

【浮体式原子力発電】

～付 録～

2022年2月10日

【目 次】

付録 1	浮体式原子力発電の課題リスト	1
付録 2	実現までの概略スケジュール検討	13
付録 3	浮体式原子力発電の建造費概略評価	37
付録 4	浮体式原子力発電所の安全設備【安全系区分の検討】	49
付録 5	浮体式原子力発電所の安全設備【海水を使用した静的な崩壊熱除去システムの成立性検討】	55
付録 6	浮体式原子力発電（炉型：ABWR）のレイアウト検討	62
付録 7	洋上における浮体式原子力発電設備の保守	171
付録 8	長期運用を考慮した浮体構造物等の設計・保守	262
付録 9	浮体式原子力発電に適した位置保持技術	270
付録 10	浮体揺動における BWR 成立性の評価	284
付録 11	効率的な燃料交換システム・使用済燃料プールの水面揺動対策	295
付録 12	過酷事故時の原子炉減圧機能の多様化	305
付録 13	過酷事故時の原子炉水位計測の多様化	315
付録 14	ロンドン条約・議定書への対応（放射性廃棄物の扱い）	328
付録 15	浮体式原子力発電関連の知見収集	336

付録 1 浮体式原子力発電の課題リスト

(注) 朱書き部分は 2021 年度に新たに追加した課題を示す。

No	分類	検討課題
1-1	規制	日本では領海を利用する法律が未整備 検討の進んでいる洋上風力を参考にして検討可能
1-2		国内に船舶に設置する原子炉の技術基準が存在しない。
1-3		福島事故の教訓を踏まえて、「船舶に設置する原子炉の設置、運転等に関する規則」（運輸省令第 70 号）の改定が必要
1-4		IAEA Safety Standard Series に船舶に設置する原子炉の標準が存在しないため、参考とする文献が乏しい
1-5		考慮すべき規制要求の整理が必要。 新規制基準で要求されている項目（溢水、火災、APC など）により、OFNP の形状が大きく変わることはないか
1-6		法令類については、「放射性物質の海上輸送」に関する国内外法令・規則を参考に検討が必要。（使用済燃料輸送船等）
1-7		送電網整備に関する制度確認
1-8		港則法等に基づく港湾区域での許可申請等
1-9		【ロンドン条約との整合性】 通常運転時に発生する液体放射性廃棄物について、陸上原子力発電と同様に基準値を定めて海洋に管理放出することがロンドン条約と整合的であるか「むつ」の経験も踏まえ確認が必要。
1-10		【ロンドン条約に基づく放射性廃棄物の管理】 ロンドン条約に基づき沖合ではトリチウム等の放射性廃棄物を希釈しても処分できず船内に保管が必要である。陸上で行っているような廃棄処分手法の確立が必要になる。
1-11		廃棄物関係は「産業廃棄物」と「一般廃棄物；廃掃法」と「放射性廃棄物」とで現行法律で大きく異なる問題あり。たとえば県をまたいだ移動の禁止等。
1-12		廃固体・液処理に関する検討。固体に関しては焼却設備を設け、海上で処理（ドラム缶詰め）をして定期的に輸送するのか。そのまま輸送して陸上の焼却設備に輸送するのか。気になるのが、海上原子力発電所で発生した廃棄物を他のプラントで処理できるのかが疑問（法令関係）。

No	分類	検討課題
1-13		「領海」(=12 海里)だけではなく、「接続水域」(=24 海里)における、日本国が他国船等に対して実施可能な規制行為の確認が必要。 理由： ・仮に MIT のコンセプトに基づき海上のエリア設定をした場合、大型船舶の接近を規制する「Large Ship Exclusive Area(LSEA)」(=6 海里)に設定する必要がある。 ・仮に避難計画の観点から地上から「16 海里」(=30km)遠方に OFNP を立地する場合、LSEA は地上から「22 海里」遠方となり、接続水域(=24 海里)に収まることとなる。 ・接続水域において大型船舶の接近制限等の規制が可能であれば、LSEA 設定の実現可否が判明する。
2-1	立地	関係ステークホルダーの洗い出し(自治体、海上保安庁、等)
2-2		洋上利用者との合意形成 漁業関係者、船舶の航路、利水、海底資源 保守点検のための母港が必要であれば、地元への了解が必要になるのでは
2-3		【日本近海の OFNP 運用海域の選定】 特に世界の震源のうち最も集中している日本で、本州東海岸の 10km・20km のところは、東北・太平洋沖地震や南海トラフ地震の震源域直近となる。日本周辺で北米東海岸相当のような低い地震活動度の海域は、本州東海岸から 500km 以上沖合の太平洋上となるようである
3-1	コスト	【プロジェクトの初期における超概算建設コストの把握】 既存の類似施設（原子力発電所、大型特殊船舶、大型海洋構造物、原子力船等）をベースとして、浮体式原子力発電所の物量及び建設費の概算値を評価することが重要。 ・プラントシステムの概念設計（BOP 含む） ・サイズ感、建設数量感の把握 ・製作手順と必要な建設設備 ・超概算の建設費の評価 ・地上型と比較したメリットの明確化とコスト影響
3-2		日本で建設する際のコストの確認が必要
3-3		建設費だけではなく、人件費を含めた「運用費」を含め、既設炉との V/C 比較が必要。
3-4		各コンポーネントで使用する従来と異なる材料などの調達可能性評価（規格、基準等）

No	分類	検討課題
3-5		各コンポーネントで使用する従来と異なる材料などの経済性の評価
3-6		最新技術の適時適用による発電コスト低減
3-7		クリアランス等実施によるトータルコスト低減手法の確立
4-1	サプライチェーン	既存と異なるサプライチェーンの構築の課題
5-1	工法	OFNP への機器、電気品の据え付け方法（サポート、基礎ボルト）の確認が必要
5-2		日本で大型海洋構造物を建造できる場所
5-3		日本で大型海洋構造物を建造できる技術
5-4		施工段階毎の必要水深に着目した、施工方法（ドック施工）の検討が必要
6-1	核物質防護	OFNP 立地に係る国際的なコンセンサスを得るためには、核物質防護(対テロ)だけではなく、「核不拡散性」(対当事国)の有効性確認も必要。
6-2		【テロ対策・核物質防護】 海上であるため、テロリズムに攻撃されにくい反面、護りにくい。また、一回侵入を許してしまうと外部から救援のためにアクセスしにくいことが考えられる。船舶や炉心・燃料ごとを国外持ち出しされるシナリオへの対策が必要
6-3		原子炉の防護対策の検討が必要 監視区域、防護区域、PP の設定 テロ対策（兵器（魚雷など）、航空機）
6-4		【周辺監視区域の設定】 海上であっても漁船等の接近の可能性があるため、周辺監視区域を浮体式構造物の範囲で設定できるかどうか検討する。
6-5		【設計上考慮すべきテロ行為の検討】 航空機衝突の他、船による衝突など設計上考慮すべきテロ行為について検討する。
6-6		【テロに対する規制要求】 意図的な航空機衝突、船舶衝突、爆発物、原子力発電所ジャック（PP）等のテロ行為に関する規制要求を想定しておく必要がある。
6-7		【テロに対する設計成立性】 意図的な航空機衝突、船舶衝突、爆発物、原子力発電所ジャック（PP）等のテロ行為に関する規制要求に対して、設計が技術的に成立する見通しを得ておく必要がある。

No	分類	検討課題
6-8		【航空機衝突評価（テロ対策）】 陸上の原子力発電所では航空機衝突対応として建屋コンクリート厚さで貫通を食い止めるような設計としている場合があるが、OFNPにおいてどのような設計とするか、テロ対策と合わせて検討が必要である。
6-9		【意図的な航空機衝突】 既設炉の審査では、意図的な航空機衝突等への対策として、特重施設（緊急時制御室等を常設化）を整備しているが、浮体式施設では、同一施設内に独立した特重施設を設けられないため、例えば特定重大事故等対処用の専用船を造り、離隔距離や位置的分散を考慮して係留することになることが考えられるが整理が必要である。
6-10		【意図的な航空機衝突】 航空機衝突のほか、船による衝突等も懸念されるため、浮体式施設に応じたテロ全般（PP 管理等を含めて）に対する検討が必要である
6-11		潜水艦のテロ対策
7-1	自然現象・人為現象（故意を除く）	【立地評価】 敷地（沖合の海域）、気象（暴風）、海象（波浪）、地震（海震）、津波、社会環境、その他の自然現象（竜巻、低温、降水、積雪、落雷、火山等）の評価方法の構築が必要
7-2		【耐震・耐津波性能】 基準地震動（例えばあるプラントでは、水平 993gal/鉛直 613gal）に対する耐震性を確保しているが、浮体式施設が受ける海震の大きさや設備への影響はどの程度か検討が必要である。
7-3		【耐震・耐津波性能】 基準津波（例えばあるプラントでは、T.P.+6.3m）に対する対策を実施しているが、洋上の津波高さの程度や設備への影響はどの程度か検討が必要である。
7-4		【基準地震動の考え方】 ・浮体式原子力発電所への耐震設計要求を整理することが必要 <課題> ・浮体式原子力発電所の耐震安全評価に必要な因子は何か？ ・海底基準地震動の定義位置の考え方 ・震源：基準地震動のレベル感を考察する上で、過去の地震被害、地震記録、活断層マップ等の過去の大地震あるいはその痕跡に対する情報が不足している。 ・距離減衰評価：例えば震源から基準地震動定義位置までの地震動の伝播を評価可能な距離減衰式はあるか？ ・地盤調査：海底下の地盤の地形、地層構成、地盤物性が海震に及ぼす影

No	分類	検討課題
		響を評価する必要がある。 ・海底火山 ・建設海域の海底地盤調査のコスト・期間も概算しておくべき。
7-5		【耐震設計の考え方】 規制が要求する基準地震動に対する浮体式原子力発電所の耐震設計の考え方を整理することが必要。
7-6		【船体の応答及び機器振動の評価法】 基準地震動から浮体式原子力発電所直下(周辺)の海底地盤の応答を評価し、さらに海水メディアを介して伝播してくる海震による船体応答ならびに機器応答を評価する適切な手法を整理する必要がある。
7-7		【原子炉の海震対策】 地震時に発生する海震を考慮した耐震設計が必要である。現地実測データが少ないため、設計を決めるために想定する海震の規模や妥当性を示すことが難しい
7-8		津波発生時、海面の揺動に伴い建屋、付属設備が海面と接触し（あらゆる方向から）、衝撃を与える可能性があると思われるが、その影響評価。 耐震評価とは違い衝撃評価のような新しい？動的影響評価の確立が必要？
7-9		【浮体構造の工夫による海震影響の緩和】浮体式構造物に与える海震（音波）の影響を浮体構造の工夫などによって緩和する方法がないか検討が必要
7-10		【海底火山の影響評価】 海底火山の影響評価（直接的な噴流の影響および火山由来の可燃性ガスや有毒ガスの洋上原子力発電所への到達影響等）
7-11		【自然現象に対する考慮：竜巻】設計竜巻（例えばあるプラントでは、最大風速 100m/s）に対する対策を実施しているが、浮体式施設が受ける洋上竜巻の風速や設備への影響はどの程度か
7-12		格納容器の船舶や飛来物の衝突からの防護対策。 想定する衝突物は何を考慮するか（大型船舶） 衝突により浸水する海水の影響確認が必要。（溢水評価）
7-13		【短時間の水没対策】 津波等により短時間、浮体構造物が水没した際の対策
8-1	揺動	【原子炉の揺動対策】 浮体式原発の揺れを引き起こす外力として、海震、津波、波浪、暴風がある。これらの外力に対して揺れに強い炉型の選定や配置を考える必要がある

No	分類	検討課題
8-2		波浪による動揺のシステム（原子炉、タービン、燃料プール）への影響確認。 考慮すべき波浪条件の設定も必要。 燃料の交換への影響（燃交の使用時）
8-3		【揺動による反応度投入】 沸騰水型原子炉では炉内で冷却水を沸騰させていることから、浮体式原子力発電システムに搭載した場合には、揺動により炉内のボイド率分布が変化し、減速材ボイド係数に応じた正または負の反応度が投入されることが考えられ、それに伴う炉内挙動の評価が必要である。
8-4		今は過渡時の $\Delta MCPR$ で $OLMCPR$ を決めているが、揺動時の $\Delta MCPR$ の増大分を入れる必要があるか、検討が必要である。
8-5		揺動時の限界出力などの熱水力設計式作成（従来の設計式が使えるかどうかの確認必要）
8-6		【揺動時の制御棒挿入性】 多くの原子炉では制御棒を炉心外部から（沸騰水型原子炉では燃料集合体の間隙を下方から）挿入するため、揺動により通常運転時及びスクラム時の制御棒挿入性を確認する必要があると考えます
8-7		【揺動時の炉内水位計測】 揺動により圧力容器が傾いた場合、水位計装ノズル位置が上下変動するのに対して、圧力容器内水位は水平のままとなり、水位計測が正しく行われるか確認が必要である。
8-8		水位が変動した場合の自然循環への影響（全体の流れの変動が大きくなるのでは？）
8-9		【揺動による設備への応力】 揺動により、各機器、設備にかかる応力が許容応力以下であるかを確認する必要がある。
8-10		【耐震・耐津波性能】 燃料ピットまたはタンクのスロッシングや長周期動揺の影響についても懸念される。
9-1	塩害	【塩害対策】 塩害による構造物の腐食対策、ステンレス鋼に対しては SCC 対策を十分に行う必要があると考えます。建設時、定検時を含めて、結露が生じて塩分が混入した状態にステンレスが晒されると SCC リスクが高いと考えられる。

No	分類	検討課題
9-2		海上の環境下での検討が必要。 ・塩による換気空調設備への影響 ・海水による腐食の影響 ・海洋生物の発生（貝類の付着、大型海洋動物・生物など）
9-3		海水に常にさらされる構造部，系統及び機器の設計，対策が必要
10-1	淡水確保	河川等から容易に淡水を確保できないため、海水淡水化装置の技術仕様を検討する必要がある
11-1	外部電源	【外部電源系】 外部電源系の扱いについて検討が必要（冗長性や多様性への考え方の整理が必要）
11-2		【電源の信頼性：外部電源】既設炉の審査では、外部電源に対し独立した異なる2以上の変電所等に2回線以上の送電線によって接続することが求められたが、浮体式施設の場合、これらを海底ケーブル等によって対応することになる
12-1	浮体構造	浮体構造にすることによる最適なレイアウト
12-2		ABWRのような大型炉を浮体設備内に収めることが可能か
12-3		屋外設備（軽油タンク等）の設置場所
12-4		係留方式、アンカーの構造の検討が必要
12-5		係留方式、アンカーの長期耐久性の検討が必要
12-6		OFNPの耐台風等の暴風波浪を想定した係留装置や固縛対策
13-1	有効性評価 (PRA等)	【確率論的リスク評価（PRA）の積極的活用】 現在の規制における前段否定を中心とする決定論的規制プロセスでは、浮体式原発の利点が適正に評価されない可能性がある。深層防護の一つ一つの層に対する対策の評価だけではなく、全体としての深層防護の有効性を的確に評価するためには、PRAの活用が重要と考える。SMRを含む革新炉の規制のあり方と共通の課題。
13-2		【安全評価】 想定起因事象（運転時の異常な過渡変化，事故等）や事象シーケンスの選定が必要
13-3		【安全評価】 重大事故，仮想事故（被ばく評価）の判断基準及び解析手法の検討が必要
13-4		【有効性評価】 炉心損傷に至るおそれのある事故，炉心損傷に至る事故等の重大事故シーケンスの選定が必要

No	分類	検討課題
13-5		【全交流電源喪失時の受動安全性】 社会のもつ原子炉事故のイメージは福島第一原子力発電所事故に基づいていと推察される。本概念での海洋を最終ヒートシンクとした全電源喪失時の受動的熱除去システムの確立とその有効性の証明は社会的受容性の醸成に重要な意味を持つと考えられる。
13-6		【動特性解析ツール】 浮体の揺動に伴う動特性解析は、床面が水平ではなくなるため、現在使用している動特性解析コードでは扱えず、過渡、事故時の炉内挙動を詳細に把握するためには解析ツールの開発が必要と考えます
13-7		【有効性評価】 RPV 破損及びデブリ落下時の格納容器及び船殻の健全性評価が必要
13-8		気中ではなく、海中のベントは知見が少ないため、影響評価が必要。 ※MIT 先行研究あり
13-9		【有効性評価】 万が一の船殻破損事故時における海洋汚染評価、及び陸地における敷地境界線量率（セシウム換算など）に相当する海域安全評価基準の確立が必要
13-10		浮体式原子力発電所で、S A（炉心溶融）が発生した場合、陸上の原子力発電所と比較して、何故安全なのかを検討する。一般の人が理解できる説明をする。
14-1	保守	【メンテナンス性】 海上での小規模メンテナンス時（燃料交換を含む）に、揺動で鉛直芯に対して圧力容器が傾いた状態でメンテナンスの必要が出た場合、機器取付・取外、燃料や制御棒の取扱等の楊重設備の位置決めやメンテナンス性について確認が必要と考えます
14-2		メンテナンスの仕方 対象設備をどうするか（予備品の確保、輸送） トラブルがあった際の対応について検討が必要、ドックに輸送することはコスト的に現実的ではない
14-3		浮体原子力発電所の洋上でのメンテナンスの実現性
14-4		【海上または港湾でのメンテナンス方法の検討】 洋上浮体のため、海上でメンテナンスをするもしくは陸までプラントが移動して保全を受けて洋上へ帰るかなどが考えられるが、それぞれのメリット・デメリットの整理が必要

No	分類	検討課題
14-5		【海洋生物付着防止装置の検討】 海水系の配管等に海洋生物が付着してくることから、その防止装置が必要になってくる。
14-6		使用済み核燃料の保管方法 ・使用済み核燃料の保管箇所（OFNP 内 SFP, 陸上 SFP） ・使用済み核燃料の輸送方法（OFNP で陸上輸送, 専用船で陸上輸送）
14-7		【燃料交換】 運転開始後の燃料交換の頻度をどの程度に設定するか。またどのように・どこで（海上 or 接岸）行うか。
14-8		使用済み核燃料搬出方法の検討（屋上のクレーンを用い、キャスクを運搬船に積込む？） 設置地点に近い屋外施設（自治体）に一時保管可能か（不可の場合は再処理工場へ直送）
15-1	廃止措置	【廃止措置等のための場所・施設の確保】 廃止措置を行う場所・施設をあらかじめ確保しておく必要がある。また、廃止措置に限らず大規模必修等が必要な場合も同様である。その場合の、規制上の位置づけを明確にする必要がある
15-2		洋上での解体作業を想定するか 洋上作業の場合、原子炉圧力容器（本体、内部構造物）などの放射化した構造物材の解体・持ち出しが可能か
15-3		解体時における海上→陸上への管理区域の移動等の配慮
15-4		海上利用における可逆性の評価（撤去後の影響評価）
15-5		クリアランス制度の適用における塩類の影響評価等→材料選定
16-1	異常事象・事故対応	インシデント発生時の連絡体制等の構築（国、海上保安庁、立地地域、隣国、等）
16-2		事故時対応（避難等）の陸上との違い
16-3		【緊急時の要員や資機材の確保】 シビアアクシデント発生時には外部からの要員の確保や資機材の供給が柔軟かつタイムリーに出来ることが必要である。また、一部要員の施設外への退避が必要になる場合も考えられる。このためプラントの事故進展等の特性も考慮したハード・ソフトの対策の検討が必要
16-4		浮体原子力発電所のスタッフィング，特に荒天時のスタッフィング ・別事業の事例が参考となる可能

No	分類	検討課題
16-5		【指定感染症等への対策】 コロナ禍等の集団感染等により運転員が運転の継続が困難になった場合の対策（人員交代，原子炉停止，ドックへの曳航等）
16-6		【その他設備の性能：緊急時対策所】緊急時対策所の耐性強化で、離隔距離や位置的分散等を実施しているが、浮体式施設では同一施設上に設置することから、制御室と共通要因等によって機能が喪失しないように、例えば緊急時対策所の機能を有する専用船を造り、離隔距離や位置的分散を考慮して係留することになる
16-7		【電源の信頼性：可搬型設備】 可搬型設備（非常用発電装置等）に対して、必要となる設備数（ユニット毎に2セット＋予備1セット）と離隔距離や位置的分散を確保しているが、浮体式施設の場合、例えば、可搬型設備3セットを専用船2隻に分けて搭載し、それらの離隔距離や位置的分散を考慮のうえ係留する等の必要がある
16-8		【電源の信頼性：非常用電源】 非常用ディーゼル発電機に対して、連続7日間運転可能となる燃料の備蓄を求められたが、浮体式施設の場合、どの程度を想定するかを整理する必要がある
16-9		【炉心損傷防止対策】 (16-7【電源の信頼性：可搬型設備】と同じ)
16-10		【炉心損傷防止対策】 (16-7【電源の信頼性：可搬型設備】と同じ)
16-11		【放射性物質の拡散抑制対策：放水砲，放水砲用大容量ポンプ】 (16-7【電源の信頼性：可搬型設備】と同じ)
16-12		【放射性物質の拡散抑制対策：シルトフェンス】 浮体式施設にシルトフェンスを設置する場合、施設の深さに応じた専用のシルトフェンスとそれを取扱う専用船が必要となる
16-13		【SA時のアクセス性】 暴風波浪来襲時に重大事故やプラント被害が発生した場合、緊急時の様々な救援活動のためのプラントへのアクセスが困難となる
16-14		過酷事故による海洋汚染の許容値、処理方法
16-15		浮体設備が沈没した場合のサルベージまでの腐食対策
16-16		原子炉格納容器内を水で満たした時の原子炉の自然冷却と発生したガス圧を逃がす方法（報告書から表現を修正しています）

No	分類	検討課題
16-17		スロッシング等の発生を考慮すると、使用済燃料プール設計の見直し検討が必要
17-1	その他	日本における浮体原子力発電所のコンセプト コンセプト設定の為にまずは BOP 仕様を設定 例えば、放射性廃棄物貯蔵可能量により原子力船「むつ」の洋上運転期間は制限されていた
17-2		【検討用の設計・構造概念】 浮体式としての優位性と課題を検討するためには、たたき台としてのプラントの設計・構造の概念を準備することにより、より具体的な検討が出来ると考える
17-3		既存炉からの流用範囲、相違点の評価（耐塩設計等）
17-4		【安全設計】 自然循環による長期炉心冷却の系統の設計及び実証試験等が必要
17-5		原子力の運用に関わる付帯設備の検討 原子炉停止時の電源供給について（自家発電、蓄電） 放射性廃棄物の保管
17-6		【共通要因となり得る外的事象と分散配置】 仮に中小型のモジュール型炉として一定海域内に分散配置をした場合、地震、津波、台風などの共通要因事象による多数基立地上の問題を回避できるか検討が必要。 浮体式という限られた空間内で高い安全性を確保する上で、1 基あたりの放射能インベントリーの少なさや受動的な安全機能導入の容易さなどの点で中小型炉は検討に値すると考えるが、複数の浮体式原子炉を一定の海域に配置する場合、小型炉のメリットを生かすためにも多数基立地に伴う課題をクリアする必要がある。
17-7		【ソースターム】 浮体式原発のような新しい概念の原子炉の安全性を適正に評価しその特徴を活かす（プラントの事故進展等の特性に応じた合理的な事故時対応を実施する）ためには、事故時に放出される放射性物質の種類、性状、放出量、放出開始時期、放出継続時間等のいわゆるソースタームを評価できることが重要かつ有効である。PRA 等と同様であるが、規制の現場で活用出来るようになるためにはある程度の時間を要すると考えられるので、早い段階からの取組が重要である。これらは、浮体式に関わらず原発共通の課題ではあるが、新しい概念の原発をその特徴を活かして導入するためには必要と考える。

No	分類	検討課題
17-8		環境への影響の把握 (生態系、漁業、海上利用) 例: 潮流の変化、海水温の変化等
17-9		環境影響の継続監視 (生態系、漁業、海上利用) 例: 潮流の変化、海水温の変化等
17-10		環境影響評価手法—例えば温排水デルタ T をどうセットするか。事故時の拡散評価。
17-11		周辺監視区域に範囲によっては、洋上にモニタリングポストを設置する必要があり、非常用電源や伝送の多重化が必要
17-12		【通信手段の強化】 基本的に沖合に出ると陸上からの電波及び通信が脆弱になりやすいのでその強化並びに多重性が必要となってくる。
17-13		【無線設備の設置】 通信に脆弱性があることから、無線設備で外部との連絡手段を確保できるようにしなければならない。
17-14		【交代要員のための移動手段】 要員の交代あるいは出勤の際に船 or ヘリコプター等での移動となると考えられるが、船で乗り込む手段あるいはヘリコプターでの着陸ポートを設置する必要がある。
17-15		【要員の居住性に関して】 まず大前提として常駐する要員として何人程度が必要になってくるのか。基本的に交代勤務になると考えられるが、その際の居住スペースまたは生活環境を整える必要がある。
17-16		【本プロジェクトの情報発信】 本プロジェクトの意義が正しく社会に理解されるための情報発信。特に若い世代。

以 上

付録 2 実現までの概略スケジュール検討

1. はじめに

浮体式原子力発電の実現までに要する期間（概略）を検討した。

2. 検討の進め方

本検討では、浮体式原子力発電実現までのスケジュールを「立地調査」と「設計・建造」に分け、浮体式原子力発電の実現までに要する期間を検討した。以下に「立地調査」と「設計・建造」の検討方法を示す。

2.1. 立地調査期間の検討方法

立地調査の段階で実施する主要項目として、図 1 に示す様に、「建設計画」、「建設同意」、「環境影響評価法・電気事業法に基づく環境影響評価」の 3 項目が挙げられるが、「建設計画（設計・建造に関する部分を除く）」、「建設同意」の期間には、大きな不確かさが存在（発電所初号機における議会誘致決議日から設置許可申請日までの年数（図 2）を確認した結果、大きなばらつきが確認された）するため、本検討では「環境影響評価法・電気事業法に基づく環境影響評価」の期間のみを検討することとした。なお、環境影響評価の検討において、社会情勢の影響を受けた評価の長期化までは考慮していない。

環境影響評価とは、発電所の他に道路、鉄道等など環境に大きな影響を及ぼすおそれのある事業について、その事業を実施する事業者自らが環境への影響を予測評価し、事業の内容をより環境に配慮したものとしていくものである。発電所に対する環境影響評価は、環境影響評価法と電気事業法に規定されており、「発電所に係る環境影響評価の手引」¹で環境影響評価の項目と手法の選定が纏められている。なお、原子力発電所の供用時における一般環境中の放射性物質に関する環境影響評価については、図 3 に示す様に原子炉等規制法に基づき審査される一方で、環境影響評価法において対象外としたものではなく、新增設がない現段階では検討が行われていない状況であり、原子力発電所に係る環境影響評価のあり方については、検討されていない状況である。そのため、本検討では、環境影響評価法に基づく原子力発電所の供用時における一般環境中の放射性物質に関する評価は検討の対象外とすることとした。

浮体式原子力発電の環境影響評価に要する期間は、図 4

に示す方法で評価した。浮体式原子力発電に対する評価の実績が存在しないため、調査可能な「至近に実施された他発電の評価期間」と「過去の陸上原子力発電所に対する評価期間」を確認した。次に、浮体式原子力発電で想定される評価項目数を検討し、他発電（沖合の浮体式風力、火力、陸上の原子力発電）の評価項目数を把握した。これらの結果（他発電の評価期間、浮体式原子力発電・その他の発電の評価項目数）から、浮体式原子力発電の評価期間を評価した。

¹ 経済産業省産業保安グループ電気安全課「発電所に係る環境影響評価の手引」（2020 年 11 月）

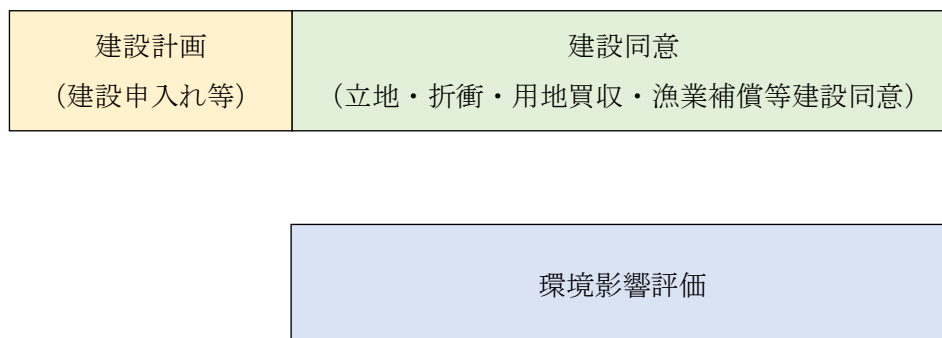
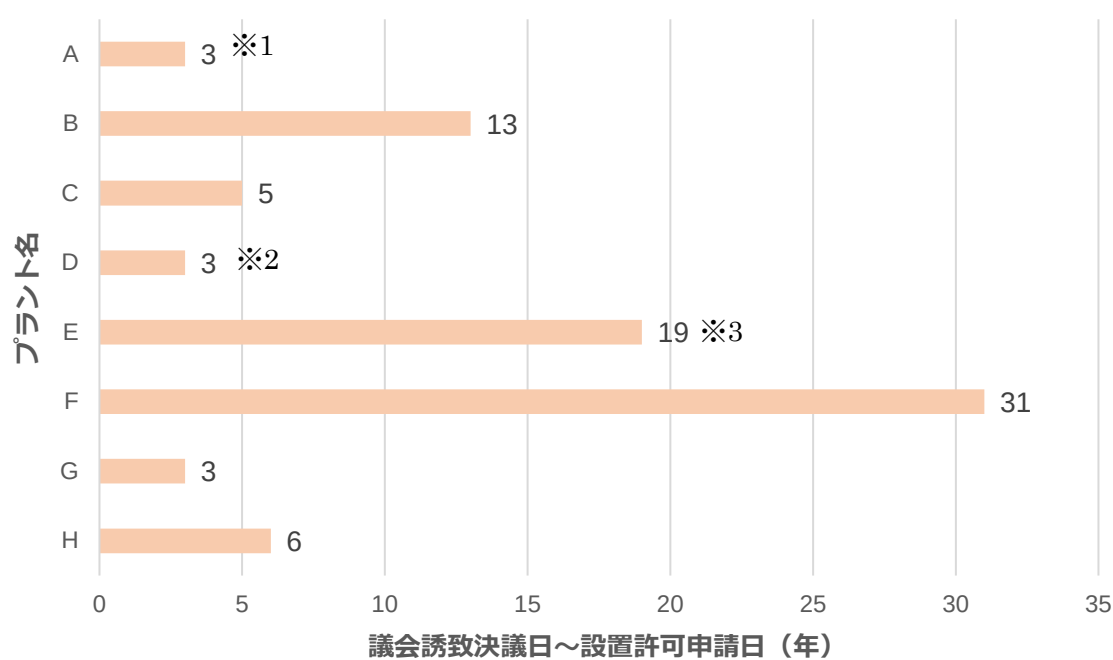


図 1 原子力発電所における計画（調査含む）時点のスケジュール



- ※1 議会誘致決議日が確認できなかったため、電力会社建設意向表明日を起点日とした。

※2 議会誘致決議日が確認できなかったため、地元申し入れ日を起点日とした。

※3 議会誘致決議日が確認できなかったため、建設計画公表日を起点日とした。

図 2 発電所初号機における議会誘致決議日から設置許可申請日までの年数²

² 電力会社等のホームページから作成。

環境省の見解

「環境影響評価法に基づく基本的事項等に関する技術検討委員報告書」では、供用時に放射性物質を取り扱う事業における留意事項として、原子力発電所の供用時における一般環境中の放射線量については、できる限り低減する措置を講じられることが重要であり、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」において、原子力規制委員会により審査が行われることとなっている点を挙げている。

経済産業省は、主務省令改正時の意見募集において以下のとおり回答しており、原子力発電所の供用時の影響要因に係る参考項目については検討が見送られたが、環境影響評価法において、原子力発電所の供用時における一般環境中の放射性物質を対象外としたものではない。

意見	原子力発電所の立地の適切性、供用期間や廃炉期間の放射性物質の放出、放射性廃棄物、事故時の影響、避難対策等についても環境影響評価の際の検討対象とすべき。
回答	現在、既存の原子力発電所について、原子力規制委員会において新規基準に基づく安全確認が進められているところであり、現段階で原子力発電所の新増設・リブレースは想定していないため、原子力発電所に係る環境影響評価のあり方については、現段階で検討する必要があるとは考えていません。

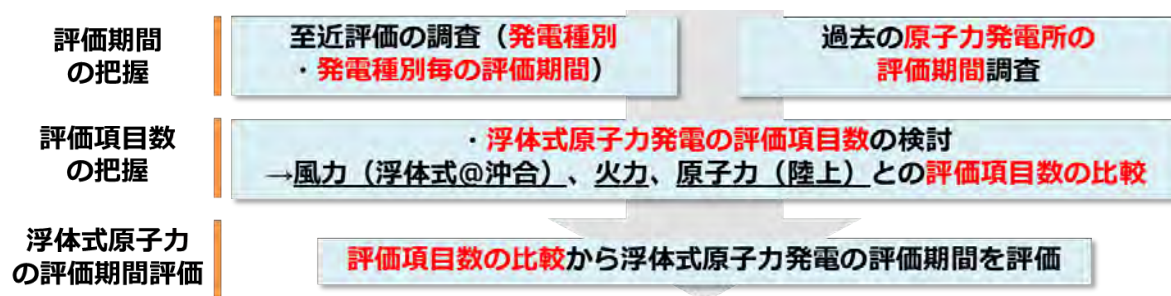
図 3 環境影響評価法における原子力発電の環境影響評価について³

図 4 環境影響評価期間の評価方法

2.2. 設計・建造期間の検討方法

設計・建造期間の検討は、図 5 に示す方法で実施した。初めに過去の実績（原子力船「むつ」の実績）や浮体式原子力発電に関する規制の現状を整理し、本検討の参考情報を収集した。次に建造着手前（設計、規制審査）の期間を検討し、最後に建造に要する期間を検討した。

