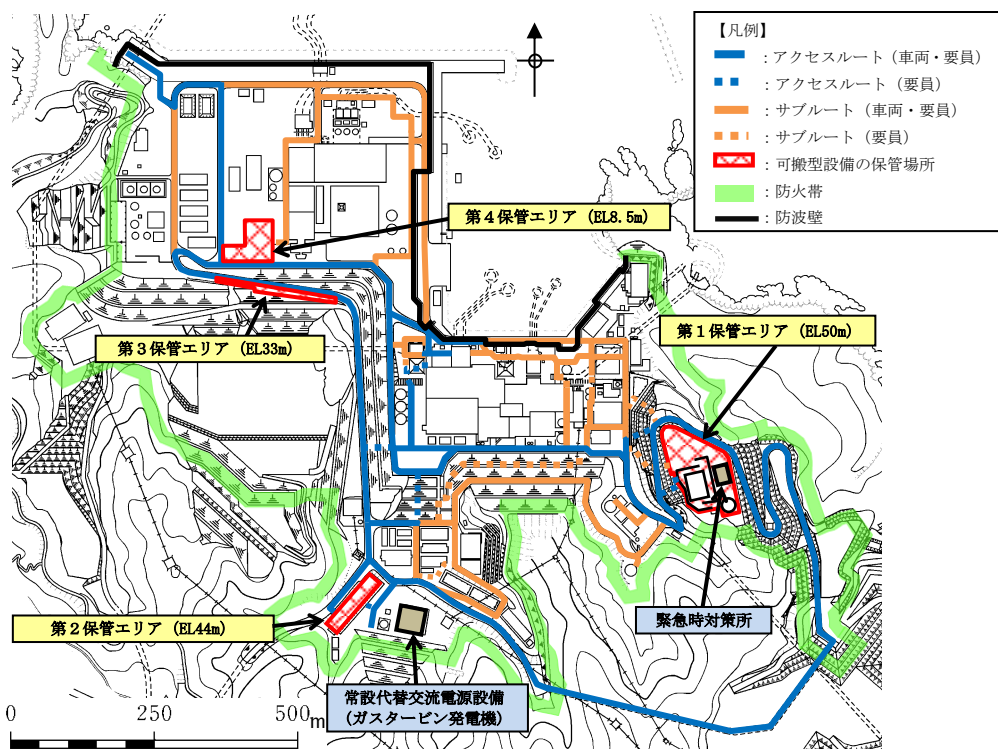
- ・予備も原子炉建物から100m以上の離隔距離を確保することとしたため、2号炉原子炉建物から100m以内に予備置場として設定していた第4保管エリアを他の保管場所と統合し、第5保管エリアを第4保管エリアとして再設定した。
- ・可搬型設備の数量見直し等に伴い、第1保管エリア及び第4保管エリアの形状を変更した。
- ・構内敷地造成、可搬型重大事故等対処設備等の数量見直しに伴い、第3保管エリアをE L44mからE L33mに移設した。
- ・輪谷貯水槽（西1／西2）を密閉式貯水槽に変更し、貯水槽上面を第2保管エリアとして設定した。

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

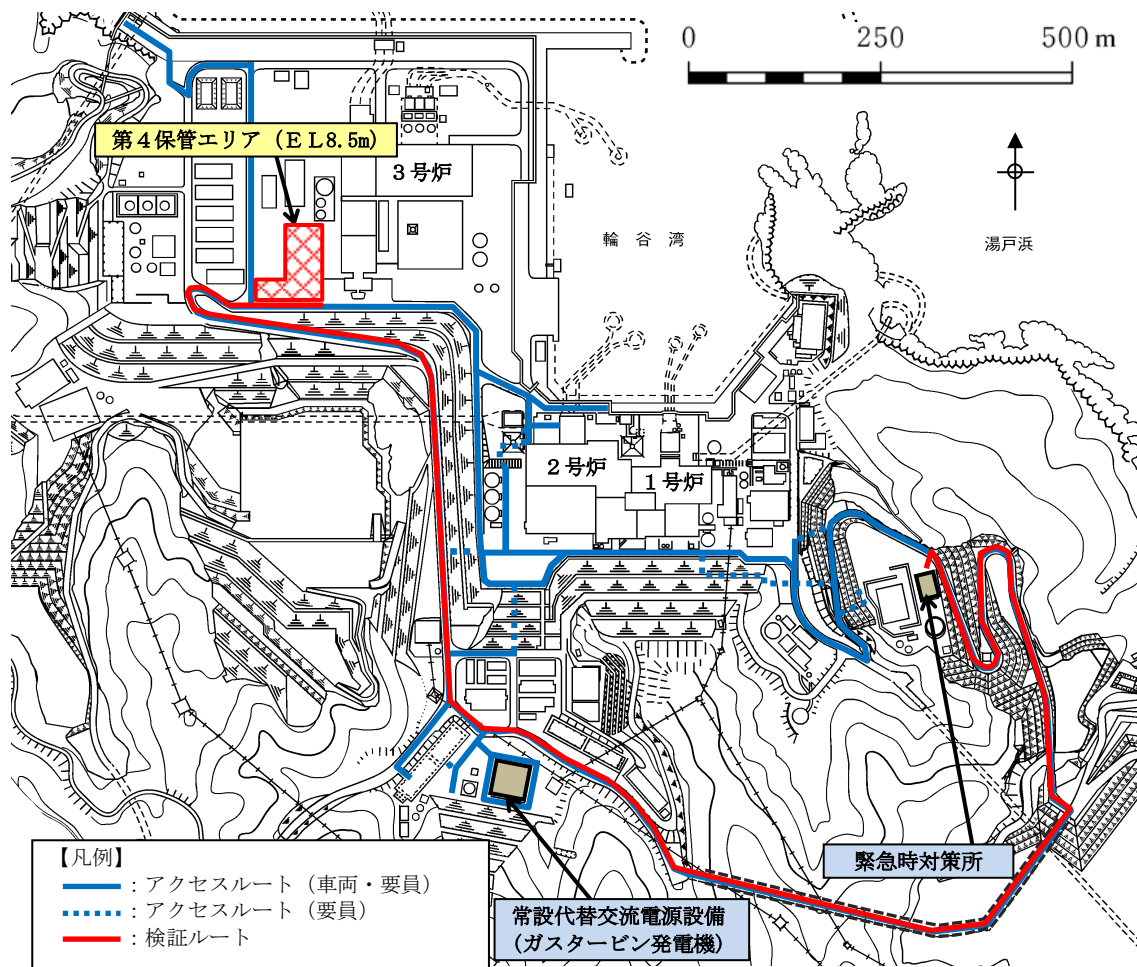
アクセスルートが確保できず車両による移動が困難な場合は、重機を操作する要員が保管場所まで徒歩で移動する必要がある。

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。

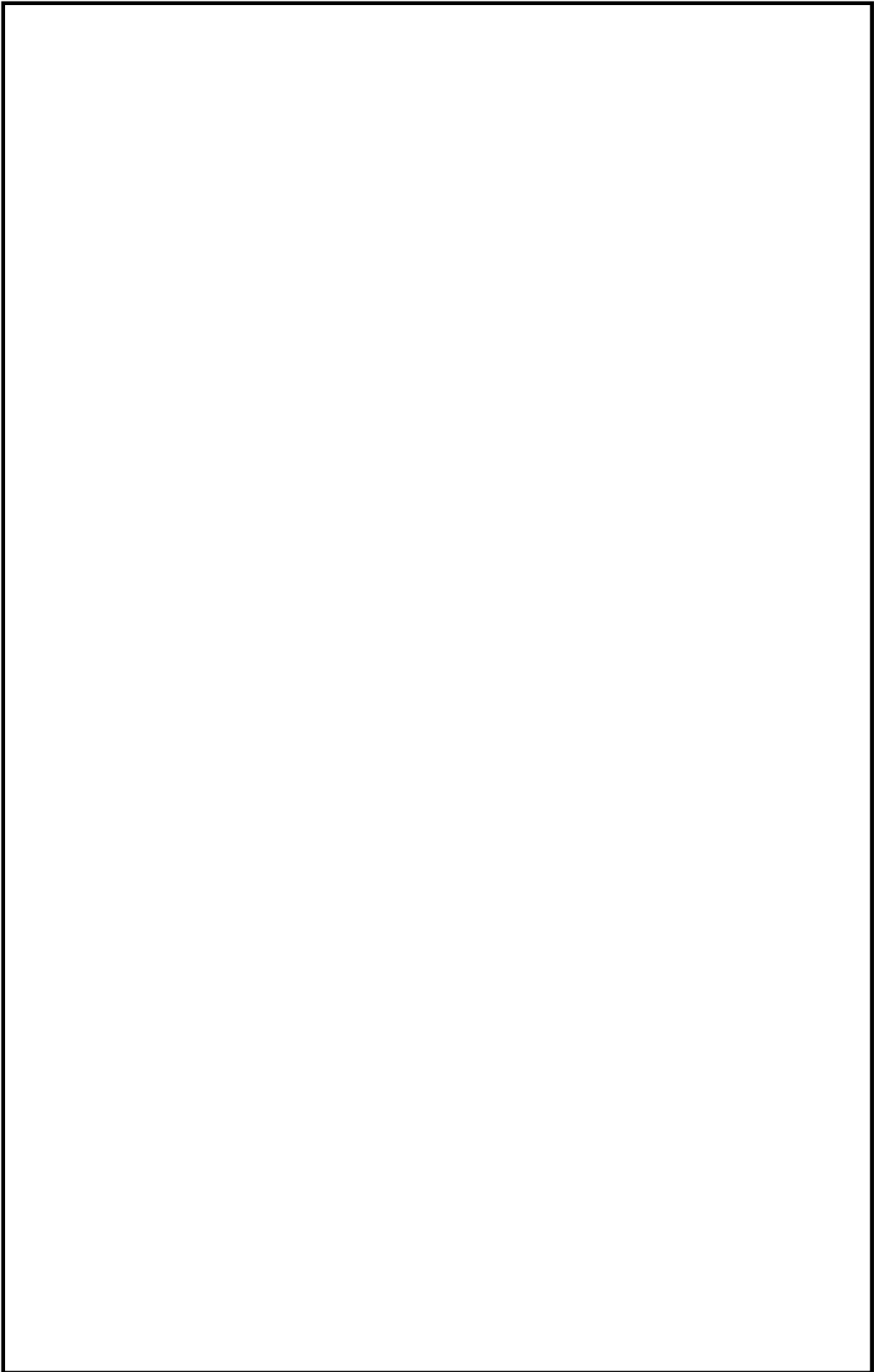
ウォークダウンに用いたアクセスルートは第1図のとおりである。

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。

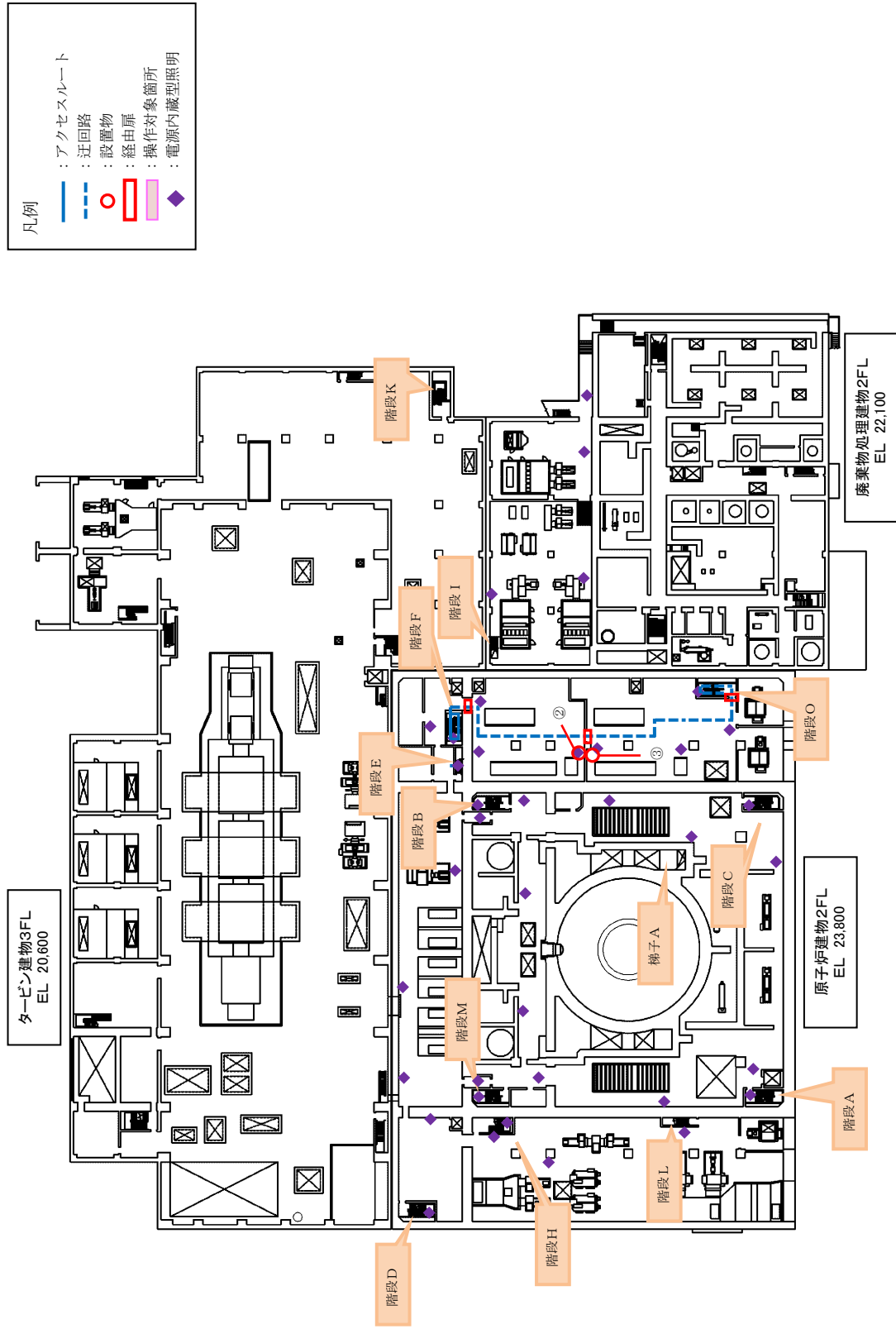
さらに、万一通常のアクセスルートが使用できない場合を想定し、他のアクセスルートについても通過可能であることを確認した。（第1図の青破線）

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。

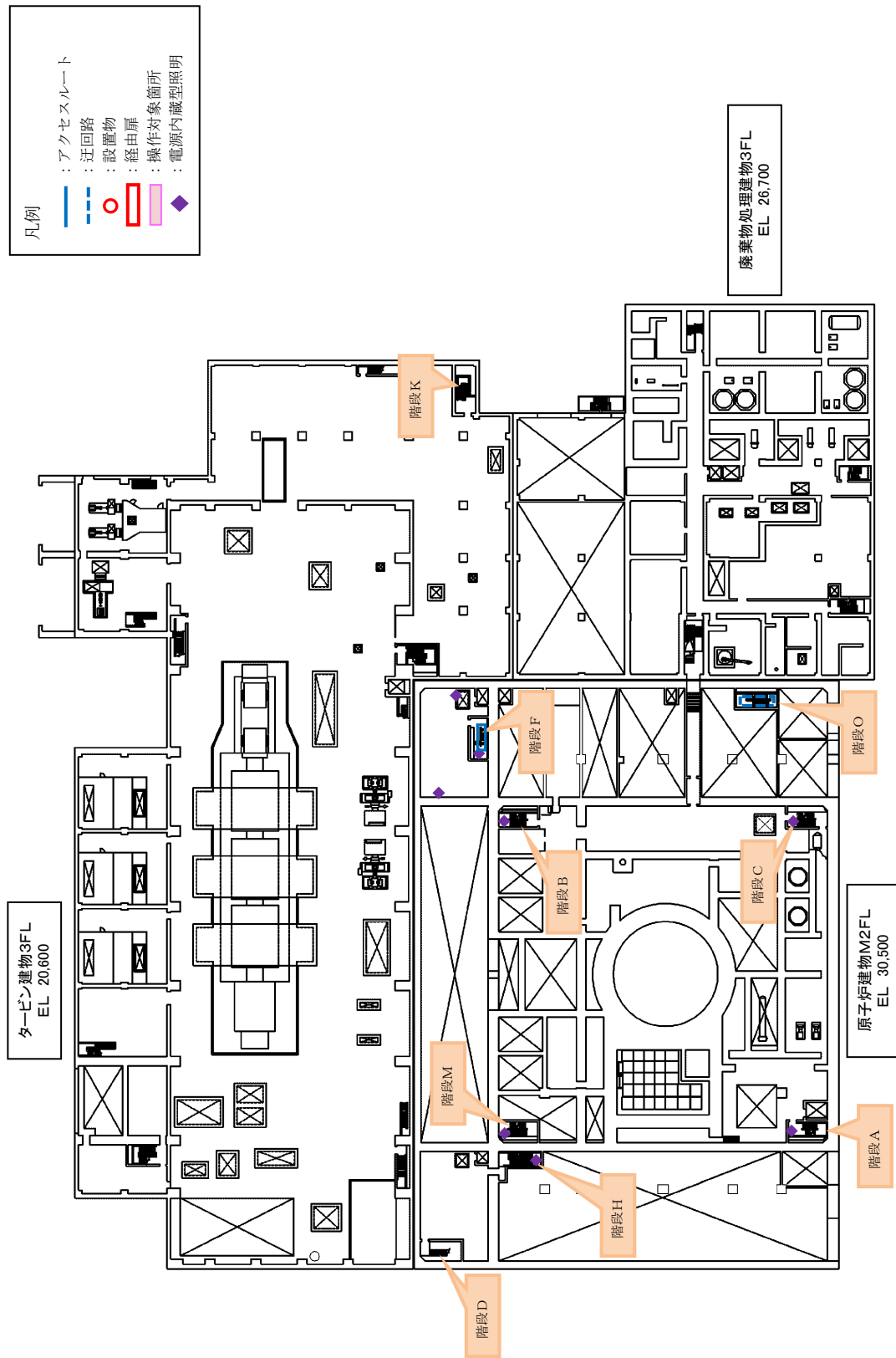


第1図 屋内のアクセスルートにおける資機材設備の転倒防止調査アクセスルート(1/4)

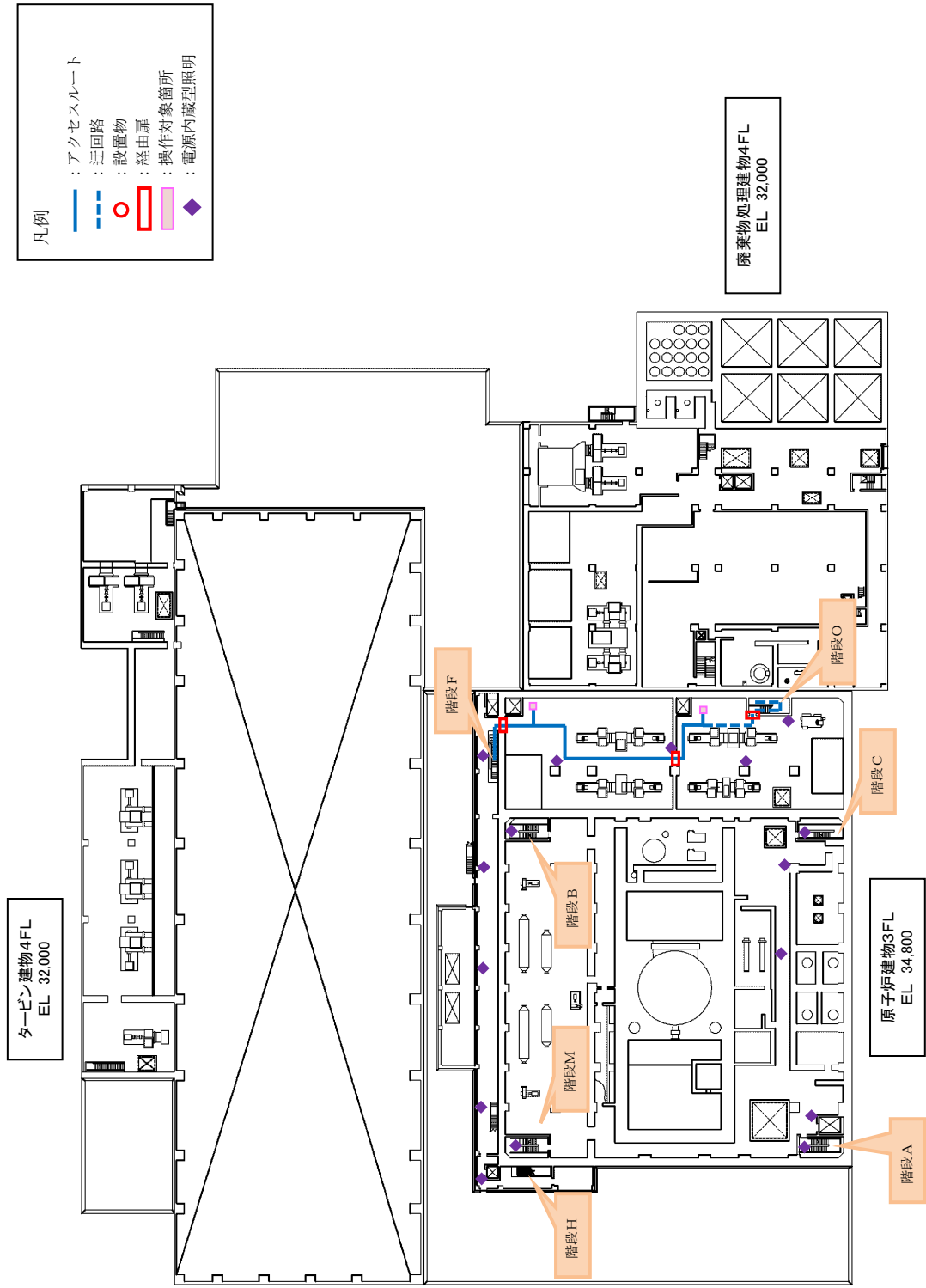
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



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)



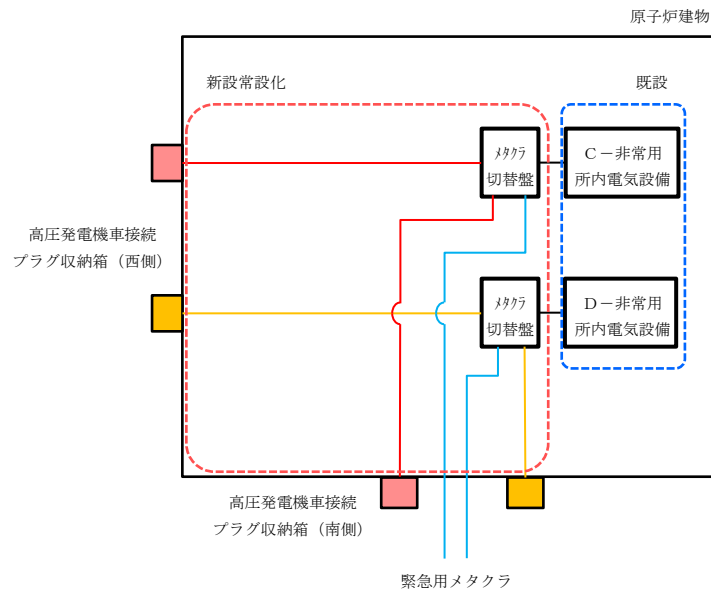
第1図 屋内のアクセスルートにおける資機材設備の転倒防止調査アクセスルート(4/4)

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

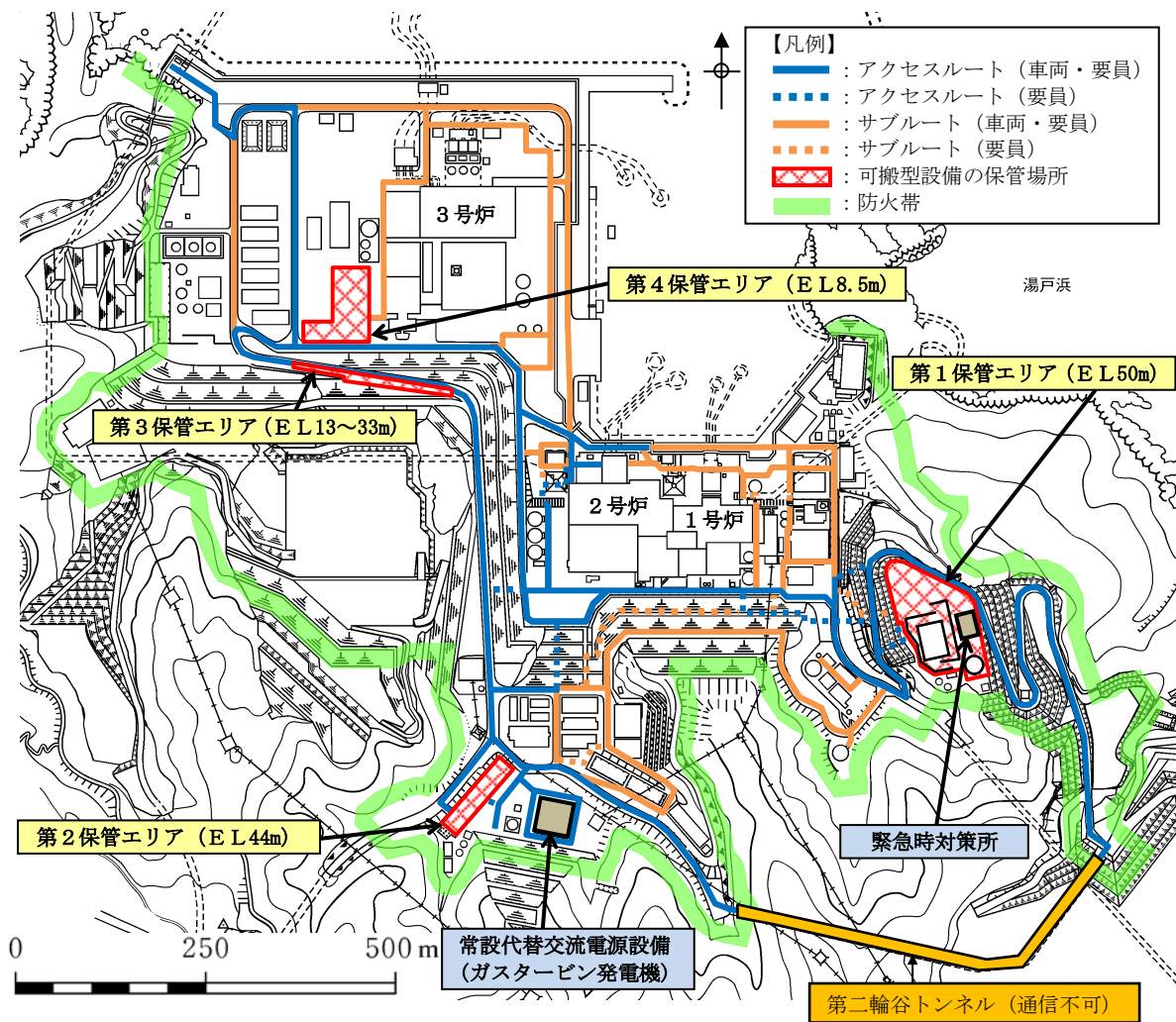
発電所構内における屋外での作業や移動中，及び発電所構外における要員参集の途中において，通信機器が確実に機能することを以下の方法により確認した。

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輻輳性について

1～3号炉同時被災時におけるアクセスルートの輻輳性について、徒歩での移動によるアクセスルートの輻輳は考えづらいことから車両移動時の輻輳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、アクセスルートの輻輳の要因とはならず、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
内部火災に対する消火活動	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。	自衛消防隊	○水源 32m ³ ○燃料 化学消防自動車: 約5m ³ (0.0275 m ³ /h × 24h × 7日 × 1台) 小型動力ポンプ付水槽車: 約5m ³ (0.025 m ³ /h × 24h × 7日 × 1台)
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)	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。	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	○水源 (詳細は第3表参照) ・ 1号炉: 180m ³ ・ 2号炉: 4,174m ³ ** ※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 (3,600m ³)も含む ○燃料 ・ 1号炉 大量送水車: 約12m ³ (0.0677m ³ /h × 24h × 7日 × 1台) ・ 2号炉 大量送水車: 約12m ³ (0.0677m ³ /h × 24h × 7日 × 1台)
高圧発電機車による給電, 受電	高圧発電機車による給電, 受電操作を実施する。	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	○燃料 高圧発電機車: 約19m ³ (0.11m ³ /h × 24h × 7日 × 1台)
燃料給油作業	大量送水車及び高圧発電機車に給油を行う。	緊急時対策要員	—

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	—	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	—	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	—	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	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	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

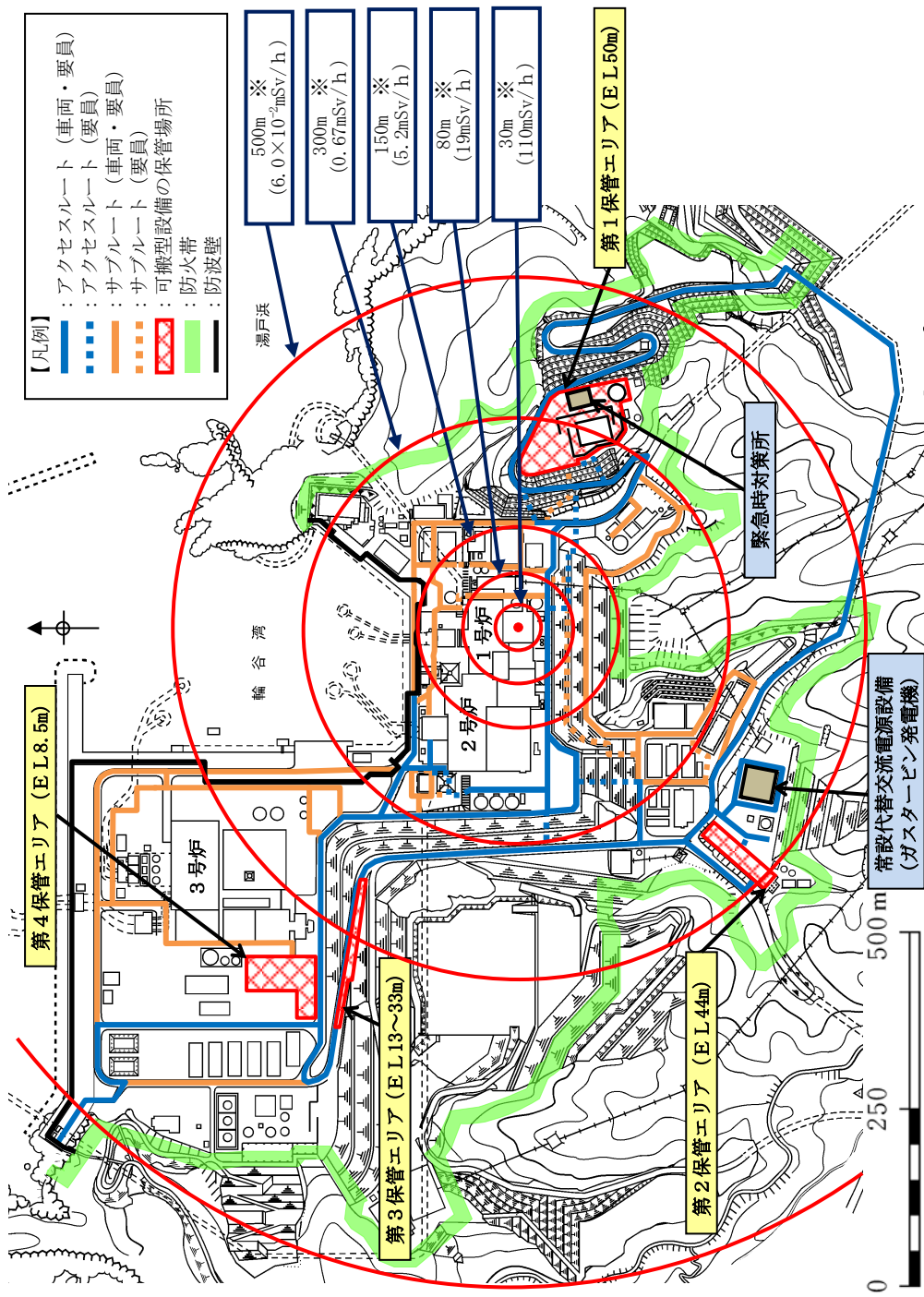
炉	実施箇所・必要員数				構作項目	経過時間(時間)														備考
	運転員 (中央制御室) ※	運転員 (現場)	緊急時対応員 (現場)	自衛消防隊		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
1号炉 〔全交連動力電源喪失及び燃料プールのスロッシング並びに火災発生〕を想定	1人	—	—	—	▽ 事象発生	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
	1人 A	—	—	—	▽ 事象発生	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
	(1人) A	—	—	—	構作項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9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

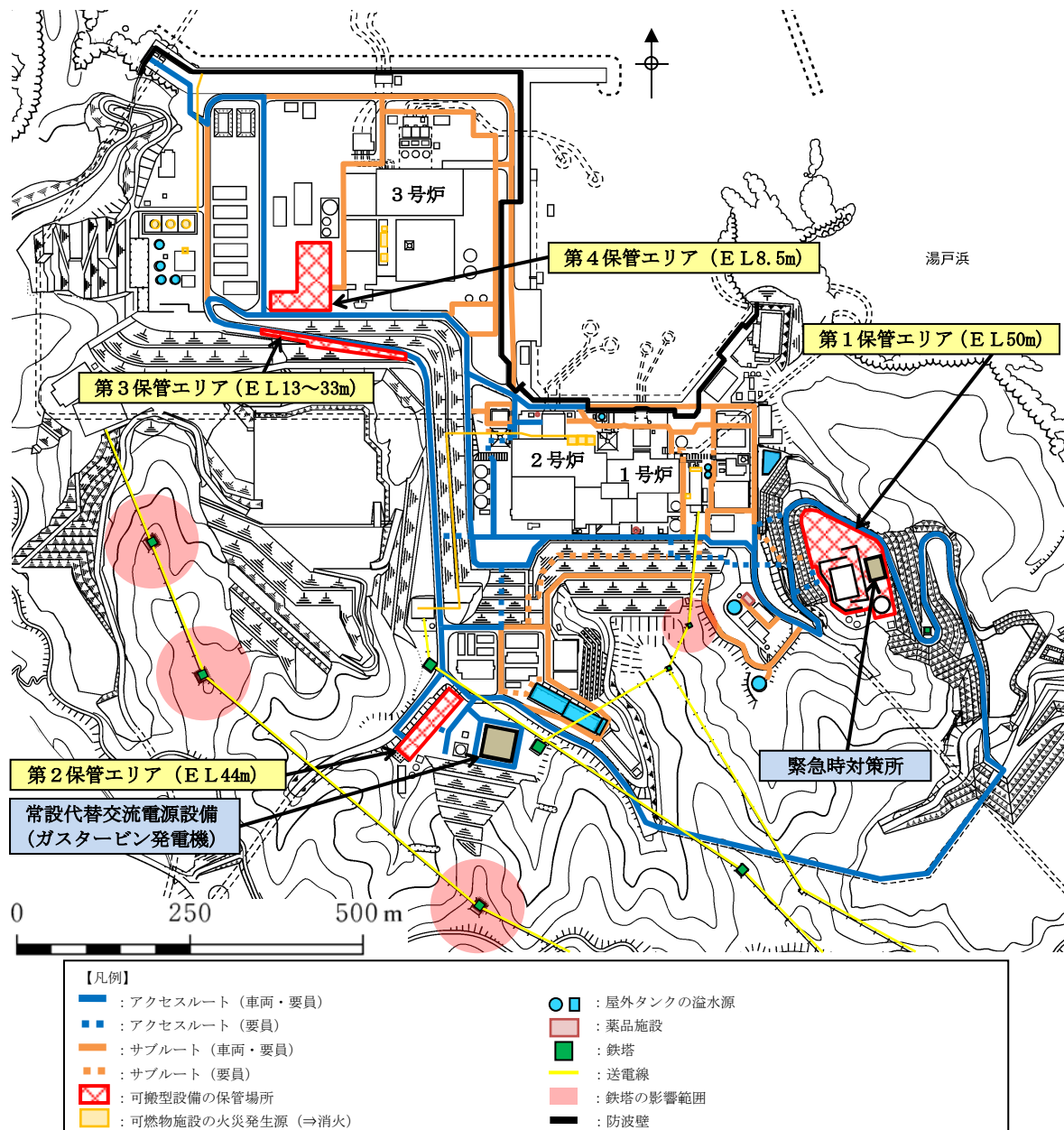
※：当直長含む人数

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。

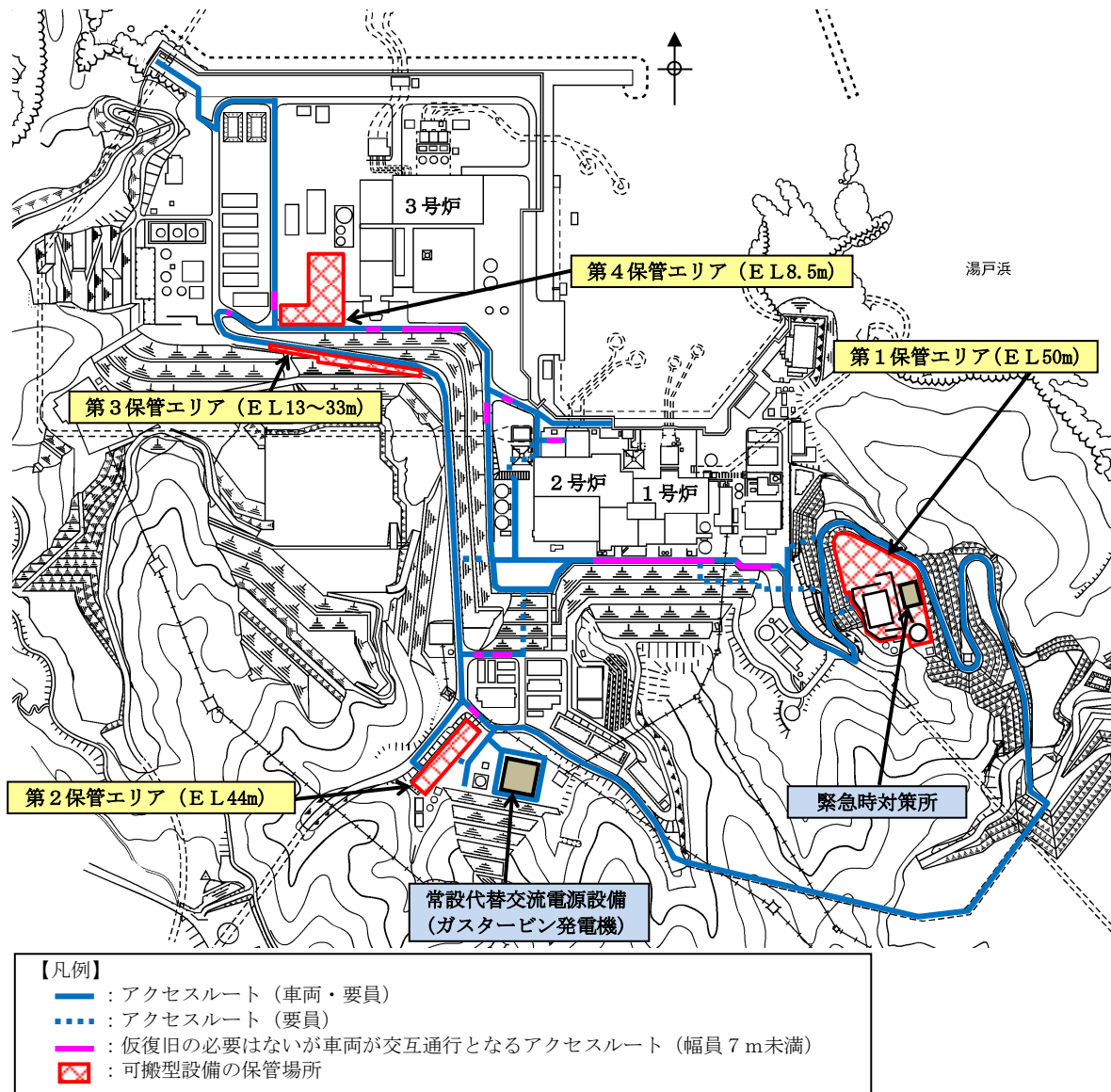
第1図 1号炉における各作業と所要時間



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)



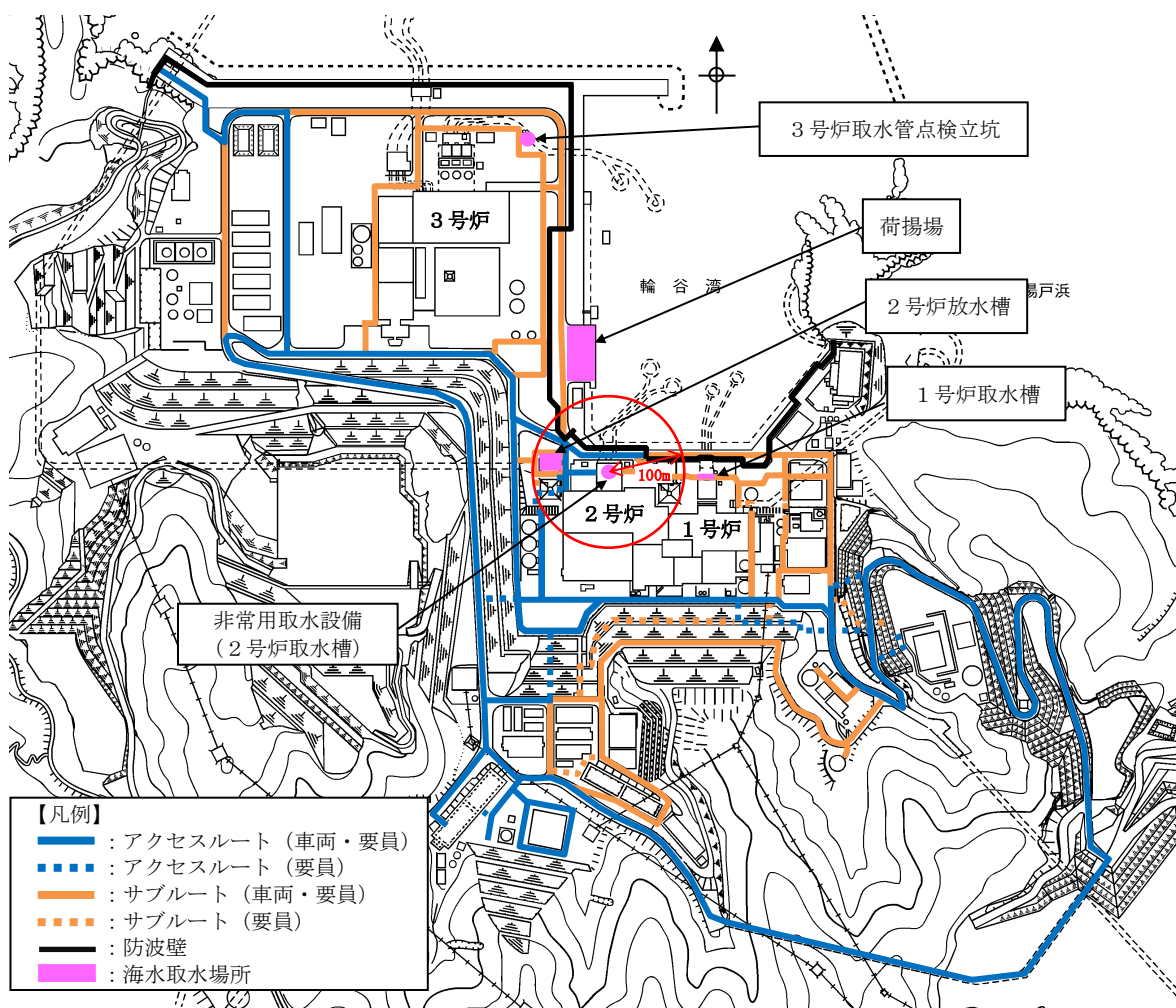
第4図 アクセスルートのうち道幅が狭い箇所

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。

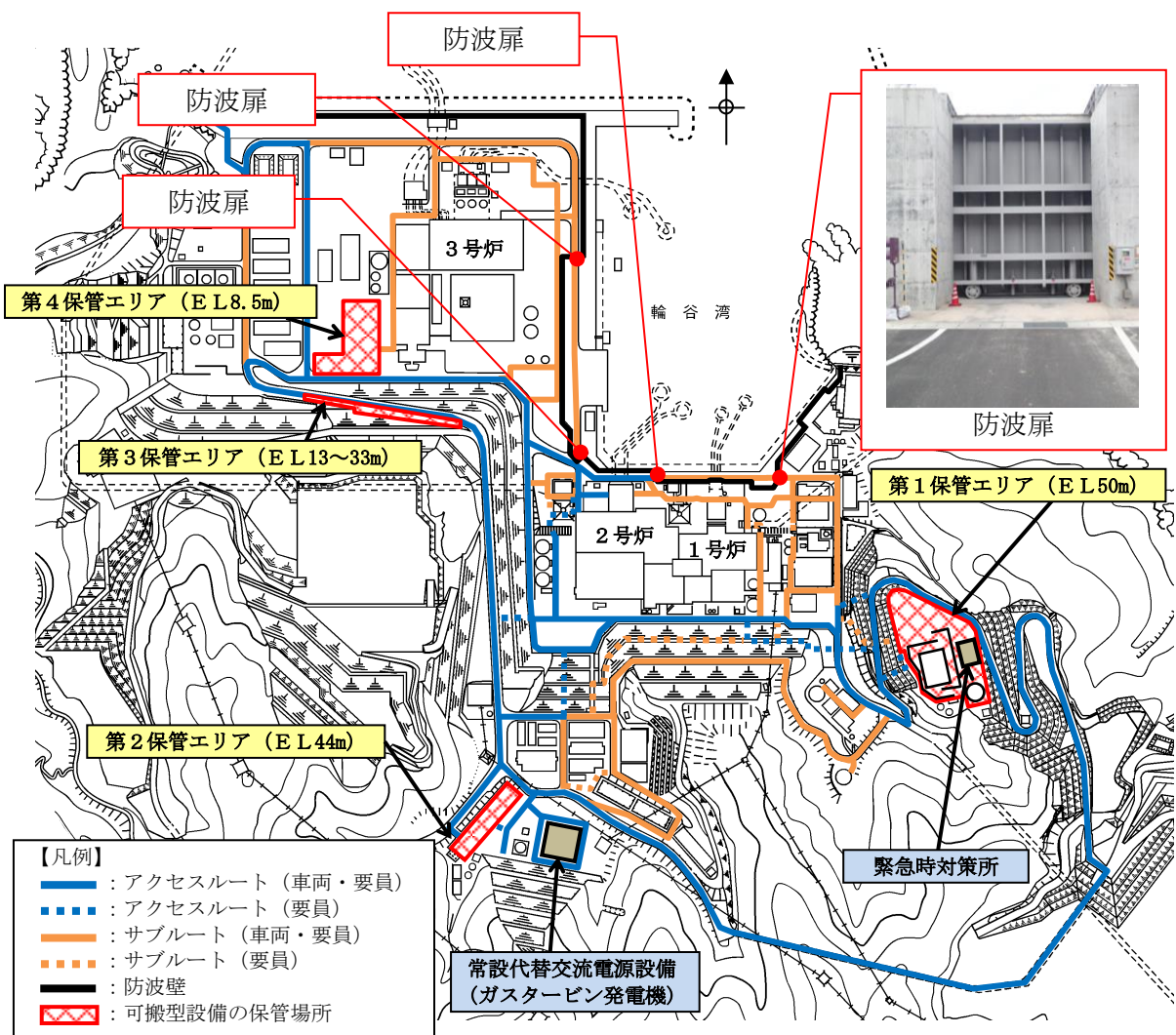
防波扉は、耐震Sクラス設備及び人力による開閉^{※1}が可能な設計とする。また、発電機^{※2}又は常用電源による開閉も可能な設計とする。

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。



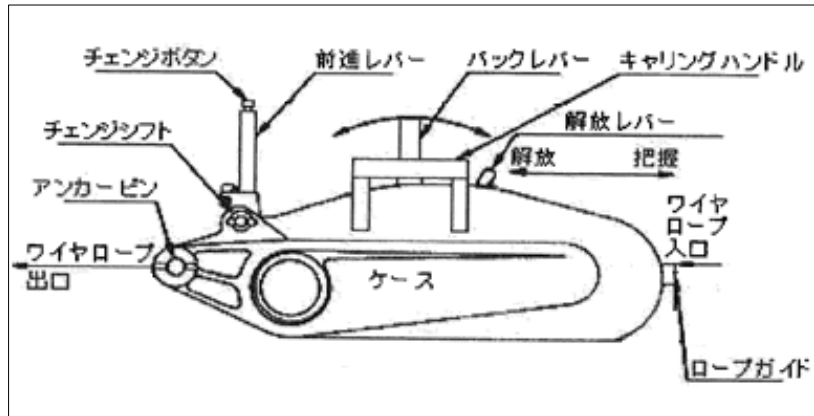
第1図 防波扉配置図及び外観



手動ウインチ操作状況



手動ウインチ 外観写真

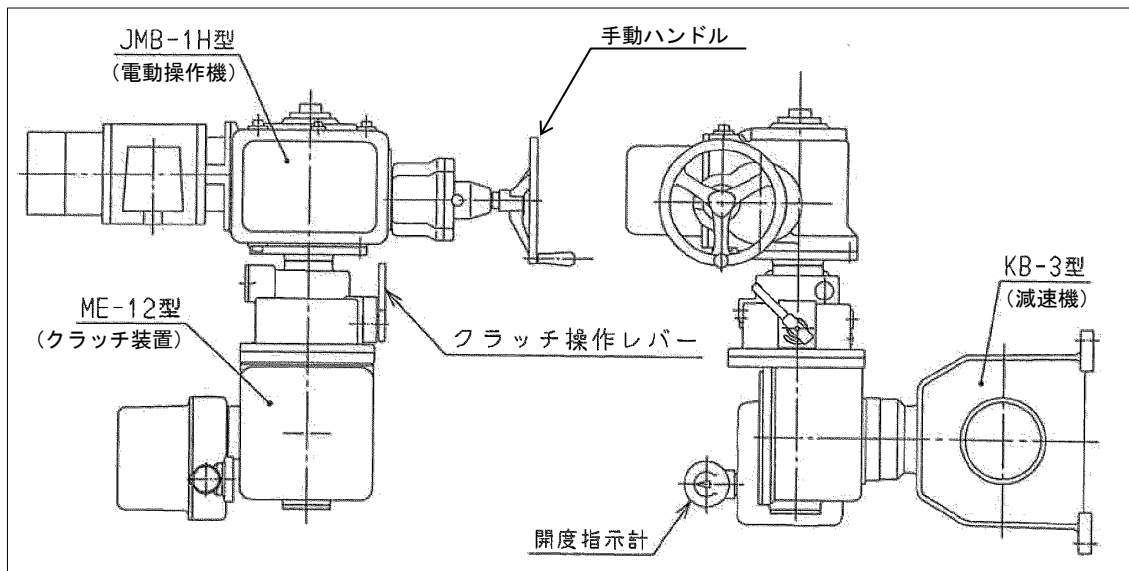


手動ウインチ構造図

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)

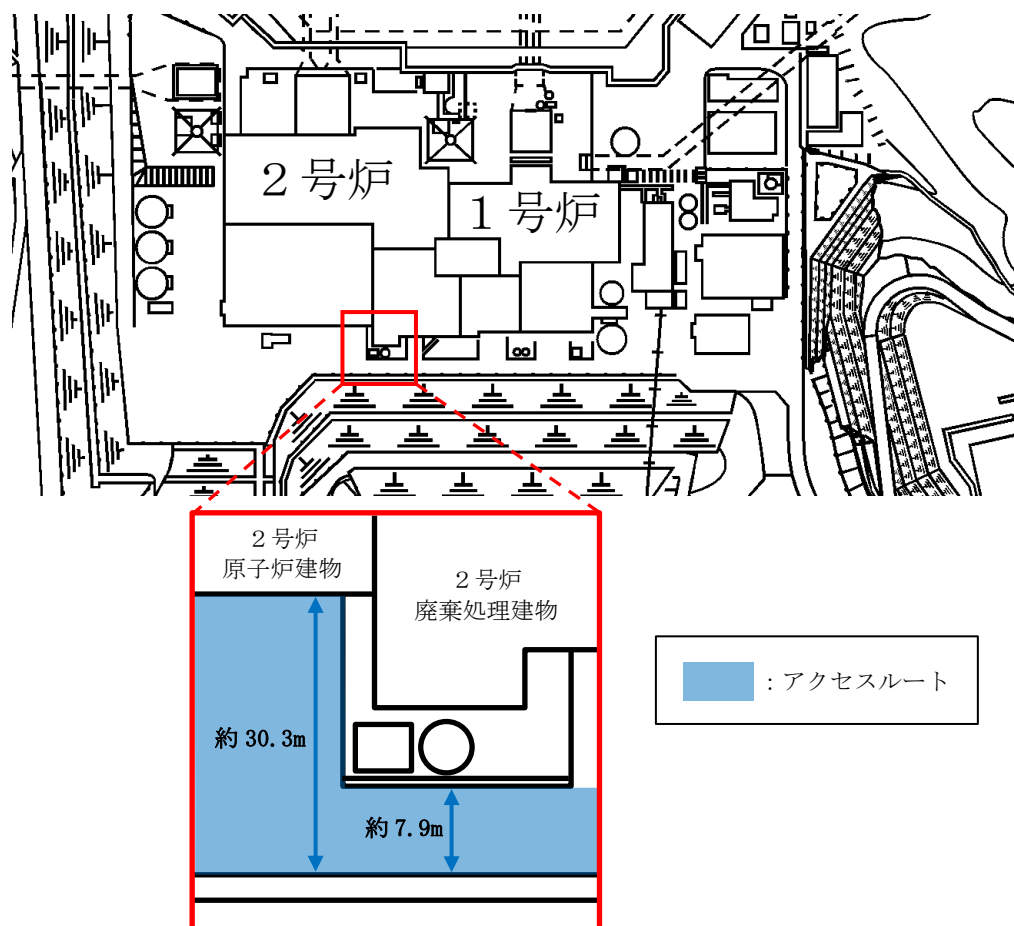
2号炉原子炉建物南側屋外のアクセスルートについて

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)

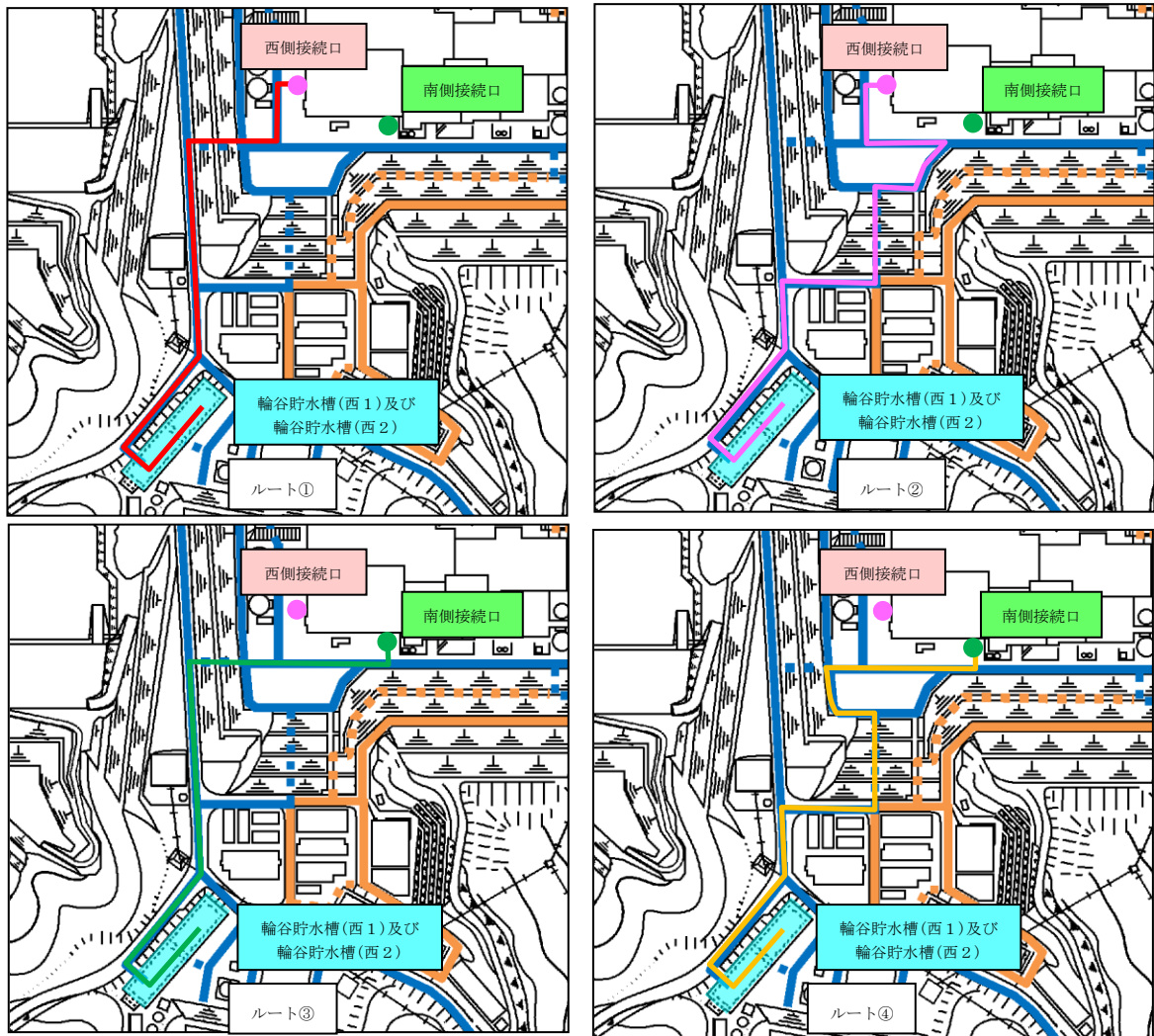
用途	必要長さ	配備するホース展張車数※	補足
輪谷貯水槽(西1/西2)を水源とした低圧代替注水作業及び補給作業	<p>766 m (第1図 ルート②,④)</p> <p>2,010m (第3図 ルート⑥)</p> <p>2,776m</p>	<p>中型ホース展張車 (150A) 950m</p> <p>【ホース (150A) 750m, ホース (100A) 200m 積載可】 1台</p> <p>大型ホース展張車 (150A) 1,050m</p> <p>【ホース (150A) 1,050m 積載可】 2台</p>	<ul style="list-style-type: none"> 低圧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。
低圧原子炉代替注水槽への水源補給作業			
水源補給 (淡水・海水)	<p>1,728m (第4図 ルート⑨)</p>		
復水貯蔵タンクへの水源補給作業			
水源補給 (淡水・海水)	<p>1,760m (第5図 ルート⑧)</p>		
海を水源とした低圧代替注水作業			
低圧代替注水 (海水)	<p>1,781m (第2図 ルート⑥)</p>		

※：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

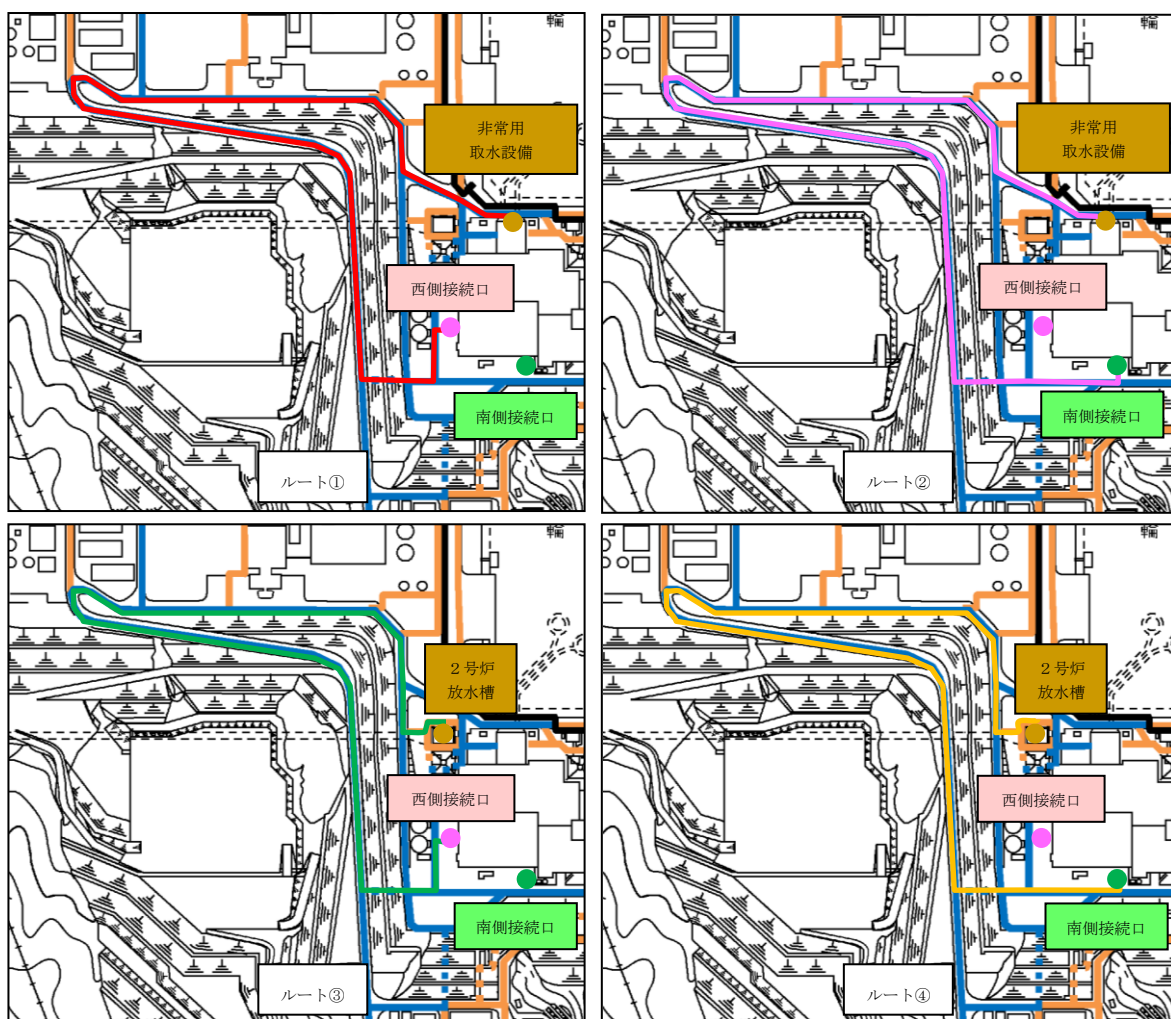
※: 1セット分の配備数



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)

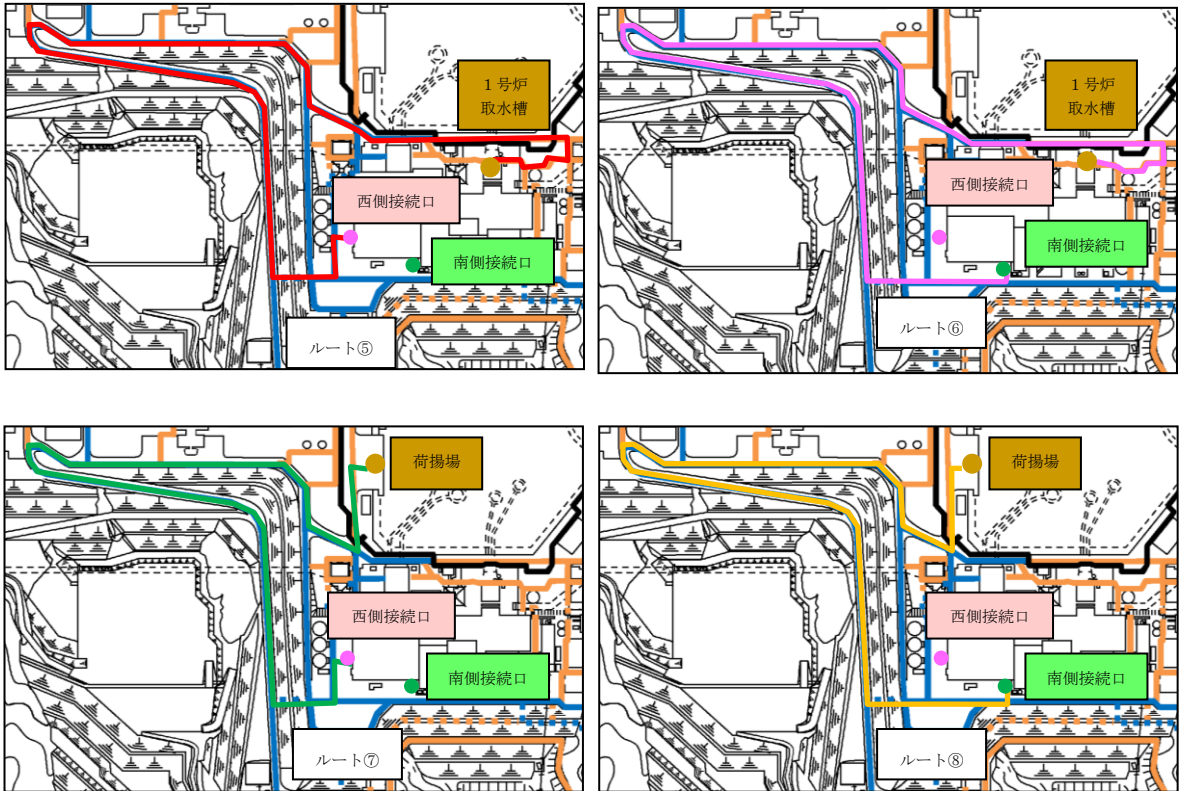
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	輪谷貯水槽(西1)及び 輪谷貯水槽(西2)	西側接続口	602m	626m
—	ルート②		西側接続口	702m	766m
—	ルート③		南側接続口	649m	676m
—	ルート④		南側接続口	726m	766m



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）

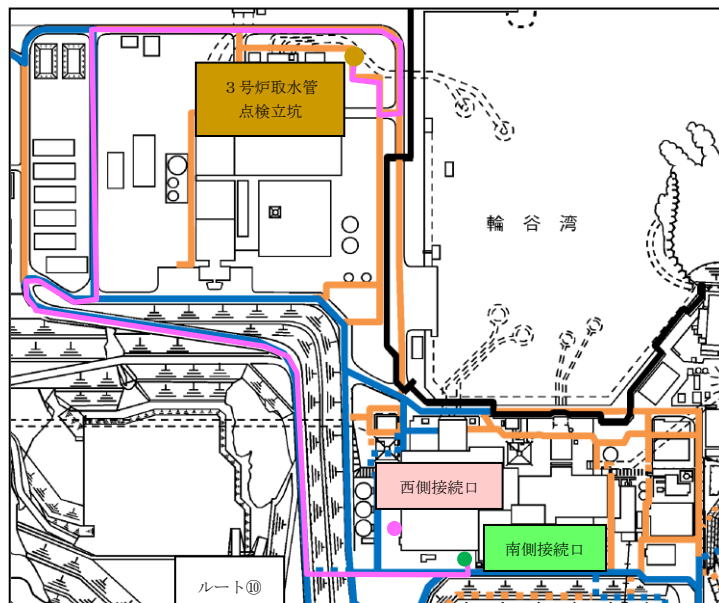
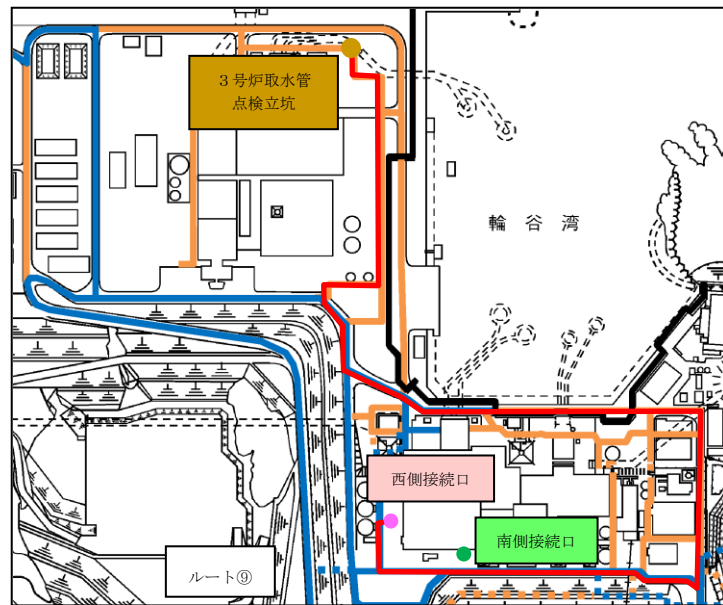
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	非常用 取水設備	西側接続口	1,322m	1,331m
—	ルート②		南側接続口	1,370m	1,381m
—	ルート③	2号炉放水槽	西側接続口	1,307m	1,331m
—	ルート④		南側接続口	1,354m	1,381m



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）

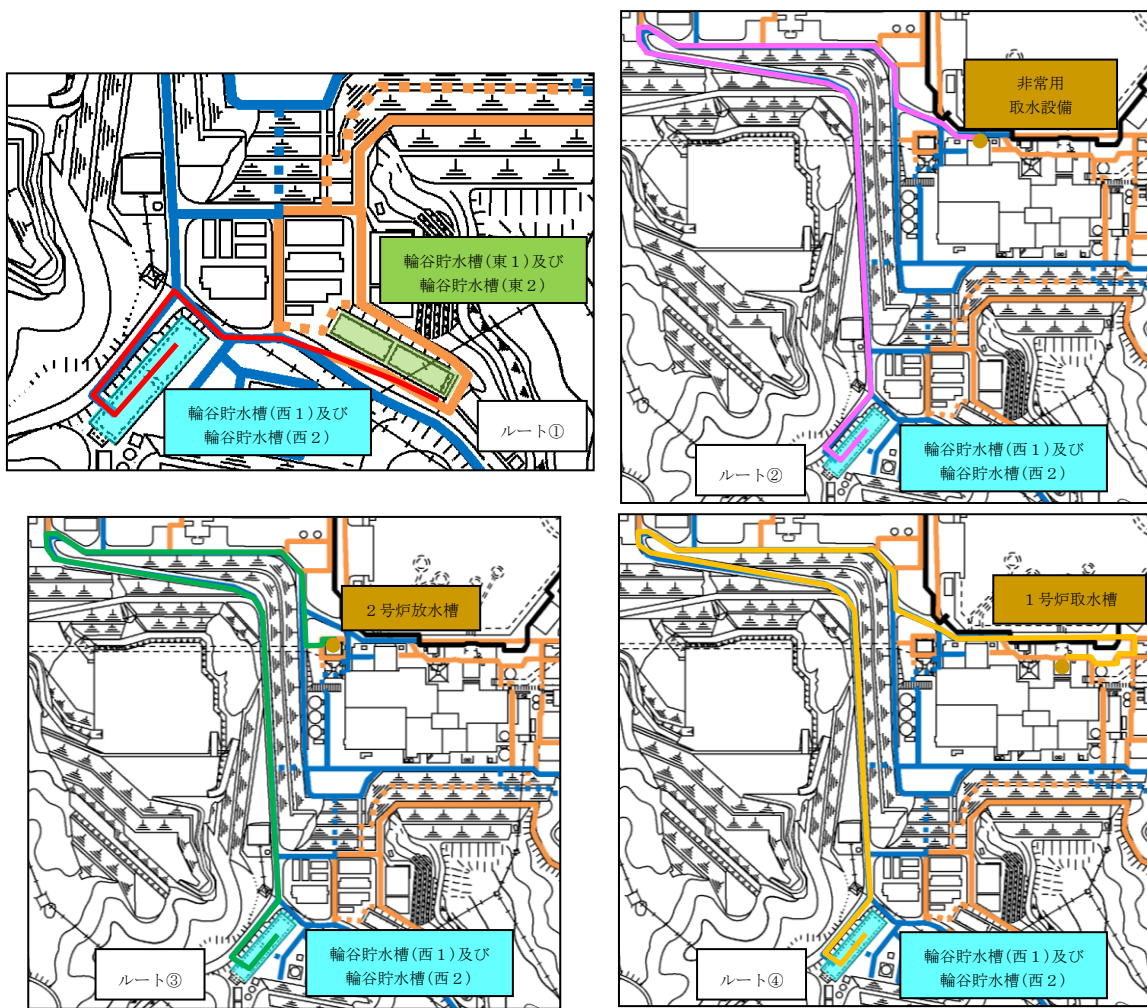
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑤	1号炉取水槽	西側接続口	1,687m	1,731m
—	ルート⑥		南側接続口	1,735m	1,781m
—	ルート⑦	荷揚場	西側接続口	1,405m	1,431m
—	ルート⑧		南側接続口	1,452m	1,481m