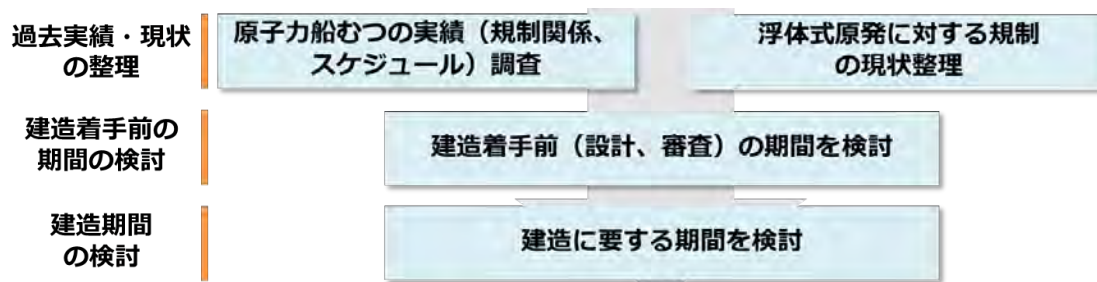


図 5 設計・建造期間の検討方法

³ 平成 28 年度第 3 回札幌市環境影響評価審議会資料 2-3（2016 年 9 月 23 日）

3. 検討結果

3.1. 立地調査の期間

3.1.1. 評価期間の把握（至近評価、陸上の原子力発電の実績調査）

浮体式原子力発電に対する評価の実績がないため、調査可能な「至近に実施された他発電の評価期間」と「過去の陸上原子力発電所に対する評価期間」を確認した。

■ 至近に実施された他発電の評価期間

近年、原子力発電所に対する環境影響評価は実施されておらず、環境影響評価法施行後の対象事業種別の手続き実施状況（図 6）に示されているように、風力発電が多くを占めている。環境影響評価については、迅速化の要望により、以下の 2 点のアプローチが取られており（詳細は図 7 参照）、平均的な期間は迅速化前の 43～55 か月程度から約 30 か月となっている（図 8 参照）。

- ・ 国による審査期間の短縮（国と自治体の審査を並行して実施）
- ・ 事業者による調査期間の短縮（前倒環境調査）

平成 28 年度以降に配慮書が受理され、既に評価書の確定通知が出ている件名について、評価期間を調査し、発電種別毎に整理した結果（図 9）より、風力以外は件数が少ないため、一概には言えないが、発電方式と評価期間に大きな相関関係はないと考えられる。

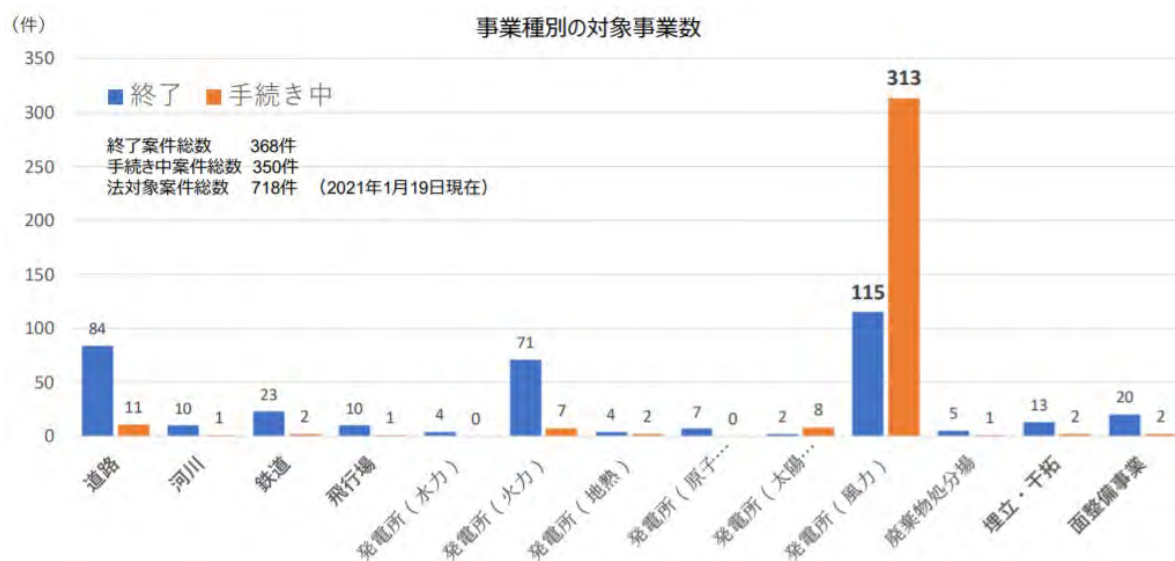


図 6 環境影響評価法施行後の対象事業種別の手続き実施状況⁴

⁴ 第 1 回再生可能エネルギーの適正な導入に向けた環境影響評価のあり方に関する検討会資料 2（2021 年 1 月 21 日）

○再生可能エネルギーの導入には、**地元との調整や、環境アセスメント、立地のための各種規制・制約への対応が必要であり、導入に時間がかかることが課題とされ**、平成25年6月、「**日本再興戦略**」及び「規制改革実施計画」に、**環境アセスメントの迅速化**が位置づけられる。

環境アセスメントの迅速化 3～4年程度とされる手続期間の半減を目指す

○これを踏まえ、環境省・経済産業省の連携の下、「**国による審査期間の短縮**」及び「**事業者による調査期間の短縮**」のための施策、取組を推進。

＜国による審査期間の短縮＞

【国の取組】

- ・国の審査を、自治体の審査と並行して実施。自治体審査との効率的な連携や迅速化への協力について国から自治体に要請。（環境省・経産省）
- ・環境審査顧問会で一般的によくなされる質問・指摘等が確認できる**チェックリストを整備**。円滑な審査に向けた**事例集を公表**（経産省）
- ・環境審査顧問会の運営合理化（経産省）

【自治体の取組】

- ・住民意見・事業者見解等が揃う前から実質審査を開始する等の取組

＜事業者による調査期間の短縮＞

- 地域の自然的状況、社会的状況等の情報を収録した**環境アセスメントデータベース“EADAS”を整備**。立地検討の早期の段階で、自然的社会的な事業リスクを見える化。（環境省）
- 環境調査を前倒して、他のアセスメント手続と並行して進める前倒環境調査の手法について、実証事業を通じて検討を実施。（経産省）
- 平成29年度に**迅速化手法のガイド**としてとりまとめ、事業者による期間短縮の方法論を具体化。平成30年度に**発電所アセスの手引に収録し、迅速化手法を一般化**。（環境省・経産省）

○令和元年6月、「規制改革実施計画のフォローアップ結果について」において、「**風力発電における環境アセスメントの期間短縮（期間半減の一般化）**」（経済産業省・環境省）は、上記の施策、取組を通じた措置により、解決との評価。

図 7 環境影響評価の迅速化⁵

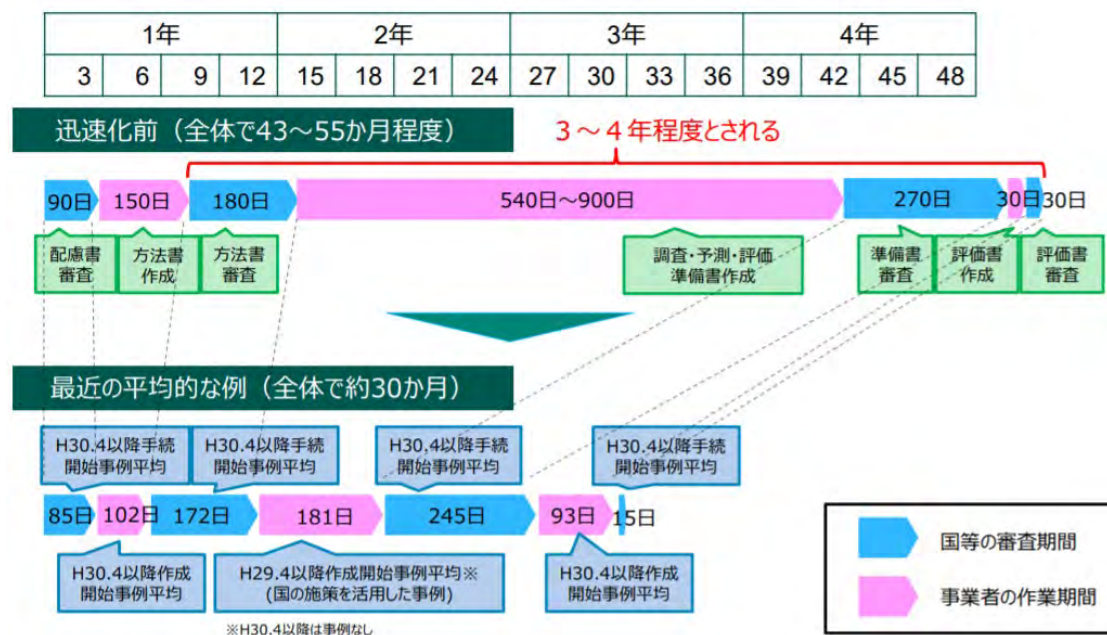
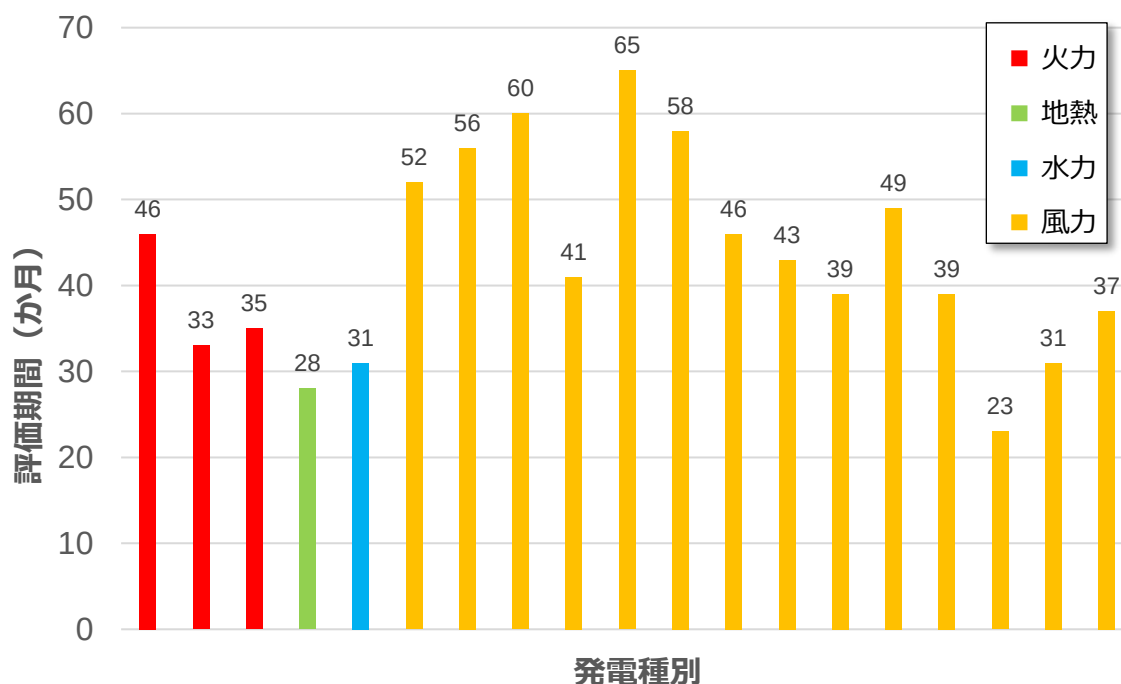


図 8 環境影響評価の迅速化の達成状況⁶

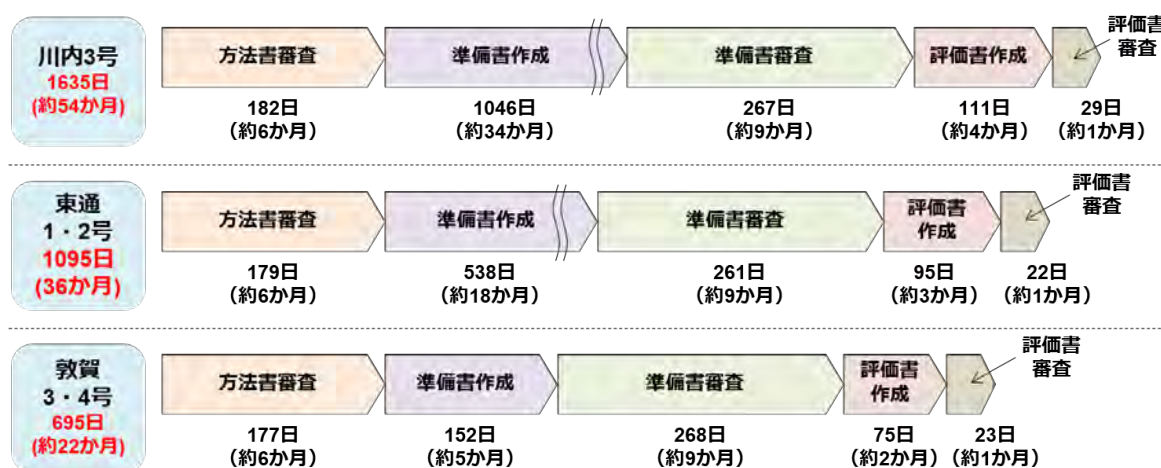
⁵ 第1回再生可能エネルギーの適正な導入に向けた環境影響評価のあり方に関する検討会資料2（2021年1月21日）

⁶ 第1回再生可能エネルギーの適正な導入に向けた環境影響評価のあり方に関する検討会資料2（2021年1月21日）

図 9 発電種別毎の環境影響評価の期間（配慮書～準備書）⁷

■ 過去の原子力発電所の評価期間

環境影響評価が実施された原子力発電所の評価期間を調査した結果を図 10 に示す。なお、平成 25 年 4 月に完全施行された「環境影響評価法の一部を改正する法律」以前に実施された環境影響評価のため、配慮書は存在しない。プラントにより異なるが、約 22～54 か月の期間を要していた。各発電所の評価期間を比較すると、準備書作成期間がプラント毎により大きく異なるが、その他の項目については、概ね同じ期間であった。

図 10 至近の原子力発電所の環境影響評価期間⁸

⁷ 経済産業省ホームページ (https://www.meti.go.jp/policy/safety_security/industrial_safety/sangyo/electric/detail/index_assessment.html、2021/12/31 閲覧) から作成

⁸ 経済産業省ホームページ (https://www.meti.go.jp/policy/safety_security/industrial_safety/sangyo/electric/detail/nuclear.html、2021/12/31 閲覧) から作成

3.1.2. 評価項目数の把握

発電所に係る環境影響評価の評価項目数は、「発電所に係る環境影響評価の手引き」等で示されており（参考 1 参照）、風力発電の評価項目数は 34 個、沖合の浮体式風力発電の評価項目数は 18 個、火力発電は 40 個、陸上の原子力発電は 40 個であった。なお、同じ発電方式でも立地場所等により評価項目数が変わるため、手引き等では評価項目ではなく、参考項目と表現されている。風力発電と沖合の浮体式風力発電の評価項目数を比較すると、沖合の浮体式風力発電の方が少ない。これは、沖合に設置していることによるものだと考えられる。

浮体式原子力発電の評価項目数について、浮体式原子力発電のみの場合と附帯陸上施設を含んだ場合の 2 種類を検討した結果（詳細は参考 1 参照）、浮体式原子力発電のみの場合の評価項目数は 20 個、附帯陸上施設を含んだ場合の評価項目数は 43 個であった。浮体式原子力発電（附帯陸上施設を含む場合）の評価項目数は、風力、火力と比較して大きく変わらず、また、浮体式原子力発電（附帯陸上施設を含まない場合）の評価項目数は、沖合の浮体式風力と概ね同じであった。

表 1 発電方式毎の評価項目数

発電種別		評価項目数
風力	陸上	34
	沖合の浮体式	18
火力		46
原子力（陸上）		40
浮体式原子力	附帯陸上施設を含まない	20
	附帯陸上施設を含む	43

3.1.3. 浮体式原子力発電の評価期間評価

評価期間の把握（3.1.1）の検討において、以下の 3 点を確認した。

- ・ 近年、環境影響評価の迅速化が進められており、評価期間は平均 30 か月となっている。
- ・ 発電方式と評価期間に大きな相関関係はないと考えられる。
- ・ 過去に実施された原子力発電所に対する評価期間は、約 22～54 か月であった。

評価項目数の把握（3.1.2）の検討において、以下の 2 点を確認した。

- ・ 浮体式原子力発電（附帯陸上施設を含む）の評価項目数は風力発電等の他発電とは大きく変わらない（2 倍以上の増加等はない）。
- ・ 浮体式原子力発電（附帯陸上施設を含まない）の評価項目数は沖合の浮体式風力と同様に他発電方式と比較して少ない（評価項目数で単純に比較した場合には審査期間が短くなることが想定される）。

以上の結果から、浮体式原子力発電の環境影響評価期間として、迅速化が図られてからの平均的な期間である 30 か月を要するとした。

3.2. 設計・建造の期間

3.2.1. 過去実績・現状の整理

設計・建造の期間を検討の参考にするため、原子力船「むつ」の実績を調査した。また、浮体式原子力発電に対する規制の現状を整理した。

■ 原子力船「むつ」の実績

原子力船「むつ」は、1963年10月に制定された原子力第1船開発基本計画に基づき、建造・運転されている。参考2に詳細を記載しているため、ここでは省略するが、1967年11月に原子炉設置許可、同月に臨時船舶建造調整法による建造許可を受け、建造が開始されている。1974年8月には、出力上昇試験のために出港し、同年9月に放射線漏れが発生している。放射線漏れに対する様々な対策を実施後、1989年9月に起動前機能試験を開始し、1991年2月に使用前検査合格・船舶検査証受理をしている。つまり、起動前試験開始～使用前検査合格・船舶検査証受理の期間は約1.5年である。その後、1991年2月から約1年間の実験航海を行った後に廃船となっている。本検討の参考になる情報として、以下が挙げられる。

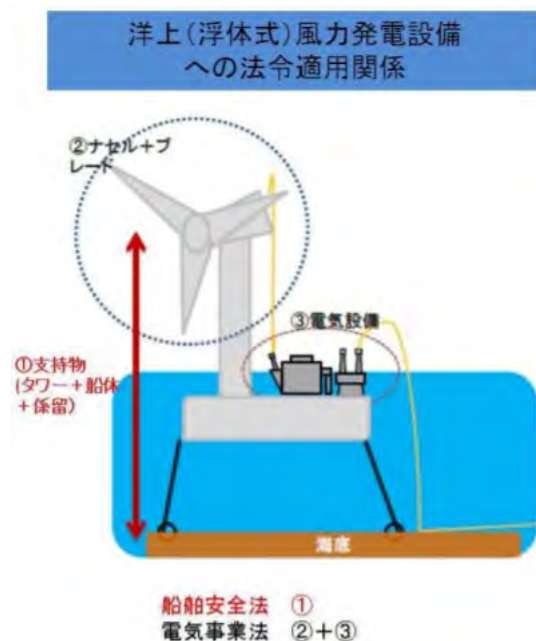
- ・ 設置許可の審査期間は約8か月
- ・ 起動前試験開始～使用前検査合格・船舶検査証受理の期間は約1.5年。
- ・ 船体部の建造期間（推定）は約2.5年（臨時船舶建造調整法による建造許可日～石川島播磨重工から船体部引渡しまでの期間）。
- ・ 原子炉ぎ装の期間は約2年。

■ 浮体式原子力発電に対する規制の現状

浮体式原子力発電に対する規制については、整備が必要な状況である。洋上（浮体式）風力発電設備への法令適用（図11）と同様の扱いが考えられ、船舶安全法と核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）により規制されと考えられる。

船舶安全法においては、浮体式風力発電や原子力船「むつ」と同様に特殊船に位置付けられると考えられる。洋上（浮体式）風力発電設備では、浮体式洋上風力発電施設技術基準（国海安第194号）（国交省）、②浮体式洋上風力発電設備に関するガイドライン（日本海事協会）、③鋼船規則集（日本海事協会）が整備されており、浮体式原子力発電に対しても同様に技術基準等の整備が必要である。

原子炉規制法においても、船舶安全法同様に浮体式に対する規則等が必要である。

図 11 浮体式風力発電設備の法律適用⁹

3.2.2. 建造着手前の期間の検討

建造着手前期間として、設計と規制審査の期間を検討した。図 12 に設計と規制審査の期間の検討における検討項目を示す。なお、検討の前提条件として以下を設定した。

- ・ 原子炉等規制法（実用炉規則第百条）では、燃料体、使用済燃料貯蔵用容器、非常用電源設備の無停電電源装置等のみが型式証明の対象であり、米国のように設計認証（DC）は整備されていないが、整備されていると仮定する。
- ・ 船舶安全法関連の船舶検査（製造検査・第 1 回定期検査）と日本海事協会が実施する製造中登録検査の申請時期は、詳細設計完了後とする（製造中登録検査では、工事に先立ち図面等を提出し承認を得る必要があるため）。
- ・ 規制整備に要する期間については、原子力規制委員会において新規規制基準が検討された期間（発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チームの第 1 回会議開催日（2012 年 10 月 25 日）から新規規制基準施行前（2013 年 7 月 8 日））を参考に、原子炉等規制法の整備と船舶安全法の整備、それぞれ 1 年とした。
- ・ 建設・運転一括認可または設置許可の申請時期は、重点電源開発地点の指定後（環境影響評価終了後）とする。

設計の期間については、基本設計と詳細設計の期間を改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）の実績を参考に検討することとした。また、設計にあたり、浮体式原子力発電特有の課題（揺動が主要な論点になると考えられる）の検討・規制期間との議論が必要と考えられ、この期間を検討した。

⁹ エンジニアリング協会海洋再生可能エネルギーの動向調査 WG「2019 年度 海洋再生可能エネルギーの動向調査～洋上風力発電の動向調査～」

規制審査の期間については、原子炉等規制法関連の審査期間と船舶安全法関連の審査期間を検討することとし、原子炉等規制法関連の審査期間の検討では、米国で整備されている設計認証を活用する場合と日本の現状の規制（設置許可等）の両方を検討した。

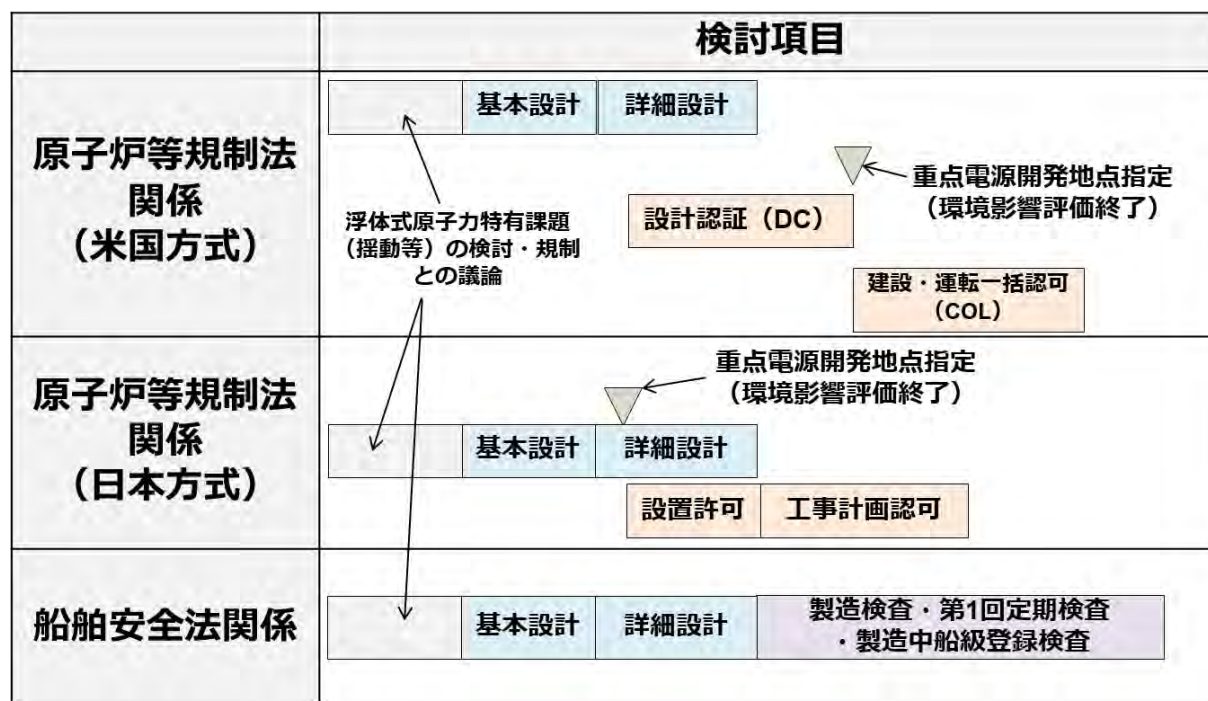


図 12 建造着手前の期間の検討項目

以下に各検討項目の検討結果を示す。

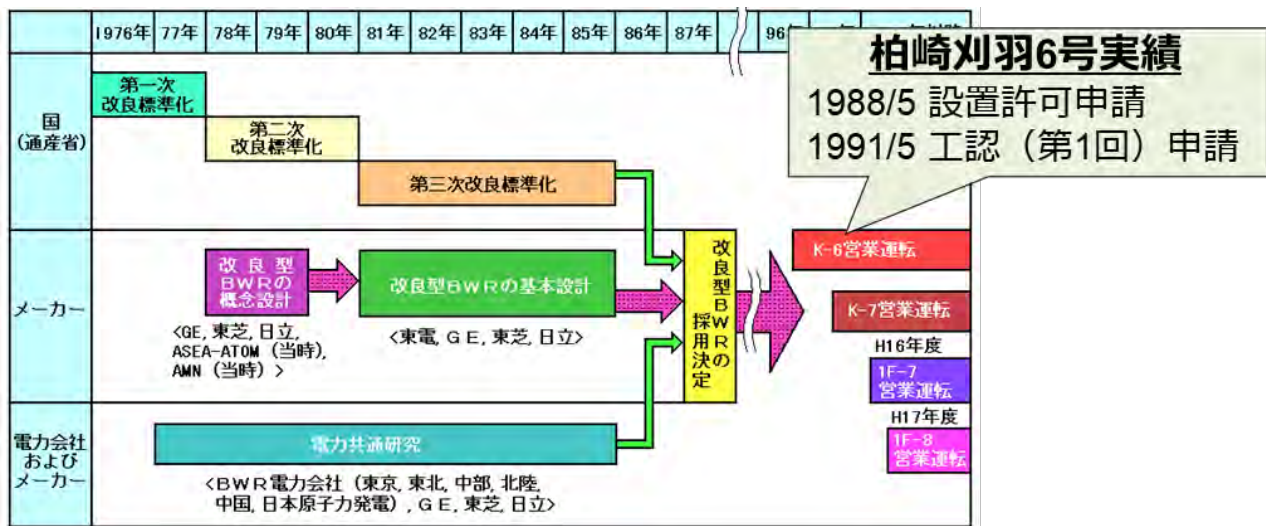
■ 浮体式原子力発電特有課題（揺動等）の検討、規制との議論

浮体式原子力発電の論点として、揺動関係が主になると考えられ、揺動関係の検討に加え、規制との議論も必要と考えられる。この期間として、3年（本文の表 18、表 19 に示すように揺動場関係の検討期間（最短）の4年から、今年度分を引いた3年）を要すると設定した。

■ 基本設計

図 13 に示す ABWR の実績を参考に検討した。ABWR では基本設計に 5 年を要しているが、以下の 2 点の理由から半分の 2.5 年とした。

- ・ ABWR では RCCV、RIP、FMCRD 等の開発が実施されており、5 年の期間にはこれらが含まれているが、今回の検討では原子力発電設備については新しい機器は導入しない。
- ・ 浮体式原子力発電では、新たに浮体構造物の設計が発生するが、建屋・土木の設計期間と同じと仮定した。

図 13 ABWR の開発の経緯¹⁰

■ 詳細設計

基本設計と同様に ABWR の実績（図 13）を参考に検討した。詳細設計の期間を「設置許可申請～工事計画認可申請までの期間」とし、3 年とした。

米国で整備されている設計認証を活用する場合、設計認証に向けた詳細設計に加え、建設・運転一括認可に向けたサイト特有部分の詳細設計が必要となる。建設・運転一括認可に向けたサイト特有部分の詳細設計に要する期間は、後述する建設・運転一括認可の審査期間（2.5 年）の半分程度の期間を要すると考え、1 年と設定した。

■ 米国で整備されている設計認証を活用する場合の審査期間（設計認証（DC）、建設・運転一括認可（COL））

設計認証の期間については、NuScale の実績から 4 年と設定した。また、建設・運転一括認可の期間については、米国原子力規制委員会が掲げる標準的な審査期間 2.5 年と設定した。

■ 日本の現状の規制の審査期間（設置許可、工事計画認可）

規制新規基準施行後の新設炉に対する審査実績がないため、以下に示す施行前の情報を参考に 5 年と設定した。

- ・ 原子力船「むつ」の設置許可審査期間は約 8 か月。
- ・ 東京電力東通原子力発電所の設置許可～工認（新規基準施行前）は、約 52 か月（約 4 年 4 か月）。また、ABWR 初号機の東京電力柏崎刈羽原子力発電所 6 号の設置許可～工認は、36 か月（3 年）。
- ・ 新規基準審査期間（設置許可申請～工認）は、最短約 20 か月（1 年 8 か月）¹¹。

¹⁰ ATOMICA に一部追記

¹¹ 令和 3 年度第 36 回原子力規制委員会 資料 2「原子力発電所の新規基準適合性審査の状況」（2021 年 10 月 6 日開催）

- ・ 既設炉の実績（新規制基準施行前）として、電源開発基本計画¹²組み込み～プラントの運転開始の年までの平均的な期間は約 8 年程度¹³。

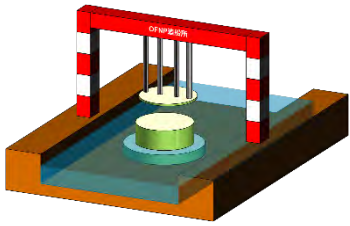
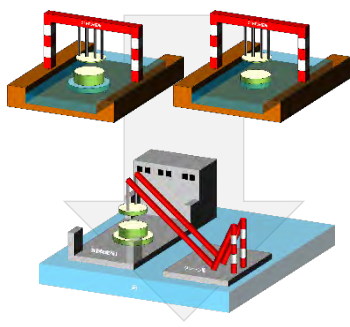
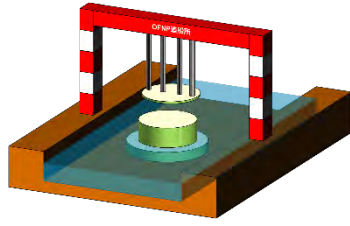
■ 製造検査・第 1 回定期検査・製造中船級登録検査

製造中船級登録検査では、工事に先立ち図面等を提出し、承認を得る必要がある。そのため、本検討項目の開始時期は詳細設計終了後とした。終了時期については、海上試運転、復原性試験等が完了した時期になるため、試運転終了時とした。

3.2.3. 建造期間の検討

建造期間については、既にマサチューセッツ工科大学（MIT）で検討されており、モノコラム型浮体式海洋石油・ガス生産貯蔵積出設備（FPSO）の建造実績を参考に 3 工法それぞれでの期間を検討している¹⁴。本検討では、最も選択される可能性が高い Option A による建造とし、建造着手時期は建設・運転一括認可または工事計画認可後とする。試運転期間については、原子力船「むつ」の実績から 1.5 年とした。

図 14 浮体式原子力発電（300MW）の建造方式と期間

	Option A	Option B	Option C
建造 イメージ	 造船所 1 箇所で建造	 建造所 2 箇所で建造し、 洋上で最終的に建造	 3 箇所 造船所 3 箇所で建造（1 箇所目：原子力関係、2 箇所目：船体関係、3 箇所目 BOP、ぎ装、最終組立）
建造 期間※	127 週（約 2.5 年）	102 週（約 2 年）	152 週（約 3 年）

※ここでいう建造期間には、原子炉圧力容器の製造期間等は含まれない。

¹² 現在は廃止されており、この役割を継承するため、2004 年に「電源開発に係る地点の指定について」が閣議了解され、電気事業者の申請に基づき、経済産業大臣が「重要電源開発地点」の指定を行うこととなった。

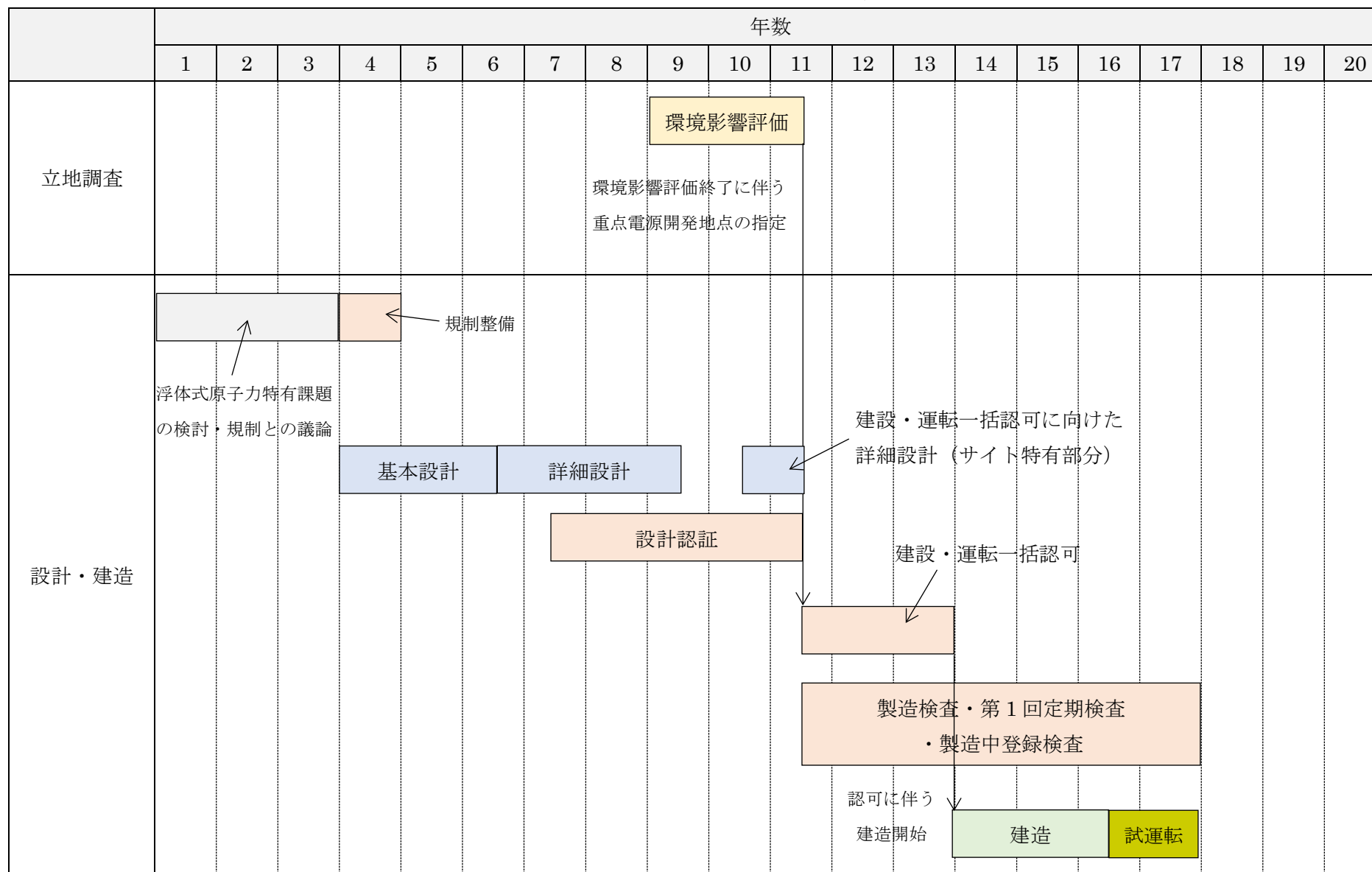
¹³ 内閣府第 5 回コスト等検証委員会 資料 6-1（2011 年 11 月 25 日開催）

¹⁴ J. M. Jurewicz, “Design and construction of an offshore floating nuclear power plant”.

4. まとめ

本検討のまとめを表 2、表 3 に示す。米国方式における設計認証申請時期は詳細設計開始から 1 年後とした。日本方式における設置許可申請時期は基本設計終了時点とした。米国で整備されている設計認証を活用する場合は運転開始までに 17 年、日本の現状の規制の場合は運転開始までに 14.5 年の期間を要すると評価された。なお、米国で整備されている設計認証を活用する場合の期間（17 年）は初号機の場合に要する期間であり、2 号機以降は表 2 に示す項目の多くが省略される（「浮体式原子力特有課題の検討・規制との議論」、「規制整備」、「基本設計」、「詳細設計」）ため、運転開始までに要する期間は 9 年と大幅に短くなる。また、設計認証を活用する場合、立地場所決定前に設計に関する議論（立地特有の部分を除く）が進められる利点がある。

表 2 実現までのスケジュール（米国方式の規制審査の場合）



参考 1 各発電方式の環境影響評価項目数

■ 風力発電、風力発電（沖合の浮体式）の評価項目

- ・ 風力発電の評価項目数として、下表のグレーハッチング箇所をカウントした。
- ・ 風力発電（沖合の浮体式）の評価項目数については、下表のグレーハッチング箇所とすると、陸上風力で必要な評価項目も含んだ数となるため、「グレーハッチング箇所の内、①空欄箇所、②注、と記載の箇所」、「グレーハッチングはされていないが、◇の箇所」の数とした。

表 3 洋上風力発電所（沿岸・沖合）における評価項目の選定の考え方（浮体式の場合）※

影響要因の区分 環境要素の区分			工事の実施						土地又は工作物の存在及び供用			
			工事前資材等の搬出入		建設機械の稼働		造成等の施工による一時的な影響		地形変化及び施設の存在		施設の稼働	
			沿岸	沖合	沿岸	沖合	沿岸	沖合	沿岸	沖合	沿岸	沖合
大気環境	大気質	窒素酸化物	◆	◆	★	◆						
		粉じん等	—	—	—	—						
	騒音及び超低周波音	騒音及び超低周波音	◆	◆	◆	◆					◇	◆
		振動	—	—	◆	◆						
水環境	水質	水の濁り			注	注	★	◆				
	底質	有害物質			★	◆						
	その他	流向・流速							★	◆		
		水中音			◇	◇					◇	◇
その他の環境	地形及び地質	重要な地形及び地質							★	★		
	その他	風車の影									★	◆
動物	重要な種及び注目すべき生息地（海域に生息するものを除く）											
	重要な種及び注目すべき生息地、海域に生息する動物											
植物	重要な種及び重要な群落、海域に生育する植物											
生態系	地域を特徴づける生態系											
景観	主要な眺望点及び景観資源並びに主要な眺望景観								◇	★		
人と自然との触れ合いの活動の場	主要な人と自然との触れ合いの活動の場		★	◆					★	◆	★	
廃棄物等	産業廃棄物	※										
	残土	※										
一般環境中の放射性物質	放射線の量											

※：発電所アセス省令における参考項目。なお、参考項目となっていないが、本検討会における議論を踏まえて、評価項目の選定に係る考え方の整理の対象とした項目がある。

◆：表 10、11 にまとめた洋上風力発電所の設置等に係る一般的な事業内容と同様の場合、選定しないでよいと考えられる評価項目

★：表 10、11 にまとめた洋上風力発電所の設置等に係る一般的な事業内容と同様の場合、一定の条件が満たされた場合は選定しないでよいと考えられる評価項目

◇：表 10、11 にまとめた洋上風力発電所の設置等に係る一般的な事業内容と同様の場合、選定することが適当と考えられる項目

—：洋上風力発電所の設置等の事業において、そもそも生じることが想定されない項目

注：「発電所に係る環境影響評価の手引き」においては、浚渫作業に伴う環境影響は「建設機械の稼働」、掘削作業に伴う水の濁りの発生は「造成等の施工に伴う一時的な影響」とされているが、いずれの工種においても造成等の施工に伴って生じる環境影響と考え、ここでは工事に伴う種々の影響について「造成等の施工による一時的な影響」として整理した。

※：陸域で行われる工事や資材等の搬出入等に伴う環境影響や「廃棄物等」及び「一般環境中の放射性物質」に関しては、陸域で設置される風力発電所や、従来の臨海部の事業の場合と同様に取り扱うことが可能であることから本報告書における整理の対象とはしていない。

Ref. 環境省「洋上風力発電所等に係る環境影響評価の基本的な考え方に関する検討会報告書概要」

表 4 動物・植物・生態系の細区分ごとの評価項目の選定の考え方（浮体式の場合）

環境要素の区分			影響要因の区分						工事の実施						土地又は工作物の存在及び供用			
			工事用資材等の搬出入		建設機械の稼働*		造成等の施工による一時的な影響		地形変化及び施設の存在		施設の稼働				沿岸		沖合	
			沿岸	沖合	沿岸	沖合	沿岸	沖合	沿岸	沖合	沿岸	沖合	沿岸	沖合	沿岸	沖合	沿岸	沖合
動物	重要な種及び注目すべき生息地（海域に生息するものを除く）	コウモリ類					—	—	◇	◇	◇	◇						
		鳥類					—	—	◇	◇	◇	◇						
	海域に生息する動物	海生哺乳類、海生爬虫類（ウミガメ類）					◇	◇	◇	◇	◇	◇						
		魚等の遊泳動物					◇	◇	◇	◇	◇	◇						
		底生生物							◇	◇								
		魚卵・稚仔、動物プランクトン					★	★	★	★								
		潮間帯生物					◇	◆	◇	◆								
		藻場、干潟、サンゴ群集					◇	◆	◇	◆								
植物	海域に生育する植物	海藻草類					◇	◆	◇	◆								
		植物プランクトン					★	★	★	★								
		潮間帯生物					◇	◆	◇	◆								
		藻場、干潟、サンゴ群集					◇	◆	◇	◆								
生態系	地域を特徴づける生態系																	
	注																	

■：発電所アセス省令における参考項目。なお、参考項目となっていないが、本検討会における議論を踏まえて、評価項目の選定に係る考え方の整理の対象とした項目がある。

◆：表 10、11 にまとめた洋上風力発電所の設置等に係る一般的な事業内容と同様の場合、選定しないでよいと考えられる評価項目

★：表 10、11 にまとめた洋上風力発電所の設置等に係る一般的な事業内容と同様の場合、一定の条件が満たされた場合は選定しないでよいと考えられる評価項目

◇：表 10、11 にまとめた洋上風力発電所の設置等に係る一般的な事業内容と同様の場合、選定することが適当と考えられる項目

—：洋上風力発電所の設置等の事業において、そもそも生じることが想定されない項目

*：「発電所に係る環境影響評価の手引き」においては、浚渫作業に伴う環境影響は「建設機械の稼働」、掘削作業に伴う水の濁りの発生は「造成等の施工に伴う一時的な影響」とされているが、いずれの工種においても造成等の施工に伴って省生じる環境影響と考え、ここでは工事に伴う種々の影響について「造成等の施工による一時的な影響」として整理した。

注：海域の生態系は、基礎的な知見や調査、予測・評価手法の知見が限られているため、引き続き国内外の事例等の情報収集や知見の蓄積を進める必要がある。

Ref. 環境省「洋上風力発電所等に係る環境影響評価の基本的な考え方に関する検討会報告書概要」

■ 火力発電の評価項目

- 火力発電の評価項目数については、参考項目（表中のグレーハッチング箇所）の数とした。

環境影響評価の項目の選定												
影響要因の区分 環境要素の区分				工事の実施		土地又は工作物の存在及び供用						
				工事用資材等の搬出入	建設機械の稼働	造成等の施工による一時的な影響	地形変化及び施設の存在	施設の稼働			資材等の搬出入	廃棄物の発生
排ガス	排水	温排水	機械等の稼働									
環境の自然的構成要素の良好な状態の保持を旨として調査、予測及び評価されるべき環境要素	大気環境	大気質	硫黄酸化物									
			窒素酸化物	○	○			○			○	
			浮遊粒子状物質									
			石炭粉じん									
			粉じん等	○	○							○
		騒音振動	騒音	○	○						○	○
			振動	○	○						○	○
		その他	低周波音								○	
			冷却塔白煙								○	
			空冷式熱交換器の温風									×
	水環境	水質	水の汚れ						×			
			富栄養化						×			
			水の濁り			○						
			水温									
			底質	有害物質								
		その他	流向及び流速									
	その他の環境	地形及び地質										
	生物の多様性の確保及び自然環境の体系的保全を旨として調査、予測及び評価されるべき環境要素	動物	重要な種及び注目すべき生息地（海域に生息するものを除く。）			○	○					
			海域に生息する動物									
		植物	重要な種及び重要な群落（海域に生育するものを除く。）			○	○					
			海域に生育する植物									
	生態系	地域を特徴づける生態系			●	●						
	人と自然との豊かな触れ合いの確保を旨として調査、予測及び評価されるべき環境要素	景観	主要な眺望点及び景観資源並びに主要な眺望景観				○					
			人と自然との触れ合いの活動の場	○							○	
	環境への負荷の量の程度により予測及び評価されるべき環境要素	廃棄物等	産業廃棄物			○						○
			残土			○						
温室効果ガス等		二酸化炭素					○					

注：1. 〇は、「発電所アセス審査」第21条第1項第2号に定める「火力発電所（地熱を利用するものを除く。）別表第2」に示す参考項目である。

2. 「○」は、環境影響評価の項目として選定した項目であることを示す。

3. 「○」は、方法書審査段階において、環境影響評価の項目の検討を行い追加選定した項目であることを示す。

4. 「×」は、方法書以降の事業計画の変更に伴い、選定しないこととした項目であることを示す。

5. 対象事業実施区域周辺に「原子力災害対策特別措置法」第20条第2項に基づく原子力災害対策本部長指示による避難の指示が出されている区域（避難指示区域）等はなく、本事業の実施により「放射性物質が相当程度拡散又は流出するおそれ」はないことから、放射性物質に係る環境影響評価の項目は選定しない。

Ref. 経済産業省「姫路天然ガス発電株式会社（仮称）姫路天然ガス発電所新設計画環境影響評価準備書に係る審査書」

■ 原子力発電所（陸上）の評価項目

- 原子力発電（陸上）の評価項目数については、参考項目（表中のグレーハッチング箇所）の数とした。

影響要因の区分 環境要素の区分				工事の実施		土地又は工作物の存在及び供用								
				工事用資材等の搬出入	建設機械の稼働	造成等の施工による一時的な影響	地形変化及び施設の存在	施設の稼働		資材等の搬出入	廃棄物の発生			
								排水	温排水	機械等の稼働				
環境の自然的構成要素の良好な状態の保持を旨として調査、予測及び評価されるべき環境要素	大気環境	大気質	窒素酸化物	○	○							○		
			粉じん等	○	○							×		
		騒音振動	騒音	○	○							○	○	
			振動	○	○							○	○	
	水環境	水質	水の汚れ					○						
			富栄養化					×						
			水の濁り		○	○								
			水温						○					
			付着生物防止剤						◎					
			底質		○									
		その他						○		○				
	その他の環境	地形及び地質	重要な地形及び地質					×						
			陸域地形					◎						
			海岸地形					◎						
			重要な種及び注目すべき生息地（海域に生息するものを除く）			○	○							
	生物の多様性の確保及び自然環境の体系的保全を旨として調査、予測及び評価されるべき環境要素	動物	海域に生息する動物					○		○				
植物			重要な種及び重要な群落（海域に生育するものを除く）				○	○						
		海域に生育する植物					○		○					
生態系		地域を特徴づける生態系				○	○							
人と自然との豊かな触れ合いの確保を旨として調査、予測及び評価されるべき環境要素	景観	主要な眺望点及び景観資源並びに主要な眺望景観					○							
		人と自然との触れ合いの活動の場	主要な人と自然との触れ合いの活動の場	○			×				○			
	廃棄物等	産業廃棄物				○						○		
		残土				×								

注：■ は、参考項目を示す。

○ は、環境影響評価項目として選定した項目を示す。

× は、環境影響評価項目として選定しない項目を示す。

◎ は、参考項目以外の項目で環境影響評価項目として追加した項目を示す。

— は、経産大臣勧告に対し、環境影響評価項目として選定しない項目を示す。

ゴシック書体は、環境影響評価方法書から見直しを行った項目を示す。

※ 経産大臣勧告を踏まえ、カラフトワシの「工事用資材等の搬出入」による影響について、「造成等の施工による一時的な影響」に含め予測及び評価した項目を示す。

Ref. 経済産業省原子力安全・保安院「九州電力株式会社川内原子力発電所 3 号機増設計画環境影響評価準備書に係る審査書」

■ 原子力発電（浮体式）で想定される評価項目

- ・ 浮体式原子力発電において、想定される評価項目は下表の通り。なお、検討において、附帯陸上施設として、開閉所の他に放射性廃棄物保管施設等の原子力船「むつ」と同様の施設が設置されていることを前提に検討している。そのため、附帯陸上施設の設置により対象になると考えられる評価項目については、表中に「△」で示している。また、設置海域における工事として、浮体構造物の設置に加え、海底ケーブル（送電線）、係留索の設置が行われるとし、検討した。
- ・ 凡例は以下の通り。
 - ：環境影響評価項目に該当すると想定される項目
 - △：開閉所の他に放射性廃棄物保管施設等を附帯陸上施設として設置する場合、環境影響評価項目に該当すると想定される項目

環境要因の区分 環境要素の区分			工事の実施			土地又は工作物の存在及び供用					
			工事用資機材等の搬出入	建設機械の稼働	造成等の施工による一時的な影響	地形改変及び施設の存在	施設の稼働			資材等の搬出入	廃棄物の発生
							排水	温排水	機械等の稼働		
大気環境	大気質	硫黄酸化物									
		窒素酸化物	△	△						△	
		浮遊粒子状物質									
		粉じん等	△	△						△	
	騒音	騒音	△	△					△	△	
	振動	振動	△	△					△	△	
	悪臭	－									
	その他										
水環境	水質	水の汚れ					○				
		富栄養化					○				
		水の濁り		○							
		水温							○		
		付着生物防止剤							○		
		水素イオン濃度									
		溶存酸素量									
		大腸菌群数									
		n-ヘキサン抽出物質（油分等）									
		健康項目、要監視項目、特殊項									

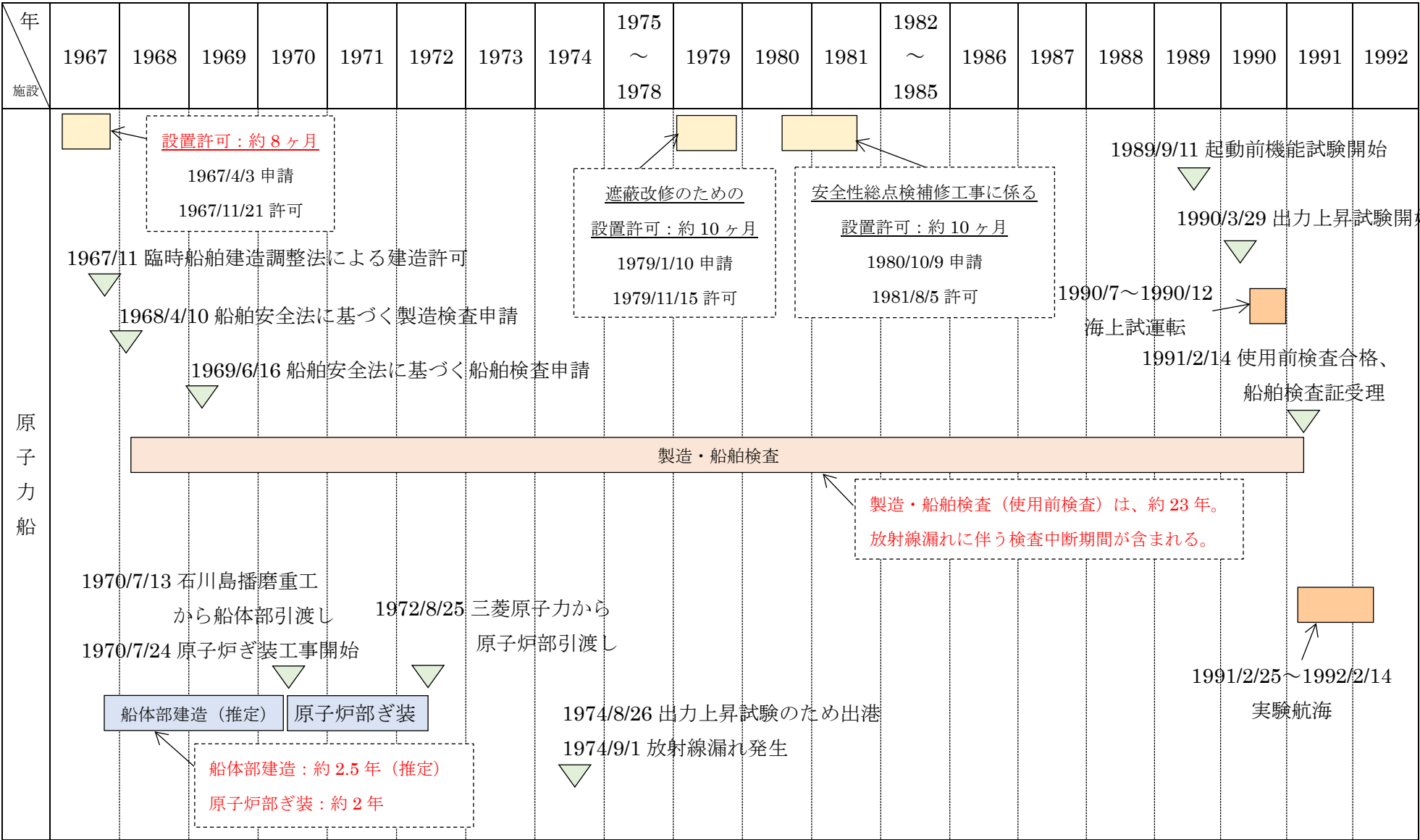
環境要因の区分 環境要素の区分			工事の実施			土地又は工作物の存在及び供用					
			工事用資機材等の 搬出入	建設機械の稼働	造成等の施工によ る一時的な影響	地形改変及び施設 の存在	施設の稼働			資材等の搬出入	廃棄物の発生
							排水	温排水	機械等の稼働		
		目、塩分、塩化 物イオン濃度									
	水底 の底 質	有害物質		○							
		科学的酸素要求 量、全硫化物、 強熱減量、粒度 分布、有害物質									
	地下 水の 水質 及び 水位	地下水									
	その 他	流向・流速						○			
		河川・湖沼									
		水中音		○					○		
その他の環 境	地形 及び 地質	重要な地形及び 地質				○					
		陸域地形				△					
		海岸地形				△					
	地盤	地盤沈下									
	土壌	土壌汚染									
	その 他	日照障害									
		風車の影									
動物	重要な種及び重要な群 落（海域に生育するも のを除く。）					○					
	海域に生息する動物				○	○		○			
植物	重要な種及び重要な群 落（海域に生育するも のを除く。）				△	△					
	海域に生息する動物				○	○					

環境要因の区分 環境要素の区分		工事の実施			土地又は工作物の存在及び供用					
		工事用資機材等の搬出入	建設機械の稼働	造成等の施工による一時的な影響	地形改変及び施設の存在	施設の稼働			資材等の搬出入	廃棄物の発生
						排水	温排水	機械等の稼働		
生態系	地域を特徴づける生態系			○	○					
景観	主要な眺望点及び景観資源並びに主要な眺望景観				△					
人と自然との触れ合いの活動の場	主要な人と自然との触れ合いの活動の場	△			△				△	
廃棄物等	産業廃棄物			○						○
	残土			△						
温室効果ガス等	二酸化炭素									

※本検討では、環境影響評価法に基づく原子力発電所の供用時における一般環境中の放射性物質に関する評価は検討の対象外とすることとした。

以 上

参考 2 原子力船「むつ」に関する主な実績



年 施設	1967	1968	1969	1970	1971	1972	1973	1974	1975 ～ 1978	1979	1980	1981	1982 ～ 1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991	1992
附 帯 陸 上 施 設	1968/7/26 大湊定係港 第1回設工認申請 ▽					1972/9/2 大湊定係港 使用前検査合格 ▽							1986/8/11 新定係港港湾施設（関根浜） 設置変更許可申請 ▽			1987/3/31 設置変更許可 ▽				
									補足 1985年にむつ専用港としての 関根浜新定係港建設を決定。											
																			</	

Ref.

- ・ 安藤良夫、「原子力船むつー「むつ」の技術と歴史ー」、1996 年 8 月 2 日、ERC 出版
- ・ 日本原子力研究所原子力船部門、「ワイド特集 原子力船「むつ」の軌跡ー研究開発の現状と今後の展開ー」原子力工業 Vol.38, No.4,(1992)
- ・ 日本原子力研究所、「原子力船開発の歴史」、平成 7 年 12 月 10 日

付録 3 浮体式原子力発電の建造費概略評価

1. はじめに

浮体式原子力発電の検討を進めるにあたり、事業の視点からは費用面の検討が重要となる。費用には、運転や保守の費用等が挙げられるが、本書では建造費の評価結果を報告する。建造費が陸上原子力発電の建設費に比べて大幅に増減するのかを把握するため、浮体式原子力発電と陸上原子力発電の相違部分の建設費（建造費）を評価し、比較した。

2. 検討の進め方

本検討では、図 15 に示す 4 点を実施した。はじめに浮体式原子力発電と陸上原子力発電の異なる箇所（比較箇所）を確認した。次に、浮体構造物のサイズを把握し、比較箇所の概算建設費（建造費）を評価した。最後に評価結果から、浮体式原子力発電の建造費が陸上の原子力発電と比較し大幅に増減するかを確認した。

本検討の検討対象は建設費（建造費）であり、図 16 に示す CFC 等は対象外である。なお、以下の理由から、電気出力 1100 MW の原子力発電の建設費（建造費）を検討した。

- ・ 検討において浮体式原子力のサイズが必要となるが、MIT で検討されており、そのプラントの電気出力は 300、1000 MW である。
- ・ 比較する陸上原子力発電に関する公開されている建設費の情報は、大型炉の建設費に基づく情報のため、浮体式原子力発電の建造費を評価できる 300MW と 1000MW の内、より信頼性の高い評価ができるのは、1000MW の建設費（建造費）と考えられる。



図 15 検討の進め方

Levelised cost of electricity (LCOE) of nuclear power	Levelised capital costs	Capitalised investment costs	Overnight construction costs (OCC): Includes the materials, components, manpower and cost of capital required to design, construct and commission the plant.	 検討対象
			Capitalised financial costs (CFC): Includes interest during construction (IDC) and related fees.	
			Return of capital: the cost of capital, which is a combination of the cost of debt (i.e. loan) and required return on equity (from the shareholders). IDC can also be added to this cost category to isolate the overall financing costs.	
	Operation and maintenance costs		Operations and maintenance (O&M) costs: all costs related to staffing, consumables and recurring maintenance activities necessary for safe operations once the plant has been built and commissioned.	
			Fuel cycle cost: cost of the fuel used to produce electricity. In the case of nuclear power, includes costs related to mining, enrichment and the manufacture of fuel assemblies to be loaded in the core (i.e. front-end activities), as well as to managing the used nuclear fuel and waste (i.e. back-end activities).	
	Decommissioning costs: Costs associated with dismantling the plant once it has reached the end of its lifetime and returning the site to greenfield state.			

図 16 均等化発電原価（LCOE）に照らした本検討における対象範囲¹⁵

¹⁵ OECD-NEA, “Unlocking Reductions in the Construction Costs of Nuclear: A Practical Guide for Stakeholders”, 2020.に一部追記。

3. 検討結果

3.1. 検討対象箇所（比較箇所）の設定

本検討では、浮体式原子力発電と陸上原子力発電で異なる箇所（比較箇所）の建設費（建造費）を評価することとし、はじめに比較箇所を確認した。なお、ポンプ等の原子力発電設備は、陸上原子力発電と同じと仮定し、検討している（海水を活用した安全設備等は考慮していない）。図 17 に示す浮体式原子力発電と陸上原子力発電の比較から、比較箇所として、浮体式原子力発電の「浮体構造物（係留、Dynamic Positioning System については浮体構造物と比較すると費用は安いと仮定、本検討の対象外とした）」、「海底送電線」と陸上原子力発電の「土木・建屋部分（原子炉建屋等の建屋、防潮堤、防波堤、取水路・放水路、洞道、構内道路等）」の 3 点とし、それぞれの建設費（建造費）を評価した。

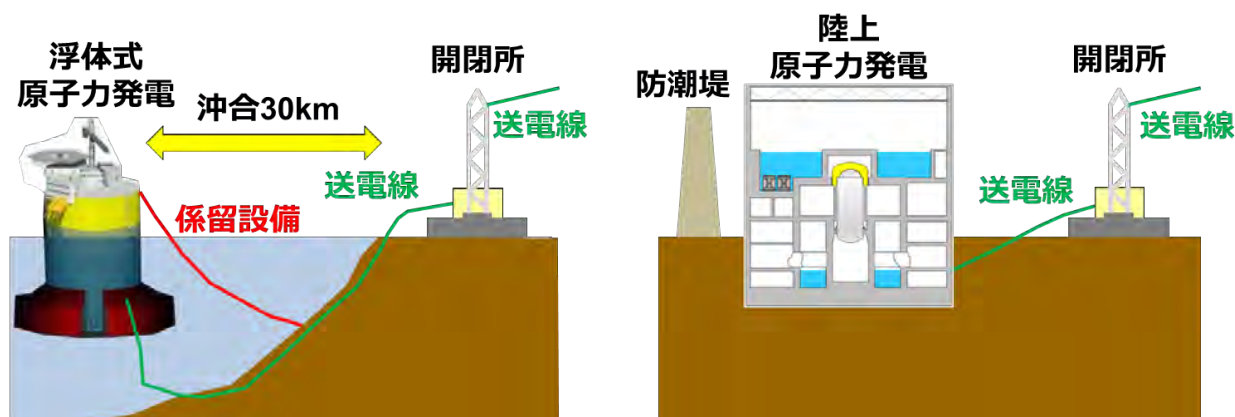


図 17 浮体式原子力発電と陸上原子力発電の比較

3.2. 浮体構造物の大きさ

電気出力 1100 MW の建設費（建造費）を検討するため、当該出力の浮体式原子力発電の浮体構造物のサイズを確認した。表 4 に示す通り、OFNP-1100（電気出力 1100 MW）の浮体構造物のサイズは、ハルの直径が 75m、スカートの直径が 106m、高さ 108m、排水量は 376,400 トンであった。浮体式原子力発電の原子力発電設備を除く浮体構造物のみの重量は、表 5 に示す OFNP-1100 と AP1000 の Steel と Concrete の重量を用い、図 18 に示す方法で評価した。図の左に示す OFNP-1100 と AP1000 の Steel と Concrete の重量は表 5 に記載の値を使用した。AP1000 の Steel は大きく分けると機器と機器以外（鉄筋等）に分けられるが、それぞれの重量に関する公開情報を確認できなかったため、公開されていた欧州加圧水型炉（EPR）の割合（機器分は 40%）¹⁶と同じと仮定し、AP1000 の機器分の重量を算出した。ここで、AP1000 と OFNP-1100 の機器分の重量は同じと仮定し（ただし、OFNP-1100 と AP-1000 の出力比を考慮し、ODNP-1100 の機器分の重量は、AP1000 の機器分の重量に 1.1 倍した値としている）、今回把握したい浮体式原子力発電の浮体構造物の重量を評価した結果、35,178 トンと評価された（本来、35,178 トンの中には、鉄筋等の重量が含まれるが、ここではこれらを全て浮体構造物の重量とカウントした）。

¹⁶ Per F. Peterson et al., “Metal And Concrete Inputs For Several Nuclear Power Plants”, Report UCBTH-05-001, 2005.

表 4 浮体式原子力発電（OFNP-300、OFNP-1100）の浮体構造物のサイズ¹⁷

Parameter	OFNP-300	OFNP-1100
Hull /skirt diameter (m)	45/75	75/106
Draft (m)	48.5	68
Total height (m)	73	108
Main deck height (m)	12.5	34
Displacement (tonnes)	~115,500	~376,400
Natural period for heave/pitch (s)	~24.5/32.7	~25.9/51.3

表 5 OFNP-1100 と AP1000 の Steel と Concrete の重量¹⁸

材料の種類	OFNP-1100	AP1000
Steel(tonnes)	49,698	33,000
Concrete(tonnes)	11,385	158,700

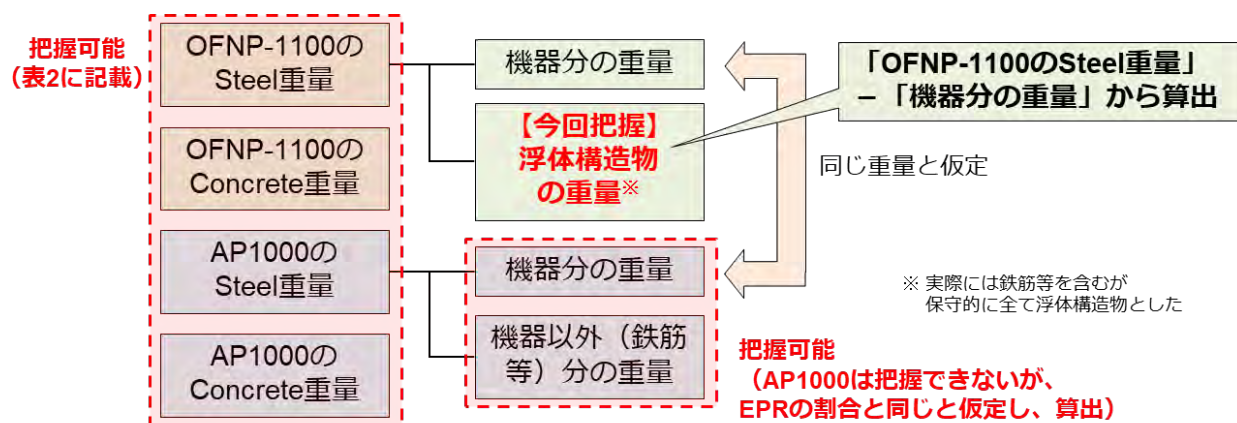


図 18 浮体式原子力発電の浮体構造物の重量算出方法

¹⁷ J. Buongiorno et al, “The Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) Concept”, 2016.