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）

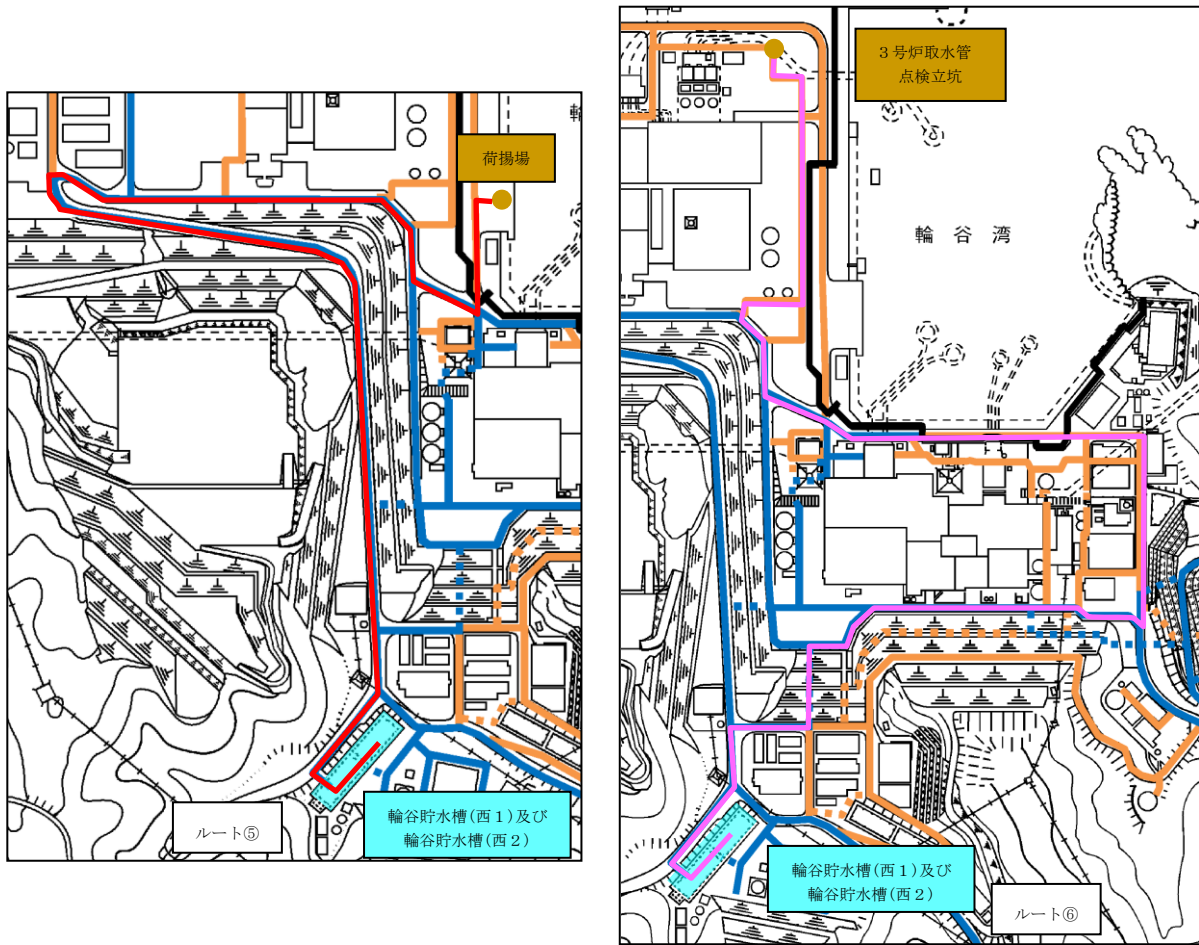
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑨	3号炉取水管 点検立坑	西側接続口	1,550m	1,567m
—	ルート⑩		南側接続口	1,694m	1,728m



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)

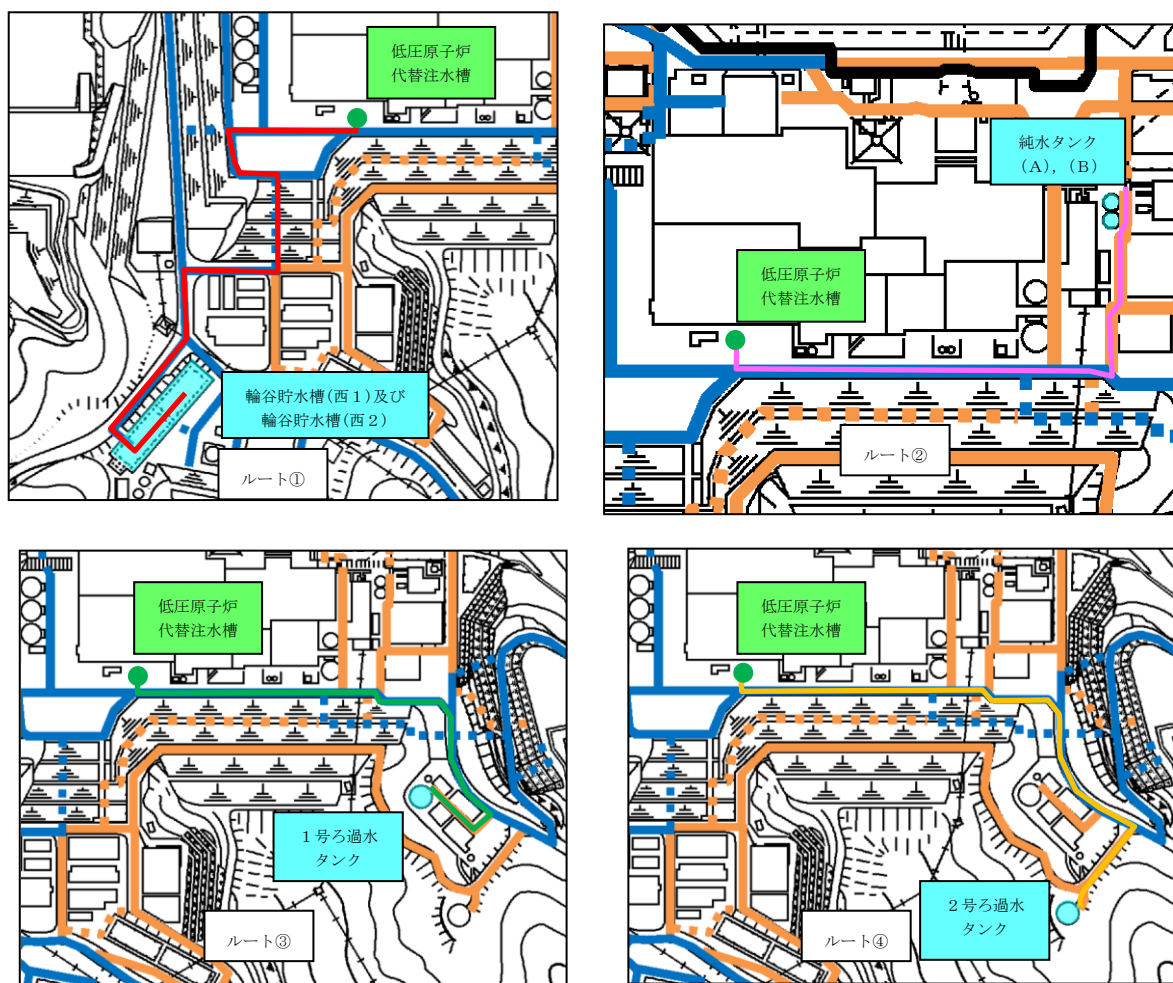
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	輪谷貯水槽(東1)及び 輪谷貯水槽(東2)	輪谷貯水槽 (西1)及び 輪谷貯水槽 (西2)	434m	455m
—	ルート②	非常用 取水設備		1,589m	1,610m
—	ルート③	2号炉放水槽		1,574m	1,610m
—	ルート④	1号炉取水槽		1,954m	1,960m



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)

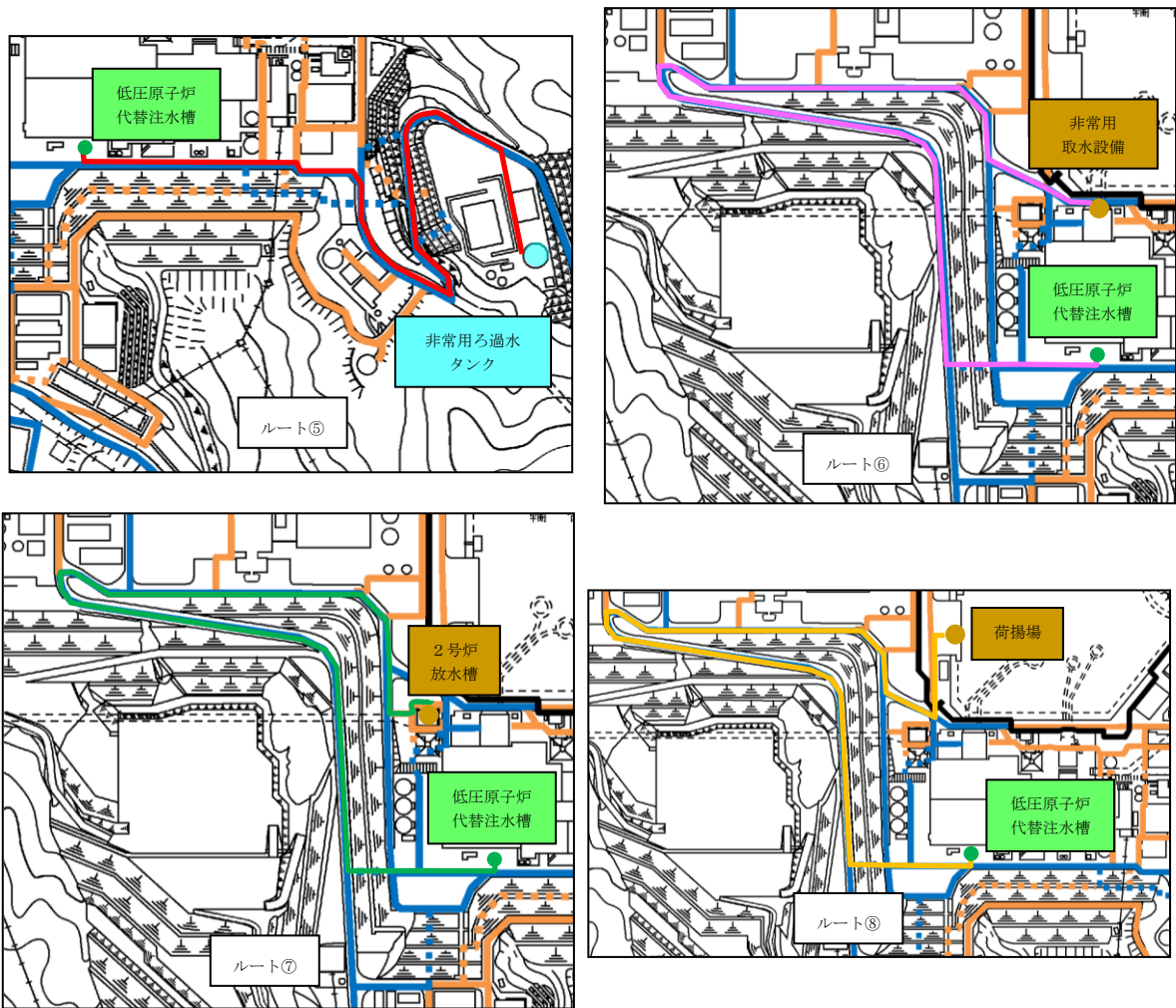
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑤	荷揚場	輪谷貯水槽 (西1)及び 輪谷貯水槽 (西2)	1,672m	1,710m
—	ルート⑥	3号炉取水管 点検立坑		1,966m	2,010m



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）

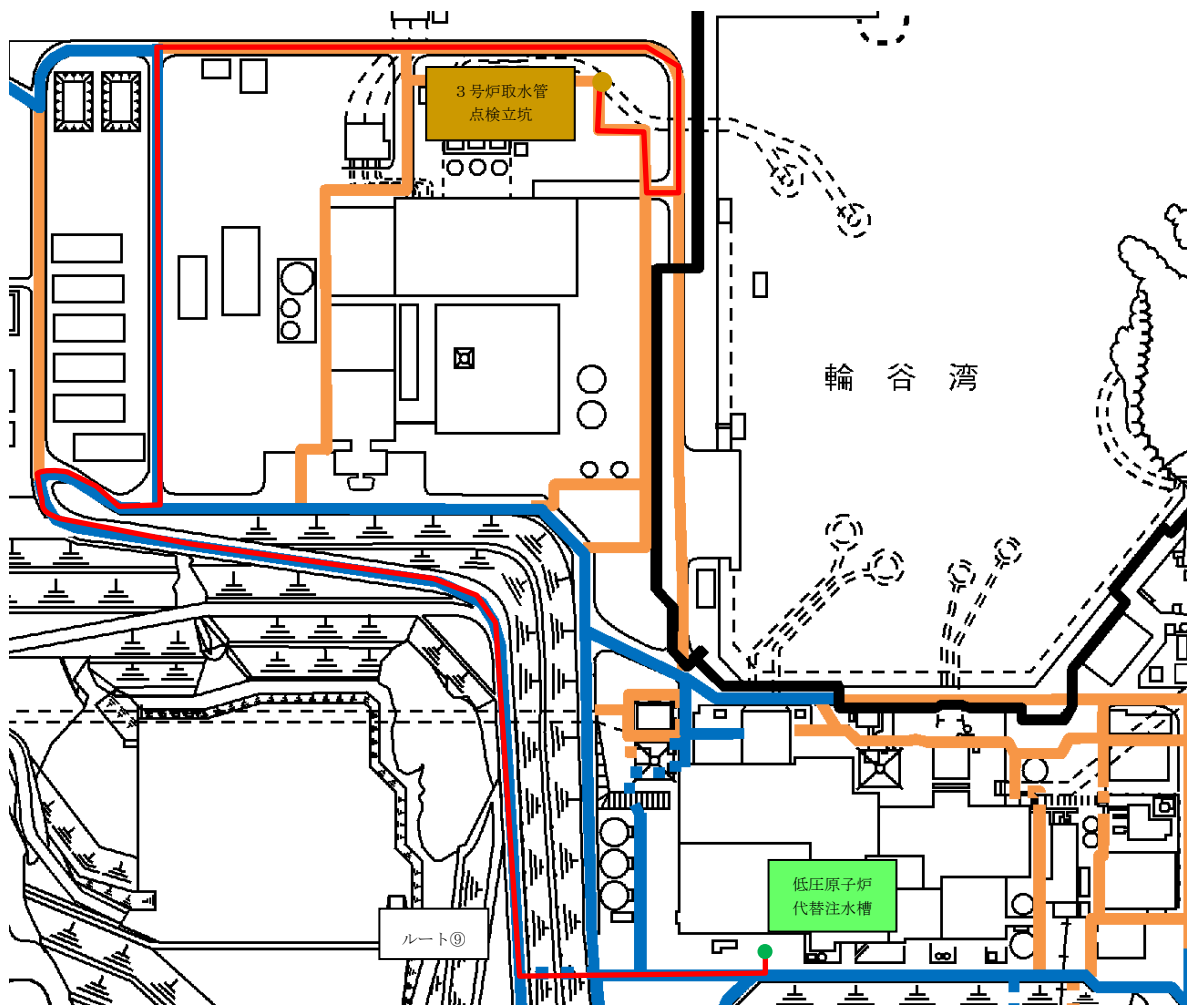
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	輪谷貯水槽（西1）及び 輪谷貯水槽（西2）	低圧原子炉代替 注水槽	726m	766m
—	ルート②	純水タンク （A）、（B）		318m	355m
—	ルート③	1号ろ過水 タンク		483m	505m
—	ルート④	2号ろ過水 タンク		530m	555m



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）

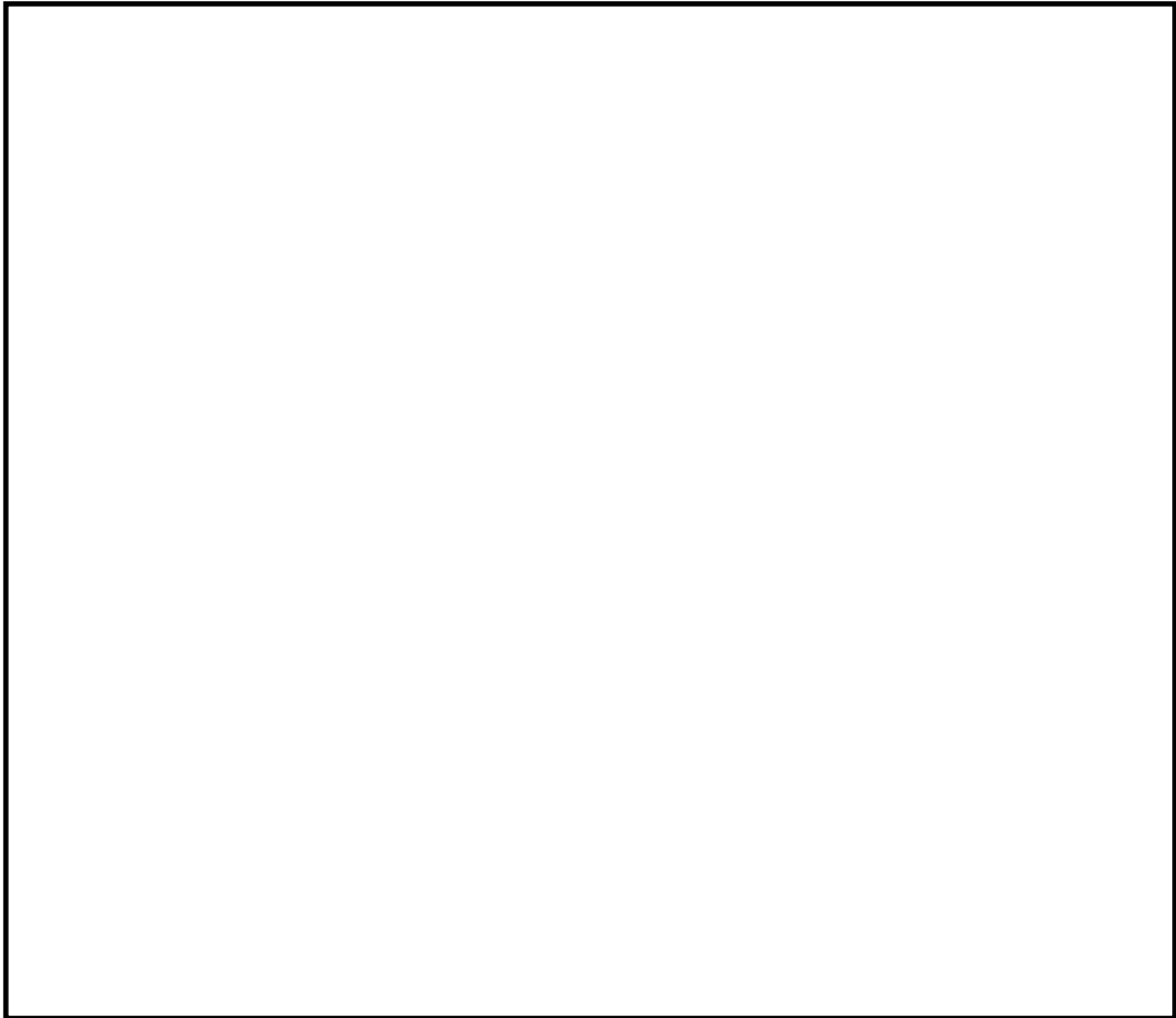
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート⑤	非常用ろ過水タンク	低圧原子炉代替注水槽	907m	915m
—	ルート⑥	非常用取水設備		1,370m	1,381m
—	ルート⑦	2号炉放水槽		1,354m	1,381m
—	ルート⑧	荷揚場		1,452m	1,481m



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

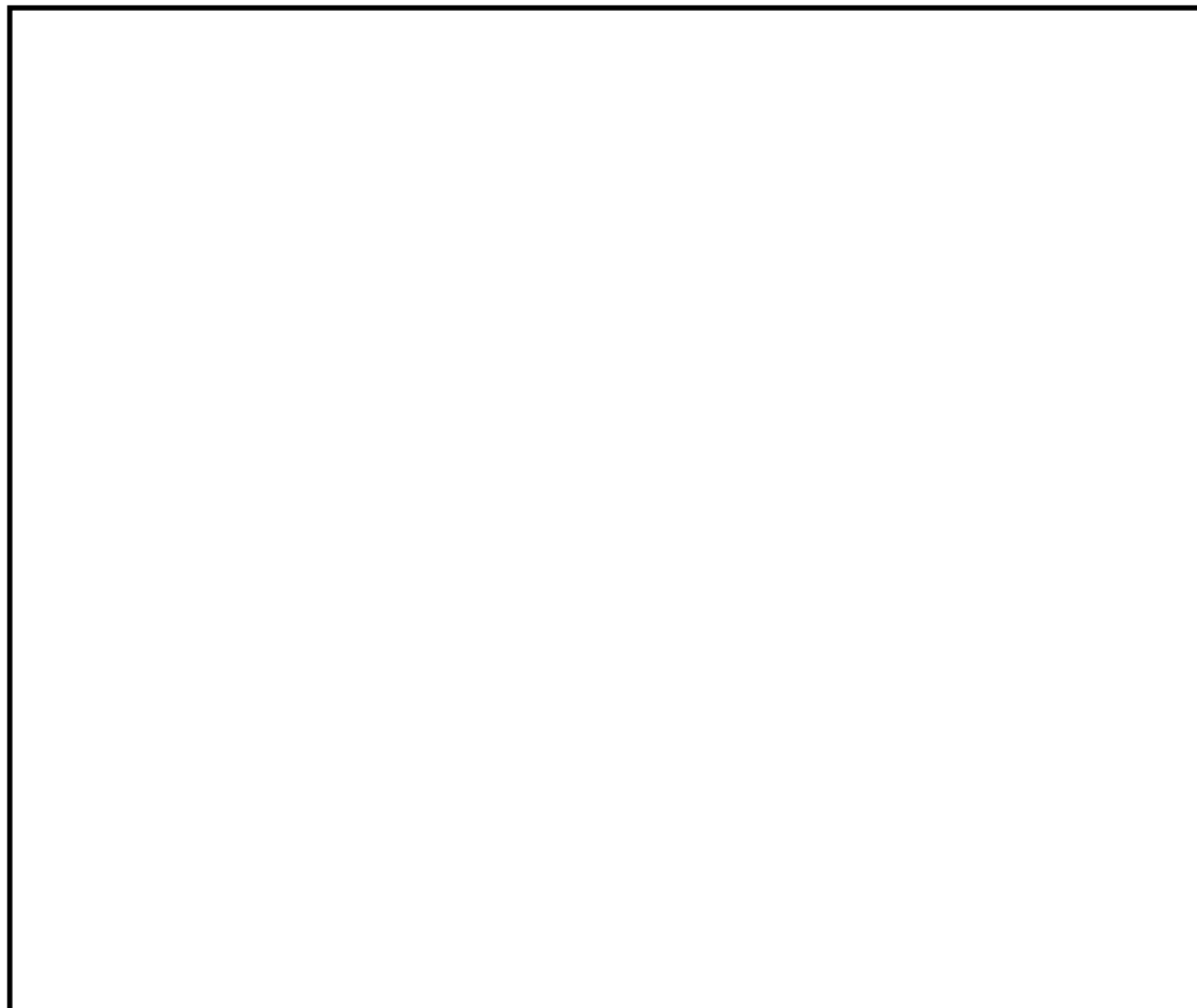


第5図 ホース敷設ルート（復水貯蔵タンクへの補給）（1 / 3）

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。

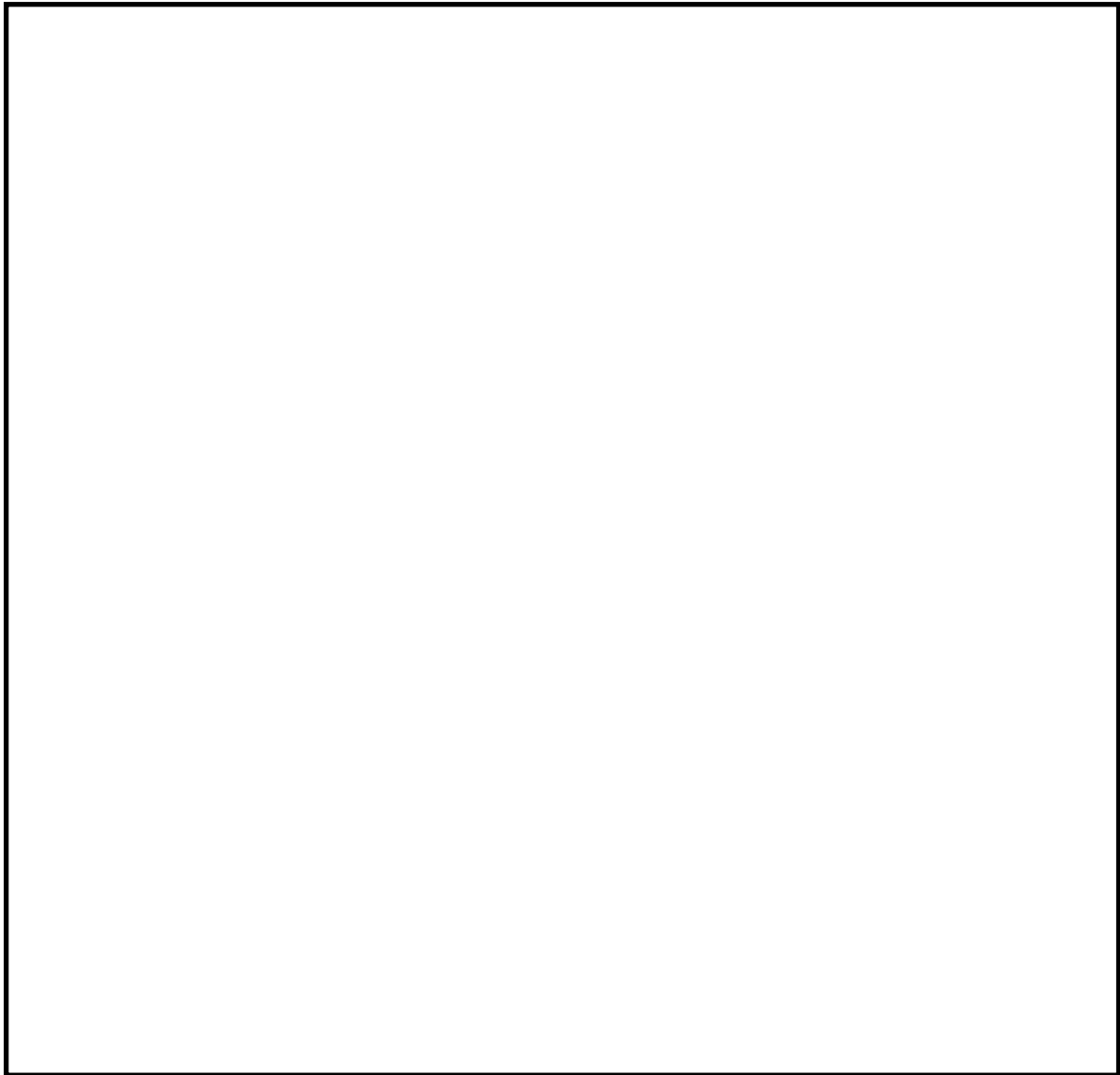


第5図 ホース敷設ルート（復水貯蔵タンクへの補給）（2 / 3）

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。

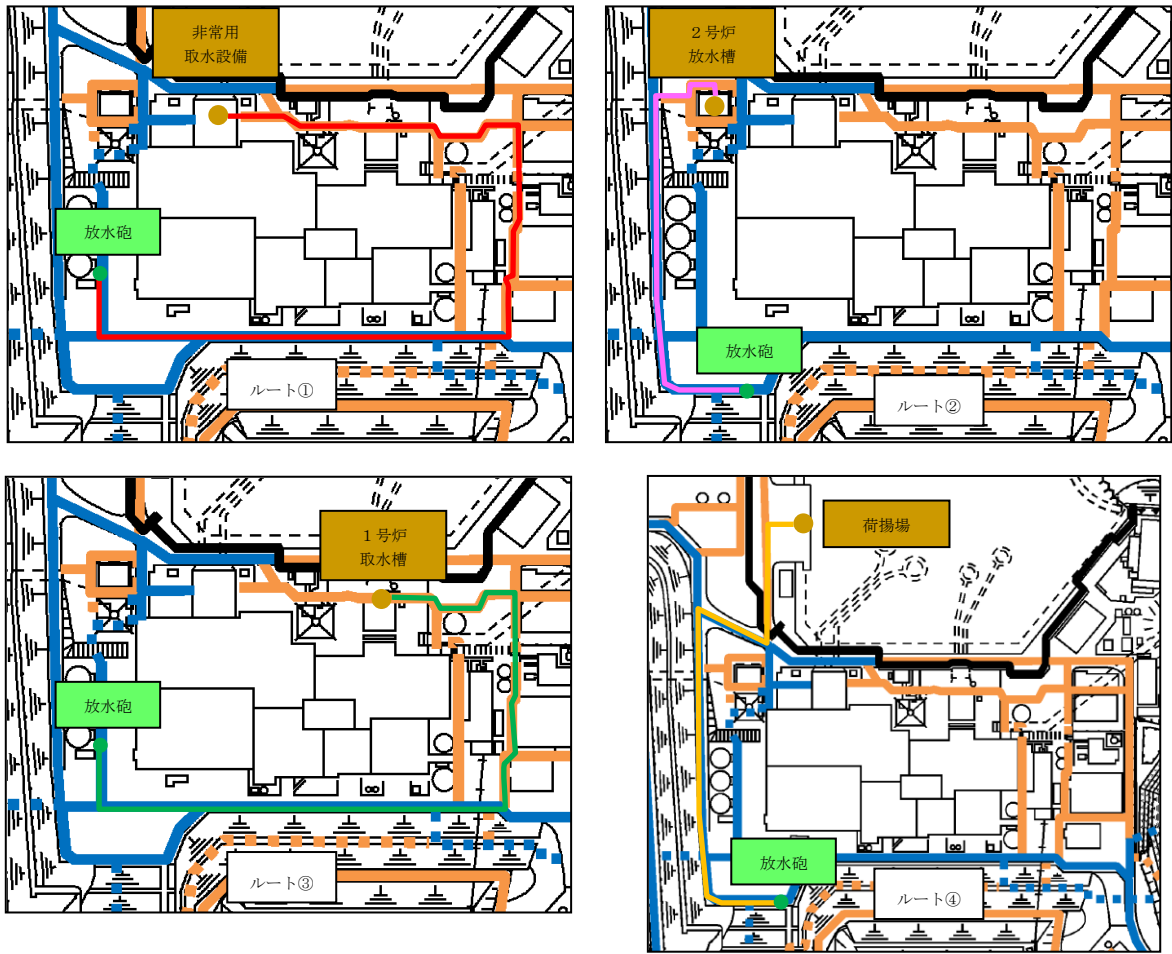


第5図 ホース敷設ルート（復水貯蔵タンクへの補給）（3 / 3）

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

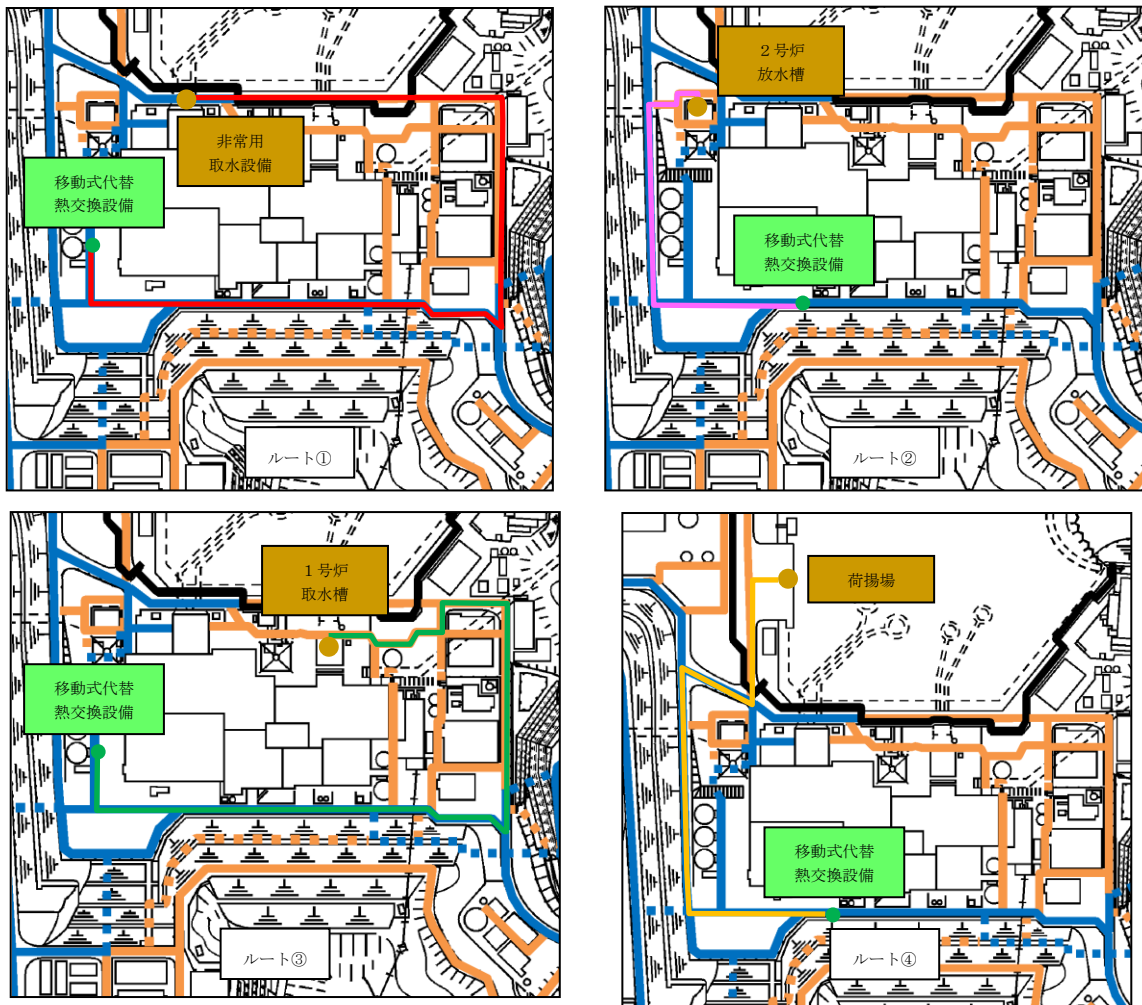
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



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）

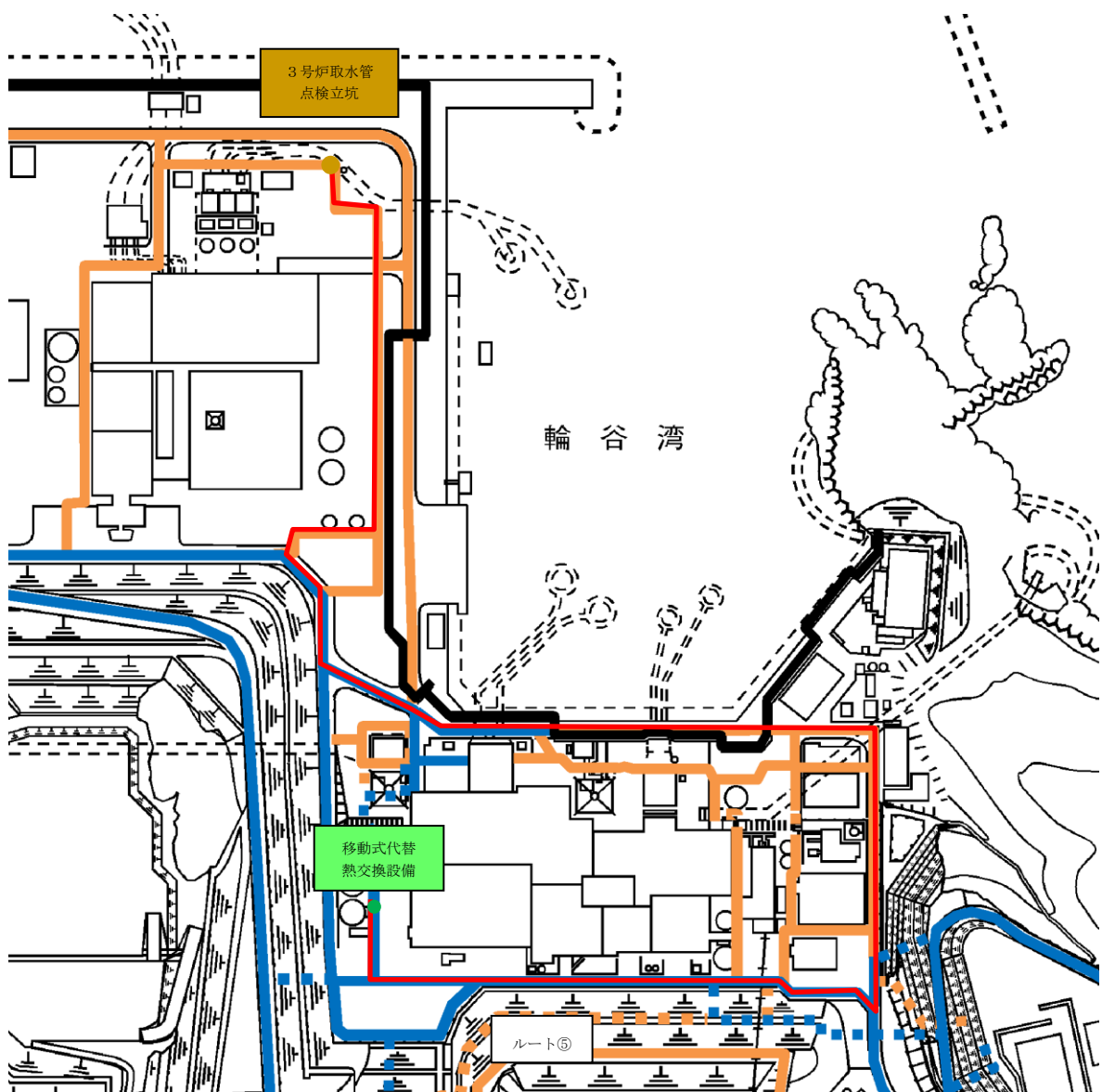
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	必要長さ
—	ルート①	非常用取水設備	放水砲	747m	755m
—	ルート②	2号炉放水槽		330m	355m
—	ルート③	1号炉取水槽		643m	655m
—	ルート④	荷揚場		545m	555m



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	移动式代替 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	第2・第3保管エリアに同数配備  ホース展張車
			大型ホース展張車 (150A) 【ホース1,050m】 2台	第1・第4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	コンテナ1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  コンテナ
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1・第4保管エリアに同数配備  ホース展張車  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。

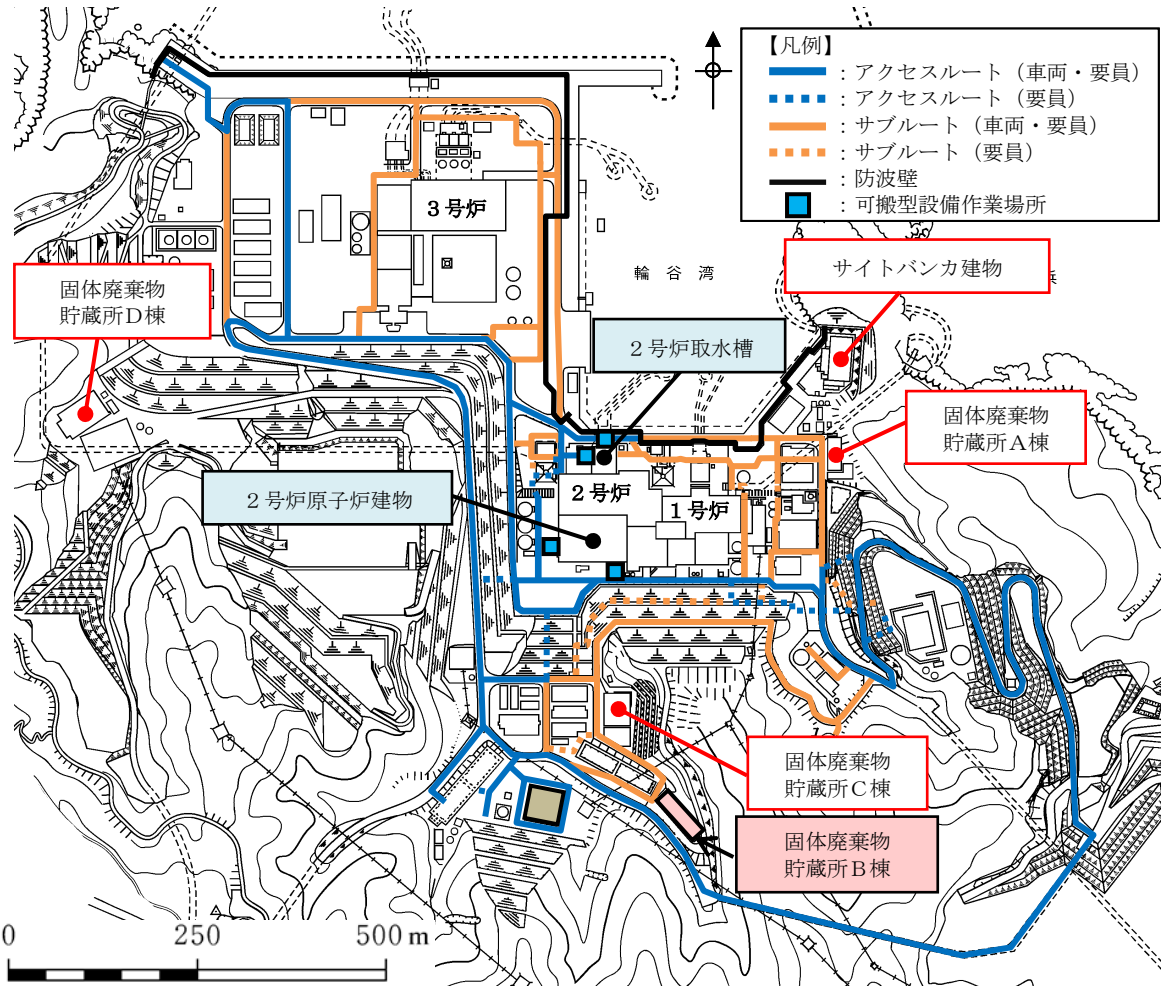
- ・ 固体廃棄物貯蔵所B棟

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。

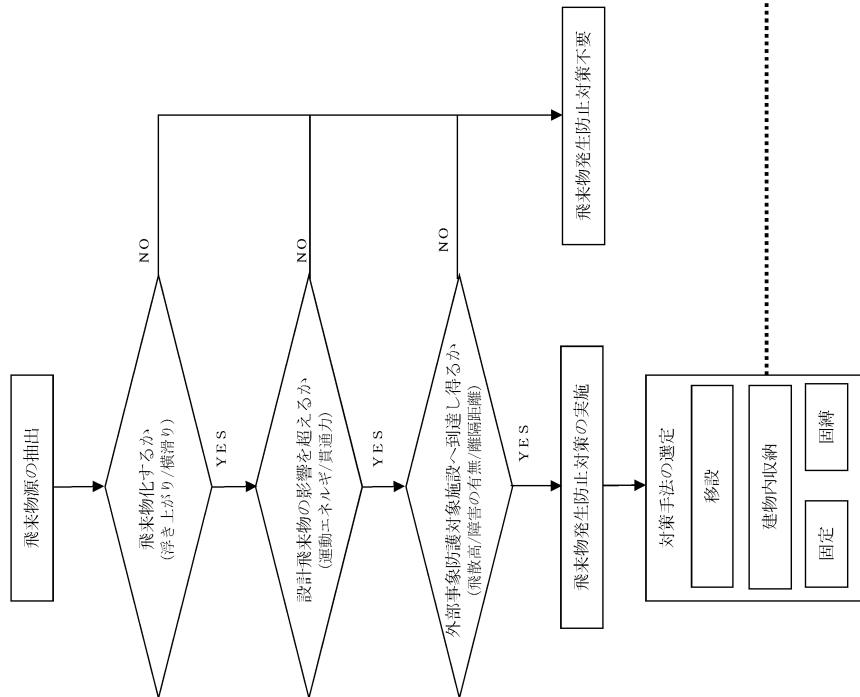
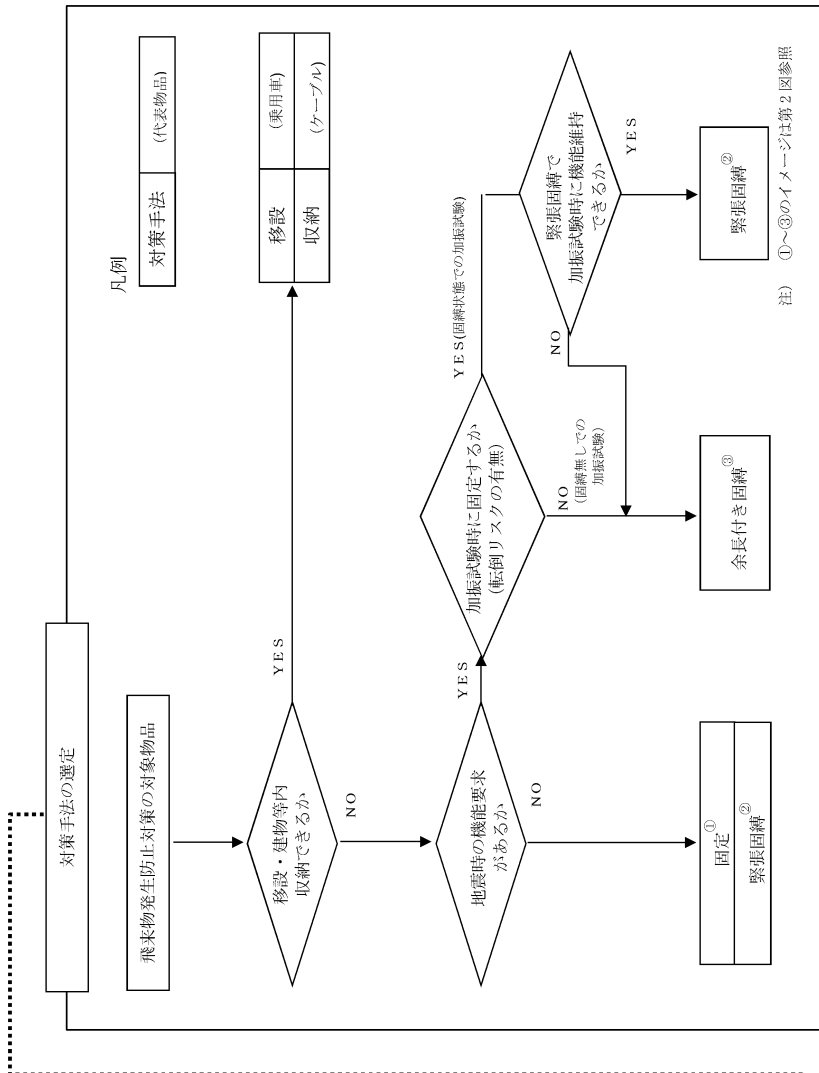
2. 固縛解除作業の想定時間

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

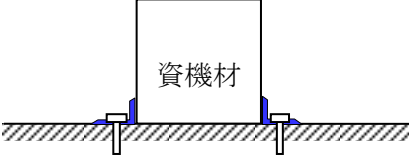
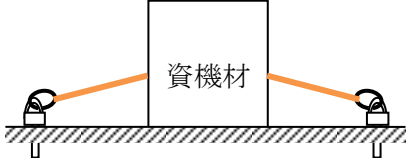
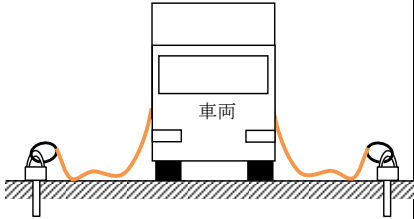
作業内容	作業時間	合計時間
緊急時対策所から保管場所までの移動 (第3保管エリアの場合)	約30分	約40分
車両等出動前確認(可搬型設備の固縛解除を含む。)	約10分	



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

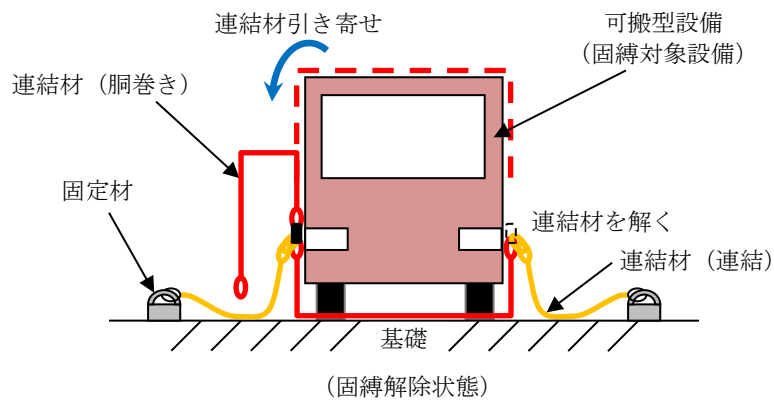
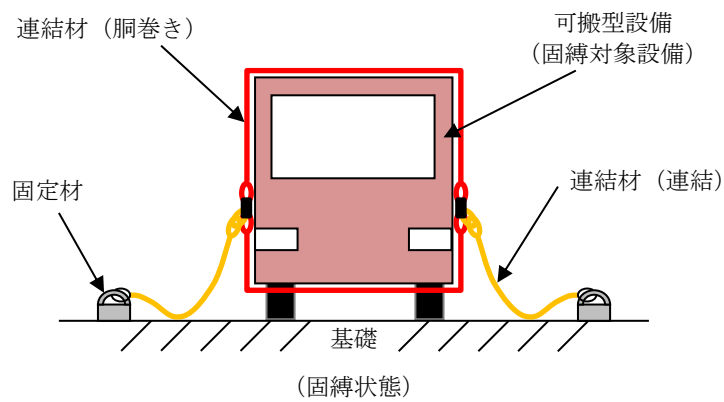
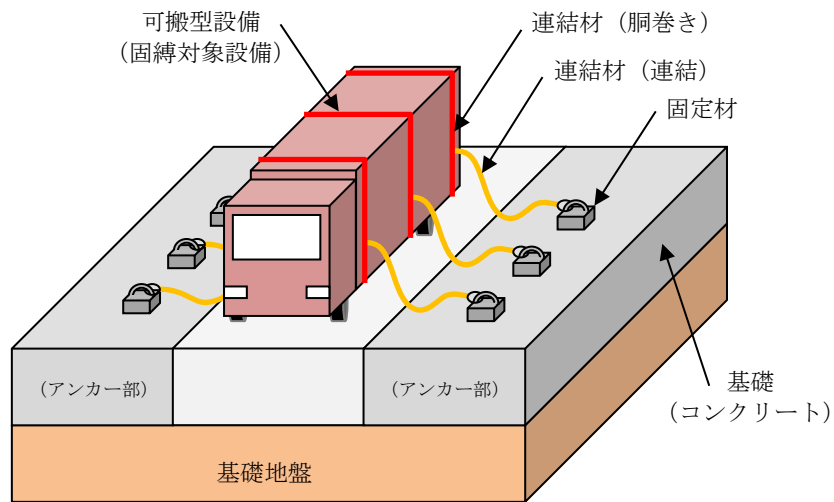
第3図に可搬型設備の固縛解除の概要，第2表に重大事故等時の初動対応において固縛解除する箇所数を示す。なお，ホイールローダは，飛散評価により飛来物とならないことから固縛不要である。

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

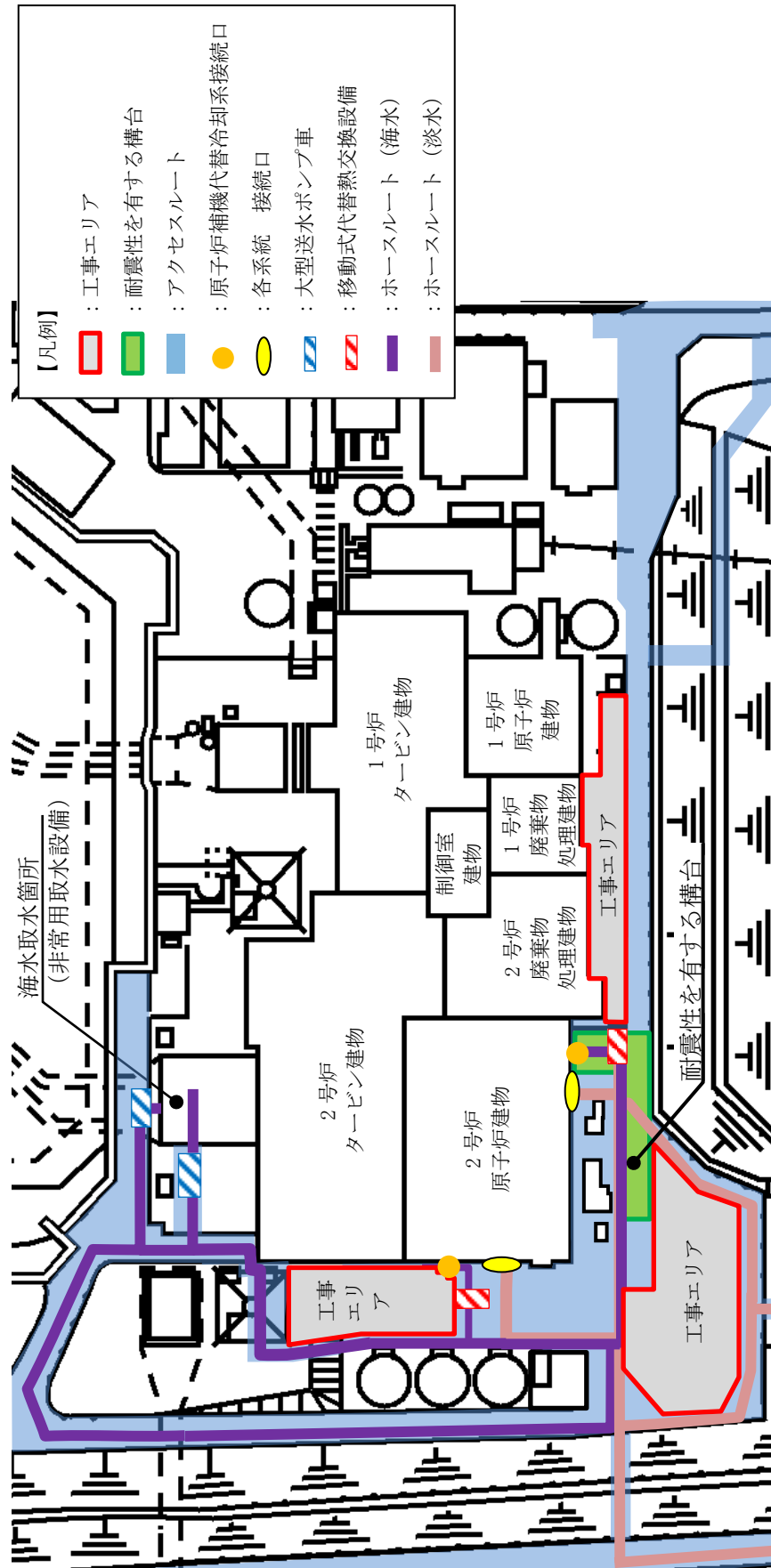
2号炉重大事故等対応に影響を与えないためには、上記1.(2)に記載した第3系統直流電源設備設置工事等で使用する資機材又は発生する廃材に対する運用管理が必要である。これらの運用管理については、確実に実施するために手順として原子炉施設保安規定に規定し、QMS規程に基づき実施する。

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

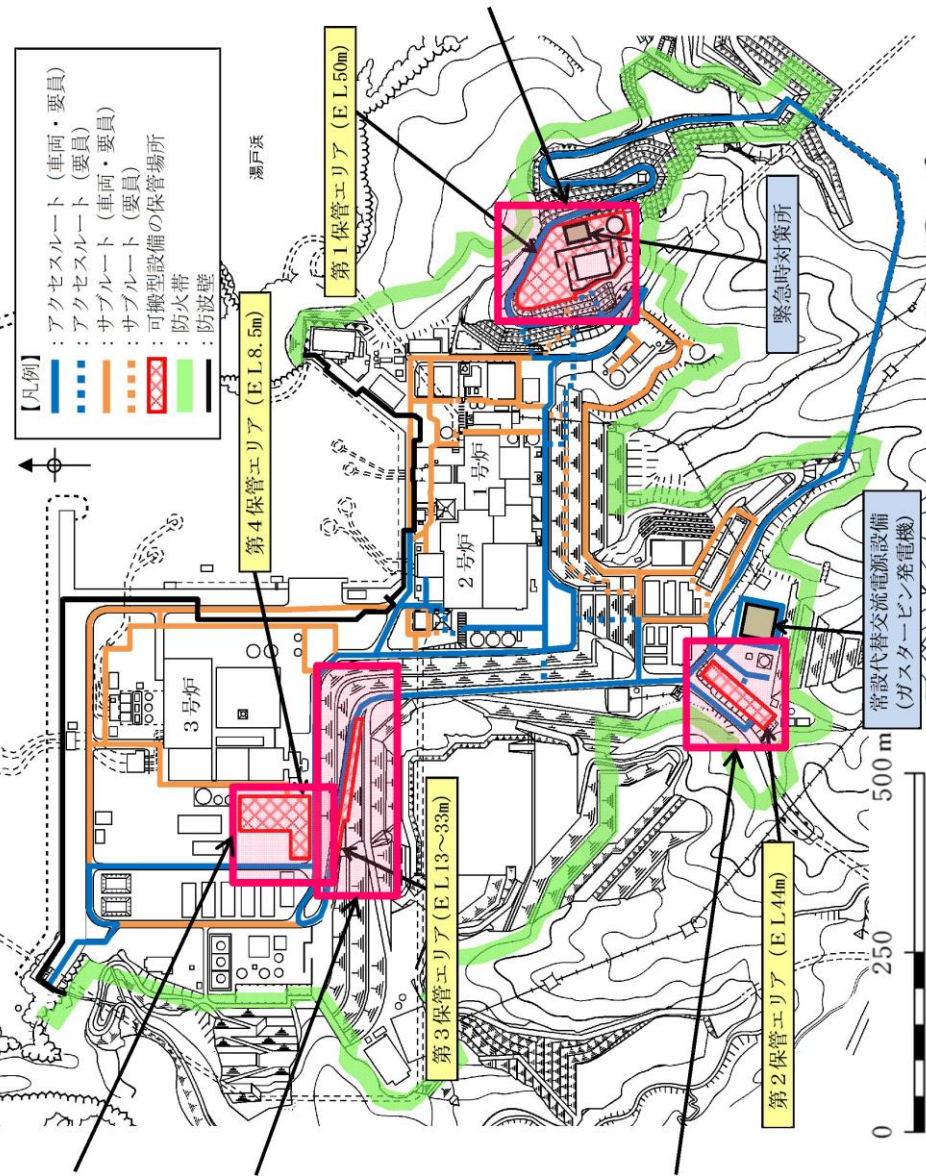
- ・代替淡水源である輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)の上部に、淡水送水手順に使用する大量送水車、中型ホース展張車(150A)、可搬型ストレーナを、必要な離隔距離を確保した上で、縦列配置する設計とする。
- ・中型ホース展張車(150A)は、出入口近傍に配置し、搬出する際に、大量送水車と干渉しない設計とする。
- ・第2保管エリア内の最小離隔距離は、可搬型ストレーナ間の5.6mであり、互いに干渉しない設計とする。

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。



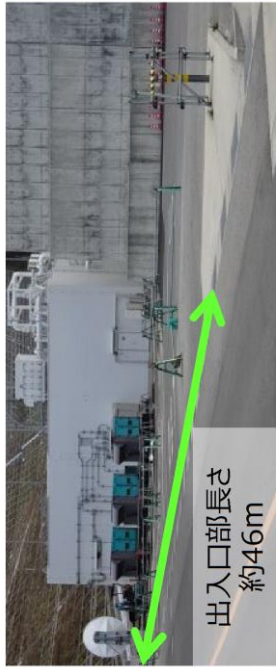
第5 図
第4 保管エリア
配置図

第4 図
第3 保管エリア
配置図

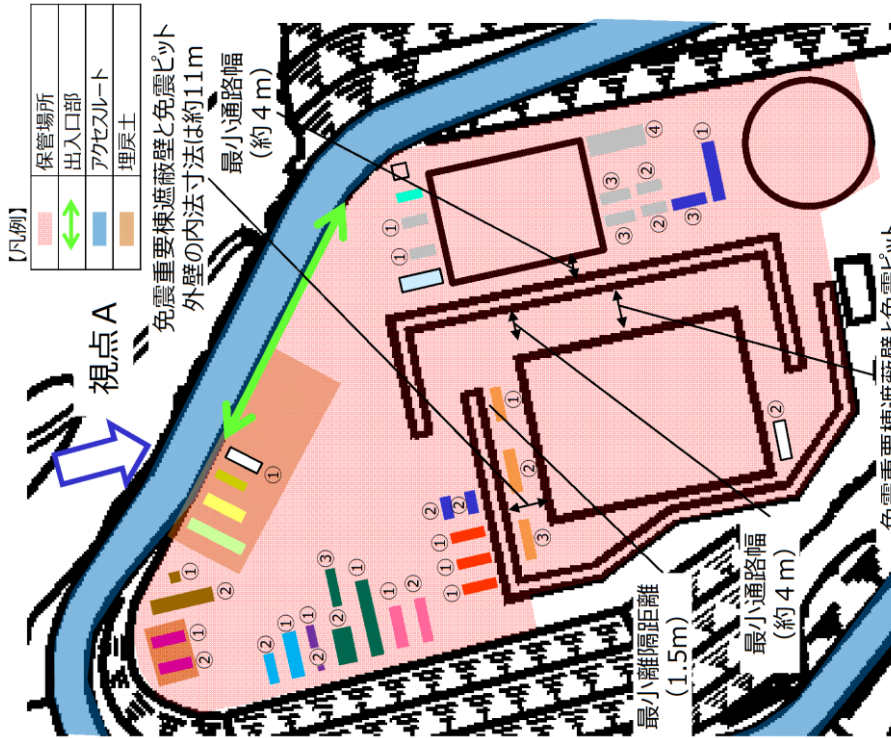
第3 図
第2 保管エリア
配置図

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】

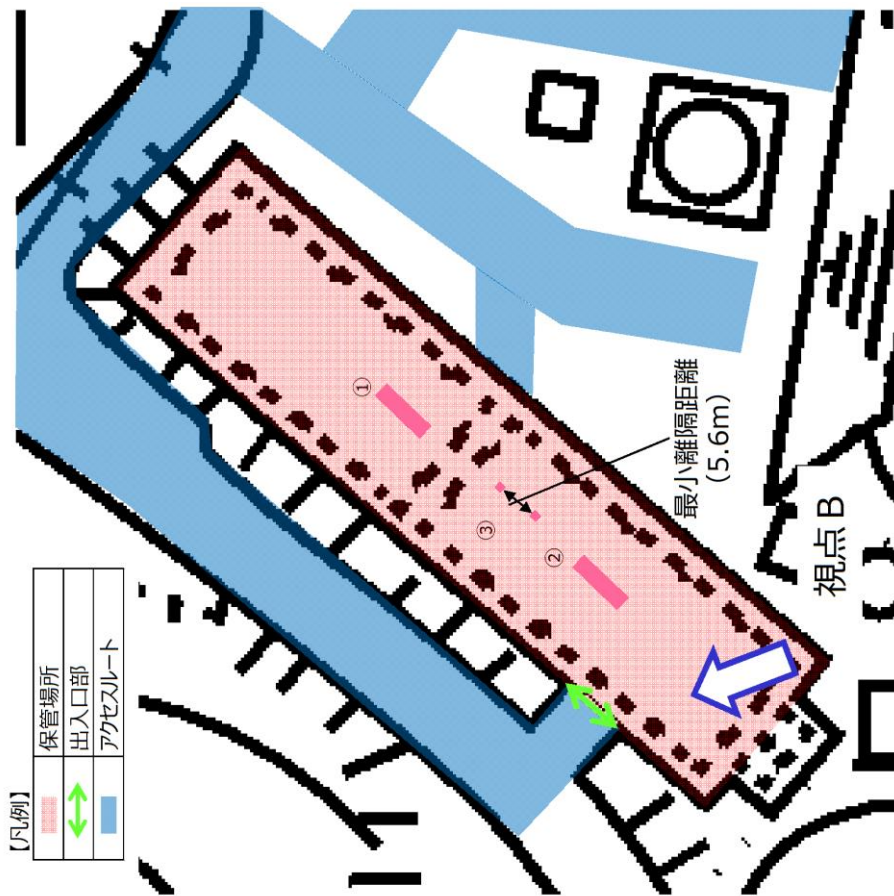
①放水砲 ^{※5}	①第1ペントフィルタ出口水素濃度 ^{※5}	①放水砲 ^{※5}
②泡消火薬剤容器 ^{※5}	①高圧発電機車 ^{※1}	②泡消火薬剤容器 ^{※5}
①直流給電車 (115V) ^{※2}	①移動式代替熱交換設備 ^{※1}	①直流給電車 (115V) ^{※2}
②直流給電車 (230V) ^{※2}	②250Aホース ^{※1,5}	②直流給電車 (230V) ^{※2}
①大量送水車 ^{※1}	③ホース運搬車 ^{※4}	①大量送水車 ^{※1}
②大型ホース展開車 (150A) ^{※4} 及び 150Aホース ^{※1}	①大型送水ポンプ車 ^{※1}	②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シルトフェンス ^{※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

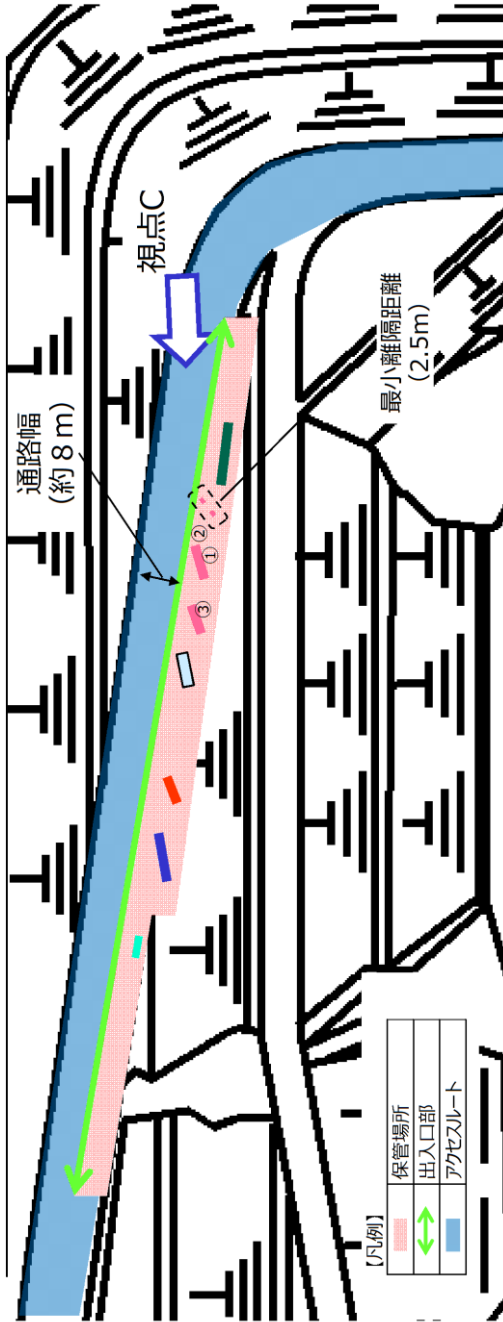


※ 各設備の保管場所については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

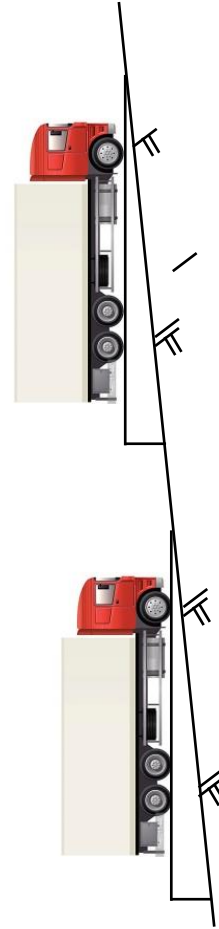
第3図 第2保管エリア 配置図

- 【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
 - : ホイローダ※1
 - : ①大量送水車※1
 - ②可搬型ストレナー※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 : α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

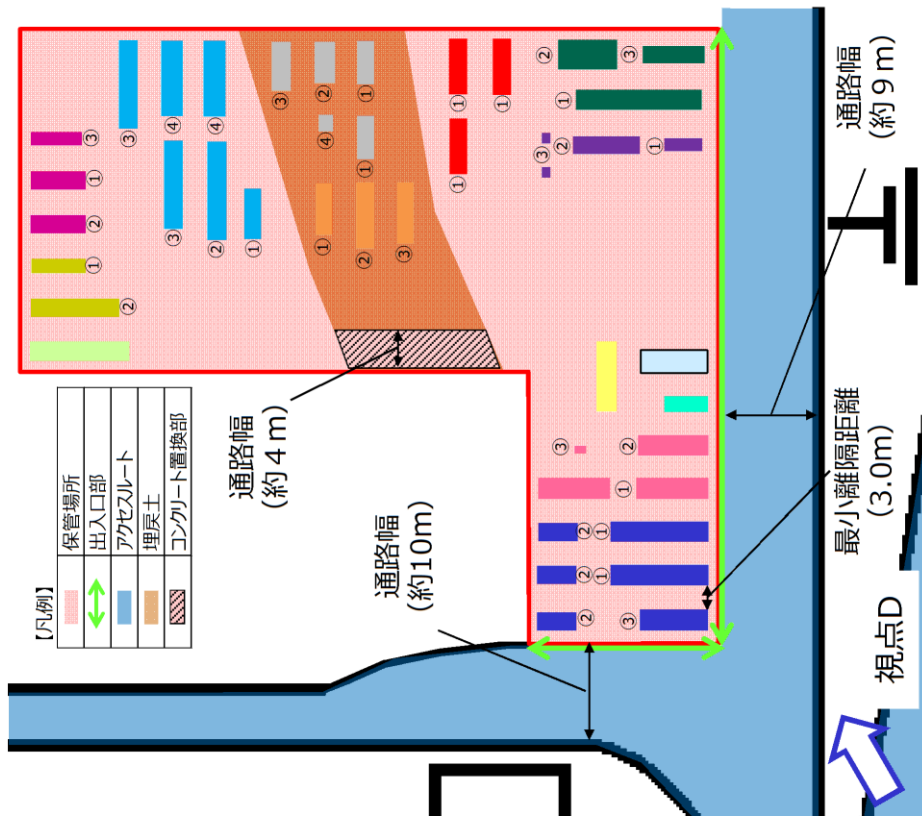


視点C

第4図 第3保管エリア 配置図

【凡例】

■	第1ベントリル出口水素濃度※1	①放水砲※1
■	①高圧発電機車※1	②池消火薬剤運搬車※3及び池消火薬剤容器※1
■	①移動式代替熱交換設備※1	③池消火薬剤容器※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※1
■	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
■	①化学消防自動車※2	②緊急時対策所空気浄化送風機※4
■	②池消火薬剤運搬車※2及び池消火薬剤容器※2	③緊急時対策所空気浄化フルタユニット※4
■	③小型動力ポンプ付水槽車及び小型放水砲※2	④緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)※4
■	ホイールローダ※1	・タンローJ※4



※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。

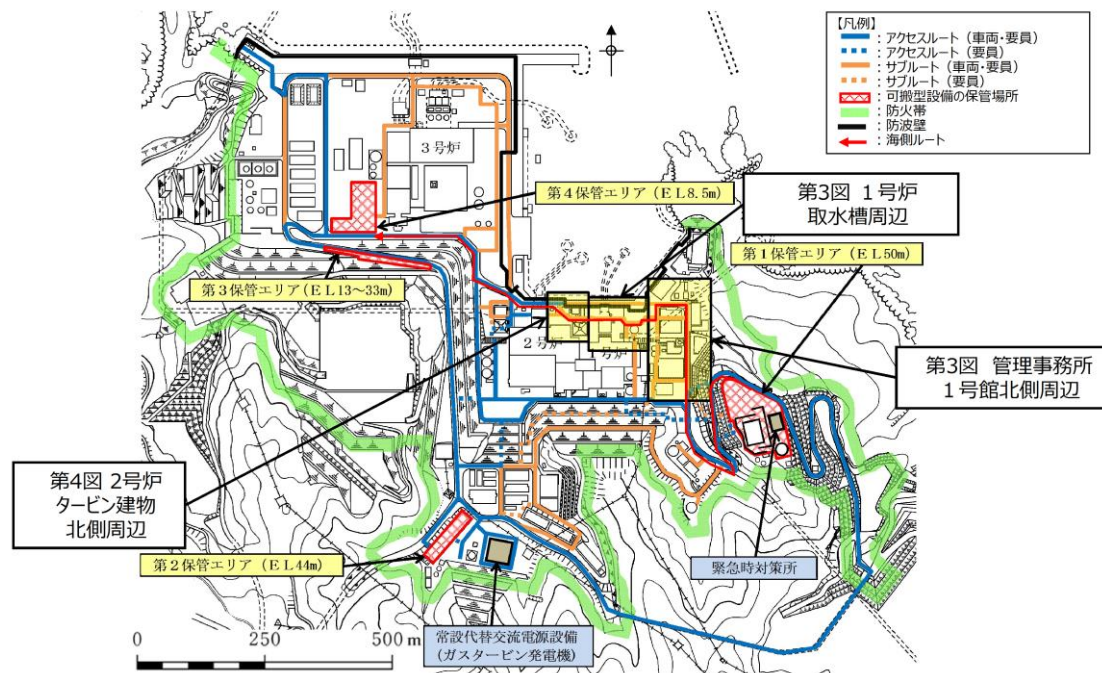
1. 1, 2号炉北側のサブルートの成立性検討

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。

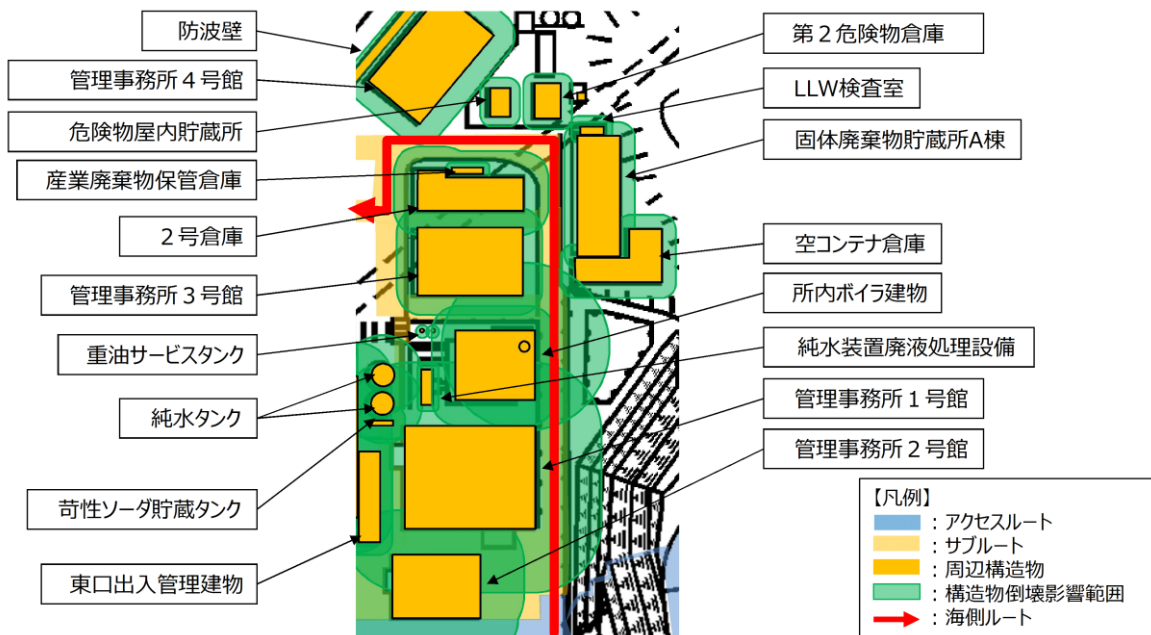


第1図 海側ルート

(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。

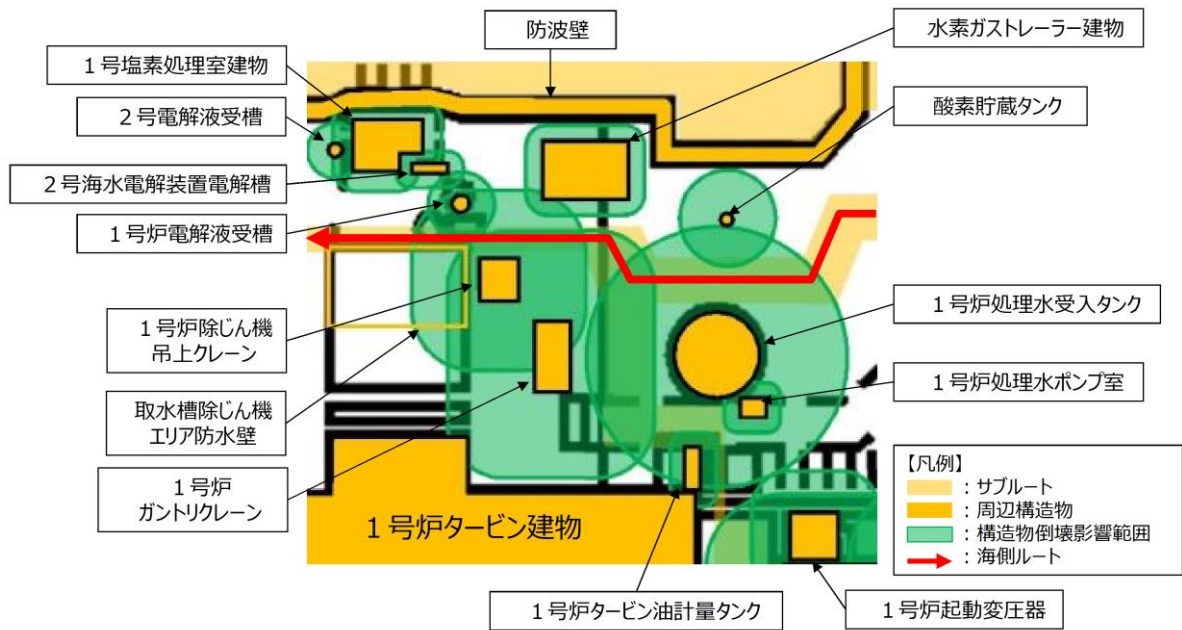


第 2 図 管理事務所 1 号館北側周辺

(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。

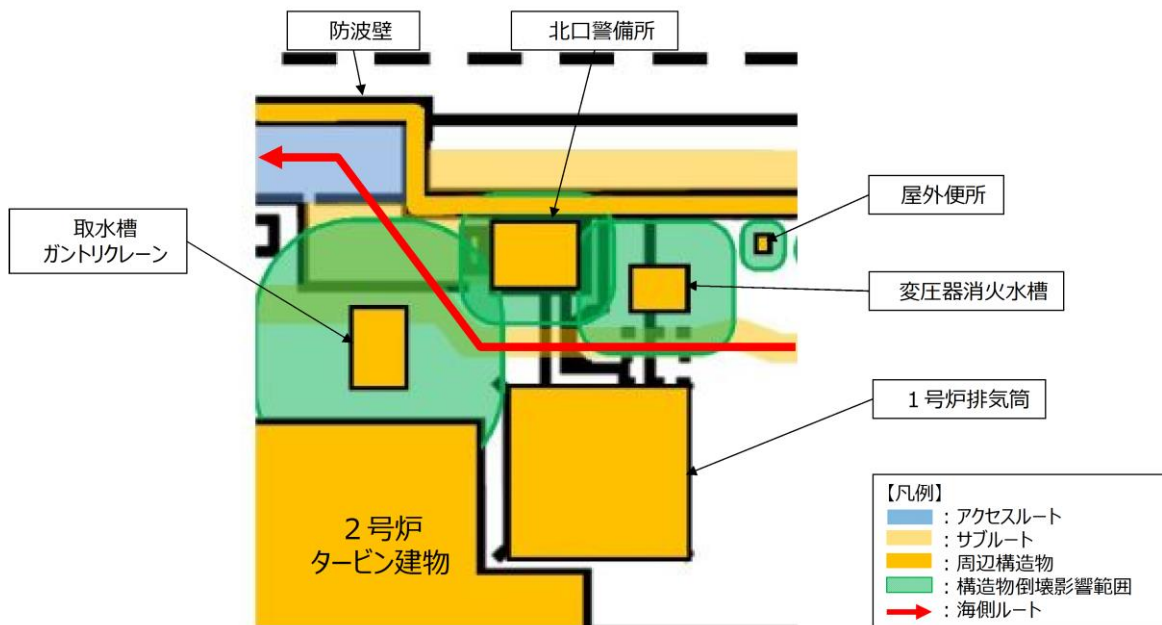


第3図 1号炉取水槽周辺

(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。



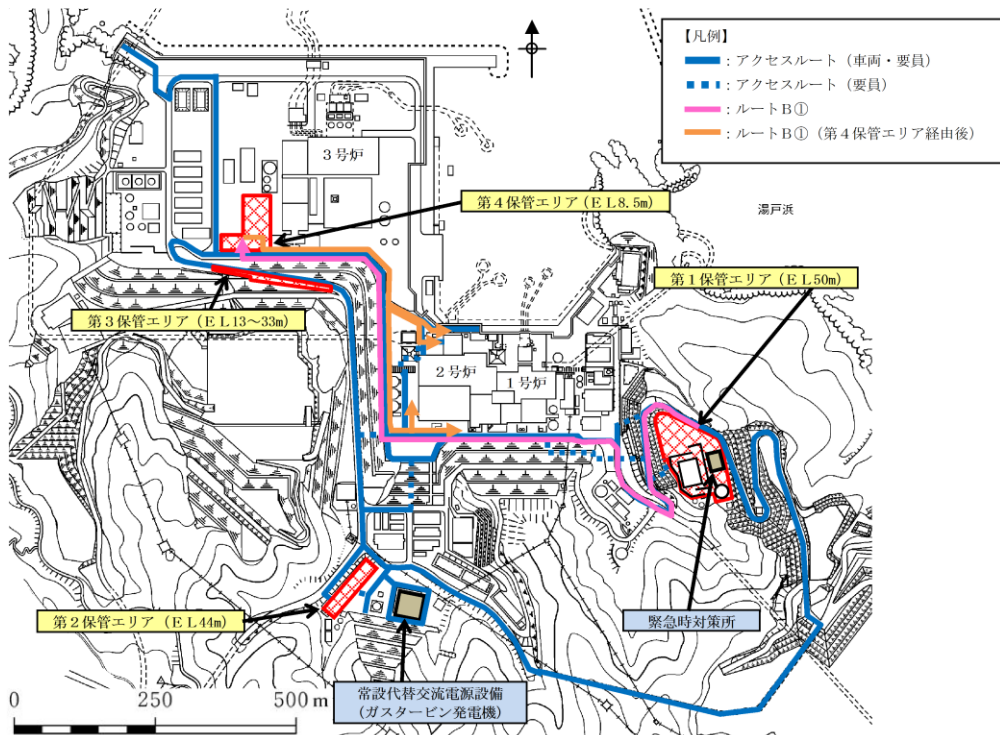
第4図 2号炉タービン建物北側周辺

2. 有効性評価における作業成立性の実績時間の見直し

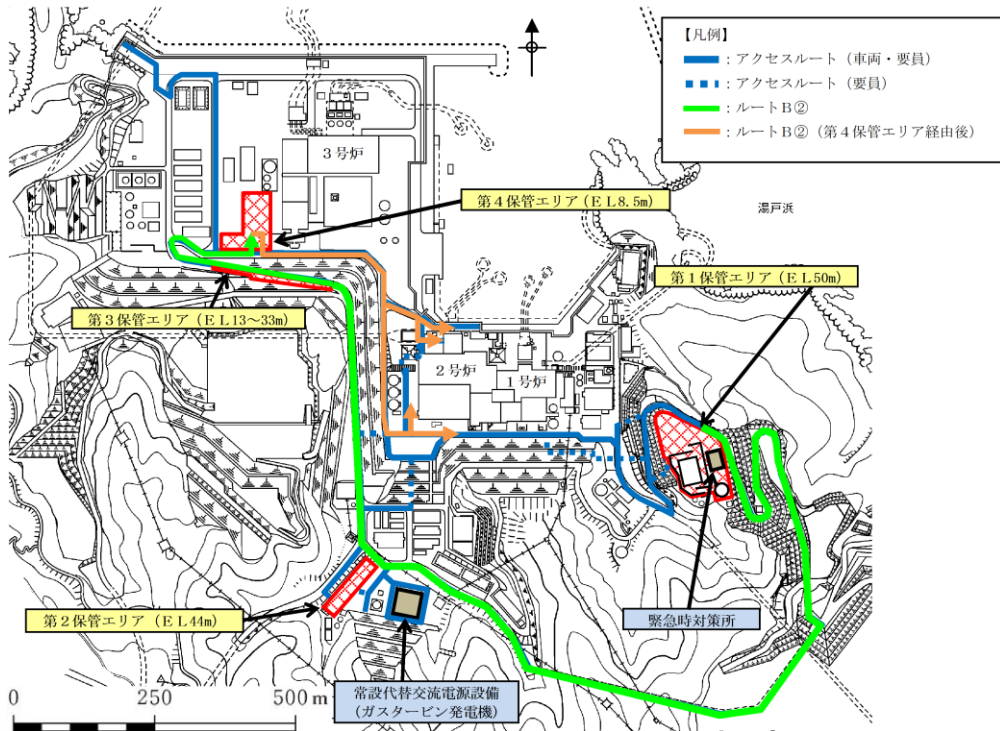
仮復旧なしで可搬型設備（車両）及び要員の通行が可能なアクセスルートとして、第5図に示すとおり「1, 2号炉原子炉建物南側を経由したルート」と「第二輪谷トンネルを経由したルート」の2ルートを設定している。

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	・ 放射線防護具準備 ・ 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	・ 放射線防護具準備/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補給	10分																		
燃料補給作業	2人	・ 大量送水車への補給	2時間30分			余裕時間			適宜実施											補給作業に約20分必要となるため給油20分前までに準備完了が必要	

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。

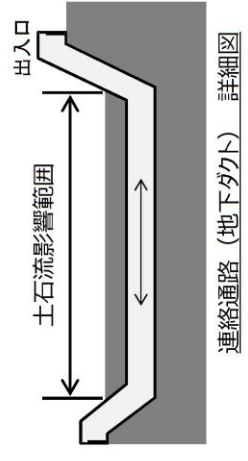
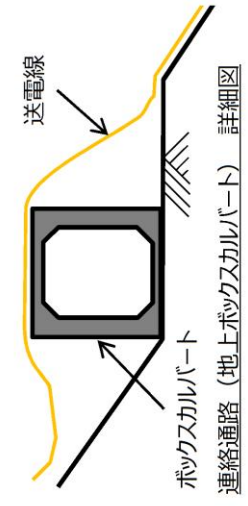
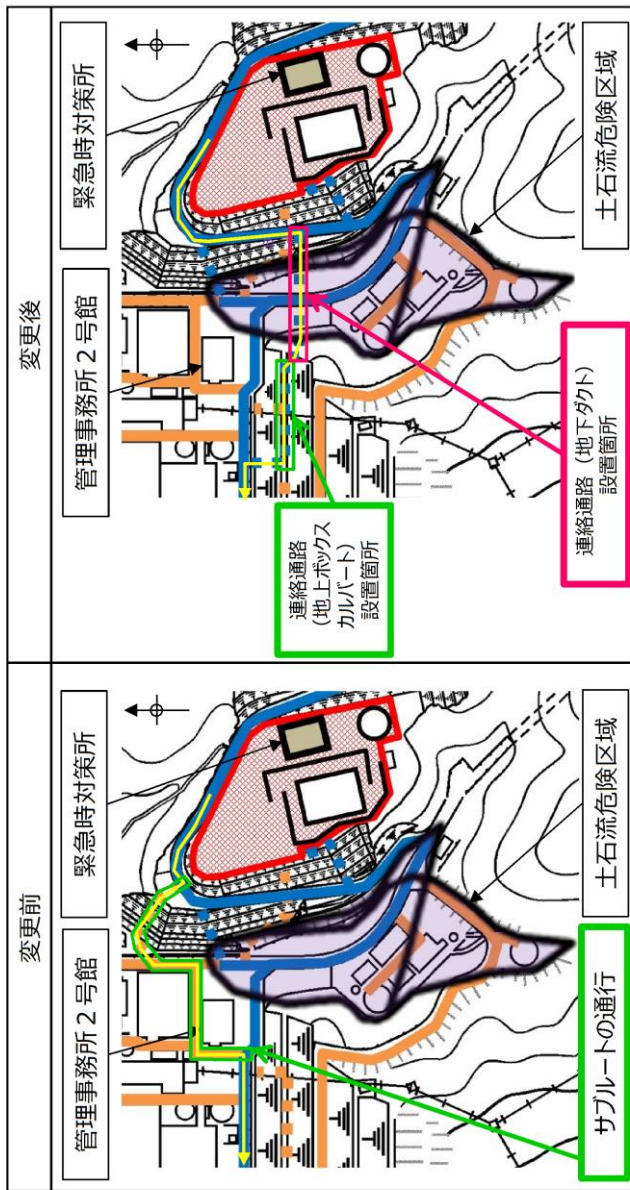
2. 鉄塔関係

- ・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。

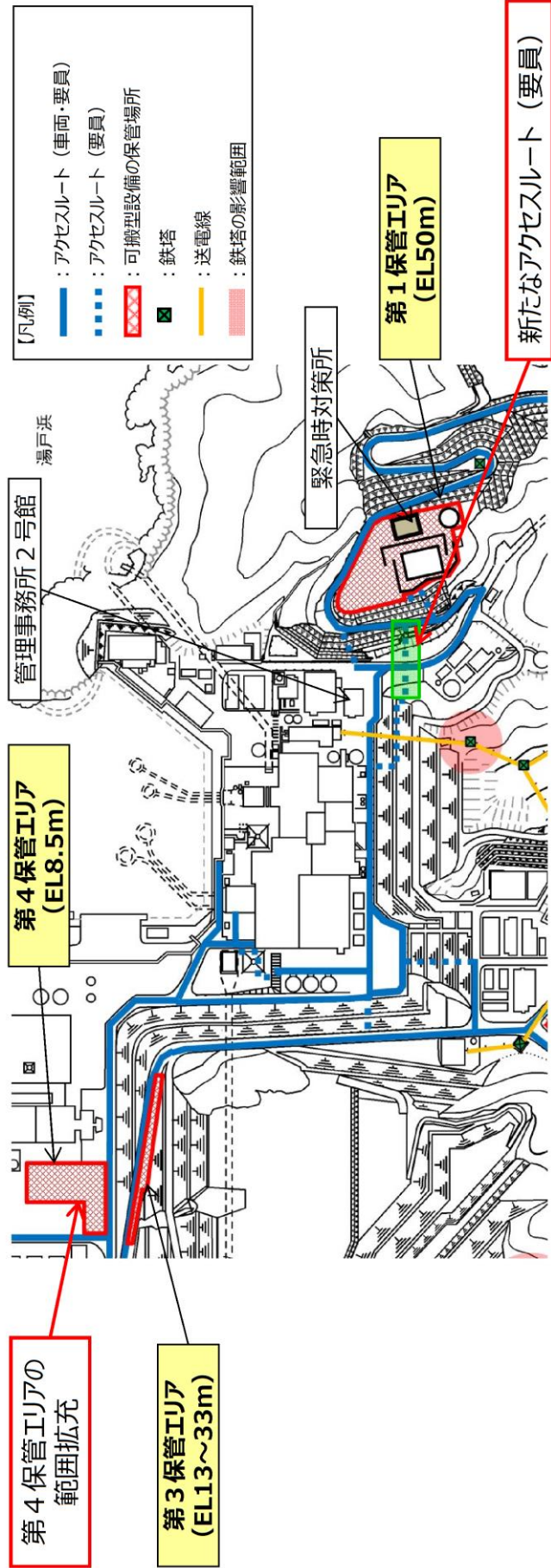
3. 接続口の追加に伴うアクセスルートの追加

- ・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



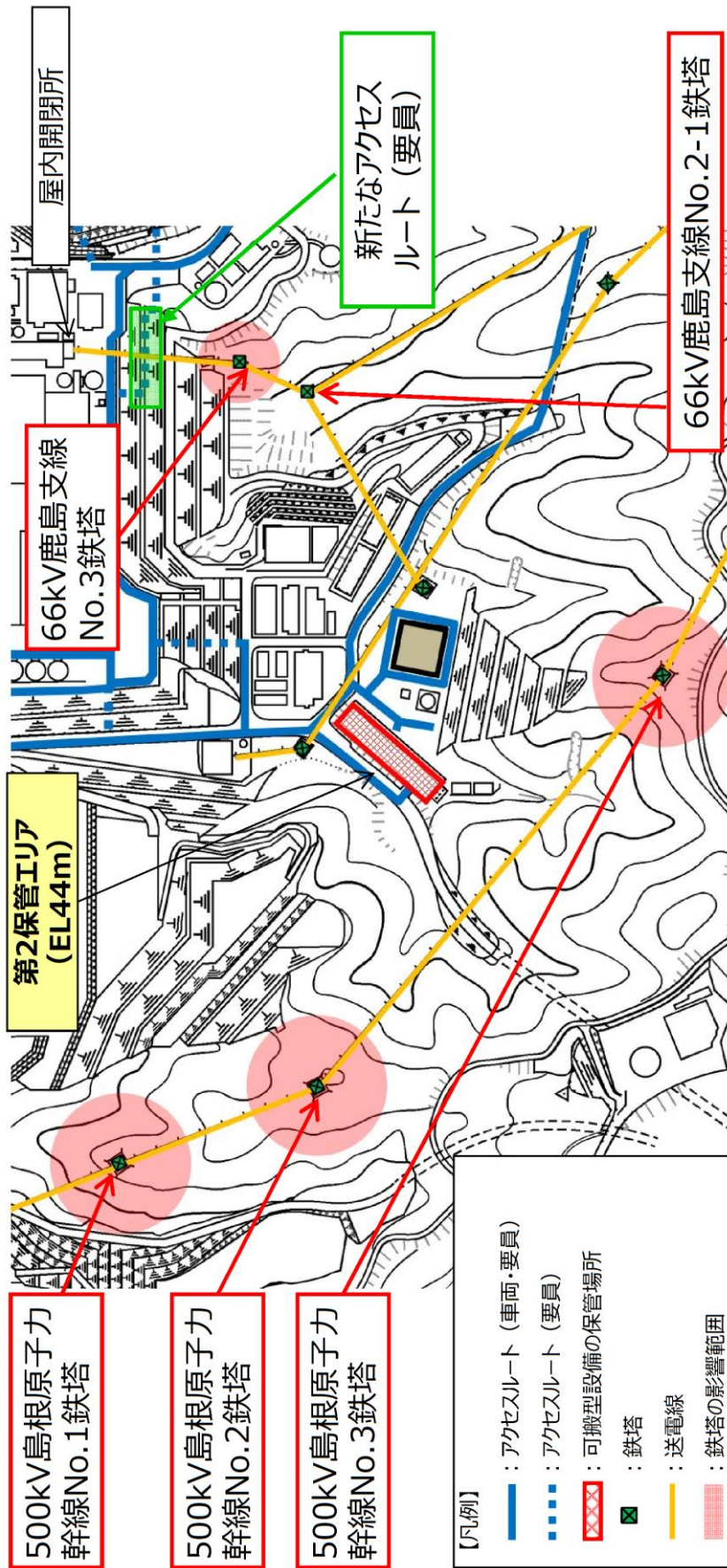
第1図 アクセスルート (要員) 対策の一例



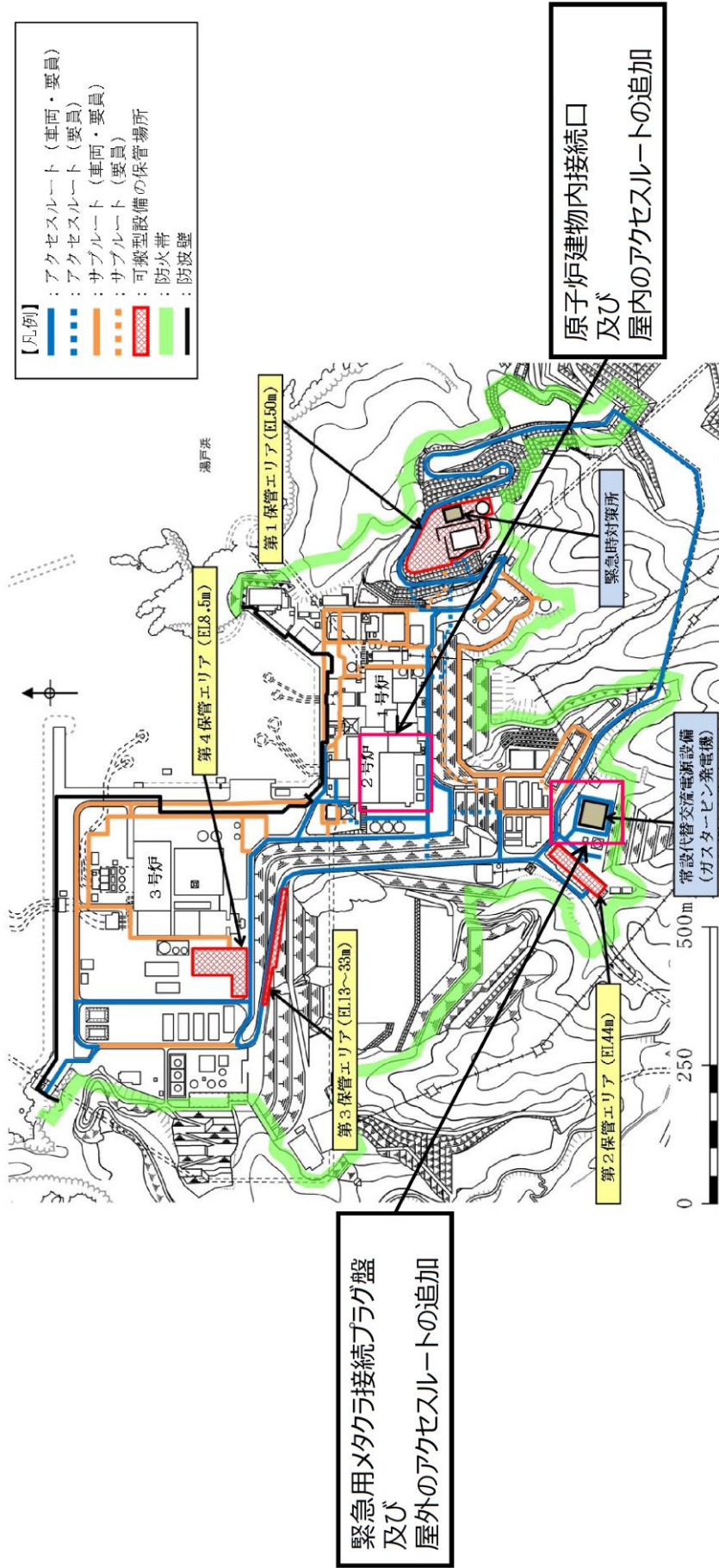
第2図 土石流が発生した場合の対策内容 概要図

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。

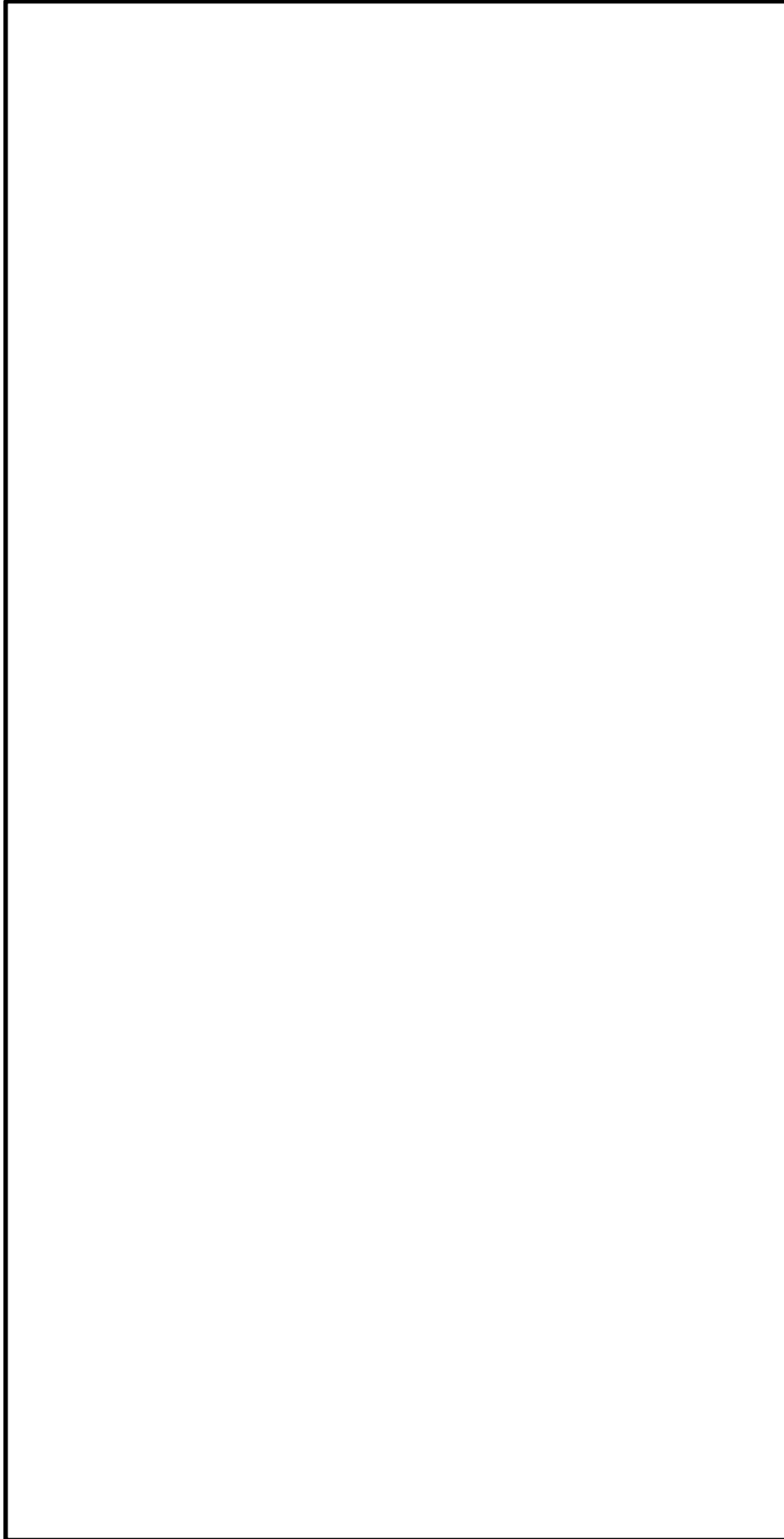
第1表 可搬型設備の台数及び保管場所の変更 一覧

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。

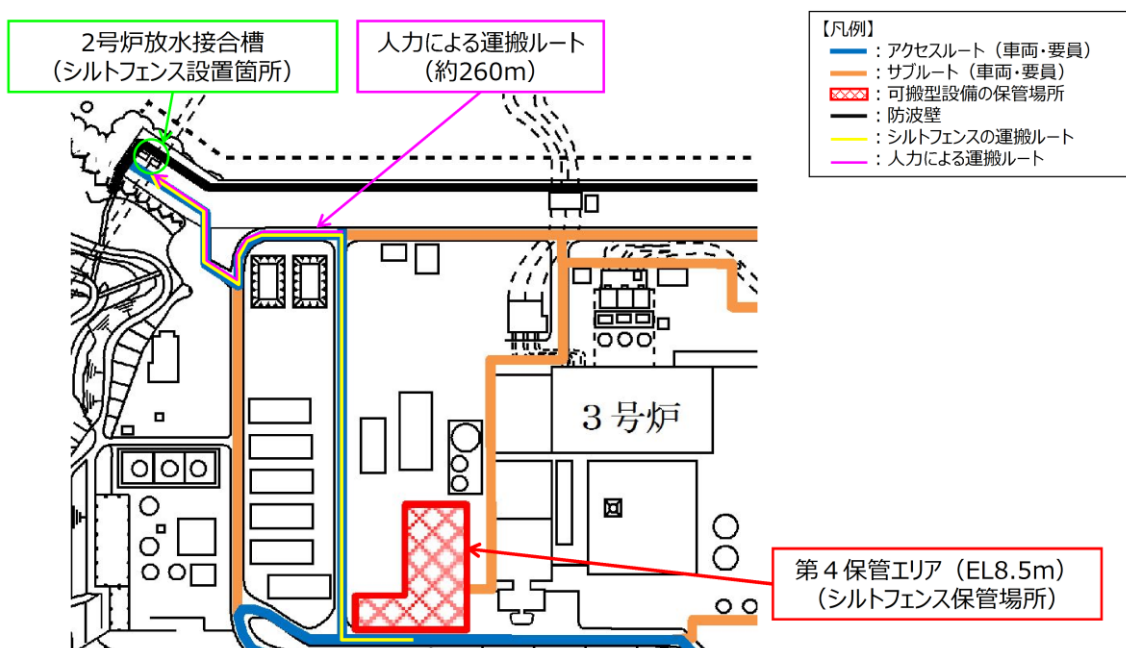
なお、第4保管エリアから2号炉放水接合槽までのルートのうち人力による運搬距離は約260mであり、万一、人力による運搬を想定しても、第1図に示す重大事故等発生時における海洋への放射性物質の拡散抑制に係るシルトフェンスの設置完了目安時間以内に設置可能と見込めるものとする。

※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	14	16	18	20	22		24	
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																
		シルトフェンスの設置																

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

重大事故等時の体制について

< 目 次 >

1.	重大事故等対策に係る体制の概要	1.0.10-1
(1)	体制の特徴	1.0.10-1
(2)	重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方	1.0.10-2
(3)	重大事故等対策における判断者及び操作者について	1.0.10-2
a.	判断者の明確化	1.0.10-2
b.	操作者の明確化	1.0.10-3
2.	島根原子力発電所における重大事故等対策に係る体制について	1.0.10-3
(1)	緊急時対策本部の体制概要	1.0.10-3
a.	発電所長の役割	1.0.10-3
b.	緊急時対策本部の構成	1.0.10-3
c.	重大事故等に対処する要員が活動する施設	1.0.10-6
(2)	緊急時対策本部の要員参集	1.0.10-6
a.	運転員	1.0.10-7
b.	発電所内に常駐している緊急時対策要員及び自衛消防隊	1.0.10-8
c.	発電所外から発電所に参集する重大事故等に対処する要員	1.0.10-9
d.	自衛消防隊	1.0.10-10
(3)	通報連絡	1.0.10-10
(4)	緊急時対策本部内における各機能班との情報共有について	1.0.10-10
a.	プラント状況、重大事故等への対応状況の情報共有	1.0.10-11
b.	指示・命令、報告	1.0.10-11
c.	緊急時対策総本部との情報共有	1.0.10-11
(5)	交替要員の考え方	1.0.10-12
(6)	格納容器ベントに伴うプルーム通過前後の体制の移行	1.0.10-12
a.	プルーム通過前	1.0.10-12
b.	プルーム通過中	1.0.10-13
c.	プルーム通過後	1.0.10-13
3.	発電所外における重大事故等対策に係る体制について	1.0.10-13
(1)	緊急時対策総本部	1.0.10-13
a.	緊急時対策総本部の体制概要	1.0.10-13
b.	緊急時対策総本部設置までの流れ	1.0.10-14
c.	広報活動	1.0.10-15
(2)	原子力事業所災害対策支援拠点	1.0.10-15
(3)	中長期的な体制	1.0.10-16
第1表	体制の区分と緊急時活動レベル（EAL）	1.0.10-17
第2表	本部長不在時の代行順位	1.0.10-18
第1図	島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（要員参集後）	1.0.10-19

第 2 図	島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（夜間及び休日）	1.0.10-20
第 3 図	島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（プルーム通過時）	1.0.10-21
第 4 図	中央制御室運転員の体制（2号炉運転中の場合）	1.0.10-22
第 5 図	中央制御室運転員の体制（2号炉停止中の場合）	1.0.10-22
第 6 図	発電所における体制発令と重大事故等に対処する要員の非常招集	1.0.10-23
第 7 図	要員招集システムによる非常招集連絡	1.0.10-24
第 8 図	重大事故等発生から格納容器ベントに伴うプルーム通過 前後の重大事故等に対処する要員の動き	1.0.10-25
第 9 図	重大事故等に対処する要員の非常招集の流れ	1.0.10-26
第 10 図	緊急時対策所における各機能班、緊急時対策総本部との 情報共有イメージ	1.0.10-27
第 11 図	重大事故等時の支援体制（概要）	1.0.10-28
第 12 図	緊急時対策総本部の構成	1.0.10-29
第 13 図	本社における体制発令と緊急時対策要員の非常招集	1.0.10-30
第 14 図	全面緊急事態時の情報発信体制	1.0.10-31
第 15 図	緊急時対策総本部及び原子力事業所災害対策支援拠点の構成	1.0.10-32
別紙 1	島根原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れ	1.0.10-33
別紙 2	自衛消防隊の体制について	1.0.10-40
別紙 3	重大事故等時における重大事故等に対処する要員の動き	1.0.10-46
別紙 4	緊急時対策所における主要な資機材一覧	1.0.10-47
別紙 5	緊急時対策要員による通報連絡について	1.0.10-48
別紙 6	原子力事業所災害対策支援拠点について	1.0.10-50
別紙 7	発電所構外からの要員の参集について	1.0.10-52
補足 1	2号当直副長又は1号当直主任による運転士への操作指示／確認手順 について	1.0.10-68
補足 2	発電所が締結している医療協定について	1.0.10-69
補足 3	送配電部門の法的分離に伴う本社原子力防災組織について...	1.0.10-70

1. 重大事故等対策に係る体制の概要

発電所において、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合、又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大の防止、その他必要な活動を円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時警戒体制、緊急時非常体制又は緊急時特別非常体制（以下総称して「緊急時体制」という。）を発令し、発電所長を緊急時対策本部長（以下「本部長」という。）とする緊急時対策本部を設置する。（第1表）

また、発電所における緊急時体制の発令を受けた本社は、本社における緊急時体制を発令し、本社に緊急時対策総本部を設置する。

発電用原子炉施設に異常が発生し、その状況が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。）である場合の通報、体制の発令、対策本部の設置等については、原災法第七条に基づき作成している島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画（以下「防災業務計画」という。）に定めている。

防災業務計画には、緊急時対策本部の設置、原子力防災要員を含む緊急時対策要員を置くこと、並びにこれを支援するため緊急時対策総本部を設置することを規定している。これらの組織により全社（全社とは、中国電力株式会社及び中国電力ネットワーク株式会社のことをいい、以下同様とする。）として原子力災害事前対策、緊急事態応急対策、及び原子力災害中長期対策を実施できるようにしておくことで、原災法第三条で求められる原子力事業者の責務を果たしている。

発電用原子炉施設の異常時には、緊急時対策本部の対応が事象収束に対して有効に機能するように、保安規定及び社内規程において、防災訓練等を通じて平時から機能の確認を行う。

以下に具体的な重大事故等時の体制について示す。

(1) 体制の特徴

緊急時対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、それぞれの役割分担、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電所における原子力防災組織は、その基本的な機能として、①意思決定・指揮、②情報収集・計画立案、③復旧対応、④プラント監視対応、⑤対外対応、⑥情報管理、⑦ロジスティック・リソース管理を有しており、①の責任者として本部長が当たり、②～⑦の機能ごとに責任者として「統括」を置いている。さらに、「統括」の下に機能班を配置し、それぞれの機能班に「班長」を置いている。

原子力防災組織の活動に当たり、各機能の責任者は情報収集を進め、それらの結果を踏まえ当面の活動目標を設定する（戦略会議の開催）。

あらかじめ定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限

は各統括又は各班長に委譲されており、各統括及び各班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

②～⑦の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相、また事故の進展や収束の状況により異なるが、プルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織とする。

(2) 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員である運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊を常時確保する。

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員及び協力会社社員で対応できるよう重大事故等に対処する要員を確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な重大事故等に対処する要員を非常招集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。

(3) 重大事故等対策における判断者及び操作者について

a. 判断者の明確化

重大事故等対策の判断はすべて発電所にて行うこととし、緊急時対策総本部は全社大での体制にて、発電所で実施される対策活動の支援を行う。

運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）に従い実施される事故時のプラント対応の判断は、当直副長が行う。一方、あらかじめ定めた手順によらない操作及び対応については、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を職務とする発電用原子炉主任技術者の助言を踏まえ、本部長が最終的に判断する。

なお、国及び自治体等の関係機関及び社外の支援組織との連携に係る対応の判断は、緊急時対策総本部長が行う。

緊急時対策本部で実施される対応の判断は、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。）上で役割分担に応じて定める責任者が行う。

プラントの同時発災時等において複数号炉での対応が必要な事象が発生した場合、運転操作手順書に従い実施される事故時のプラント対応の判断は、

当直副長が行い、緊急時対策本部は各プラントの状況（プラント監視班）や使用可能な設備（復旧班）、事象の進展（技術班）等の状況について戦略会議等で共有し、本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。なお、廃止措置号炉である1号炉については、1号炉の燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することとなるが、燃料プールの冷却機能を喪失した場合においても、燃料プールの水温が100℃に到達するのは約11日後と評価^{*}しているため、2号炉の対応が優先される。

※ 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」による。

b. 操作者の明確化

各種手順書は、運転員が使用する運転操作手順書と緊急時対策要員が使用する緊急時対策本部用手順書と、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操作に当たっては、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。

2. 島根原子力発電所における重大事故等対策に係る体制について

(1) 緊急時対策本部の体制概要

a. 発電所長の役割

発電所長は、緊急時対策本部の本部長として統括管理を行い、責任を持って、原子力防災の活動方針の決定を行う。なお、発電所長が不在の場合又は欠けた場合は、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。（第2表）

b. 緊急時対策本部の構成

(a) 緊急時対策本部

緊急時対策本部は、実施組織及び支援組織に区分される。さらに、支援組織は、技術支援組織及び運営支援組織に区分される。

実施組織は、重大事故等対策を実施する責任者としてプラント監視統括及び復旧統括を配置し、プラント監視統括のもと、プラント監視班及び当直（運転員）、復旧統括のもと、復旧班及び自衛消防隊で構成する。

支援組織のうち技術支援組織は、復旧計画の戦略立案及び発電所内外の放射能の状況把握等を行う責任者として技術統括を配置し、技術統括のもと、技術班及び放射線管理班で構成する。

支援組織のうち運営支援組織は、対外対応を行う責任者として広報統括、情報管理を行う責任者として情報統括及び緊急時対策本部の運営を支援する責任者として支援統括を配置し、広報統括のもと、報道班及び対外対応班、情報統括のもと、情報管理班及び通報班、支援統括のもと、支援班及び警備

班で構成する。

各班及び当直にはそれぞれ責任者である班長、当直副長を配置する。

統括及び班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下位の要員が代行するか又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することとし、具体的な代行者の配置については、上位の職位の要員が決定することをあらかじめ定める。

当直副長が欠けた場合は、当直長が当直副長の職務を兼務することをあらかじめ定める。

緊急時対策本部（全体体制）101名は、当社社員と給水確保、電源確保、燃料確保、アクセスルート確保、放射線管理及び消火対応に当たる協力会社社員（18名）で構成される。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、初動対応を行う重大事故等に対処する要員47名については、当社社員と給水確保、電源確保、燃料確保、アクセスルート確保、放射線管理及び消火対応に当たる自衛消防隊長及び協力会社社員（18名）等で構成する。

廃止措置号炉である1号炉は、すべての使用済燃料が1号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であり、対応作業までに時間的な余裕があるため、監視や運転操作対応については、号炉ごとに確立した指揮命令系統のもと、中央制御室に常駐している運転員により対応に当たる。

また、可搬型設備により1号炉の燃料プールへ注水する操作については、平日の勤務時間帯においては発電所内に勤務する緊急時対策要員、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、発電所外から参集した緊急時対策要員で2号炉の対応を優先しつつ対応に当たる。

<実施組織>

プラント監視統括：事故状況の把握の統括、事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言

プラント監視班：当直（運転員）からの重要パラメータの入手、事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供

当直（運転員）：事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転上の操作

復旧統括：可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧及び消火活動の統括

復旧班：事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備と操作並びに不具合設備の応急措置のための復旧作業方法の作成及び復旧作業の実施

自衛消防隊：消火活動
火災発生時には、発電所内に常駐する自衛消防隊（自衛

消防隊長及び初期消火要員)が初期消火活動を実施する。
(別紙2)

<技術支援組織>

- 技術統括： 原子炉の運転に関するデータの収集、分析及び評価の統括、原子炉の運転に関する具体的復旧方法、工程等作成の統括、発電所内外の放射線、放射性物質濃度の状況把握に係る測定の統括
- 技術班： 原子炉の運転に関するデータの収集、分析及び評価、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、原子炉の運転に関する具体的復旧方法、工程等作成
- 放射線管理班： 発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握に係る測定、放射性物質の影響範囲の推定、緊急時対策活動に係る立入禁止措置、退去措置、除染等の放射線管理並びに重大事故等に対処する要員・退避者の線量評価及び汚染拡大防止措置・除染

<運営支援組織>

- 広報統括： 報道機関対応支援、対外対応活動の統括
- 報道班： 緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援
- 対外対応班： 自治体からの問合せ対応、自治体派遣者の支援
- 情報統括： 関係機関への通報連絡、情報管理等の統括
- 情報管理班： 情報の収集、共有等
- 通報班： 関係機関への通報連絡等
- 支援統括： 緊急時対策本部の運営支援、警備対応の統括
- 支援班： 緊急時対策本部の運営支援、重大事故等に対処する要員の人員把握、避難誘導、資機材及び輸送手段の確保、救出・医療活動
- 警備班： 出入り管理及び警備当局対応、緊急車両の誘導

島根原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて別紙1に記す。また、原子力防災組織(重大事故等に対処する要員)の体制について第1図～第3図に、中央制御室の運転員の体制を第4図、第5図に、自衛消防隊の体制について別紙2に記す。

(b) 緊急時対策本部設置までの流れ

発電所において、警戒事態該当事象(その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原災法該当事象に至るおそれがある事象)、原災法該当事象が発生した場合、所長(原子力防災管理者)はただちに緊急時体制を発令するとともに本社電源事業本部部長(原子力管理)へ報告する。

情報統括は、緊急時対策本部を設置するため、重大事故等に対処する要員

を非常招集する。(第6図)

所長(原子力防災管理者)は、発電所における緊急時体制を発令した場合、速やかに緊急時対策本部を設置する。

なお、夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)において、当直長から事象の発生連絡を受けた連絡責任者は、所長(原子力防災管理者)に発生事象の報告を行うとともに、手順書に従い、要員招集システムを用いて重大事故等に対処する要員の非常招集を行う。

c. 重大事故等に対処する要員が活動する施設

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策本部における実施組織及び支援組織が関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施するために、以下の施設及び設備を整備する。これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設又は設備を使用することによって発電用原子炉の状態を確認し、必要な所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等対処のため夜間においても速やかに現場へ移動する。なお、これらは重大事故等への対応における各班、要員数を踏まえ数量を決定し、原子力防災訓練において、適切に活動を実施できる数量であることを確認している。(別紙3, 別紙4)

(a) 支援組織の活動に必要な施設及び設備

重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム(S P D S)、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, I P-電話機, I P-F A X)、衛星電話設備及び無線通信設備等を備えた緊急時対策所を整備する。

(b) 実施組織の活動に必要な施設及び設備

中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、有線式通信設備、無線通信設備及び衛星電話設備等を整備する。

また、電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるよう可搬型照明設備を整備する。

(2) 緊急時対策本部の要員参集

平日の勤務時間帯に緊急時体制が発令された場合、電話、所内通信連絡設備等にて発電所構内の重大事故等に対処する要員に対して非常招集を行い、緊急時対策本部を設置したうえで活動を実施する。島根原子力発電所では、中長期的な対応も交替できるよう運転員以外の発電所員についてもほぼ全員(約450名)が緊急時対策要員であることから、平日の勤務時間帯での要員確保は可能である。

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に緊急時体制が発令された場合、要

員招集システムを用いて緊急時対策本部体制を構成する重大事故等に対処する要員に対し非常招集を行うとともに、緊急時対策本部体制が構築されるまでの間については、発電所内に常駐している重大事故等に対処する要員による初動体制を確立し、迅速な対応を図る。

また、平日の勤務時間帯、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合においても、重大事故等に対処する要員は、非常招集時、原則緊急時対策所に参集する。

以下、発電所構内の要員数が少なくなる夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における緊急時体制発令時の体制について記載する。

a. 運転員

2号炉について、中央制御室の運転員は、当直長1名、当直副長1名、運転士2名、及び補助運転士3名の計7名/直を配置している。（第4図）

2号炉の運転停止中^{*1}については、運転員を5名（第5図）とする。

なお、廃止措置号炉である1号炉は、当直主任1名及び補助運転士1名の計2名/直を配置している。

※1 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

重大事故等時には2号当直副長が、重大事故等対策に係る運転操作に関する指揮・命令・判断を行い、中央制御室で運転操作を行う運転員及び現場で対応する運転員は、2号当直副長の指示のもと重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。当直長は、適宜、緊急時対策本部のプラント監視班長又は連絡責任者と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

2号炉停止中の運転員の数は、2号炉運転中の運転員の数より少ないが、当直内の役割分担及び指揮命令系統は維持される。

なお、廃止措置号炉である1号炉との同時被災時には、1号炉はすべての使用済燃料が1号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であることから、監視や運転操作対象が1号炉の燃料プールに限定されること及び運転操作指揮を1号炉の当直主任が行うことにより、2号炉の重大事故等の指揮において、情報の混乱や指揮命令が遅れることはない。

当直長は、適宜、緊急時対策本部のプラント監視班長又は連絡責任者と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

また、当直主任及び運転士は中央制御室内のプラント操作・監視、現場操作の指示を行い、運転士及び補助運転士は2名以上が1組で現場操作を行う。

なお、運転員の勤務形態は、通常サイクル5班2交替で運用しており、重大事故等時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、通常時と同様の勤務形態を継続することとしていること及び重大事故の対応に当たっては号炉ごとに完結できるよう、2号炉は中央制御室運転

員2名、現場運転員4名（2人1組で2チーム）の体制を整えていること、また作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから、特定の運転員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

また、1号炉は、当直長（2号炉との兼任）のもと2名の運転員が当直業務を行っており、発電所に緊急時体制が発令された場合、必要に応じて速やかに1号炉の燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することにより、2号炉との同時被災の場合にも適切に対応できる。具体的には、燃料プール水位の監視を実施するとともに、スロッシングや燃料プールの損傷による水位低下に対し、常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必要な措置を実施する。

1号炉の燃料プールへ注水する操作については、発電所外から参集要員が参集した時点で対応に当たる。

b. 発電所内に常駐している緊急時対策要員及び自衛消防隊

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）には、発電所内に常駐している緊急時対策所での対応を行う要員5名（意思決定・指揮を行う要員1名、対外対応・情報管理を行う要員4名）、現場での対応を行う復旧班要員28名（電源確保要員3名、給水確保要員6名、送水確保要員6名、燃料確保要員4名、アクセスルート確保要員2名、自衛消防隊長1名、消防チーム6名）、チェンジングエリアの設営等を行う放射線管理要員3名及び中央制御室が機能しない場合に対応を行う運転補助要員2名の合計38名を非常招集し、緊急時対策本部の初動体制を確立するとともに、各要員は任務に応じた対応を行う。（第2図）

なお、緊急時対策要員及び自衛消防隊38名が発電所内に常駐しており、重大事故等時においても、中長期での緊急時対策所や現場での対応に支障が出ることがないように、緊急時対策要員及び自衛消防隊は交替で対応可能な人員を確保していること及び重大事故等の対応に当たっては作業ごとに対応可能な要員を確保し、対応する手順において役割と分担を明確化していること、また、作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから、特定の現場要員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

また、廃止措置号炉である1号炉は、すべての使用済燃料が1号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であり、対応作業までに時間的な余裕があるため、監視や運転操作対応については、号炉ごとに確立した指揮命令系統のもと、中央制御室に常駐している運転員により対応に当たる。

また、可搬型設備により1号炉の燃料プールへ注水する操作については、平日の勤務時間帯においては発電所内に勤務する緊急時対策要員、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、発電所外から参集した緊急時対策要員で2号炉の対応を優先しつつ対応に当たる。

c. 発電所外から発電所に参集する重大事故等に対処する要員

(a) 非常招集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に、発電所外にいる重大事故等に対処する要員を速やかに非常招集するため、「要員招集システム」、「通信連絡手段」等を活用し、要員の非常招集を行う。（第7図）

松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合には、社内規程に基づき、非常招集連絡がなくても自主的に発電所に参集する。

地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保したうえで参集する。

集合場所は、基本的には構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）とするが、発電所の状況が入手できる場合は、直接発電所へ参集可能とする。

構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に参集した重大事故等に対処する要員は、緊急時対策本部と非常招集に係る以下の確認、調整を行い、発電所に集団で移動する。（第9図）

- ①発電所の状況（発電所への移動が可能なプラント状況かどうか（格納容器ベントの実施見通し）、発電所に行くための必要な装備（放射線防護服、マスク、線量計を含む。））
- ②その他発電所で得られた情報（発電所への移動に関する道路状況等、移動するうえで有益な情報）
- ③発電所へ移動する人の情報（人数、体調、移動手段（徒歩、車両）、連絡先）

(b) 非常招集となる要員

緊急時対策本部（全体体制）については、発電所員約540名のうち、約390名（令和3年3月現在）が10km圏内に在住しており、数時間で相当数の要員の非常招集が可能である。（別紙7）

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合の重大事故等に対処する要員の参集動向（所在場所（準備時間を含む。）～集合場所（情報収集時間を含む。）～発電所までの参集に要する時間）を評価した結果、要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合かつ、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休であっても、7時間以内に参集可能な重大事故等に対処する要員は150名以上（発電所員約540名の約3割）と考えられる。このことから、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の初動体制の拡大を図り、長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54名^{※2}）は、要員参集の目安としている8時間以内に確保可能であることを確認した。

※2 要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

非常招集により参集した重大事故等に対処する要員の中から状況に応じて必要要員を確保し、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制から緊急時対策本部の体制に移行する。なお、残りの要員については交替要員として待機させる。

d. 自衛消防隊

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に火災が発生した際、発電所に常駐している自衛消防隊長及び初期消火要員による初期消火活動を実施する。

初期消火要員は、常時 10 名以上で編成し、当直長 1 名、運転員 2 名、連絡責任者 1 名、誘導員 1 名及び消防チーム（初期消火活動を専任とする）6 名を配置している。

重大事故等に対処する要員参集後は、自衛消防隊長 1 名、消防チーム 6 名に、参集した消火班 8 名も加わった自衛消防体制を構築する。

重大事故等の対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が発生した場合には、緊急時対策要員のうち、給水・送水確保要員 6 名を活用するが、消火活動が終了した時点で、自衛消防隊長の判断により速やかに重大事故等の対応に係る現場操作に戻ることにしている。

上記の体制を構築することにより、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に火災が発生した際にも、重大事故等の対応に影響を及ぼすことがないようにする。（別紙 2）

(3) 通報連絡

緊急時体制が発令された場合の通報連絡は情報管理班及び通報班が行うが、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合、発電所に常駐している連絡責任者 1 名、連絡担当者 3 名の計 4 名で行うものとし、内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長、鳥取県知事及びその他定められた通報連絡先に、所定の様式により F A X を用いて一斉送信することにより、複数地点への連絡を迅速に行う体制とする。（別紙 5）

a. 内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事に対しては、電話で F A X の着信の確認を行うとともに、その他通報連絡先へも F A X を送信した旨を連絡する。

b. その後、重大事故等に対処する要員の招集で、参集した情報管理班及び通報班の要員確保により、更なる時間短縮を図る。

(4) 緊急時対策本部内における各機能班との情報共有について

緊急時対策本部内における各機能班、緊急時対策総本部との基本的な情報共有方法は以下のとおりである。今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。（第 10 図）

a. プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有

- ①プラント監視班が安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用い，当直長又は当直副長からプラント状況を逐次入手し，ホワイトボード等に記載するとともに，主要な情報について緊急時対策本部内全体に共有するため発話する。
- ②技術班は，SPDSデータ表示装置をもとにプラントパラメータを確認し，状況把握，今後の進展予測及び中期的な対応・戦略を検討する。
- ③各機能班は，適宜，入手したプラント状況，周辺状況，重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに，適宜OA機器（パーソナルコンピュータ等）内の共通様式に入力することで，緊急時対策本部内の全要員，緊急時対策総本部との情報共有を図る。
- ④プラント監視統括，復旧統括は，配下の各機能班の発話，SPDSデータ表示装置をもとに全体の状況把握，今後の進展予測・戦略検討に努めるとともに，定期的に配下の各班長に対して，プラント状況，今後の対応方針について説明し，状況認識，対応方針を共有する。
- ⑤本部長は，定期的に各統括と対外対応を含む対応戦略等を協議し，その結果を本部席から緊急時対策本部内の全要員に向けて発話し，全体の共有を図る。
- ⑥情報管理班を中心に，本部長，各統括の発話内容をOA機器内の共通様式に入力し，発信情報，意思決定，指示事項等の情報を更新することにより，情報共有を図る。

b. 指示・命令，報告

- ①各機能班は，各々の責任と権限があらかじめ定められており，本部席での発話や他の機能班から直接聴取，OA機器内の共通様式からの情報に基づき，自律的に自班の業務に関する検討・対応を行うとともに，その対応状況をホワイトボード等への記載，並びにOA機器内の共通様式に入力することで，緊急時対策本部内の情報共有を図る。また，重要な情報について上司である統括へ報告するが，無用な発話，統括への報告・連絡・相談で緊急時対策本部内の情報共有を阻害しないように配慮している。
- ②各統括は，配下の各班長から報告を受け，各班長に指示・命令を行うとともに，重要な情報について，適宜本部席で発話することで情報共有する。
- ③本部長は，各統括からの発話，報告を受け，適宜指示・命令を出す。
- ④情報管理班を中心に，本部長，各統括の指示・命令，報告，発話内容をOA機器内の共通様式に入力することで，緊急時対策本部内の全要員，緊急時対策総本部との情報共有を図る。

c. 緊急時対策総本部との情報共有

緊急時対策本部と緊急時対策総本部の情報共有は，テレビ会議システム，通

信連絡設備，OA機器内の共通様式を用いて行う。

(5) 交替要員の考え方

平日の勤務時間帯に緊急時体制が発令された場合，電話，所内通信連絡設備等にて発電所構内の重大事故等に対処する要員に対して非常招集を行う。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合，発電所内に宿直している運転員7名及び緊急時対策要員及び自衛消防隊の初動要員38名にて初期対応を実施する（第2図）。それ以外の重大事故等に対処する要員は，要員招集システムにより非常招集される（第7図）。（2）緊急時対策本部の要員参集 c. 発電所外から発電所に参集する重大事故等に対処する要員 参照）

発電用原子炉主任技術者については，重大事故等の発生連絡を受けた後，速やかに緊急時対策本部に駆けつけられるよう，早期に非常招集が可能なエリア（松江市）に発電用原子炉主任技術者又は代行者を1名待機させる。

発電用原子炉主任技術者は，参集途上であっても通信連絡設備（衛星電話設備（携帯型）等）を携行することにより，緊急時対策本部からプラントの状況，対策の状況等の情報連絡が受けられるとともに自ら確認することができる。

また，初動後の交替についても考慮し，主要な統括・班長，発電用原子炉主任技術者の交替要員についても，発電所への参集が可能となるよう配慮する。

平日の勤務時間帯，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）のいずれの場合も，参集する重大事故等に対処する要員は時間の経過に伴って増加し全体体制の要員数（101名：第1図）以上になる。このため，長期的対応に備えて，対応者と待機者を人選する（第8図，別紙7）。

必要人数を発電所に残し，残りは発電所外（原子力事業所災害対策支援拠点，自宅等）で待機し，基本的に12時間（目途）ごとに発電所外で待機している要員と交替することで長期的な対応にも対処可能な体制を構築する。

なお，格納容器ベントに伴うプルーム通過時には，必要な活動に対して交替要員を考慮した最小限の要員を緊急時対策所及び中央制御室に合計69名が待機する。

緊急時対策所には，64名（内訳：主要な本部員，統括，班長，発電用原子炉主任技術者等の23名とその交替要員23名，中央制御室から待避4名，現場から待避14名）が待機し，中央制御室待避室には同様に5名（内訳：当直長1名，2号当直副長1名，2号当直主任又は2号運転士1名，2号補助運転士2名）が待機する。なお，プルーム通過中は，現場対応は行わないが，緊急時対策所の各班の機能は維持される（第3図）。

(6) 格納容器ベントに伴うプルーム通過前後の体制の移行

a. プルーム通過前

緊急時対策本部の体制は，格納容器ベントに伴うプルームの通過に備え，プルーム通過前に緊急時対策本部の体制を変更する。プルーム通過時におい

ても緊急時対策所に必要な重大事故等に対処する要員を残し、それ以外の重大事故等に対処する要員は事前に原子力事業所災害対策支援拠点等に一時退避する。

中央制御室の運転員は、プルーム通過中の監視に必要な要員を除き緊急時対策所に待避する。中央制御室で監視に当たる運転員は、中央制御室待避室を正圧化させてプルームの通過に備える。

b. プルーム通過中

プルーム通過中は、重大事故等の現場対応は実施できないが、緊急時対策所における緊急時対策本部の本部長及び各統括・班長による本部体制及び各班の機能は維持され、SPDSデータ表示装置や監視カメラ等を用いてプラント状況や周囲状況の把握及び作業再開後の対応について、緊急時対策所内で議論される。プルーム通過後の作業再開は、可搬式モニタリング・ポスト等の指示が減少に転じ、指示が安定したことをもって判断する。

c. プルーム通過後

プルームの通過が判断され次第、緊急時対策所の空調を緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧状態から緊急時対策所空気浄化送風機への切替えを行い、緊急時対策所のチェンジングエリアの運用を再開する。

プルーム通過前に緊急時対策所に待避していた中央制御室の運転員は、プルーム通過後、中央制御室のチェンジングエリアの運用が再開され次第中央制御室に移動する。また、原子力事業所災害対策支援拠点等に退避していた重大事故等に対処する要員を、本部長は緊急時対策本部の体制をプルーム通過時の体制から重大事故等時の対応体制に戻すことに合わせ、発電所に要員を招集する。

3. 発電所外における重大事故等対策に係る体制について

発電所において緊急時体制の発令を受けた場合、緊急時対策総本部及び原子力事業所災害対策支援拠点において、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する体制を構築する。（第11図）

以下に発電所外における体制について示す。

(1) 緊急時対策総本部

a. 緊急時対策総本部の体制概要

(a) 社長の役割

社長は、緊急時対策総本部の総本部長として統括管理を行い、全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため緊急時対策総本部長としてその職務を行う。なお、社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、緊急時対策総本部の副総本部長がその職務を代行する。

(b) 緊急時対策総本部の構成

緊急時対策総本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体

制にて、重大事故等の拡大防止を図り、事故により放射性物質を環境に放出することを防止するために、特に中長期の対応について緊急時対策本部の活動を支援することとし、事故進展評価及び放射線管理に関する支援の他、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう緊急時対策本部が必要とする資機材や人員の手配・輸送、社内外の情報収集及び災害状況の把握、報道機関への情報発信、原子力緊急事態支援組織等関係機関への連絡、原子力事業所災害対策支援拠点の選定・運営、他の原子力事業者等への応援要請やプラントメーカー等からの対策支援対応等、技術面・運用面で支援する体制を整備する。(第12図)

- 統括班 : 緊急時対策総本部指令の伝達、情報収集、社外関係個所への連絡及び関係官庁等への報告連絡、応急措置の検討、統合原子力防災ネットワークの接続確保、その他緊急時対策総本部運営に関する事項
- 放射線班 : 放射線被ばく状況の把握・推定、原子力災害医療、その他放射線管理に関する事項
- 技術班 : 事故状況の把握・評価、統括班支援
- 広報班 : 報道機関対応、お客さまへの広報関係、社外諸団体との折衝
- 総務班 : 食料等の調達及び宿泊施設の手配、被害申出窓口の開設
- 警備班 : 警備関係
- 資材班 : 応急復旧用資機材及び輸送手段の確保、その他必要な物品の調達
- 労務班 : 従業員・応援者の健康管理、作業服の調達
- 外部電源復旧班 : 送電設備被害・復旧状況の把握、送電設備の応急措置・復旧対策の検討、発電所保安用外部電源の送電確保に係る需給運用
- 通信班 : 保安通信回線の確保
- 情報システム班 : 情報共有システムの維持管理
- 支援班 : 原子力事業所災害対策支援拠点の設営、運営、情報収集、要員の入退域管理、資機材の調達、輸送、その他原子力災害対策活動の後方支援
- 支援班 (東京支社) : 中央官庁等対応、原子力規制庁緊急時対応センターへの派遣
- 地域対応班 : 原子力防災活動における関係自治体との連携、原子力事業者間協力協定に基づく他電力との防災活動の連携

b. 緊急時対策総本部設置までの流れ

発電所において、緊急時体制の発令に該当する事象が発生した場合、所長(原子力防災管理者)はただちに緊急時体制を発令するとともに本社電源事業本部部長(原子力管理)へ報告する。

報告を受けた本社電源事業本部部長（原子力管理）はただちに社長に報告し、社長は本社における緊急時体制を発令する。

本社電源事業本部部長（原子力管理）は、緊急時対策総本部を設置するため、本社緊急時対策要員を非常招集する。（第13図）

社長は、本社における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに緊急時対策総本部を設置する。

なお、緊急時対策総本部の要員は、主に広島市内に居住していることから、発電所において大規模な自然災害が発生した場合でも容易に参集できる。

c. 広報活動

原子力災害発生時における広報活動については、原災法第十六条第一項に基づき設置される原子力災害対策本部（全面緊急事態時の場合）と連携することとしており、原子力規制庁緊急時対応センター（ERC）及びオフサイトセンターとの情報発信体制を構築し、緊急時対策総本部にて対応を行う。（第14図）

また、近隣住民を含めた広範囲の住民からの問い合わせについては、相談窓口等で対応を行い、記者会見情報等についてはホームページ等を活用し、情報発信する。

(2) 原子力事業所災害対策支援拠点

発電所構内には、7日間外部支援なしに災害対応が可能な資機材として、必要な数量の食料、飲料水、防護具類（汚染防護服、ゴム手袋、全面マスク等）、燃料を配備している。

また、発電所において緊急時体制が発令された場合、発電所外からの支援体制として、以下のとおり原子力事業所災害対策支援拠点を整備している。

社長は、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援するために、原災法該当事象の通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本社統括班長に指示する。

本社統括班長は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮したうえで原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。（別紙6）

本社支援班長は、原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点を運営し、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する。

原子力事業所災害対策支援拠点へ派遣された要員は、支援拠点指揮者の指揮の下、それぞれの役割に基づき活動を行う。（第15図）

また、事態の長期化による作業員等の増員に伴って増加する放射線管理業務等を行うための追加要員（24時間対応及び交替要員含む。）については、全社大

からの支援要員で対応することを基本とする。

(3) 中長期的な体制

重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、緊急時対策総本部が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

具体的には、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）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。

第1表 体制の区分と緊急時活動レベル (EAL)

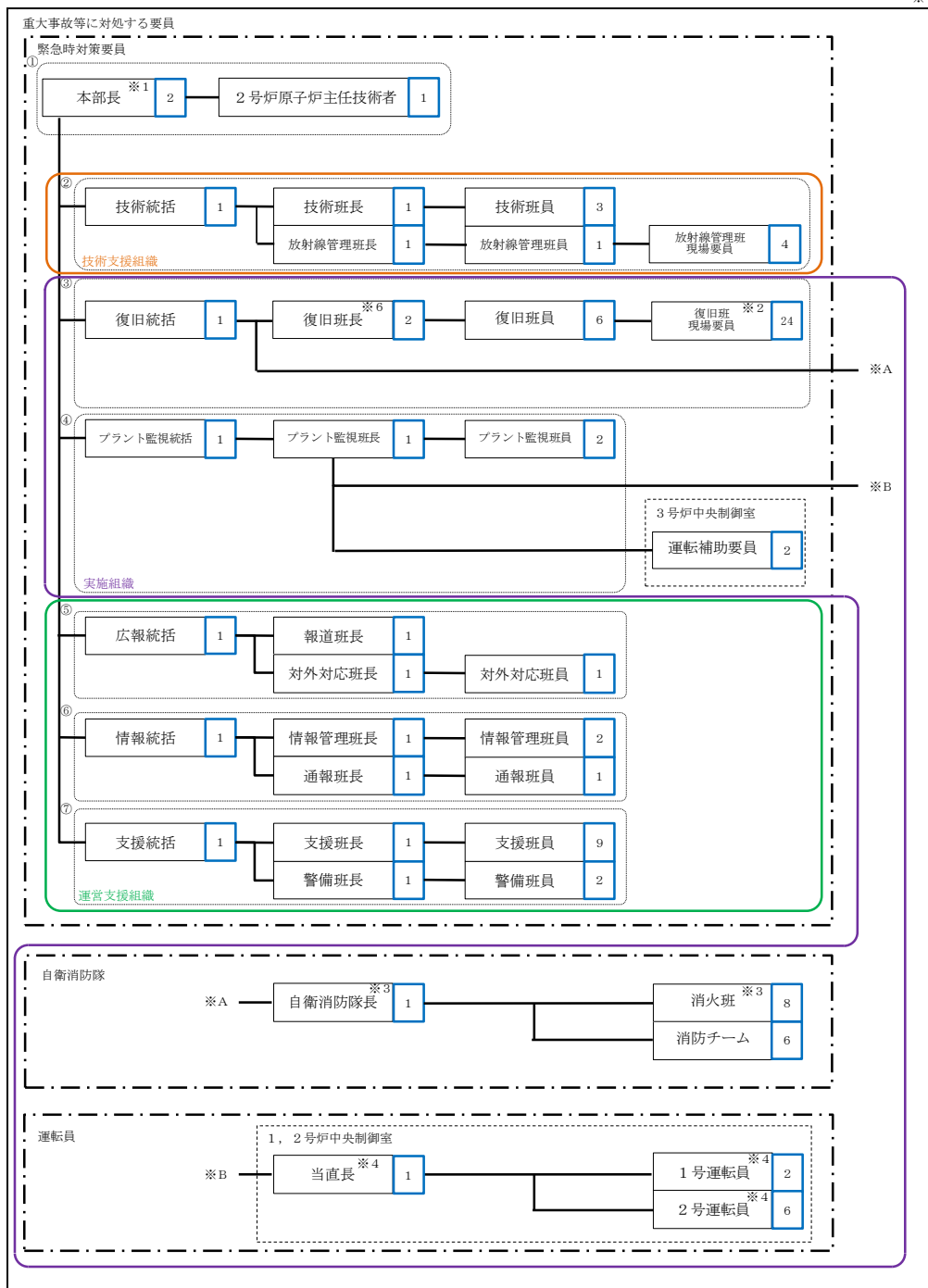
体制	緊急事態区分	異常・緊急時の情勢	施設状況	事象の種類
緊急時警戒体制	警戒事態	原子力防災管理者が指針の警戒事態を判断する規定に基づく連絡基準に該当する事態の発生に、又は自ら発見したとき。	その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれ緊急のものではないが、原子力施設における異常事態の発生又はそのおそれがあるため、情報収集や、緊急時モニタリングの準備、施設敷地緊急事態要避難者の避難等の防護措置の準備を開始する必要がある事態	(AL30) 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ (AL42) 単一障壁の喪失又は喪失のおそれ (AL51) 原子炉制御室他の機能喪失のおそれ (AL52) 所内外通信連絡機能の一部喪失 (AL53) 重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ ○外的な事象による原子力施設への影響
緊急時非常体制	施設敷地緊急事態 (原災法第十条事象)	原子力防災管理者が原災法第十条の規定及び指針の施設敷地緊急事態を判断する規定に基づく通報基準に該当する事態の発生に、又は自ら発見したとき。	原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が生じたため、原子力施設周辺において緊急時に備えた避難等の主な防護措置の準備を開始する必要がある事態	(SE27) 直流電源の部分喪失 (SE29) 停止中の原子炉冷却機能の喪失 (SE30) 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 (SE41) 格納容器健全性喪失のおそれ (SE42) 2つの障壁の喪失又は喪失のおそれ (SE43) 原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用 (SE51) 原子炉制御室他の一部の機能喪失・警報喪失 (SE52) 所内外通信連絡機能の全ての喪失 (SE53) 火災・溢水による安全機能の一部喪失 (SE55) 防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生
緊急時特別非常体制	全面緊急事態 (原災法第十五条事象)	原子力防災管理者が原災法第十五条の規定に基づき原子力緊急事態宣言発令の基準及び指針の全面緊急事態を判断する規定に基づく通報基準に該当する事態の発生に、又は自ら発見したとき。	原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が生じたため、重篤な確定的影響を回避し又は最小化するため、及び確率的影響のリスクを低減するため、迅速な防護措置を実施する必要がある事態	(GE25) 非常用交流高圧母線の1時間以上喪失 (GE27) 全直流電源の5分以上喪失 (GE28) 炉心損傷の検出 (GE29) 停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE30) 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE41) 格納容器圧力の異常上昇 (GE42) 2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失のおそれ (GE51) 原子炉制御室他の機能喪失・警報喪失 (GE55) 住民の避難を開始する必要がある事象発生