¹⁸ J. Buongiorno et al, “The Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) Concept”, 2016.のデータから作成。

3.3. 概算の建設費（建造費）の評価

比較箇所とした浮体式原子力発電の「浮体構造物」、「海底送電線」と陸上原子力発電の「土木・建屋部分」の概算の建設費（建造費）の評価結果を以下に示す。

3.3.1. 浮体式原子力発電の浮体構造物

浮体構造物の建造費は、下記 3 点の情報をを用い、重量比から算出した。

- ・ 浮体式原子力発電の浮体構造物のみの重量
- ・ 浮体式海洋石油・ガス生産貯蔵積出設備（FPSO）の建造費
- ・ FPSO の軽荷重量（ここでの軽荷重量は、浮体構造物の重量のみを意味し、搭載機器の重量を除いた重量を意味する）

FPSO の建造費（搭載機器を含む）は、700～1,000 億円程度（図 19、図 20）であり、この内、搭載機器が占める割合を図 19 に示す 30%とした場合、FPSO の浮体構造物に係る部分の建造費は 490～700 億円と評価される。軽荷重量は、種々の情報から 4,400 トンとして評価した。これら情報から、重量比により評価される浮体式原子力発電の浮体構造物の建造費は、390～560 億円程度である。この金額は重量比から求めた結果により評価されたものであり、おおよその金額であることに注意が必要である。

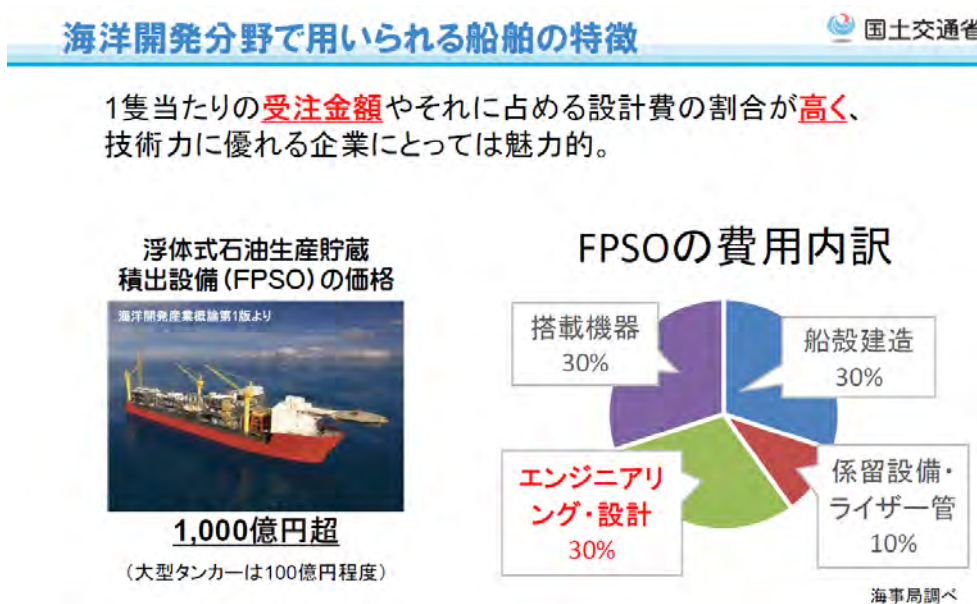


図 19 FPSO の建造費と費用内訳 ¹⁹

¹⁹ 国土交通省海事局「海洋開発市場の現状」（2017 年 12 月）

図 20 FPSO の建造費²⁰

3.3.2. 浮体式原子力発電の海底送電線（交流）

海底送電線の建設費の評価では、下記の 2 点を検討した。①の評価は、陸上送電線の長さが浮体式と陸上で同じとした場合の評価である。②の評価は、陸上原子力発電と比べ、大規模消費地近くに設置できるとし、陸上送電線距離を変化させた場合の送電線全体の建設費を評価している。なお、両評価とも 2 ルート 4 回線の建設費を評価している。

① 海底送電線 30km の建設費

② 海底送電線 30km に加え、陸上送電線 10～200km の建設費

■ ①海底送電線 30km の建設費

海底送電線（交流）の敷設に係る費用を評価した。国内の単価に関する情報を確認出来なかったため、イギリス送電会社（National Grid）の資料²¹から建設費を評価した。なお、本検討では、ジョイント費用を考慮しておらず（総額に対し、費用は大きくない）、送電線の仕様は交流、400kV、1000MW（公開されている単価の中で最も高額な仕様）である。評価結果を表 6 に示す。海底送電線（2 ルート 4 回線、各回線 30km）の建設費は、304～475 億円と評価された。

²⁰ 国土交通省海事局「海洋フロンティアへの挑戦～海洋産業の戦略的育成に向けて～」

²¹ National Grid, “Electricity Ten Year Statement 2015 Appendix E”.

表 6 海底送電線（2 ルート 4 回線、30km）の敷設に係る費用評価結果

項目	単価（最大）※1	数量	金額（最大）※1
Supply HVAC 3×Single Core Cables (Copper conductor)	2.4 億円／km	120km (30km×4 回線)	286 億円
Installation 2 single cables; 2 trenches, three core, 10M apar	3.2 億円／km	60km (30km×2※2)	189 億円
合計			475 億円

※1 表中に記載の金額は最大金額であり、最低単価は上から順に 1.8 億円／km、1.5 億円／km
1£=137 円（2020 年平均値(TTM)）で計算した結果。

※2 2 ルート 4 回線のため、2（4 single cables; 4 trenches）。

■ ②海底送電線 30km に加え、陸上送電線 10～200km の建設費

①で評価した海底送電線 30km に加え、陸上送電線の距離を 10～200km に変化させた場合の送電線全体の建設費を評価した。

陸上送電線の敷設に係る費用は、電力広域的運営推進機関が公開している単価²²より算出した。なお、この費用に土地代は含まれていない。また、電磁誘導調査費・対策工事費等の特殊な工事も含まれていない。陸上送電線 100km の建設費については、表 7 に示す通り、1122～2130 億円と評価された。

次に、陸上送電線の距離を 10～200km に変化させた時の送電線全体の建設費を評価した結果を図 21 に示す。陸上送電線の距離が長くなるほど、送電線全体の建設費は膨大な金額となり、浮体式原子力発電の浮体構造物を大規模消費地に 20～30km 程度近くに設置することができた場合には、送電線全体の建設費は陸上原子力発電の送電線建設費と同等となることがわかる。

表 7 陸上送電線（2 ルート 4 回線、100km）建設費

項目	単価（最大）※	数量	金額（最大）※
支持物・電線 (500kV、鉄塔 2 回線)	9.1 億円／km	200 km	1,820 億円
変圧器 (ガス絶縁形変電所)	25.7 億円／回線	4 回線	103 億円
引出設備 (ガス絶縁形変電所)	51.7 億円／回線	4 回線	207 億円
合計			2130 億円

※表中に記載の金額は最大金額であり、各項目の最低単価は上から順に 4.8 億円／km、12.4 億円／回線、28.1 億円／回線。

²² 電力広域的運営推進機関「送変電設備の標準的な単価の公表について」（2016 年 3 月 29 日）

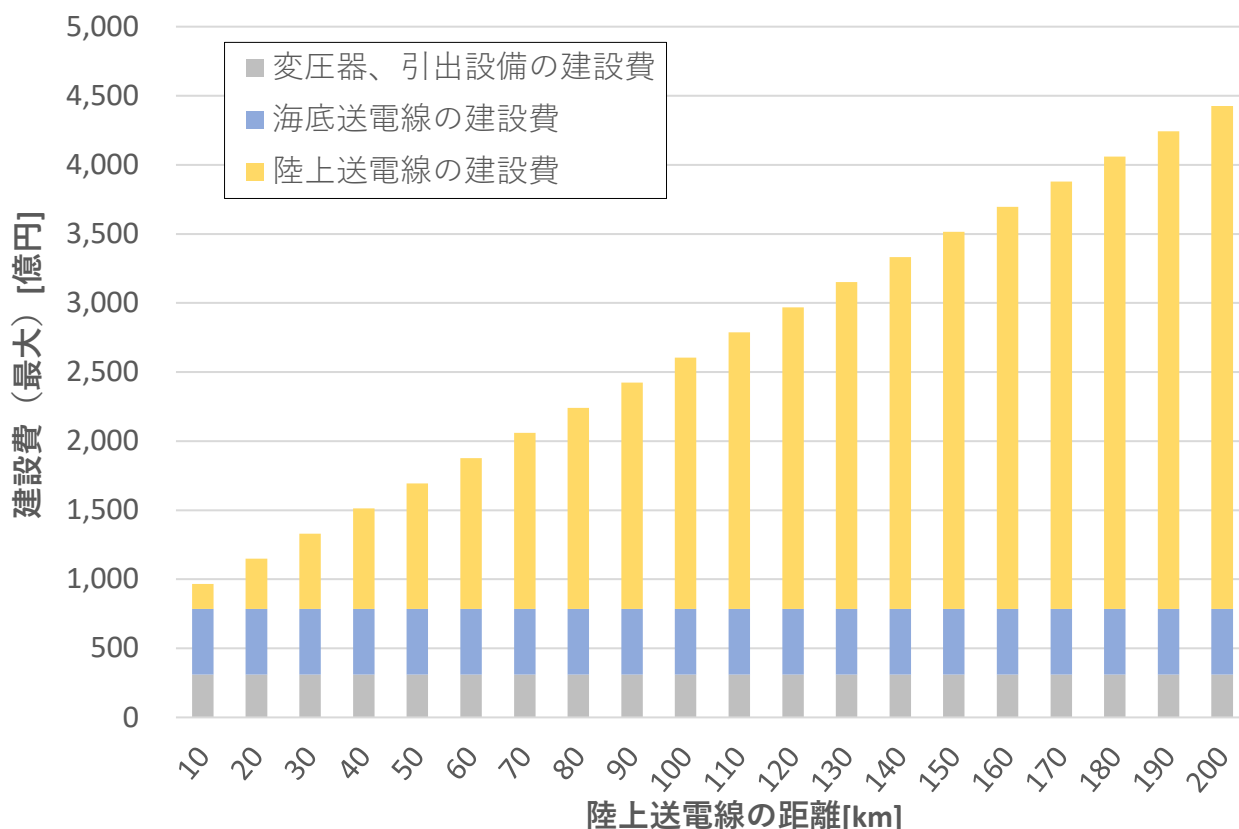


図 21 陸上送電線距離の変化による送電線全体の建設費

さらに、日本における送電線全体の建設費の観点では次のことが言える。今後大量導入されると考えられる再生可能エネルギーの立地場所は図 22 に示すように制約（偏在）される。偏在に伴う増強費用については、電力広域的運営推進機関の広域連系系統のマスタープラン及び系統利用ルールの在り方等に関する検討委員会で検討されており、30GW と 45GW 分の電源が偏在している場合の系統増強のための必要投資額等を検討している。図 23 は 45GW 分の電源が偏在している場合の検討結果であり、系統増強のための必要投資額として約 3.8～4.8 兆円²³が必要とされている。浮体式原子力発電の設置場所は、活断層を避けた場所とする必要があるが、設置場所が再生可能エネルギーに比べると制限がないため、系統増強のための大規模な投資が不要となる。

²³ 偏在する電源等を大消費地に送電するための連系線等の背骨系統の増強コストのみを記載しており、再エネ増加に伴う、調整力確保、慣性力・同期化力低下等の対策コストは含んでいない。また、HVDC 送電コストは、2050 年頃におけるスケールメリットや技術革新のコスト低減を先取りした単価を採用、海底ケーブル工事は漁業補償費を含まず、水深等を考慮したルート変更によるコスト増の可能性あり。

【参考】エリア別の導入イメージ

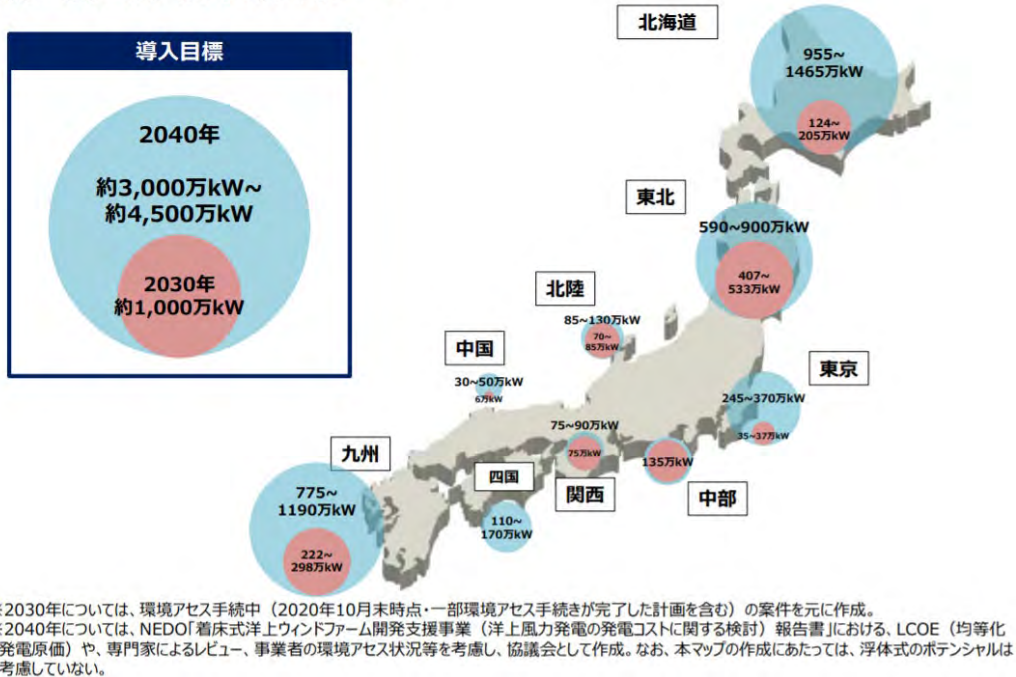


図 22 洋上風力発電のエリア別導入イメージ²⁴

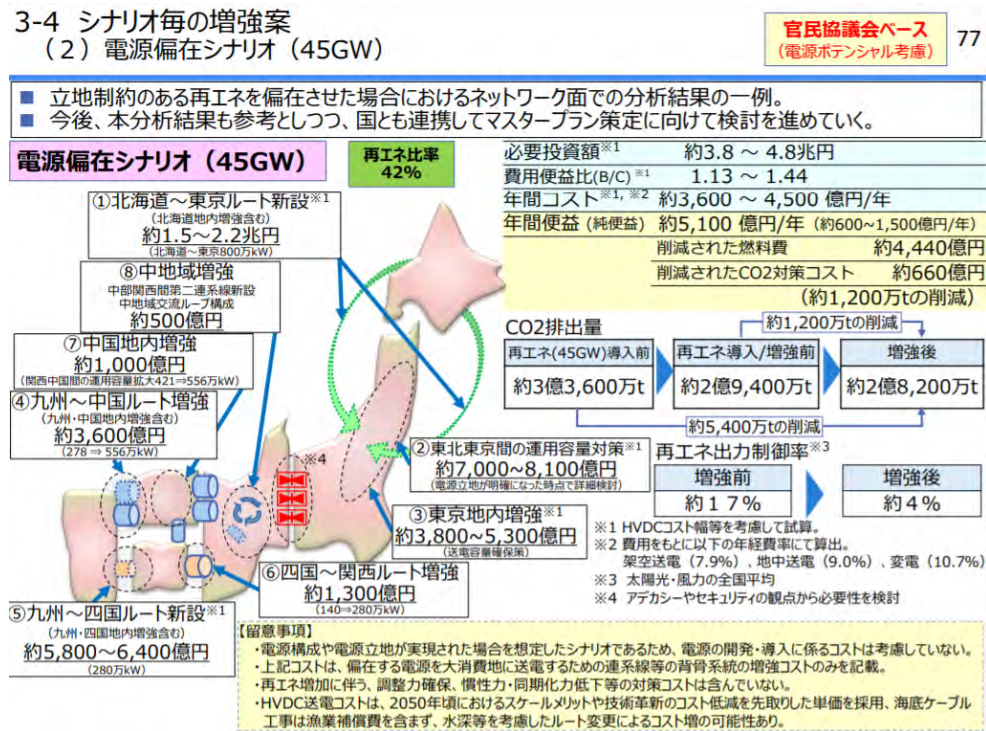


図 23 再生可能エネルギー偏在 (45GW) シナリオ時の増強費用²⁵

²⁴ 第2回洋上風力の産業競争力強化に向けた官民協議会 資料2-1「洋上風力産業ビジョン（第1次）（案）概要」（2020年12月15日）

²⁵ 広域連系システムのマスタープラン及び系統利用ルールの在り方等に関する検討委員会事務局「マスタープラン検討に係る中間整理」（2021年5月20日）

3.3.3. 陸上原子力発電の土木・建屋部分

陸上原子力発電の土木・建屋部分の建設費を評価するため、はじめに陸上原子力発電の建設費（電気出力 1100 MW）を調査し、その中で土木・建屋部分が占める割合を設定した。

陸上原子力発電（電気出力 1100 MW）の建設費として、以下の調査結果から 5,500 億円と設定した。なお、5,500 億円には、開閉所より外の送電線建設費等の建設費は含まれない（同じプラントの場合でも立地場所により建屋、防潮堤、防波堤、取水路等の建設費は大きく変わるが、このばらつきは下記の土木・建屋部分で考慮する）。

- ・ 経済産業省発電コスト検証 WG 資料（図 24）より、建設費は 5,368 億円と算出される（資本費の建設費 40 万円/kW と追加的安全対策費 1,369 億円²⁶から算出）。
- ・ OECD-NEA 報告書（図 25）より、建設費は 5,769 億円と算出される（中央値が約 4,000€/kW のため、4000€/kW として計算²⁷）。

この内、土木・建屋部分の建設費が占める割合を検討した。柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機の設置許可申請書に記載されている土木・建屋部分の割合は約 12%（図 26）であるが、この割合の中には、6/7 号機建設以前に整備された共有設備（開閉所、防波堤、取水路・排水路の一部等）の建設費、敷地造成費用や震災後の安全対策費が含まれていないため、実際は 12%より大きい。土木・建屋部分の割合に関するその他の情報として、図 27 に示す World Nuclear Association(WNA)の調査結果（Site development and civil works の割合が 20%）が挙げられる。土木・建屋部分の建設費は、防波堤等に多額の建設費を要すること、防潮堤は構造・高さ、取水方法の違い（例：浜岡原子力発電所では沖合 600m に設置した取水塔から取水）により建設費が大きく変わることからある程度の幅を持つと想定される。以上のことから、15～25%（825～1375 億円）とした。なお、本金額に特定重大事故等対処施設に係る土木・建屋の建設費は含まれない。

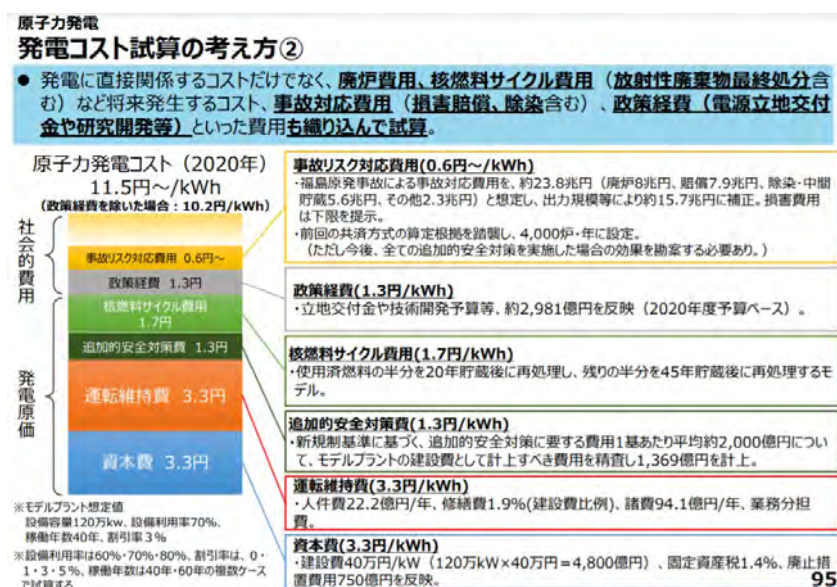
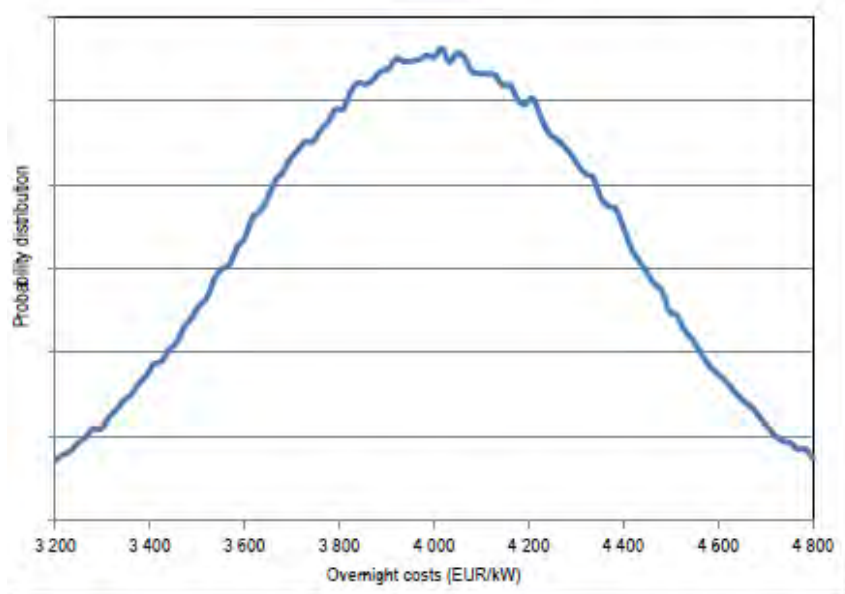


図 24 陸上原子力発電の建設費関連データ①²⁸

²⁶ モデルプラント出力は 120 万 kW と出力差があるがここではその差を考慮していない。

²⁷ 2020 年平均値(TTM)である 1€=122 円で計算した。

²⁸ 発電コスト検証 WG「基本政策分科会に対する発電コスト検証に関する報告」（2021 年 9 月）

Figure 32: Probability distribution of overnight costs
(EUR/kW)図 25 陸上原子力発電の建設費関連データ②²⁹

1. 工事に要する資金の額（初装荷燃料費を含まず）

合 計	6 号 炉		7 号 炉		備 考
	総 額 (百万円)	建設工事費 合計に対する 百分率 (%)	総 額 (百万円)	建設工事費 合計に対する 百分率 (%)	
土 地	878	0.2	—	—	6 号炉 建設単価 約31万円／kW
建 物	39,828	9.5	29,404	7.8	
構 築 物	9,636	2.3	11,340	3.0	耐用年発電原価
原子炉及び 付属機器	343,020	82.0	311,947	83.0	送電端
機械装置					11.24円／kWh
諸 装 置	20,169	4.8	18,110	4.8	7 号炉 建設単価
備 品					約28万円／kW
総 係 費	4,969	1.2	4,999	1.4	耐用年発電原価
予 備 費					送電端
分担関連費	4,969	1.2	4,999	1.4	10.37円／kWh
建設中利子	—	—	—	—	設備利用率70%
残 存 価 格	—	—	—	—	
精算別途工事費	418,500	100	375,800	100	

約 12%

※合計額に 6/7 号機建設以前に整備された共有設備等の金額が含まれていないため、合計額は参考。

図 26 柏崎刈羽 6/7 号の建設費の内訳³⁰²⁹ OECD-NEA, “Nuclear New Build Insights into Financing and Project Management”, 2015.³⁰ 東京電力ホールディングス株式会社「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置許可申請書（6 号及び 7 号炉完本）」（2020 年 5 月）に一部追記。

Design, architecture, engineering and licensing	5%
Project engineering, procurement and construction management	7%
Construction and installation works:	
Nuclear island	28%
Conventional island	15%
Balance of plant	18%
Site development and civil works	20%
Transportation	2%
Commissioning and first fuel loading	5%
Total	100%

図 27 WNA の調査で示された建設費の内訳³¹

3.4. 陸上原子力発電との比較（まとめ）

浮体式原子力発電と陸上原子力発電の相違部分の建設費（建造費）を評価し、比較した。浮体式原子力発電（電気出力 1100 MW）の「浮体構造物」、「海底送電線」と陸上原子力発電（電気出力 1100 MW）の「土木・建屋部分」の 3 点を比較対象とし、それぞれの建設費（建造費）を評価した。

浮体式原子力発電（電気出力 1100 MW）の浮体構造物の建造費は 390～560 億円程度、海底送電線の建設費は 304～475 億円程度、陸上原子力発電の土木・建屋部分の建設費は 825～1375 億円程度と評価された。この結果より、浮体式原子力発電の建造費は陸上原子力発電の建設費と比較し、大きく変わらないと考えられる（本評価は概算であり、100 億円程度の差を評価するものではない）。

また、設置場所により、陸上の送電線の建設費が大きく変わるため、より大規模消費地近くに立地させることができれば、全体の費用を抑えることが可能である。

以 上

³¹ World Nuclear Association(WNA)のホームページ (<https://www.world-nuclear.org/information-library/economic-aspects/economics-of-nuclear-power.aspx>、2022/1/6 閲覧)

付録 4 浮体式原子力発電所の安全設備【安全系区分の検討】

■Goal：浮体式に適した安全系の区分分離のオプションをいくつか例示しその概略評価を行う

→配管破断による冷却材喪失は動的安全系（非常用炉心冷却系：ECCS）で、溶融炉心冷却系は、静的で対応ということを基本方針とする。

- ・日本の原子力発電所の安全系は、**設計基準事故（DBA）** 対応の動的機器による安全系のみ（3.11対策で再稼働に向けて、可搬式を考えているが、これも動的機器）
- ・3.11そして世界の最近の原子力発電所（AP1000,EPR）が採用している静的機器による S A 対策を追加する。

■**区分分離**：安全審査においては、安全機能を有する構築物、系統又は機器は、同位又は下位の重要度（安全機能を有しないものを含む。）の構築物、系統又は機器の影響により所要の安全機能が阻害されないように、**機能的な隔離**若しくは**物理的な分離**又はこの両者の組合せが適切に考慮された設計であることが求められる。

■浮体式安全性向上で考慮すべき要求事項と事故対策への制約

(1)オンラインメンテナンス可能→【事故時に動作が期待される機器数（N）+2台】構成とする（*1）

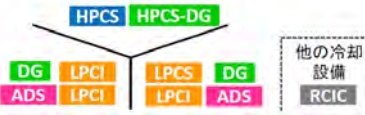
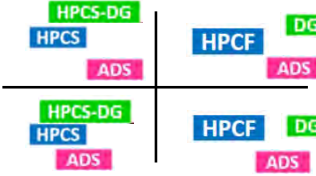
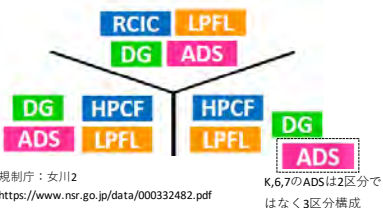
（*1）系統が保守点検のため待機状態から外されている時に（オンラインメンテ）、単一故障を考慮しても動作要求に応えられる冗長性を保持する。

(2)SA対策が限定的で陸上に対してアクセス性が悪い（可搬型や長期冷却など）・・・空輸注水や浮体横に船舶を設置する案もあり

(3)浮体の大きさが限定。安全性向上の観点で単に区分分離及び安全系を増やしたオプションが最適か、系統複雑化のデメリット（コスト・リスク）もある。

(4)外部電源喪失の可能性が大【2系統確保とする】。浮体特有の外的事象・リスク（浸水や沈没）

■既存炉における安全系区分分離【DBA-ECCS】

型式	BWR-5	ABWR (検討段階)	ABWR (現行)	■現行のABWRをベースとしつつ、3つの安全カテゴリーに機能分離
系統構成	 規制庁：女川2 https://www.nsr.go.jp/data/000332482.pdf	 日立評論 https://www.hitachi-yoron.com/jp/pdf/1984/04/1984_04_12.pdf	 規制庁：女川2 https://www.nsr.go.jp/data/000332482.pdf K,6,7のADSは2区分ではなく3区分構成	(1)DBA時に期待する動的機器： ・3区分もしくは4区分 ・DG設置場所多重性（1F事故教訓） (2)SA時に期待する静的機器： ・2区分 ・溶融炉心冷却系（IVR等、動作期間・海水利用） ・単一故障を考慮して -100%×2系列 -33%×4系列 - or50%×3系列 か議論が必要 (3)その他安全系： ・3区分もしくは4区分 ・動的機器及び静的機器 ■各カテゴリーで、オプション間での相対評価を○×△、で簡易評価
区分数	3	4	3	
高压系	1	4	3	
低压系	4	無し（RHRは停止冷却及びPCV冷却）	3	
減圧系	ADS-2区分	ADS、区分数不明	ADS-2区分	
電源	DG×3台（うちHPCS-DG 1台）	DG、区分数不明	DG×3台	
構成変更の考え方	■原子炉再循環系に外部再循環ポンプを採用していることにより、大口径の再循環配管破断を想定し、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の2区分の低圧系の構成としている ■格納容器冷却系と炉心注水系が共用	■ECCSと格納容器冷却系の相互機能を分離し、系統構成と運転操作の単純化を図り、N+2仕様にも容易に適合するよう4区分分離を選択。高品質保証。管理の実情と良好な運転実績による最適化からその後3区分が正式採用となった	■RIP採用、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管破断を想定しても炉心を冠水維持できるため、ECCS設計では注水による冠水冷却方式を採用 ■RCICをECCS化し各区分に高压系と低压系を設置した単純構成により、過渡時や小LOCA時の注水機能・信頼性を向上	

■浮体式における安全系区分分離のオプション【DBA-ECCS】

型式	OFNP：オプション DBA 1 (DBA-ECCS)	OFNP：オプション DBA2 (DBA-ECCS)	OFNP：オプション DBA3 (DBA-ECCS)	OFNP：オプション DBA4 (DBA-ECCS)
系統構成				
区分数	4	4	4	3
高圧系	4	4	4	3
低圧系	4	4	4	3
減圧系	4	4	4	2
電源	8	6	6	3
構成変更の考え方	※活動②レイアウト検討のベース ■DBA時に期待する動的機器と、SA時に期待する静的機器（次項）を分離 ■全ての区分に、高圧系・低圧系・減圧系・電源系（DG及びGTG）を配置	■DBA時に期待する動的機器と、SA時に期待する静的機器（次項）を分離 ■GTGはSAの区分数とあわせて2区分に配置	■DBA時に期待する動的機器と、SA時に期待する静的機器（次項）を分離 ■GTGはSAの区分数とあわせて2区分に配置 ■DGを2区分省略	※活動②レイアウト検討の次候補 ■DBA時に期待する動的機器と、SA時に期待する静的機器（次項）を分離 ■現行ABWRと同様に3区分構成とする
安全性向上	◎	○	△	△
コスト	×	△	○	◎
メンテ・運用性	×	△	○	◎
テロ対策	○	○	○	○
評価	○	○	◎	△

（略語）HPCF:高圧注水系、RHR：残留熱除去系、RCIC：原子炉隔離時冷却系、DG：ディーゼル発電機、GTG：ガスタービン発電機、ADS：自動減圧系

■浮体式における静的安全系^(※1) 区分分離のオプション【SA-注水/除熱】

型式	OFNP：オプション SA 1 (SA-除熱)	OFNP：オプション SA2 (SA-除熱)	OFNP：オプション SA3 (SA-除熱)	OFNP：オプション SA4 (SA-除熱)
系統構成				
区分数	2	2	2	2
炉心注水・冷却	4	4	4	6
格納容器冷却	2	3	4	2
構成変更の考え方	■DBA時に期待する動的機器と(前項)、SA時に期待する静的機器を分離 ■オンラインメンテナンス時、単一故障を考慮せず ■フィルターベントを不要とする ■コアキャッチャー/IVRを設置	※活動②レイアウト検討のベース ■DBA時に期待する動的機器と(前項)、SA時に期待する静的機器を分離 ■オンラインメンテナンス時、単一故障を考慮せず ■フィルターベントを1区分に追加 ■コアキャッチャー/IVRを設置	■DBA時に期待する動的機器と(前項)、SA時に期待する静的機器を分離 ■オンラインメンテナンス時、単一故障を考慮せず ■フィルターベントを2区分に追加し安全性を強化 ■コアキャッチャー/IVRを設置	■DBA時に期待する動的機器と(前項)、SA時に期待する静的機器を分離 ■オンラインメンテナンス時、単一故障を考慮せず ■フィルターベントを不要、炉心注水を強化 ■コアキャッチャー/IVRを設置
安全性向上	◎	○	◎	△
コスト	×	○	△	◎
メンテ・運用性	×	○	○	◎
テロ対策	○	○	○	○
評価	○	◎	◎	△

(※1) 静的安全冷却系：電源を使用しないで自然の力で駆動する安全系

(略語) ICS:非常用復水器、PCCS:格納容器静的冷却系、GDCS:重力落下式注水系、コアキャッチャー:溶融溶融物保持装置、IVR:原子炉圧力容器内溶融物保持、FCVS:フィルターベントシステム

【3段階での溶融炉心冷却対策】

IVRでの溶融炉心のRPV内閉じ込めに失敗したら、コアキャッチャーでのRPV外での溶融炉心冷却

それでも収束しない場合は、爆破弁により海と二重PCVを連結させ、PCVの冠水冷却(次項)。

■浮体式における安全系区分分離のオプション【その他、注水冷却以外の安全系：ガス処理等】

型式	OFNP：オプション その他1 (その他安全系)	OFNP：オプション その他2 (その他安全系)	OFNP：オプション その他3 (その他安全系)	OFNP：オプション その他4 (その他安全系)
系統構成				
区分数	4	4	3	3
SLC	4	4	6	6
SGTS	4	4	6	6
PAR	0	1	0	1
FCS	4	0	6	0
構成変更の考え方	※活動②レイアウト検討のベース ■DBA-ECCS同様N+2の構 ■動的機器を各区分に1台設置 ■PARを設置しない	■DBA-ECCS同様N+2の構 ■動的機器を各区分に2台設置 ■PARを採用、FCSを4台設置 ※FCSの台数は2区分とするのも可能	(活動②レイアウト検討の次候補) ■オンラインメンテ+単一故障を考慮 ■動的機器を各区分に2台設置 ■PARを設置しない	■オンラインメンテ+単一故障を考慮 ■動的機器を各区分に3台設置 ■PARを採用、FCSを設置しない
安全性向上	◎	○	△	△
コスト	×	○	×	○
メンテ・運用性	×	○	×	○
テロ対策	○	○	○	○
評価	○	◎	×	△