※EAL:Emergency Action Level AL:Alert SE:Site area Emergency GE:General Emergency

第2表 本部長不在時の代行順位

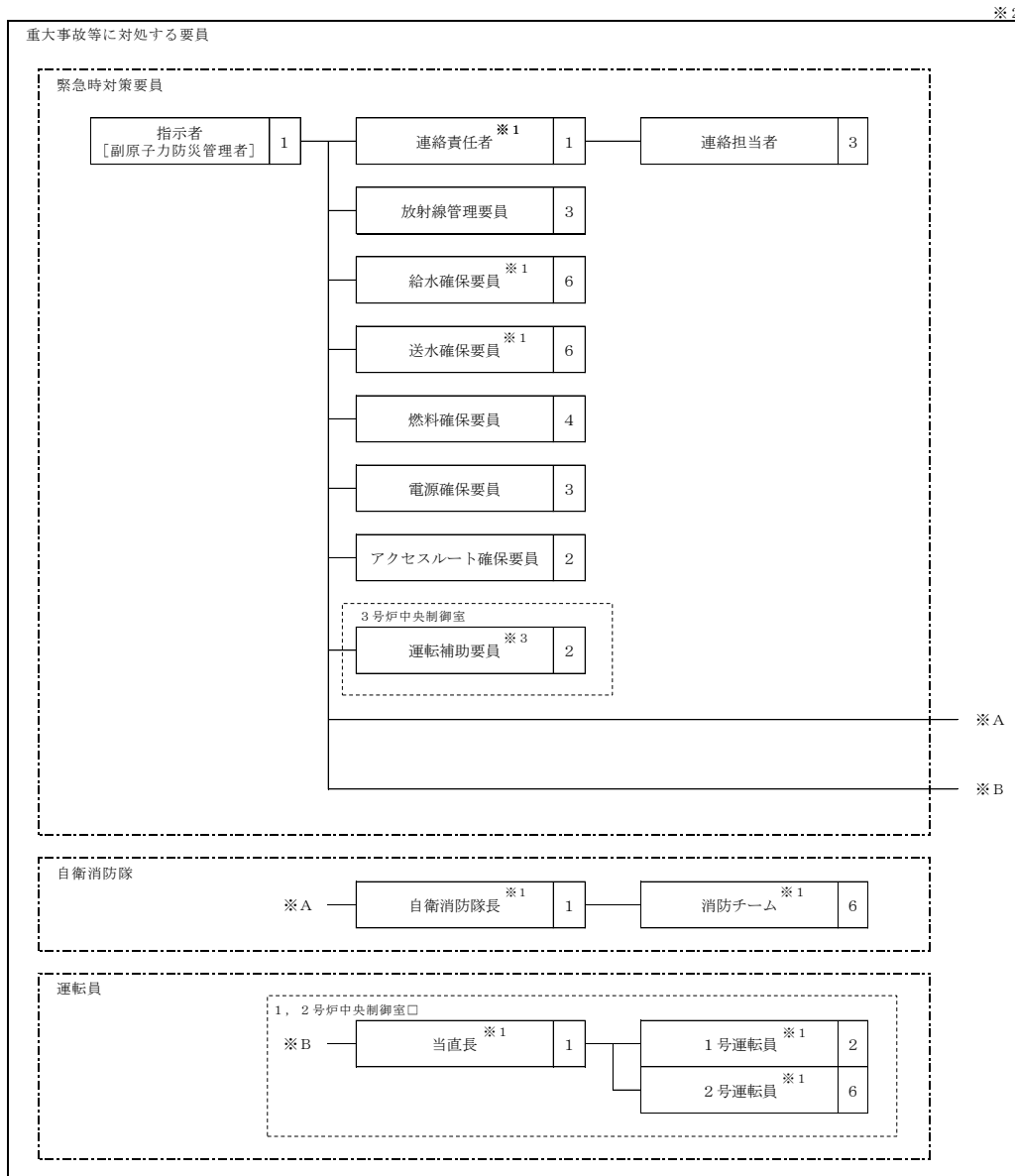
代行順位	役職
1	副所長（技術全般）
2	副所長（3号試運転）
3	技術部長
4	保修部長
5	発電部長
6	廃止措置・環境管理部長
7	保修部課長（保修管理）
8	保修部課長（保修技術）
9	保修部課長（SA工事プロジェクト）
10	保修部課長（電気）
11	保修部課長（計装）
12	保修部課長（原子炉）
13	保修部課長（タービン）
14	保修部課長（3号電気）
15	保修部課長（3号機械）

※ 役職については、組織見直し等により変更される場合がある。



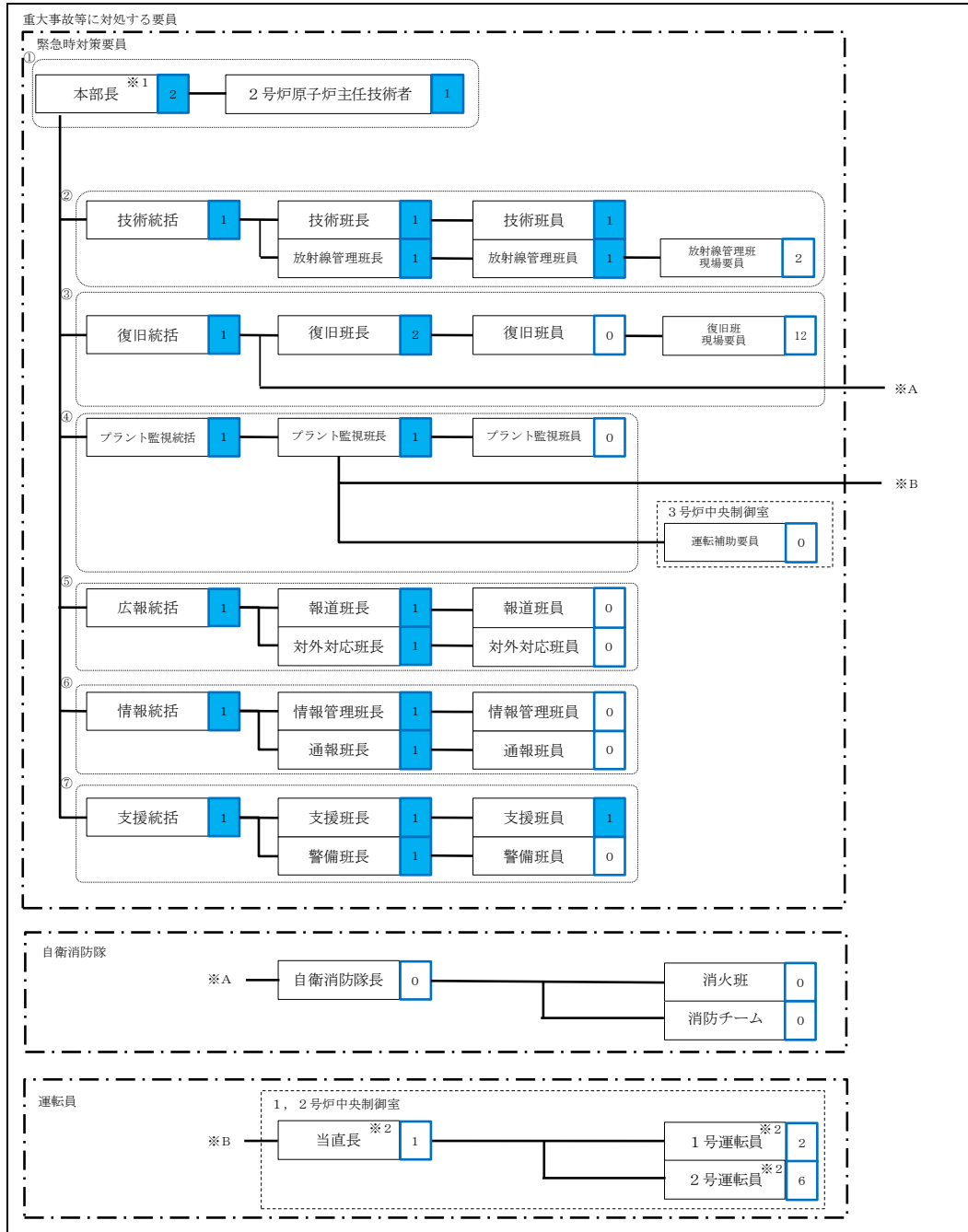
- ※1 本部長含む。
 - ※2 役割に応じたチームを編成する。
 - ※3 火災発生時以外は復旧班員として活動を行う。
 - ※4 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
 - ※5 1, 2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
 - ※6 復旧班長2名のうち1名が、1号復旧対応を実施する際に、必要な指示を実施する。
 - は人数を示す
- ①：意思決定・指揮
 - ②：情報収集・計画立案
 - ③：復旧対応
 - ④：プラント監視対応
 - ⑤：対外対応
 - ⑥：情報管理
 - ⑦：ロジスティック・リソース管理

第1図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（要員参集後）



- ※1 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
- ※2 1, 2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
- ※3 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、1, 2号炉中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合に活動を期待する要員。

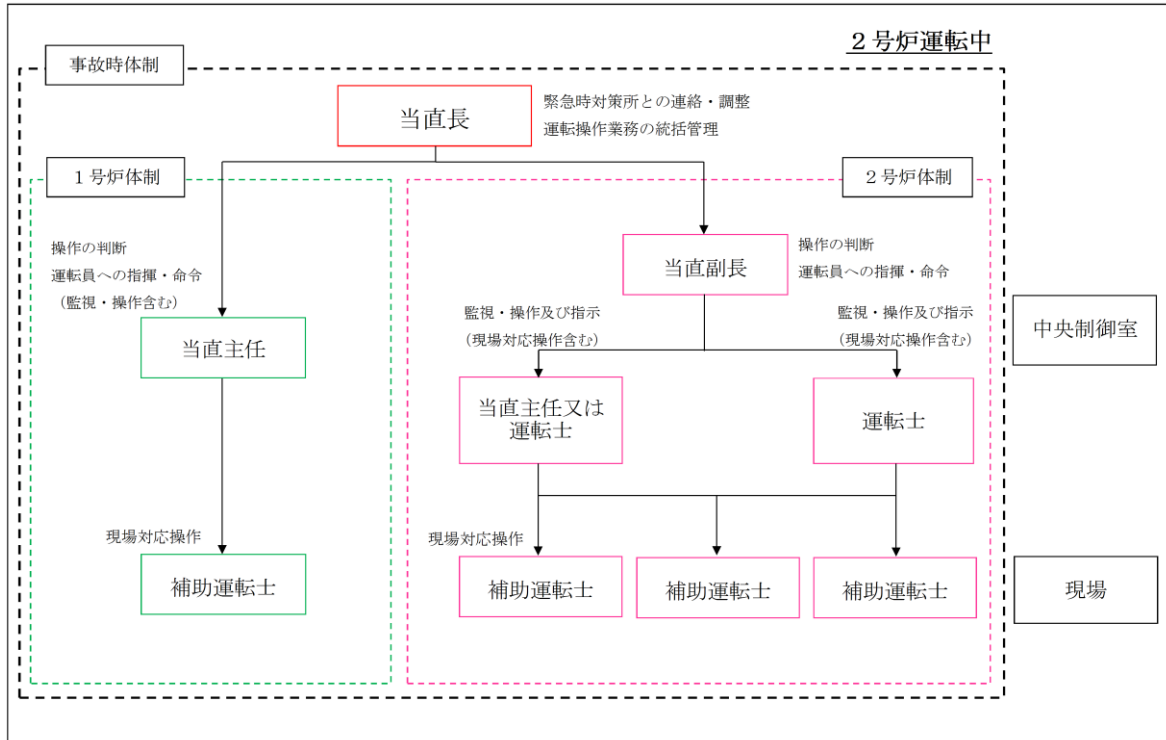
第2図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（夜間及び休日）



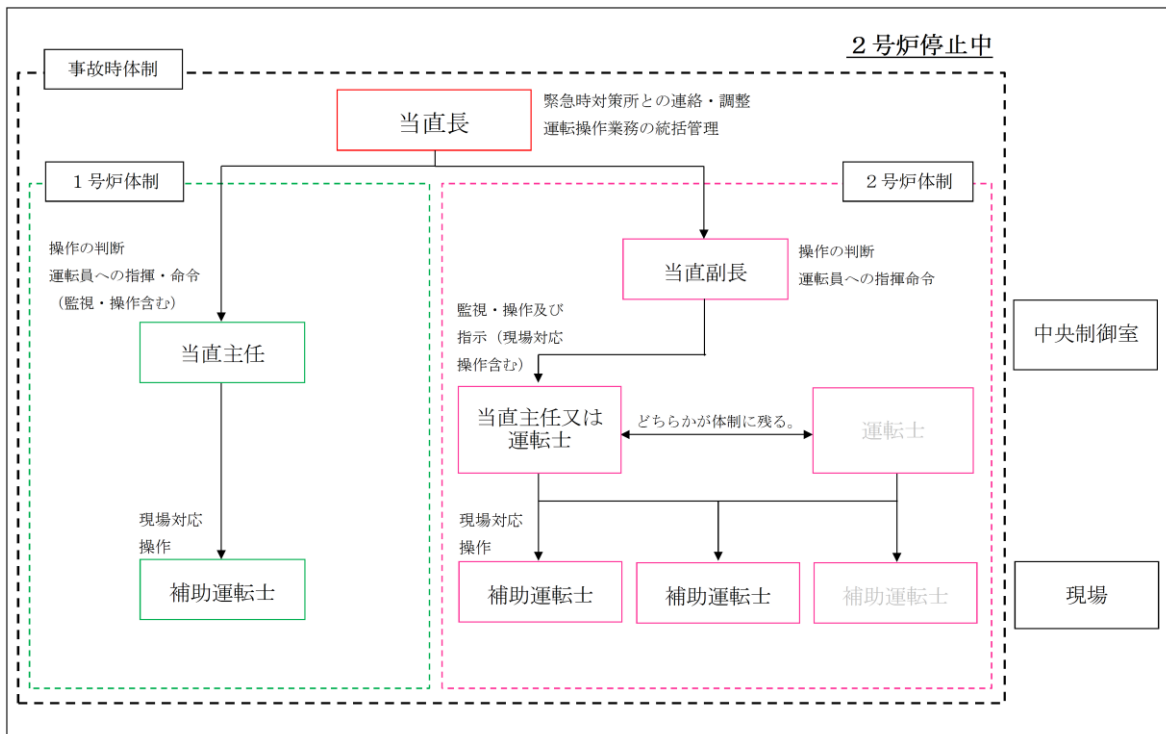
- ※1 本部長含む。
 - ※2 プルーム通過時、中央制御室待避室に当直長1名及び2号運転員4名がとどまり、1号運転員2名と2号運転員2名は、緊急時対策所に待避する。
 - ※3 1、2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
- は人数を示す
■ は交替要員あり

- ①：意思決定・指揮
- ②：情報収集・計画立案
- ③：復旧対応
- ④：プラント監視対応
- ⑤：対外対応
- ⑥：情報管理
- ⑦：ロジスティック・リソース管理

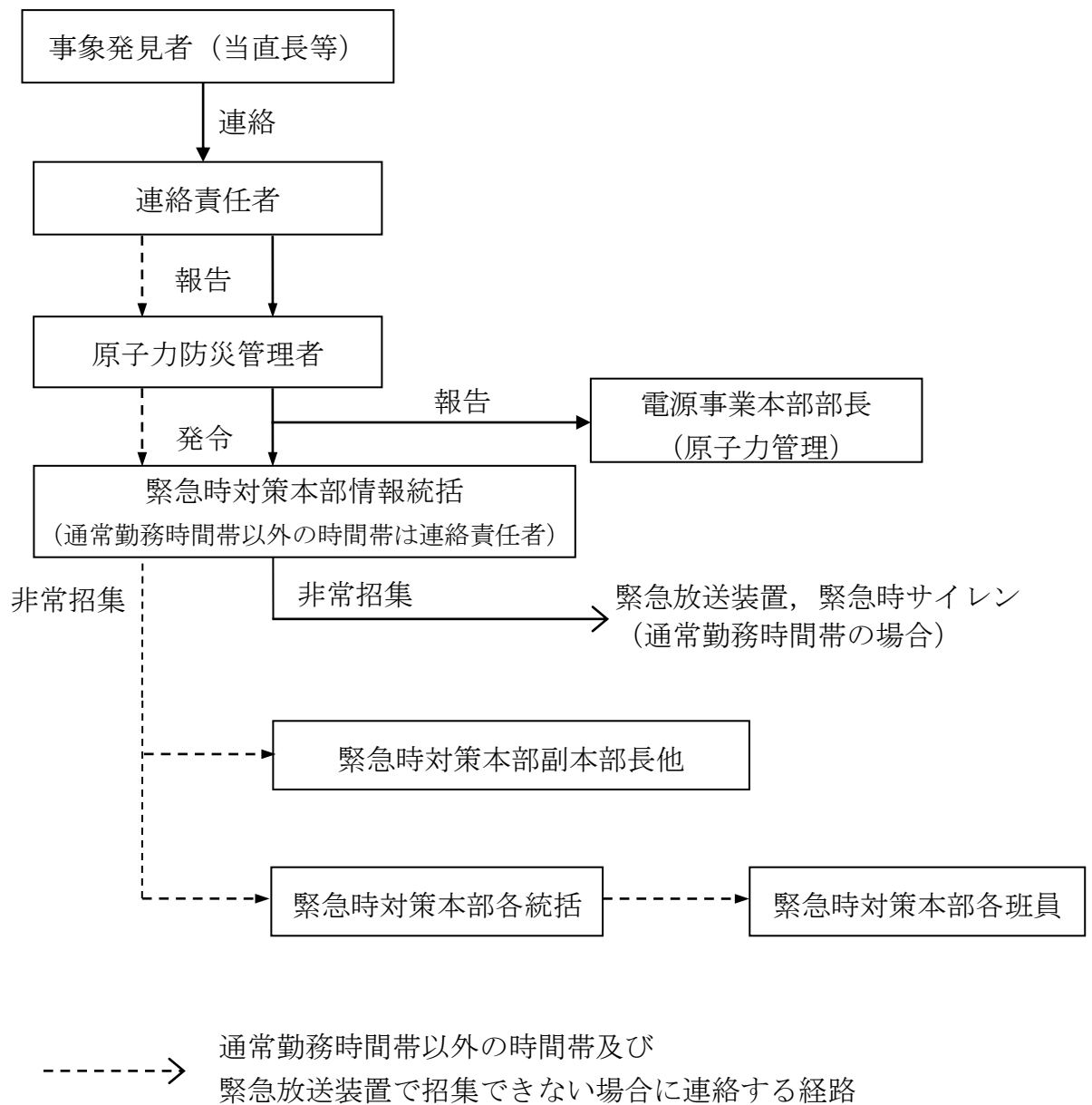
第3図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（プルーム通過時）



第4図 中央制御室運転員の体制（2号炉運転中の場合）



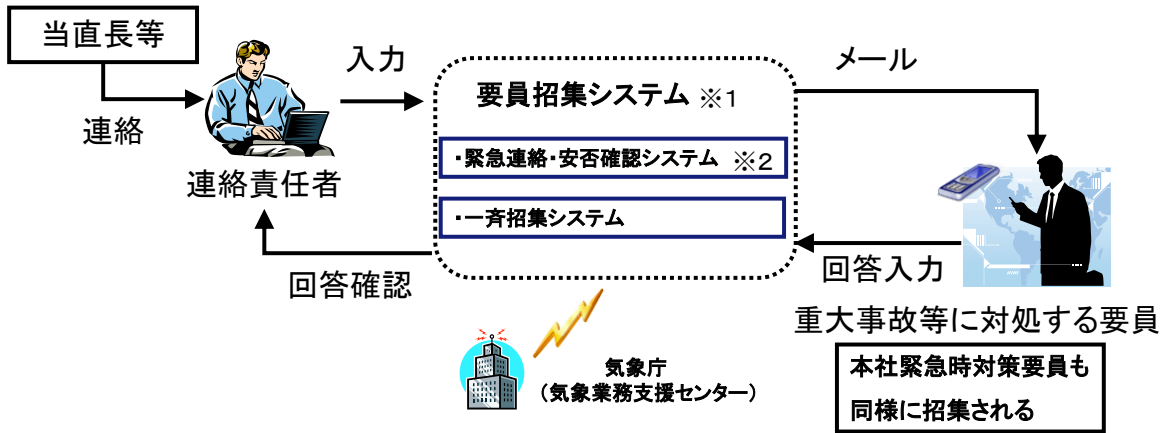
第5図 中央制御室運転員の体制（2号炉停止中の場合）



第6図 発電所における体制発令と重大事故等に対処する要員の非常招集

■ 要員招集システムによる対応要員の招集

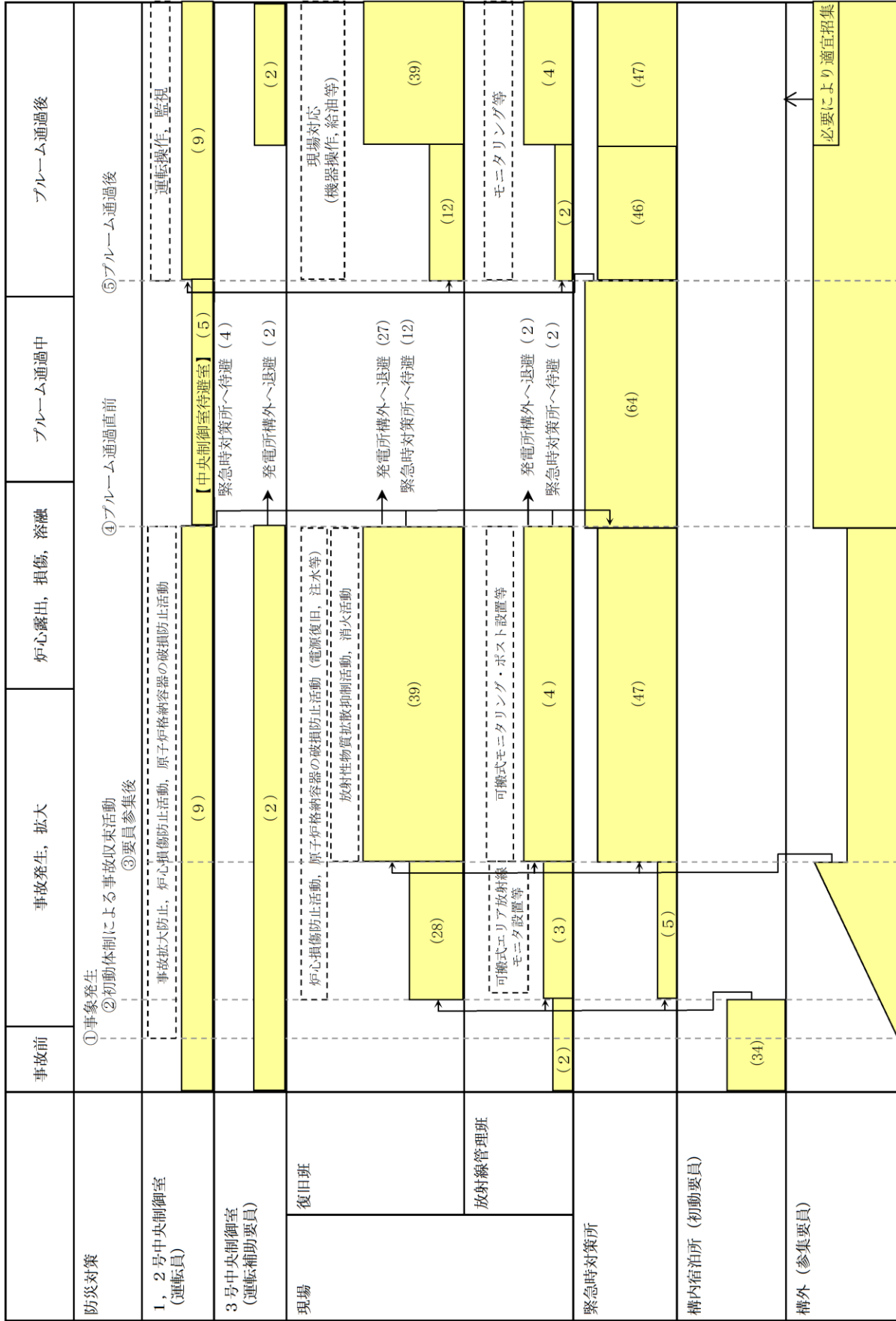
連絡責任者が要員招集システムを操作し、招集メールを発信する。



※1 発電所沿岸で津波警報, 大津波警報が発令された場合は気象庁の情報により要員招集システムからも招集メールが自動配信される。

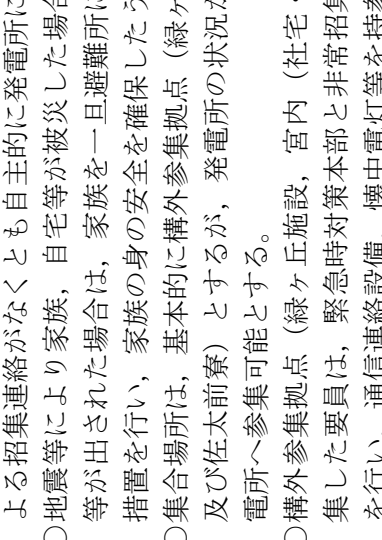
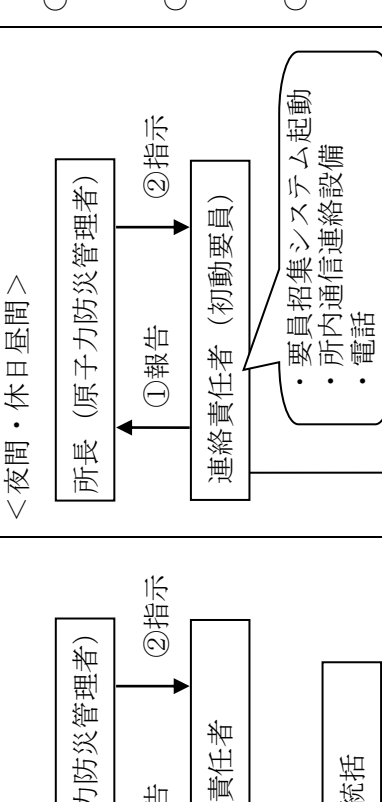
※2 松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合, 自主的に参集を開始するが, 地震情報は当該システムからも自動配信される。

第7図 要員招集システムによる非常招集連絡

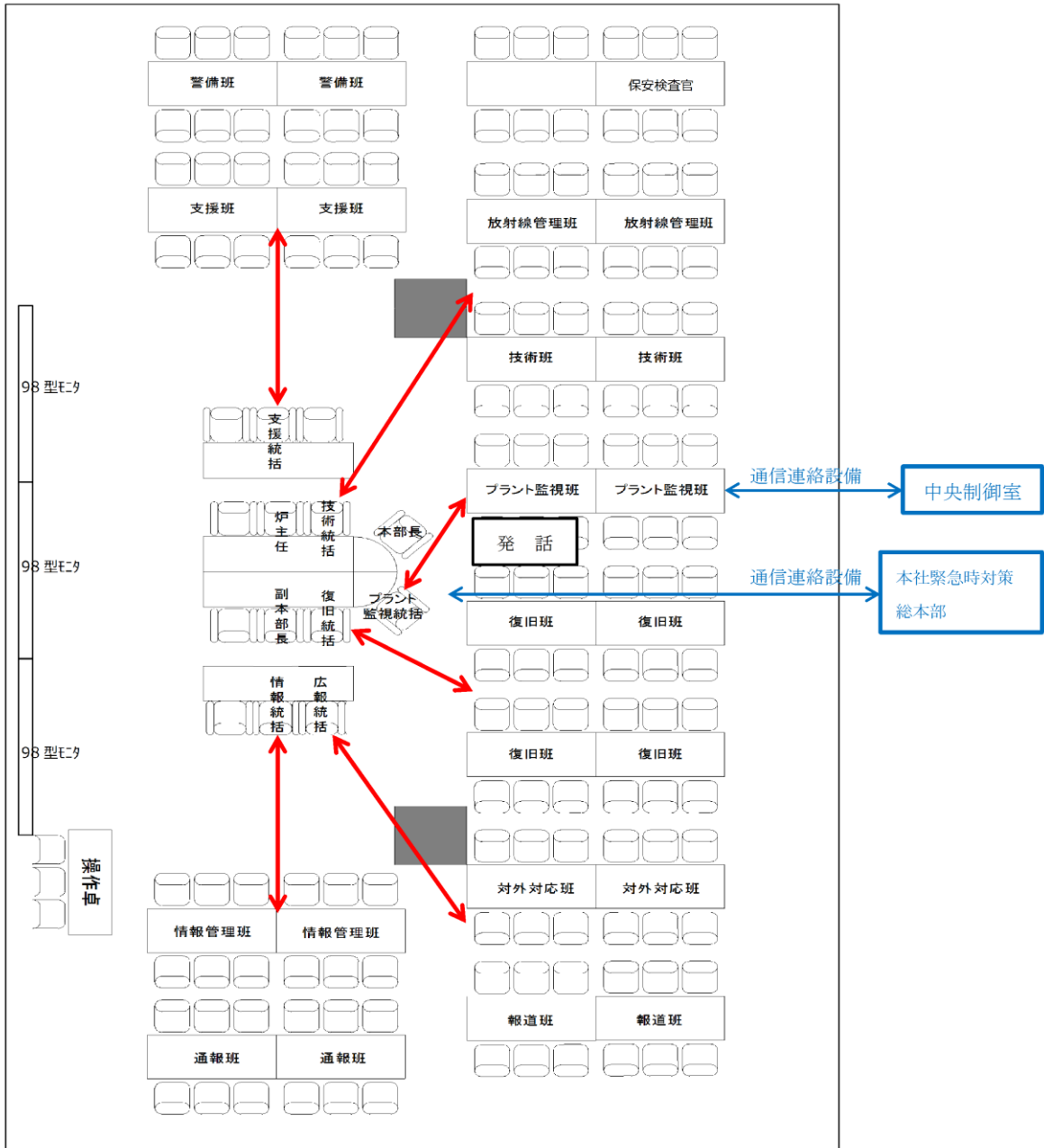


(注) 要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

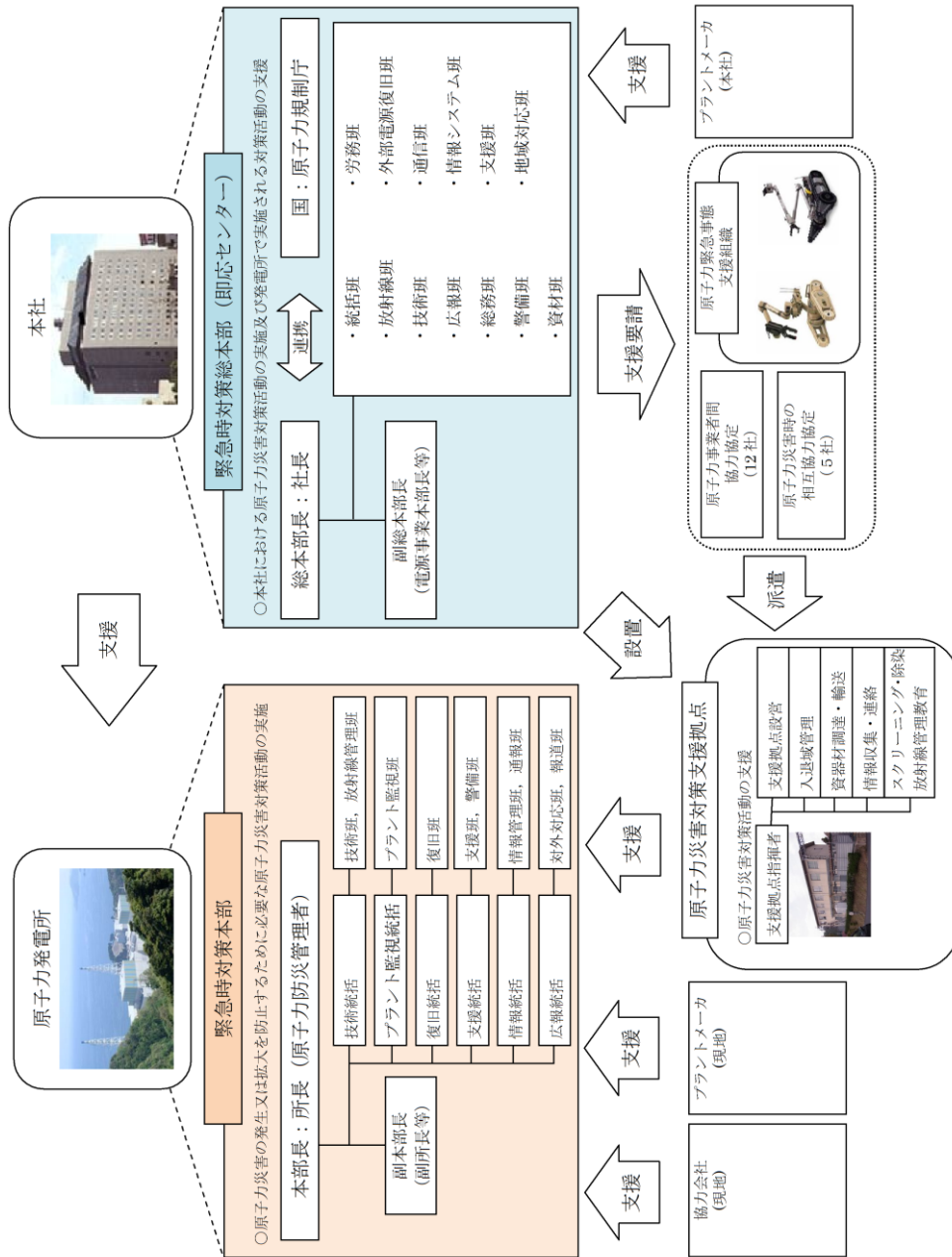
第8図 重大事故等発生から格納容器ベントに伴うブルーム通過前後の重大事故等に対処する要員の動き

非常招集連絡	非常招集の実施
<p>原子力災害対策指針の「警戒事態」，「施設敷地緊急事態」，「全面緊急事態」に該当する事象が発生した場合，以下のフローにて重大事故等に対処する要員に対する招集連絡を行う。</p>	<p>○電話又は要員招集システムにより招集連絡を受けた重大事故等に対処する要員は，直接発電所に向けて参集する。また，松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合は，電話又は要員招集システムによる招集連絡がなくとも自主的に発電所に参集する。</p> <p>○地震等により家族，自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は，家族を一旦避難所に避難させるなどの必要な措置を行い，家族の身の安全を確保したうえで移動する。</p> <p>○集合場所は，基本的に構外参集拠点（緑ヶ丘施設，宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）とするが，発電所の状況が入手できる場合は直接発電所へ参集可能とする。</p> <p>○構外参集拠点（緑ヶ丘施設，宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に参集した要員は，緊急時対策本部と非常招集に係る以下の確認，調整を行い，通信連絡設備，懐中電灯等を持参し，発電所と連絡を取りながら，集団で移動する。構外参集拠点（緑ヶ丘施設，宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）には通信連絡設備として衛星電話設備（携帯型）を各5台配備する。</p> <p>①発電所の状況（発電所への移動が可能かプラント状況かどうか（格納容器ベントの実施見通し），発電所に行くための必要な装備（放射線防護服，マスク，線量計を含む。））</p> <p>②その他発電所で得られた情報（発電所への移動に関する道路状況等，移動するうえで有益な情報）</p> <p>③発電所へ移動する人の情報（人数，体調，移動手段（徒歩，車両），連絡先）</p> <p>○発電用原子炉主任技術者は通信連絡手段により，必要の都度，発電所の連絡責任者と連絡をとり，原子炉施設の運転に関し，保安上の指示を行う。</p>
<p>＜平日昼間＞</p> 	<p>＜夜間・休日昼間＞</p> 

第9図 重大事故等に対処する要員の非常招集の流れ



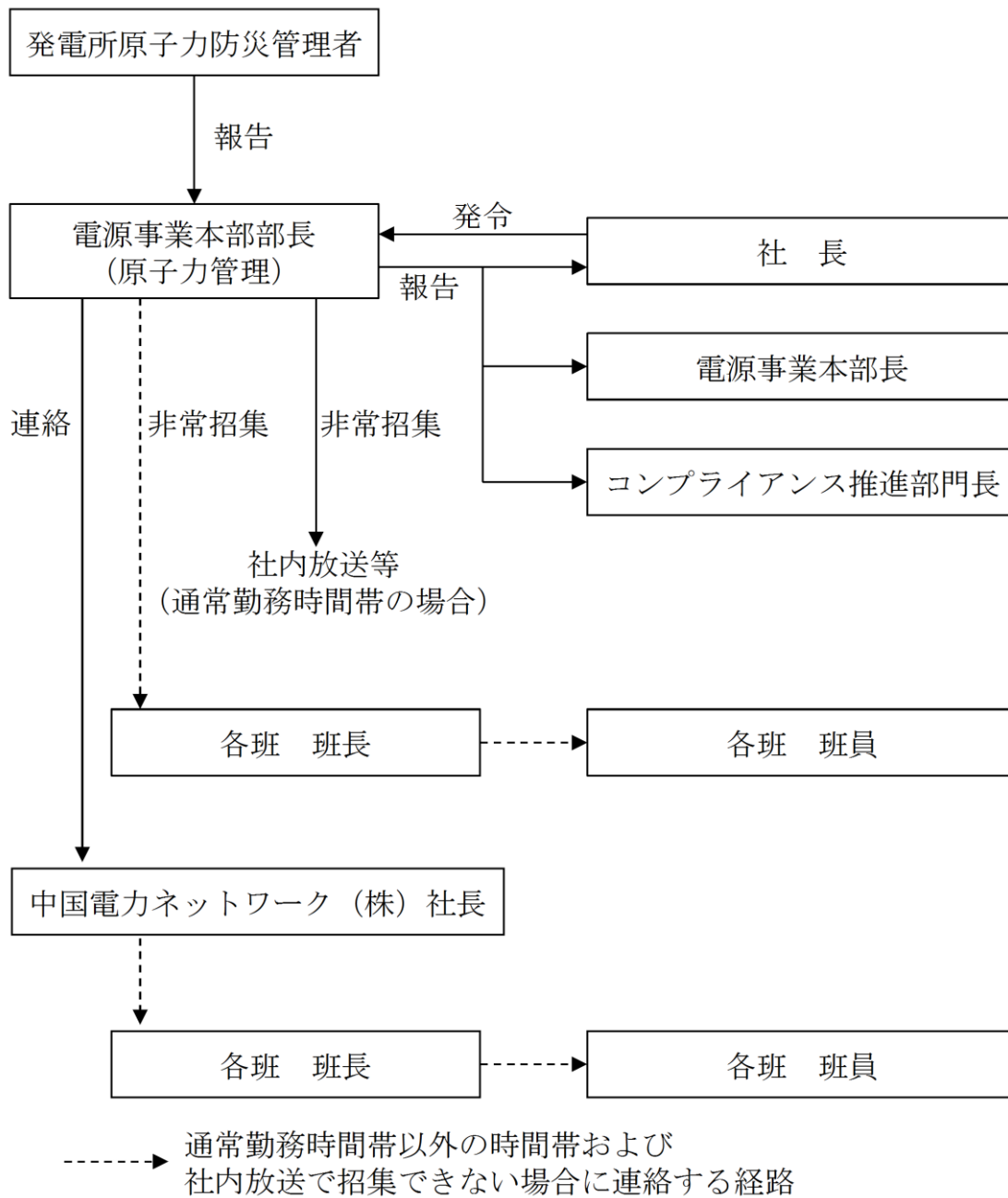
第 10 図 緊急時対策所における各機能班，緊急時対策総本部との
情報共有イメージ



第11図 重大事故等時の支援体制（概要）

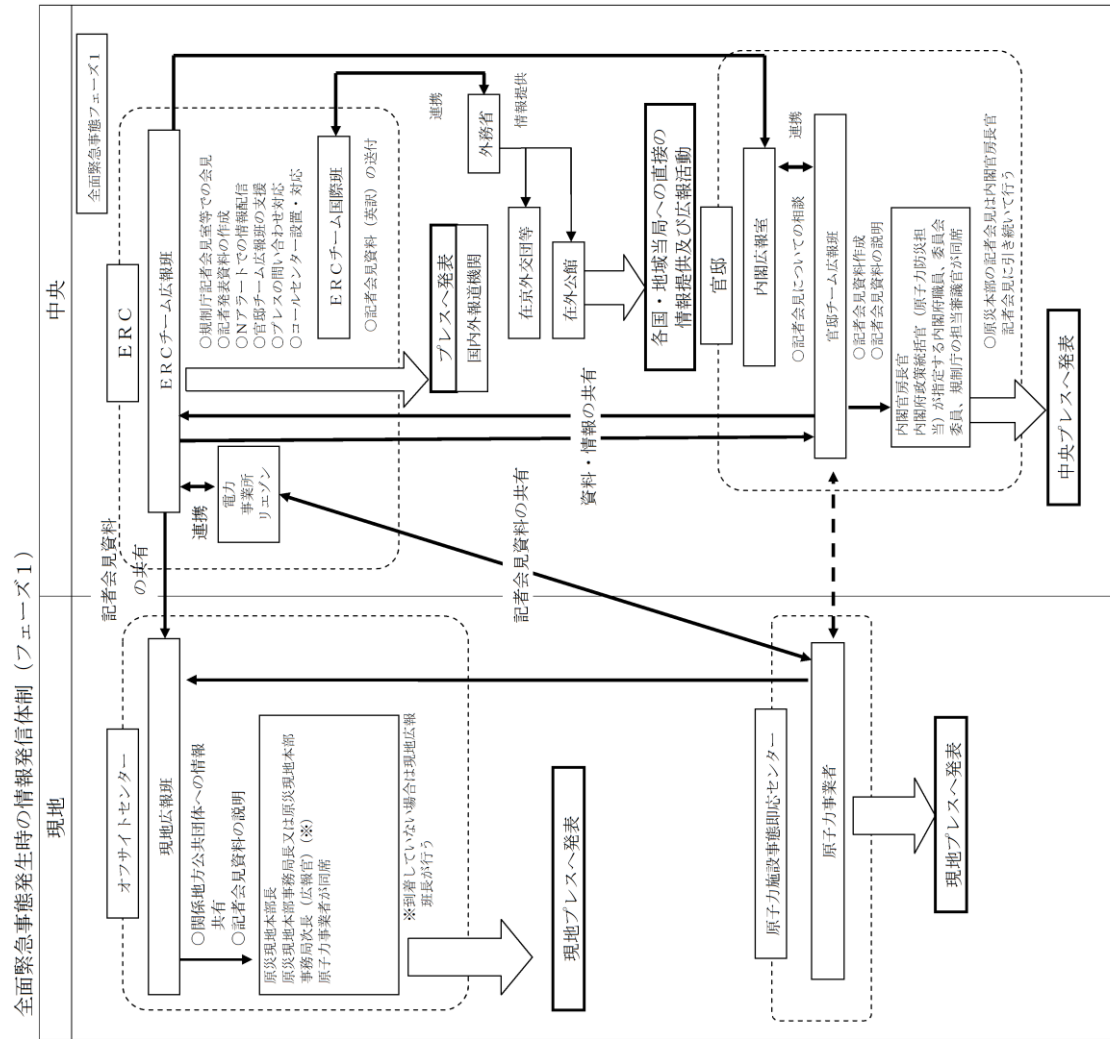
		役割・機能	
緊急時対策 総本部長		・緊急時対策総本部の指揮・統括	
	班名	役割・機能	
	統括班	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策総本部指令の伝達 ・情報収集 ・社外関係箇所への連絡及び関係官庁等への報告連絡 ・応急措置の検討 ・統合原子力防災ネットワークの接続確保 ・その他緊急時対策総本部運営に関する事項 	
	放射線班	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線被ばく状況の把握・推定 ・原子力災害医療 ・その他放射線管理に関する事項 	
	技術班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故状況の把握・評価 ・統括班支援 	
	広報班	<ul style="list-style-type: none"> ・報道機関対応 ・お客さまへの広報関係 ・社外諸団体との折衝 	
	総務班	<ul style="list-style-type: none"> ・食料等の調達及び宿泊施設の手配 ・被害申出窓口の開設 	
	警備班	<ul style="list-style-type: none"> ・警備関係 	
	資材班	<ul style="list-style-type: none"> ・応急復旧用資機材及び輸送手段の確保 ・その他必要な物品の調達 	
	労務班	<ul style="list-style-type: none"> ・従業員・応援者の健康管理 ・作業服の調達 	
	外部電源復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・送電設備被害・復旧状況の把握 ・送電設備の応急措置・復旧対策の検討 ・発電所保安用外部電源の送電確保に係る需給運用 	
	通信班	<ul style="list-style-type: none"> ・保安通信回線の確保 	
	情報システム班	<ul style="list-style-type: none"> ・情報共有システムの維持管理 	
	支援班	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力事業所災害対策支援拠点の設営、運営 ・情報収集 ・要員の入退域管理 ・資機材の調達、輸送 ・その他原子力災害対策活動の後方支援 	
	支援班 (東京支社)	<ul style="list-style-type: none"> ・中央官庁等対応 ・原子力規制庁緊急時対応センターへの派遣 	
地域対応班	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力防災活動における関係自治体との連携 ・原子力事業者間協力協定に基づく他電力との防災活動の連携 		

第 12 図 緊急時対策総本部の構成



第 13 図 本社における体制発令と緊急時対策要員の非常招集

(例) 全面緊急事態発生時の情報発信体制（フェーズ1：原子力緊急事態宣言後の初期の対応段階）



(原子力災害対策マニュアル：原子力防災会議幹事会 令和2年7月27日一部改訂より抜粋)

【中央、現地、原子力事業者の情報発信体制，役割分担】

① 迅速かつ適切な広報活動を行うため，初動段階の事故情報等に関する中央での記者会見については原則として官邸に一元化。

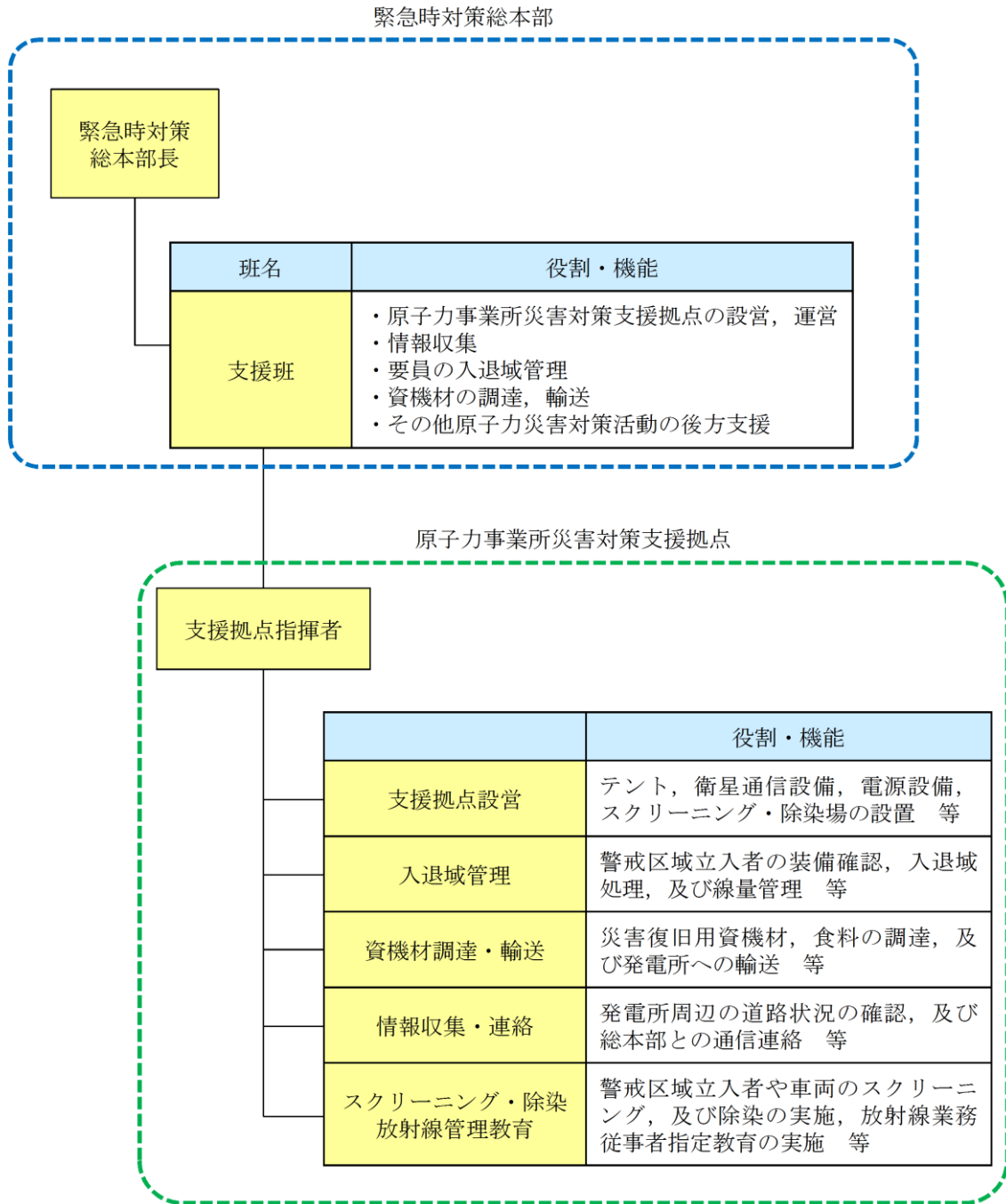
官邸での記者会見に向けた情報収集及び記者会見の準備については，内閣府政策統括官（原子力防災担当）が指定する内閣府（原子力防災担当）職員及び規制庁長官が指定する規制庁職員（規制庁の統括の下，官邸チーム広報班その他の官邸チーム主要機能班（プラント班，放射線班，住民安全班等），関係省庁，原子力事業者等）が連携。

② オフサイトセンターでの情報発信は，原災現地本部長，原災現地本部署局長又は原災現地本部署事務局長次長（広報官）（現地に到着していない場合は，現地広報班長）等が必要に応じて記者会見を行うものとする。その際，事故の詳細等に関する説明のため，原子力事業者に対応を要請。

③ 原子力事業所における情報発信は，原子力事業者と連携して，特に必要とされる時は，規制庁長官が指定する規制庁職員が，記者会見を行うものとする。その記者会見の情報については，官邸チーム広報班及びERCチーム広報班に共有。

また，フェーズの進展に応じて地方公共団体・住民等とコミュニケーションをとって作業を進める。

第14図 全面緊急事態時の情報発信体制



第 15 図 緊急時対策総本部及び原子力事業所災害対策支援拠点の構成

島根原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れ

島根原子力発電所における原子力防災組織の体制について、以下に説明する。

1. 基本的な考え方

島根原子力発電所の原子力防災組織を第 1 図に示す。

緊急時対策本部の体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能ごとの整理

まず基本的な機能を以下の 6 つに整理し、機能ごとに責任者として「統括」を配置する。さらに「統括」の下に機能班を配置する。

- (1) 情報収集・計画立案
- (2) 復旧対応
- (3) プラント監視対応
- (4) 対外対応
- (5) 情報管理
- (6) ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に、組織全体を統括し、意思決定、指揮を行う「本部長」を置く。このように役割、機能を明確に整理するとともに、階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

・権限委譲と自律的活動

あらかじめ定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されており、各統括、班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

なお、各統括、班長が権限を持つ作業が人身安全を脅かす状態となる場合においては、本部長へ作業の可否判断を求めることとする。

・戦略の策定と対応方針の確認

技術統括は、本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し、本部長に進言する。また、実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し、必要に応じて是正を助言する。

・復旧操作対応

原子力防災組織は、適切に緊急時対応ができるようにするため、緊急時対策本部内における機能ごとに責任者として「統括」（技術統括、復旧統括、プラント監視統括、広報統括、情報統括及び支援統括）を配置する。

・申請号炉と廃止措置号炉への対応

廃止措置号炉である 1 号炉は、すべての使用済燃料が 1 号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であり、対応作業までに時間的な余裕があるため、監視や運転操作対応については、号炉ごとに確立し

た指揮命令系統のもと、中央制御室に常駐している運転員により対応に当たる。

また、可搬型設備により1号炉の燃料プールへ注水する操作については、平日の勤務時間帯においては発電所内に勤務する緊急時対策要員、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、発電所外から参集した緊急時対策要員で2号炉の対応を優先しつつ対応に当たる。

プラント監視対応：1号運転員及びプラント監視班員にて確認

復旧対応：復旧班員にて対応。復旧班長2名のうち1名が、必要な指示を実施

・本部長の管理スパン

以上のように、統括を配置することで、本部長は1、2号炉の現場対応について、技術統括、復旧統括、プラント監視統括の3名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な役割を委譲していることから、3名の統括を通じて1、2号炉の管理をする。

・発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は、復旧統括の指揮下で活動する。

また、発電所全体を所管する放射線管理班は、技術統括配下に配置する。

2. 役割・機能（ミッション）

緊急時対策本部における各職位の役割・機能（ミッション）を、第1表に示す。

この中で、特に緊急時にプラントの復旧操作を担当するプラント監視班、復旧班、プラント監視統括、及び復旧統括の役割・機能について、以下のとおり補足する。

○プラント監視班：プラント設備に関する運転操作について、運転員による実際の対応を確認する。この運転操作には常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については、本部長から当直長にその実施権限が委譲されているため、プラント監視班から特段の指示がなくても、運転員が手順に従って自律的に実施し、プラント監視班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一、運転員の対応に疑義がある場合には、プラント監視班長は運転員に助言する。

○復旧班：設備や機能の復旧や、可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については、復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧班が手順に従って自律的

に準備し、復旧統括への状況の報告を行う。

○プラント監視統括:運転員及びプラント監視班の実施するプラント運転操作に関する報告を踏まえて、プラント運転操作の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での運転操作については運転員及びプラント監視班にその実施権限が委譲されているため、プラント監視統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

○復旧統括: 復旧班の実施するプラント復旧活動に関する報告を踏まえて、プラント復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での復旧活動については復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

また、火災の場合には、自衛消防隊の指揮を行う。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

緊急時対策本部において、指揮命令は基本的に本部長を頭に、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。これとは別に、常に横方向の情報共有が行われ、例えばプラント監視班と復旧班等、連携が必要な班の間には常に綿密な情報の共有がなされる。

なお、あらかじめ定めた手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されているため、その範囲であれば特に本部長や統括からの指示は要しない。複数号炉にまたがる対応や、あらかじめ定めた手順を超えるような場合には、本部長や統括が判断を行い、各班に実施の指示を行う。

以上のような指揮命令及び情報の流れについて、具体例として以下の場合を示す。

(具体例) 大量送水車による原子炉圧力容器への注水 (定められた手順で対応が可能な場合の例: 第3図)

- ・復旧統括の指示の下、復旧班が自律的に大量送水車による送水の準備を開始する。
- ・復旧班長は、復旧統括に大量送水車の準備状況を報告し、復旧統括はプラント監視統括に情報を共有する。
- ・2号当直副長の指示の下、当直が自律的に原子炉圧力容器への注水ラインを構成する。
- ・プラント監視班長は、プラント監視統括に状況を報告し、プラント監視統括は復旧統括に情報を共有する。
- ・復旧班は、2号当直副長の指示により、大量送水車の注水弁開操作を開始す

る。

- ・復旧班は，2号当直副長に注水弁開操作完了を報告する。
- ・2号当直副長は，原子炉圧力容器への注水が開始されたことをプラント監視班長に報告する。
- ・プラント監視班長は，プラント監視統括へ注水弁開操作完了した旨を報告し，プラント監視統括は，報告を受け本部内に情報を共有する。

4. その他

(1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については，初動対応に必要な要員を中心に宿日直体制をとり，常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していく。

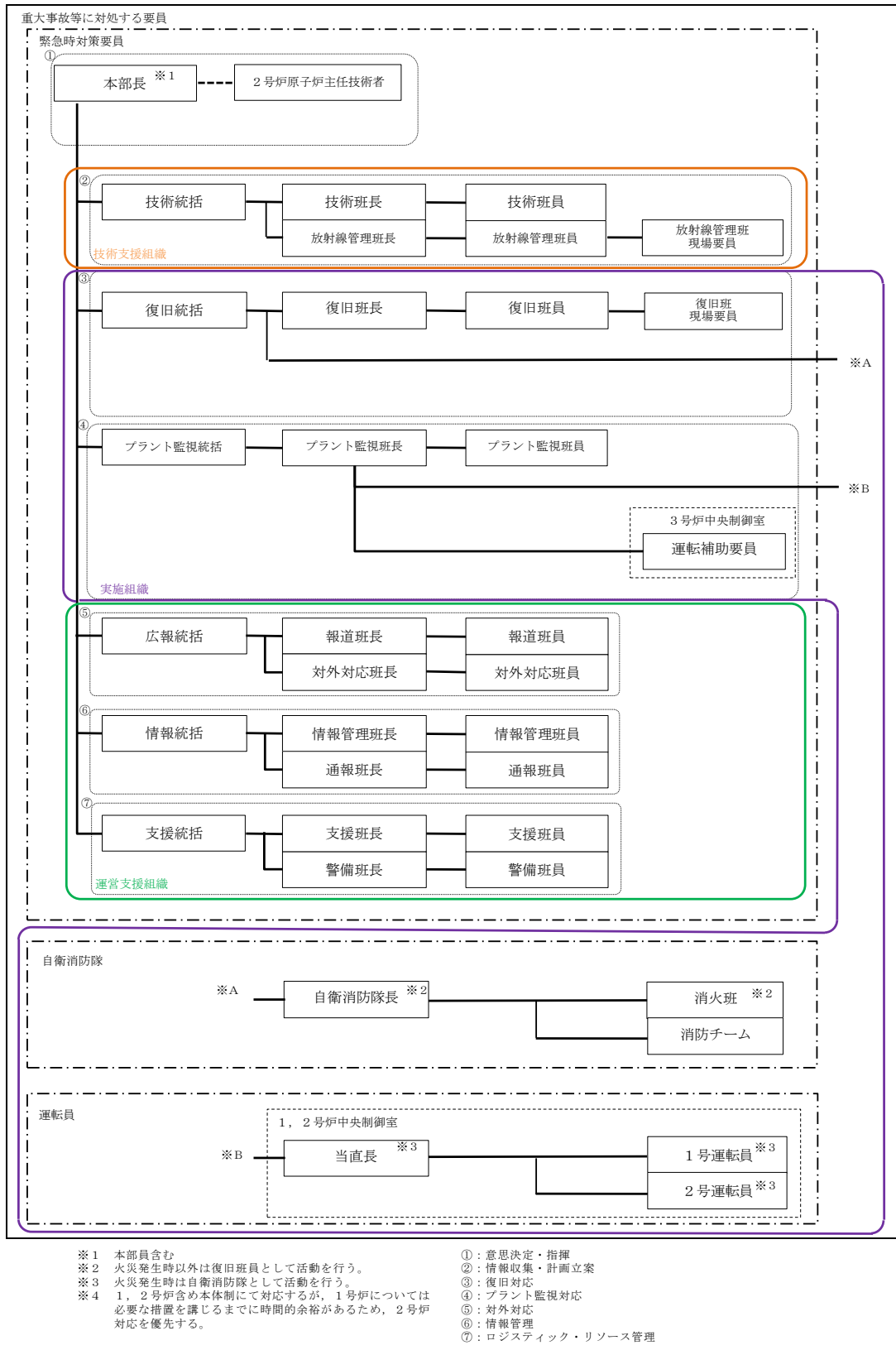
(2) 要員が負傷した際等の代行の考え方

特に夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷する等により役割が実行できなくなった場合には，平日の勤務時間帯のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には，同じ機能を担務する下位又は同位の職位の要員が代行するか又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：連絡責任者が負傷した場合は，連絡担当者が代行する）。

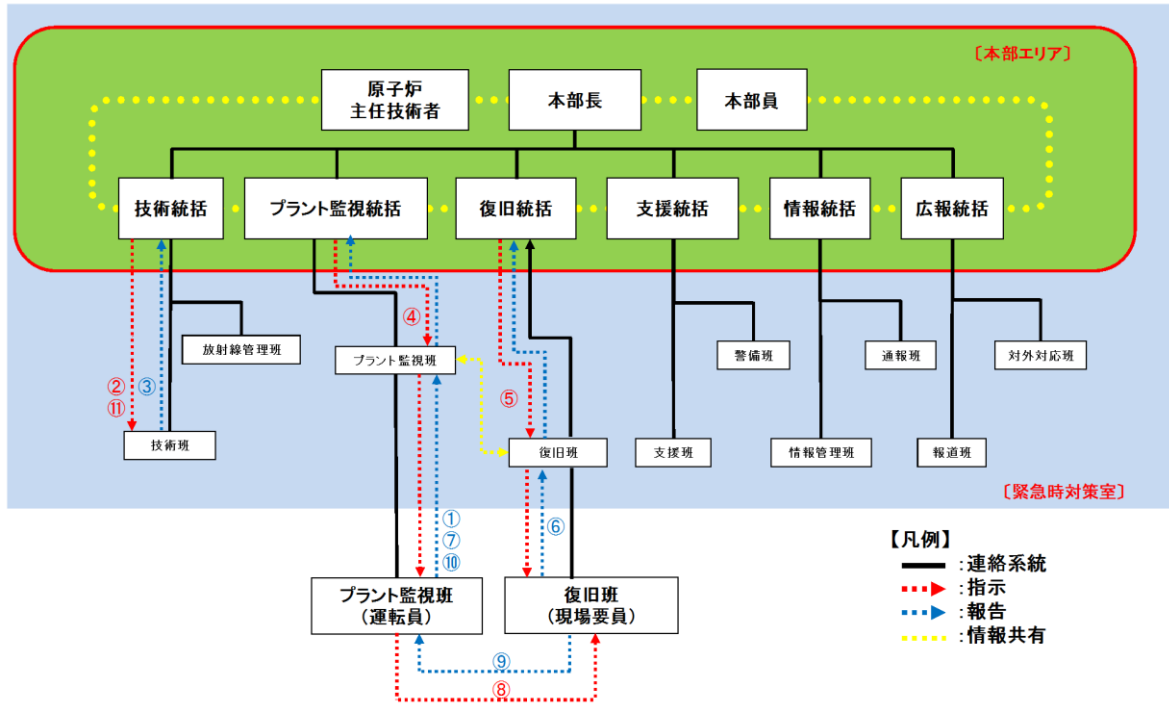
具体的な代行者の選定については，上位職の者が決定する。

第1表 各職位のミッション

職 位	ミッション
本部長	<ul style="list-style-type: none"> ・ 防災体制の発令，変更の決定 ・ 緊急時対策本部の指揮・統括 ・ 重要な事項の意思決定
原子炉主任技術者	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉安全に関する保安の監督，本部長への助言
技術統括	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価の統括 ・ 原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成の統括 ・ 発電所内外の放射線，放射性物質濃度の状況把握に係る測定の統括
技術班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価 ・ 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 ・ 原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成
放射線管理班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握に係る測定 ・ 放射性物質の影響範囲の推定 ・ 緊急時対策活動に係る立入禁止措置，退去措置，除染等の放射線管理 ・ 重大事故等に対処する要員・退避者の線量評価及び汚染拡大防止措置・除染
プラント監視統括	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故状況の把握の統括 ・ 事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言
プラント監視班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当直（運転員）からの重要パラメータの入手 ・ 事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供
当直（運転員）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作
運転補助要員	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模損壊発生時の運転補助
復旧統括	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧及び消火活動の統括
復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備と操作 ・ 不具合設備の応急措置のための復旧作業方法の作成及び復旧作業の実施
自衛消防隊	<ul style="list-style-type: none"> ・ 消火活動
広報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・ 報道機関対応支援，対外対応活動の統括
報道班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援
対外対応班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 自治体からの問合せ対応，自治体派遣者の支援
情報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・ 関係機関への通報連絡等，情報管理の統括
情報管理班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 情報の収集，共有等
通報班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 関係機関への通報連絡等
支援統括	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策本部の運営支援，警備対応の統括
支援班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策本部の運営支援 ・ 重大事故等に対処する要員の人員把握 ・ 避難誘導 ・ 資機材及び輸送手段の確保 ・ 救出・医療活動
警備班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 出入り管理及び警備当局対応 ・ 緊急車両の誘導



第1図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図



指示・命令の流れ (例：大量送水車による2号炉への注水が必要となった場合)

技術統括	プラント監視統括	復旧統括	技術班		プラント監視班			復旧班		
			技術班長	技術班員	プラント監視班長	当直班長	当直副長	運転員	復旧班長	現場要員(豊村)
原子炉への注水手段がないことを共有	原子炉への注水手段がないことを共有	原子炉への注水手段がないことを共有			原子炉への注水手段がないことをプラント監視班長に報告	① 原子炉への注水手段がないことをプラント監視班長に報告	原子炉への注水手段がないことを確認			
技術班長に、原子炉水位が燃料有効頂部に達するまでの予測等を指示	② 技術班長に、原子炉水位が燃料有効頂部に達するまでの予測等を共有	技術班員に、原子炉水位が燃料有効頂部に達するまでの予測等を共有	技術班員に、原子炉水位が燃料有効頂部に達するまでの予測等を共有	原子炉水位が燃料有効頂部に達するまでの予測等を開始						
原子炉水位が燃料有効頂部に達するまでの予測等を共有	原子炉水位が燃料有効頂部に達するまでの予測等を共有	原子炉水位が燃料有効頂部に達するまでの予測等を共有	技術班長に、原子炉水位が燃料有効頂部に達するまでの予測等を共有	原子炉水位が燃料有効頂部に達するまでの予測等を完了						
モニタリングポストなどから放射線量率への放射線監視の同行は不要と判断し、復旧統括、プラント監視統括に報告	放射線管理班の同行は不要と判断し、復旧統括、プラント監視統括に報告	放射線管理班の同行は不要と判断し、復旧統括に報告								
	④ プラント監視班長に、原子炉への注水ラインの構成を指示	復旧班長に大量送水車による注水準備開始を指示			当直班長に、原子炉への注水ライン構成を指示	⑤ 当直副長に、原子炉への注水ライン構成を指示	運転員に、原子炉への注水ラインの構成を指示	現場要員に大量送水車による注水準備開始を指示		
大量送水車準備完了を共有	大量送水車準備完了を共有	大量送水車準備完了の報告を受ける						⑥ 復旧班長に大量送水車準備完了を報告	復旧班員に大量送水車準備完了を報告	大量送水車の配備および一次接続を行う
原子炉への注水ラインの構成完了を共有	原子炉への注水ラインの構成完了の報告を受ける	原子炉への注水ラインの構成完了を共有			⑦ プラント監視班長に、原子炉への注水ラインの構成完了を報告	プラント監視班員に、大量送水車接続口注水弁の閉鎖操作完了を報告	当直班長に、原子炉への注水ラインの構成完了を報告	当直副長に、原子炉への注水ラインの構成完了を報告		
大量送水車接続口注水弁の閉鎖操作完了を共有	大量送水車接続口注水弁の閉鎖操作完了の報告を受ける	大量送水車接続口注水弁の閉鎖操作完了を共有			⑧ プラント監視班長に、大量送水車接続口注水弁の閉鎖操作完了を報告	プラント監視班員に、大量送水車接続口注水弁の閉鎖操作完了を報告				大量送水車接続口注水弁の閉鎖操作を行う
原子炉への注水開始を共有	原子炉への注水開始の報告を受ける	原子炉への注水開始を共有			⑩ プラント監視班長に、原子炉への注水開始を報告	プラント監視班員に、原子炉への注水開始を報告	当直班長に、原子炉への注水開始を報告	当直副長に、原子炉への注水開始を報告		当直班長に大量送水車接続口注水弁の閉鎖操作完了を報告
技術班長に、原子炉への注水準備も完了し、炉心温度予測を更新するように指示		⑩ 技術班員に、原子炉への注水準備も完了し、炉心温度予測を更新するように指示		炉心温度予測の更新を開始						

第2図 大量送水車による原子炉压力容器への注水が必要になった場合の情報の流れ (例)

自衛消防隊の体制について

1. 自衛消防隊の体制

自衛消防隊の体制を第 1 表に記す。

火災が発生した際、発電所内に常駐している自衛消防隊長及び初期消火要員による初期消火活動が行われる。

その後、参集した消火班も加わった自衛消防体制が構築される。

第 1 表 自衛消防隊編成表

構成	所属等	役割
自衛消防隊長 (1)	【平日昼間】 ① 保修部課長 (保修管理) ② 保修部課長 (保修技術) ③ 保修部課長 (建築) 【夜間及び休日】 自衛消防隊専属の宿直者	① 自衛消防隊の責任者 ② 消火活動全体の指揮 ③ 当直長への消火活動の情報提供・プラント情報の共有 ④ 公設消防窓口 (プラント状況・消火活動の情報提供)
初期消火要員 (11)	当直長 (1)	① 公設消防への通報 ② 自衛消防隊長, 消防チームへの連絡 ③ 運転員への初期消火指示 ④ プラントの情報提供, 消火活動の情報共有 (当直長は, 現場での消火活動のメンバーに属さない)
	運転員 (2)	① 火災現場での消火活動 ② 火災現場での消火戦略検討 ③ 火災現場 (屋内) への公設消防誘導・説明 ④ 放射線量測定
	連絡責任者 (1)	関係者への連絡
	誘導員 (1)	火災発生現場 (構内全域) への公設消防誘導
	消防チーム (6)	屋内・屋外での消火活動
【平日昼間】 消火班: 班長 (1), 班員 (7) 【夜間・休日昼間】 給水・送水確保要員 (6) ※ ¹	【参集状況に応じ, 班長が役割分担を指名】 ① 消火活動 (消火器・屋外消火栓等の使用) ② 緊急時対策本部への情報連絡 ③ 火災発生現場での情報収集・記録	

() 内は人数

※ 1 重大事故等対応中に発電所敷地内で復旧班の現場操作を妨げるような火災が発生した場合、自衛消防隊長の指揮のもと、消火活動を行う。

2. 重大事故等発生時における複数同時火災時の対応

緊急時対応中に島根原子力発電所構内において火災が発生し、消火活動が必要になった場合の対応について示す。火災については、建物本館内部での火災（以下「内部火災」という。）が2箇所で発生したケースと、発電所敷地内での火災（以下「外部火災」という。）が2箇所で発生したケースの2ケースを示す。

2.1 内部火災の場合

(1) 前提条件

- ・緊急時対応の最中に、建物本館内部で原因の特定されない同時火災を想定する。
- ・火災の発生防止対策、感知・消火対策を実施していることから、初期消火要員が対応する火災は、原子炉建物、タービン建物等の可燃物が少ない火災区域で発生し消火器で短期間に消火できる規模の火災を想定する。
- ・緊急時対応において、運転員の現場操作に際して消火活動が必要な火災に対しては、運転員の一部を活用する。
- ・原子炉の運転状態として、2号炉運転中及び停止中を想定し、各運転状態における運転員の人数を前提とする。

(2) 内部火災での対応及び体制

建物本館内部での同時火災に対する対応フローを第1図に、建物本館内部での同時火災発生時の初期消火要員の体制を第2図に、運転員の体制を第3図、第4図に示す。

当直長は、火災の状況を含めプラント状況の把握や緊急時対策本部との連絡を行っていることから、初期消火活動の指示と現場指揮所設置までの指揮を執る。自衛消防隊長は、指示者又は復旧統括の指示を受け、速やかに現場指揮所を設置するとともに、設置後は消火活動の指揮を執る。指揮権の委譲の際には、当直長と現場対応者から状況説明を受ける。その後は、消火班長から直接的、間接的に適宜状況報告を受け、両方の火災対応の指揮を執るとともに、緊急時対策本部との連絡を行う。

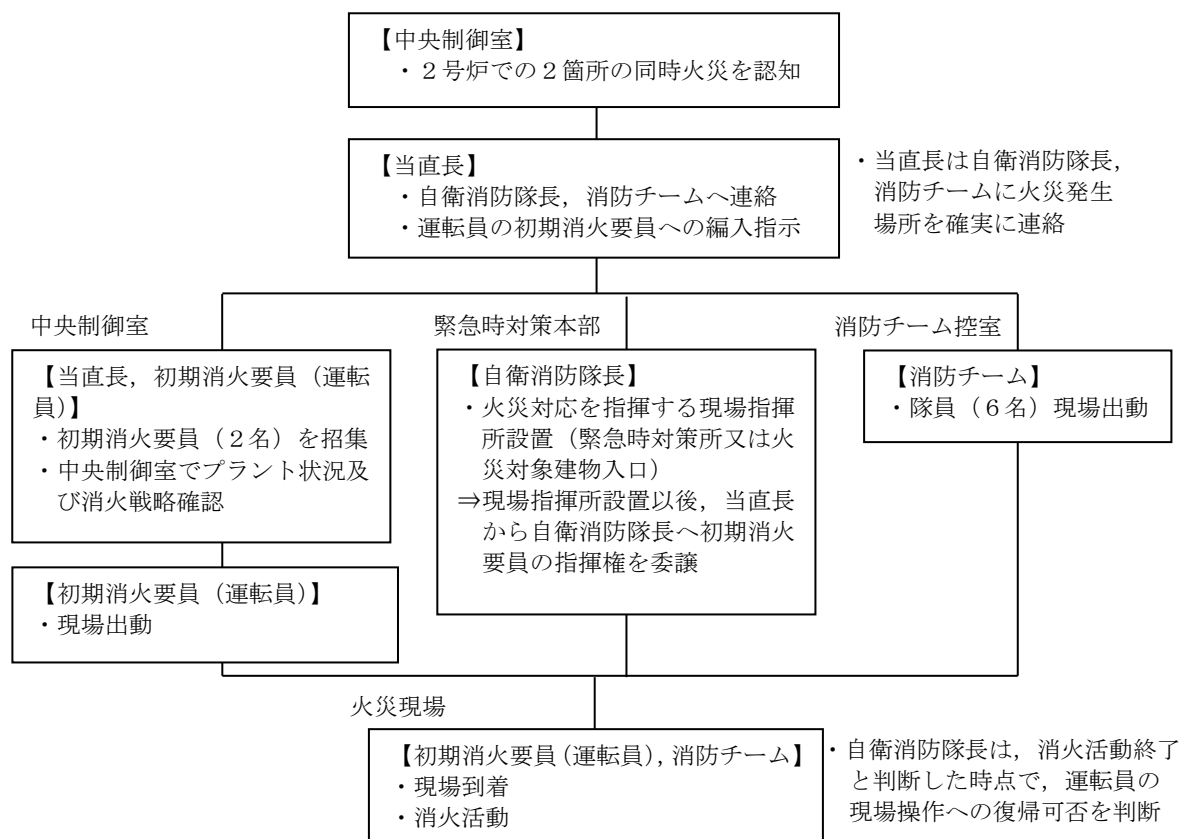
消火体制については、初期消火要員として選任されている運転員2名、消防チーム（委託）6名で編成する。

なお、建物内での火災発生に対して、原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域で煙充満や放射線の影響により消火活動が困難となる区域は、固定式消火設備を設置する設計としており、当該火災区域での火災発生に対して初期消火要員に依存することなく、速やかな消火活動が可能である。

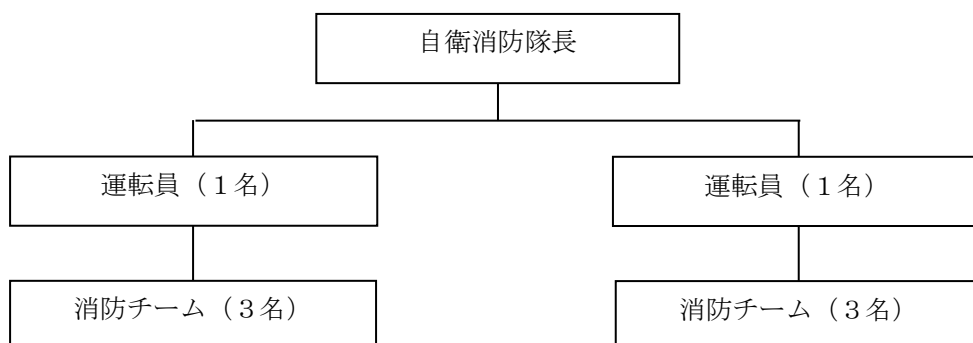
よって、プラントの運転状態に依らず緊急時対応中の内部火災に対して、8名の初期消火要員で十分に消火活動が可能で、その活動も短時間であることか

ら、初期消火要員に充てた運転員は、消火活動後速やかに現場操作対応を行うことが可能であり、緊急時対応に支障を及ぼすことはない。

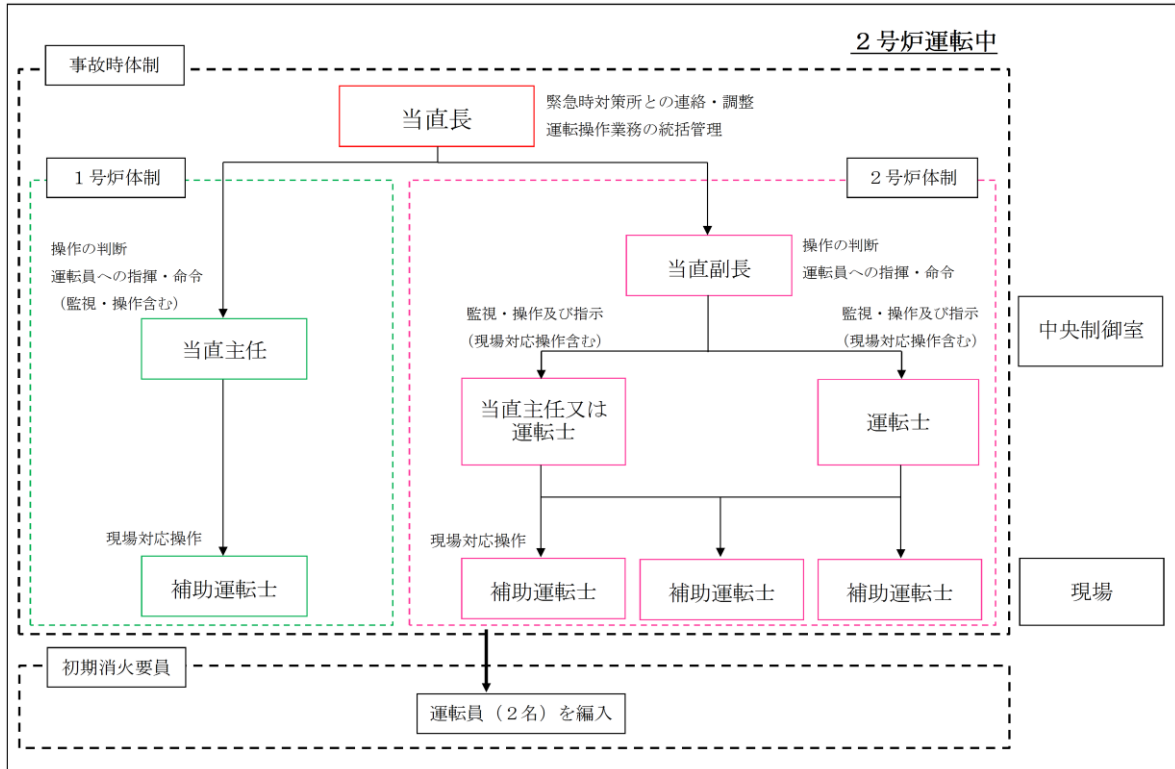
本運用については、社内規程に定める。



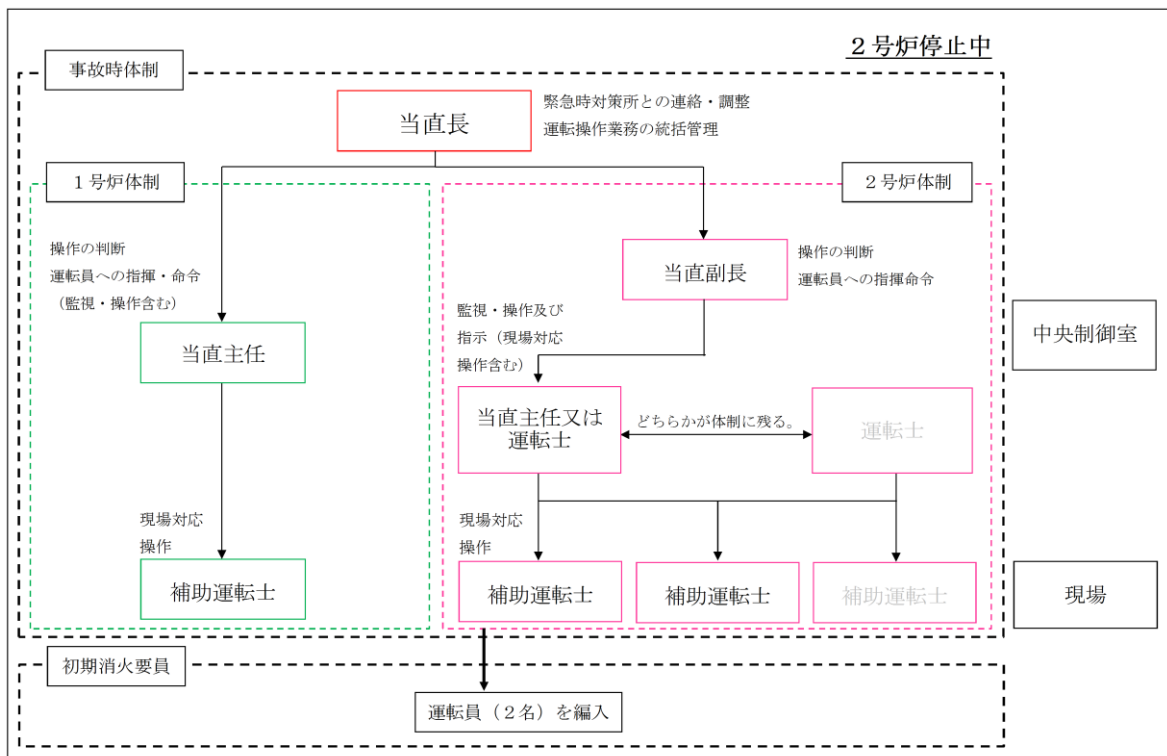
第1図 建物内部での同時火災に対する対応フロー



第2図 建物内部での同時火災発生時の初期消火体制



第3図 2号炉事故及び火災対応時の運転体制について
(2号炉運転中の場合)



第4図 2号炉事故及び火災対応時の運転体制について
(2号炉停止中の場合)

2.2 外部火災の場合

(1) 前提条件

- ・外部火災として、緊急時対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が同時に2箇所が発生することを想定する。
- ・消火活動は、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等の組合せにより、消火活動を行う。
- ・化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車の操作は、消防チームが行う。
- ・復旧班の現場操作に際して消火活動が必要な火災に対しては、大量送水車等の操作が可能な給水・送水確保要員を活用する。

(2) 外部火災での対応及び体制

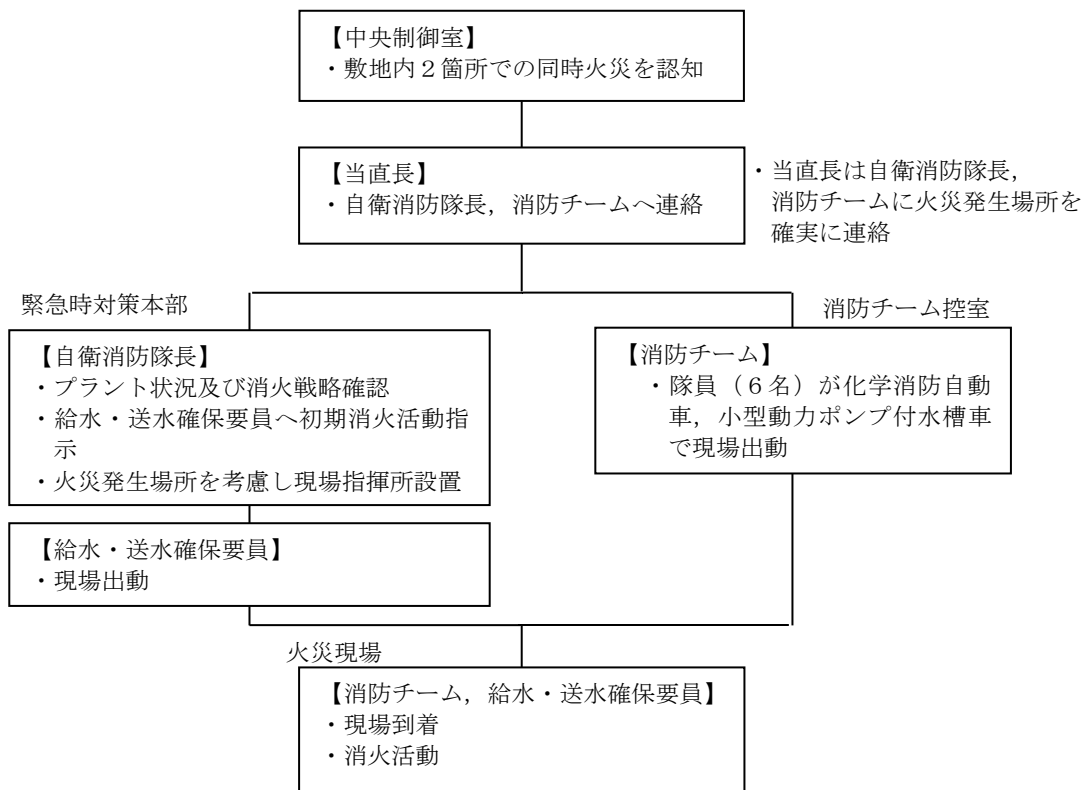
発電所敷地内での同時火災に対する対応フローを第5図に、発電所敷地内での同時火災発生時の初期消火要員の体制を第6図に示す。

外部火災における消火活動は、自衛消防隊長が指揮を執る。通常、敷地内の1箇所の火災発生に対しては、火災対応のため常時待機している消防チーム6名で十分対応可能であるが、復旧班の現場操作に際して消火活動が必要な敷地内2箇所の同時火災が発生した場合には、消防チームに加え、給水・送水確保要員から6名を充て、消火活動を行う。

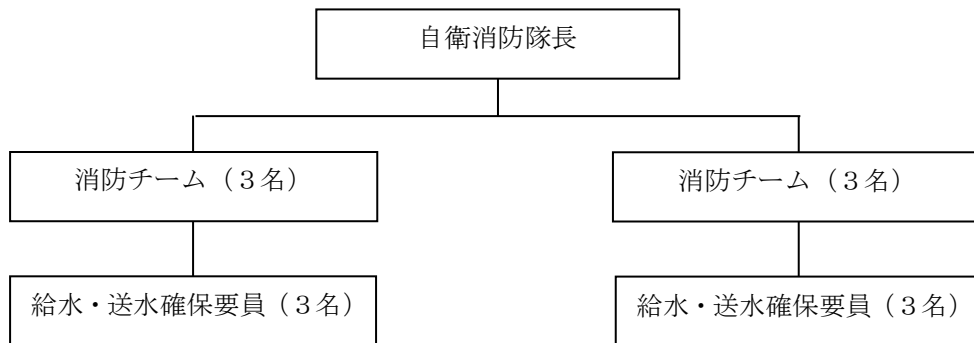
実際の放水活動は、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等の組合せで行うことから、原則として、1班当たり6名の2班を編成し、2箇所に分かれて消火活動を行う。その際、消防チーム等は化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等の操作を行う。

一方、初期消火活動に充てられた給水・送水確保要員は本来緊急時の原子炉圧力容器への注水等の対応を行うため、消火活動が終了とした時点で、自衛消防隊長の判断により速やかに原子炉圧力容器への注水等の作業に戻ることをとする。

本運用については、社内規程に定める。



第5図 発電所敷地内での同時火災に対する対応フロー



第6図 発電所敷地内での同時火災発生時の初期消火体制

重大事故等時における重大事故等に対処する要員の動き

重大事故等時における重大事故等に対処する要員の動きについては以下のとおり。

- ・ 平日勤務時間帯において、重大事故等に対処する要員のほとんどが管理事務所で執務しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に集合する。
- ・ 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、初動対応する重大事故等に対処する要員（本部要員、現場要員）は、免震重要棟又はその近傍、1，2号炉制御室建物又はその近傍及び3号炉制御室建物又はその近傍で執務若しくは待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に集合する。



第1図 緊急時対策所までのアクセスルート

緊急時対策所における主要な資機材一覧

緊急時対策所に配備している主要な資機材については以下のとおり。

1. 緊急時対策所

○通信連絡設備

通信種別	主要設備		数量※1
発電所内外	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	5台
		衛星電話設備（携帯型）	10台
	電力保安通信用電話設備	固定電話機	10台
		PHS 端末	32台
		FAX	1台
発電所内	所内通信連絡設備	ハンドセットステーション	1台
		スピーカ	1台
	無線通信設備	無線通信設備（固定型）	5台
		無線通信設備（携帯型）	62台
発電所外	統合原子力防災ネットワーク に接続する通信連絡設備	IP-電話機（有線系）	4台
		IP-電話機（衛星系）	2台
		IP-FAX（有線系）	2台
		IP-FAX（衛星系）	1台
		テレビ会議システム	1式
	テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議システム（社内向）	1式
	専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）	4台
	衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	1台
		衛星テレビ会議システム（社内向）	1式
	局線加入電話設備	固定電話機	1台
FAX		1台	

※1：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

○必要な情報を把握できる設備

通信種別	主要設備	数量
発電所内外	安全パラメータ表示システム（SPDS）	1式
	データ伝送設備	1式

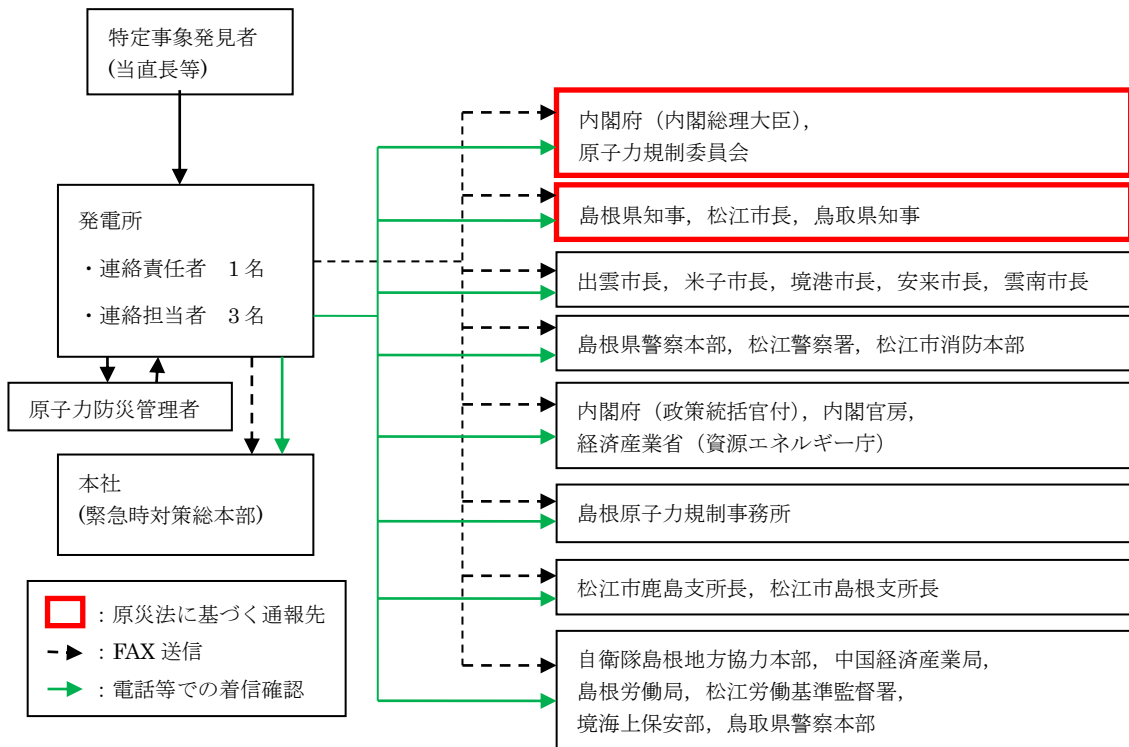
○可搬型照明設備

品名	数量
懐中電灯	43個
LEDライト（ランタンタイプ）	9個

緊急時対策要員による通報連絡について

重大事故等が発生した場合、発電所の連絡責任者が、内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事並びにその他定められた通報連絡先への通報連絡をFAXを用いて一斉送信するとともに、通報連絡後の統合原子力防災ネットワークの情報連絡の管理を一括して実施する。

- ① 発電所の連絡責任者は、特定事象等発見者から事象発生連絡を受けた場合は、所長（原子力防災管理者）へ報告するとともに、他の通報対応者と協力し通報連絡を実施する。
- ② 重大事故等（原子力災害対策特別措置法第十条第一項に基づく通報すべき事象等）が発生した場合の通報連絡は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事及びその他定められた通報連絡先に、FAXを用いて一斉送信することで、効率化を図る。
- ③ 内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事等に対しては、電話でFAXの着信の確認を行うとともに、その他通報連絡先へもFAXを送信した旨を連絡する。
- ④ これらの連絡は、緊急時対策本部の連絡責任者（1名）と連絡担当者（3名）が分担して行うことにより時間短縮を図る。
- ⑤ その後、重大事故等に対処する要員の招集で、参集した情報管理班及び通報班の要員確保により、更なる時間短縮を図る。
- ⑥ 原子力規制庁への情報連絡は、必要により統合原子力防災ネットワークを活用する。
- ⑦ 通報連絡の体制、要領については、手順書を整備し運用を行う。



第1図 原子力災害対策特別措置法第十条第一項等に基づく通報連絡経路

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 1 1 5
発電所からの方位, 距離	南東約 9 km
敷地面積	約 6, 3 0 0 m ²
非常用電源	可搬式発電機※
通信機器	可搬型衛星通信機器 (電話, F A X) ※ 保安電話 (災害時優先) ※, 一般電話・F A X, 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

※ 設営時に車両等で搬送する。

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 1 7 5 6 - 7
発電所からの方位, 距離	南西約 3 4 km
敷地面積	約 8, 1 0 0 m ²
非常用電源	可搬式発電機※
通信機器	可搬型衛星通信機器 (電話, F A X) ※ 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

※ 設営時に車両等で搬送する。

広瀬中央公園

所在地	島根県安来市広瀬町広瀬 3 0 7
発電所からの方位, 距離	南東約 2 5 km
敷地面積	約 3 5, 0 0 0 m ²
非常用電源	可搬式発電機※
通信機器	可搬型衛星通信機器 (電話, F A X) ※ 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

※ 設営時に車両等で搬送する。



*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

発電所構外からの要員の参集について

1. 要員の招集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に、発電所外にいる重大事故等に対処する要員を速やかに非常招集するため、「要員招集システム」、「通信連絡手段」等を活用し、要員の非常招集及び情報提供を行う。（第1図）

■ 要員招集システムによる対応要員の招集

連絡責任者が要員招集システムを操作し、招集メールを発信する。



※1 発電所沿岸で津波警報、大津波警報が発令された場合は気象庁の情報により要員招集システムからも招集メールが自動配信される。

※2 松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合、自主的に参集を開始するが、地震情報は当該システムからも自動配信される。

第1図 要員招集システム

松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合には、社内規程に基づき、非常招集連絡がなくても自主的に参集する。

地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保したうえで参集する。

集合場所は、基本的には構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）（第2図）とするが、発電所の状況が入手できる場合は、直接発電所へ参集可能とする。

構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に集合した要員は、緊急時対策本部と非常招集に係る以下の確認、調整を行い、通信連絡設備、懐中電灯等を持参し、発電所と連絡を取りながら集団で移動する。構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）には通信連絡設備として衛星電話設備（携帯型）を各5台配備する。

- ① 発電所の状況（発電所への移動が可能なプラント状況かどうか（格納容器ベントの実施見通し）、発電所に行くための必要な装備（放射線防護服、マスク、線量計を含む。））
- ② その他発電所で得られた情報（発電所への移動に関する道路状況等、移動するうえで有益な情報）
- ③ 発電所へ移動する人の情報（人数、体調、移動手段（徒歩、車両）、連絡先）

発電用原子炉主任技術者は通信連絡手段により、必要の都度、発電所の連絡責任者と連絡をとり、発電用原子炉施設の運転に関し、保安上の指示を行う。



第2図 島根原子力発電所とその周辺

2. 重大事故等に対処する要員の所在について

発電所員の社宅・寮がある島根原子力発電所から半径5km圏内に、発電所員（約540名）の約4割が居住している。更に、島根原子力発電所から半径5～10km圏内には、発電所員の約3割が居住しており、おおむね島根原子力発電所から半径10km圏内に発電所員の約7割が居住している。（第2図）（第1表）

第1表 居住地別の発電所員数（令和3年3月時点）

居住地	5 km 圏内	5～10km 圏内	10～20km 圏内	その他地域 (半径20km 圏外)
居住者数	231名 (43%)	155名 (29%)	90名 (17%)	60名 (11%)

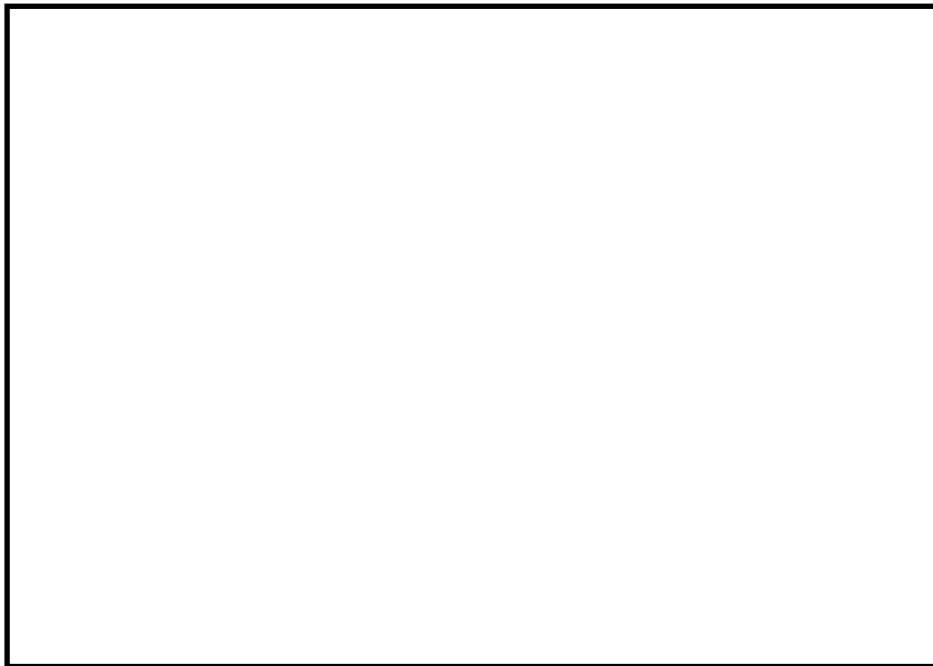
3. 発電所構外からの要員の参集ルート

(1) 概要

発電所構外からの参集ルートについては、第3図に示すとおりであり、参集ルートの障害要因としては、比較的に平坦な土地であることから、土砂災害の影響は少なく、地震による橋の崩壊、津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩落については、参集ルート上の橋梁が崩落等により通行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については、平成12年鳥取県西部地震においても、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合には、住民避難の交通渋滞が発生すると考えられるため、交通集中によるアクセス性への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り住民避難の渋滞を避けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。

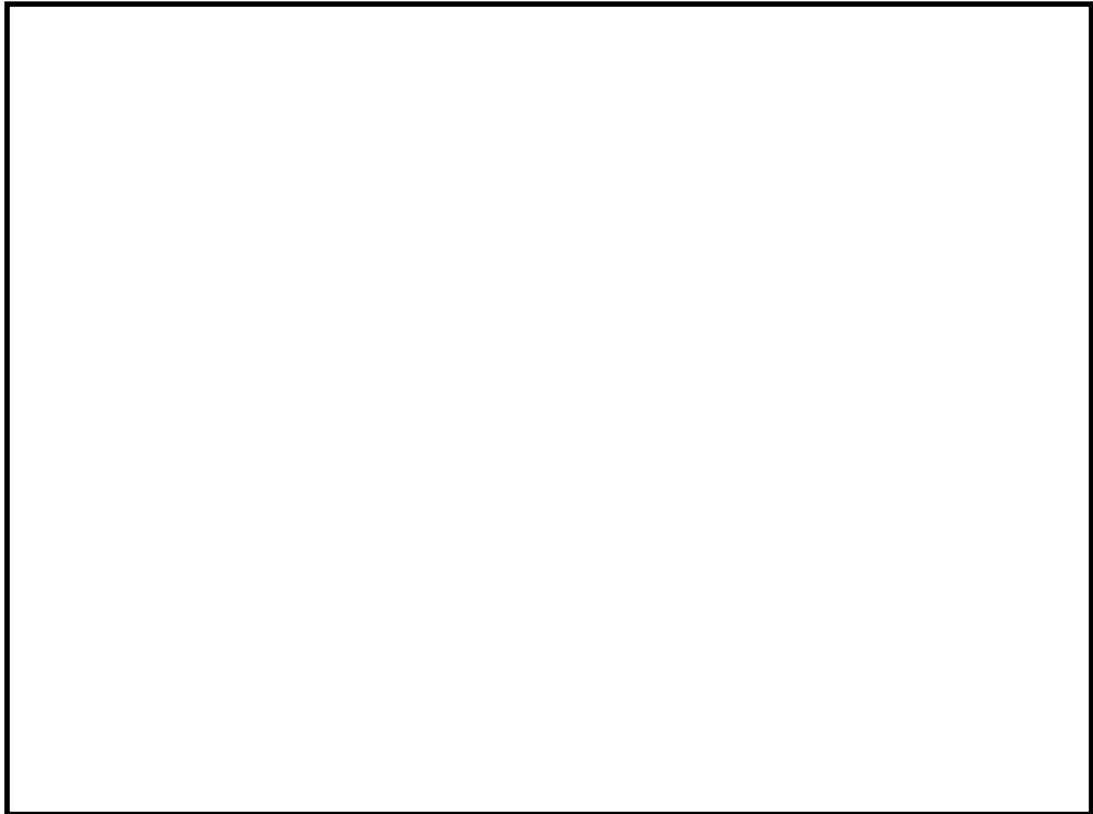


第3図 発電所構外からの要員参集ルート

津波浸水時については、アクセス性への影響を未然に回避するため、大津波警報発生時には基準津波が来襲した際に浸水が予想されるルート（第3図に示す、比較的海に近いルート）は使用しないこととし、これ以外の参集ルートを使用して参集することとする。

(2) 津波による影響が考えられる場合の参集ルート

松江市津波ハザードマップによると、松江市中心部から発電所までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数10cm程度）が、大津波警報発生時は、津波による影響を想定し、海側や佐陀川の河口付近を避けたルートにより参集する。（第4図）



第4図 参集拠点からの参集ルート

(3) 住民避難が行われている場合の参集について

全面緊急事態に該当する事象が発生し、住民避難が開始している場合、住民の避難方向と逆方向に要員が移動することが想定される。

発電所へ参集する要員は、原則、住民避難に影響のないよう行動し、自動車による参集ができないような場合は、自動車を避難に支障のない場所に停止したうえで、徒歩や自転車により参集する。

4. 発電所構内への参集ルート

発電所敷地外から発電所構内への参集ルートは、通常の一矢入口及び本谷入口を通過するルートに加え迂回ルートを確保している。(第5図)

発電所近傍にある500kV、220kV及び66kVの送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊しても影響を受けない参集ルートを設定する。

発電所近傍にある500kV、220kV及び66kVの送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊した場合における通行の考え方を別紙補足1に示す。

平日の勤務時間帯において、重大事故等に対処する要員の多くは管理事務所で執務しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に参集する。

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においては、初動対応する重大事故等に対処する要員が免震重要棟又はその近傍及び1、2号及び3号炉制御室建物又はその近傍で執務若しくは待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に参集する。

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。

管理事務所及び免震重要棟から緊急時対策所までの主なアクセスルートを、第5図に示す。



第5図 発電所構内への参集ルート及び緊急時対策所へのアクセスルート

5. 夜間及び休日における要員参集について

(1) 要員の想定参集時間

第1表及び第2図に示すとおり、要員の大多数は発電所から半径10km圏内に居住していることから、仮に発電所から10km地点に所在する要員が、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、発災30分後に自宅を出発するものとし、徒歩移動で参集する場合であっても、参集時間は約6時間30分と考えられる。

さらに、要員集合場所（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に立寄り、情報収集を行ったうえで参集することから、情報収集する場合の時間を30分必要であると仮定した場合であっても、発電所から10kmに所在する要員は、約7時間で発電所に参集可能であると考えられる。

(2) 要員参集調査

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合の重大事故等に対処する要員の参集動向（所在場所（準備時間を含む。）～集合場所（情報収集時間を含む。）～発電所までの参集に要する時間）を評価した結果、要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合かつ、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休であっても、7時間以内に参集可能な要員は150名以上（発電所員約540名の約3割）と考えられる。

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。

なお、自動車等の移動手段が使用可能な場合は、より多くの要員が早期に参集することが期待できる。

※ 必要な要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

また、集合場所（緑ヶ丘施設）からの参集訓練結果について別紙補足2に示す。

<参考：要員参集調査による評価>

○夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合の重大事故等に対処する要員の参集動向をより具体的に把握するため、「平日夜間」「休日日中」「休日夜間」「大型連休日中」「大型連休夜間」の5ケースにおいて緊急呼び出しがかかった場合を想定し、その時々における要員の所在場所（発電所からの直線距離に応じた区分を回答）を調査することで、参集状況を評価する。（第7図及び第8図）

○参集の流れは、所在場所（準備時間を含む。）～集合場所（情報収集時間を含む。）～発電所までの移動とする。

○集合場所（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）での情報収集時間30分を考慮する（第6図）。

○過去5回の要員参集調査を実施し、重大事故等が発生した場合の重大事故等に対処する要員の参集動向を評価した結果、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休であっても、7時間以内に参集可能な重大事故等に対処する要員は150名以上（発電所員約540名の約3割）と考えられる。このことから、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の初動体制の拡大を図り、長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54名）は、要員参集の目安としている8時間以内に確保可能であることを確認している※。

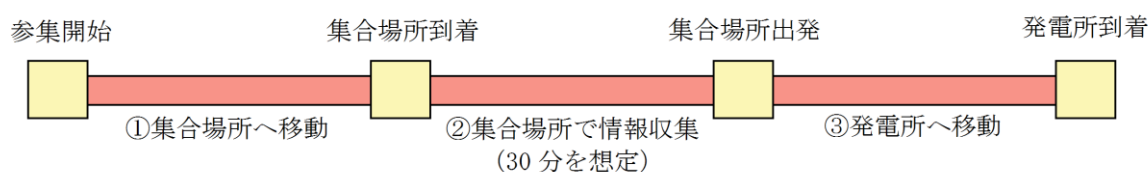
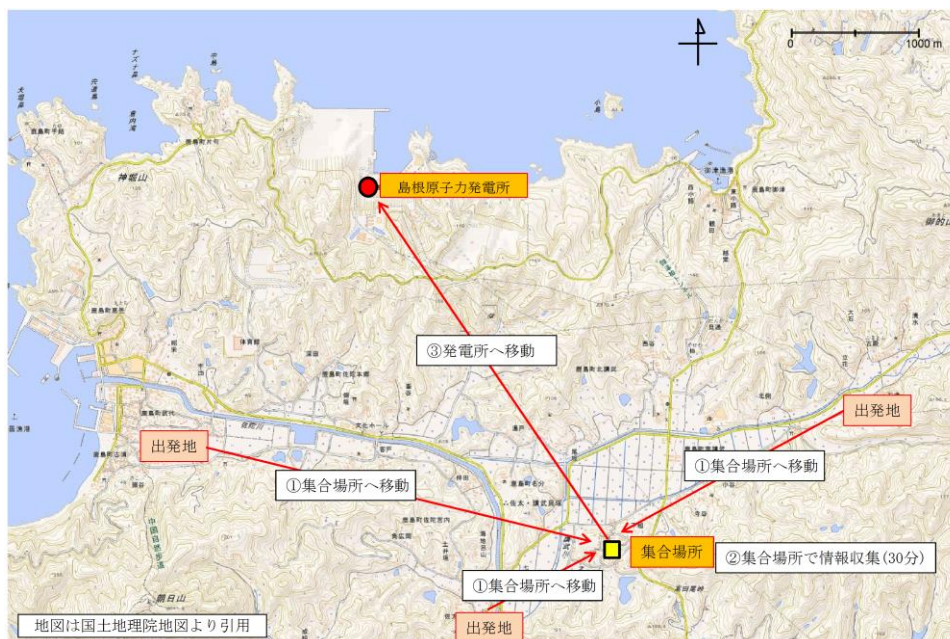
※（a）平成28年5月：162名（うち、実施組織109名（復旧班49名、プラント監視班60名））

（b）平成29年5月：167名（うち、実施組織118名（復旧班67名、プラント監視班51名））

（c）平成30年1月：151名（うち、実施組織102名（復旧班50名、プラント監視班52名））

（d）令和元年1月：157名（うち、実施組織105名（復旧班49名、プラント監視班56名））

（e）令和2年1月：221名（うち、実施組織145名（復旧班74名、プラント監視班71名））



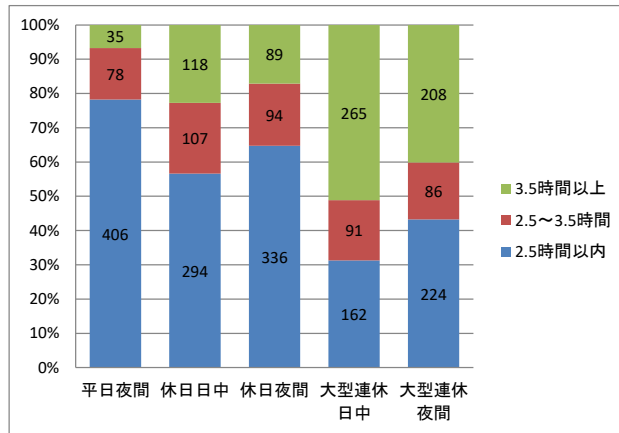
第6図 要員参集の流れについて (イメージ)

a. 車が使える場合 (第7図)

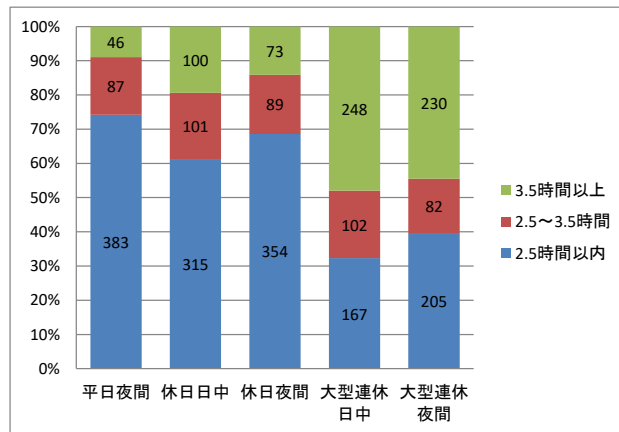
- 3時間 30分以内に約8割の要員が参集可能な場所にいることを確認した。(大型連休は除く。)
- 大型連休でも、3時間 30分以内に約5割の要員が参集可能な場所にいる。

b. 徒歩移動のみの場合 (第8図)

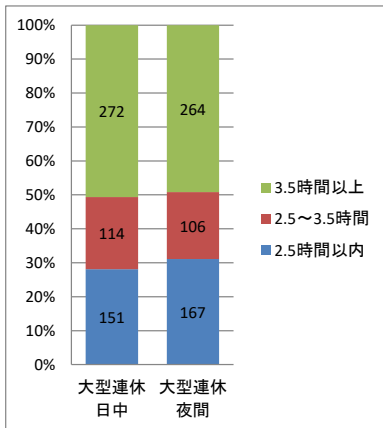
- 車を使用した場合に比べ要員参集のタイミングが遅くなるが、6割程度の要員は、7時間以内に参集可能な場所にいることを確認した。(大型連休は除く。)
- 通常の休日と大型連休を比較すると、大型連休には約3割多い要員が半径10km圏内から不在(徒歩7時間以上)となるが、7時間以内で参集可能な要員は約3割。



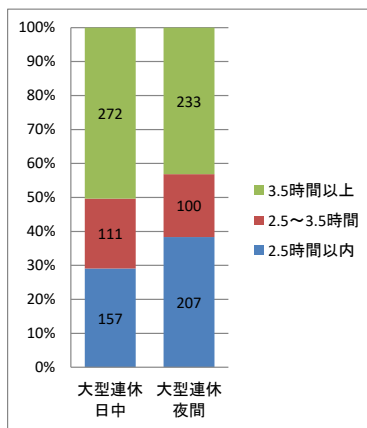
(a) 平成28年5月



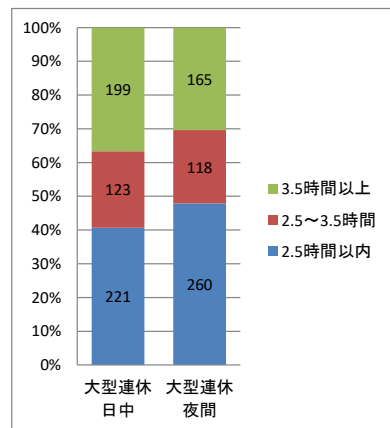
(b) 平成29年5月



(c) 平成30年1月



(d) 令和元年1月

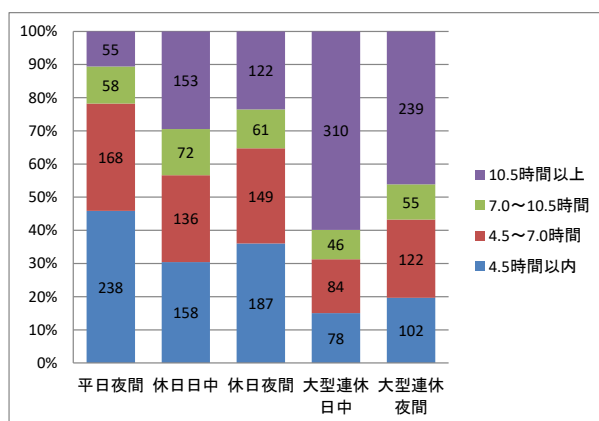


(e) 令和2年1月

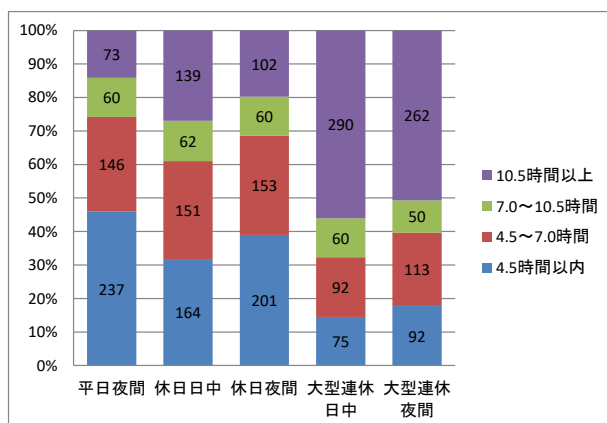
※発電所からの直線距離に応じた区分を回答してもらい、その区分に応じた移動時間（30分以内（～10km）、30分～1.5時間（10～30km）、1.5時間以上（30km～））に以下の数値を加えて算出。

- ・ 出発までの準備時間：30分
- ・ 集合場所での情報収集時間：30分
- ・ 集合場所から発電所間に設ける一時立寄場所に駐車し、そこから徒歩で発電所までの移動時間：1時間

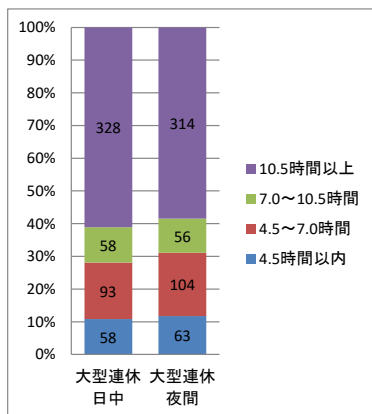
第7図 要員参集シミュレーション結果（車でアクセス可能）



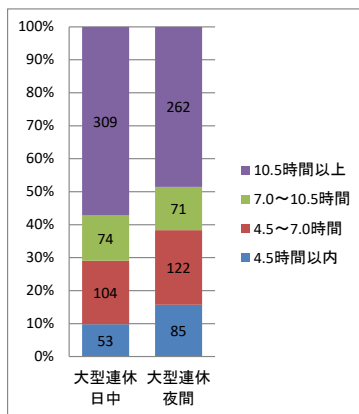
(a) 平成28年5月



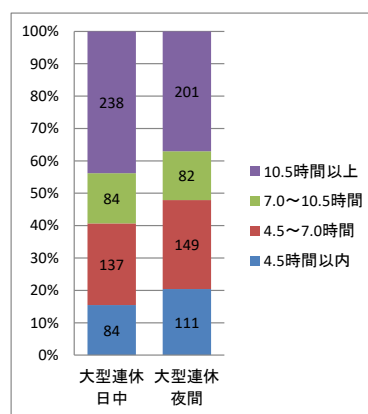
(b) 平成29年5月



(c) 平成30年1月



(d) 令和元年1月



(e) 令和2年1月

※出発までの準備時間を考慮のうえ、天候が良好な状況を想定し、集合場所を経由した場合の発電所（緊急時対策所）までの移動距離 4.0 時間以内（～3.5km）、4.0～6.5 時間（3.5～10km）、6.5～10.0 時間（10～20km）、10.0 時間以上（20km～）により算出。なお、移動速度は参集訓練の実績（4.0km/h（67m/min））を基に算出している。（別紙補足2）

※発電所からの直線距離に応じた区分を回答。

※集合場所での情報収集時間の30分を考慮

第8図 要員参集シミュレーション結果（徒歩移動のみ）

(3) 参集要員の確保

(1) 要員の想定参集時間、及び(2) 要員参集調査から、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）かつ、参集手段が徒歩移動のみを想定した場合であっても、発電所構外の重大事故等に対処する要員は事象発生から約7時間で発電所に参集可能と考えられること、また、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休に重大事故等が発生した場合であっても、7時間以内に参集可能な重大事故等に対処する要員は150名以上（発電所員540名の約3割以上）と考えられる。このことから、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の初動体制の拡大を図り、長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54名※）は、要員参集の目安としている8時間以内に確保可能であることを確認した。

※ 要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

鉄塔倒壊時のアクセスについて

1. 鉄塔の倒壊と参集ルートについて

発電所周囲には 500kV, 220kV 及び 66kV の送電鉄塔が設置されており，送電線及び送電鉄塔は参集ルート上を横断又は参集ルートに近接している。(第 1 図)

送電線の脱落及び断線，あるいは送電鉄塔が倒壊した場合においても，垂れ下がった送電線又は倒壊した送電鉄塔に対して十分な離隔距離を保って通行すること，又は複数の参集ルートからその他の適切な参集ルートを選択することで，発電所に参集することは可能である。

2. 送電鉄塔の倒壊時に通行する参集ルート

送電鉄塔の倒壊等が発生した際に通行する参集ルートについては，倒壊した送電鉄塔の場所及び損壊状況に応じて，その他の複数の参集ルートから，以下の事項を考慮して，確実に安全を確保できる適切な参集ルートを選定して通行する。

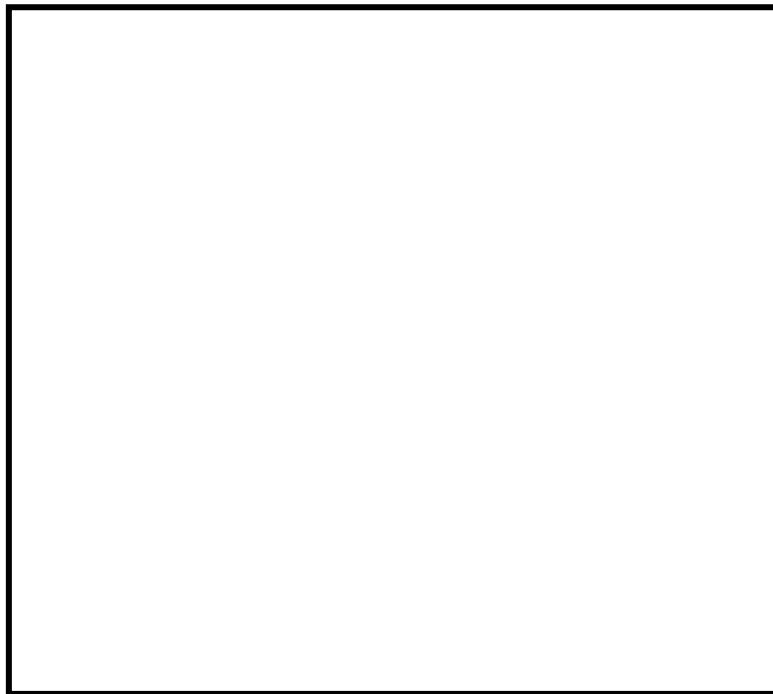
- ・ 大津波警報発生の有無
- ・ 倒壊した送電鉄塔及び送電線の損壊状況及び送電線の停電状況
- ・ 上記以外の倒壊物による参集ルートへの影響状況



第 1 図 発電所周辺の参集ルートと送電鉄塔の位置

(1) 66kV No. 54-甲及びNo. 54-乙送電鉄塔が倒壊した場合

発電所侵入道路を阻害することになる66kV No. 54-甲及びNo. 54-乙送電鉄塔の倒壊がおきても、これらの鉄塔を迂回することでアクセスすることは可能である。(第2図)



第2図 一矢入口周辺の参集ルートと送電鉄塔の位置

3. 倒壊した送電鉄塔の影響について

自然災害により送電鉄塔が倒壊した事例を以下に示す。



強風による送電鉄塔の倒壊事例①※¹



強風による送電鉄塔の倒壊事例②※¹



地震による斜面の崩落に伴う送電鉄塔の倒壊事例※²



津波による隣接鉄塔の倒壊に伴う送電鉄塔の倒壊事例※²

【出典】

- ※¹ 電力安全小委員会送電線鉄塔倒壊事故調査ワーキンググループ報告書
(平成14年11月28日)
- ※² 原子力安全・保安部会・電力安全小委員会電気設備地震対策ワーキンググループ報告書(平成24年3月)

重大事故等に対処する要員は、送電線の停電など安全を確認したうえで、倒壊した送電鉄塔の影響を受けていない箇所を、離隔距離を保って迂回するルートで鉄塔の近傍を通過することが可能である。

参集訓練の実施結果

1. 概要

重大事故等が発生した場合において、発電所外から参集する重大事故等に対処する要員の参集性を評価するため参集訓練を実施した。集合場所である緑ヶ丘施設から緊急時対策所に参集する時間を実際に計測して、移動速度を算出した。

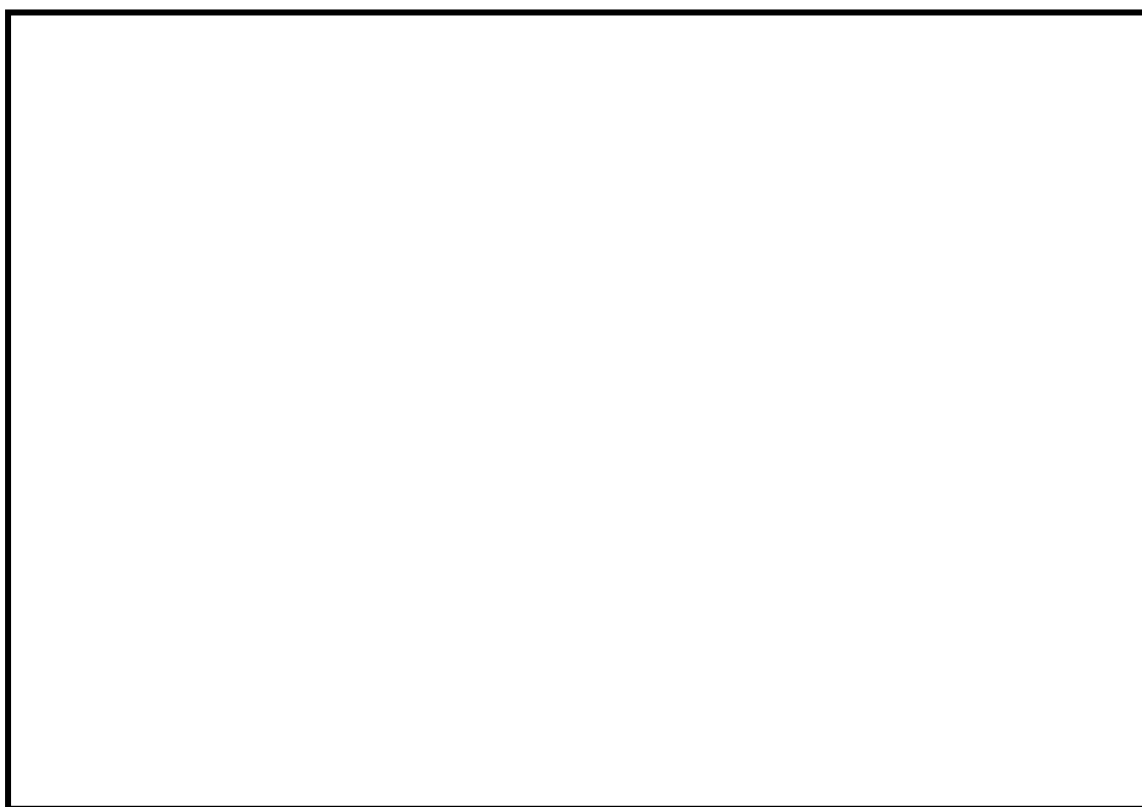
この結果から、発電所外から参集する重大事故等に対処する要員の参集するための速度を設定した。

2. 参集訓練の実施

参集訓練の実施に当たっての条件と実施結果を以下に示す。

(1) 参集訓練の実施概要

- ・移動経路は、通常参集ルートである一矢入口及び本谷入口、迂回ルートである宇中入口及び内カネ入口を通過して発電所にアクセスする4ルートを設定して実施。(第1図)
- ・移動速度の計測は、移動手段を徒歩として実施。
- ・各コースとも2名/組で実施。



第1図 集合場所（緑ヶ丘施設）からの参集訓練ルート

(2) 参集訓練の実施結果

第1表 参集訓練の実績結果（令和元年11月22日実施）

ルート	移動手段	実際の移動距離	参集時間	実際の移動速度	備考
①一矢ルート	徒歩	5.7km	80分	4.3 km/h (72 m/min)	通常ルート
②本谷ルート	徒歩	9.0km	110分	4.9 km/h (82 m/min)	通常ルート
③宇中ルート	徒歩	11.4km	169分	4.0 km/h (67 m/min)	迂回ルート
④内カネルート	徒歩	7.0km	99分	4.2 km/h (70 m/min)	迂回ルート
平均移動速度		4.4 km/h (73 m/min)			

3. 参集訓練の評価

第1表の参集訓練の結果より、徒歩での移動速度は73 m/min (4.4 km/h) と算出され、本訓練の評価用平均速度を67 m/min (4.0 km/h) で設定した。

また、上記の参集性の評価に当たっては、測定結果に交通事情や道路条件及び道路上に発生した障害によって発生する迂回に要する時間を考慮し、保守的に参集に係る移動速度を67m/min (4.0 km/h) とした。

4. 参集訓練の様子

参集訓練の様子を第2図に示す。



一矢ルート



本谷ルート



宇中ルート



内カネルート

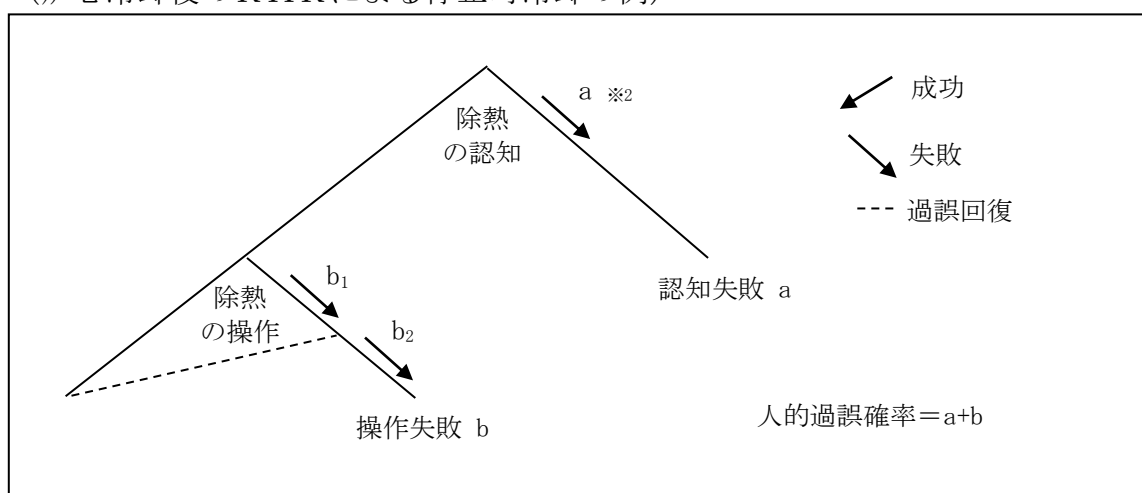
第2図 参集訓練の様子

2号当直副長又は1号当直主任による運転士への 操作指示／確認手順について

運転員の事故時における対応は、2号当直副長又は1号当直主任による「運転士」への操作指示がなされ、「運転士」による操作がなされる。(1人による対応)

一方、確率論的リスク評価※1では、以下のとおり人間信頼性評価(HRAツリー)にて評価を行っている。

人間信頼性評価(HRA)ツリーを用いた定量評価
(炉心冷却後のRHRによる停止時冷却の例)



人的過誤確率では、操作員の認知失敗や操作失敗があったとしても、1名の指示者の確認により是正がなされる評価手法を採用している。

以上により、実際の運転員による操作と、確率論的リスク評価で用いた評価手法は、整合が取られている。

※1 第244回 審査会合 資料3-4-2 島根原子力発電所2号炉確率論的リスク評価(PRA)について 参照

※2 認知失敗の過誤回復については、THERPの標準診断曲線時にて既に考慮されているため、HRAツリーとして人的過誤の分岐を設定しない(チームとしての認知の失敗確率が適用される)

発電所が締結している医療協定について

島根原子力発電所では、自然災害等が複合的に発生した場合等を想定し、医療機関で汚染傷病者を診療いただけるように体制を整備しておくことが必要であると考えている。

現時点で、松江赤十字病院と放射線被ばく又は放射能汚染を伴う傷病者等が発生した場合の診療に関する覚書を締結して汚染傷病者の受け入れ体制を確保している。

送配電部門の法的分離に伴う本社原子力防災組織について

令和 2 年 4 月 1 日の送配電部門の法的分離を踏まえ、中国電力株式会社（以下「中国電力」という。）は、送配電事業を担う 100%子会社である中国電力ネットワーク株式会社（以下「中国電力ネットワーク」という。）を設立し、送配電事業を分社化した。

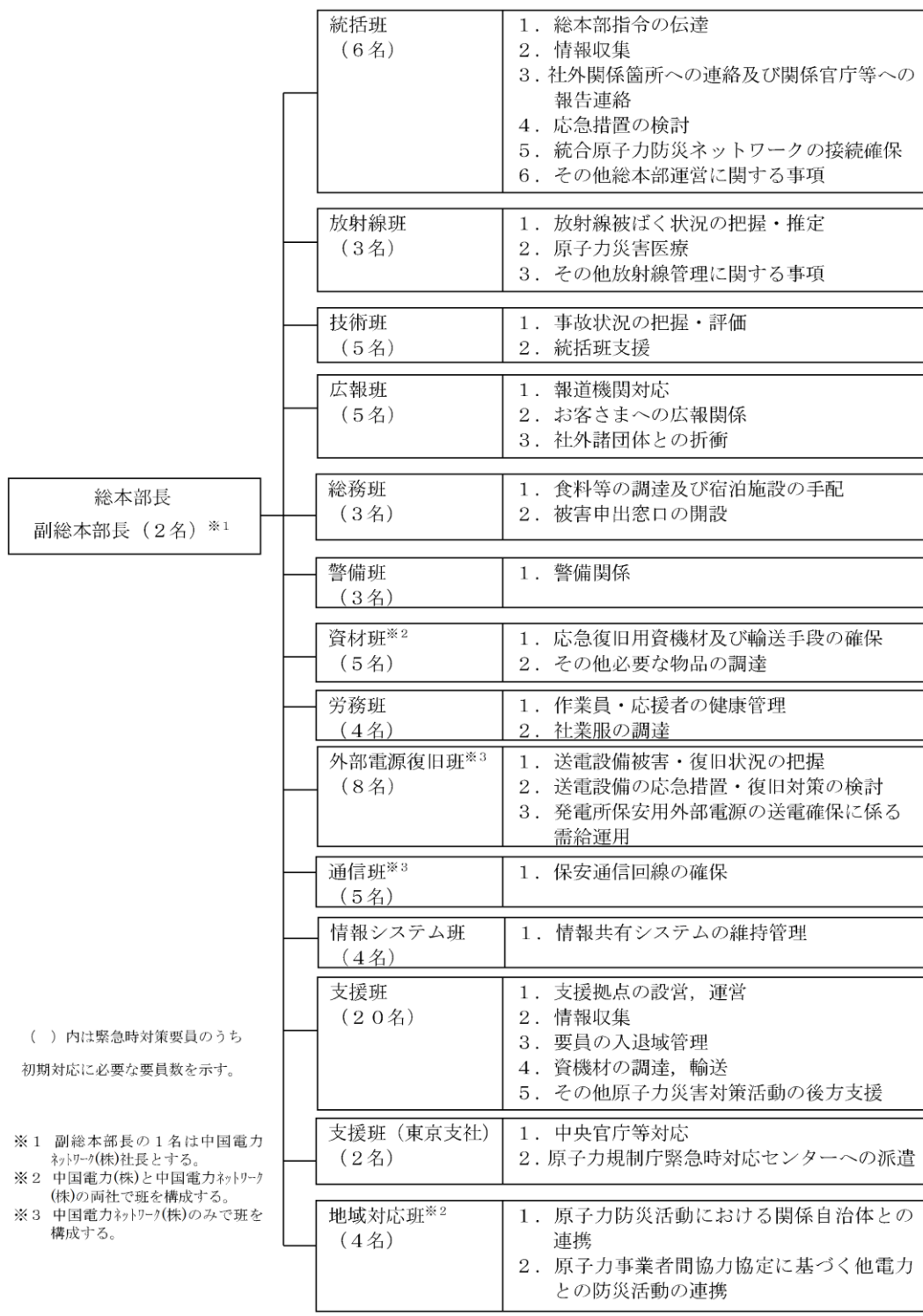
この分社化を受けて、令和 2 年 4 月 1 日、中国電力と中国電力ネットワークは、原子力災害が発生または発生するおそれがある場合において、両社が一体となった体制により、協力して円滑かつ迅速な原子力災害対策活動を実施するため、「災害時の復旧対応等に関する事業者間協力協定」を締結した。

本社原子力防災組織における原子力災害対策活動においては、中国電力の社長（緊急時対策総本部長）と中国電力ネットワークの社長（2名の緊急時対策副総本部長のうち1名）が連携して対応を行い、各社長は、緊急時対策総本部の各班に所属するそれぞれの要員に対して指揮命令を行う。

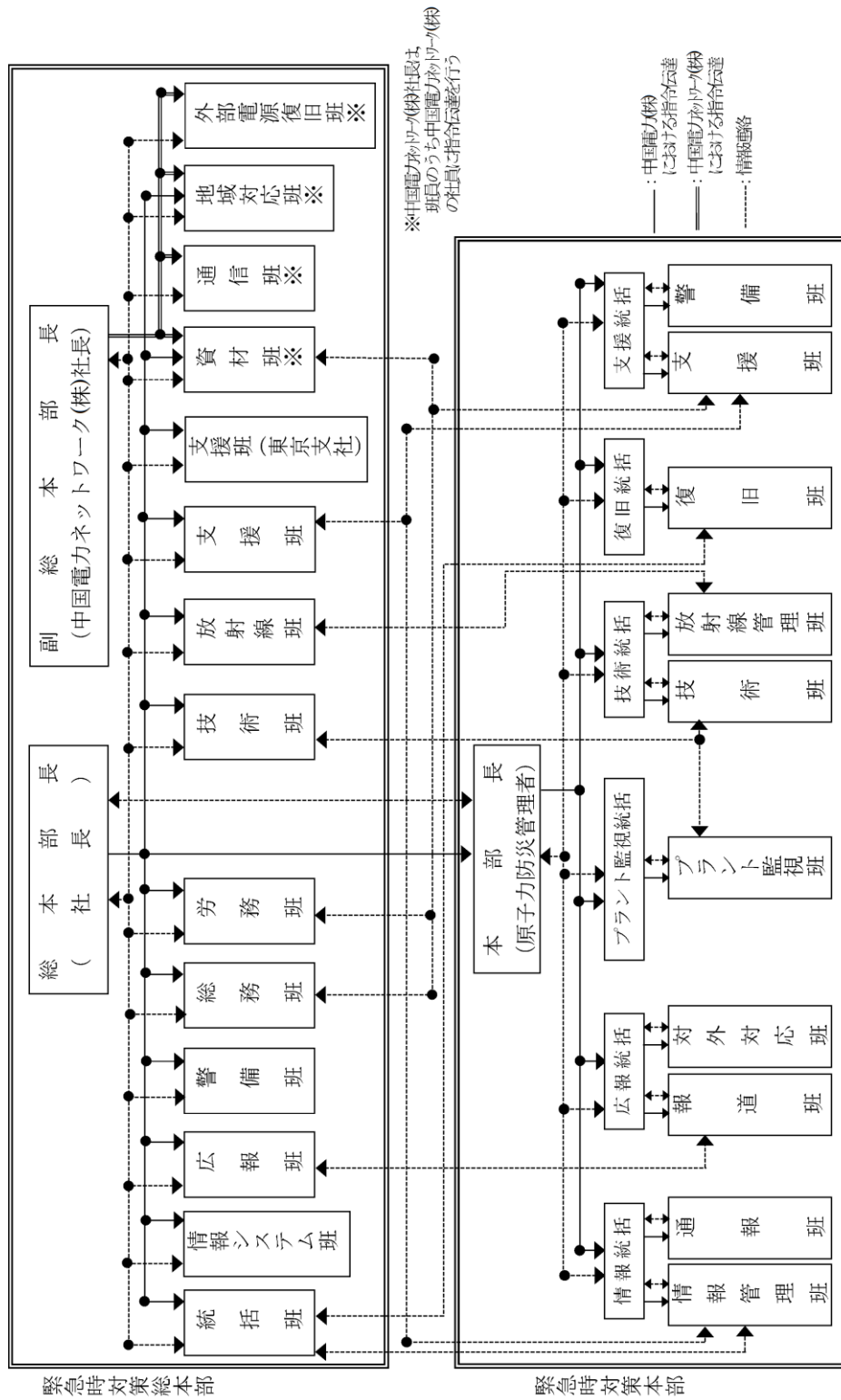
緊急時対策総本部の各班のうち、資材班及び地域対応班は中国電力と中国電力ネットワークの両社の要員で構成し、外部電源復旧班及び通信班は中国電力ネットワークの要員のみで構成している。

本社原子力防災組織を第 1 図に、緊急時における防災組織の情報・指令伝達経路を第 2 図に示す。

なお、送配電部門の法的分離に伴う本社原子力防災組織の構成、情報・指令伝達経路等の見直しについては、原子力災害対策特別措置法第七条に基づき作成している「島根原子力発電所 原子力事業者防災業務計画」に、令和 2 年 4 月 1 日に反映している。



第1図 本社原子力防災組織
 （島根原子力発電所 原子力事業者防災業務計画（令和2年8月）
 「別図2 本社原子力防災組織」抜粋）



第2図 緊急時における防災組織の情報・指令伝達経路
 (島根原子力発電所 原子力事業者防災業務計画 (令和2年8月))
 「別図3 緊急時における防災組織体制及び防災組織の情報・指令伝達経路」 抜粋)

島根原子力発電所 2 号炉

東京電力福島第一原子力発電所の
事故教訓を踏まえた対応について

< 目次 >

1. はじめに	1.0.12-1
2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の 運用面の問題点及び対策	1.0.12-2
3. その他の取組み	1.0.12-8
第1表 重大事故等対処設備の運用面の課題を抽出した報告書	1.0.12-2
第2表 手順書の整備に関する課題と対策	1.0.12-3
第3表 訓練の充実に関する課題と対策	1.0.12-4
第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策	1.0.12-7
第5表 ヒューマンエラー防止対策の取組み	1.0.12-8
第6表 その他考慮する事項（手順書の整備）	1.0.12-8
第7表 その他考慮する事項（運用面での改善）	1.0.12-9
別紙1 東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等 対処設備の運用面の課題抽出について	1.0.12-10
別紙2 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 課題及び現状	1.0.12-12

1. はじめに

東日本大震災における東京電力福島第一原子力発電所については、全交流動力電源の喪失、常設直流電源の喪失とともに安全系の機器又は計測制御機器の多重故障等のこれまでに経験したことがない事象が発生した。過酷環境において原子炉を冷却するために種々の対応が行われ、この対応において得られた様々な知見や国内外の各機関が指摘した問題点及び教訓が、東京電力をはじめ、国内外の各機関によって整理・指摘され、対策が提言されている。

これらの指摘及び提言は、重大事故等対処設備の整備強化等の設備面の対策だけでなく、重大事故等対処設備の活用のための手順書の整備、教育・訓練の充実及び運転操作を補助する資機材の充実についても挙げられている。

本項では、これらの指摘及び提言を踏まえ、重大事故等対処設備の活用に関する運用面の課題を整理し、島根原子力発電所2号炉での対策及び取組みについて述べる。今後も、東京電力福島第一原子力発電所事故により得られる新たな知見や対策が得られ次第、適宜、対策の実施可否について検討し、対応が必要な課題については対策を講じていく。

2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の運用面の問題点及び対策

(1) 課題の抽出要領

重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出に当たっては、以下の報告書に記載された指摘又は提言から、島根原子力発電所2号炉において対応すべき対策を抽出した。

第1表 重大事故等対処設備の運用面の課題を抽出した報告書

	報告書名称	機関	報告年月
1	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査委員会報告書	国会事故調	2012年6月
2	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告書	政府事故調	2012年7月
3	福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書	民間事故調	2012年2月
4	福島原子力事故調査委員会 最終報告書	東京電力	2012年6月
5	福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓	INPO (原子力発電運転協会)	2012年8月

上記の各報告書には、内容が同様あるいは類似の指摘及び提言があるため、抽出された指摘及び提言を分類化し、島根原子力発電所2号炉におけるこれまでの対応を踏まえて、対応すべき課題を選定した。

各報告書の指摘及び提言には、深層防護の考え方に基づく重大事故等対処設備の多重化や多様化の設備対応の強化が含まれているが、これらのハード対策は、他の説明資料にて対策方針が示されているため本資料には記載しない。本資料では、別紙1に示すように、指摘及び提言の対応方針が確立し、かつ他資料に記載していない運用面に関する課題を抽出した。

抽出した課題は「手順書の整備」「訓練の充実」「運転操作を補助する資機材の充実」に分類化することができ、その対策とあわせて以下に整理した。

(2) 抽出された課題と対策

抽出された課題と島根原子力発電所2号炉における対策について、「手順書の整備」「訓練の充実」「運転操作を補助する資機材の充実」の観点に整理した。その対策とあわせて以下に示す。

a. 手順書の整備

第2表 手順書の整備に関する課題と対策

	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> 全電源喪失状態となった場合の非常用復水器（IC）の操作，その後の確認作業についてのマニュアルがなく，系統確認や運転操作に対し迅速に対応できていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> 全電源喪失時の手順を整備し，重大事故等にも対応できる手順を整備する。
2	<ul style="list-style-type: none"> 事故時の運転手順書は電源があることを前提としていた。 このため，事故時の徴候ベースの手順書からシビアアクシデント手順書への移行も，電源があることを前提とした計器パラメータ管理であった。 故に，シビアアクシデント手順書は，全電源喪失等の事態では機能できない実効性に欠いたものであった。 	<ul style="list-style-type: none"> 電源機能が喪失した場合でも，重要なパラメータについては確認できるよう可搬型の計測器を使用したパラメータの確認手順を整備する。

b. 訓練の充実

第3表 訓練の充実に関する課題と対策

	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> ・(株)BWR 運転訓練センターにおける重大事故等対応の運転員の教育・訓練は、直流電源が確保され中央制御室の制御盤が使える前提であった。このため、常設直流電源が喪失した条件での重大事故等は対象としていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・(株)BWR 運転訓練センター及び自社シミュレータ施設における運転員の訓練においては、シミュレータを用いて全交流動力電源の喪失、常設直流電源の喪失等での重大事故等の状態を想定し、重大事故等対処設備を使用した訓練を実施することにより、実効性のある訓練を行う。
2	<ul style="list-style-type: none"> ・(株)BWR 運転訓練センターにおける運転員の教育訓練は、重大事故等対応の内容を「説明できる」ことが目標の机上教育に留まっており、実効性のある訓練となっていなかった。 	
3	<ul style="list-style-type: none"> ・防災訓練を1年に1回の頻度でしか実施していなかった。 このため、防災訓練の経験者の増加が僅かであり、チームとしての対処能力の向上には至っていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・訓練参加者に対して、事前に訓練シナリオを伝えない訓練を実施することにより、実効的な緊急時対応能力の向上に努める。 ・東京電力福島第一原子力発電所事故から得られた知見、その他各種知見を基にした新規制基準の適合申請において想定した事故シナリオ及び対処策を用いて、定期的な訓練を計画・実施する。 ・高頻度に原子力防災訓練を行うことにより、訓練経験者を増やし、交替要員を含めたチーム全体の対処能力の向上を図る。

【実施状況】

- (a) 運転訓練施設における運転員の訓練実績（平成26年4月～令和3年3月）
- ・ 自社シミュレータ施設における直員連携訓練：75回（累計の参加人数638名）
 - ・ 社外シミュレータ施設における運転員の訓練：65回（累計の参加人数80名）
- （上記2つの訓練は、いずれも電源機能等喪失，重大事故等の発生を想定し，シミュレータを用いて対処操作を検討・評価する。）



シミュレータを用いた運転操作訓練の状況
（写真は自社施設での実施状況，全交流動力電源喪失時を想定）

- (b) 発電所における訓練実績（平成26年4月～令和3年3月の累計）
- ・ 総合訓練：8回（緊急時対策本部を設置し対応，現場での実模擬操作と連動）
 - ・ 要素訓練：386回（高圧発電機車の操作及びケーブル敷設，大量送水車の移動及びホース展張，タンクローリーの移動及びホース展張 他）



総合防災訓練の状況



高圧発電機車を用いた電源供給訓練の状況
（写真は全交流動力電源喪失時を想定した電源ケーブル接続作業）



大量送水車による訓練状況
(写真はホース展張とホース接続作業)

c. 運転操作を補助する資機材の充実

第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策

	課題	対策
1	<p>・電源喪失によって、中央制御室での計装系の監視及び制御である中央制御室の機能、発電所内の照明、ホットライン以外の通信手段を失った。</p> <p>このため、有効なツールや手順書がない中で、現場の運転員たちによる臨機の判断、対応に依拠せざるを得ず、手探りの状態での事故対応となった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・電源喪失により、中央制御室の既存の計装設備への交流電源が停止した場合にも、速やかに直流電源を供給し、監視を継続及び制御が可能な構成とする。また、重大事故等対応に必要な新規に設置する計装設備は直流電源による給電とする。 ・中央制御室及び緊急時対策所から操作及び作業の連絡を行うため、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備を整備する。 ・電源喪失時の準備として、避難用の照明とは別に作業用照明を設置し、中央制御室及び機器へのアクセスルート等は非常用電源により照明が使用できるようにするとともに、懐中電灯等の可搬型照明等により、既存の照明設備のない状況での操作及びパトロールを可能とする。 ・発電所内の連絡手段を確保するため、電源機能喪失時の対应用資機材として、無線通信設備、有線式通信設備及び衛星電話設備等を配備する。