COCN 活動⑦区分分離：コメント管理表

No.	対象	コメント内容
7-1	設計	SA2 区分となっているが、静的安全系とはいえ単一故障を考慮して 100%×2 系列なのか、50%×3 系列なのか、33%×4 系列なのかという点は議論が必要。
7-2	設計	100%×3 系列なら N+2となるが、『100%』の定義の明確化が必要
7-3	設計	既に豪華すぎる設計になっていないか(動的安全系を完備した ESBW)
7-4	CDF	全体の CDF を下げるには、注水・除熱・多様性の強化に加え、ATWS 対策強化も必要
7-5	CDF	浮体式は UHS 喪失のリスクも低く豪華すぎる設計になっており、CDF の目標値が必要
7-6	CDF	(参考情報)SLC 設置はコスト増になるが ATWS 対策として CDF 低下に有効となる可能性がある
7-7	浮体リスク	浮体式特有のリスクの検討が必要(浸水や内部溢水)
7-8	設計	DBA-ECCS で ADS の削除は取り止めた方が良いのではないかと。その代わり DG を 2 区分削除する合理化はある。
7-9	浮体リスク	評価にはテロに対する判断も必要。浮体式原子力発電所はテロ対策がしにくい。
7-10	浮体リスク	冷却水が近くにあるので安心という反面。その海水が危険になる可能性を検討する必要がある
7-11	設計	本当に系統を増やして豪華にすると安全になるか
7-12	設計	最新の中国の PWR は、2重 PCV を採用。このへんは調査が必要。
7-13	多様性	福島教訓を踏まえて、多様性(陸上の可搬型)を考えておくことが必要。この議論は避けられない。
7-14	多様性	陸上可搬型に変わる空輸注水や浮体の横に船を一艘置くのもあり
7-15	設計	FCS/PAR については別区分に設置する方が良さそう。
7-16	CDF	次年度以降は水素爆発 PRA も実施してみたい。PAR の駆動条件はどうなっているのか。
7-17	設計	外部電源は2系統確保すると仮定する
7-18	設計	100%×4 系列で検討したいが、『100%』定義の明確化が必要。当初注水なのかあるいは長期冷却何日間など。
7-19	設計	豪華版から PRA(CDF)評価により合理化を目指したい。
7-20	設計	コストも重要だが、具備して有用な設備・きちんと効果がる設備を設置したい。単に高価な原子力仕様は止めて、設備のプライスダウン(非・原子力仕様)を目指して欲しい

No.	対象	コメント内容
7-21	CDF	ATWS 対策として CRD を4区分にする。本当に何を守らなければいけないのか。現状の設備を少し改造して対応できないか。現状は1区分、冷温停止不可。1/4 が入れば出力が低下して CDF が低下することが考えられる。ATWS のリスクを現実的に下げていく：ホッとスタンバイに持っていくのが成功クライテリア。（現行の 2CRD/1HCU から、1CRD/1HCU に変更する）。

付録 5 浮体式原子力発電所の安全設備【海水を使用した静的な崩壊熱除去システムの成立性検討】

■Goal：活動⑦のオプションをベースに、海水利用冷却システム構成と熱交換器の物量を検討する

・PCCS、ICS、GDCS及びコアキャッチャーのみに着目して成立性を検討する。それ以外のシステムは並行して調査を実施する。

・評価の方法：評価にあたっては、PRAによる炉心損傷頻度やコストは評価しない。エンジニアリングジャッジで評価する（○×△による優先順位付け）

・溶融炉心冷却系としてコアキャッチャー（溶融デブリ冷却）やIVR(AP1000)のABWR適用性も検討

・長期間除熱：PCCS（ICS同様）作動時間はプール容量で決定。3日間までは人手なしで作動するが、3日間以降は注水が必要。PCCS海水補給を検討する。

・安全性向上を主とした場合、単純に区分分離及び安全系を最大限に増やしたオプションが最適と考えられるが、その反面、系統構成や運用の複雑化・物量増によるデメリット（リスク・コストの両面）が生じる可能性がある→PRA・コストのバランス評価を行わずに各オプションの詳細検討は難しい。

■活動⑦のオプション：浮体・海上システム特有の安全性・過酷事故時評価【安全系区分の検討】：オプション【SA-注水/除熱】

型式	OFNP：オプション SA1 (SA-除熱)	OFNP：オプション SA2 (SA-除熱)	OFNP：オプション SA3 (SA-除熱)	OFNP：オプション SA4 (SA-除熱)
系統構成				
区分数	2	2	2	2
炉心注水・冷却	4	4	4	6
格納容器冷却	2	3	4	2
構成変更の考え方	■DBA時に期待する動的機器と、SA時に期待する静的機器を分離 ■オンラインメンテナ時、単一故障考慮せず ■フィルターベントを不要とする	※活動②レイアウト検討のベース ■DBA時に期待する動的機器と、SA時に期待する静的機器を分離 ■オンラインメンテナンス時、単一故障を考慮せず ■フィルターベントを1区分に追加	■DBA時に期待する動的機器と、SA時に期待する静的機器を分離 ■オンラインメンテナンス時、単一故障を考慮せず ■フィルターベントを2区分に追加	■DBA時に期待する動的機器と、SA時に期待する静的機器を分離 ■オンラインメンテナンス時、単一故障を考慮せず ■フィルターベントを不要、炉心注水を強化
安全性向上	◎	○	◎	△
コスト	×	○	△	◎
メンテ・運用性	×	○	○	◎
テロ対策	○	○	○	○
評価	○	◎	◎	△

■活動⑪：海水利用システム構成【ICS】

型式	OFNP：オプション SA1 (SA-IC)	OFNP：オプション SA2 (SA-IC)	OFNP：オプション SA3 (SA-IC)	OFNP：オプション SA4 (SA-IC)
系統構成				
区分数	2	2	2	2
プール数	2	2	2	2
熱交の数	4	2	4	2
熱交の大きさ (寸法)	-	-	-	-
構成変更の考え方	■1次系熱交を浮体内に設置 ■2次系熱交を海中に設置 海水用熱交換器を外側に設置し、ICSの熱を除熱する	※活動②レイアウト検討のベース ■2次系熱交を省略 ICSプールと海を管で連結する事により海とICSプールの密度差により海水をICSプールに供給する	■各区分に2台 ■海水注入系2台追加、長期除熱機能強化 ■ICSプール上部に凝縮型熱交換器（冷却は海水の自然循環）凝縮した蒸気は重力でICSプールへ戻る。ICS水量は変化しない	（既存炉の基本形） ■1次系熱交を浮体内に設置 ■海水との熱交換無し
安全性向上	○	○	◎	●ICS作動時間はプール容量で決定。3日間までは人手なしで作動するが、3日間以降は注水が必要。
コスト	×	○	△	◎
メンテ・運用性	●海水による外置熱交換器の腐食 ●外置熱交換器が破損すると、海水が直ICSプールに注入される	●海水によるICS熱交換器の腐食 ●ICSの熱交換器が破損すると、汚染水が直接海に放出される可能性がある。	熱を海へ移動する熱交換器が大型になる可能性がある。	既存炉と同様
テロ対策	×	○	○	◎
評価	○	○	◎	△

■活動⑪：海水利用システム構成【PCCS】

型式	OFNP：オプション SA1 (SA-PCCS)	OFNP：オプション SA2 (SA-PCCS)	OFNP：オプション SA3 (SA-PCCS)	OFNP：オプション SA4 (SA-PCCS)
系統構成				
区分数	2	2	2	2
プールの数	2	2	2	2
熱交の数	2	2	2	2
熱交の大きさ（寸法）	-	-	-	-
構成変更の考え方	■各区分に2台 PCCS作動時間はプール容量で決定。3日間までは人手なしで作動するが、3日間以降は注水が必要。	■各区分に2台 ■海水注入系追加、長期除熱機能強化 ■海水注入はプールへ海水用熱交なし PCCSプールと海を管で連結する事により海とPCCSプールの密度差により海水をPCCSプールに供給する	■各区分に2台 ■海水注入系2台追加、長期除熱機能強化 ■PCCSプール上部に凝縮型熱交換器（冷却は、海水の自然循環）凝縮した蒸気は重力でPCCSプールへ戻る。PCCS水の量は変化しない	※活動②レイアウト検討のベース ■各区分に2台 ■海水注入系2台追加、長期除熱機能強化 ■海水注入はプールへ海水用熱交を外置 海水用熱交換器を外側に設置し、PCCS上部に溜まった蒸気を凝縮させる ●海水による外置熱交換器の腐食 ●外置熱交換器が破損すると、海水が直接PCCSプールに注入される
安全性向上	PCCS作動時間はプール容量で決定。3日間までは人手なしで作動するが、3日間以降は注水が必要。	○	◎	◎
コスト	×	△	△	×
メンテ・運用性	◎	●海水によるPCCS熱交換器の腐食 ●PCCSの熱交換器が破損すると汚染水が直接海に放出される可能性あり	熱を海へ移動する熱交換器が大型になる可能性がある。	×
テロ対策	◎	◎	◎	×
評価	△	○	◎	△

■活動⑪：海水利用システム構成【GDCS】

型式	OFNP：オプション SA1 (SA-GDCS)	OFNP：オプション SA2 (SA-GDCS)	OFNP：オプション SA3 (SA-GDCS)	OFNP：オプション SA4 (SA-GDCS)
系統構成				
区分数	2	2	2	2
プールの数	2	4	3	2
熱交の数	0	0	0	0
熱交の大きさ（寸法）	－	－	－	－
構成変更の考え方	※活動②レイアウト検討のベース ■PCV内にプール設置 ■各区分に1台	■PCV上部にプール設置 ■PCV内にプール設置せず ■PCVとプール間に均圧弁設置 ■2区分、各部分に1台	■PCV上部にプール設置 ■PCV内にプール設置せず ■PCVとプール間に均圧弁設置 ■2区分、各部分に1台 ■非常時に海水直接冷却を1台設置	■浮体内のプールを省略 ■各区分に2台 ■海水直接冷却を2台設置
安全性向上	△	○	◎	○
コスト	△	×	×	△
メンテ・運用性	×	○	○	×
テロ対策	○	○	○	○
評価	△	◎	◎	△

■活動⑪：海水利用システム構成【デブリ冷却】

	【コアキャッチャー】		【IVR: In-Vessel Retention】	
型式	OFNP：オプション SA 1 (SA-CoreCatch)	OFNP：オプション SA 2 (SA-CoreCatch)	OFNP：オプション SA 3 (SA-IVR)	OFNP：オプション SA 4 (SA-IVR)
系統構成				
区分数	2	2	2	2
プールの数	4	4	4	4
熱交の数	0	0	0	0
熱交の大きさ（寸法）	—	—	—	—
構成変更の考え方	■GDCSはPCV内に設置 ■GDCSからRPV下部に注水 ■蒸発熱はPCCSで蒸気凝縮で除熱 ■PCCSで凝縮した水はGDCSへ還流 ◎溶融デブリを静的冷却系のみで長期冷却が可能	■GDCSはPCV外に設置 ■GDCSからRPV下部に注水 ■蒸発熱はPCCSで除熱 ■PCCSで凝縮した水はGDCSへ還流 ◎溶融デブリを静的冷却系のみで長期冷却が可能。2系統必要か今後検討が必要	■GDCSはPCV内に設置 ■浮体バラスト水、GDCSとS/Cの保有水でRPV下部を除熱 ▲RPV下部のCRD案内管による自然循環流路阻害で十分な除熱量が確保できるか検討が必要（RPV本体とRPV保温の間に高速流路が形成されて除熱が促進）	■GDCSはPCV外に設置 ■浮体バラスト水、GDCSとS/Cの保有水でRPV下部を除熱 ▲RPV下部のCRD案内管による自然循環流路阻害で十分な除熱量が確保できるか検討が必要（RPV本体とRPV保温の間に高速流路が形成されて除熱が促進）
安全性向上	◎	◎	◎	◎
コスト	△	○	△	○
メンテ・運用性	×	○	×	○
テロ対策	○	○	○	○
評価	○	◎	○	◎

COCN 活動⑩海水冷却：コメント管理表

No.	対象	コメント内容
11-1	GDCS	GDCS は 60 万 kW 級 ABWR(現格納容器型式を維持)の場合は採用不可。今回は現状不採用とし「将来格納容器型式を踏まえた変更をした浮体式の概念においては有効となり得る」という落としどころもあるのではないかな。
11-2	ICS/PCCS	IC/PCCS の冷却水は浮体式の利点を最大限に活かせるところであり、様々な意見を聞きながら構成を検討すべき
11-3	GDCS	GDCS の PCV 外設置はコスト増(均圧弁設置のため)
11-4	IVR	ESBWR も RPV 下部が水没可能であったが、IVR が成立しないのではなかったか確認が必要
11-5	ICS/PCCS	IC/PCCS の冷却水は浮体式ということで、①海水利用(PCCS プールと海を管で連結)、②通常時は淡水、非常時に海水バックアップ(弁操作/作動要)、③淡水+IC/PCCS プール冷却併用(PCCS プール上部に凝縮型熱交)、はどうか
11-6	二重 PCV	鋼製 PCV が必要。淡水だが AP1000 の静的 CV 冷却やウォーターウォール PCV 冷却も原理は同じなので成立性もある。
11-7	PCCS	凝縮性ガスは電源不要ベント弁(Fail Safe)、あるいは電源が必要なファン利用など、適切にマネージメントを行えば成立する
11-8	コアキャッチャー	RPV、デブリの直接海水冷却は難しい。3.11 では最初はデブリ冷却は海水利用、海水腐食を懸念して真水に変更。
11-9	GDCS	GDCS を削除した場合 RPV から溶融炉心が出てきて、PCV の下部に堆積した場合、冷却水をどこから供給するか。GDCS のかわりに S/Cプールが使えるかもしれない。
11-10	IVR	BWR では CRD により冷却水の循環が妨げられ、冷却能力不足。AP1000 の自然循環による RPV 下面の流速は 5 m/s 以上(BWR の炉心燃料の単相流の流速は 2 m/s)。
11-11	PCCS	PCCS からの凝縮水をどこに溜めるか。AP1000 は PCV 内面凝縮水を貯めるタンク有。PCCS 横型 U 字管熱交換器には PCV 内に不凝縮ガスがたまり全電源喪失時に PCCS 不動作になる。それには GDCS のタンクの水位が必要か確認要
11-12	ICS/PCCS	将来的には陸上も浮体式も、電源が不要な静的安全系やガス処理システム等の開発、採用が望まれる。
11-13	ICS	中間ループを用いず海水冷却構造は難しいか(隔離弁を設けず常時配管を経由してプールに海水が流入する)
11-14	ICS	もんじゅの様に、ICS の一次系配管を二重管にする。内側は BWR の一次系配管材、外側は海水への耐食性の強い金属を採用するのが良いのではないかな。漏洩検知と組みわせると実現性が高まる
11-15	ICS/PCCS	海中に設置する機器はフジツボの付着もありメンテナンスが大変、取り換え可能とする必要がある
11-16	GDCS	PCV の外側上部にリング上で配置・PCV 均圧・区分分離する形で検討を進めたい

No.	対象	コメント内容
11-17	PCCS	PCCS は「PCCS プール上部に凝縮型熱交換器(冷却は海水自然循環)設置」が良いのではないか
11-18	IVR	BWR は RPV が PCV 内上部に設置されているが、バラスト水と PCV 内 S/C 保有水と GDCS で RPV 冠水・IVR を目指す
11-19	浮体構造	むつは座礁時船体保護用井桁が船底に設置、浮体船底からの海水伝熱による除熱が制限される可能性がある。
11-20	PCCS	PCCS 上部に凝縮型熱交換器を設置するアイデアは塩が溜まらない構造なので、長期冷却が可能(海水を利用した無限冷却)。懸案は①塩の堆積及び②非凝縮性ガスの処理(単純にベントなら SBWR の時は横型 U チューブを検討(横型 PCCS→S/C に抜けていくのを検討→入らなくなったらファンで D/W に戻して循環))

付録 6 浮体式原子力発電（炉型：ABWR）のレイアウト検討

1. はじめに

浮体式原子力発電（電気出力 600 MW）のレイアウト検討として、改良型沸騰水型原子炉（ABWR）をベースに一部を改良した場合のレイアウト（概念設計レベル）を検討している。本報告書では、その進捗状況を報告する。

2. 検討の進め方

レイアウト検討は、図 28 に示す流れで実施しており、2021 年度は STEP②まで実施している。レイアウト検討の前提条件として、表 8 に示す内容を設定している。

STEP①では、機能展開図³²を作成し、必要な系統（系統の設備を含む）を検討している。

STEP②では、STEP①で抽出した設備の内、レイアウト検討の対象とする設備を選定した。対象は、主要設備のみとし、小さい機器や配管のみの系統等はレイアウト検討の対象外とした。加えて、配管（主蒸気管等大口径配管を除く）、計装、空調ダクトも対象外としている。また、ここでは、各系統の系統数（各設備の台数）、安全系の区分分離の方針について検討している。

STEP③では、既設炉の公開情報をベースに各設備のサイズを検討することを予定している。

STEP④では、レイアウト検討の対象とする設備のレイアウトを検討することを予定している。

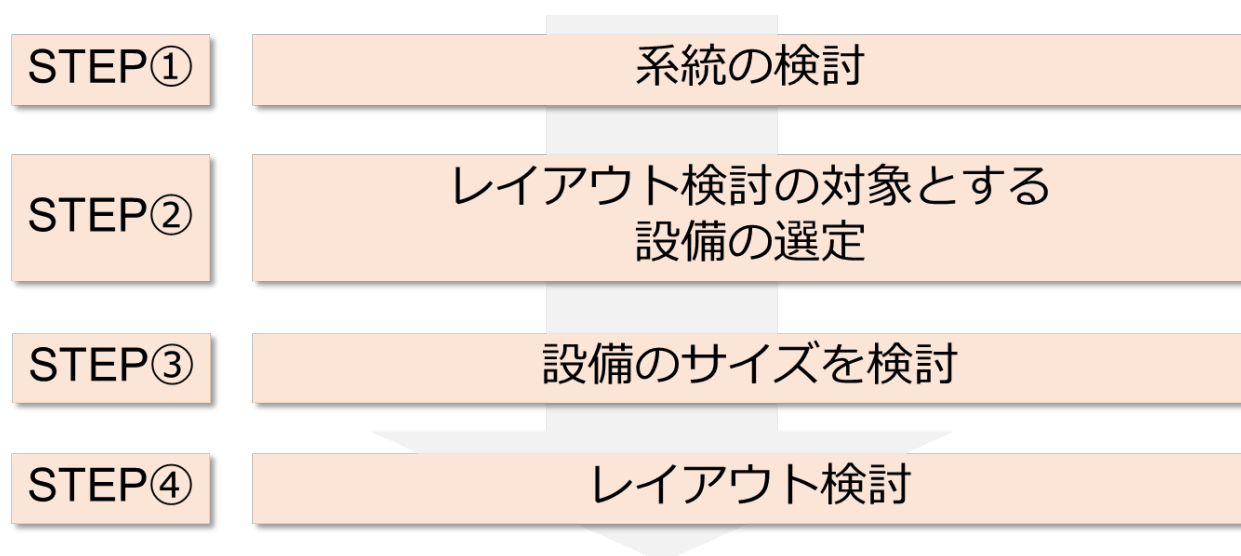


図 28 レイアウト検討の進め方

³² 浮体式原子力発電を機能毎に展開（細分化）し、必要な機能・設備を検討したもの。

表 8 レイアウト検討の前提条件

No.	前提条件
1	系統・設備は ABWR をベースとする。
2	ABWR で導入されたタービン系の効率化（湿分分離加熱器の採用、大型タービンの採用、ヒータドレン・ポンプアップ方式の採用により、熱効率が約 1% 向上）については、今回は出力が 60 万 kW と小さいことから、採用しない（BWR-5 と同じ系統構成とする）。
3	特定重大事故等対処施設は、検討対象外とする。
4	可搬型重大事故等対処設備は、検討対象外とする。
5	雑固体廃棄物焼却設備・不燃性雑固体廃棄物の減容装置・固体廃棄物貯蔵庫・洗濯廃液系は、陸上に設置されているとし、検討対象外とする。
6	サンプは検討対象外とする。
7	純水タンクの水源等で必要になると予想される淡水化装置までは考慮しない。
8	送電設備については、所内から主変圧器までを対象とする。
9	発電所内の様々な箇所に設置されている MCC、PC、M/C は、区分毎に 1 箇所に纏めて設置されていることとする。
10	個々の設備の空調(HPCF ポンプ室空調機等) は、検討対象外とする。
11	配管は重要なもののみとし、その配管は設備リストに記載する。
12	原子炉圧力容器計装のように大きな設備を有しないことが明らかな系統は機能展開図の時点で省略する。
13	小さい設備・機器は原則として、省略する。ただし、その重要度に応じて、検討対象とする場合もある。
14	遮蔽厚さが適切かまでは検討しない。

3. 検討結果

3.1. 系統の検討

機能展開図を作成し（参考 1 参照）、必要な系統（系統の設備を含む）を検討した。なお、検討において、表 9 に示す文献を参考に実施している。機能展開図の検討の結果、241 種類の設備が抽出された。抽出された設備を纏めた設備リストを参考 2 に示す。

表 9 検討において参考にした文献一覧

No.	文献名
1	GE Nuclear Energy, “ABWR Design Control Document (Rev.4)”, March 1997.
2	「軽水炉の建設」東芝レビュー 2005 年 2 月
3	「ABWR プラントの完成」日立評論 1998 年 2 月
4	「沸騰水型（BWR 型）原子力発電所用ポンプ」日立評論 1974 年 7 月号
5	日本原子力発電株式会社「東海第二発電所 タービン駆動原子炉給水ポンプ(A) 切替に伴う出力の変更について」(平成 21 年 7 月 13 日)
6	東京電力株式会社「柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置許可申請書」(平成 4 年 10 月)
7	「BWR タービン設備の新技術」日立評論 1990 年 10 月号
8	東京電力株式会社「福島第一原子力発電所 3 号機の復水器洗浄装置点検について」(平成 18 年 11 月 11 日)
9	日本原子力発電株式会社「東海第二発電所 タービン油関連機器の点検に伴う原子炉停止について（原因・対策）」(平成 21 年 8 月 18 日)
10	東京電力株式会社「柏崎刈羽原子力発電所 5 号機の原子炉自動停止の原因と対策について」(平成 17 年 8 月 3 日)
11	東京電力株式会社「柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 新潟県中越沖地震後のプラント全体の機能試験に係る進捗状況」(平成 21 年 5 月 15 日)
12	「最近のタービン発電機と水素冷却方式について」日立評論 1956 年
13	北陸電力株式会社「志賀原子力発電所 2 号機 発電機固定子冷却水ポンプ出口配管溶接部のわずかなひびについて」
14	東京電力ホールディングス株式会社「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉区分分離の基本原則について」(平成 28 年 10 月 4 日)
15	「改良型 BWR(ABWR)の電気・計装・制御システム」東芝レビュー 1997 年 4 月
16	東京電力株式会社「各号機の点検・解析の進捗状況について」(平成 20 年 7 月 24 日)
17	柏崎刈羽原子力発電所 発電用原子炉設置許可申請書 (6 号及び 7 号炉完本)
18	東京電力ホールディングス株式会社「電解鉄イオン供給装置からの海水の漏えいについて」(2017 年 7 月 5 日)

No.	文献名
19	東京電力株式会社「柏崎刈羽原子力発電所の放射性廃棄物処理系配管における誤接続の有無を確認するための調査結果について」（平成 21 年 12 月）
20	東京電力ホールディングス株式会社「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 共用に関する設計上の考慮について」（平成 27 年 4 月）
21	中部電力株式会社「浜岡原子力発電所 5 号機 補助建屋地下 1 階における水たまりについて（続報）」（2018 年 10 月 30 日）
22	東京電力ホールディングス株式会社「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 内部溢水の影響評価について（第 225、227 回審査会合における指摘事項の回答）」（平成 27 年 6 月）
23	中部電力株式会社「浜岡原子力発電所 5 号機 気体廃棄物処理系の点検状況について」（平成 20 年 11 月 18 日）
24	東京電力ホールディングス株式会社「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故時における非常用ガス処理系の使用について」（平成 29 年 3 月）
25	柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機 工事計画認可申請書
26	NUCIA No.13304「浜岡原子力発電所 5 号機 非常用ディーゼル発電機(A)燃料油ドレンタンクからの漏えいについて」
27	東京電力ホールディングス株式会社 6/7 号機の設置変更許可申請審査資料 (https://www2.nsr.go.jp/data/000178559.pdf 、2021/12/31 閲覧)
28	東京電力ホールディングス株式会社「柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機 工事計画審査資料 その他の発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備のうちその他の電源設備」（2020 年 6 月 23 日）
29	東京電力株式会社「事故時等における記録及びその保存の徹底について」（平成 24 年 9 月）
30	東北電力株式会社「女川原子力発電所 2 号炉 保安電源設備について」（平成 30 年 3 月）
31	東京電力株式会社「柏崎刈羽原子力発電所における緊急安全対策について（実施状況報告）（補正）」（平成 23 年 5 月 2 日）
32	東京電力ホールディングス株式会社「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について」
33	特許「原子力発電所の所内温水系設備」（公開番号：特開平 8-160189、年金不納による抹消済）

3.2. レイアウト検討の対象とする機器・構造物の選定

3.1 で検討した系統、設備の内、今回のレイアウト検討の対象とするものを選定した。前述の通り、対象は、主要機器・構造物のみとし、小さい機器や配管のみの系統等はレイアウト検討の対象外とした。加えて、配管（主蒸気管等大口径配管を除く）、計装、空調ダクトも対象外としている。その選定結果とその根拠を参考 2 に示す。本検討では、170 種類の設備をレイアウト検討対象とすることとした。

安全系の区分分離の方針について検討した結果を以下に示す。東京電力福島第一原子力発電所事故の設計に関する教訓の一つである区分分離について、本検討では既設炉に比べてより強化した区分分離とすることとした。

既設炉の非常用炉心冷却系、非常用交流電源に関する区分分離については、付録 4 に記載されているため省略するが、本検討の非常用炉心冷却系、非常用交流電源（DBA 設備）の区分分離は以下の通りとすることとした。

- ・ 区分数は、オンラインメンテナンスを考慮し、4 区分とする。
- ・ 各区分に高圧注水・低圧注水・減圧・電源機能を確保する（柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機（炉型：ABWR）と同じ）。
- ・ 各区分に 100%容量の高圧注水機能（高圧炉心注水系（HPCF）または原子炉隔離時冷却系（RCIC））と低圧注水機能（低圧注水系（残留熱除去系（RHR）の低圧注水（LPFL）モード））を設置する。
→単一故障＋オンラインメンテナンスを考慮しても 100%容量を高低圧注水機能 2 台確保可能。
- ・ 電源についても海水面上下にガスタービン発電機（GTG）とディーゼル発電機（D/G）を分散して設置（図 29）し、既設炉の 1 台／区分から台数を増加させた 2 台／区分とする。

また、上記機能を持つ重大事故等対処設備（SA 設備）として、海水を活用した静的な安全系を位置的分散させて 2 台設置（2 区分）する。具体的には、高圧注水機能として「非常用復水器系（ICS）」を、低圧注水機能として「重力駆動冷却系（GDSCS）」を設置する。ただし、高経済性単純化沸騰水型原子炉（ESBWR）の ICS、GDSCS とは若干異なる構造を考慮しており、ICS については、図 30 に示すように非常用復水器は福島第一原子力発電所 1 号機同様に格納容器外に設置（ESBWR のようにプールは設けない）し、非常用復水器内に水を補給することができるように非常用復水器より上部に設置した復水貯蔵槽（CSP）からの補給ラインを設けている。また、CSP の水が枯渇した場合には周囲に存在する海水を活用することができるように海水補給ラインも設けている。GDSCS については、図 31 に示すように主蒸気逃がし安全弁（SRV）開操作による原子炉圧力減圧後（もしくはさらに事象が進展し、原子炉圧力容器内で十分な冷却が行われず、熔融炉心が原子炉圧力容器の底部から落下した時）、高低差を利用し、動力源なく原子炉圧力容器内に海水を注水するラインを設ける。なお、ICS と同様に CSP のラインを設けることが考えられるが、ここでは省略している。

非常用炉心冷却系以外の安全系（非常用ガス処理系（SGTS）等）についても非常用炉心冷却系と同様に 4 区分とし、動的機器を各区分に 1 台設置とすることとした。SA 時の長期原子炉格納容器冷却機能として、図 32 に示す静的格納容器冷却系（PCCS）を設置するが、前述の ICS 同様に ESBWR とは異なり、海水の活用を考慮し、PCCS 熱交換器に海水補給ラインを設けている。また、ESBWR の PCCS

熱交換器設置場所は原子炉格納容器内であるが、本検討の炉型では原子炉格納容器内に設置するスペースを確保できないと考えられるため、原子炉格納容器外に設置することし、検討する。