3. その他の取組み

2. 項で述べた東京電力福島第一原子力発電所事故における事故対応の運用面の問題点及び対策のほかに、当社として取り組むべき事項を以下のとおり整理し、対応している。

(1) 手順書の整備

a. 手順書の整備によるヒューマンエラー防止対策の取組み

従来から、当社は手順書を整備し、運転操作ミス（誤操作）の防止に取り組んでいる。重大事故等発生時における対処に係る運転操作に当たって、運転操作ミスの防止に係る重要性がさらに高まることから、今後は、重大事故等対処設備の運転操作に関わる事項の整備に当たっては、第5表に記載した事項について考慮する。

第5表 ヒューマンエラー防止対策の取組み

1	・設計基準事故を超える事故に対し、的確かつ柔軟に対処できるよう、必要な手順書類を整備する。
2	・適切な判断を行うために必要となる情報の種類、入手方法及び判断基準を整備する。

b. その他

上記 a. のほかに、重大事故等時における手順書について、第6表の観点も追加して整備する。

第6表 その他考慮する事項（手順書の整備）

1	・炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等（ほう酸水注入、海水注入、格納容器ベント）の判断基準をあらかじめ明確化し、当直副長の判断により迅速な操作ができるようにする。
2	・重大事故等時に運転操作する設備、監視する計器及び通信連絡設備等については、その他の設備等と識別化しておく。

(2) 運用面での改善

従来から、当社では重大事故等の発生時に迅速・的確な事故対応ができるように、原子力防災訓練等の事故対応の教育・訓練を実施している。また、発電所員の事故対応意識の向上のため、安全文化醸成活動を継続的に実施している。このような、運用面での取組みについて、第7表に関する事項について改善を行う。

第7表 その他考慮する事項（運用面での改善）

1	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本部長の指揮下に各統括を配置し、各統括の指揮下には各班を設け、従来の本部長に集中する情報を各統括を介しての情報連絡に見直すことにより、整理された情報伝達を可能とし、対応戦略の意思決定等を円滑に行う。
2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 各種の情報が本社とも共有可能な情報共有ツール（時系列管理システム、COP（Common Operational Picture））を整備し、電話や紙による情報共有に加え、より円滑に情報を関係者で共有できるようにする。
3	<ul style="list-style-type: none"> ・ 社外対応を行う者に対して、モバイルパソコンやタブレット等のツールを活用した情報提供を行う。
4	<ul style="list-style-type: none"> ・ 夜間・休日昼間においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内に重大事故等に対処する要員を常時確保する。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間・休日昼間を含めて必要な要員を招集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。
5	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所と中国電力ネットワーク株式会社で系統事故時対応訓練を実施して協力関係を強化する。また、外部電源復旧訓練を中国電力ネットワーク株式会社と合同で実施する等、連携も強化する。
6	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震の揺れに対する防護のため、中央制御室の制御盤に地震時対応用手摺りの取付け及び中央制御室内の什器の固定など、地震を念頭に置いた対策を実施する。
7	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故時に要求される特殊技量（重機の操作等）を有した要員を確保するために、大型自動車・けん引及び重機等の免許等について社員の資格取得を継続して計画する。また、資格所有者の管理を実施する。
8	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転訓練シミュレータとは別に、シビアアクシデント時の知識、理解力向上のためプラント挙動等を可視化する研修ツール（卓上PCシステム）を構築しており、プラント挙動を可視化するツールの特徴を活かした事故時の挙動の解説や事故の影響緩和策等の対応策の検討等、教育へ活用する。

東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等対処設備の運用面の課題抽出について

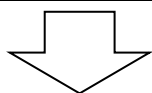
1. 抽出要領

本資料における東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出の概要を以下に示す。

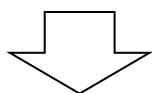
指摘及び提言事項は、調査対象となる報告書の記載を確認して抽出した。抽出された指摘及び提言事項は、重複するものを整理した後に、各部門にて各々の指摘及び提言事項の対応方針を確認し、対応方針が未確立の事項について、本検討の中で改めて対応方針を検討し確立した。この抽出された指摘及び提言事項とその対応方針は、原子力部門戦略会議に報告し、その進捗状況を管理している。

調査対象

	報告書名称	機関
1	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査委員会報告書（2012年6月）	国会事故調
2	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告書（2012年7月）	政府事故調
3	福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（2012年2月）	民間事故調
4	福島原子力事故調査委員会 最終報告（2012年6月）	東京電力
5	福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓（2012年8月）	I N P O （原子力発電運転協会）

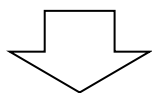


島根原子力発電所2号炉に係る指摘及び提言事項



約440項目

抽出した指摘及び提言事項について、内容が類似の事項を統合

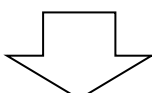


約60項目

統合した指摘及び提言事項のうち、対応が明確である事項を抽出
ただし、以下に示すような他の説明資料で記載される事項は対象外とした。

（他の説明資料で記載されるため対象外とした内容）

- ・ 設備及び資機材の整備に係る事項
- ・ 設備及び資機材の整備に伴って対応する事項
（手順書を整備すること、整備した手順書を用いた訓練を行うこと等）
- ・ 発電所の緊急時対策本部及び本社の緊急時対策総本部の体制や要員の活用等に係る事項
- ・ その他（他の説明資料で記載される内容）



本資料中の下記の表に集約

- ・ 第2表 手順書の整備に関する課題と対策
- ・ 第3表 訓練の充実に関する課題と対策
- ・ 第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策

東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る課題及び現状

1. はじめに

原子力規制委員会「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」（以下「事故分析検討会」という。）において取りまとめられた「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（以下「中間取りまとめ」という。）に記載された事項から課題を抽出し、島根原子力発電所 2 号炉における現状を整理した。

中間取りまとめは、事故分析検討会において、2021 年 3 月までに技術的な内容の具体的検討を行った結果等を取りまとめたもので、今後、引き続き調査・分析を継続することとされており、事故時の現象に関する未解明のメカニズム等については最終報告を確認する必要があるが、東京電力福島第一原子力発電所事故から可能な限り教訓を得る観点から、対応すべき課題を抽出した。

2. 抽出された課題及び現状

中間取りまとめから抽出された課題に対して、島根原子力発電所 2 号炉における現状を整理した結果を第 1 表に示す。

今後も、事故分析検討会における検討状況を注視し、新たな知見が得られ次第、適宜、対策の実施可否について検討し、対応が必要となった課題については対策を講じていく。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（1／6）

	課題	現状	備考
1	<p>ラプチャードディスクの破壊設定圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 2号機ラプチャードディスクは破裂しておらず、同号機は一度もベントに成功しなかったと判断する。【P. 11】 ラプチャードディスクの破壊圧力が0.528MPa(abs)という高い圧力に設定されていたことがあり、ラプチャードディスクの破壊圧力の設定の妥当性について検討することが重要である。【P. 29】 	<ul style="list-style-type: none"> 耐圧強化ベントラインのラプチャードディスク (0.45MPa[gage]) は撤去することとしている。 格納容器ファルタベント系のラプチャードディスク (圧力開放板) の設計破壊圧力は、十分に低い圧力 (0.08MPa[gage]) に設定することとしている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(1) 参照</p> <p>補足資料(2) 参照</p>
2	<p>ウェットウエルベント時の除染係数</p> <ul style="list-style-type: none"> 従来、1号機と3号機では、3号機の方がサブプレッションチェンバ (S/C) の内部水の温度が飽和温度に近かったことよって、ベント時に減圧沸騰した可能性があり、この水の状態によりスクラビングによる除染係数 (DF) が著しく低くなった可能性があるとの考えが示されてきた。【P. 15】 1号機及び3号機のベント時に想定されるサブプレッションチェンバ (S/C) 内の水位や水温の条件付近では、除染係数は、ベント管の下端部から水面までの高さ (スクラビング時の水位 (サブマージェンス)) が重要な影響因子であって、減圧沸騰を含む水温の影響はあまり大きくないという知見を得たことから、この考えは除染係数の差を説明することに適していないと判断している。【P. 15】 	<ul style="list-style-type: none"> サブプレッション・プール沸騰時のスクラビング効果について、電力共同研究にて実験を行っており、沸騰時と未飽和時でスクラビング効果は同等程度であることを確認している。 今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(3) 参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（2／6）

	課題	現状	備考
3	<p>真空破壊弁の機能不全によるスクラビング・バイパス説</p> <ul style="list-style-type: none"> サブレッシュヨ Cheneyバ (S/C) に接続している真空破壊弁の1つが故障し、ドライウエル (D/W) 中の気体がベント時にスクラビングを経由せずに排気された可能性が指摘された。【P. 16】 福島第二原子力発電所において、真空破壊弁のガスケットずれが確認された。【P. 16】 BWRの確率論的リスク評価 (PRA) 手法の改善等の観点から、今後とも検討すべき項目であると考えられる。【P. 16】 	<ul style="list-style-type: none"> 真空破壊装置のガスケットはシリコンゴム製であったが、シリコンゴムは高温蒸気環境での劣化が確認されていたことから、改良EPDM製シール材に変更することとしている。 真空破壊装置のガスケットは、フランジ部の溝に伸縮性のあるガスケットを広げてはめ込む構造であり、筒単には外れにくい構造としている。 仮にガスケットが溝から完全に外れた場合、フランジと弁体の機械加工された部分が接触することから、ドライウエル側からの圧力が掛かっている状態においてはサブレッシュヨ・ Cheneyバに大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。なお、弁体とフランジの間にガスケットの噛み込みが発生した場合においても、ガスケットの厚み程度では隙間は小さく、ドライウエル側から圧力が掛かっている状態であれば、大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。 真空破壊装置故障は、現状の許認可モデルとして考慮していないが、今後、PRAモデルの高度化の一環で真空破壊装置故障による影響を考慮することとしている。 	<p>補足資料(4) 参照</p> <p>補足資料(5) 参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（3／6）

	課題	現状	備考
4	<p>ベントガスの自号機への逆流及び他号機への流入</p> <ul style="list-style-type: none"> 1号機及び3号機のいずれにおいても、自号機への相当量のベントガスの逆流があったと判断する。【P.16】 3号機への逆流量は4号機への流入量の2倍程度【P.17】 1号機への自号機逆流は2号機への流入量の数倍【P.17】 1/2号機及び3/4号機のスタックがそれぞれ共用されており、SGTS配管もスタックの手前で合流する系統構成となっている。【P.151】 系統構成中、SGTSフィルタトレン前後に設置されている隔離弁は電源喪失時に全開となること、逆流防止のためのグラビティダンパは仕様上、一定の漏えい（逆流）が生じることが確認されている。【P.151】 	<p>現状</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐圧強化ベントトライクの非常用ガス処理系からの分岐箇所を変更し、非常用ガス処理系との接続配管には隔離弁を2重で設置する設計としている。 耐圧強化ベントトライクは他号機と共用しておらず、排気管は単独で排気筒頂部まで設置している。 非常用ガス処理系フィルタ出口側の隔離弁は電動駆動弁（フェールアズイズ）で、グラビティダンパはフィルタ入口側（排風機出口側）に設置している。 なお、格納容器フィルタベント系は、他系統との接続配管に隔離弁を2重で設置し、排気管は単独で原子炉建物頂部まで設置しているため、自号機への逆流及び他号機への流入はない設計としている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(1) 参照</p>
5	<p>シールドプラグの下面の汚染</p> <ul style="list-style-type: none"> 1～3号機原子炉建屋のオペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）の線量率の測定結果等を分析した結果、原子炉格納容器（PCV）の上部に設置されているシールドプラグの下面の汚染の程度が高いことが確認された。【P.17】 1号機のシールドプラグの歪みの形状からは、シールドプラグが下に向かって大きな力を受けた形跡を示していることなどから、水素爆発時に生じた可能性が高いと考えられる。【P.20】 	<p>シールドプラグは、5分割されたブロックを組み合わせたラビリンス構造としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(6) 参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（4／6）

	課題	現状	備考
6	<p>3号機の水素爆発現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機の水素爆発は単純な非常に短時間での爆発による単一現象ではなく、多段階の事象が積み重なったものとする「多段階事象説」が有力との認識に至った。【P. 22】 3号機の水素爆発時点の原子炉建屋内部の雰囲気は、水素、（可燃性）有機化合物、水蒸気及び空気が混合したものであったと考えられる。【P. 24】 	<ul style="list-style-type: none"> 今後の調査・分析の動向を注視する。 	
7	<p>オペフロ（5階）以外における水素爆発の可能性</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷が判明した。【P. 25】 4階の水素爆発によって、300～500kPaの圧力が20～40msかかること、大梁の変形が生じうるとの見解を得た。【P. 25】 	<ul style="list-style-type: none"> 水素を含む高温のガスは上昇することを想定し、オペフロに静的触媒式水素処理装置（PAR）を設置することとしている。 漏えい想定箇所であるハッチ等のシール材を改良E P DM製シール材へ変更することとしている。 ハッチ等の付近には水素濃度計を設置することとしている。 原子炉建物水素濃度2.5vol%到達で格納容器ベントを実施する手順を整備することとしている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(7) 参照</p> <p>補足資料(8) 参照</p> <p>補足資料(9) 参照</p>
8	<p>3号機及び4号機における爆燃現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機原子炉建屋4階並びに4号機原子炉建屋3階及び4階の破損状況について、少なくともいくつかの箇所では、爆轟現象ではなく圧力上昇（爆燃現象）が生じた結果であることを示唆していると考えられる。【P. 26】 	<ul style="list-style-type: none"> 今後の調査・分析の動向を注視する。 	

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（5／6）

	課題	現状	備考
9	<p>主蒸気逃がし安全弁（SRV）の不安定動作</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失（SBO）条件下で、アキムレータの窒素が消耗し、主蒸気逃がし安全弁（SRV）が完全閉にも完全閉にもならない不十分な開閉が反復している状態（以下「中途開閉状態」という。）に至ると、原子炉压力容器（RPV）圧力が主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開閉信号の解除圧力を下回っても中途開閉状態の状態が継続される。【P. 27】 原子炉压力容器（RPV）圧力の小刻みな変動は、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の弁体押さえバネの温度が上昇した影響により、主蒸気逃がし安全弁（SRV）が所定の設定圧力よりも低い圧力において、安全弁機能として動作したものと考えられる。【P. 27】 窒素の不足のみならず、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の逃がし弁機能の制御機構等に何らかの未解明の要素があるとの結論に至った。【P. 27】 	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計とし、窒素不足が発生しないよう予備のガスボンベを配備することとしている。 SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール部を改良EPDM製シール材に変更することとしている。 格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の温度低下が可能な設計としている。 SRVの駆動用窒素の不足に関しては、現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 中間開閉状態が解除されずに継続したメカニズムに関する未解明の要素については、今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(10)参照</p> <p>補足資料(11)参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（6／6）

	課題	現状	備考
10	<p>設計上予定されないADS作動</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機ベント成功は、状況が推移する中で必ずしも設計上予定されていたわけではないが、自動減圧系(ADS)の作動条件が揃い、それによって生じたサブレーションチェンバ(S/C)圧力の急上昇がラプチャードイスクの破壊とベントの成功に繋がった【P.29】(S/Cの圧力上昇をRHRポンプの吐出圧確立と誤検知) 	<ul style="list-style-type: none"> ADSの作動条件として、ポンプ出口圧力信号ではなく、ポンプ遮断器閉信号を設定している。 今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(12)参照</p>
11	<p>RPVからの輻射を考慮したPCV過温破損の可能性</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器(PCV)上部は、原子炉圧力容器(RPV)との距離も近く、原子炉圧力容器(RPV)が高温になった場合、輻射などの影響で蒸気温度を超えて原子炉格納容器(PCV)温度が上昇するとの指摘もある。【P.34】 大量の水蒸気が存在する条件における過温破損のメカニズムについて検討を要する。【P.34】 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備を用いたシビアアクシデント対応により、RPVからの輻射によりPCVが過温破損に至るような事故シナジェンクスとならないことを確認している。 自主対策設備として、原子炉炉ウェル注水設備を設置することとしている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(13)参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

3. 補足資料

- (1) 耐圧強化ベントラインについて
- (2) 圧力開放板の信頼性について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-1抜粋)
- (3) サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料12抜粋)
- (4) 改良E PDM製シール材の適用性について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 付録2抜粋)
- (5) 真空破壊装置の構造について
- (6) シールドプラグの構造について
- (7) 原子炉格納容器の漏えい想定箇所について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-3及び
島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 付録2抜粋)
- (8) 原子炉建物水素濃度監視設備について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-3抜粋)
- (9) 水素漏えい時の対策について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-3抜粋)
- (10) 逃がし安全弁窒素ガス供給系について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 3.3抜粋)
- (11) S R Vの耐環境性能向上に向けた取り組みについて
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料30抜粋)
- (12) 自動減圧機能及び代替自動減圧機能の論理回路について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料42抜粋)
- (13) 原子炉ウェル代替注水系について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 補足説明資料 53条抜粋)

耐圧強化ベントラインについて

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備である耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を經由して、主排気筒に沿って設置している排気管から排出することで、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものである。

耐圧強化ベントラインの系統概要図を第1図に示す。

耐圧強化ベントラインに関するアクシデントマネジメント対策実施当時からの変更点は以下のとおり。

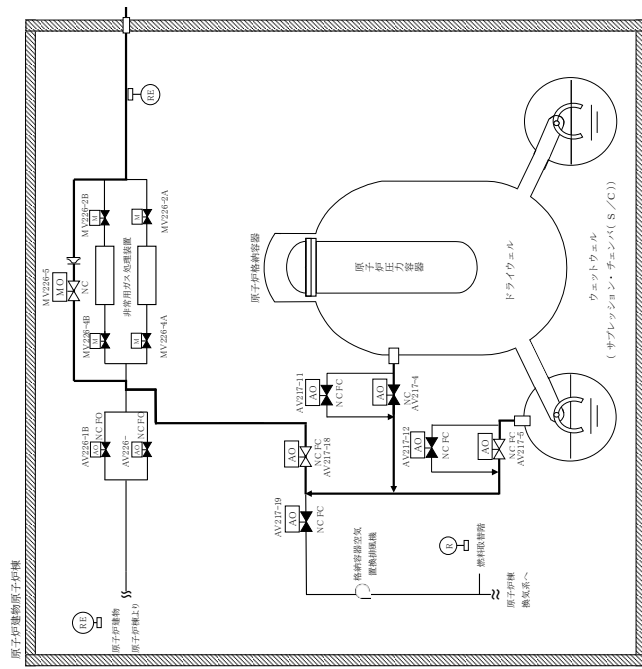
- ・ラプチャーディスクの撤去
- ・MV226-5の撤去
- ・耐圧強化ベントラインの分岐位置の変更
- ・AV226-11, 12, MV226-15, 16, MV217-20の追設
(格納容器フィルタベント系の他系統との隔離弁について2重で設置)
- ・AV217-4, 5, 18 (ベント弁第1弁及び第2弁)を電動駆動弁に変更
- ・MV217-23の追設 (ベント弁第2弁の多重化)

耐圧強化ベントラインの隔離弁の仕様を第1表に示す。

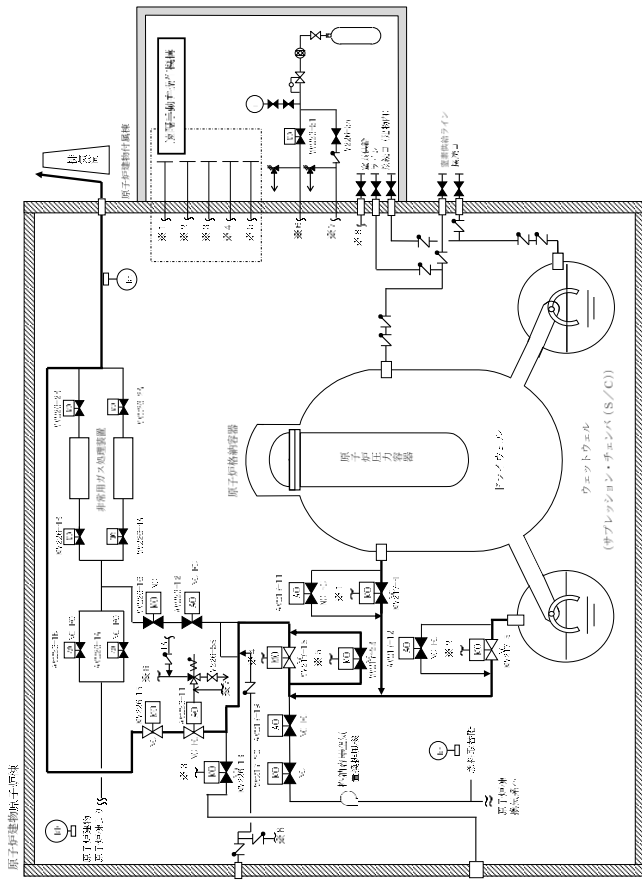
AV226-11, 12及びMV226-15, 16については、弁シート部がメタル又は膨張黒鉛製であるため、200℃、2Pd環境下において十分な耐熱性能を有しており、高温劣化の懸念が無い。

MV226-2A, 2Bは弁シート部にEPTゴムを使用しており、耐熱温度は150℃であるが、有効性評価のうち高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の最大温度は約153℃であるため、炉心損傷前の格納容器ベント実施時の当該弁シート部の温度は耐熱温度である150℃以下となると考えられる。高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移を第2図に示す。また、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し、当該弁の全閉を確認する手順を整備している。

アクシデントマネジメント対策実施当時



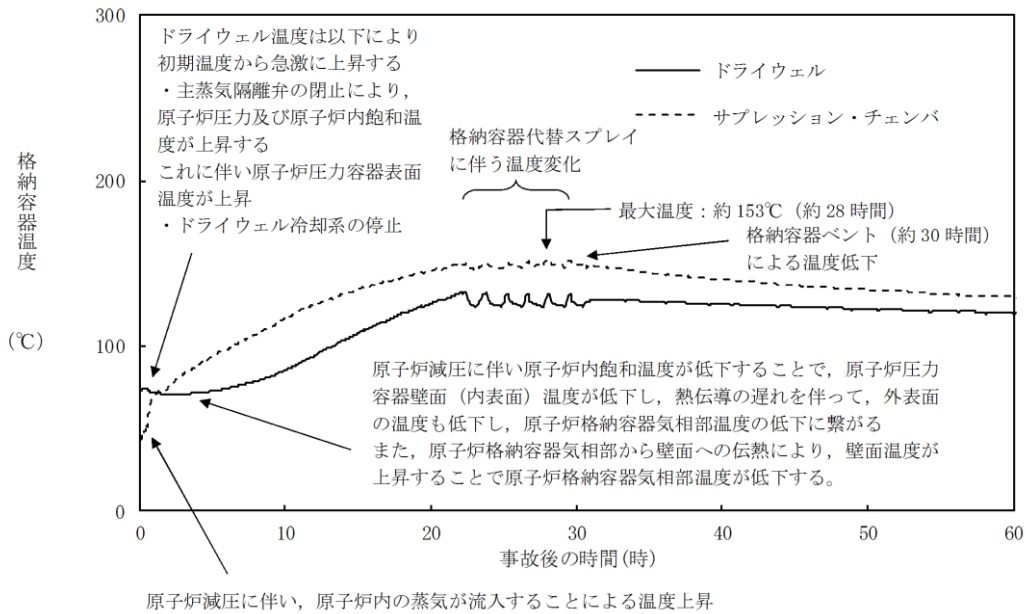
現状



第1図 耐圧強化ベントラインの系統概要図

第1表 耐圧強化ベントラインの隔離弁の仕様

	耐圧強化ベントラインの隔離弁		非常用ガス処理系との接続配管の隔離弁		非常用ガス処理系フィルタ出口の隔離弁	
弁番号	AV226-11	MV226-15	AV226-12	MV226-16	MV226-2A	MV226-2B
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動	電動駆動	電動駆動
シート材	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	EPT ゴム	EPT ゴム
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FAI	NC・FAI



第2図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

圧力開放板の信頼性について

1. 圧力開放板の信頼性について

圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力（約 384kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように、設定破裂圧力は 80kPa（圧力開放板前後差圧）を適用している。

操作実施後、圧力開放板が動作したことを第 2 表に示すパラメータの指示傾向を監視し判断する。

第 2 表 圧力開放板が作動したことの確認パラメータ

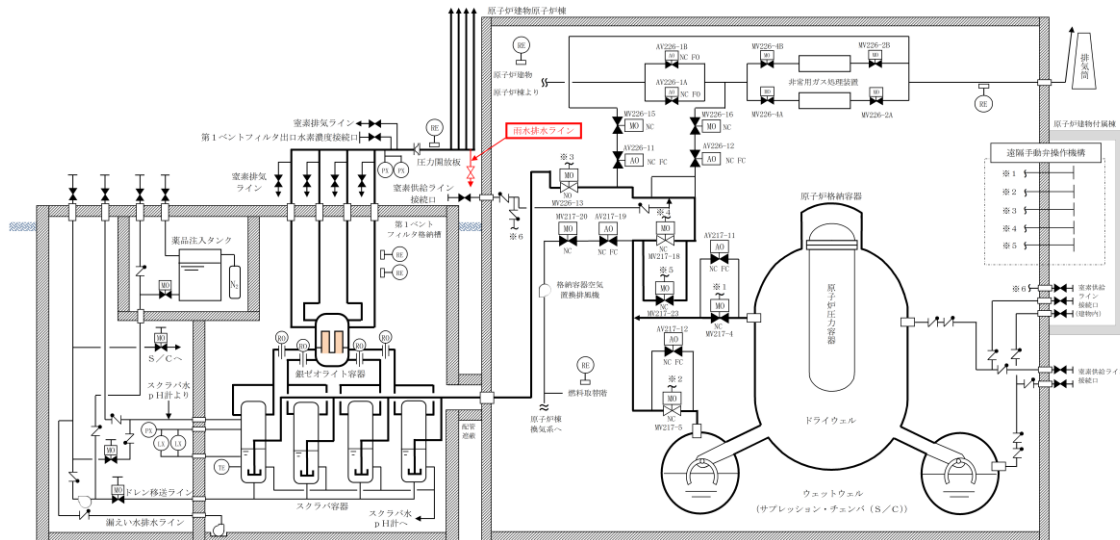
確認パラメータ	指示傾向
格納容器圧力	指示値が下降する。
フィルタ装置出口配管圧力	指示値が一旦上昇し、その後下降する。
第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	指示値が上昇する。

2. 圧力開放板の凍結による影響について

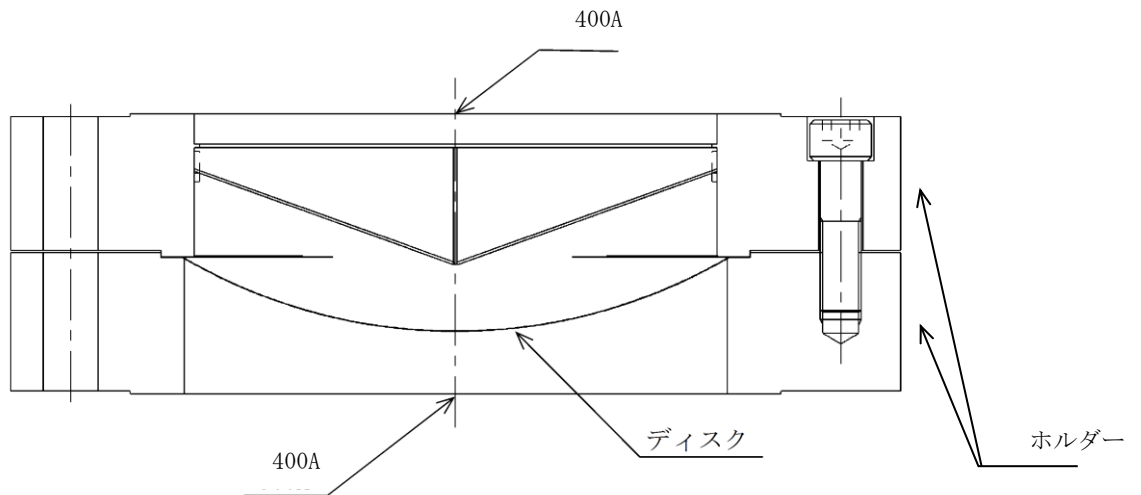
圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が浸入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。

銀ゼオライト容器下流側の圧力開放板出口側は第 3 図に示すとおり大気側に開放されているため、格納容器フィルタベント系の出口配管の頂部放出端から雨水が流入した場合、圧力開放板まで流入する。そのため、圧力開放板の下流側配管に雨水排水ラインを設けることにより、流入した雨水は圧力開放板下流側配管内に蓄積せずに系外へ放出することができ、配管内で凍結することはない。

一方で、圧力開放板の出口側配管は大気開放されていることから、配管内で水分が結露して水滴が付着し、その状態で外気温が氷点下以下となった場合には圧力開放板表面で水分が凍結する可能性がある。圧力開放板表面が凍結することによる設定圧力での作動影響については、圧力開放板表面を意図的に凍結させ、凍結状態を模擬した破裂試験を実施し、破裂圧力に影響がないことを確認する。



第3図 雨水排水ライン系統図



第4図 圧力開放板構造図

雨水排水ラインの止め弁については、系統待機時に雨水排水ラインに雨水が溜まらないよう、プラント通常運転中は開運用とする。そのため、雨水排水ラインの止め弁については、ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とする。

なお、ベント実施中は、常にベントガスの流れがあるため、放出口から雨水が流入することは考えにくい。また、仮に放出口から雨水が流入したとしても、流入した雨水はスクラバ容器に回収され、格納容器に移送することが可能である。

3. 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。

圧力開放板の試験内容を第3表に示す。ホルダーについて耐圧・漏えい試験を行い、漏えい及び変形が無いことを確認しており、ディスクについては複数（実機取付用、破裂試験用、予備）製作しロット管理を行い、気密試験、耐背圧試験及び破裂試験に合格したロットの中から、系統に設置する圧力開放板を選定することとしており、破裂圧力の許容差を考慮し80kPa～110kPaで圧力開放板が確実に動作すると考えている。

第3表 ラプチャディスク試験内容

試験項目	試験内容	試験個数	判定基準
気密試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスク入口側（凸部）より試験圧力 <input type="text"/> ※1にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認する。	ディスク 2枚	圧力降下がないこと。
耐背圧試験	ディスク入口側（凸部）を大気圧とし、ディスク出口側（凹部）より試験圧力 <input type="text"/> ※2にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認及び変形の有無を確認する。	ディスク 2枚※3	圧力降下・変形がないこと。
破裂試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスクが破裂するまで入口側（凸部）より加圧する。	ディスク 4枚以上※4	破裂圧力が80～110kPaの範囲内であること。
耐圧・漏えい試験	穴をあけたディスクをホルダーに組込み、最高使用圧力427kPa以上に加圧保持（10分以上）し、漏えい・変形の有無を圧力計・目視により確認する。	ホルダー 1個（全数）	圧力降下・変形が無いこと。

※1：常用圧力の上限（差圧）

※2：メーカー設計値

※3：気密試験に使用した2枚にて実施

※4：気密試験、耐背圧試験に使用した2枚を含む計4枚以上にて実施

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。

サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果

有効性評価の「添付資料 3.1.3.3」で評価している“雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について”は、サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル状の放射性物質の捕集についても期待しており、その捕集効果はMAAPコード内(SUPRA評価式)で考慮している。

事故発生後サプレッション・プール水は沸騰するが、沸騰時には気泡中の水蒸気凝縮に伴う除去効率の向上が見込めないため、捕集効果に影響を及ぼす可能性がある。

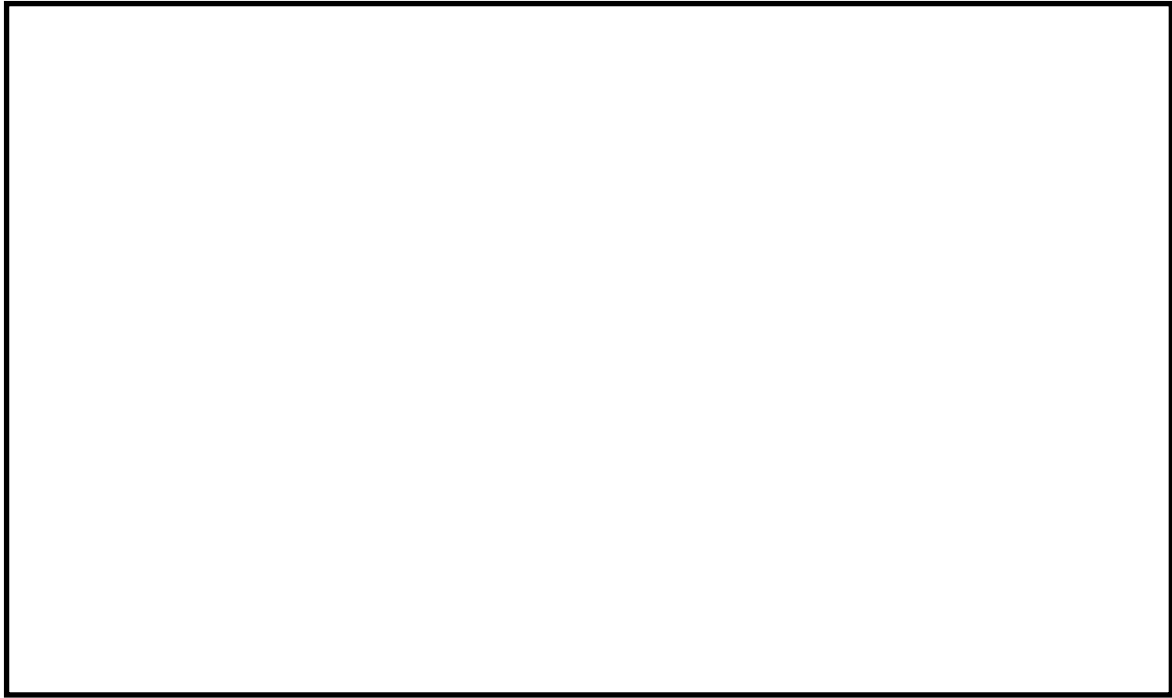
ここでは、サプレッション・プール水の沸騰による、捕集効果への影響について検討を行った。

1. スクラビング時のサプレッション・プール水の状態

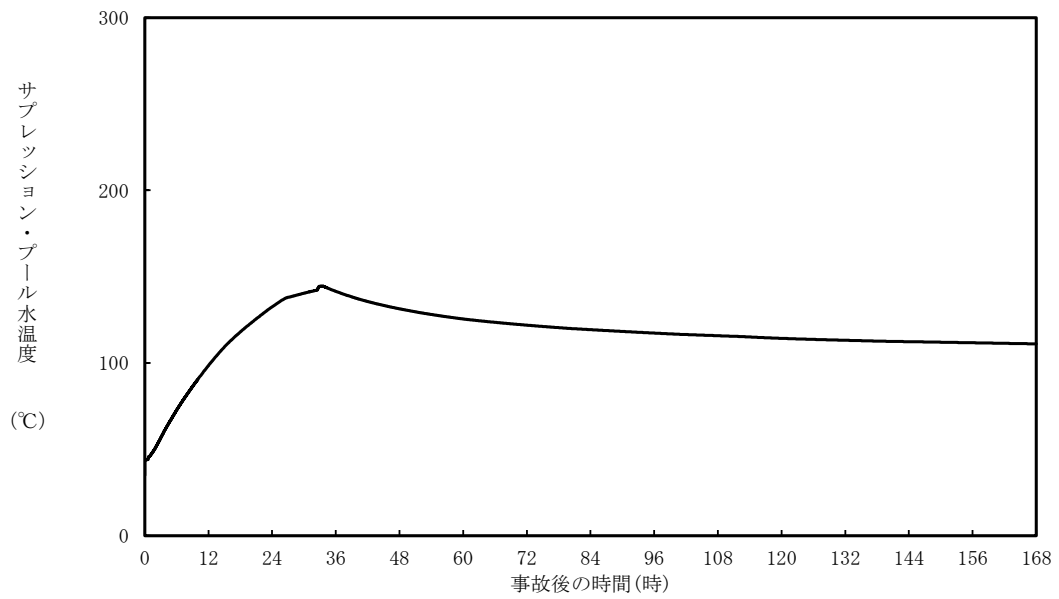
事故発生後、CsI及びCsOHは原子炉圧力容器から原子炉格納容器内気相部へ移行し、また、その大部分は原子炉格納容器内液相部に移行する。MAAP解析により得られた原子炉格納容器内液相部中のCsI及びCsOHの存在割合の時間推移を第5図に、サプレッション・プール水温度の時間推移を第2図に示す。

第5図より、初期のブローダウンによるスクラビングの効果等により、CsI及びCsOHの大部分が初期の数時間で液相部へと移行することが分かる。また、第6図より、最初の数時間においては、サプレッション・プール水温度は未飽和状態であり、沸騰は起きていないことがわかる。すなわち、サプレッション・プールでスクラビングされる大分部のCsI及びCsOHは、最初の数時間で非沸騰状態下でのその効果を受け、残りの少量のCsI及びCsOHが沸騰状態下でのスクラビングを受けることになる。

このことから、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に対しては、沸騰条件下でのスクラビング効果の影響よりも、非沸騰状態下でのスクラビング効果の影響の方が支配的になると考えられる。



第5図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合



第6図 サプレッション・プール水温度

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。

2. 沸騰時のスクラビング効果

(1) スクラビング効果に関する試験

沸騰後においても少量のエアロゾル粒子がサプレッション・プールのスクラビングを受けるため、沸騰時のスクラビング効果が極めて小さい場合は、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は大きくなる可能性がある。

沸騰時のスクラビング効果については、電力共同研究にて実験が行われており、未飽和時のスクラビング効果との比較が行われている。試験の概要と試験結果を以下に示す。

a. 試験の概要

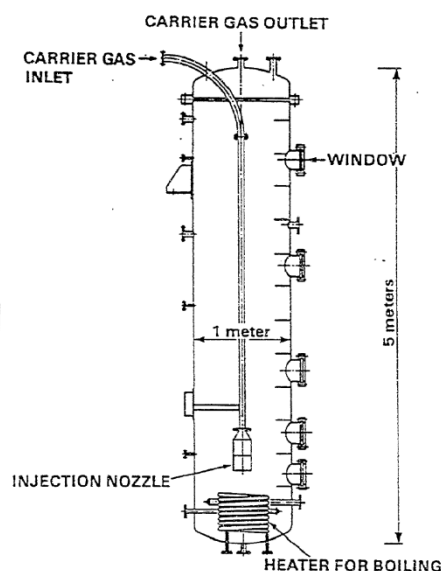
試験装置は直径約1m、高さ5mの第7図に示す円筒状容器であり、第4表に示す試験条件のもと、スクラバ水のスクラビング効果を測定している。

b. 試験結果

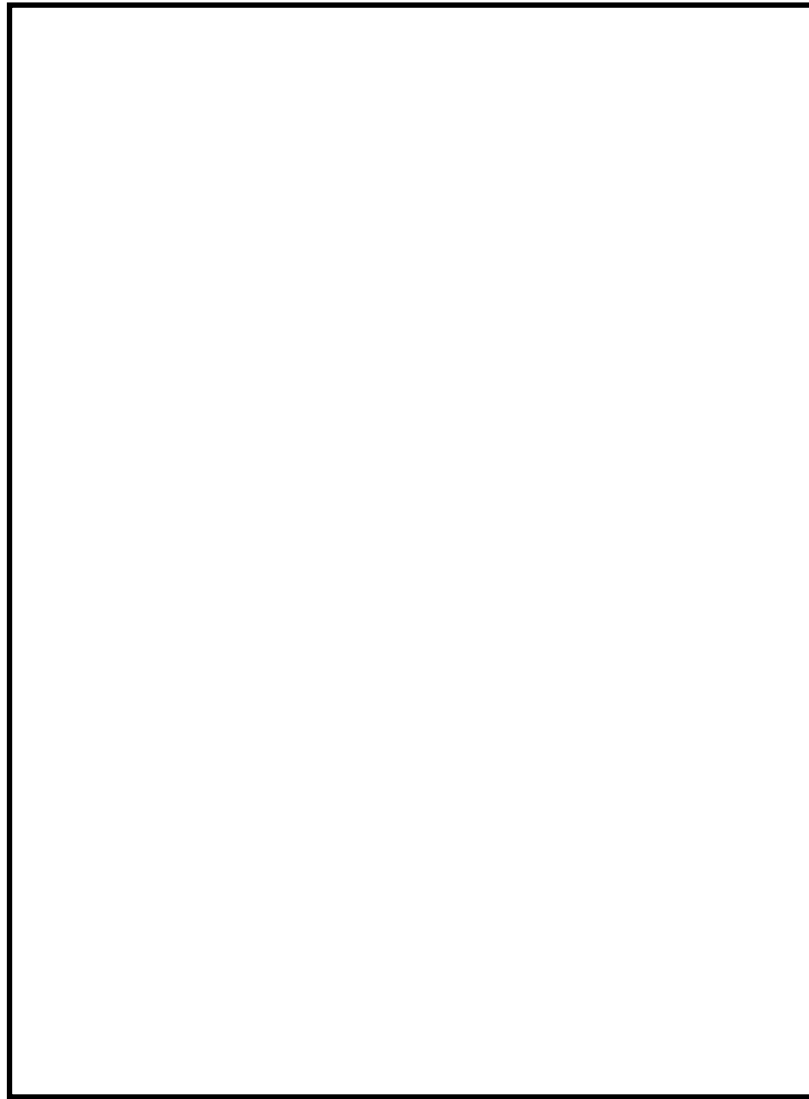
スクラバ水が未飽和である場合と、沸騰している場合の試験結果を第8図に示す。第8図では未飽和時の実験データを白丸、沸騰時の実験データを黒丸で示しており、スクラバ水の水深を実機と同程度（約1m）とした場合には、スクラビング効果は沸騰時と未飽和時で同等程度となっている。このことから、実機においても、沸騰後にサプレッション・プールのスクラビング効果が全く無くなる（DF=1）ことにはならず、沸騰後のスクラビングがサプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は限定的となると考えられる。

第4表 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI



第7図 試験装置の概要



第8図 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果

出典：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（PHASE2）最終報告書 平成5年3月

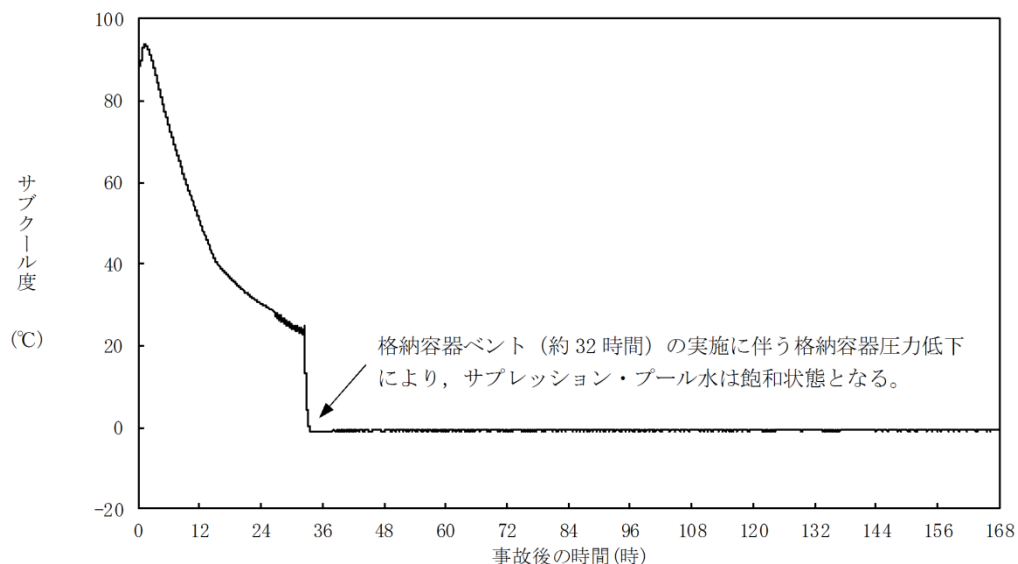
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 沸騰による除去効果への影響について

スクラビングによる除去効果について、MAAP解析ではスクラビング計算プログラム（SUPRAコード）により計算されたDF値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサブプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去系を使用しない場合では、第9図のとおり、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施に伴いサブプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サブプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。

MAAP評価条件及び評価結果を第5表及び第6表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第6表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。



第9図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

第5表 評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	□%	格納容器ベント実施前のD/Wにおける蒸気割合（約89%）相当
格納容器圧力	□ kPa [gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力を考慮して設定（設定上限値）
サプレッション・プール水深	□ m	実機では水深3m以上のため、設定上限値を採用
サブクール度	□ °C	未飽和状態として設定（設定上限値）
	□ °C	飽和状態として設定（設定下限値）
エアロゾルの粒径（半径）	□ μm	スクラビング前の最も割合が多い粒径
	□ μm	スクラビング後の最も割合が多い粒径

※ SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第6表 評価結果

粒径（半径）	D F	
	未飽和状態 （サブクール度 □ °C）	飽和状態 （サブクール度 □ °C）
□ μm	□	□
□ μm	□	□

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。

改良E P D M製シール材の適用性について

島根2号炉では、改良E P D M製シール材として [] を採用する計画である。

改良E P D M製シール材の開発経緯を以下に示す。

- ・従来、原子炉格納容器のシール材（ガスケット）として使用していたシリコンゴムは、使用温度範囲が -60°C ～ $+200^{\circ}\text{C}$ であり、従来のE P D M製シール材の使用温度範囲 -50°C ～ $+150^{\circ}\text{C}$ よりも耐熱性は若干高いものの、既往の試験結果から高温蒸気環境での劣化が確認されていた。
- ・従来のE P D M製シール材はシリコンゴムに比較して高温蒸気に強い材料であったが、更なる耐熱性向上を目的に材料の改良を進め、改良E P D M製シール材を開発した。

改良E P D M製シール材については、ガスケットメーカーにおいて、耐熱性、耐高温蒸気性及び耐放射線性の確認を目的に、事故時環境を考慮した条件（放射線量 800kGy を照射した上で 200°C の蒸気環境にて168時間）にて圧縮永久ひずみ試験が実施されており、耐性が確認されている。

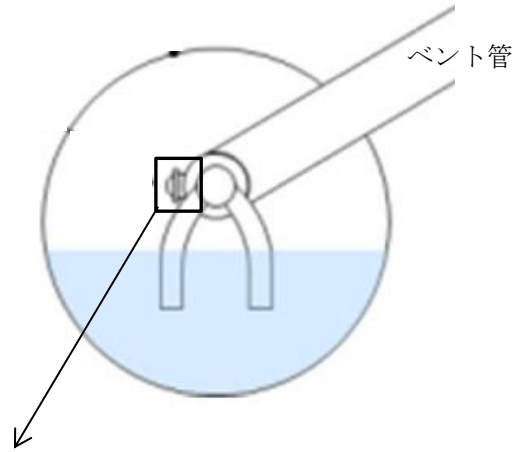
島根2号炉で採用予定の改良E P D M製シール材 [] については、ガスケットメーカーで実施された試験と同様に圧縮永久ひずみ試験を実施するとともに、重大事故等時の温度及び放射線による劣化特性がシール機能に影響を及ぼすものでないことを実機フランジ模擬試験にて確認している。

また、改良E P D M製シール材は、ガスケットメーカーにて材料や特長に応じ定めている型番品 [] として管理されているものであり、当該品を特定可能であることから、メーカー型番を指定することにより今回シール機能が確認されたものを確実に調達することが可能である。

なお、今後の技術開発により、より高い信頼性があるシール材が開発された場合は、今回と同様に圧縮永久ひずみ試験等を実施し、事故時環境におけるシール機能評価を行うことで、実機フランジへの適用性について確認する。

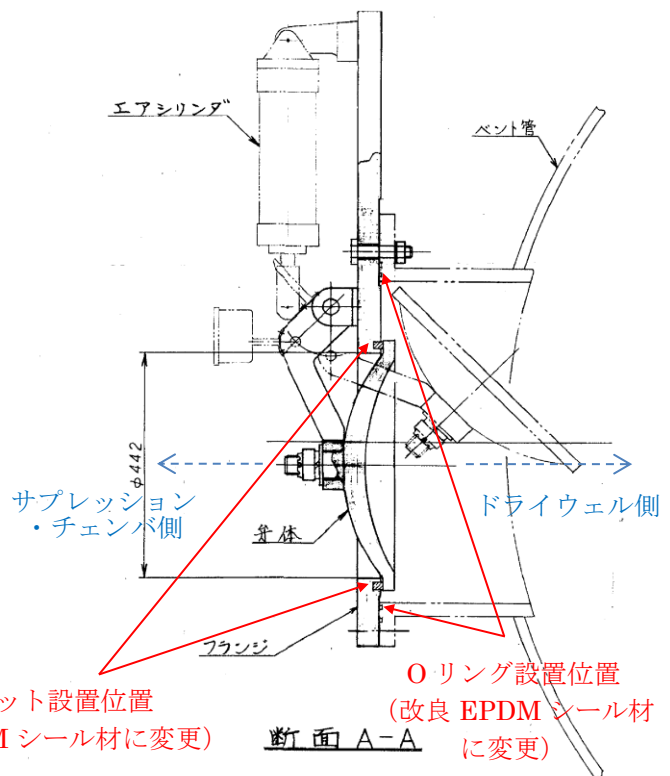
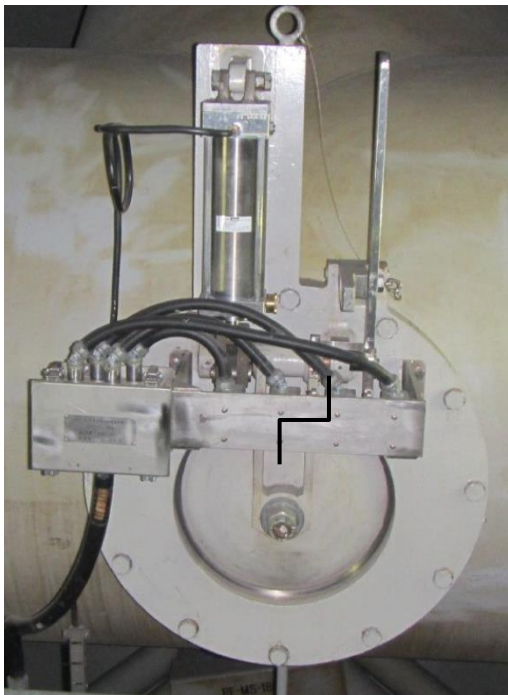
真空破壊装置の構造について

以下に真空破壊装置の構造を示す。



名称	種類	口径(mm)	材料	駆動方法	個数	取付箇所
a. 真空破壊装置	逆止め弁	44.2	SGV49	-	8	ベント管

A ←

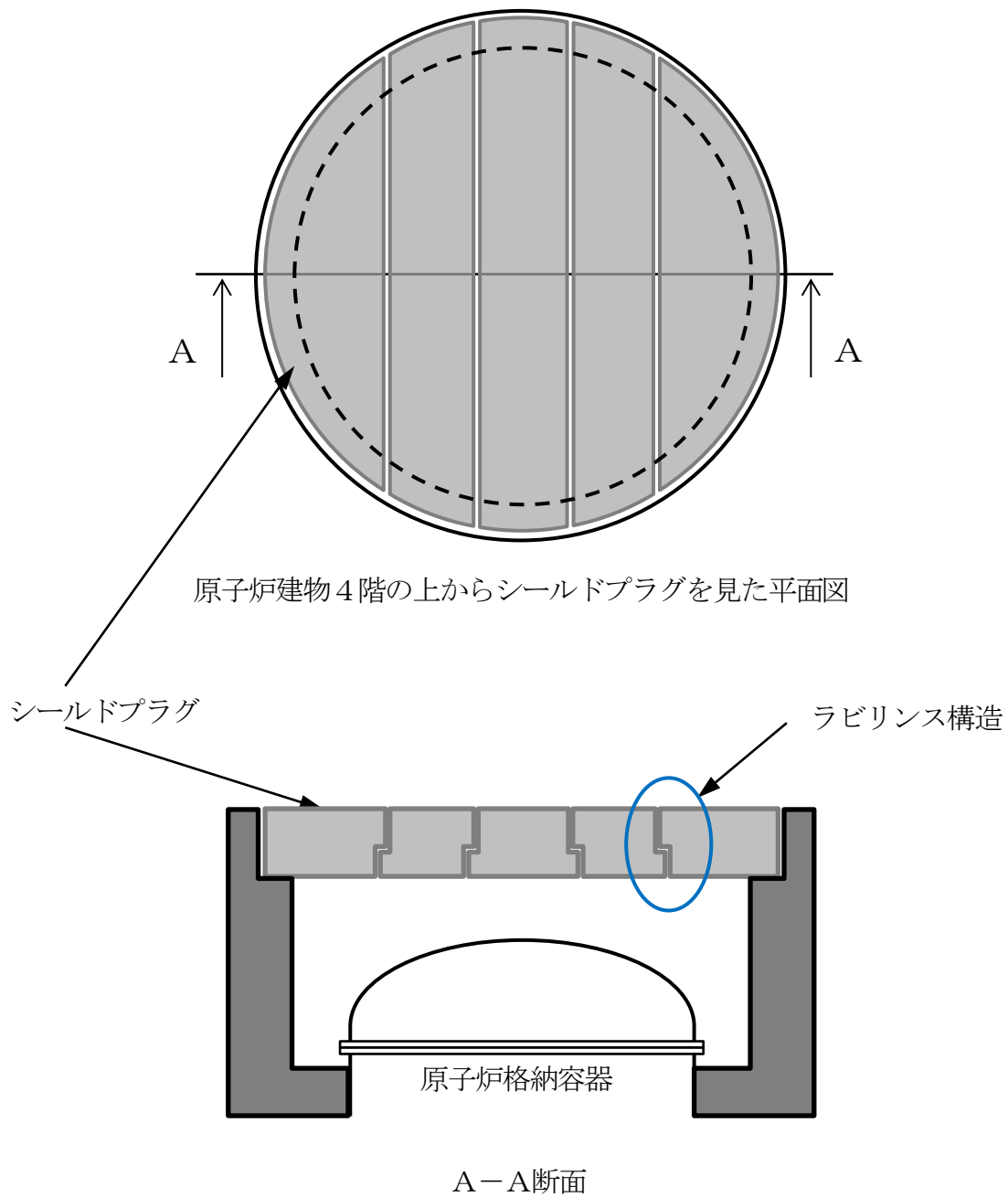


A ←

第10図 真空破壊装置構造図

シールドプラグの構造について

以下にシールドプラグの概略構造を示す。



第11図 シールドプラグ概略構造図

原子炉格納容器の想定漏えい箇所について

1. 想定漏えい箇所

原子炉格納容器の想定漏えい箇所を第7表に示す。PARの設計条件では格納容器バウンダリ構成部ハッチ類シール部8箇所のうち口径及び許容開口量に対する裕度から漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられるドライウェル主フランジから全量漏えいすることを想定する。有効性評価結果を踏まえた条件では当該8箇所から分散して水素が漏えいすることを想定する。

第7表 想定漏えい箇所

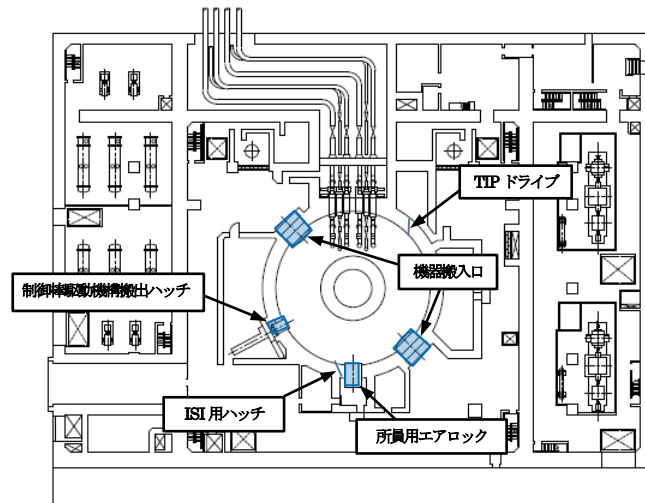
フロア	想定漏えい箇所	設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件
原子炉建物 原子炉棟4階	ドライウェル主フランジ (1箇所)	○	○
原子炉建物 原子炉棟2階	逃がし安全弁搬出ハッチ (1箇所)		○
原子炉建物 原子炉棟1階	機器搬入口 (2箇所) 所員用エアロック (1箇所) 制御棒駆動機構搬出ハッチ (1箇所)		○ ○ ○
原子炉建物 原子炉棟 地下階	サプレッション・チェンバ アクセスハッチ (2箇所)		○



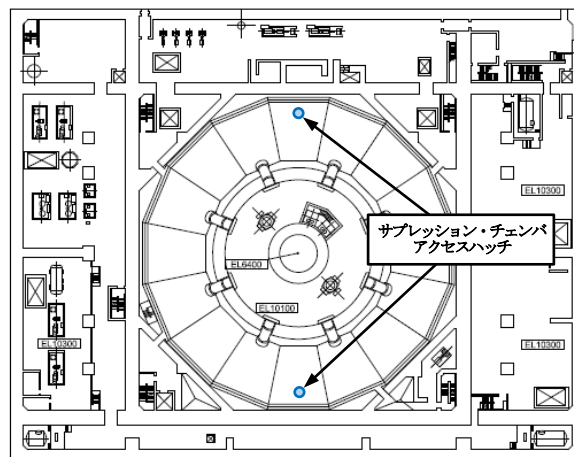
第12図 評価対象部位位置図（原子炉建物4階）



第13図 評価対象部位位置図（原子炉建物2階）



第 14 図 評価対象部位位置図 (原子炉建物 1 階)



第 15 図 評価対象部位位置図 (原子炉建物地下階)

2. 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について

原子炉格納容器バウンダリに使用しているシール材については、今後、下記に示すとおり重大事故環境下で健全性が確認されたシール材に変更する。

第8表 原子炉格納容器バウンダリに使用されているシール材の変更

バウンダリ箇所		部品	変更前部材	変更後部材
原子炉格納容器 本体・ハッチ類	ドライウエル 主フランジ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	機器搬入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
		均圧弁シート	フッ素樹脂	P E E K材
		電線貫通部シール	フッ素樹脂	黒鉛
	ハンドル軸貫通部 Oリング		フッ素ゴム	改良E P D M
	逃がし安全弁 搬出ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
制御棒駆動機構搬 出ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M	
配管貫通部	貫通部フランジ (X-7A, B)	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	貫通部フランジ (X-23A~E)	フランジOリング	シリコンゴム	改良E P D M
	貫通部フランジ (X-107)	フランジOリング	シリコンゴム	改良E P D M
原子炉格納容器 隔離弁	窒素ガス制御系 バタフライ弁	弁座シート	E P ゴム	改良E P D M
	T I P ボール弁	弁座シート	フッ素樹脂	改良E P D M
		グラントシール	フッ素樹脂	改良E P D M
		弁ふたシール	フッ素ゴム フッ素樹脂	改良E P D M
	T I P パージ弁	弁体シート	E P ゴム	改良E P D M
		グラントシール	E P ゴム	改良E P D M
		弁ふたシール	E P ゴム	改良E P D M

原子炉建物水素濃度監視設備について

1. 原子炉建物水素濃度監視設備の設計方針について

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物原子炉棟の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として原子炉建物水素濃度を設置する。

(1) 設計方針

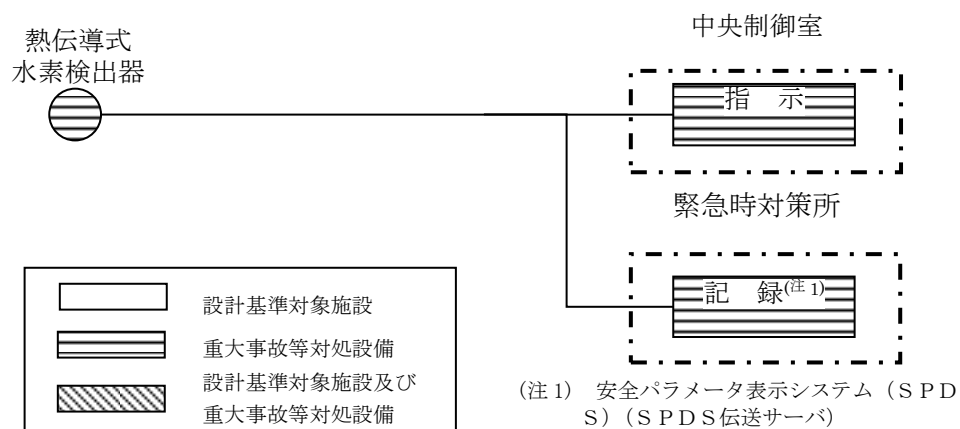
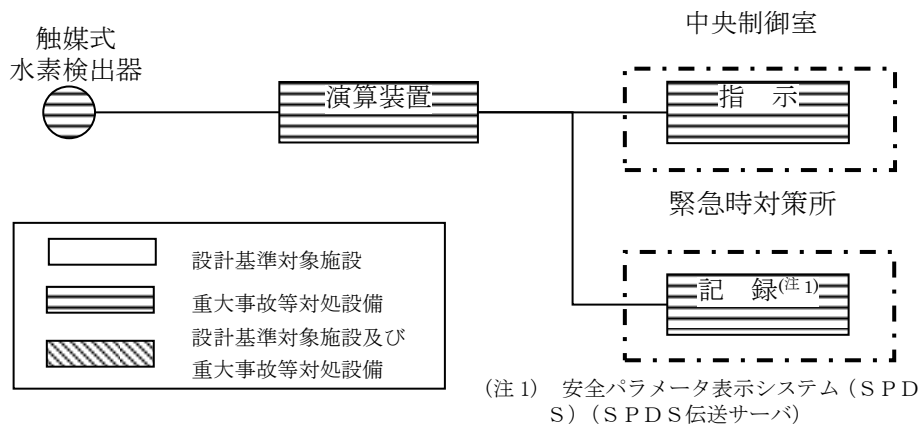
原子炉建物水素濃度は炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが格納容器から原子炉建物原子炉棟へ漏えいした場合に、原子炉建物原子炉棟において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は電源が喪失した場合においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) 主要仕様

原子炉建物水素濃度の主要仕様を第9表に示す。原子炉建物水素濃度は原子炉建物原子炉棟の水素濃度を触媒式または熱伝導式水素濃度検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号を演算装置にて水素の濃度信号に変換した後、中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。第16図に概略構成図を示す。

第9表 原子炉建物水素濃度の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	1	原子炉建物原子炉棟地下1階 ・ トーラス室：1個
	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	6	原子炉建物原子炉棟4階 ・ 床から5m：1個 ・ 天井から-1m：1個
				原子炉建物原子炉棟2階 ・ 非常用ガス処理系吸込配管近傍：1個 ・ SRV補修室：1個
				原子炉建物原子炉棟1階 ・ CRD補修室：1個 ・ 所員用エアロック室：1個

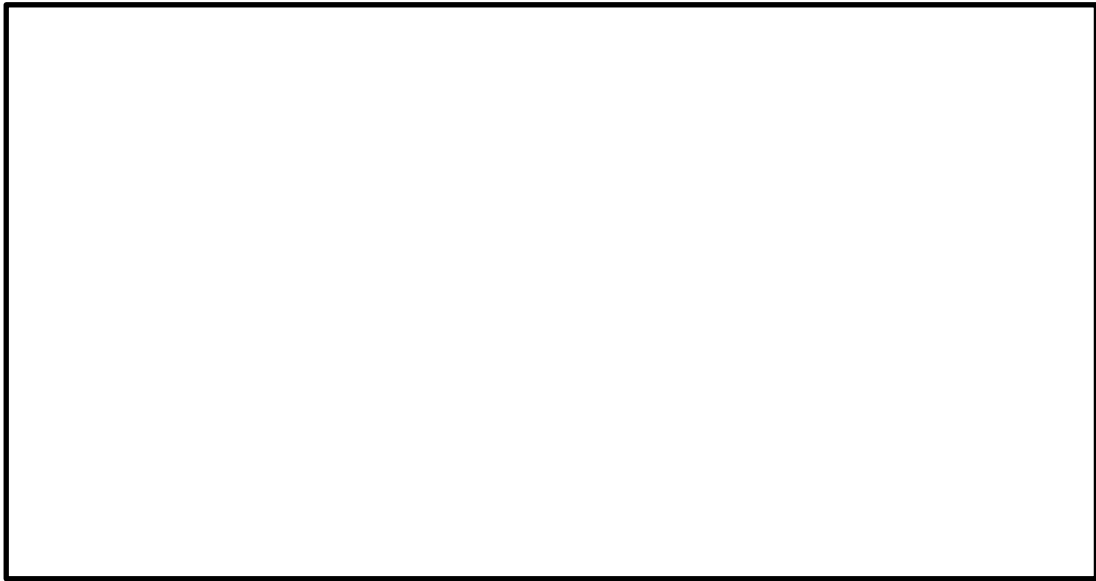


第 16 図 原子炉建物水素濃度の概略構成図

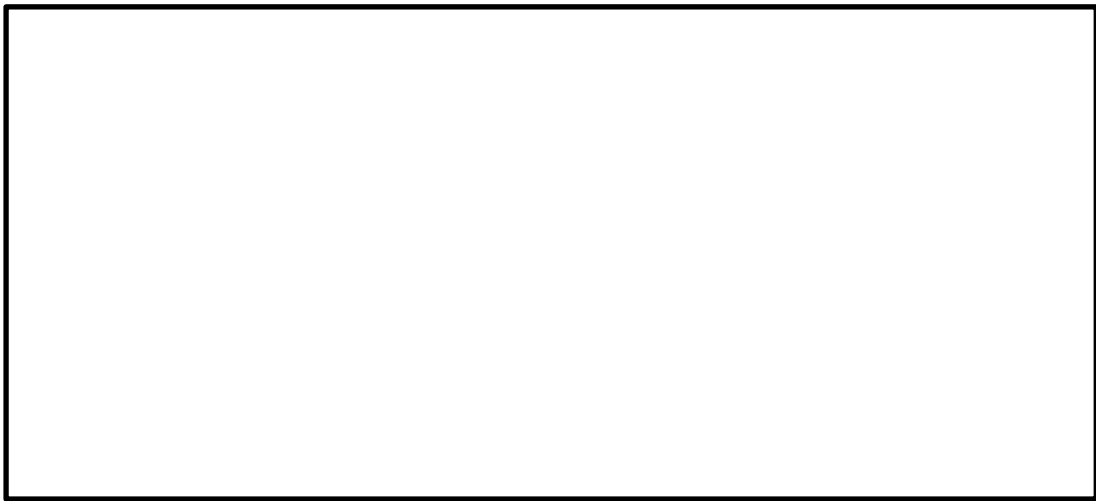
(3) 設置場所

原子炉建物水素濃度の検出器の設置場所を第 17 図から第 20 図に示す。

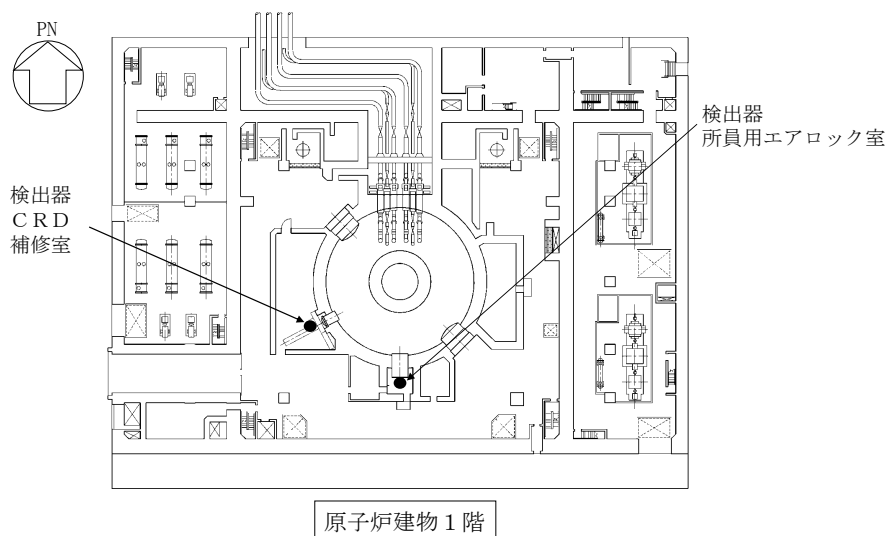
なお、局所エリア (SRV 補修室, CRD 補修室及び所員用エアロック室) 及びトーラス室に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリア及びトーラス室に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟 4 階での水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建物原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。なお、トーラス室の水素ガスの挙動としては、格納容器から漏えいした高温の気体による上昇流 (エネルギーとしては 1kW 程度) と、上昇した気体が天井および側壁にて冷却されることで発生する下降流により、トーラス室の雰囲気全体を混合する自然循環流が生じ、水素濃度はほぼ均一になると考えられるため、第 20 図に示す設置場所に 1 台設置する。



第 17 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物 4 階）

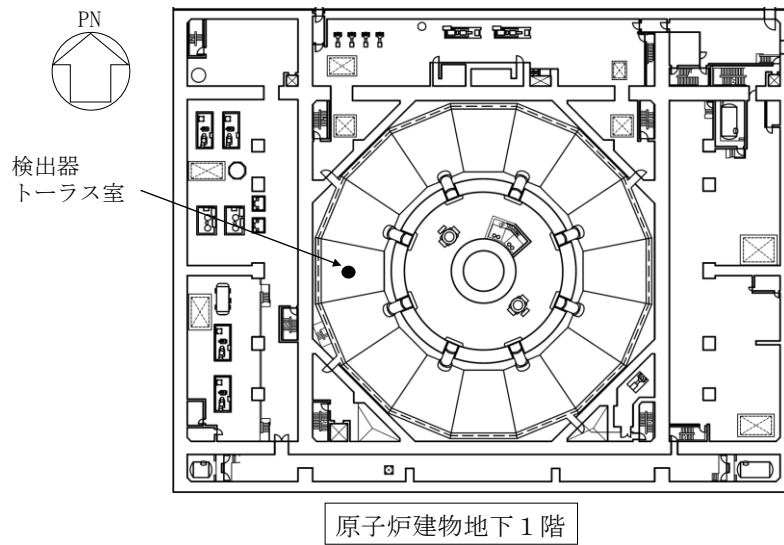


第 18 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物 2 階）



第 19 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物 1 階）

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 20 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物地下1階）

水素漏えい時の対策について

有効性評価結果を踏まえた条件における原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析では、局所エリアを含めて水素濃度が可燃限界未満となること、原子炉建物原子炉棟4階の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りが無いこと、格納容器ベント実施により水素発生源を断ち、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制できることを確認している。

また、PAR設計条件における原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析では、PARによる水素処理による原子炉建物原子炉棟の水素上昇を抑制できること、原子炉建物原子炉棟4階の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りが無いことを確認している。

これらの解析結果を踏まえ、格納容器設計漏えい率を超えるような異常な漏えいが発生した場合には、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施し、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制することが有効と考える。また、局所エリアへ設置する水素濃度計により格納容器からの水素漏えいを早期に検知することが可能であり、原子炉建物原子炉棟4階に設置する水素濃度計とともに原子炉建物原子炉棟内全体での水素影響を把握することが可能である。自主対策設備も含めた水素漏えい時の対策の全体フローを第21図に、フローに記載している判断基準の考え方を以下に示す。

【判断基準の考え方】

① 異常な漏えいを抑制するため格納容器ベントを実施

水素濃度が 1.5vol% を超えると P A R の作動、水素処理による水素濃度上昇の抑制効果を見込むことができ、また、格納容器の設計漏えい率を超えた状態では水素とともに放射性物質も漏えいする可能性が高いため、早期に格納容器ベント操作へ移行する方が有効と考え、水素濃度 2.5vol% に到達した時点でベント実施を判断する。また、ベント実施基準の 2.5vol% に対し、運転操作の余裕時間 (0.4vol% = 3 時間^{*1}) を踏まえ、水素濃度 2.1vol% に到達した時点でベント準備を判断する。

※1：図 11 に示す解析結果から、傾きが大きくなるよう読み取った水素濃度上昇率 (約 3.2vol%/24 時間 \div 0.133vol%/時間) を基に設定した値 (0.4/0.133 \div 3 時間)

② 非常用ガス処理系の停止

非常用ガス処理系は、格納容器から漏えいしたガスに含まれる放射性物質を低減しつつ、水素を大気へ放出することで原子炉建物原子炉棟の水素濃度上昇を抑制でき、また、水素の成層化を防ぐ換気効果を有することから、運転可能な場合は使用する。ただし、非常用ガス処理系は防爆仕様ではないため、系統内での水素爆発のリスクを回避する必要がある、可燃限界を下回る水素濃度 1.8vol%^{*2} を非常用ガス処理系の停止基準とする。

※2：非常用ガス処理系内の蒸気凝縮による水素濃度上昇 (約 1.36 倍^{*3}) を考慮し、水素濃度計の計器誤差 ($\pm 1.1\%$) を加味した上で、可燃限界の 4 vol% に到達しない基準として設定 (4 / 1.36 - 1.1 \div 1.8vol%)

※3：原子炉建物原子炉棟 2 階の重大事故等時に想定される環境条件 (温度：66℃、湿度：100%) における水蒸気 (蒸気濃度：約 26%) が全て凝縮するとした場合の倍率 (1 / (1 - 0.26) \div 1.36 倍)

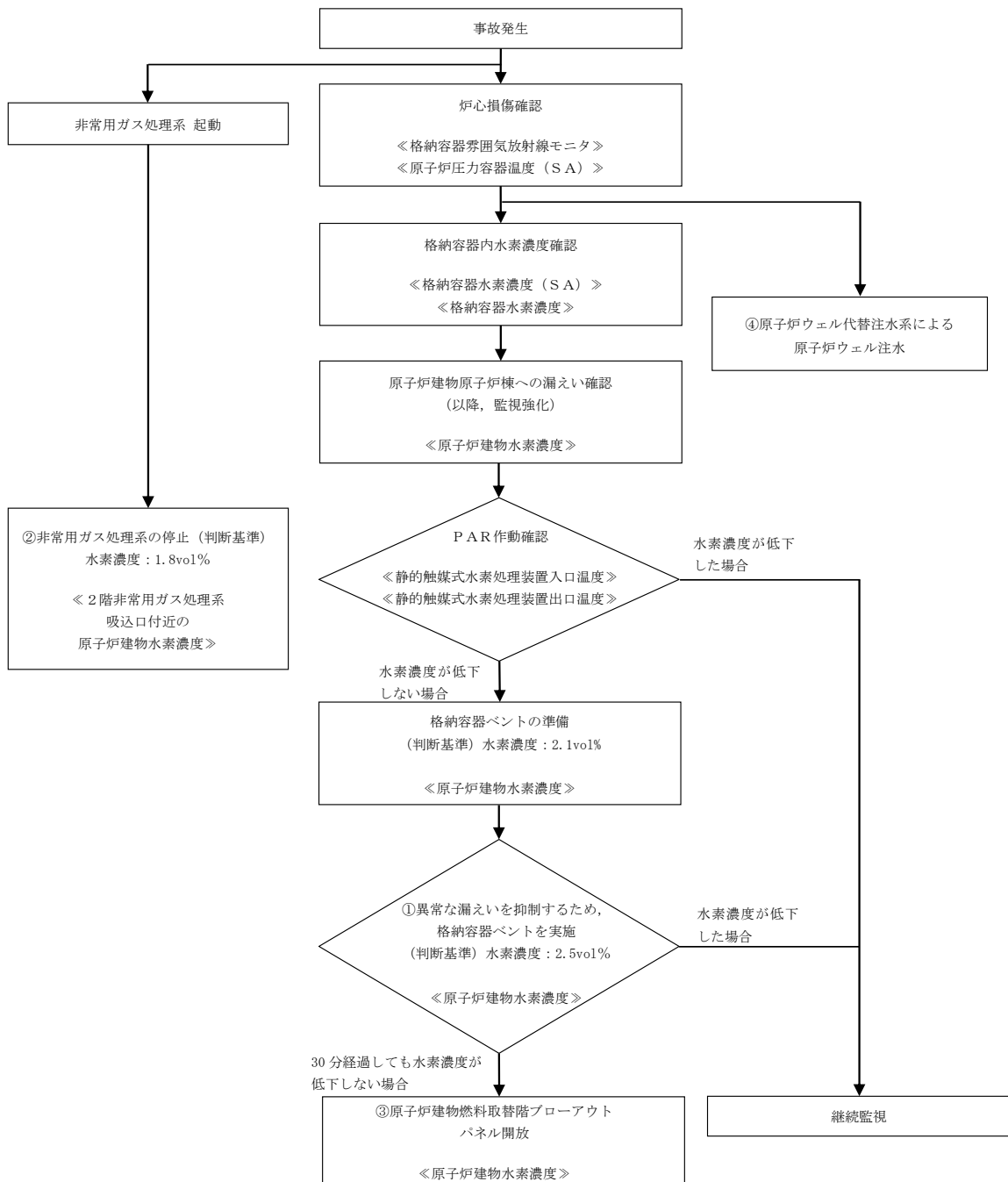
③ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放

P A R による水素処理や格納容器ベントによる水素処理にも関わらず、原子炉建物原子炉棟への水素が漏洩する場合には、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放することにより水素濃度上昇を抑制する。P A R による水素処理や格納容器ベントによる水素上昇の抑制効果を考慮し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放は格納容器ベントを実施してもなお水素濃度が低下しない場合に実施する。なお、第 22 図に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による燃料取替階の水素濃度の時間変化を示すが、格納容器ベントの判断基準である水素濃度 2.5vol% から、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放の判断及び準備時間を踏まえても、可燃限界到達までには十分に時

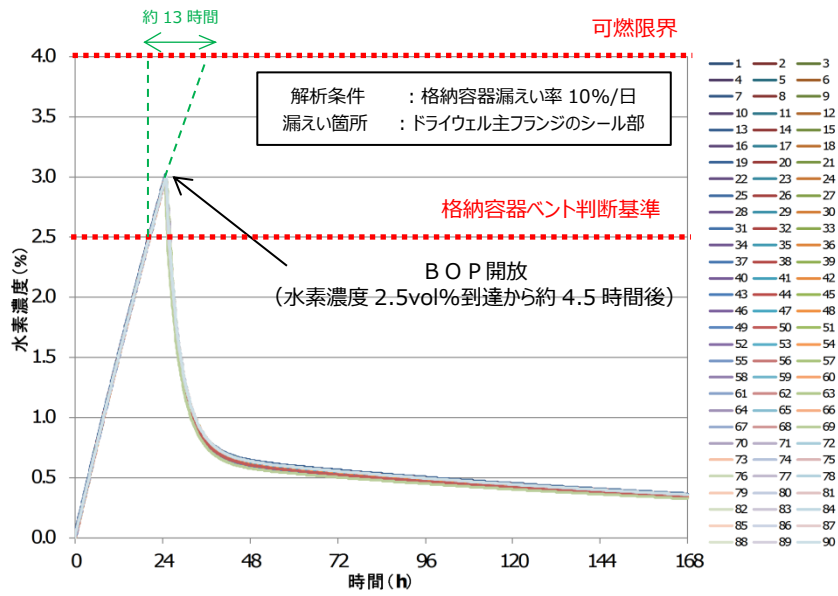
間的余裕があることから，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放操作は可能であり，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放後は燃料取替階の水素濃度の低減が期待できる。

④ 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水

ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制するため，原子炉格納容器内の温度の上昇が継続し，171℃に到達した場合において，原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。



第 21 図 水素漏えい時の対策フロー



第 22 図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素濃度の時間変化 (PAR 及び格納容器ベント不作動時)

逃がし安全弁窒素ガス供給系について

1. 設備概要

逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え、逃がし安全弁窒素ガス供給系を設ける。

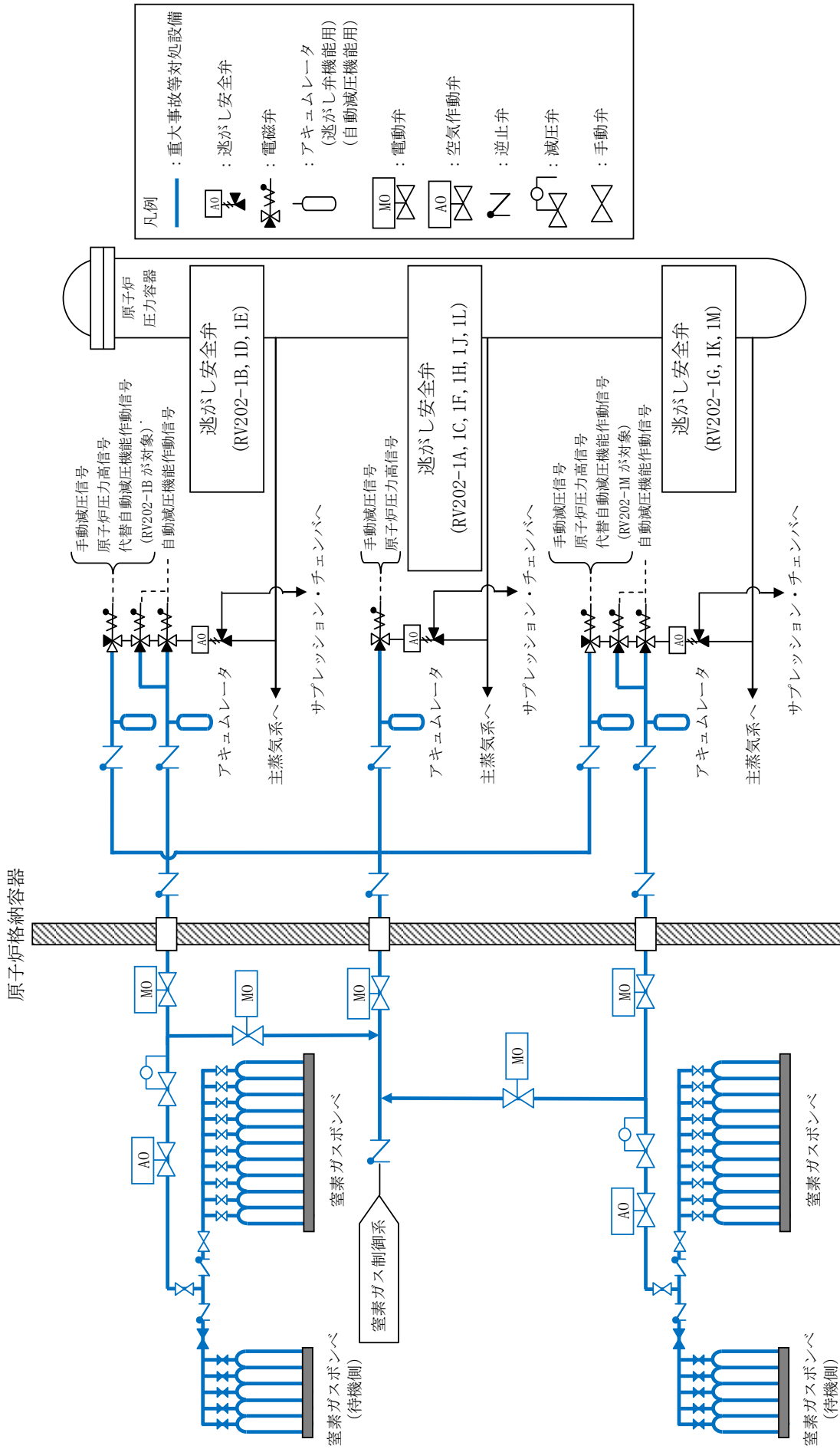
本系統は、逃がし安全弁に対して窒素ガスを供給するものであり、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ及び逃がし安全弁窒素ガス供給系の配管・弁等で構成する。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は、独立した2系列で位置的分散を図る系統構成であり、中央制御室又は現場での弁操作により逃がし安全弁用窒素ガスポンベの高圧窒素ガスを、逃がし安全弁のアクチュエータのピストンへ供給する。

なお、逃がし安全弁窒素ガス供給系の各系列には使用側及び待機側の2系列の逃がし安全弁用窒素ガスポンベが設置されており、ポンベ圧力が低下した場合においても、現場操作により逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の系統圧力は、逃がし安全弁の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（853kPa[gage]）においても全開可能な圧力に設定変更可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の系統概要図を第23図に、重大事故等対処設備一覧を第10表に示す。



第 23 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系 系統概要図

第 10 表 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁【常設】 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】
注水先	—
電源設備	—
計装設備（補助）※1	A D S 用 N 2 ガス減圧弁二次側圧力【常設】 N 2 ガスボンベ圧力【常設】

※ 1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

2. 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁用窒素ガスボンベ

個数	:15（予備 15）
容量	:約 47L/個
充填圧力	:約 15MPa[gage]
設置場所	:原子炉建物附属棟 2 階
保管場所	:原子炉建物附属棟 2 階

S R Vの耐環境性能向上に向けた取り組みについて

1. 概要

S R Vの耐環境性向上対策は、更なる安全性向上対策として設置を進めている逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備に対して、S R V駆動源である高圧窒素ガスの流路となる「S R V用電磁弁」及び「S R Vシリンダ」に対してシール材の改良を実施するものとする。

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備は、逃がし安全弁窒素ガス供給系と独立した窒素ガスポンペ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、S R V用電磁弁の排気ポートに窒素ガスポンペの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要としたS R V開操作が可能な設計とする。

ここで、自圧式切替弁をS R V用電磁弁の排気ポートと逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の接続部に設置し、以下の(1)通常運転時、(2)逃がし安全弁窒素ガス供給系によるS R V動作時、(3)逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるS R V動作時に示すと通りの切替操作が可能な設計とする。

(1) 通常運転時 (S R V待機時)

自圧式切替弁は、弁体が逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペ側を閉止し排気ポート側を原子炉格納容器内に開放することで、S R Vピストンが閉動作するときの排気流路を確保する。

(2) 逃がし安全弁窒素ガス供給系によるS R V動作時

自圧式切替弁は、排気ポート側を開放しており、S R V閉動作時のピストンからの排気を原子炉格納容器へ排気するための流路を確保する。

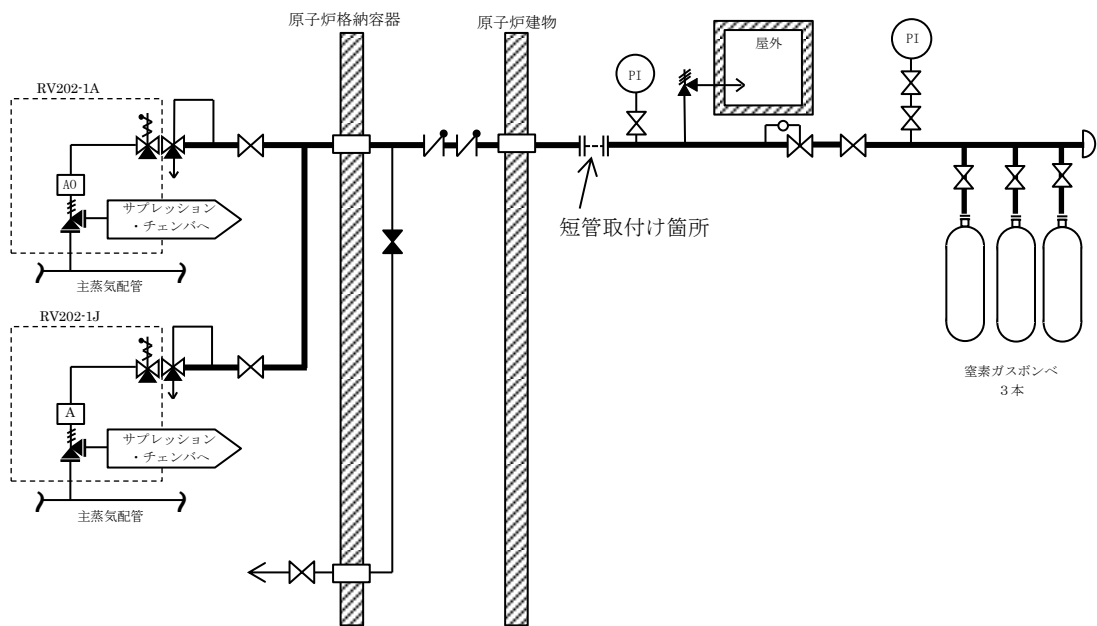
(3) 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるS R V動作時

自圧式切替弁は、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペ圧力によりバネ及び弁体を押し上げられることにより排気ポートを閉止し、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペからS R Vピストンまでの流路を確保する。

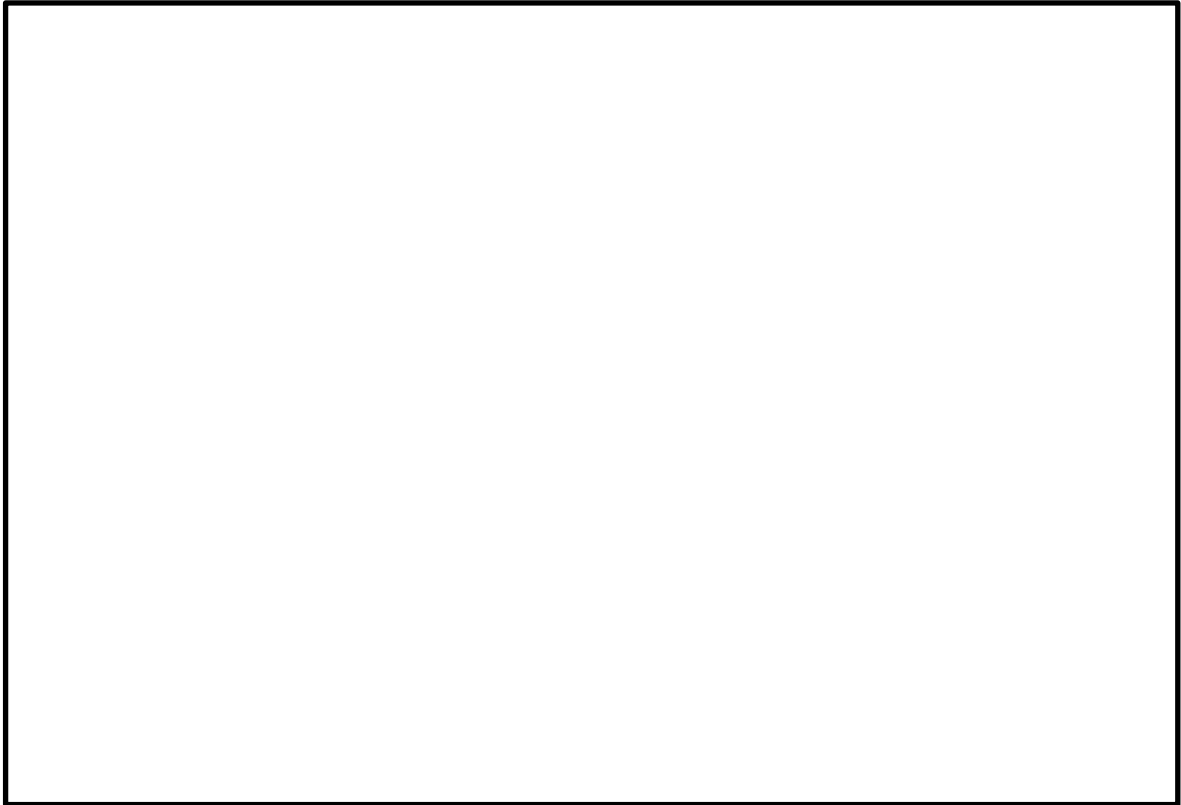
また、自圧式切替弁の弁体シール部は全て、無機物である膨張黒鉛シートを使用しており、重大事故等時の高温蒸気や高放射線量の影響によりシール性が低下することがない設計としている。

本システムは、A D S機能がない2個へ、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペの窒素ガスの供給を行う設計とする。

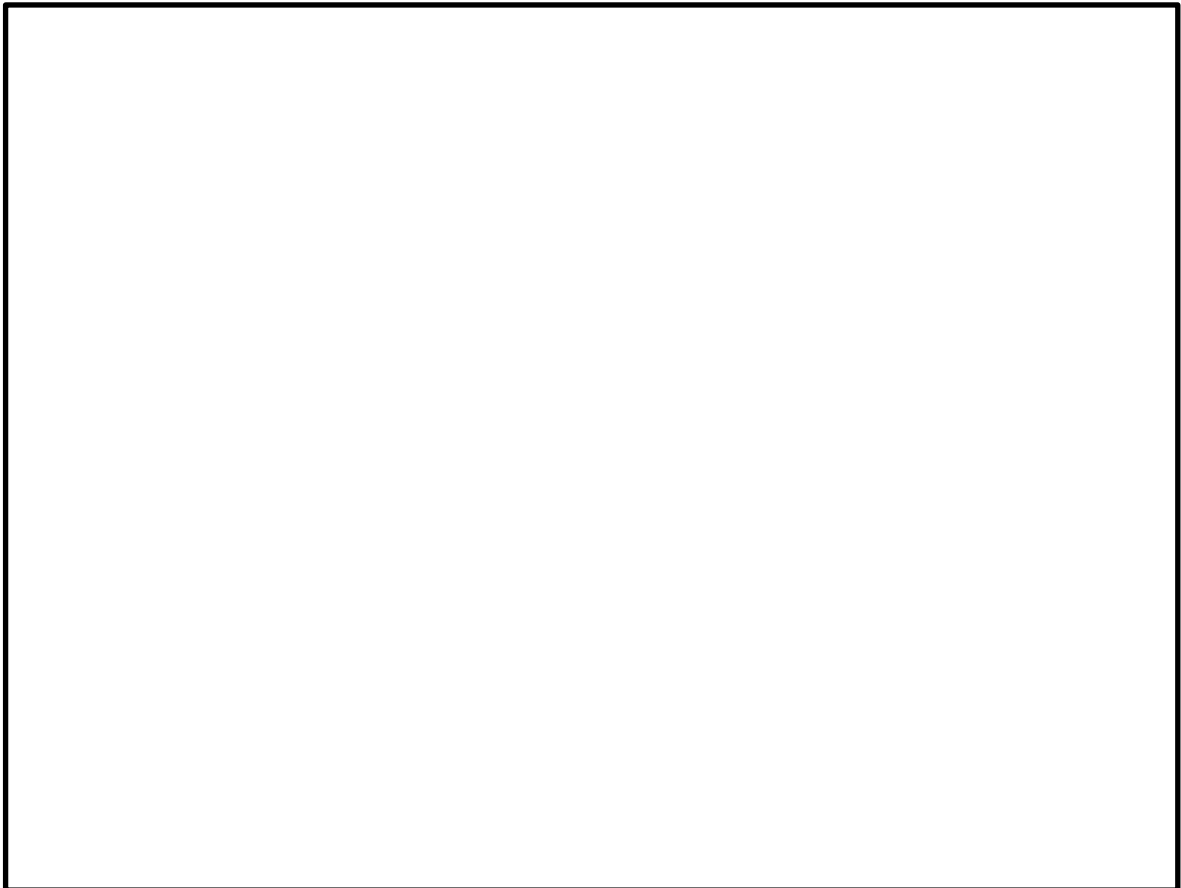
ここで、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の系統概要図を第24図に、S R V本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図を第25図に、自圧式切替弁の構造図を第26図に、自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図を第27図に示す。



第 24 図 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 系統概要図

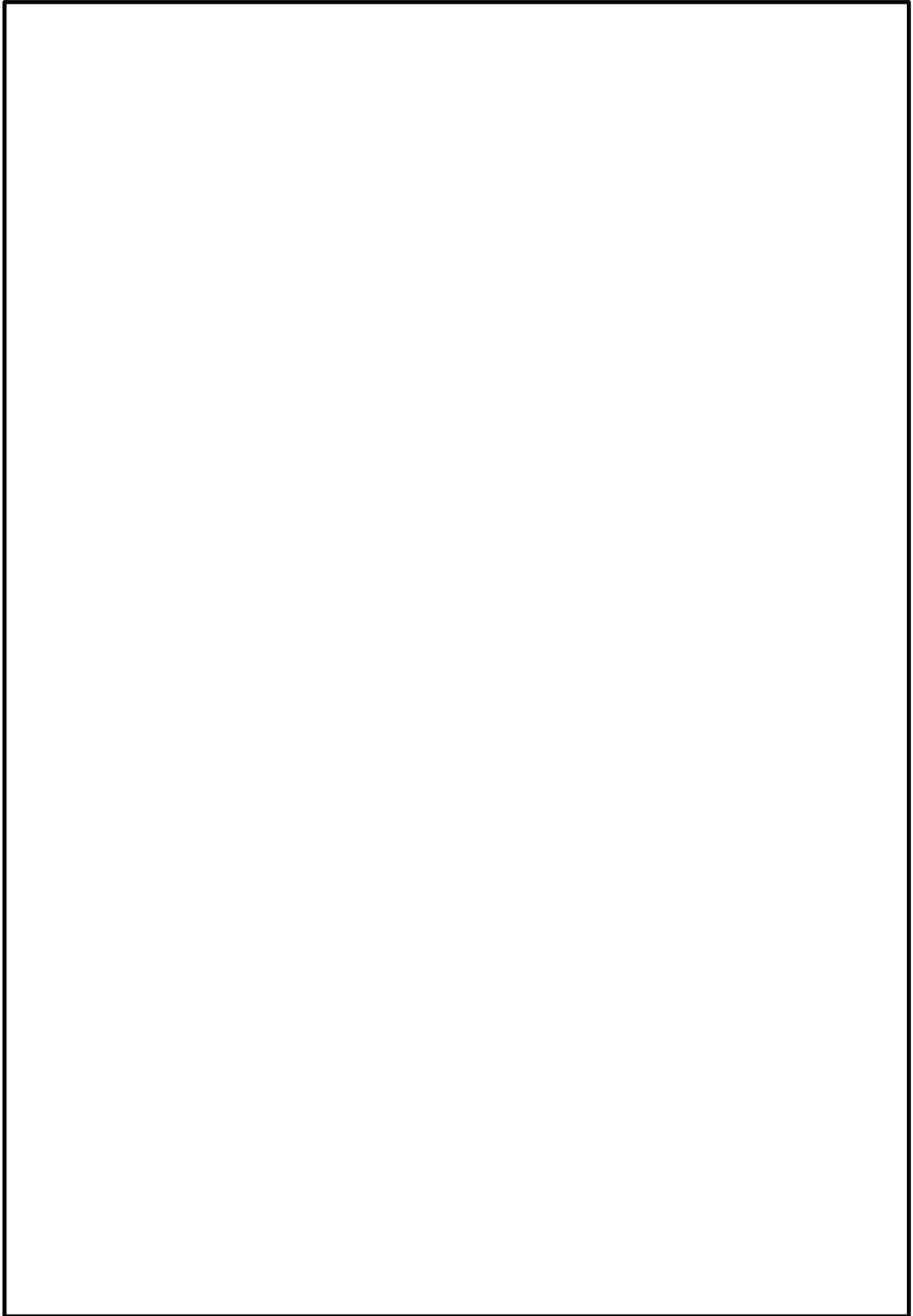


第 25 図 S R V 本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図



第 26 図 自圧式切替弁 構造図

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。



第 27 図 自圧式切替弁及び電磁弁 動作概要図

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。

2. S R V用電磁弁の耐環境性能試験結果並びに今後の方針について

(1) 試験目的

S R Vの機能向上させるための更なる安全対策として、逃がし安全弁窒素ガス供給系及び逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリについて、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良E P D M材に変更し、高温蒸気環境下におけるシール性能を試験により確認する。

(2) 試験体概要

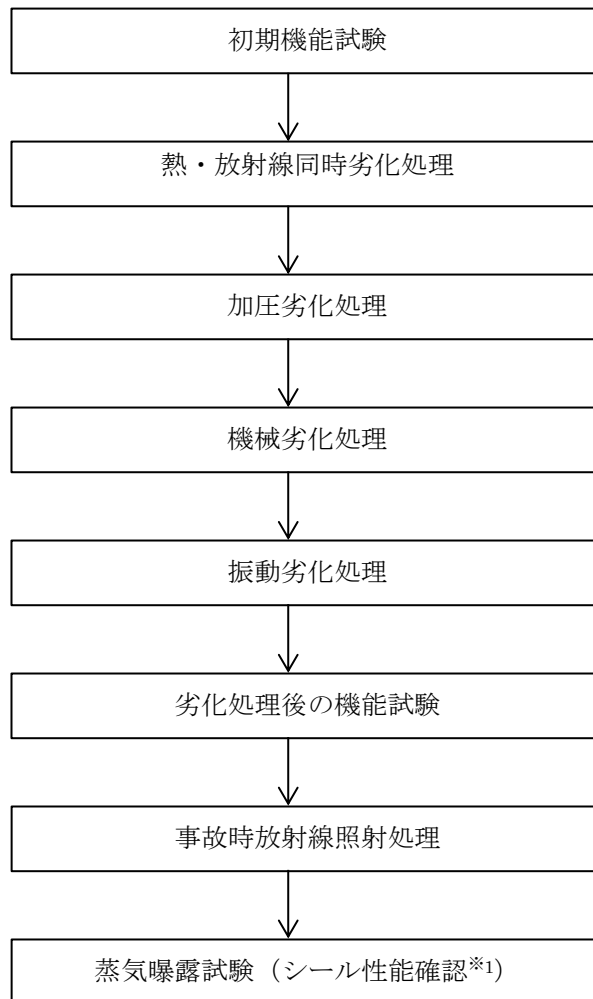
試験体であるS R V用電磁弁の概要並びに改良E P D M材の採用箇所を第28図に示す。



第28図 改良E P D M材を採用したS R V用電磁弁概要図

(3) 試験手順及び項目

本試験で実施する試験項目を第 29 図に示す。



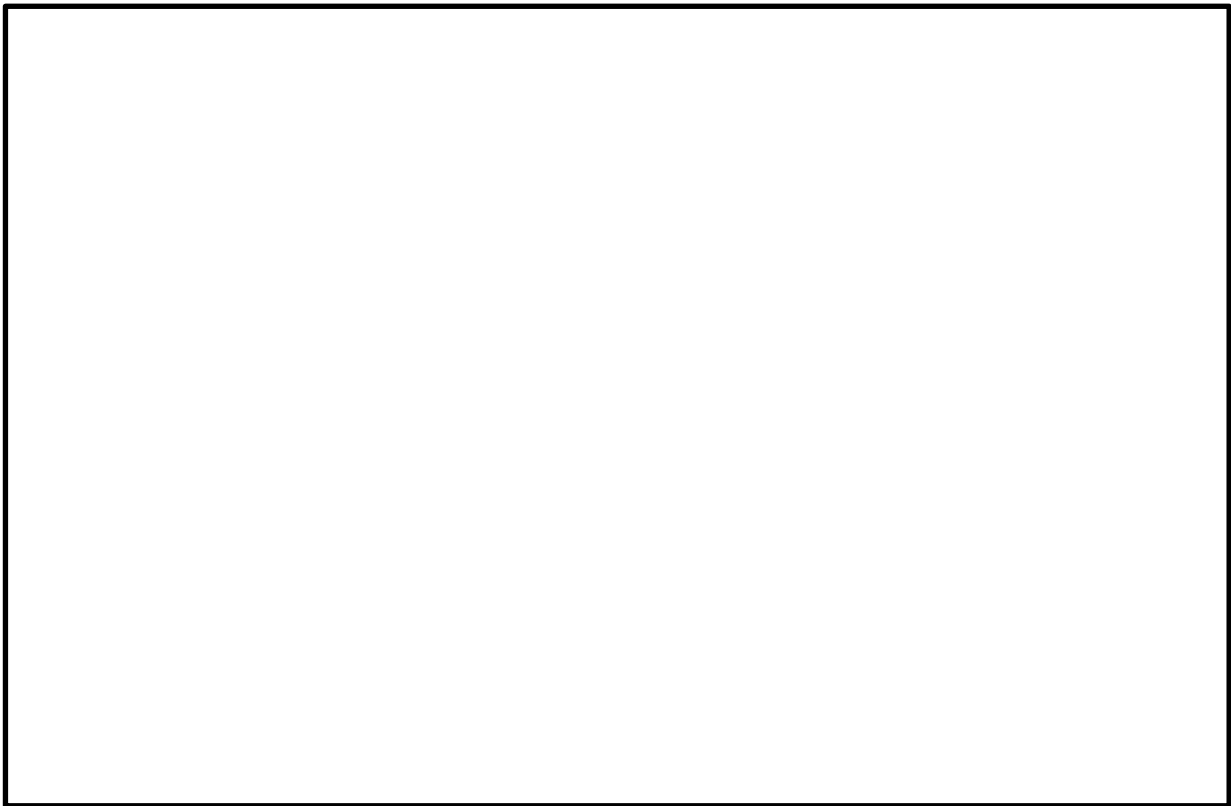
第 29 図 試験手順及び項目

※ 1 シール性確認の判定基準

- ・ 排気 (E X H) ポート側圧力に供給 (S U P) ポート側圧力の漏えいが認められないこと。
- ・ 無励磁時の漏えい量は目標として 以下であること。

(4) 蒸気曝露試験装置概要及び蒸気曝露試験条件

本試験で使用する蒸気曝露試験装置の概要を第 30 図に示す。また、重大事故環境試験条件を第 11 表及び蒸気曝露試験条件を第 31 図に示す。

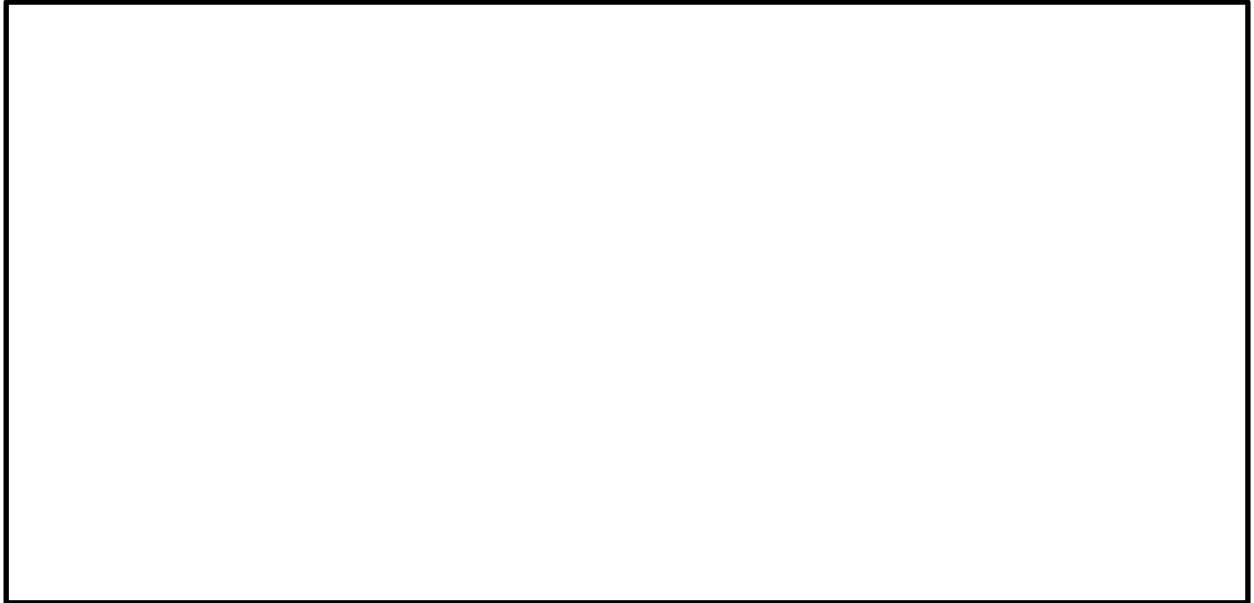


第 30 図 蒸気曝露試験装置の概要

第 11 表 重大事故環境試験条件

項目	条件	
	時間(経過)	0～168 時間
圧力(kPa[gage])	710	854
温度(°C)	171	178
雰囲気	蒸気	蒸気
放射線量(MGy)		※1

※1：事象発生から7日間の累積放射線量を示す。



第 31 図 蒸気曝露試験条件

(5) 蒸気曝露試験並びに分解調査結果

蒸気曝露試験の結果, 蒸気曝露試験中において漏えいが確認されることはなく, 分解調査の結果, 僅かな変形, 軟化が確認されたものの, 従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して, より長時間(第 28 図参照)にわたって, S R V 駆動部(シリンダ)へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。

蒸気曝露試験後の S R V 用電磁弁を分解し, 主弁, ピストン弁シート部及び主弁シート部 U パッキン(第 28 図参照)シール部分について, 健全品との比較調査を行った。第 12 表にシール部分の分解調査結果(主弁シート部シール部分及び主弁シート部 U パッキンシール部分)を示す。

外観及び寸法確認の結果, 主弁シート部シール部分については, シート部が軟化してシール部分の凹部の変形が確認されたが僅かなものであった。また, 従来のフッ素ゴム材を使用する主弁シート部 U パッキンについても変形が確認されたが僅かなものであった。

第 12 表 シール部分の分解調査結果
(主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分)

--

(6) 今後の方針

S R V 駆動部 (シリンダ) へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから, S R V の機能向上させるための更なる安全性向上対策として, 全ての S R V 用電磁弁について改良 E P D M 材を採用した電磁弁に交換する。

3. S R Vシリンダ改良の進捗及び今後の方針について

(1) 設計方針

S R Vシリンダのシール部においては、熱によって損傷する恐れがあることから、高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、シリンダピストンの作動に影響を与えないシール部（シリンダOリング）を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良E P D M材に変更する予定である。

また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部（ピストンOリング）の外側に改良E P D M材のシート部（バックシートOリング）を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施する予定である。

ここで、既設シリンダの概要図を第 32 図に、改良シリンダの概要図を第 33 図に示す。

なお、改良シリンダに対しては、シリンダ単体試験、S R V組合せ試験を実施するとともに、高温蒸気環境下におけるシリンダ漏えい試験を実施している。



第 32 図 既設シリンダ概要図



第 33 図 改良シリンダ 概要図

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。

(2) 健全性確認試験

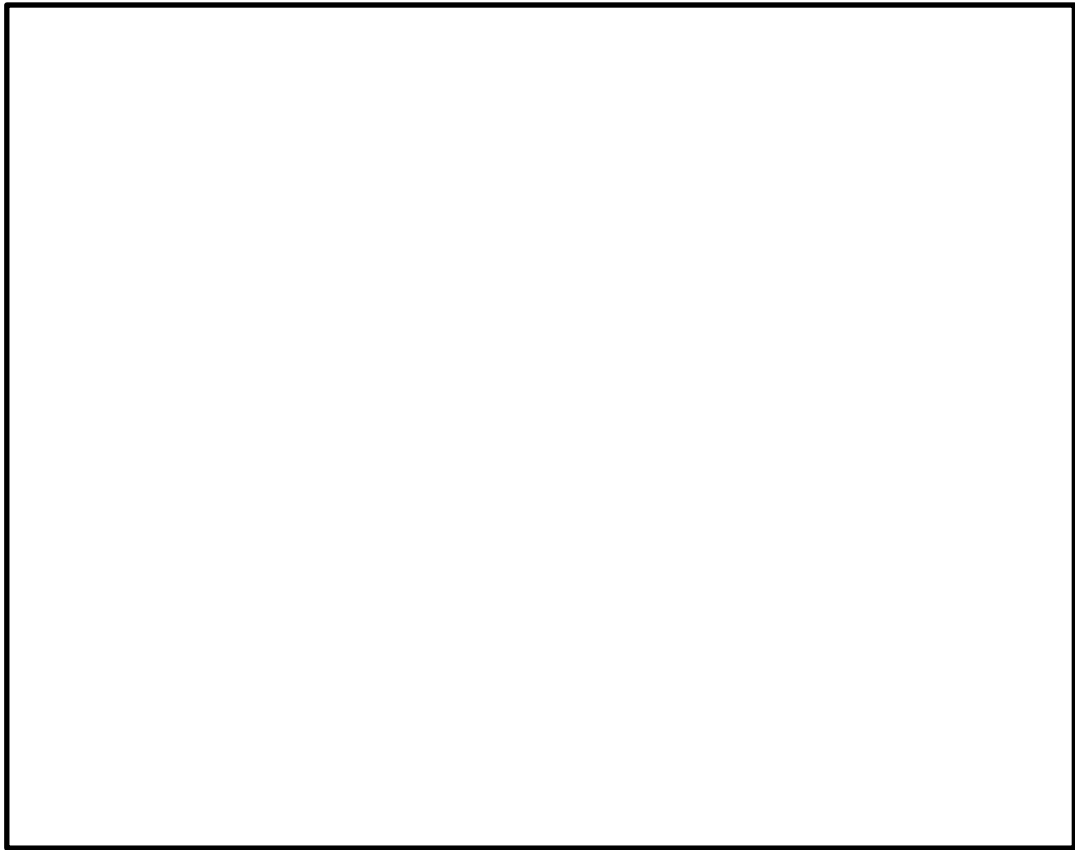
改良シリンダの健全性確認試験として、放射線劣化試験後（放射線量：約 MGy），下記の第 13 表に示すシリンダ単体試験，SRV 組合せ試験及び蒸気曝露試験を実施し，SRV 動作に対して影響がないことの確認を実施した。

第 13 表 改良シリンダの健全性確認試験内容

	確認項目		判定基準	結果
シリンダ 単体試験	駆動部作 動試験		円滑に作動すること	良
	駆動部漏 えい試験		漏えいがないこと	良
SRV組 合せ試験	最小作動 圧確認試 験		全開操作可能なこと	良 ^{※1}
	逃がし弁 機能試験		アキュムレータ容量 （ <input type="text"/> L）で全開作動 すること <input type="text"/> 回全開操作 ^{※2} 可能な こと 入力信号から <input type="text"/> 秒以 内 ^{※2} に全開動作可能な こと	良
蒸気曝露 試験	開保持確 認		168 時間連続開保持可 能なこと	良

※ 1：最小作動圧力 MPa で動作可能なことを確認

※ 2：設計基準事故対処設備の ECCS 機能 (ADS 機能) としての系統設計
要求事項



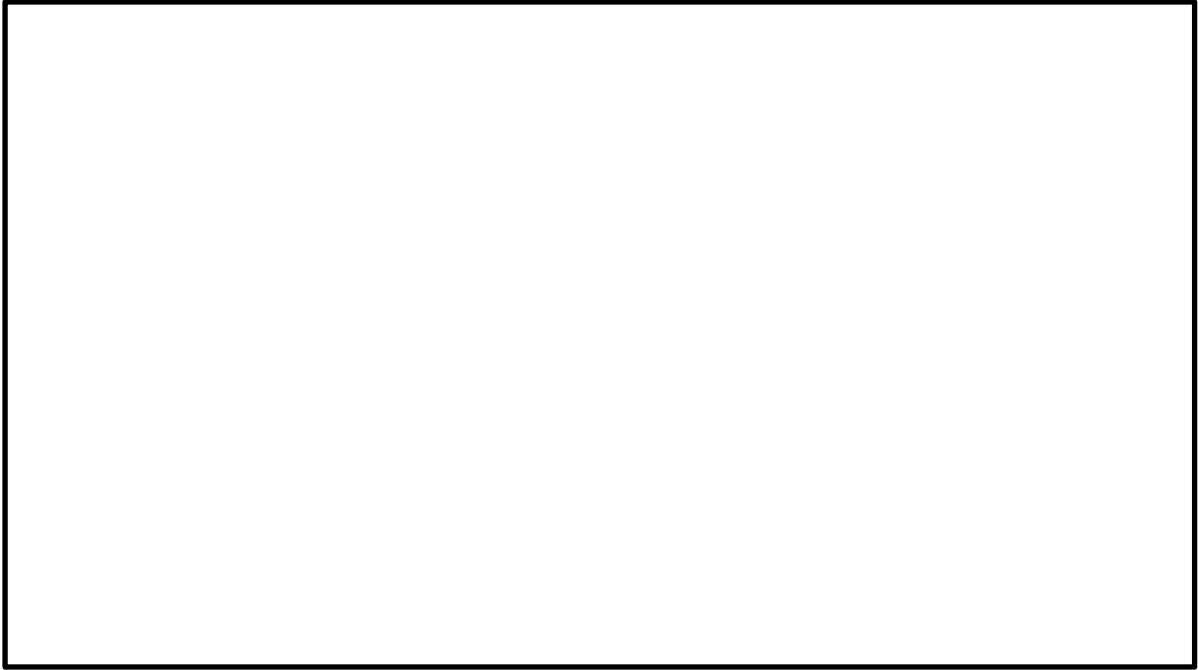
第 34 図 蒸気曝露試験装置の概要

(3) 今後の対応

S R Vシリンダの改良は，D B A時のS R V動作に影響を与える変更^{※1}となることから，信頼性確認試験^{※2}を実施し，プラント運転に影響を与えないこと及び200℃／0.854MPa[gage]／168hrの環境下において開保持可能できることを確認した。試験条件を第35図（緑線）に示す。また，耐環境性試験（200℃／0.854MPa[gage]／168hr）前後のシリンダピストン部の外観写真を第36図に示す。

- ※1：改良シリンダは，S R V本体に接続するシリンダ摺動部となるピストン寸法及び重量が増加する
- ※2：信頼性確認試験の項目は機械劣化試験，放射線劣化試験，熱劣化試験，加振試験，耐震試験，水力学的動荷重試験，事故時放射線試験，蒸気曝露環境試験及び作動試験等となる

今後は，更なる安全性向上のため改良シリンダを採用することとし，実機への導入準備が整い次第，至近のプラント停止中に設置する。



第 35 図 試験条件



(a) 耐環境試験前

(b) 耐環境試験後

第 36 図 耐環境性試験前後のシリンダピストン部の外観写真

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. シール材の健全性について

SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール材をフッ素ゴムから改良EPDMへ変更することにより、シール機能の耐環境性向上について下記のとおり示す。

- ①フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について
フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の比較を表14に示す。

第14表の試験結果は、SRVが設置されている原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量を上回る800kGyを照射し、原子炉格納容器限界温度である200℃以上の環境に曝露した後、フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみを測定した結果を示している。その結果、フッ素ゴムは800kGy、乾熱、200℃の環境に3日間(72h)曝露されることで圧縮永久ひずみが[]に劣化することが予想されるのに対して、改良EPDM製シール材は800kGy、乾熱/蒸気、200℃の環境に7日間(168h)曝露されても圧縮永久ひずみは最大[]であることが確認できている。本結果が示すとおり、改良EPDM製シール材はフッ素ゴムより耐環境性が十分高いことが確認できるため、シール機能の耐環境性向上が達成できると考えている。

第14表 シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験※		
				24h	72h	168h
フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃			
改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃			
改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃			
改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃			
改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃			

※圧縮永久ひずみ試験とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%、全く復元せず完全に圧縮された状態を100%としている。圧縮永久ひずみ試験結果が低い程、シール材の復元量が確保されていることを意味しており、シール機能は健全であることを示している。

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。

②改良E P D M製シール材の性能確認試験について

上記の①で示すシール材特性試験に加え，改良E P D M製シール材のシール機能を確認するために，小型フランジ試験装置を用いて事故環境下に曝露させ，性能確認試験を実施している。本試験は原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGy，格納容器限界温度である200℃と余裕を見た250℃の環境に7日間(168h)曝露した試験体に対してHe気密性能確認試験を実施し，格納容器限界圧力2Pd(0.853MPa)を超える□MPa加圧時において漏えいがないことを確認した。

なお，改良E P D M製シール材の試験の詳細を別紙-1「改良E P D Mシール材の試験について」で示す。

改良EPDMシール材の試験について

改良EPDMシール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGyのガンマ線照射を行った材料を用いて、高温曝露又は蒸気曝露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR分析及び硬さ測定を行い、曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を第37図、外観を第38図に示す。シール材の断面寸法は実機の1/2とし、内側の段差1mmに加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。

①高温曝露

熱処理炉を使用して200℃、168hの高温曝露を実施した。

②蒸気曝露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を第39図に、試験体設置状況を第40図に示す。

③He機密確認試験

高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、Heを用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa、0.65MPa、0.9MPaとし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPaは保持時間10分、0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mmの隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した機密確認試験も実施した（実機1.6mm相当の変位）。試験状況を第41図、第42図に、試験結果を第15表に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。

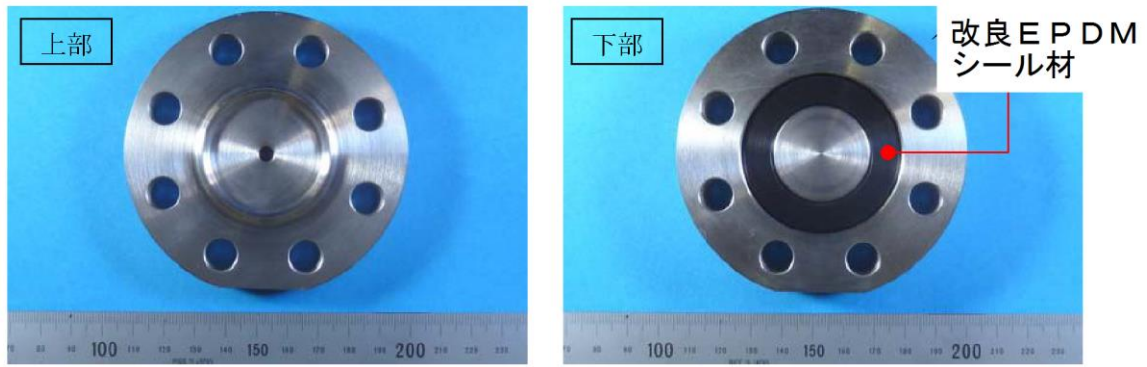
④試験後外観観察

デジタルマイクロスコープを用いてHe気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を第43図に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。



第37図 試験治具寸法

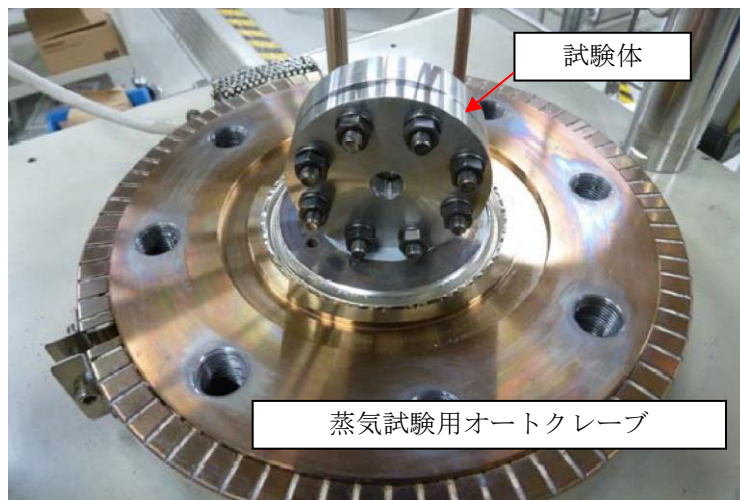
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 38 図 試験治具及びシール材外観



第 39 図 蒸気用オートクレーブ系統図



第 40 図 蒸気曝露試験体設置状況

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。



第 41 図 He 気密確認試験状況

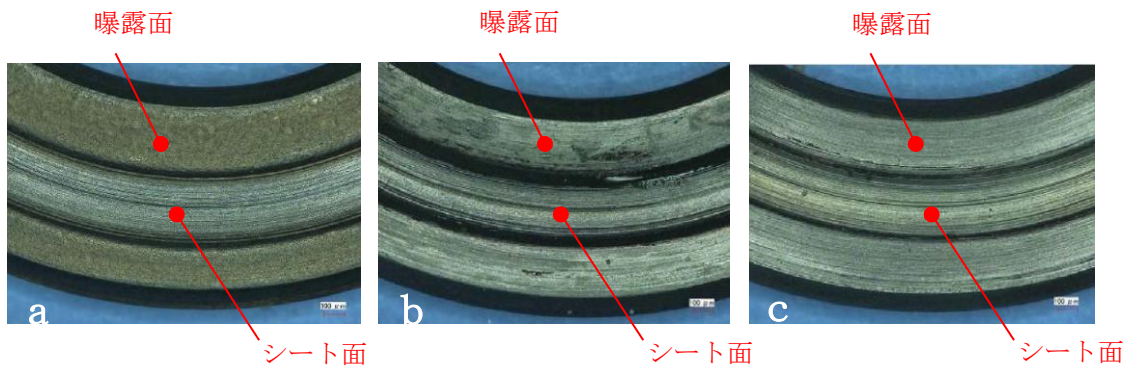


第 42 図 He 気密試験時開口模擬（隙間ゲージ使用）

第 15 表 He 気密試験確認状況

No.	曝露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

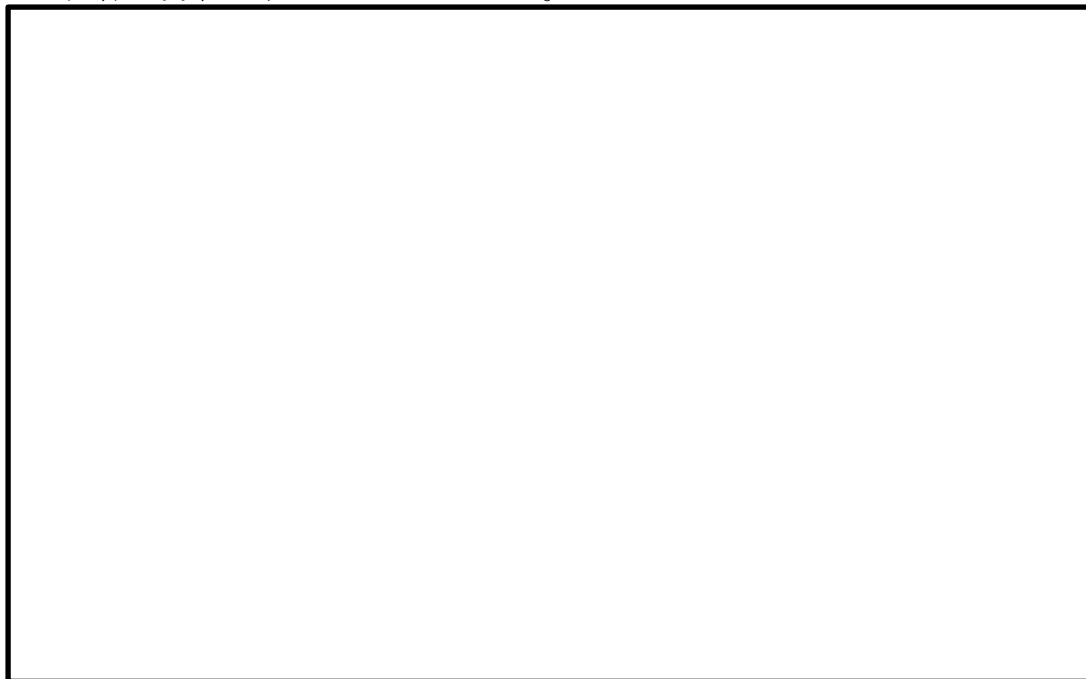
○：リーク及び圧力降下なし



第 43 図 試験後外観観察結果
(a:乾熱 200°C, 168h b, c:蒸気 250°C, 168h)

⑤ F T - I R 分析

試験後のシール材の F T - I R 分析結果を第 44 図, 第 45 図に示す。F T - I R は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して, 試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置 (曝露面) では, ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが, その他の分析位置, 曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。



第 44 図 F T - I R 分析結果 (曝露面)

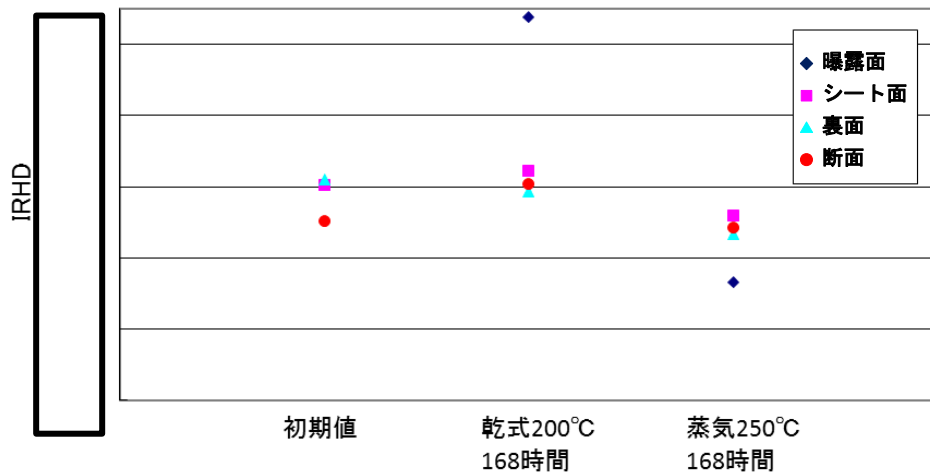


第 45 図 F T - I R 分析結果 (シート面)

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。

⑥硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を第46図に示す。曝露面、シート面、裏面、断面の硬さを測定した。曝露面において、乾熱200℃、168h条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位、条件では、蒸気250℃、168h条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外、硬さは初期値近傍であり、顕著な劣化は確認されなかった。



第46図 硬さ測定結果

以上の試験結果から、200℃、2Pd、168hの条件下では、改良EPDMシール材を使用した場合は、圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

自動減圧機能及び代替自動減圧機能の論理回路について

1. 自動減圧機能の論理回路について

自動減圧機能は、設計基準事象（中小破断LOCA）の際に、自動的に原子炉を減圧し、低圧炉心注水を促進させることを目的とした設備であり、事象条件としては中小破断LOCA＋外部電源喪失＋高圧炉心スプレイ系の単一故障を想定し、ドライウェル圧力高と原子炉水位低（レベル1，3）のAND条件及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、自動減圧させることができる設計としている。

また、上記想定では、高圧炉心スプレイ系以外の非常用炉心冷却系（低圧ECCS）は作動するが、低圧ECCSが全て作動しなかった場合は、減圧しても冷却水が注入されずインベントリが急減する恐れがあることから、低圧ECCSポンプ1台以上が運転中であれば作動する回路とし、自動減圧までに120秒の時間遅れをもたせ、自動減圧機能の阻止スイッチを設置することで、低圧ECCSが全て作動していない場合には、自動減圧を阻止する手順としている。

逃がし安全弁用電磁弁の作動信号について、第47図の逃がし安全弁Bの場合、自動減圧機能の作動信号はSV-6B，7B弁に、手動減圧機能の作動信号はSV-5B弁に入力しており、電磁弁を共用しない設計とすることで自動減圧機能は手動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計としている。

2. 代替自動減圧機能の論理回路について

代替自動減圧機能は、低圧ECCSの多重故障も想定し、低圧ECCSポンプが全台故障している場合には減圧しないよう原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、自動減圧させることができる設計としている。

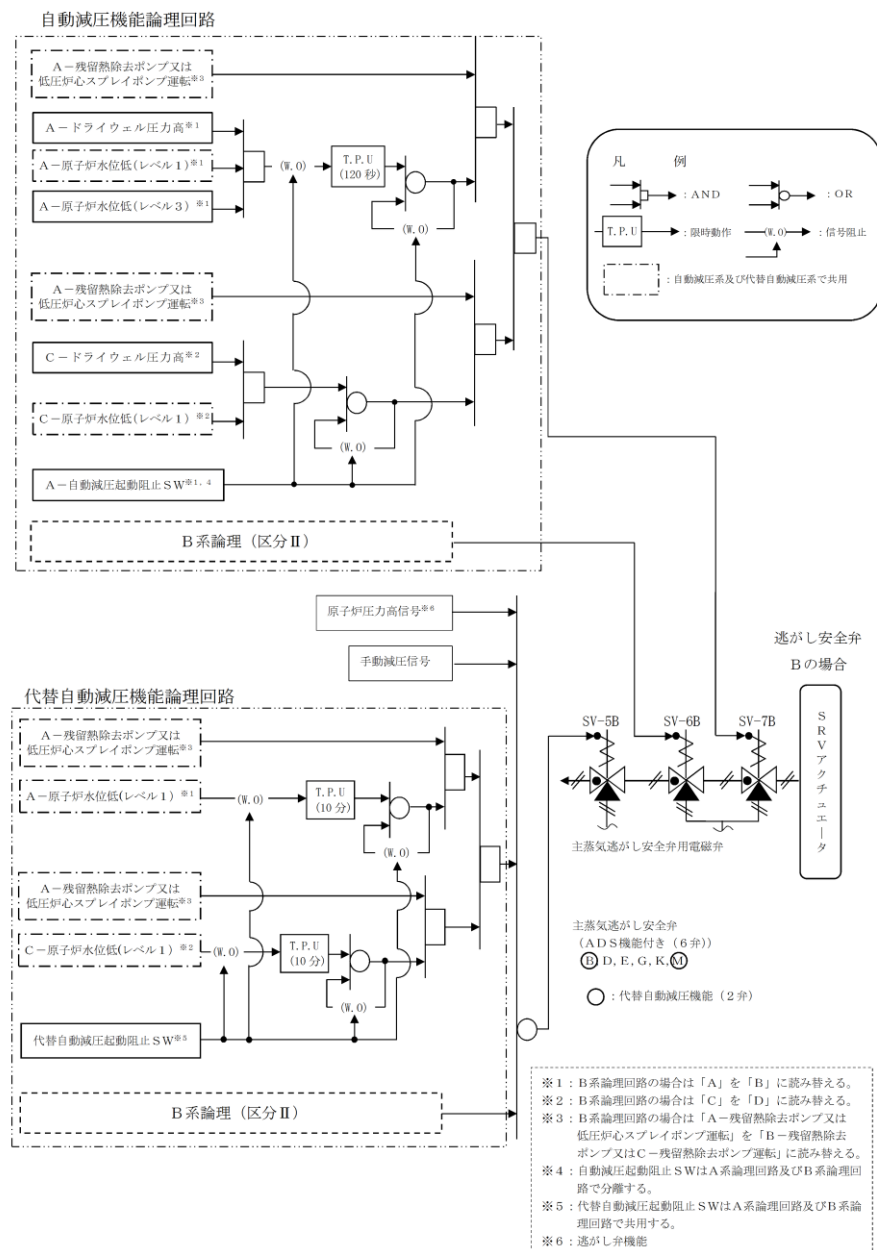
逃がし安全弁用電磁弁の作動信号について、第47図の逃がし安全弁Bの場合、代替自動減圧機能の作動信号はSV-5B弁に、自動減圧機能の作動信号はSV-6B，7B弁に入力しており、電磁弁を共用しない設計とすることで代替自動減圧機能は自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計としている。

なお、TQUXにおけるSRV手動開放失敗の想定については、手動操作の不確実性を考慮しており、SV-5B弁は健全性を有している想定としている。

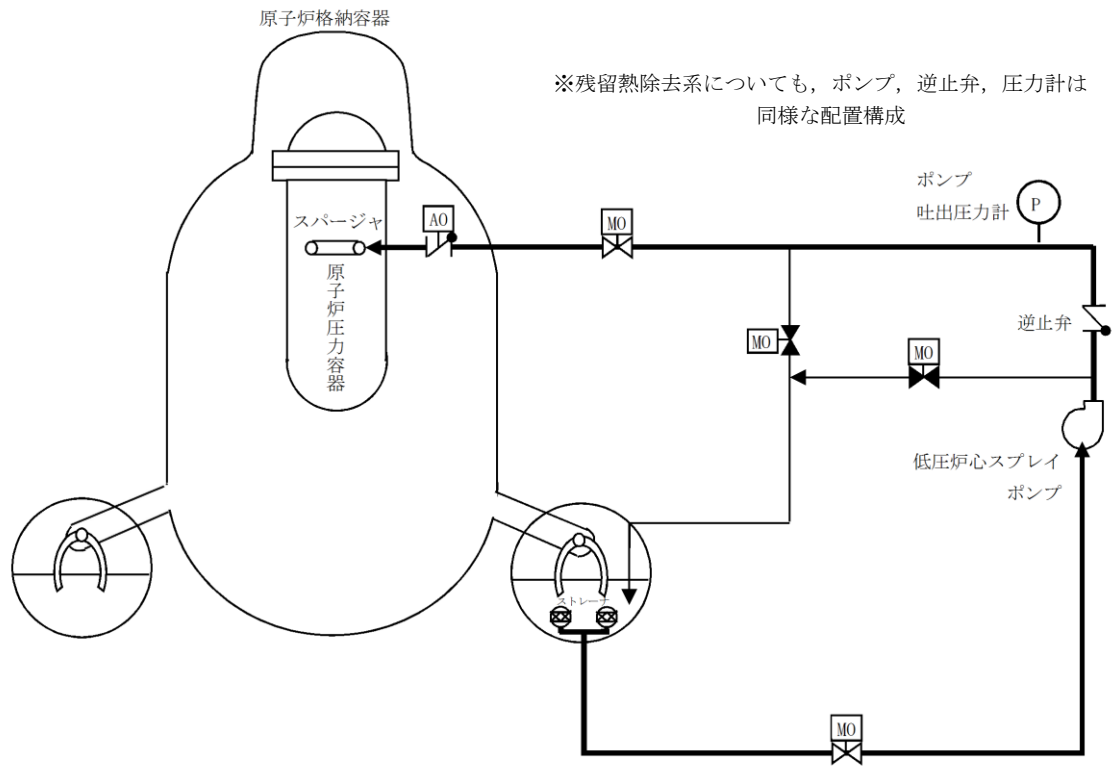
3. 低圧ECCSポンプ運転信号の検出方法について

低圧ECCSポンプ運転状態は、ポンプ遮断器「閉」信号又はポンプ吐出圧力高信号で検出可能である。島根2号炉では、第48図のとおりポンプの吐出圧力計をポンプ下流の逆止弁後段にのみ設置しており、ポンプ起動後に異常停止しても残圧により、ポンプ運転状態を正確に判別することができない可能性があることから、ポンプが起動していることを正常に検出可能な遮断器「閉」信号を採用している。

電動機の制御回路には機械的な異常を検知する過電流継電器が設置されており、軸固着等の機械的な異常時でも遮断器が開放され、ポンプ不動作を検知可能である。他の過電流を生じない何らかの機械的な異常によりポンプが正常に運転できていない可能性はあるが、低圧ECCSポンプ4台全てが同様の故障状態（電氣的に正常かつ機械的に異常）となる可能性は極めて低い。低圧ECCSポンプ4台全てが同様の故障状態の場合でも、中央制御室のポンプ吐出圧力計等の確認により運転員がポンプの異常を判断し、従来から整備している低圧ECCSポンプ全台故障時の自動減圧を手動で阻止する手順により対処可能である。



第47図 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路図



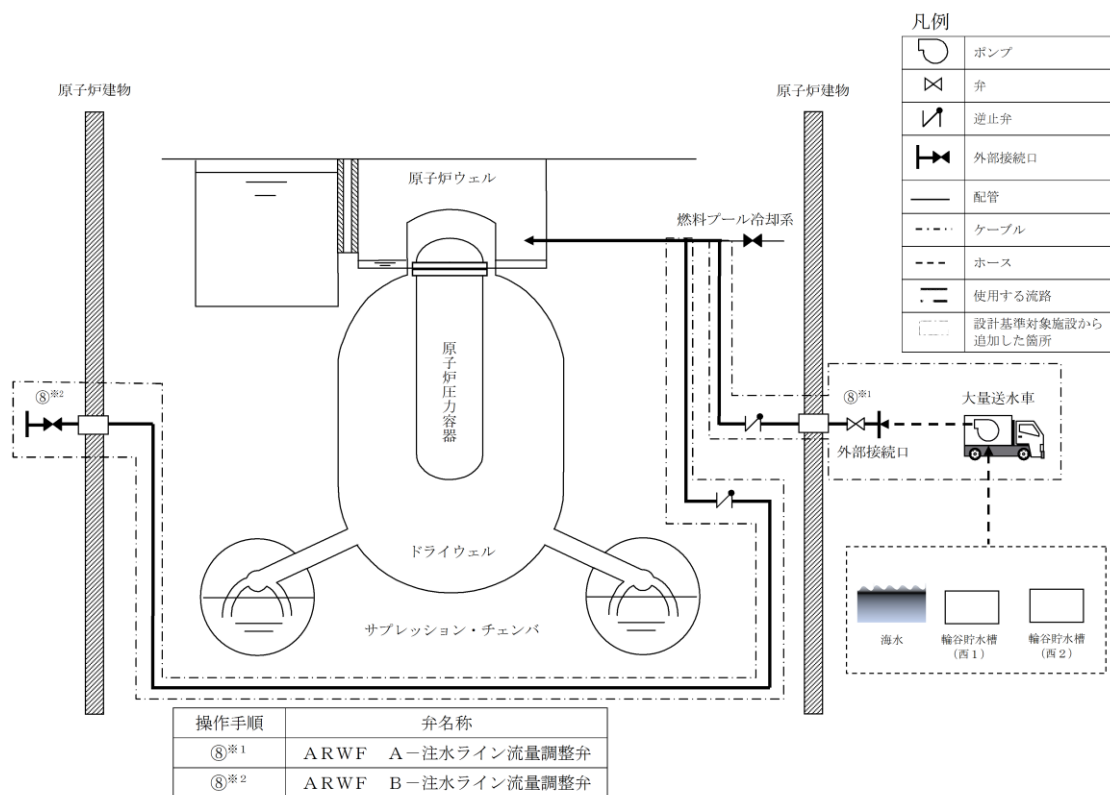
第48図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図

原子炉ウエル代替注水系について

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための自主対策設備である原子炉ウエル代替注水系は、重大事故等時において、ドライウエル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止する機能を有する。ドライウエル主フランジは第 49 図に示すように、原子炉ウエルに注水することで、ドライウエル主フランジシール材を外側から冷却することができる。

ドライウエル主フランジは重大事故等時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形で、シール材が追従できない程の劣化があると、原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。

改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。



第 49 図 原子炉ウエル代替注水系 概略図

原子炉ウエル代替注水系は、大量送水車、接続口等から構成され、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水、又は海水を、大量送水車により原子炉ウエルに注水することでドライウエル主フランジを冷却できる設計とする。

なお、ドライウエル温度（SA）（ドライウエル上部温度）の指示値を中央制御室にて監視することで、継続的にドライウエル主フランジが冷却できていることを確認可能である。

島根原子力発電所 2 号炉

原子炉格納容器の長期にわたる
状態維持に係る体制の整備について

<目 次>

はじめに	1.0.15-1
1. 考慮すべき事項	1.0.15-1
2. 原子炉格納容器の冷却手段	1.0.15-2
(1) 原子炉格納容器除熱手段について	1.0.15-2
(2) 残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を 想定した対策について	1.0.15-4
3. 作業環境の線量低減対策の対応例について	1.0.15-7
(1) 残留熱代替除去系を運転した場合の線量低減の対応について	1.0.15-7
(2) 汚染水発生時の対応について	1.0.15-9
4. 残留熱除去系の復旧方法について	1.0.15-9
(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について	1.0.15-9
(2) 残留熱除去系の復旧手順について	1.0.15-10
5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の 長期安定冷却手段について ...	1.0.15-19
5.1 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器 除熱について	1.0.15-19
(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要について	1.0.15-19
(2) 作業に伴う被ばく線量について	1.0.15-20
(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応	1.0.15-23
5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による 原子炉除熱について	1.0.15-23
(1) 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による 原子炉除熱の概要について	1.0.15-23
5.3 原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による 原子炉格納容器除熱について	1.0.15-25
(1) 原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による 原子炉格納容器除熱の概要について...	1.0.15-25
6. 外部からの支援について	1.0.15-27

はじめに

重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。

島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画 第12編 原子力災害対策編」（中央防災会議）に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。

島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画にて定める復旧計画に関する事項は以下のとおり。

- ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- ・原子炉施設の除染の実施
- ・原子炉施設損傷部の修理、改造の実施
- ・放射性物質の追加放出の防止
- ・各復旧対策の実施体制及び復旧に関する工程

緊急時対策本部は、招集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の長期対応を行う。また緊急時対策総本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

1. 考慮すべき事項

- (1) 原子炉格納容器の過圧・過温破損事象等においては、残留熱代替除去系及び格納容器ベントにより長期的な原子炉格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。
- (2) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱においては、原子炉格納容器の圧力を、最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能である。原子炉格納容器の温度については、サプレッション・プール水の温度が長期にわたり最高使用温度に近い状態で継続するが、150℃を下回っている。ドライウエル主フランジや機器搬入口に使用されている改良EPDM製シール材については、200℃の環境下において7日間継続した場合のシール機能に影響がないことを確認しており、また、7日間以降についても150℃の環境下が継続した場合に改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は認められていないことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を長期的に維持することが可能である。

また、残留熱代替除去系は重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計とし、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討を行うこととする。

- (3) 炉心損傷後に残留熱代替除去系の運転を実施することによる負の影響として、建物内の環境線量が上昇し、故障した機器の復旧等の作業が困難になることが考えられる。
- (4) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障した残留熱除去系の復旧等の対策についても検討を行う。
- (5) 原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つためには、残留熱代替除去系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱が有効な手段であるが、これらの手段は残留熱除去系熱交換器を使用する手段であるため、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討を行う。
- (6) 重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。

以上より、(1)、(2)を踏まえ、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に、重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。

また、(3)、(4)、(5)を踏まえ「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」、「4. 残留熱除去系の復旧方法について」、「5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」にそれぞれとりまとめる。

(6)の発電所外からの支援体制について「6. 外部からの支援について」に示す。

2. 原子炉格納容器の冷却手段

(1) 原子炉格納容器除熱手段について

東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、島根原子力発電所2号炉では多様な原子炉格納容器除熱手段を整備することとし、その手段の有効性について有効性評価において確認している。

第1表に原子炉格納容器除熱手段を示す。また、第1図～第4図に原子炉格納容器除熱手段の概要図を示す。

第1表に示すとおり、島根原子力発電所2号炉では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を整備するとともに、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントによる除熱手段も整備しており、多様な除熱手段を有している。

また、原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段のうち、サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段については、第2表に示すとおり、フロ

ントライン系とサポート系に対して、多様な手段を整備することにより、長期的な原子炉格納容器除熱の信頼性を向上させている。

第1表 島根原子力発電所2号炉における原子炉格納容器除熱手段

島根原子力発電所2号炉の除熱手段		
原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱代替除去系	○
	原子炉補機代替冷却系	○
	A-残留熱除去系	△
	B-残留熱除去系	○
	ドライウェル冷却系，原子炉浄化系※を用いた格納容器除熱	△
原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器フィルタベント系	○
	耐圧強化ベント系	△