各機器、構造物の台数について検討した結果を参考 2 に、各系統（設備リストで「配置検討の対象とした設備がある系統のみ」）の概略系統図を参考 3 に示す。

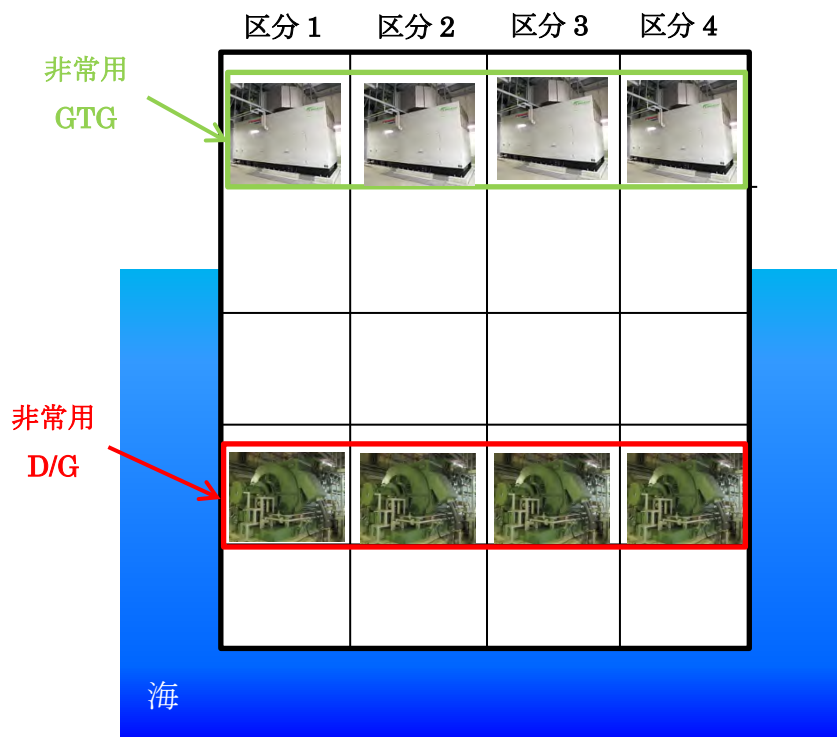


図 29 非常用交流電源設備の配置イメージ図

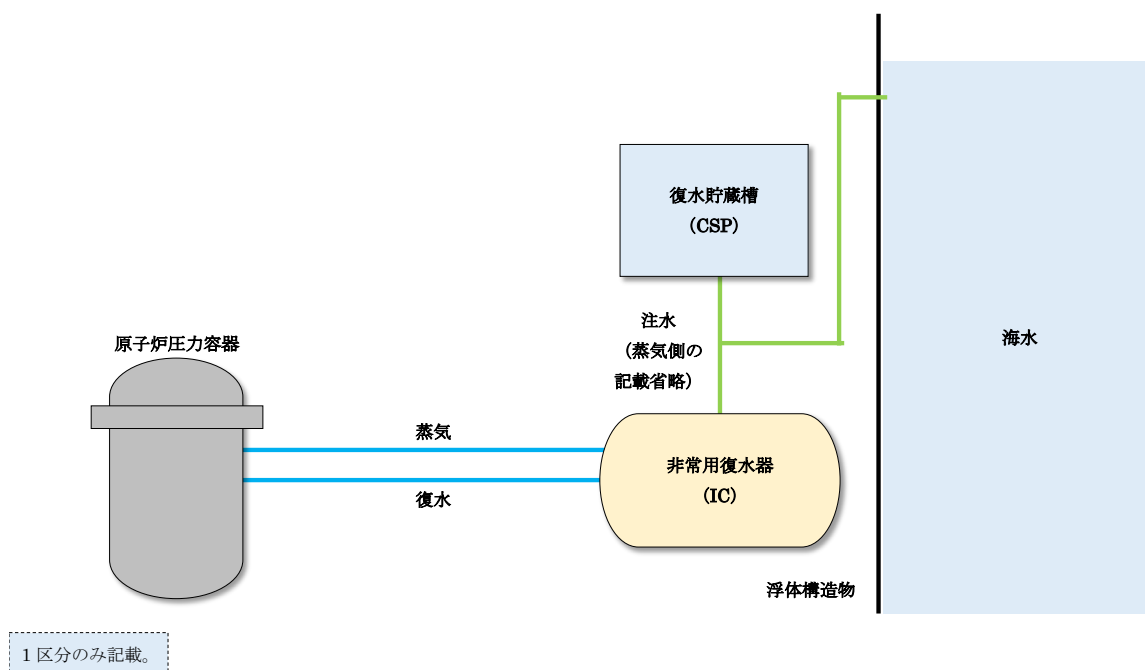


図 30 ICS の概略系統図

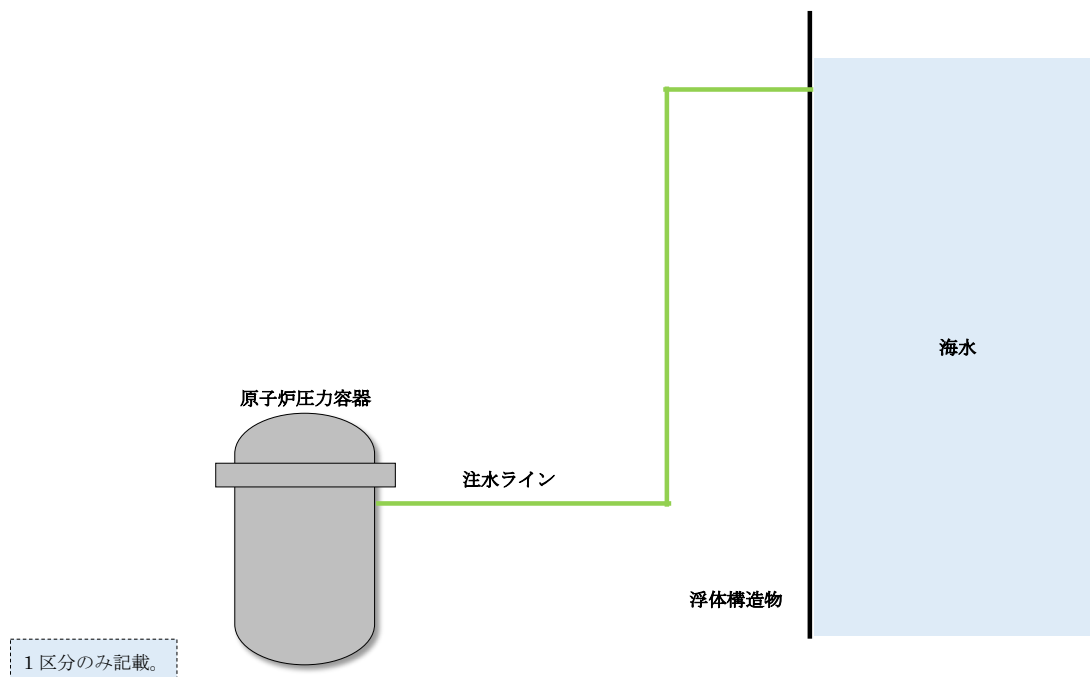


図 31 GDCS の概略系統図

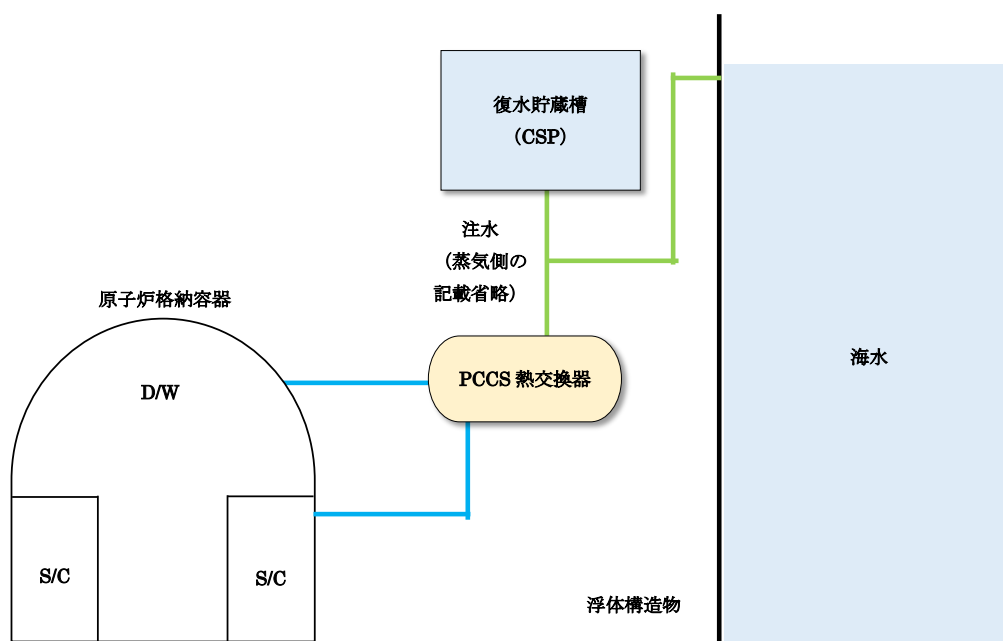
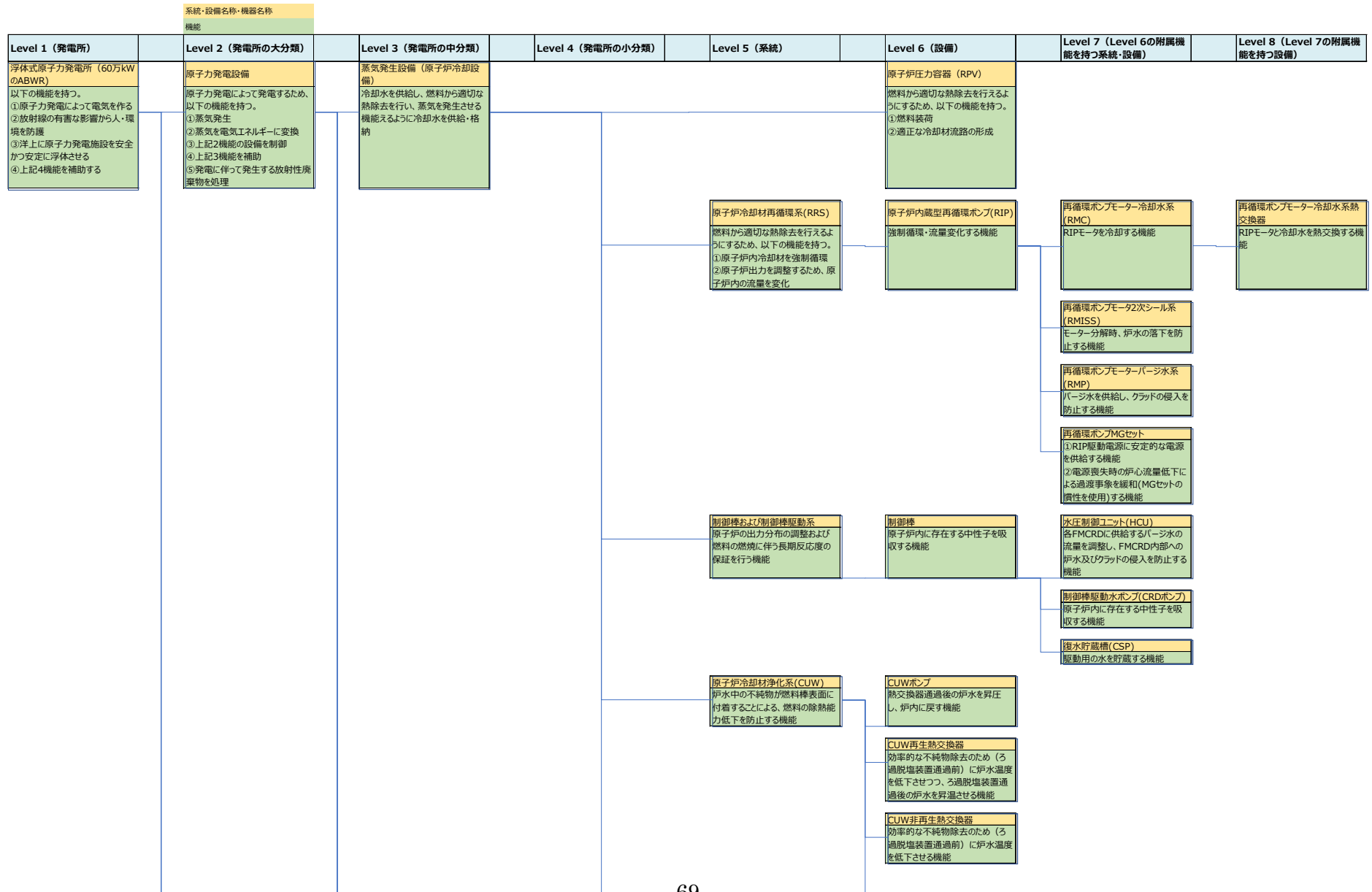


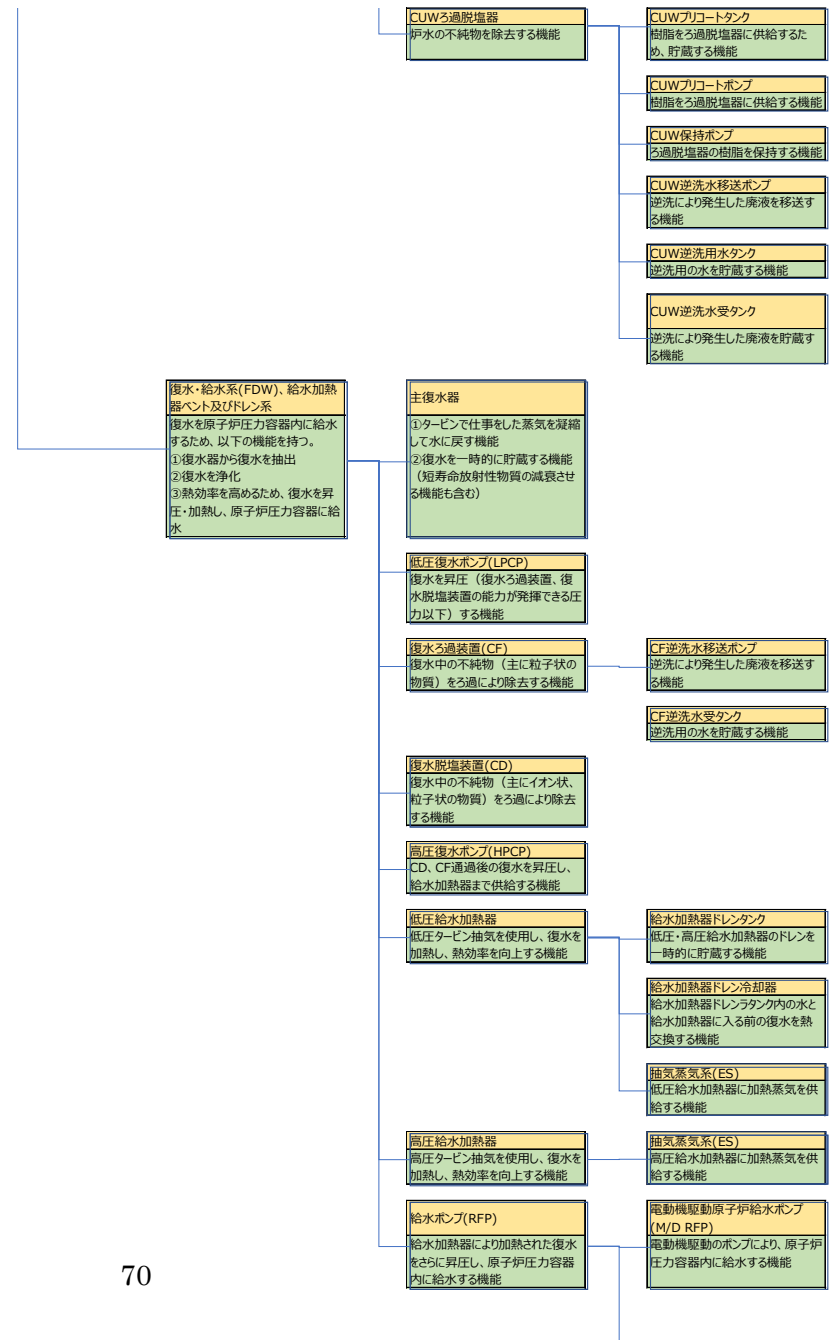
図 32 PCCS の概略系統図

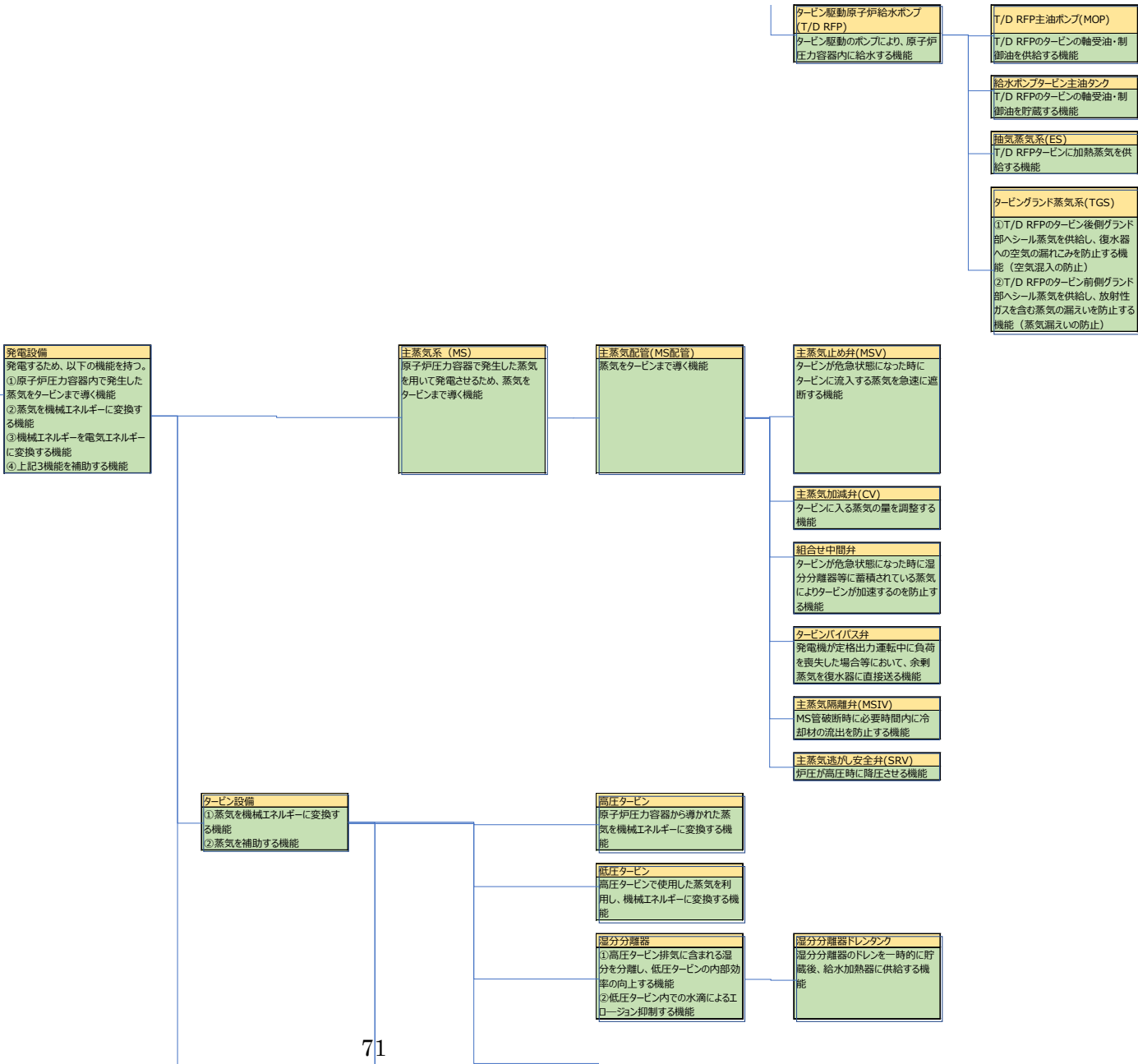
4. まとめ

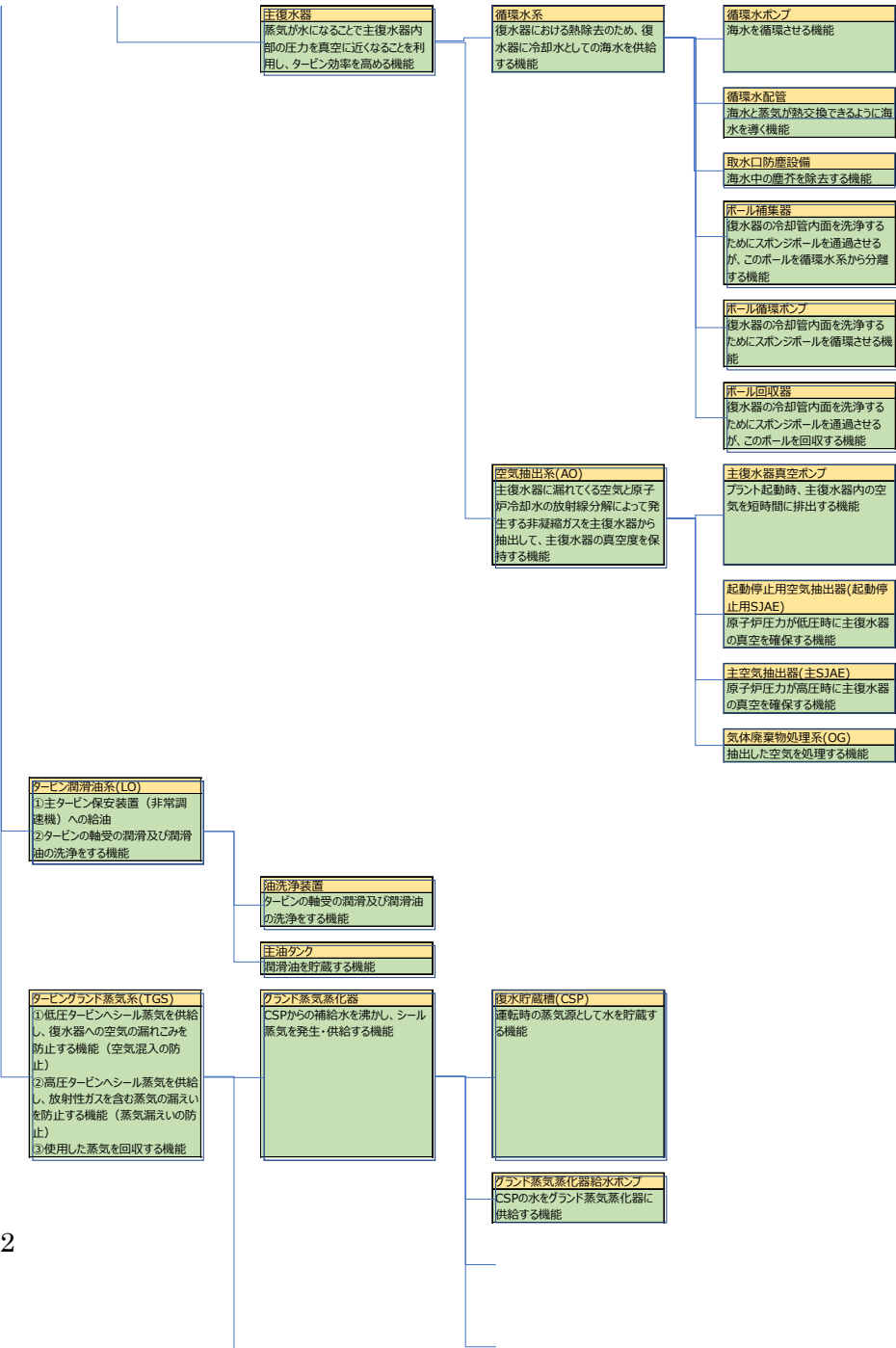
今年度は、図 28 に示す STEP②まで実施した。来年度以降、STEP③以降を実施する予定である。