○：有効性評価で考慮する設備

△：有効性評価で考慮していない設備

※：原子炉再循環系吸込配管及び原子炉浄化系ボトムドレン配管破断の原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時は使用不能

第2表 サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段に係るフロントライン系／サポート系の関係

		サポート系			
		冷却系 I-原子炉補機	冷却系 II-原子炉補機	代替冷却系 A-原子炉補機	代替冷却系 B-原子炉補機
フロントライン系	A-残留熱除去系	○		○	
	B-残留熱除去系		○		○
	残留熱代替除去系			○	○

○：使用可能な組合せ

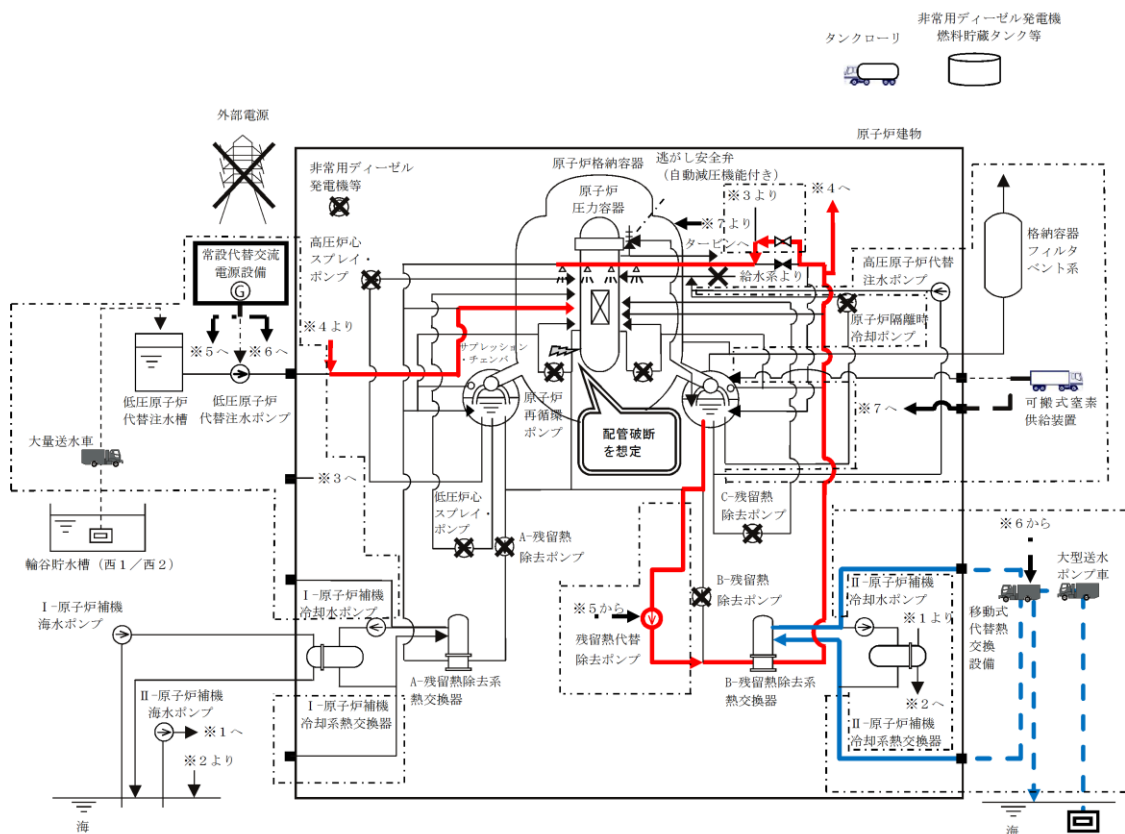
(2) 残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

残留熱代替除去系を運転する場合には、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉及び原子炉格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。配管表面での線量は、事故後 90 日間の積算線量で約 と評価しており、これを考慮し、系統に使用するポンプのメカニカルシール部やポンプ電動機、電動弁の駆動部等について、耐放射線性が確保されたものを使用する。

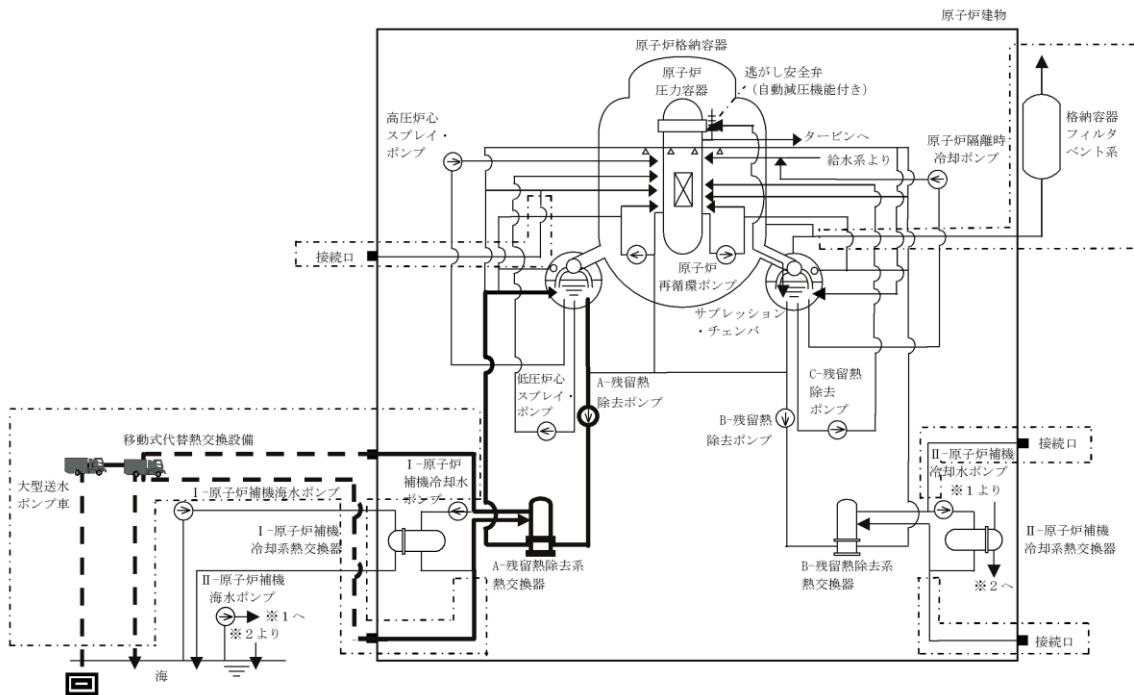
また、事故後のサブプレッション・プール水中には異物が流入する可能性があるが、サブプレッション・プール水の吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。

なお、ストレーナは、サブプレッション・チェンバの底面から約 1.9m の高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸上げることはないと考えているが、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（大量送水車による淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成とする（第 5 図参照）。

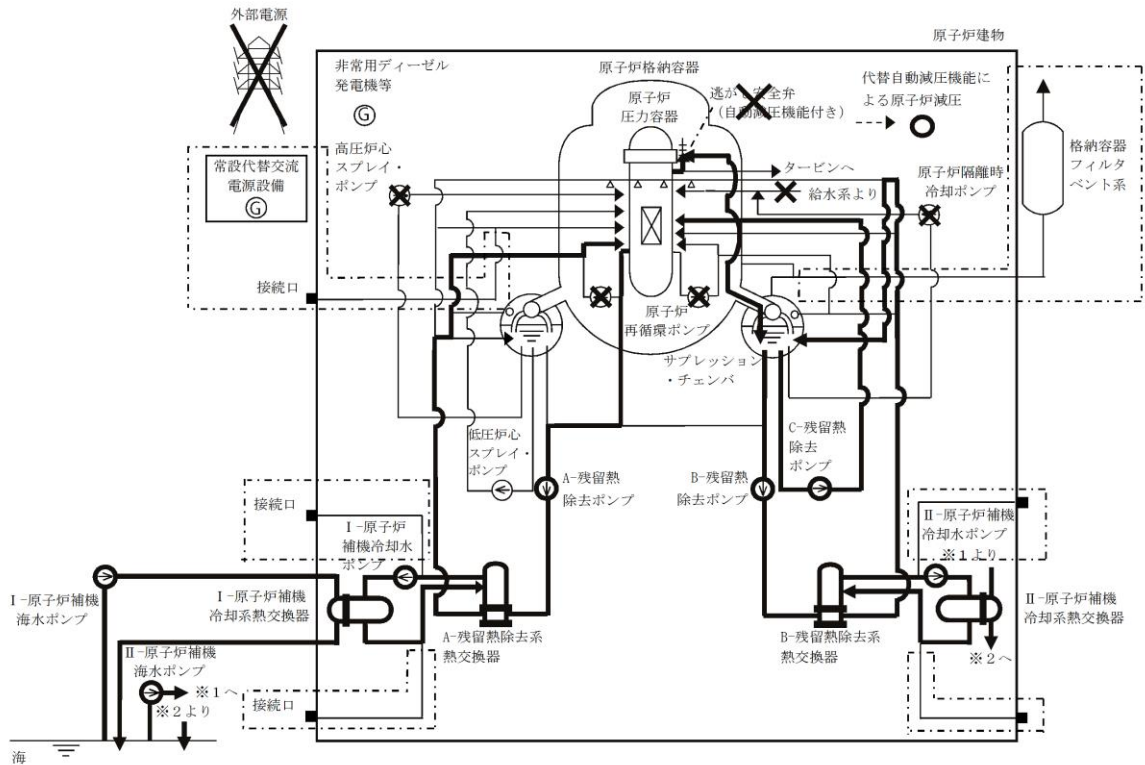
なお、炉心損傷に至る重大事故等発生時に残留熱代替除去系が使用できない場合の除熱手段は「5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」に示す。



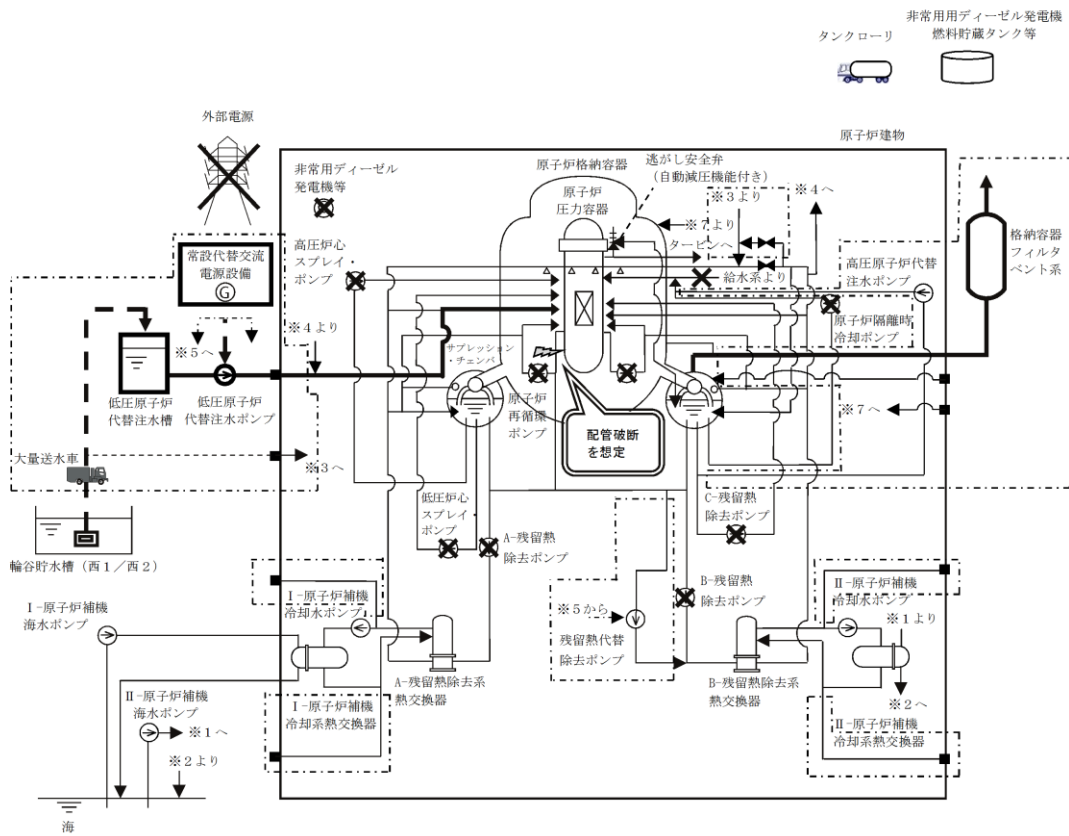
第1図 残留熱代替除去系 系統概要図



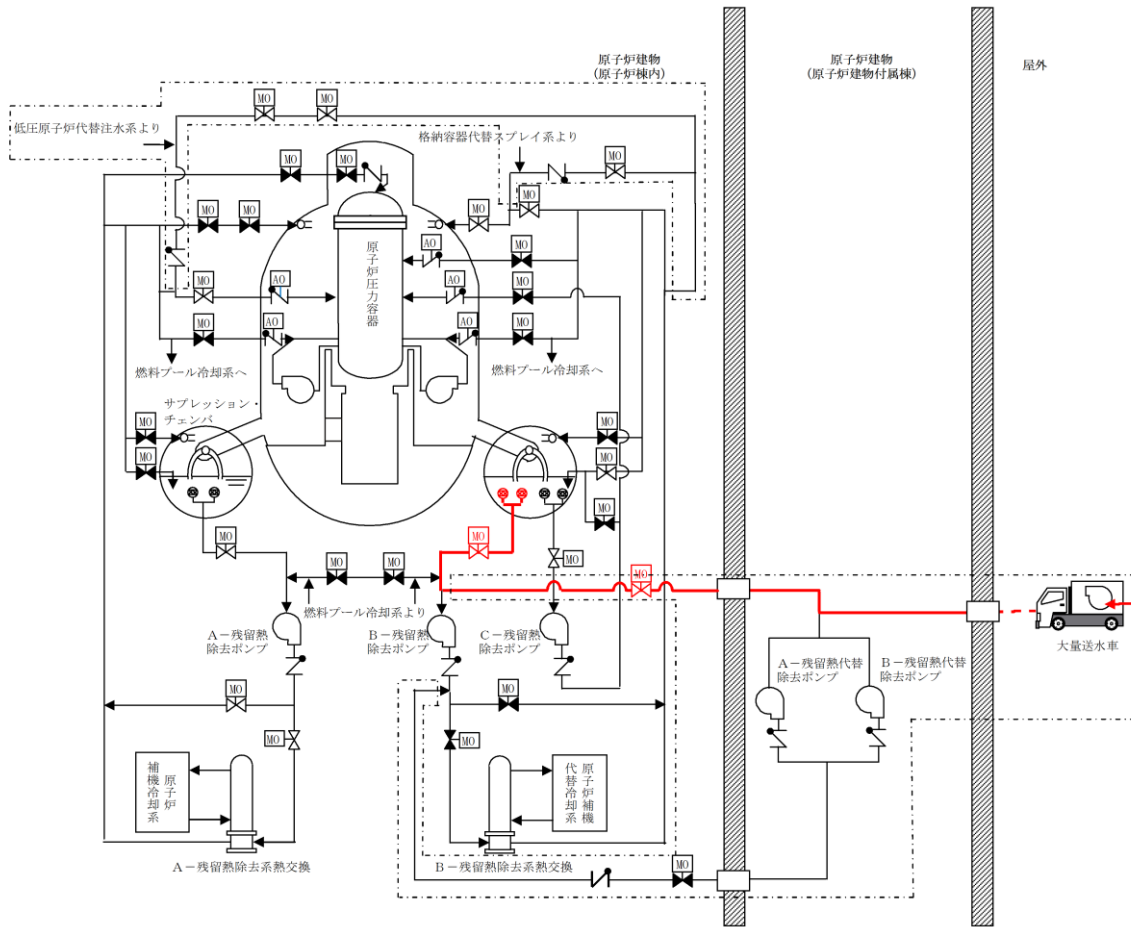
第2図 原子炉補機代替冷却系 系統概要図



第3図 残留熱除去系 系統概要図



第4図 格納容器フィルタベント系 系統概要図



第5図 残留熱除去系ストレナ逆洗操作時の系統構成

3. 作業環境の線量低減対策の対応例について

(1) 残留熱代替除去系を運転した場合の線量低減の対応について

残留熱代替除去系は、残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する系統である。このため、残留熱代替除去系により長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障等が発生する場合も考慮し、残留熱除去系の復旧についても検討を行う。ここでは、残留熱代替除去系の運転によって放射線量が上昇した環境下での残留熱除去系復旧作業時の線量低減対策の概要を示す。

残留熱代替除去系は、サプレッション・チェンバからの吸込み、原子炉格納容器へのスプレイに、残留熱除去系のB系を使用し、原子炉圧力容器への注水はA系を使用する設計としている。このため、復旧する残留熱除去系は、残留熱代替除去系の運転に伴う線量影響を受けにくい残留熱除去系A系を復旧対象とする。

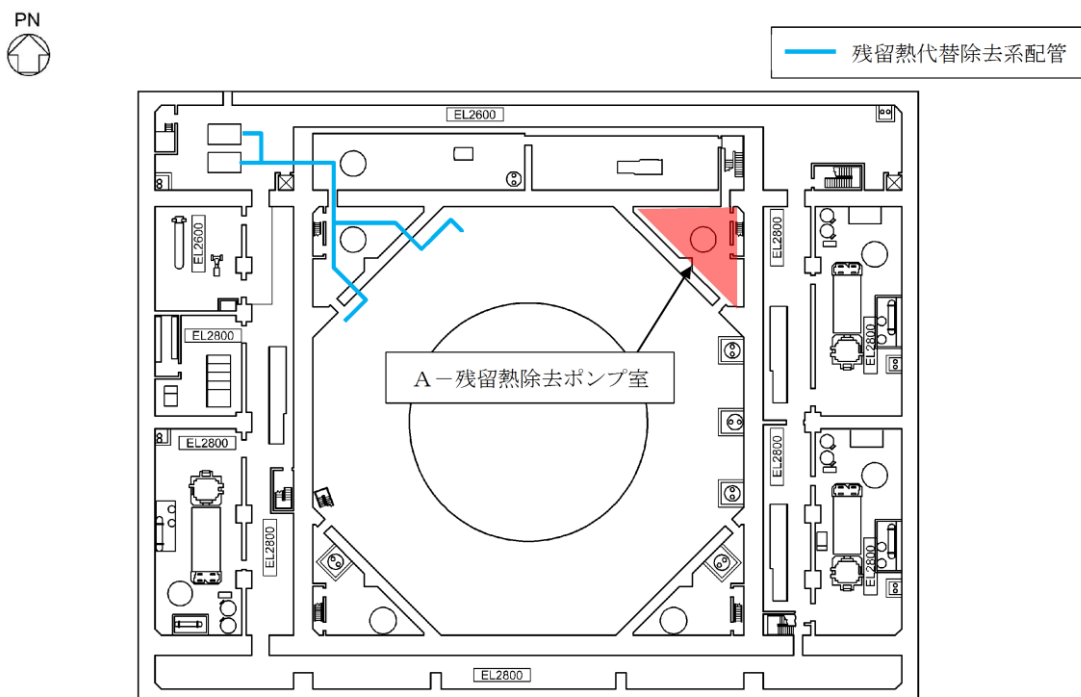
残留熱除去系のB系（一部はA系）については、第5図に示す系統を使用することで、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（大量送水車による淡水供給）することが可能である。このため、復旧作業の前に、必要に応じて、系統全体

のフラッシングを行うことで、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・プール水中に送水し、放射線量を低減させる。

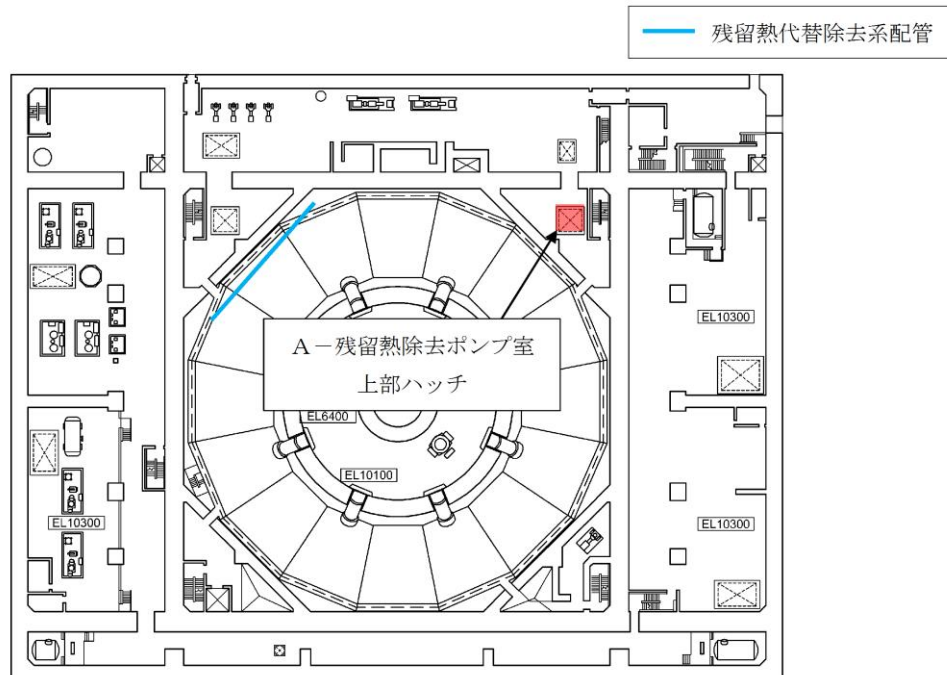
A-残留熱除去ポンプ室での機器交換等の作業を想定した場合、原子炉建物地下2階のA-残留熱除去ポンプ室又は原子炉建物地下1階のA-残留熱除去ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。

第6図に示すとおり、残留熱代替除去系の運転により高線量となる配管は、A-残留熱除去ポンプ室及び同上部ハッチ付近から離れており、ポンプ室及び同上部ハッチ付近にアクセス可能であると考ええる。

また、復旧作業時には必要に応じて遮へい体の使用、適切な放射線防護具を装備することにより、線量による影響の低減を図る。



第6図 機器配置図（原子炉建物地下2階）（1/2）



第6図 機器配置図（原子炉建物地下1階）（2/2）

(2) 汚染水発生時の対応について

重大事故等発生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、国内での汚染水処理の知見を活用し、汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。

4. 残留熱除去系の復旧方法について

(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能である場合もあると考えられる。

残留熱除去系の復旧に当たり、屋外に設置され自然災害の影響を受ける可能性がある原子炉補機海水ポンプについては、予備品を確保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ことから、重大事故により同時に影響を受けない場所に電動機を予備品として確保している。（詳細は添付資料1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照）

また、残留熱を除去する機能を有する残留熱除去系は2系統（残留熱除去系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、福島第一原子力発電所事故のように複数の残留熱除去系が浸水により同時に機能喪失することはない。

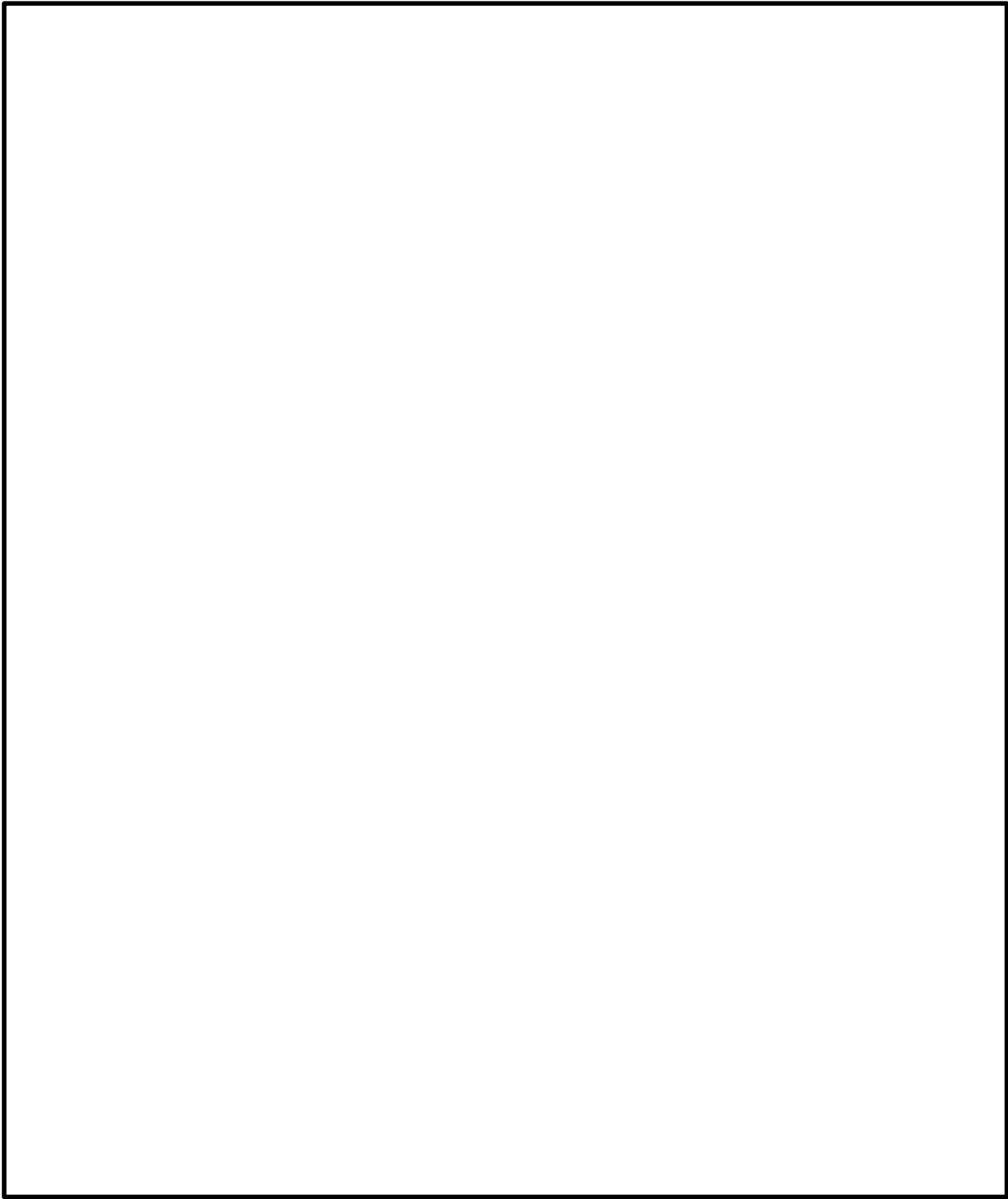
なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、残りの系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

(2) 残留熱除去系の復旧手順について

炉心損傷又は原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を「原子力災害対策手順書（復旧班）」にて整備している。

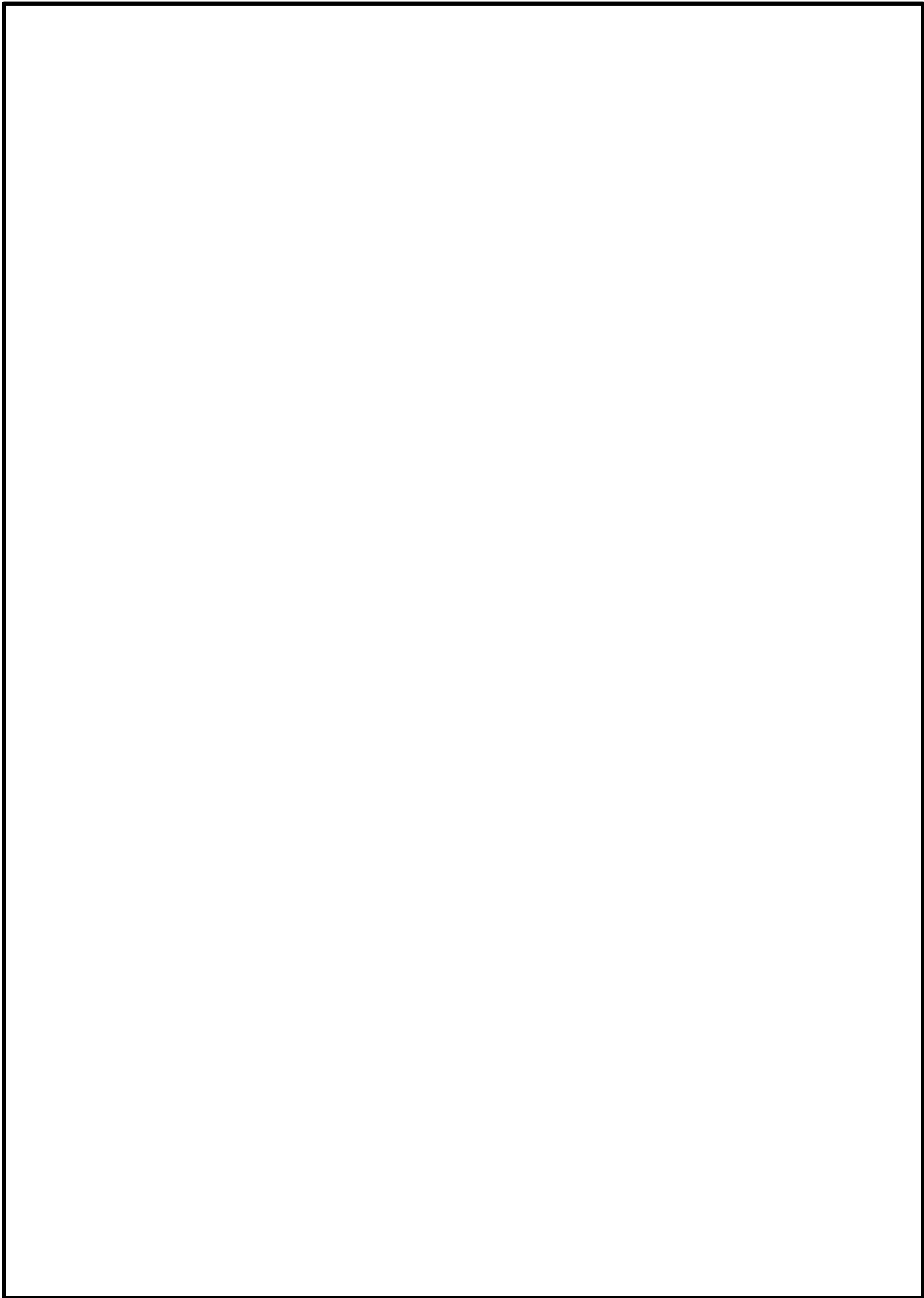
本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷又は原子炉格納容器破損に対する時間余裕に応じて、「恒久対策」、「応急対策」又は「代替対策」のいずれかを選択する。

具体的には、故障個所の特定と対策の選択を行い、故障個所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第7図に、手順書の記載例を示す。



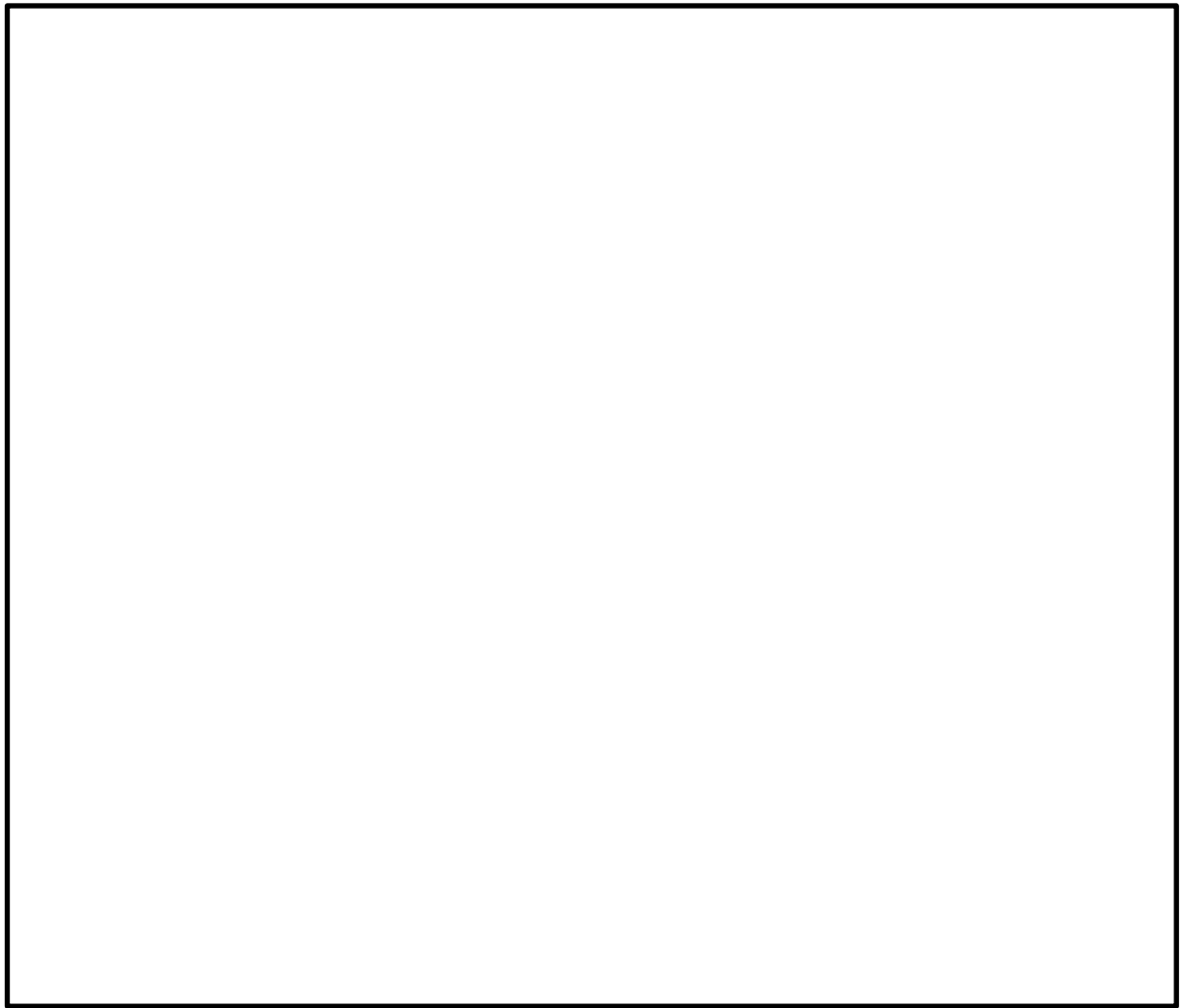
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(1/8)

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。



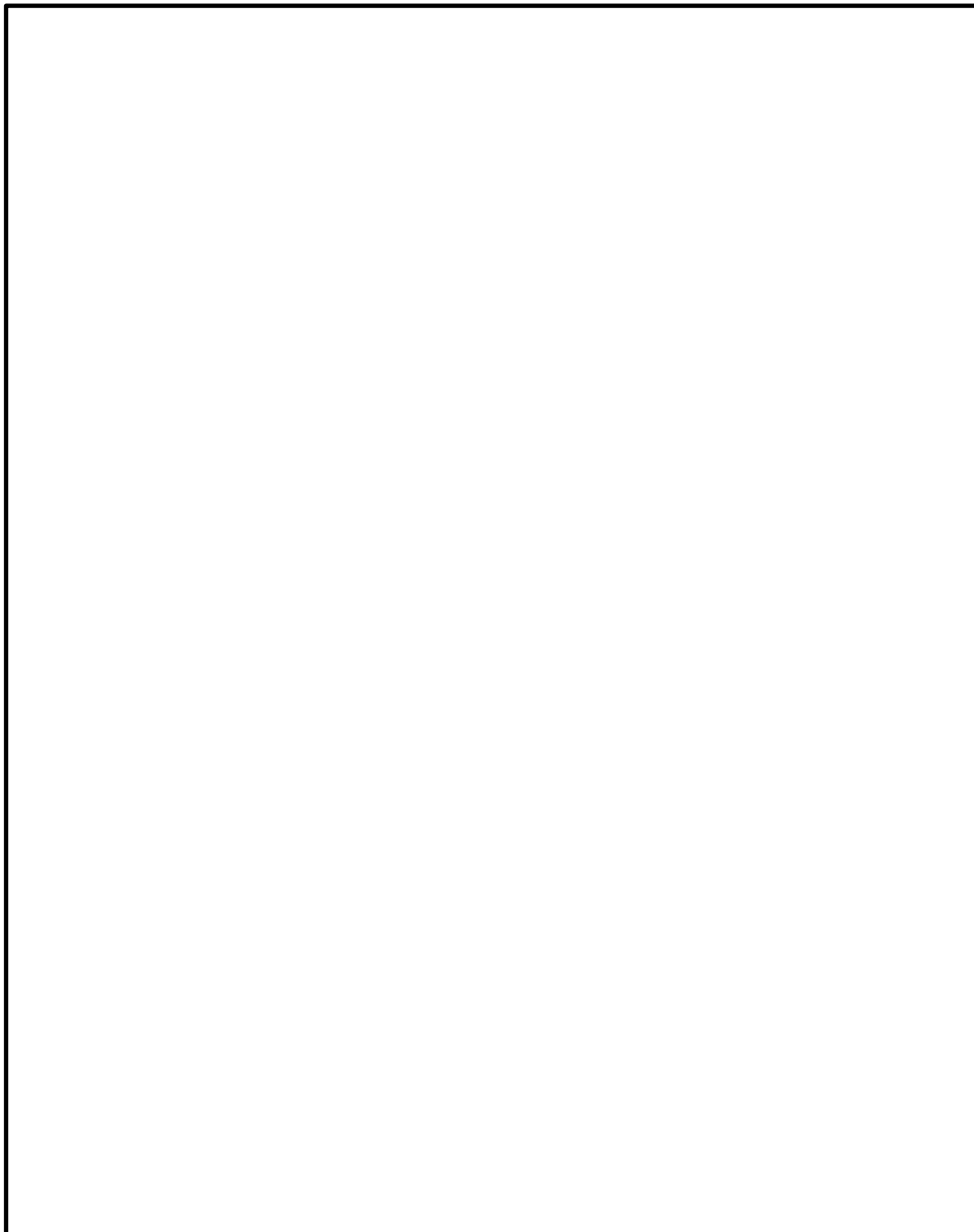
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(2/8)

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。



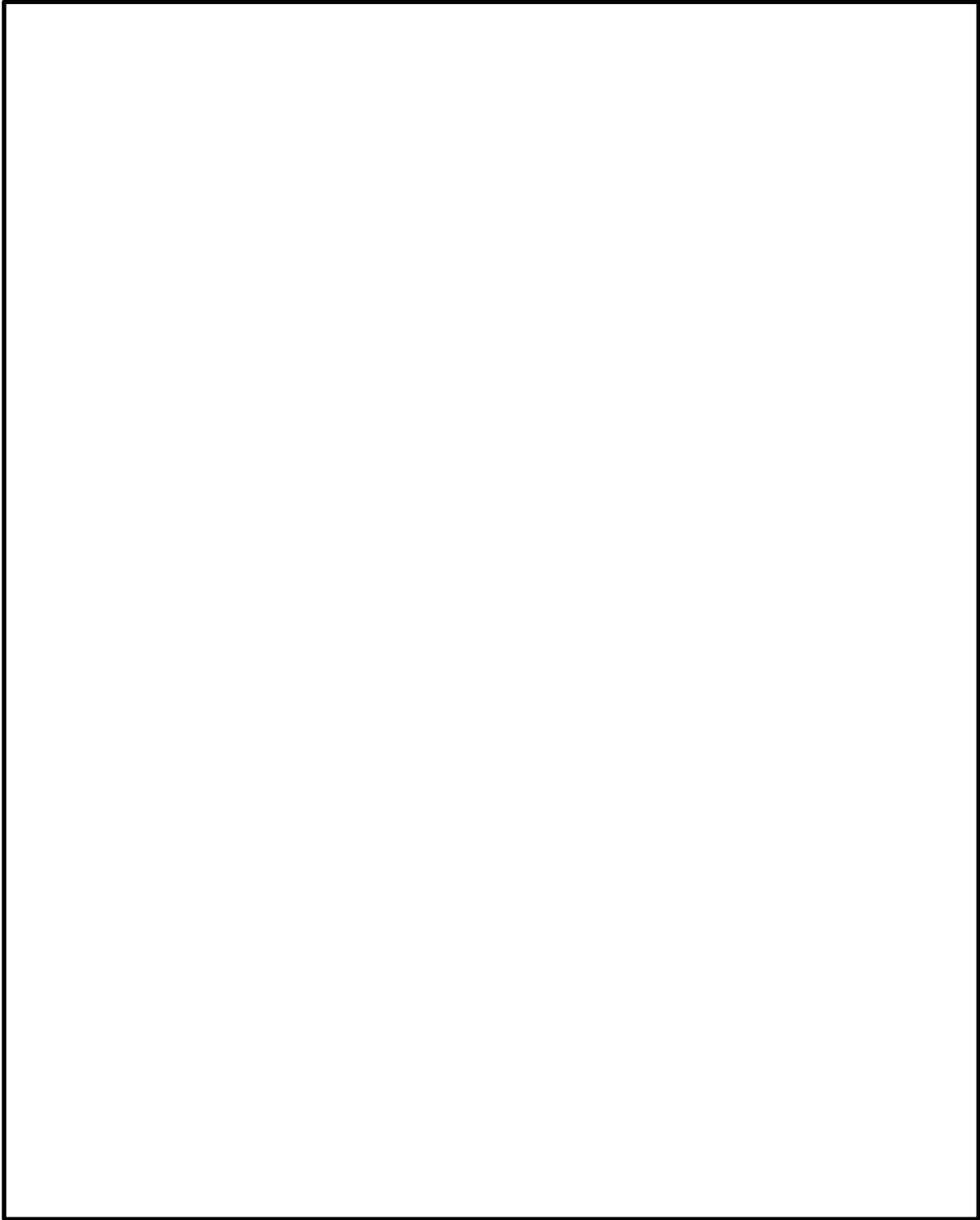
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(3/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のためできません。



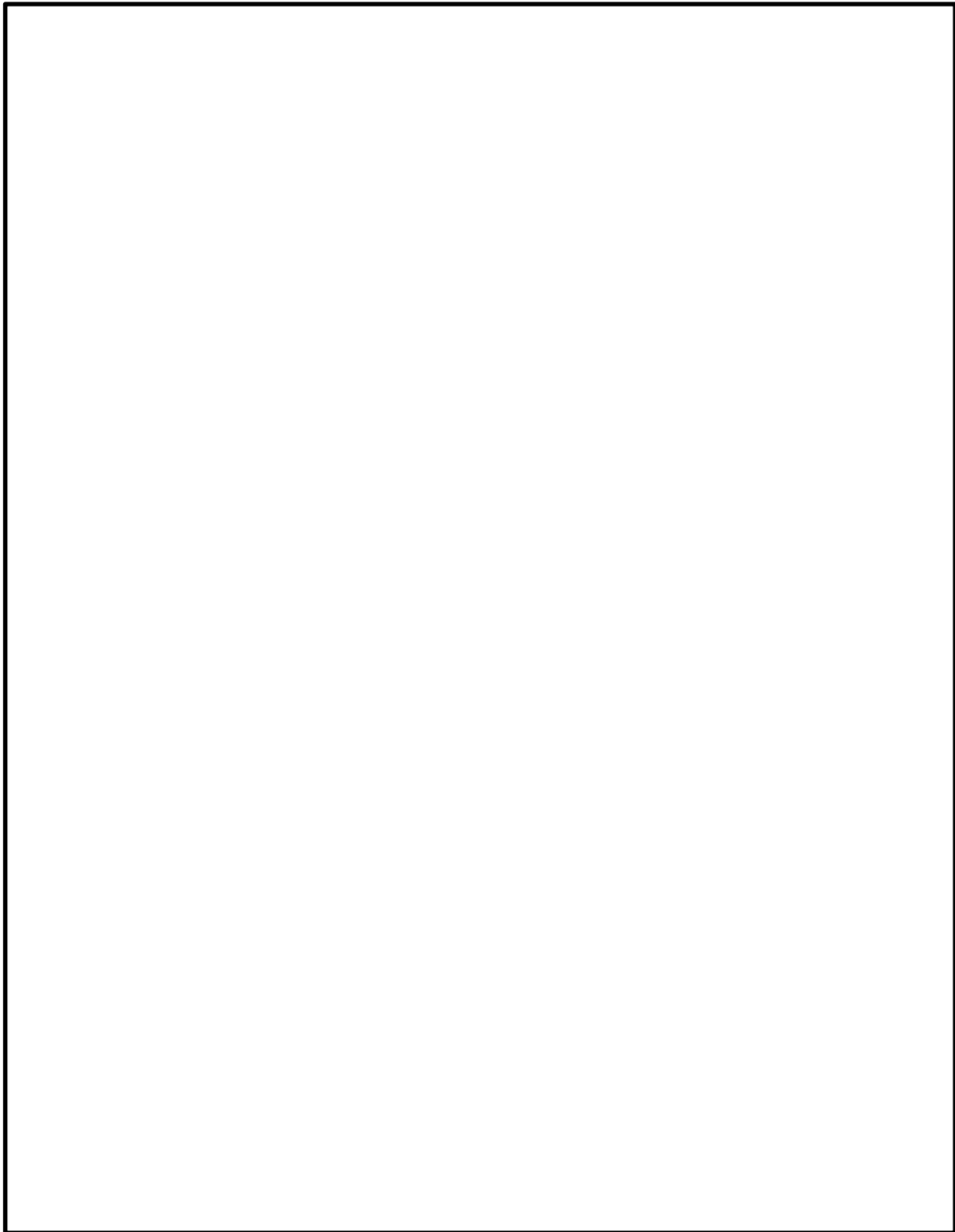
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(4/8)

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。



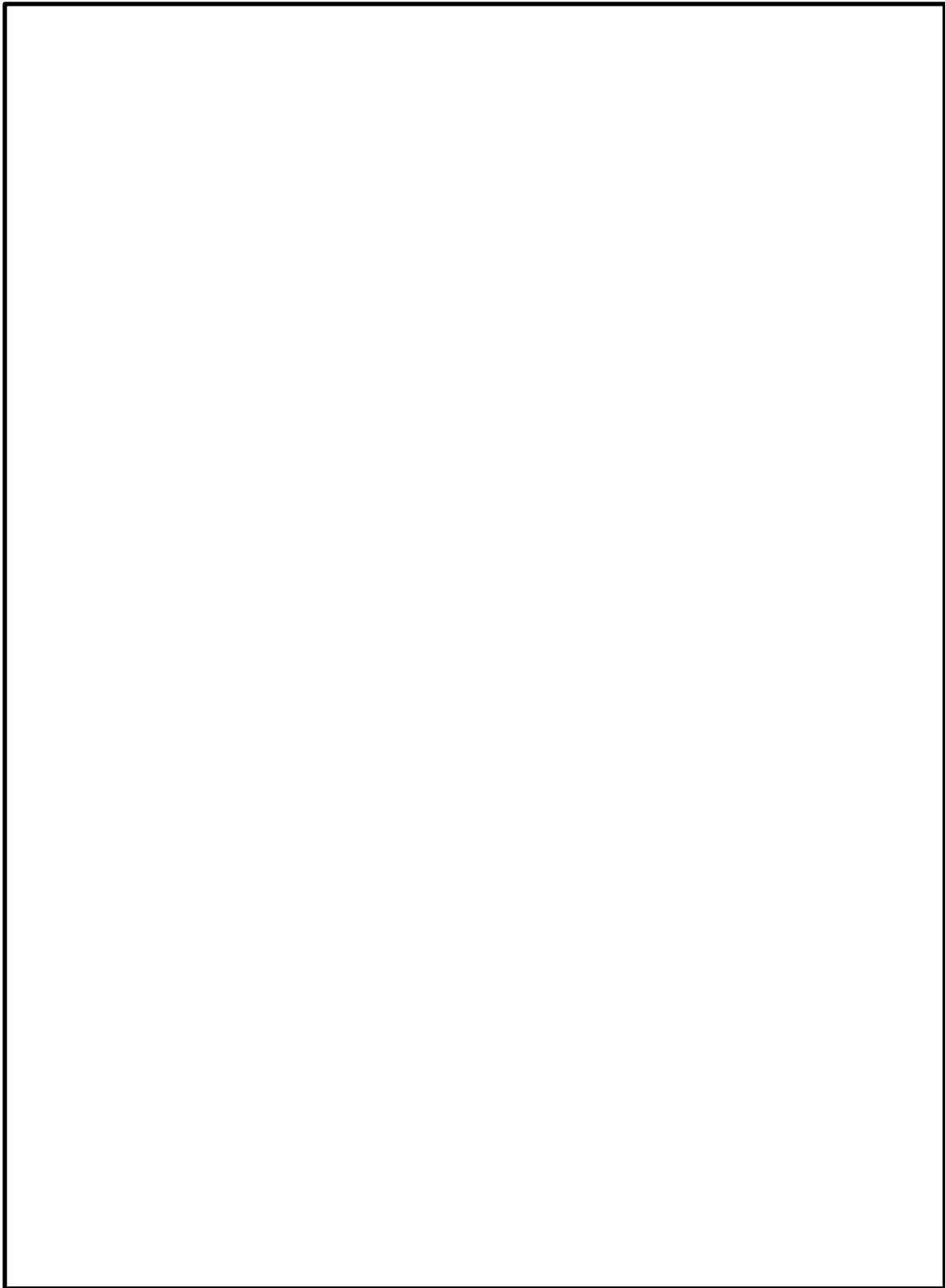
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(5/8)

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。



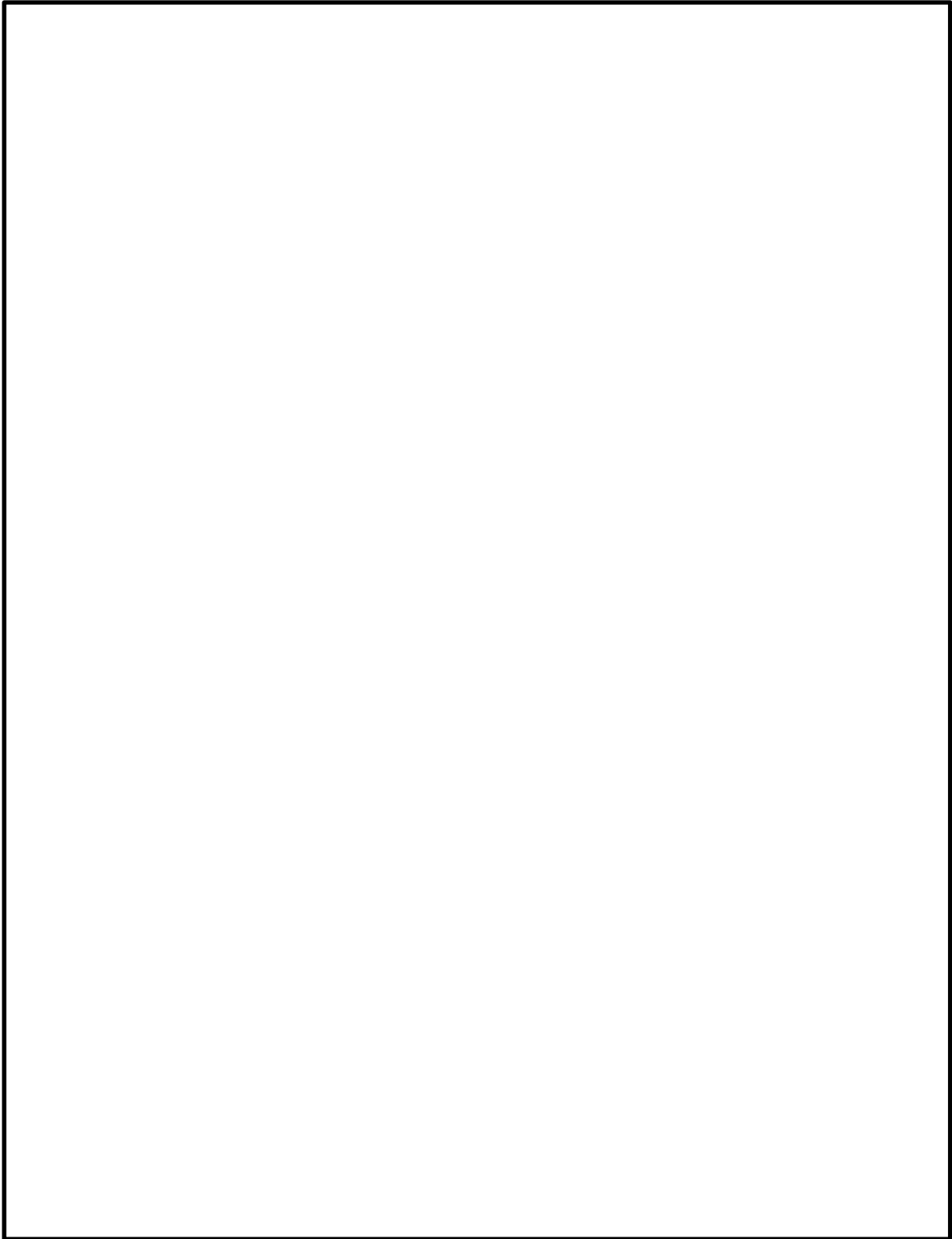
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(6/8)

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7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(7/8)

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7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(8/8)

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。

5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について

残留熱除去系の機能が長期回復できない場合、可搬型ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた除熱手段である「5.1 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合は可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施する。

また、これに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが、原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について」を構築する。

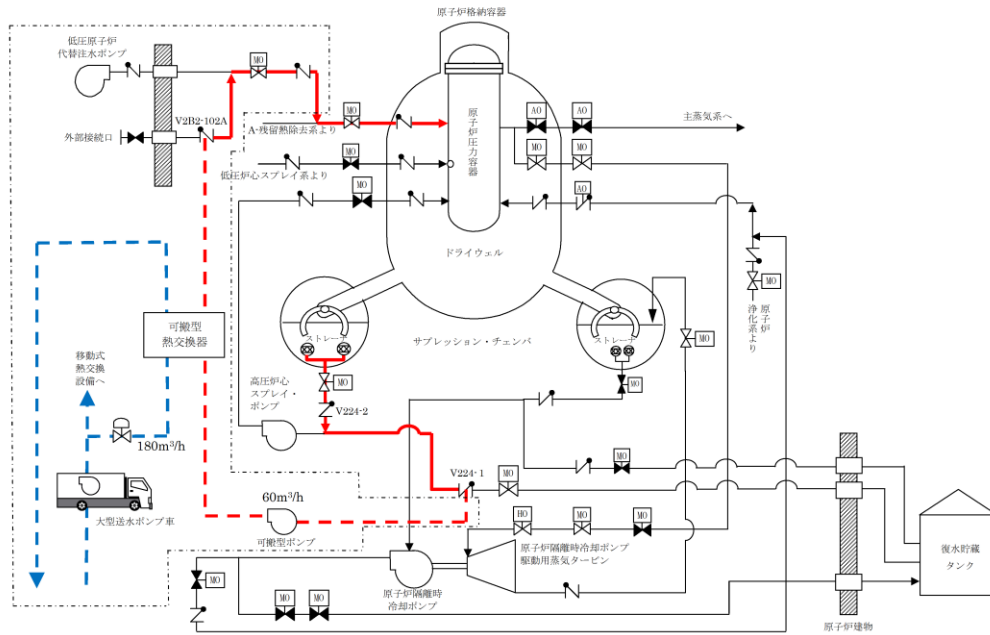
5.1 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱について

(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要について

重大事故等が発生した後、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修し、サブプレッション・プール水冷却モードを復旧する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬型設備等により構成される可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を構築する。第8図に可搬型格納容器除熱系統の系統概要図を示す。可搬型格納容器除熱系統は、高圧炉心スプレイ系配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッション・チェンバのプール水を供給・除熱し残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成である。可搬型設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品を事前に準備しておくことにより、1ヶ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。

可搬型格納容器除熱系統について、可搬ポンプの吸込み箇所は、高圧炉心スプレイ・ポンプの吸込み配管にある「HPC Sポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁」とし、耐熱ホースで接続する構成とする。

可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建物大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配管にある「FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で可搬ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大型送水ポンプ車により海水を通水できる構成とする。



第 8 図 可搬型格納容器除熱系統 系統概略図

(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷で発生した汚染水は、サブプレッション・プール水中にある。高圧炉心スプレー系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、系統内にサブプレッション・プール水が流入することが考えられる。

ただし、高圧炉心スプレー系については、運転している場合には、炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染する段階では、高圧炉心スプレー系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、F L S R 可搬式設備 A-注水ライン逆止弁はF L S R 注水隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。

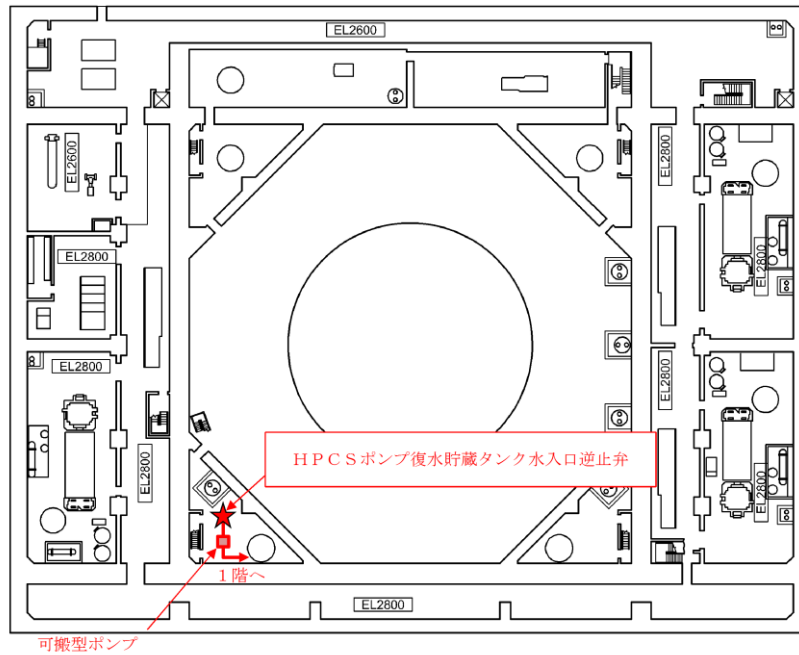
第 9 図に示される高圧炉心スプレーポンプ室内におけるH P C S ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇及び線源配管からの直接線による線量率上昇により約 12.8mSv/h となる。

第 10 図に示される原子炉建物 1 階におけるF L S R 可搬式設備 A-注水ライン逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約 3.3mSv/h となる。

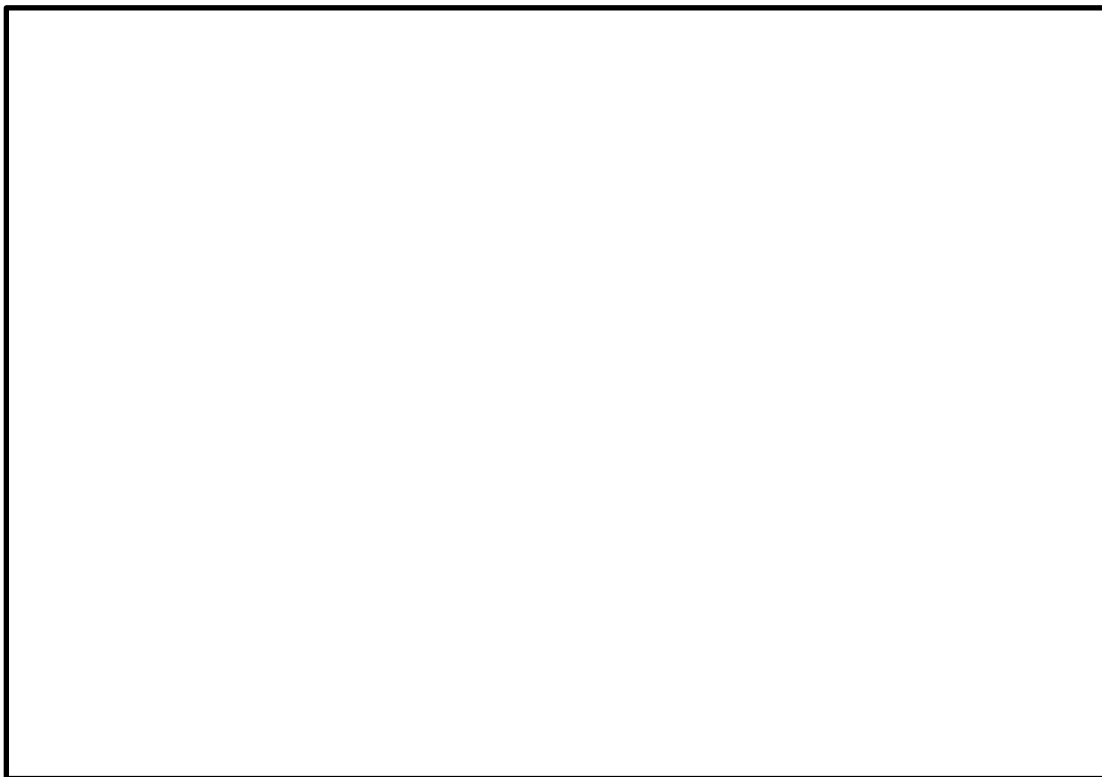
原子炉建物大物搬入口における可搬型熱交換器配備箇所雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約

5. 2mSv/h となる。

これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、それぞれ約 10 時間程度（5 人 1 班で作業）と想定しており、必要に応じて遮へい等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。



第9図 原子炉建物地下2階 機器配置図



第10図 原子炉建物1階 機器配置図

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。

(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し、復水輸送ポンプからの洗浄用水によりフラッシングを実施する。

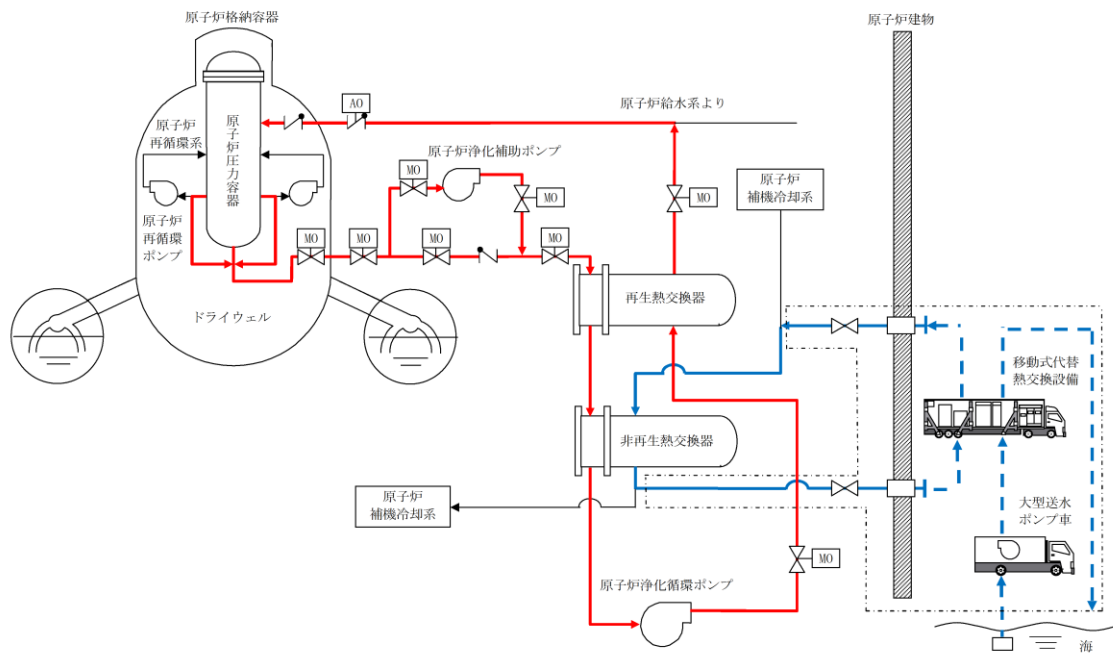
フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、フランジの増し締め等の補修作業を実施する。

5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について

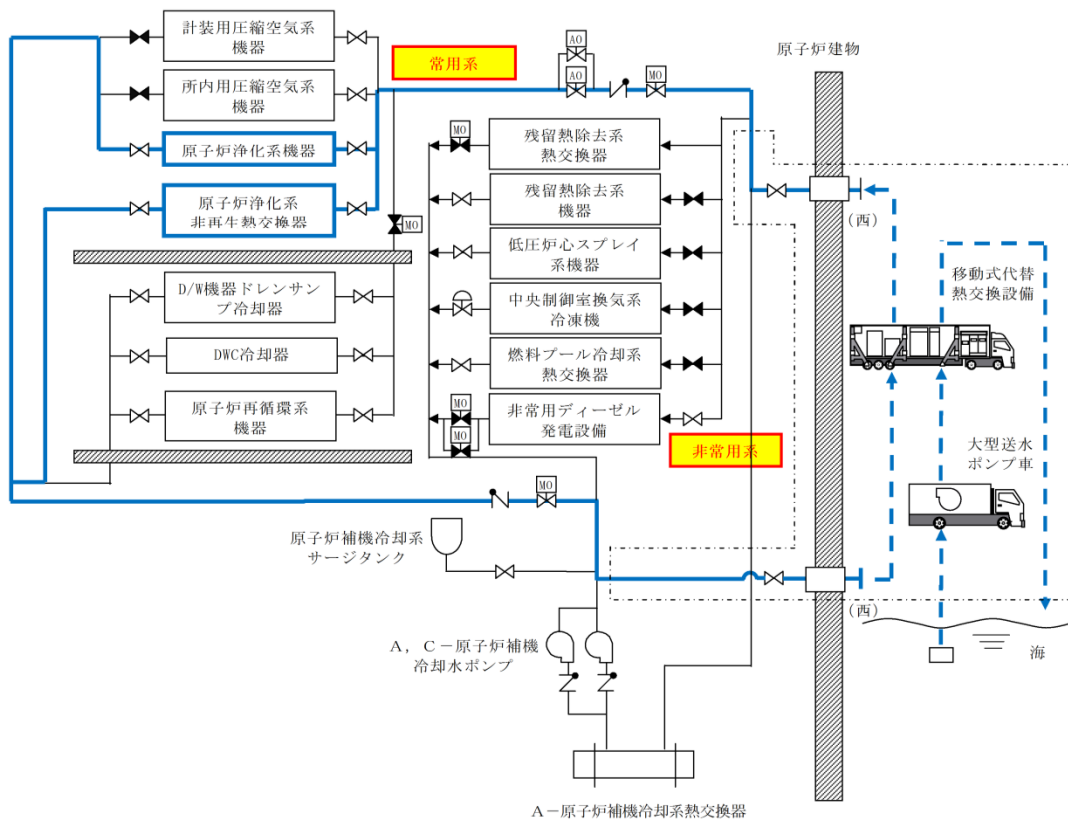
(1) 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の概要について

原子炉浄化系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下（レベル3）により隔離状態になる。また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では原子炉補機代替冷却系を用いることで冷却水を確保する。耐熱ホース等は原子炉浄化系では使用する必要がなく、弁による系統構成のみで運転可能である。第11図及び第12図に原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の系統概要図を示す。

原子炉浄化系は原子炉圧力容器が水源であり、原子炉浄化ポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管であるPLR入口配管高さ以上（事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「通常運転水位」以上としている。）に十分に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。



第 11 図 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱系統概要図



第 12 図 原子炉補機代替冷却系（原子炉浄化系除熱ライン）系統概要図

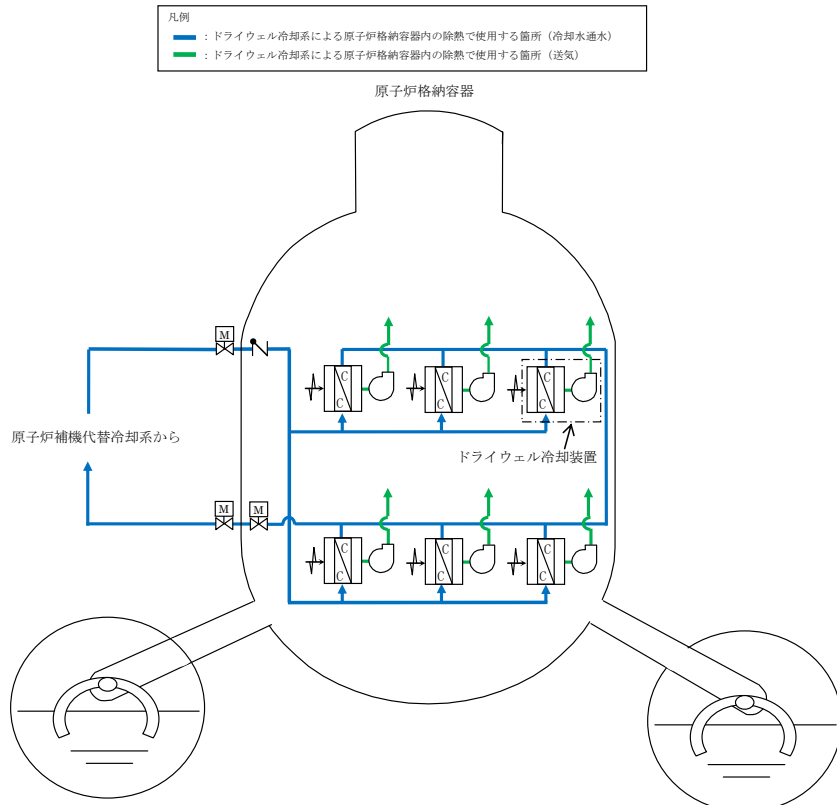
5.3 原子炉補機代替冷却系を用いたドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱について

(1) 原子炉補機代替冷却系を用いたドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱の概要について

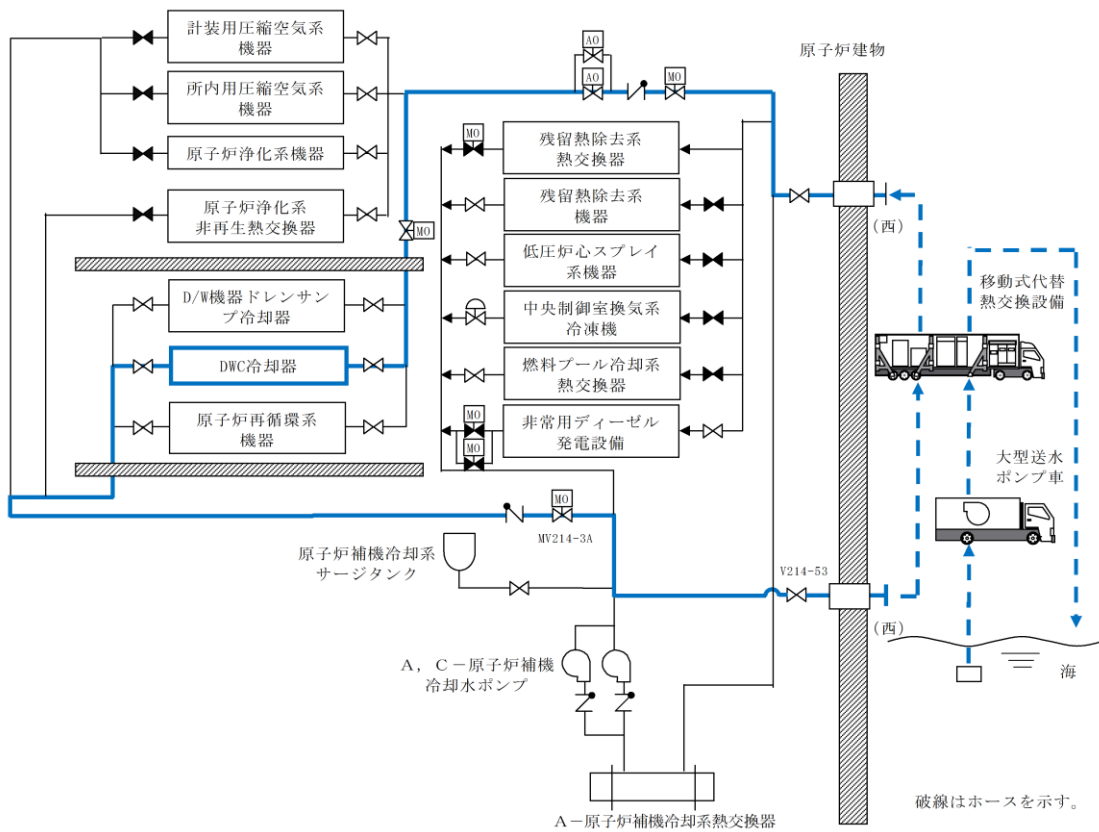
ドライウエル冷却系は、ドライウエル内に設置された各機器類の正常な運転のために、ドライウエル内雰囲気を適切な温度状態に保持する系統である。ドライウエル冷却系は、ドライウエル内の上部に3台、下部に3台設置され、冷却器及び送風機により冷却した雰囲気ガスをダクトを経てドライウエル内各部へ給気する。

ドライウエル冷却系は、送風機が運転できない場合でも、冷却コイルに冷却水を通水することにより、原子炉格納容器除熱に期待できる。各冷却器の冷却水は、通常時は原子炉補機冷却系を用いているが、本除熱手段では、原子炉補機代替冷却系を用いる。

第13図及び第14図に原子炉補機代替冷却系を用いたドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱の系統概要図を示す。



第 13 図 原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による
原子炉格納容器除熱 系統概要図



第 14 図 原子炉補機代替冷却系（ドライウェル冷却系除熱ライン）系統概要図

6. 外部からの支援について

重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）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要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緊急時対策要員の派遣等について、協議・合意の上、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。

覚書では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。

外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「外部からの支援について」にて示す。