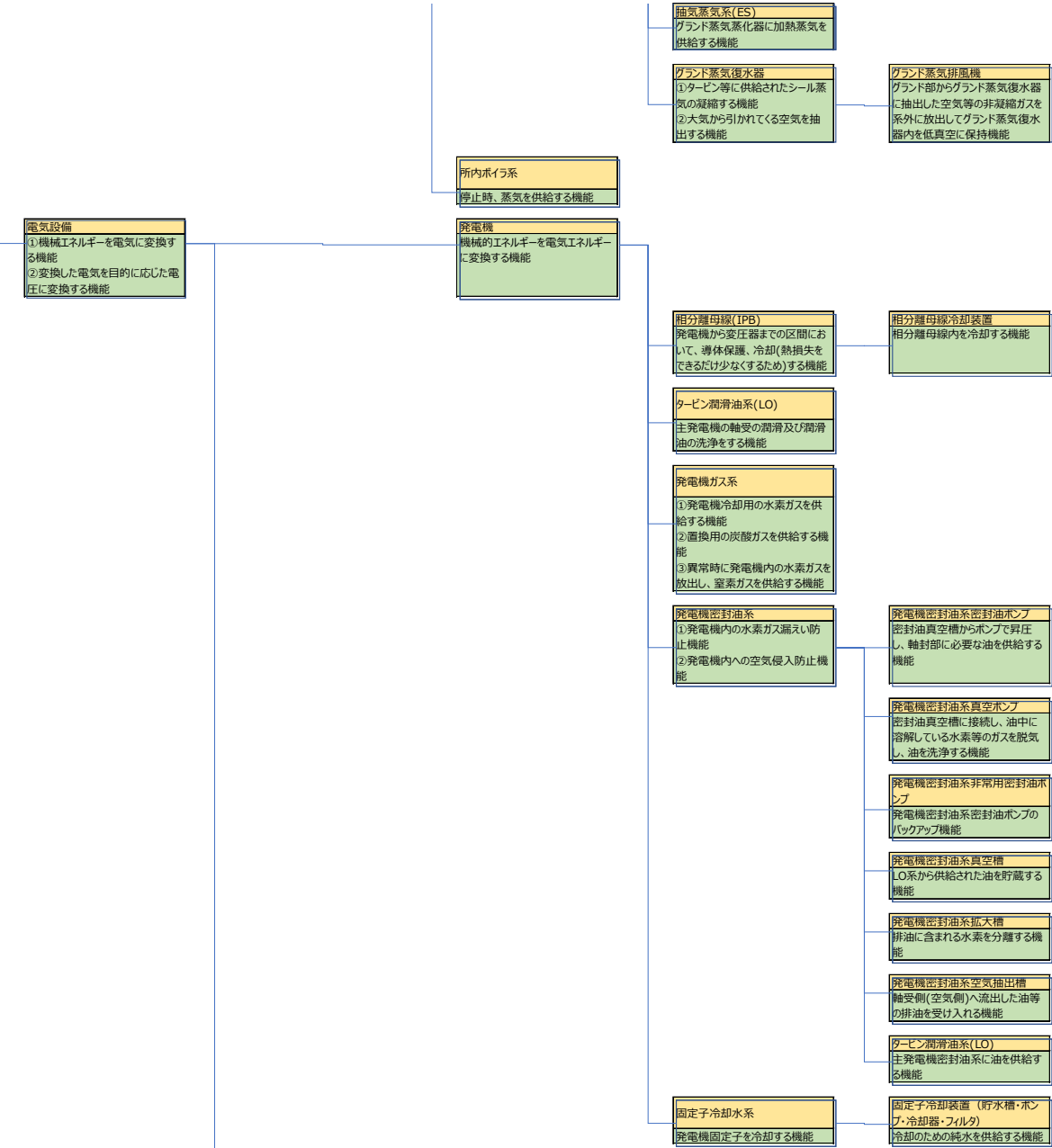
参考 1 機能展開図

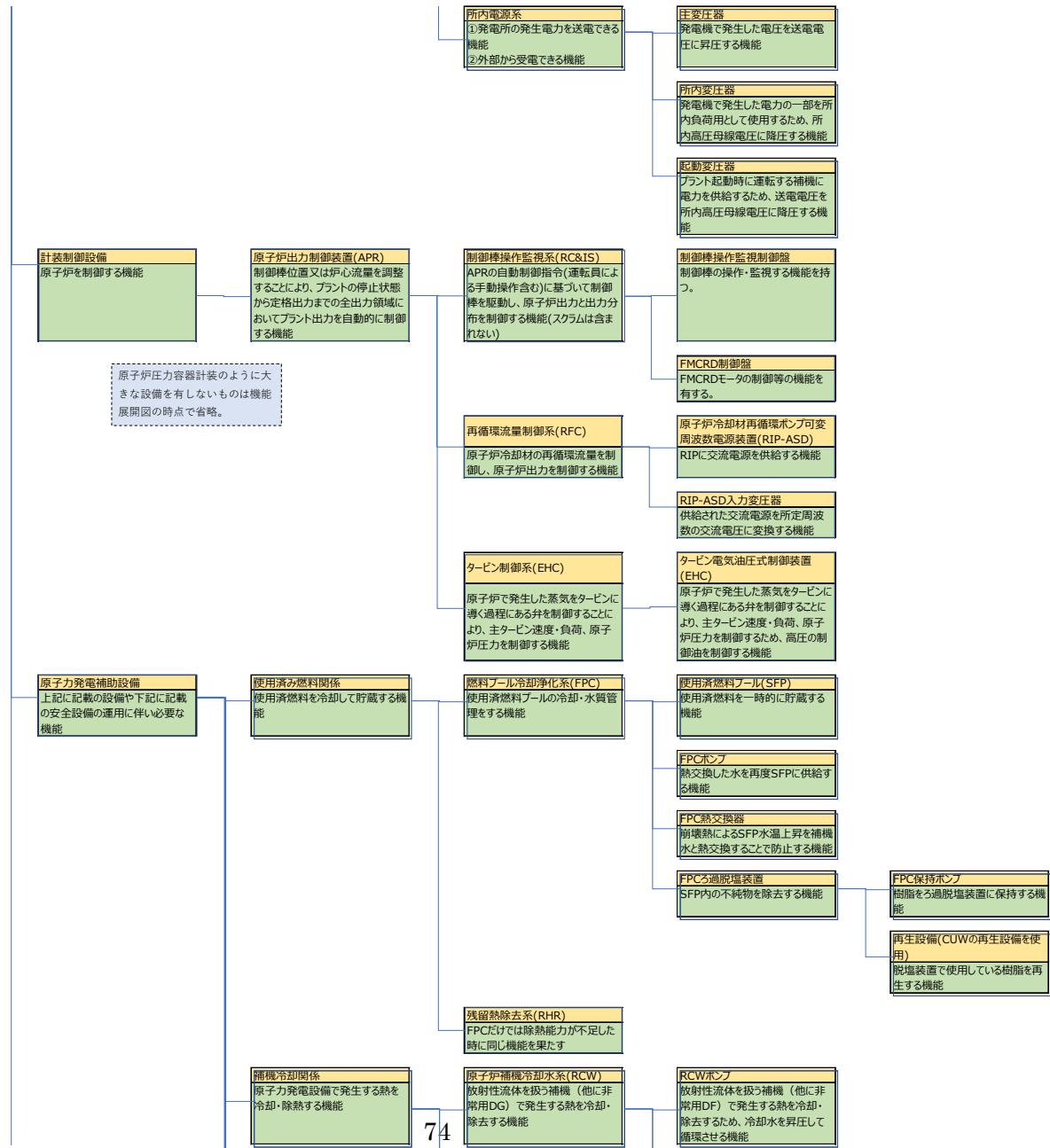


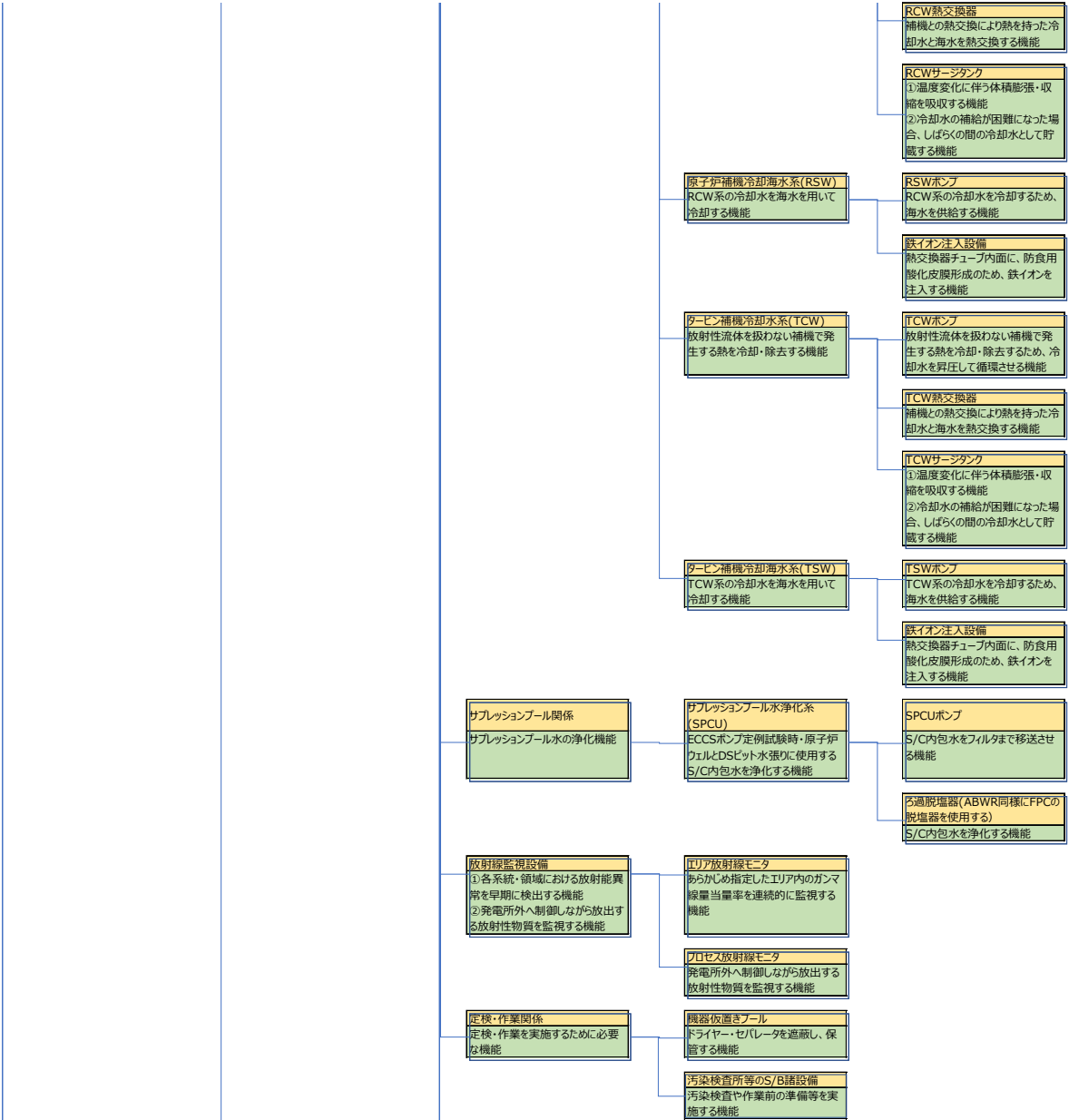


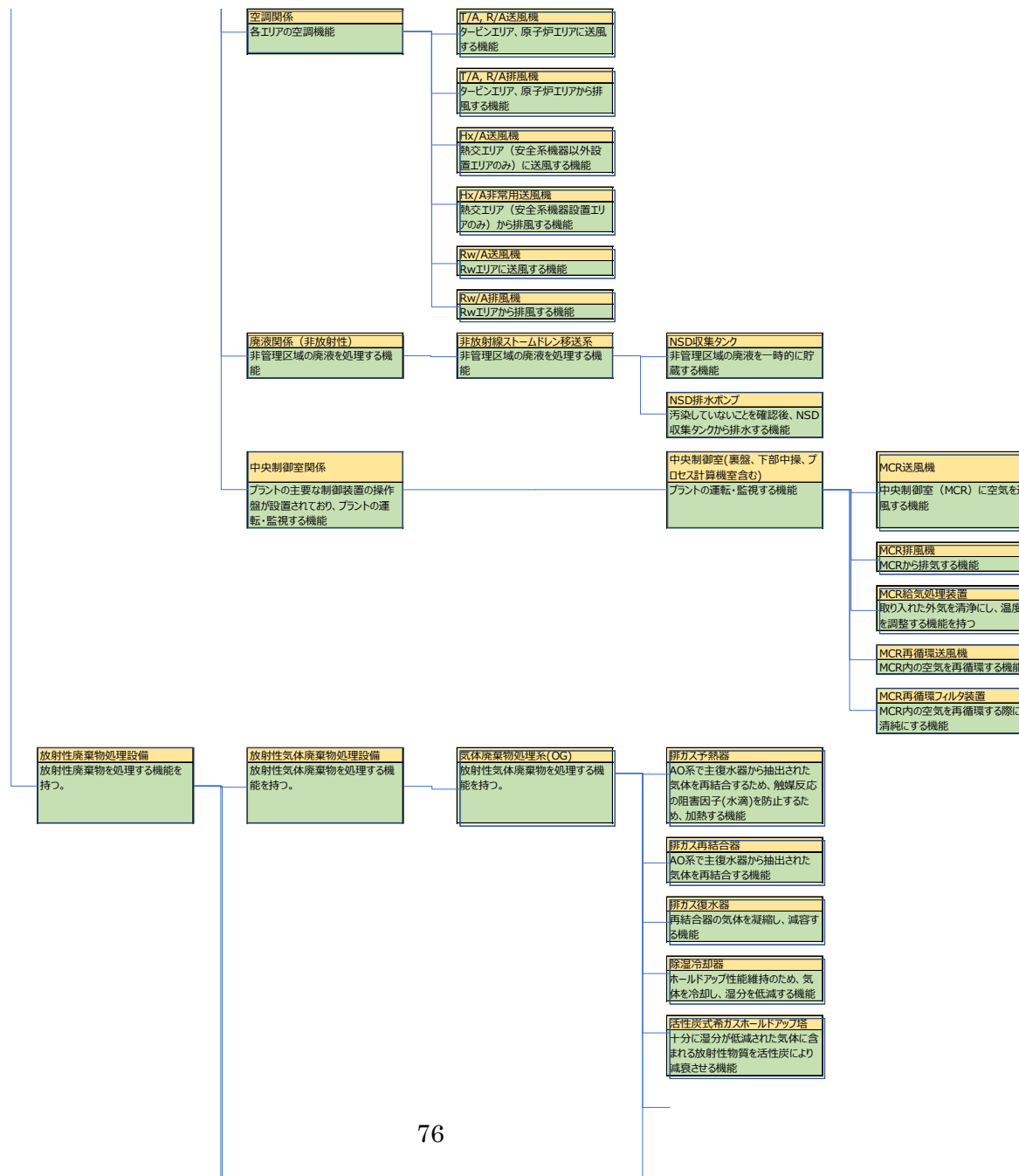


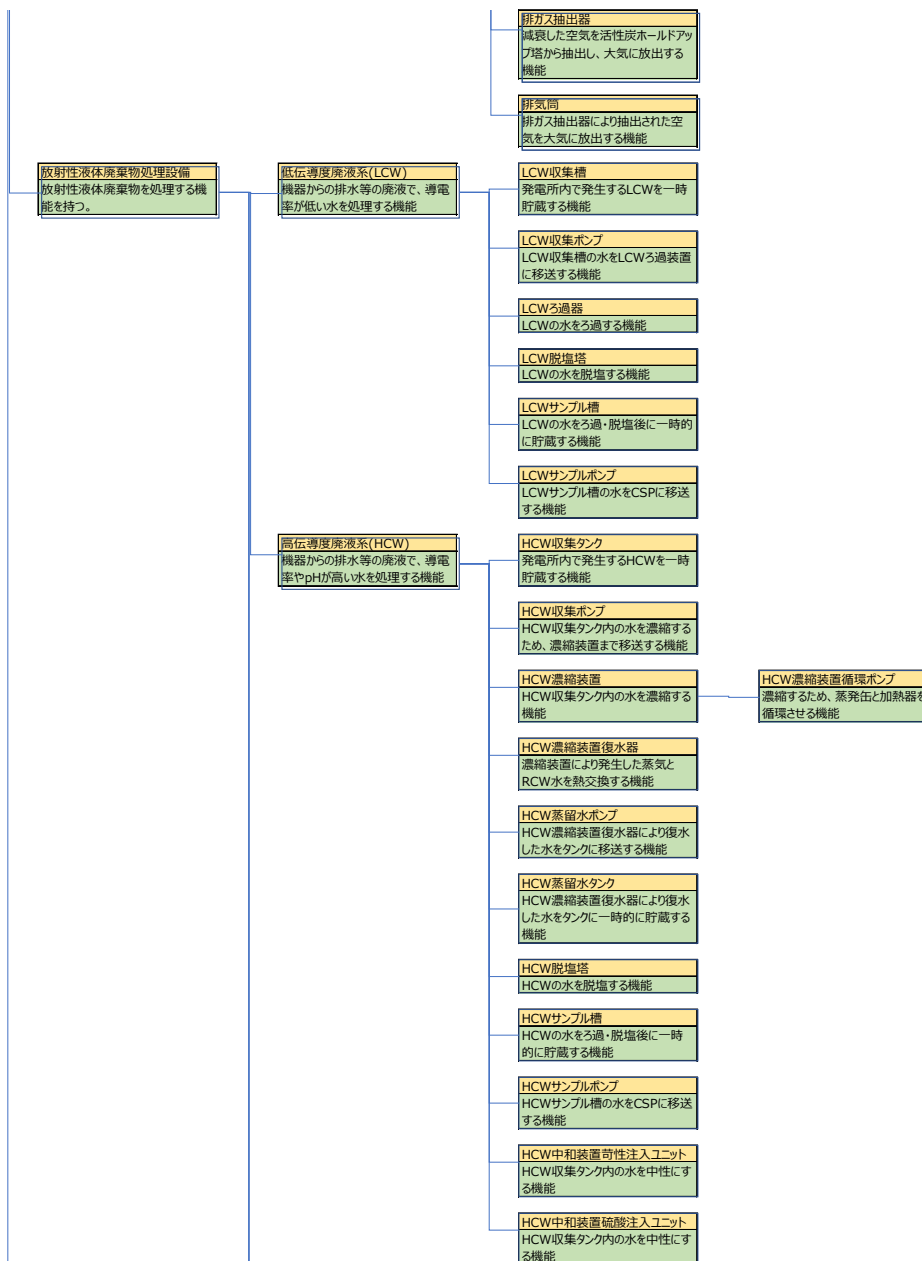


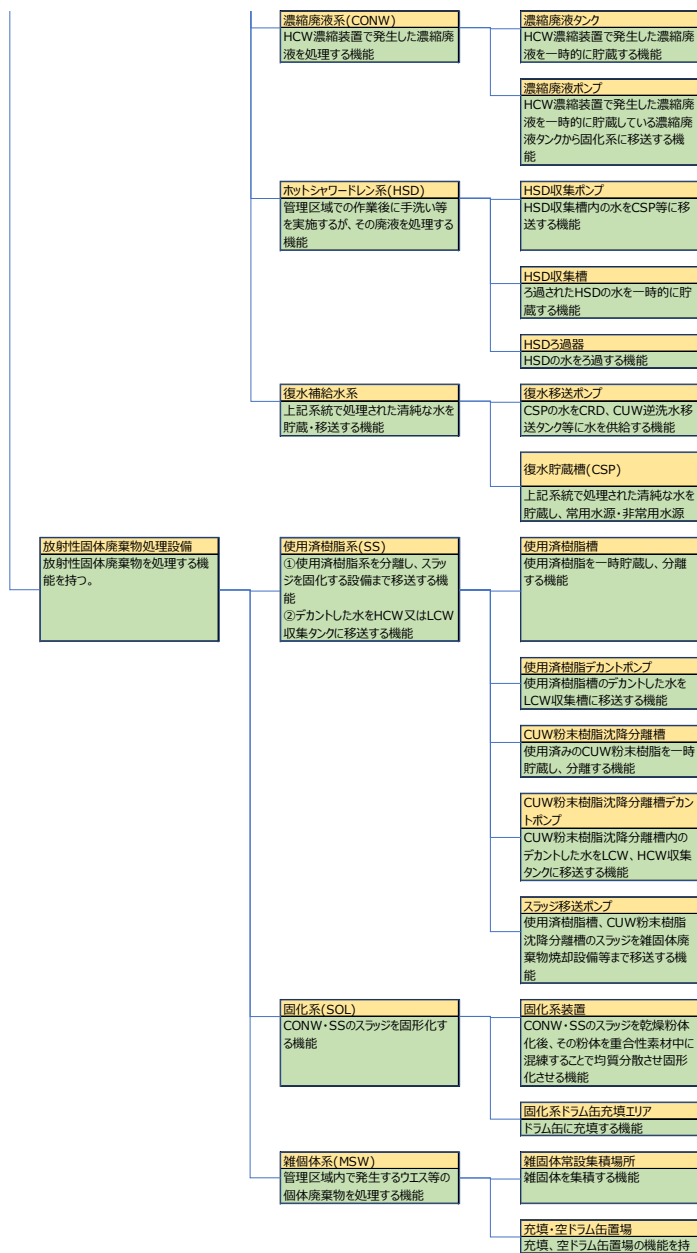


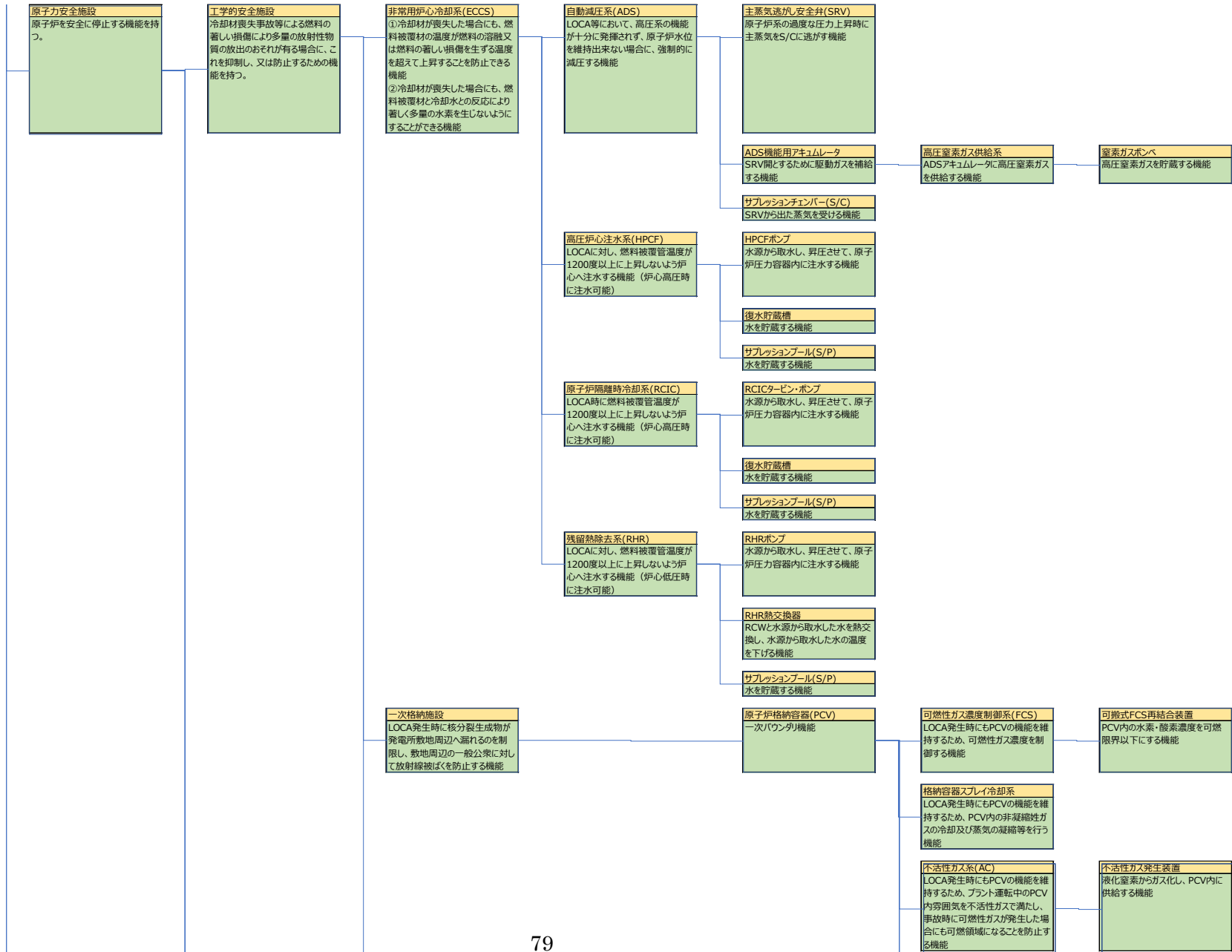


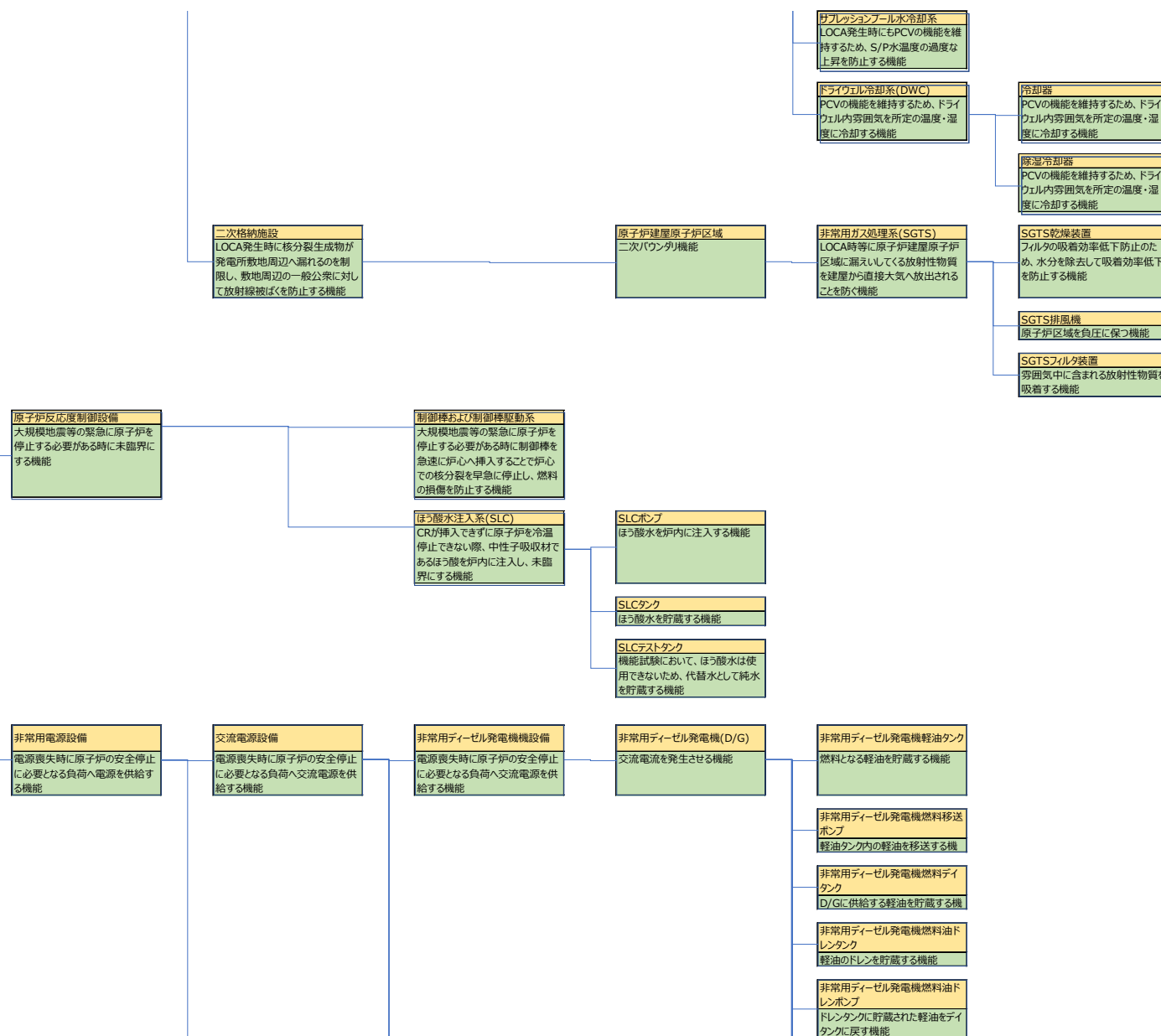




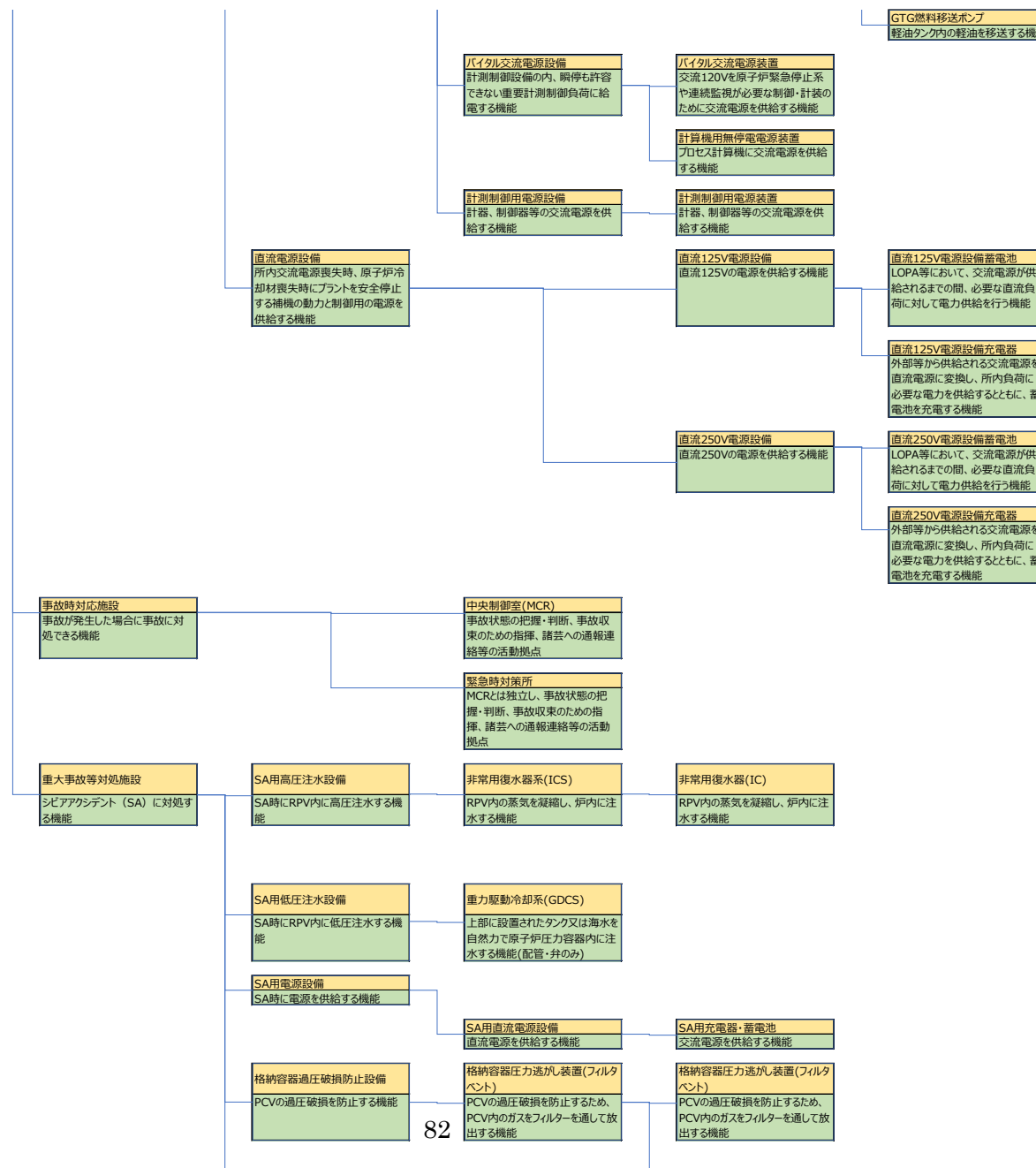


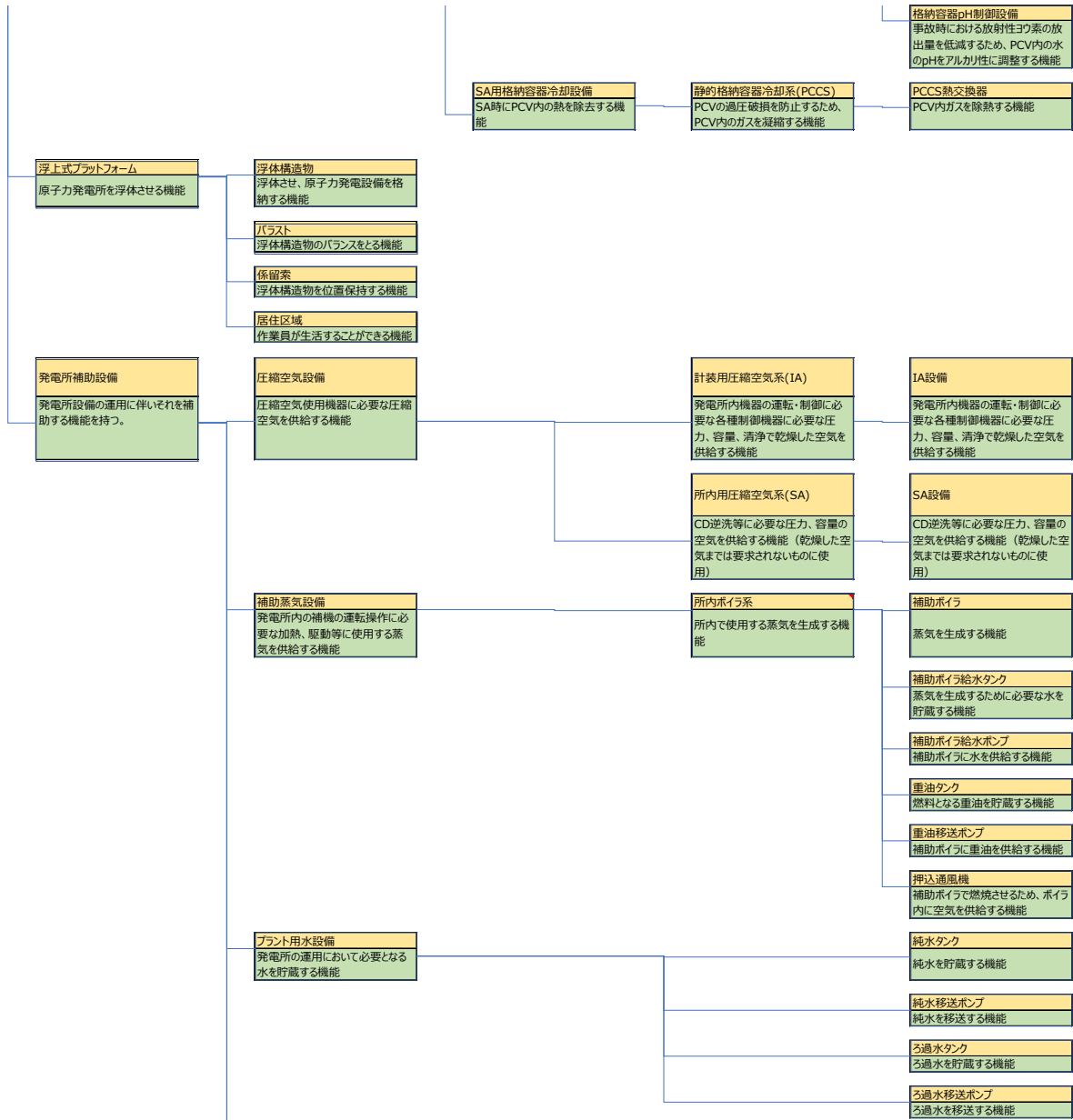


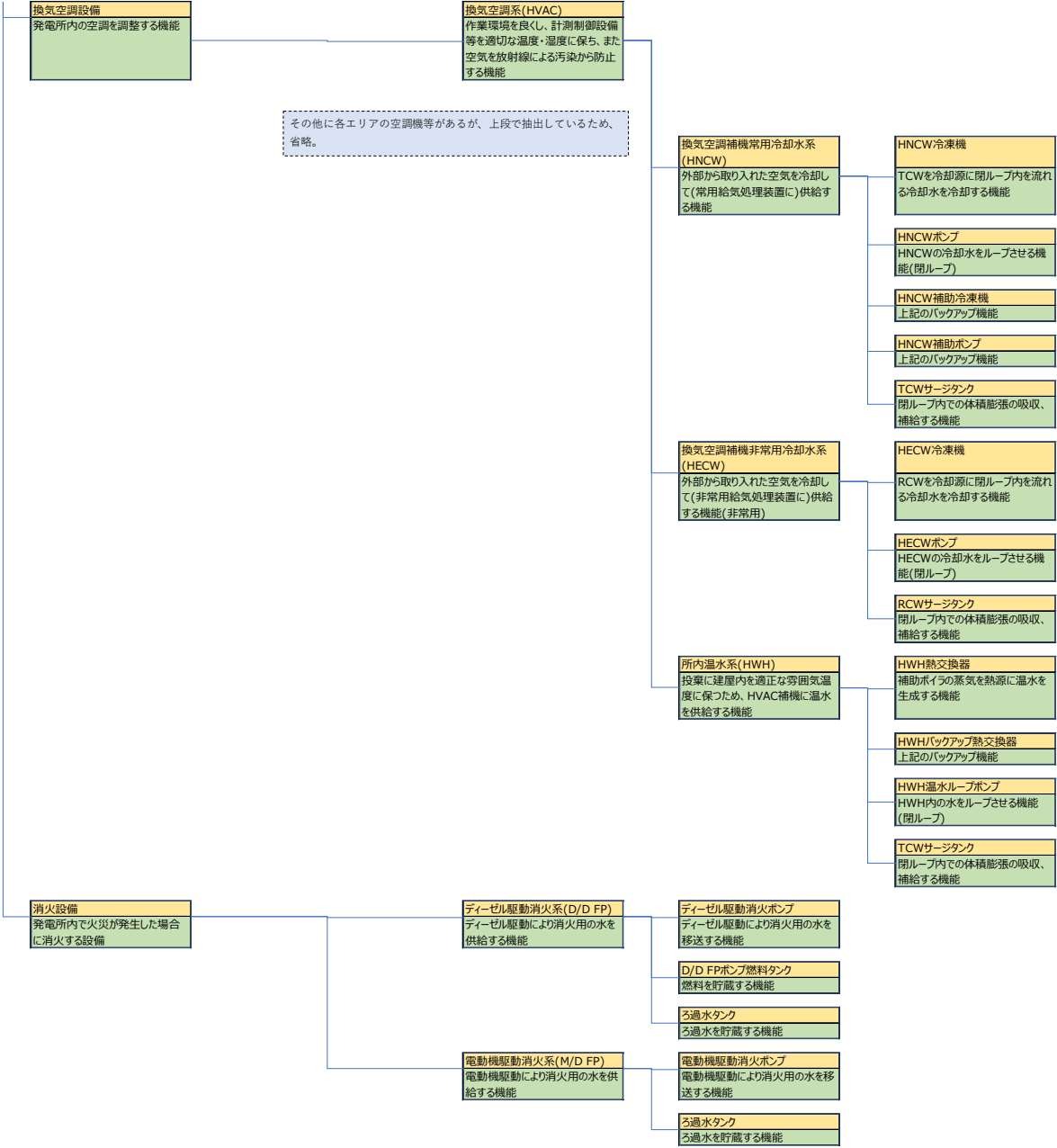












参考 2 設備リスト

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
原子力発電設備－蒸気発生設備 (原子炉冷却設備)						
1	—	原子炉圧力容器 (RPV)	○		1 個	1 プラントのため。
2	原子炉冷却材再循環系(RRS)	原子炉内蔵型再循環ポンプ(RIP)	○		4 台	ABWR-600 を参考に設定。
3	再循環ポンプモーター冷却水系(RMC)	再循環ポンプモーター冷却水系熱交換器	×	PCV 内に設置されており小さいため省略		
4	再循環ポンプモーター2 次シール系(RMISS)	—	×	可搬式タンク、ポンプを使用する系統のため、省略		
5	再循環ポンプモーターパージ水系(RMP)	—	×	CRD 系から高圧の水が供給されており、配管のみのため省略		
6	原子炉冷却材再循環系(RRS)	再循環ポンプ MG セット	○		4 台	RIP1 台に MG セットが 1 台とする (RIP の台数が少ないため、ABWR とは異なる)
7	制御棒および制御棒駆動系(CRD)	制御棒	×	RPV 内にあるものであり、配置検討の対象外とする		
8	制御棒および制御棒駆動系(CRD)	水圧制御ユニット(HCU)	○		60 台	制御棒本数が 120 本程度必要と考えられるため。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
9	制御棒および制御棒 駆動系(CRD)	制御棒駆動水ポンプ (CRD ポンプ)	○		8 台	区分分離数を 4 とすることとしたため。 各区分に 2 台設置する (予備 1 台)。
10	原子炉冷却材浄化系 (CUW)	CUW ポンプ	○		3 台	ABWR と同じように 50%容量 3 台設置し、オンラインメンテナンスを考慮しても 100%容量を確保することとしたため。
11	原子炉冷却材浄化系 (CUW)	CUW 再生熱交換器	○		3 基	50%容量 3 基設置し、オンラインメンテナンスを考慮しても 100%容量を確保することとしたため。
12	原子炉冷却材浄化系 (CUW)	CUW 非再生熱交換器	○		3 基	50%容量 3 基設置し、オンラインメンテナンスを考慮しても 100%容量を確保することとしたため (オンラインメンテナンス時に RCW1 区分が喪失した時にも 50%は機能確保)。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
13	原子炉冷却材浄化系 (CUW)	CUW ろ過脱塩器	○		3 基	ABWR と同じように 50%容量 3 基設置し、オンラインメンテナンス時にも 100%容量を確保することとしたため。
14	原子炉冷却材浄化系 (CUW)	CUW プリコートタンク	○		1 機	プリコートを保管するタンクのため、1 基で十分と考えた。
15	原子炉冷却材浄化系 (CUW)	CUW プリコートポンプ	×	プリコートタンク室内のに設置されており、小さいため省略(配置検討時には設備があることを考慮した広さにする)		
16	原子炉冷却材浄化系 (CUW)	CUW 保持ポンプ	○		2 台	1 度に 2 基の CUW ろ過脱塩器に保持操作を実施することはないとし、オンラインメンテナンスを考慮して 2 台設置
17	原子炉冷却材浄化系 (CUW)	CUW 逆洗水移送ポンプ	○		2 台	1 度に 2 基の逆洗操作を実施することはないとし、オンラインメンテナンスを考慮して 2 台設置
18	原子炉冷却材浄化系 (CUW)	CUW 逆洗用水タンク	×	プリコートタンク室内に設置されており、小さいため(配置検討時には設備があることを考慮した広さにする)		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
19	原子炉冷却材浄化系 (CUW)	CUW 逆洗水受タンク	○		1 基	逆洗水を保管するタンクのため、1 基で十分と考えた。
20	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	低圧復水ポンプ (LPCP)	○		3 台	50%容量を 3 台設置 (1 台予備)。
21	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	復水ろ過装置(CF)	○		4 基	ABWR と同じ台数に 1 基毎にオンラインメンテナンスを実施するとし、1 基追加。
22	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	CF 逆洗水移送ポンプ	○		2 台	逆洗水を Rw 設備に移送するためのポンプであり、ポンプのため、2 台設置 (オンラインメンテナンスも考慮)
23	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	CF 逆洗水受タンク	○		1 基	逆洗水を受けるタンクのため、1 基で十分と考えた。
24	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	復水脱塩装置(CD)	○		7 基	ABWR と同じ構成 (基数は変わらず、寸法が小さくなるとした) に 1 基毎にオンラインメンテナンスを実施するとし、1 基追加。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
25	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	高圧復水ポンプ (HPCP)	○		3 基	50%容量を 3 台設置 (1 台予備)。
26	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	低圧給水加熱器	×	復水器に含まれているとして扱う。	4 段 2 系列	給復水系の系統数を 2 系統とすることとしたため。
27	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	給水加熱器ドレンタンク	○		2 基	同上
28	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	給水加熱器ドレン冷却器	○		2 基	同上
29	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	高圧給水加熱器	○		2 段 2 系列	給復水系の系統数を 2 系統とすることとしたため。
30	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	電動機駆動原子炉給 水ポンプ(M/D RFP)	○		2 台	プラント起動、低負荷、非常時や通常運転と基の T/D RFP の予備の位置付けのため、1/4 容量を 2 台とした。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
31	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	タービン駆動原子炉 給水ポンプ(T/D RFP)	○		3 台	50%容量を 3 台設置 (1 台予備)。
32	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	給水ポンプタービン 主油タンク	○		2 基	T/D RFP100%容量である 2 台に供給できる 2 基を設置 (MOP は 2 基/本タンクと考える)
33	復水・給水系 (FDW)、給水加熱器 ベント及びドレン系	T/D RFP 主油ポンプ (MOP)	×	給水ポンプタービン主油タンクと同 部屋のため、一括して検討する		
原子力発電設備－発電設備						
34	主蒸気系 (MS)	主蒸気配管(MS 配管)	○		2 本	ABWR-600 を引用し、2 系統とすることとしたため。
35	主蒸気系 (MS)	主蒸気止め弁(MSV)	×	実質的に MS 配管に含まれるため省略		
36	主蒸気系 (MS)	主蒸気加減弁(CV)	×	同上		
37	主蒸気系 (MS)	組合せ中間弁	×	同上		
38	主蒸気系 (MS)	タービンバイパス弁	×	同上		
39	主蒸気系 (MS)	主蒸気隔離弁(MSIV)	×	同上		
40	主蒸気系 (MS)	主蒸気逃がし安全弁 (SRV)	×	同上		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
41	—	高圧タービン	○		2 基	タービンを 2 基にすることとしたため (詳細は 2021/10/28 打合せ資料参照)。
42	—	低圧タービン	○		2 基	同上
43	—	湿分分離器	○		2 基	同上
44	—	主復水器	○		2 胴	同上
45	—	湿分分離器ドレンタンク	×	湿分分離器の下に設置されており、寸法も小さいため、省略。		
46	循環水系	循環水ポンプ	○		4 台	4 方向から取水すると仮定した。
47	循環水系	循環水配管	○		4 本	同上
48	循環水系	取水口防塵設備	×	ホースを使用した取水と仮定する (参考 URL : https://www.trelleborg.com/en/fluid-handling/products-and-solutions/oil-transfer/water)。		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
49	循環水系	ボール補集器	×	寸法が公開されていないこと、循環水配管上に設置されていることから、配管ルートの上部空間をある程度確保できていれば、考慮していると扱えると考えられるため、対象外とする。		
50	循環水系	ボール循環ポンプ	×	ボール捕集器近傍にあり、小さいため、省略		
51	循環水系	ボール回収器	×	同上		
52	空気抽出系(AO)	主復水器真空ポンプ	○		2 台	復水器の数が 2 胴のため、最低 2 台必要。タービンの点検と同じタイミングで点検されるとし、オンラインメンテナンスを考慮した台数増は行わない (復水器は 1 サイクルに一度点検、本機器は 8 サイクルに一度点検)。
53	空気抽出系(AO)	起動停止用空気抽出器(起動停止用 SJAE)	×	(ABWR の場合) 主空気抽出器に付属するものであり、省略。		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
54	空気抽出系(AO)	主空気抽出器(主 SJAE)	○		2 基	復水器の数が 2 胴のため、最低 2 台必要。 タービンの点検と同じタイミングで点検されるとし、オンラインメンテナンスを考慮した基数増は行わない (タービンは 3 サイクルに一度点検、本機器は 10 サイクルに一度点検)。
55	タービン潤滑油系 (LO)	油洗浄装置	○		2 台	タービン 2 系列のため、最低 2 台必要。 タービンの点検と同じタイミングで点検されるとし、オンラインメンテナンスを考慮した基数増は行わない (タービンは 3 サイクルに一度点検、本機器は 6 サイクルに一度点検)。
56	タービン潤滑油系 (LO)	主油タンク	×	油洗浄装置と同部屋であり小さいため省略する (配置検討時には設備を考慮した広さにする)		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
57	タービングランド蒸気系(TGS)	グランド蒸気蒸化器	○		2 基	タービン 2 系列のため、最低 2 台必要。 タービンの点検と同じタイミングで点検されるとし、オンラインメンテナンスを考慮した基数増は行わない (タービンは 3 サイクルに一度点検、本機器は 6 サイクルに一度点検)。
58	タービングランド蒸気系(TGS)	グランド蒸気蒸化器 給水ポンプ	×	ポンプが小さいこと、また寸法が公開されていないことから省略		
59	タービングランド蒸気系(TGS)	グランド蒸気復水器	○		2 基	タービン 2 系列のため、最低 2 台必要。 タービンの点検と同じタイミングで点検されるとし、オンラインメンテナンスを考慮した基数増は行わない (タービンは 3 サイクルに一度点検、本機器は 6 サイクルに一度点検)。
60	タービングランド蒸気系(TGS)	グランド蒸気排風機	×	グランド蒸気復水器上部に設置されており、小さいため省略		
61	—	発電機	○		2 基	タービン 2 系列のため。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
62	相分離母線(IPB)	相分離母線冷却装置	×	寸法が公開されていないこと、発電機からタービンからの母線の間に設置されるもので、母線を考慮することで装置もある程度考慮されているとして、省略		
63	発電機ガス系	—	×	発電機水素ガス乾燥器とポンベのみであり、小さいため省略		
64	発電機密封油系	発電機密封油系密封油ポンプ	○		2 台	復水器の数が 2 基のため、最低 2 台必要。 発電機の点検と同じタイミングで点検されるとし、オンラインメンテナンスを考慮した基数増は行わない。
65	発電機密封油系	発電機密封油系真空ポンプ	×	同上 本計等の各設備自体は小さいため、一式として扱う (代表として、発電機密封油系封油ポンプに「○」を記載)		
66	発電機密封油系	発電機密封油系非常用密封油ポンプ	×	同上		
67	発電機密封油系	発電機密封油系真空槽	×	同上		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
68	発電機密封油系	発電機密封油系拡大槽	×	同上		
69	発電機密封油系	発電機密封油系空気抽出槽	×	同上		
70	固定子冷却水系	固定子冷却装置 (貯水槽・ポンプ・冷却器・フィルタ)	○		2 台	復水器の数が 2 基のため、最低 2 台必要。 発電機の点検と同じタイミングで点検されるとし、オンラインメンテナンスを考慮した基数増は行わない。
71	所内電源系	主変圧器	○		1 基	既設炉同様の基数とした。
72	所内電源系	所内変圧器	○		2 基	既設炉同様の基数とした。
73	所内電源系	起動変圧器	○		1 基	既設炉同様の基数とした。
原子力発電設備－計装制御設備						
74	—	原子炉出力制御装置 (APR)	×	中操内に設置されるものであり、本件等では中操一括で検討するため		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
75	制御棒操作監視系 (RC&IS)	制御棒操作監視制御 盤	×	同上		
76	制御棒操作監視系 (RC&IS)	FMCRD 制御盤	○		4 部屋 (制御 盤室の 部屋 数)	区分分離数を 4 とすることとした ため。
77	再循環流量制御系 (RFC)	原子炉冷却材再循環 ポンプ可変周波数電 源装置(RIP-ASD)	○		4 台	RIP4 台のため。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
	再循環流量制御系 (RFC)	RIP-ASD 入力変圧器	○		4 基	RIP1 台に 1 基とする (RIP の台数が少ないため、ABWR とは異なる)
79	タービン制御系 (EHC)	タービン電気油圧式 制御装置(EHC)	○		1 基	1 基で制御する。
原子力発電設備－原子力発電補助設備						
80	燃料プール冷却浄化 系(FPC)	使用済燃料プール (SFP)	○		1 個	既設炉と同じ構造とする。
81	燃料プール冷却浄化 系(FPC)	FPC ポンプ	○		2 台	2 系列で構成するため、100%容量 を 2 台設置 (2 系列)。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
82	燃料プール冷却浄化系(FPC)	FPC 熱交換器	○		4 基	2 系列で構成するため、50%容量を 4 基設置 (2 系列)。 ↑100%容量 2 基でもよいが、今回は ABWR と同様にした。
83	燃料プール冷却浄化系(FPC)	FPC ろ過脱塩装置	○		2 基	2 系列で構成するため、100%容量を 2 台設置。
84	燃料プール冷却浄化系(FPC)	FPC 保持ポンプ	○		2 台	2 系列で構成するため、100%容量を 2 台設置。
85	原子炉補機冷却水系(RCW)	RCW ポンプ	○		8 台	区分分離数を 4 とすることとしたため。 各区分に 2 台設置する (予備 1 台)。
86	原子炉補機冷却水系(RCW)	RCW 熱交換器	○		8 基	区分分離数を 4 とすることとしたため。 各区分に 2 基設置する (予備 1 台)。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
87	原子炉補機冷却水系 (RCW)	RCW サージタンク	○		4 基	区分分離数を 4 とすることとしたため。 各区分に 1 基設置する。
88	原子炉補機冷却海水系(RSW)	RSW ポンプ	○		8 台	区分分離数を 4 とすることとしたため。 各区分に 2 台設置する (予備 1 台)。
89	原子炉補機冷却海水系(RSW)	鉄イオン注入設備	×	近年、火力では注入しないプラントもあり、同様に今回は注入しないこととする。		
90	タービン補機冷却水系(TCW)	TCW ポンプ	○		3 台	50%容量を 3 台設置 (1 台予備)。
91	タービン補機冷却水系(TCW)	TCW 熱交換器	○		3 基	50%容量を 3 台設置 (1 台予備)。
92	タービン補機冷却水系(TCW)	TCW サージタンク	○		1 台	1 台で十分と判断した。
93	タービン補機冷却海水系(TSW)	TSW ポンプ	○		3 台	50%容量を 3 台設置 (1 台予備)。
94	タービン補機冷却海水系(TSW)	鉄イオン注入設備	×	近年、火力では注入しないプラントがあり、同様に今回は注入しないこととする。		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
95	サプレッションプ ール水浄化系(SPCU)	SPCU ポンプ	○		1 台	既設炉と同様、1 台とした。
96	エリア放射線モニタ	—	×	検出器、現場警報装置、現場ユニッ ト、中操監視ユニットで構成される が、小さいため省略(中操設置の盤は 中操で考慮)		
97	プロセス放射線モニ タ	—	×	同上		
98	機器仮置きプール	—	○		1 個	既設炉と同じ構造とする。
99	汚染検査所等の S/B 諸設備	—	○			
100	空調関係	T/A, R/A 送風機	○		4 台	ABWR と同様の構成とした。
101	空調関係	T/A, R/A 排風機	○		4 台	同上
102	空調関係	Hx/A 送風機	○		2 台	予備 1 基と考え 2 基とした。
103	空調関係	Hx/A 非常用送風機	○		4 台	区分分離数を 4 とすることとした ため。 各区分に 1 台設置する (予備 1 台)。
104	空調関係	Rw/A 送風機	○		2 台	予備 1 基と考え 2 基とした。
105	空調関係	Rw/A 排風機	○		2 台	同上

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
106	非放射線ストームド レン移送系(NSD)	NSD 収集タンク	○		2 基	予備 1 基と考え 2 基とした。
107	非放射線ストームド レン移送系(NSD)	NSD 排水ポンプ	×	タンクと同じエリアにあるため省略 (配置検討時には設備があることを 考慮した広さにする)		
108	—	中央制御室(裏盤、下 部中操、プロセス計 算機室含む)	○		1 部屋 (中央 制御室 の部屋 数)	ABWR と同様の構成とした。
109	—	MCR 送風機	○		2 台	同上 (ただし、それぞれは位置的分 散を図る)
110	—	MCR 排風機	○		2 台	同上
111	—	MCR 給気処理装置	○		2 台	同上

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
112	—	MCR 再循環送風機	○		2 台	同上
113	—	MCR 再循環フィルタ 装置	○		2 台	同上
原子力発電設備－放射性廃棄物処理設備						
114	気体廃棄物処理系 (OG)	排ガス予熱器	○		1 台	復水器 2 胴から合流したものが流入すると考えるため、最低 1 台必要。 復水器の点検と同じタイミングで点検されるとし、オンラインメンテナンスを考慮した基数増は行わない (復水器は 3 サイクルに一度点検、本機器は 10 サイクルに一度開放点検・非破壊試験)。
115	気体廃棄物処理系 (OG)	排ガス再結合器	×	排ガス予熱器と同じ部屋に設置されているため省略(配置検討時には設備があることを考慮した広さにする)		
116	気体廃棄物処理系 (OG)	排ガス復水器	×	同上		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
117	気体廃棄物処理系 (OG)	除湿冷却器	×	同上		
118	気体廃棄物処理系 (OG)	活性炭式希ガスホー ルドアップ塔	○		4 塔	復水器 2 胴から合流したものが流入すると考えるため、ABWR と同じ構成とする場合、最低 4 塔必要。復水器の点検と同じタイミングで点検されるとし、オンラインメンテナンスを考慮した基数増は行わない (復水器は 3 サイクルに一度点検、本機器は 10 サイクルに一度開放点検・非破壊試験)。
119	気体廃棄物処理系 (OG)	排ガス抽出器	○		1 台	復水器 2 胴から合流したものが流入すると考えるため、ABWR と同じ構成とする場合、最低 4 塔必要。 復水器の点検と同じタイミングで点検されるとし、オンラインメンテナンスを考慮した基数増は行わない。
120	気体廃棄物処理系 (OG)	排気筒	○		1 塔	既設炉同様に 1 塔とした。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
121	低伝導度廃液系 (LCW)	LCW 収集槽	○		2 基	ABWR での台数とオンラインメン テナンスを考慮し、2 台とした。
122	低伝導度廃液系 (LCW)	LCW 収集ポンプ	○		2 台	同上
123	低伝導度廃液系 (LCW)	LCW ろ過器	○		2 基	同上

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
124	低伝導度廃液系 (LCW)	LCW 脱塩塔	○		2 基	同上
125	低伝導度廃液系 (LCW)	LCW サンプル槽	○		2 基	同上
126	低伝導度廃液系 (LCW)	LCW サンプルポンプ	○		2 台	同上

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
127	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW 収集タンク	○		3 基	ABWR での台数とオンラインメン テナンスを考慮し、3 基とした。
128	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW 収集ポンプ	○		3 台	同上
129	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW 濃縮装置	○		2 基	ABWR での台数とオンラインメン テナンスを考慮し、2 基とした。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
130	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW 濃縮装置循環 ポンプ	○		2 台	同上
131	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW 濃縮装置復水 器	○		2 基	同上
132	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW 蒸留水ポンプ	○		2 台	同上

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
133	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW 蒸留水タンク	○		2 基	同上
134	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW 脱塩塔	○		2 基	同上

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
135	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW サンプル槽	○		2 基	同上
136	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW サンプルポン プ	○		2 台	同上
137	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW 中和装置苛性 注入ユニット	○		1 台	常時起動している設備ではないた め、オンラインメンテナンスの考慮 までは不要とした。
138	高伝導度廃液系 (HCW)	HCW 中和装置硫酸 注入ユニット	○		1 台	同上

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
139	濃縮廃液系(CONW)	濃縮廃液タンク	○		2 基	ABWR での台数とオンラインメンテナンスを考慮し、2 基とした。
140	濃縮廃液系(CONW)	濃縮廃液ポンプ	○		2 台	同上
141	ホットシャワードレン系(HSD)	HSD 収集ポンプ	○		2 台	同上
142	ホットシャワードレン系(HSD)	HSD 収集槽	○		2 基	同上
143	ホットシャワードレン系(HSD)	HSD ろ過器	○		2 基	同上

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
144	復水補給水系	復水移送ポンプ	○		3 台	ABWR での台数とオンラインメンテナンスを考慮し、3 台とした。
145	復水補給水系	復水貯蔵槽(CSP)	○		1 基	タンク 1 基で十分と判断した。
146	使用済樹脂系(SS)	使用済樹脂槽	○		2 基	ABWR での台数とオンラインメンテナンスを考慮し、2 基とした。
147	使用済樹脂系(SS)	使用済樹脂デカント ポンプ	○		2 台	同上
148	使用済樹脂系(SS)	CUW 粉末樹脂沈降 分離槽	○		2 基	同上

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
149	使用済樹脂系(SS)	CUW 粉末樹脂沈降 分離槽デカントポン プ	○		2 台	同上
150	使用済樹脂系(SS)	スラッジ移送ポンプ	○		2 台	同上
151	固化系(SOL)	固化系装置	○		1 部屋	本検討では、固化系については、細 分化させず、装置一式として検討す るため、部屋数として、1 部屋とし た。
152	固化系(SOL)	固化系ドラム缶充填 エリア	○		1 部屋	同上
153	雑個体系(MSW)	雑固体常設集積場所	○		1 部屋	集積場所は、1 部屋で発生する量の スペースを確保するため。
154	雑個体系(MSW)	充填・空ドラム缶置 場	○		1 部屋	同上
原子力安全施設						

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
155	自動減圧系(ADS)	ADS 機能用アキュム レータ	×	PCV 内に設置されており小さいため 省略		
156	高圧窒素ガス供給系	窒素ガスボンベ	×	R/B オペフロに設置されており、小 さいため省略		
157	高圧炉心注水系 (HPCF)	HPCF ポンプ	○		2 台	区分分離数を 4 とし、その内 2 区 分に設置することとしたため。
158	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	RCIC タービン・ポ ンプ	○		2 台	同上
159	残留熱除去系(RHR)	RHR ポンプ	○		4 台	区分分離数を 4 にするため。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
160	残留熱除去系(RHR)	RHR 熱交換器	○		4 基	同上
161	—	原子炉格納容器 (PCV)	○		1 個	原子炉圧力容器 1 個のため。
162	可燃性ガス濃度制御 系(FCS)	可搬式 FCS 再結合装 置	○		4 台	区分分離数を 4 にするため。
163	不活性ガス系(AC)	不活性ガス発生装置	○		1 基	毎定検で原子炉格納容器の外観点検 を実施するため、それにあわせて装 置の点検も実施することとし、1 基 で十分とした。
164	ドライウェル冷却系 (DWC)	冷却器	×	D/W 内にあるため省略		
165	ドライウェル冷却系 (DWC)	除湿冷却器	×	同上		
166	非常用ガス処理系 (SGTS)	SGTS 乾燥装置	○		4 台	区分分離数を 4 にするため。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
167	非常用ガス処理系 (SGTS)	SGTS 排風機	○		4 台	同上
168	非常用ガス処理系 (SGTS)	SGTS フィルタ装置	○		4 台	同上
169	ほう酸水注入系 (SLC)	SLC ポンプ	○		4 台	同上
170	ほう酸水注入系 (SLC)	SLC タンク	○		4 基	同上
171	ほう酸水注入系 (SLC)	SLC テストタンク	×	SLC タンク脇にあり小さいため省略 (配置検討時には設備があることを考 慮した広さにする)		
172	非常用ディーゼル発 電機機設備	非常用ディーゼル発 電機(D/G)	○		4 基	区分分離数を 4 にするため。
173	非常用ディーゼル発 電機機設備	非常用ディーゼル発 電機軽油タンク	○		4 基	K7 はタンク 2 基で D/G3 台として いるが、D/G1 台に 1 基とした。
174	非常用ディーゼル発 電機機設備	非常用ディーゼル発 電機燃料移送ポンプ	×	軽油タンク近傍にあり、小さいため 省略 (軽油タンクは D/G より高い位 置に設置するため、実質不要)		
175	非常用ディーゼル発 電機機設備	非常用ディーゼル発 電機燃料デイトンク	○		4 基	D/G1 基につき、1 基設置

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
176	非常用ディーゼル発電機機設備	非常用ディーゼル発電機燃料油ドレンタンク	×	DG 室内に設置されており、小さいため(配置検討時には設備があることを考慮した広さにする)		
177	非常用ディーゼル発電機機設備	非常用ディーゼル発電機燃料油ドレンポンプ	×	DG 室内に設置されており、小さいため(配置検討時には設備があることを考慮した広さにする)		
178	非常用ディーゼル発電機機設備	空気圧縮機	○		4 基	D/G1 基につき、1 基設置
179	非常用ディーゼル発電機機設備	起動用空気貯槽	○		4 基	同上
180	非常用ディーゼル発電機機設備	送風機	○		4 部屋	同上
181	非常用ディーゼル発電機機設備	給気処理装置	○		4 部屋	同上
182	非常用ディーゼル発電機機設備	非常用送風機	○		4 部屋	同上
183	非常用ディーゼル発電機機設備	非常用給気処理装置	○		4 部屋	同上
184	非常用ディーゼル発電機機設備	排風機	○		4 部屋	同上

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
185	非常用ディーゼル発電機機設備	排気サイレンサ	○		4 基	同上
186	非常用ディーゼル発電機機設備	潤滑油冷却器	×	・ DG 室内に設置されており、小さいため(配置検討時には設備があることを考慮した広さにする)		
187	非常用ディーゼル発電機機設備	潤滑油加熱器	×	同上		
188	非常用ディーゼル発電機機設備	潤滑油フライミングポンプ	×	同上		
189	非常用ディーゼル発電機機設備	潤滑油補給タンク	×	同上		
190	非常用ディーゼル発電機機設備	潤滑油補給ポンプ	×	同上		
191	非常用ディーゼル発電機機設備	清水膨張タンク	×	同上		
192	非常用ディーゼル発電機機設備	機関付清水ポンプ	×	同上		
193	非常用ディーゼル発電機機設備	清水加熱器	×	同上		
194	非常用ディーゼル発電機機設備	清水加熱器ポンプ	×	同上		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
195	非常用ディーゼル発電機設備	清水冷却器	×	同上		
196	ガスタービン発電機設備	ガスタービン発電機 (GTG)	○		4 基	区分分離数を 4 にするため。
197	ガスタービン発電機設備	GTG 軽油タンク	○		4 基	同上
198	ガスタービン発電機設備	GTG 燃料移送ポンプ	×	軽油タンク近傍にあり、小さいため省略		
199	バイタル交流電源設備	バイタル交流電源装置	○		4 台	区分分離数を 4 にするため。
200	バイタル交流電源設備	計算機用無停電電源装置	×	計測制御用電源装置に纏める		
201	計測制御用電源設備	計測制御用電源装置	○		4 部屋	区分分離数を 4 にするため。
202	直流 125V 電源設備	直流 125V 電源設備蓄電池	○		4 部屋	区分分離数を 4 にするため。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
203	直流 125V 電源設備	直流 125V 電源設備 充電器	×	直流 125V 電源設備蓄電池に纏める		
204	直流 250V 電源設備	直流 250V 電源設備 蓄電池	○		4 台	区分分離数を 4 にするため。
205	直流 250V 電源設備	直流 250V 電源設備 充電器	×	直流 250V 電源設備蓄電池に纏める		
206	緊急時対策所	—	○		1 部屋	1 箇所で十分と判断した。
207	非常用復水器系(ICS)	非常用復水器(IC)	○		2 基	SA の区分分離数を 2 にするため。
208	重力駆動冷却系 (GDSCS)	—	○	配管と弁だけで構成されるため、レイアウトではこの 2 つを検討	2 基	同上
209	SA 用直流電源設備	SA 用充電器・蓄電池	○		2 台	SA の区分分離数を 2 にするため。
210	格納容器圧力逃がし 装置(フィルタベン ト)	格納容器圧力逃がし 装置(フィルタベン ト)	○		2 基	同上
211	格納容器圧力逃がし 装置(フィルタベン ト)	格納容器 pH 制御設 備	○		2 基	同上
212	静的格納容器冷却系 (PCCS)	PCCS 熱交換器	○		2 基	同上
浮体式プラットフォーム						

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
213	浮体構造物	—	○		1 基	1 つの発電所のため。
214	バラスト	—	○		—	—
215	係留索	—	○		12 本	3 方向に 4 本ずつと仮定したため。
216	居住区域	—	○		1 区域	本検討では、。
発電所補助設備						
217	計装用圧縮空気系 (IA)	IA 設備	○		安全系 用 : 4	安全系用として、4 基 非安全系用として、2 基
					非安全 系用 : 2	
219	所内用圧縮空気系 (SA)	SA 設備	○		2 基	予備 1 基と考え 2 基とした。 (SLC 攪拌は IA で実施とする)
220	所内ボイラ系	補助ボイラ	○		1 部屋	

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
221	所内ボイラ系	補助ボイラ給水タンク	×	所内ボイラ系一括として考える(代表として、補助ボイラ欄に○をした)		
222	所内ボイラ系	補助ボイラ給水ポンプ	×	同上		
223	所内ボイラ系	重油タンク	×	同上		
224	所内ボイラ系	重油移送ポンプ	×	同上		
225	所内ボイラ系	押込通風機	×	同上		
226	プラント用水設備	純水タンク	○		2 基	多重性確保のため、2 基とする。
227	プラント用水設備	純水移送ポンプ	×	タンクに近くに小さいポンプが設置されるもののため、省略		
228	プラント用水設備	ろ過水タンク	○		2 基	多重性確保のため、2 基とする。
229	プラント用水設備	ろ過水移送ポンプ	×	タンクに近くに小さいポンプが設置されるもののため、省略		

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○ : 対象、 × : 対象外	根拠 (× の場合のみ)		
230	換気空調補機常用冷却水系(HNCW)	HNCW 冷凍機	○		1 部屋	ABWR と同じ構成とした。
231	換気空調補機常用冷却水系(HNCW)	HNCW ポンプ	○			
232	換気空調補機常用冷却水系(HNCW)	HNCW 補助冷凍機	○		1 部屋	同上
233	換気空調補機常用冷却水系(HNCW)	HNCW 補助ポンプ	○			
234	換気空調補機非常用冷却水系(HECW)	HECW 冷凍機	○		4 部屋	区分分離数を 4 にするため。

No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
235	換気空調補機非常用 冷却水系(HECW)	HECW ポンプ	○			
236	所内温水系(HWH)	HWH 熱交換器	○		1 部屋	ABWR と同じ構成とした。
237	所内温水系(HWH)	HWH バックアップ 熱交換器	○			
238	所内温水系(HWH)	HWH 温水ループポ ンプ	○			
239	ディーゼル駆動消火 系(D/D FP)	ディーゼル駆動消火 ポンプ	○		2 台	予備 1 台を確保。
240	ディーゼル駆動消火 系(D/D FP)	D/D FP ポンプ燃料 タンク	×	D/D FP ポンプと同部屋のため省略 (配置検討時には設備があることを 考慮した広さにする)		

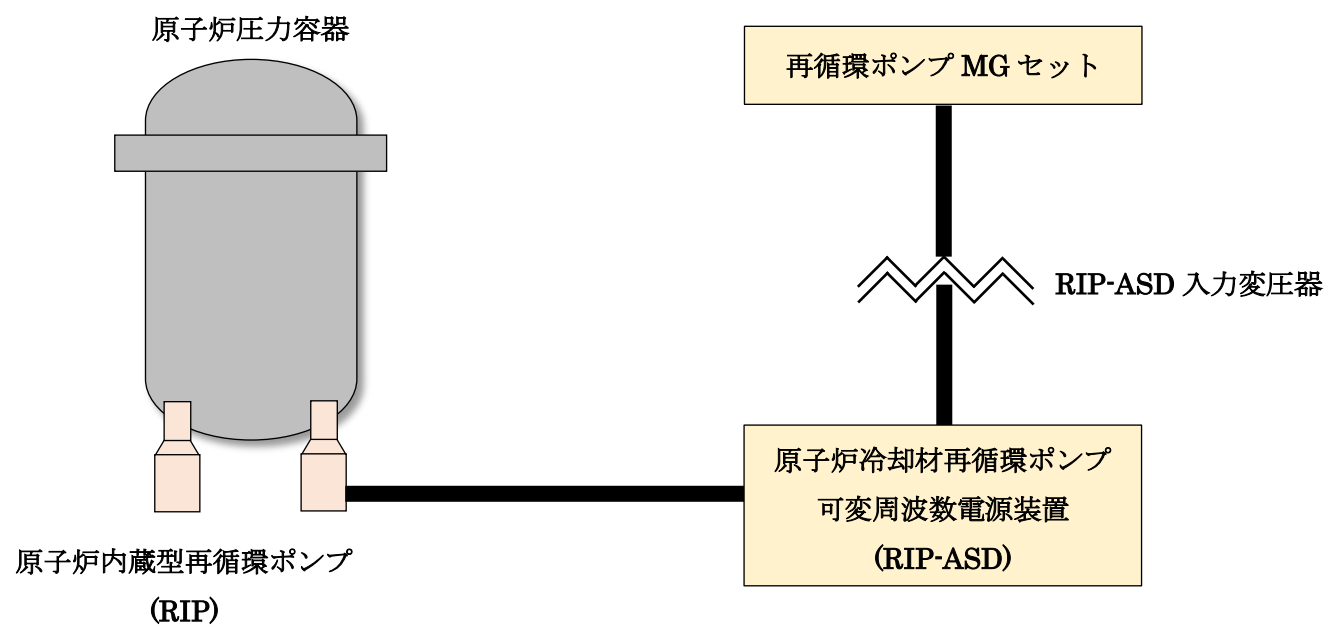
No.	系統 (基本的に機能展開図 Level 5 を記載)	設備名 (基本的に機能展開図 Level 6～8)	配置検討の対象とするか (小さい設備は省略)		台数とその根拠	
			判定結果 ○：対象、 ×：対象外	根拠 (×の場合のみ)		
241	電動機駆動消火系 (M/D FP)	電動機駆動消火ポン プ	○		2 台	予備 1 台を確保。

参考 3 各系統の概略系統図

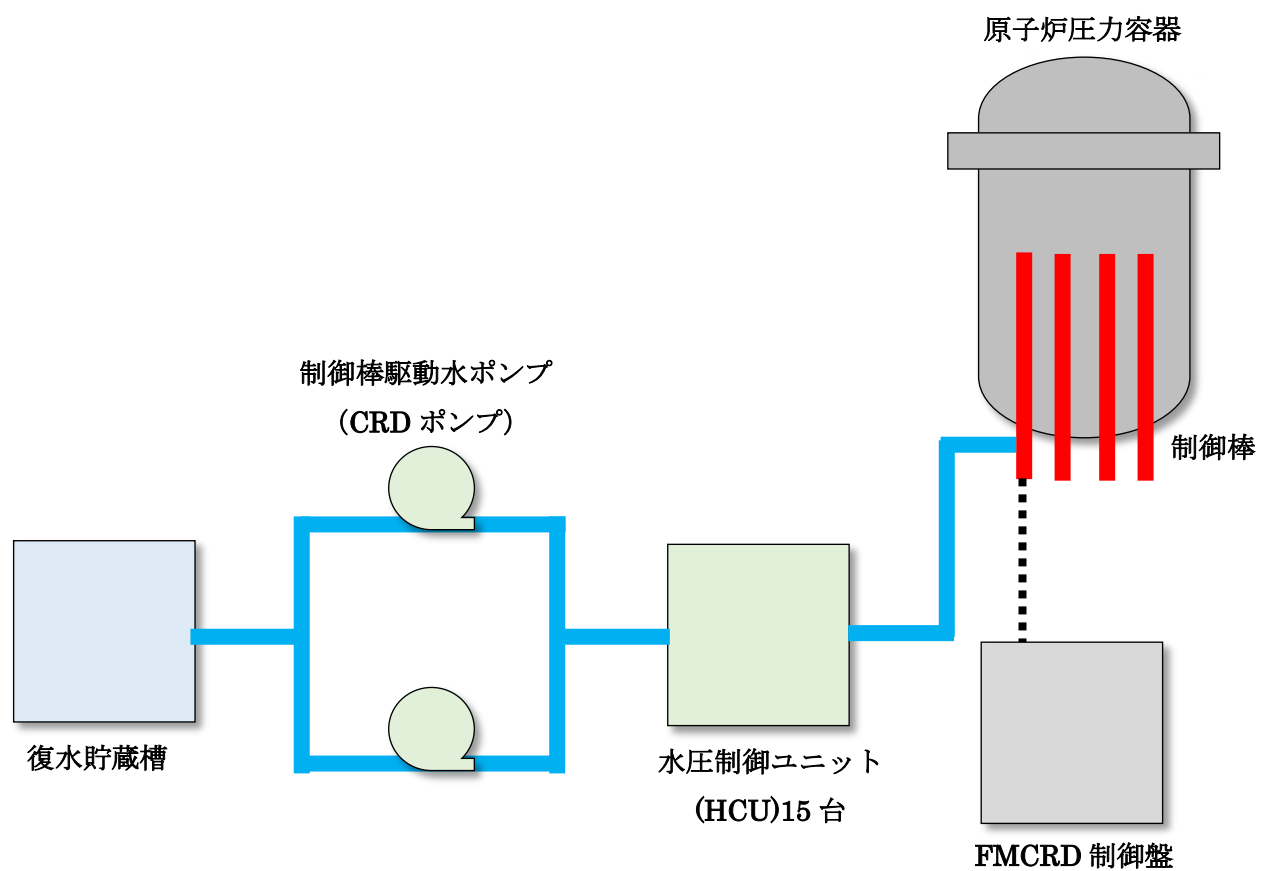
本書は、各系統（設備リストで「配置検討の対象とした設備がある系統のみ」）の概略系統図を示すものである。なお、以下に示す系統については、省略している。

- ・ タービン電気油圧式制御装置(EHC)
- ・ タービン潤滑油系
- ・ 発電機密封油系
- ・ 固定子冷却水系
- ・ サプレッションプール水浄化系(SPCU)
- ・ SA 用直流電源設備
- ・ 所内ボイラ系
- ・ プラント用水設備

原子炉冷却材再循環系 (RRS) ・再循環流量制御系(RFC)

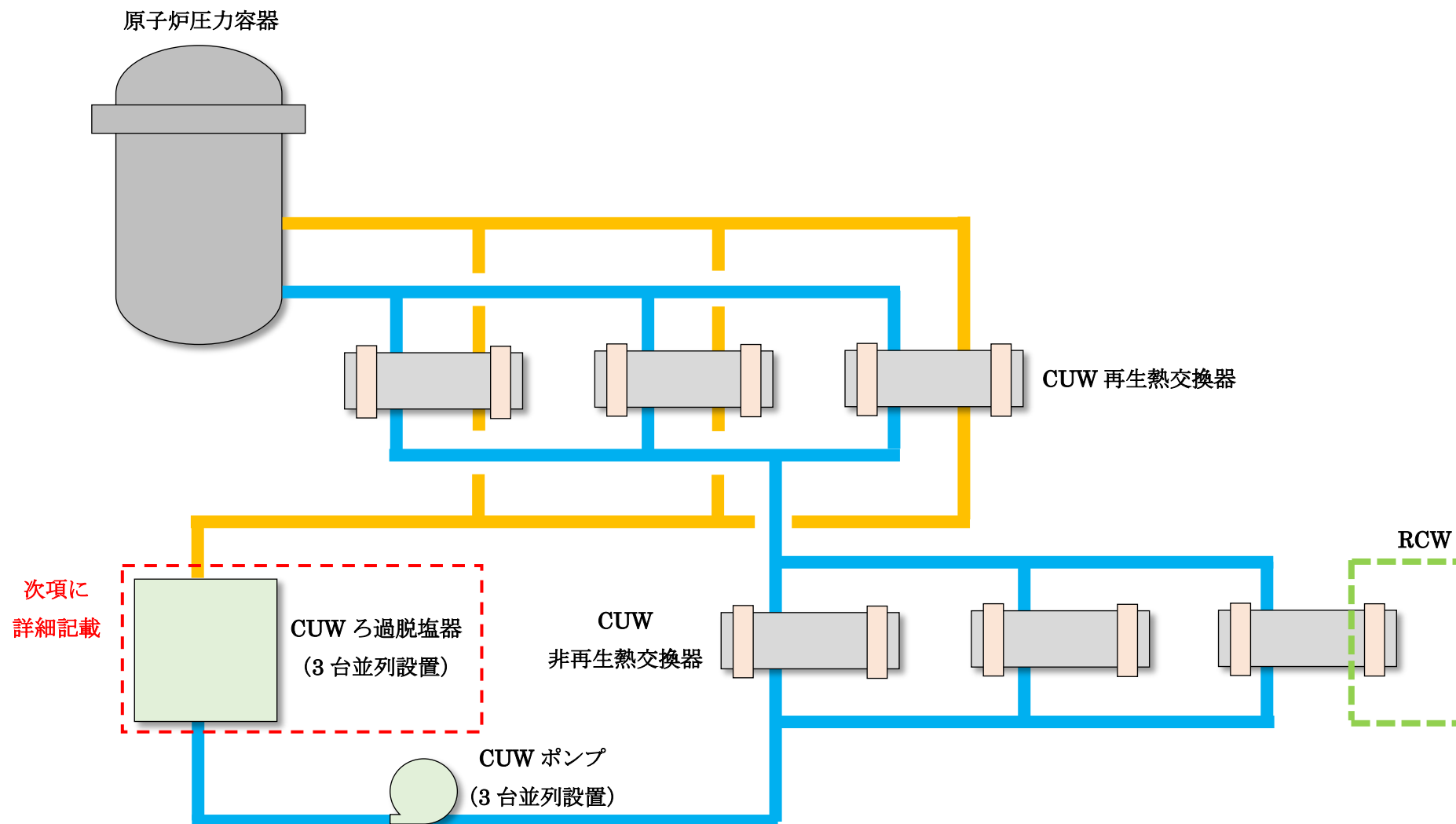


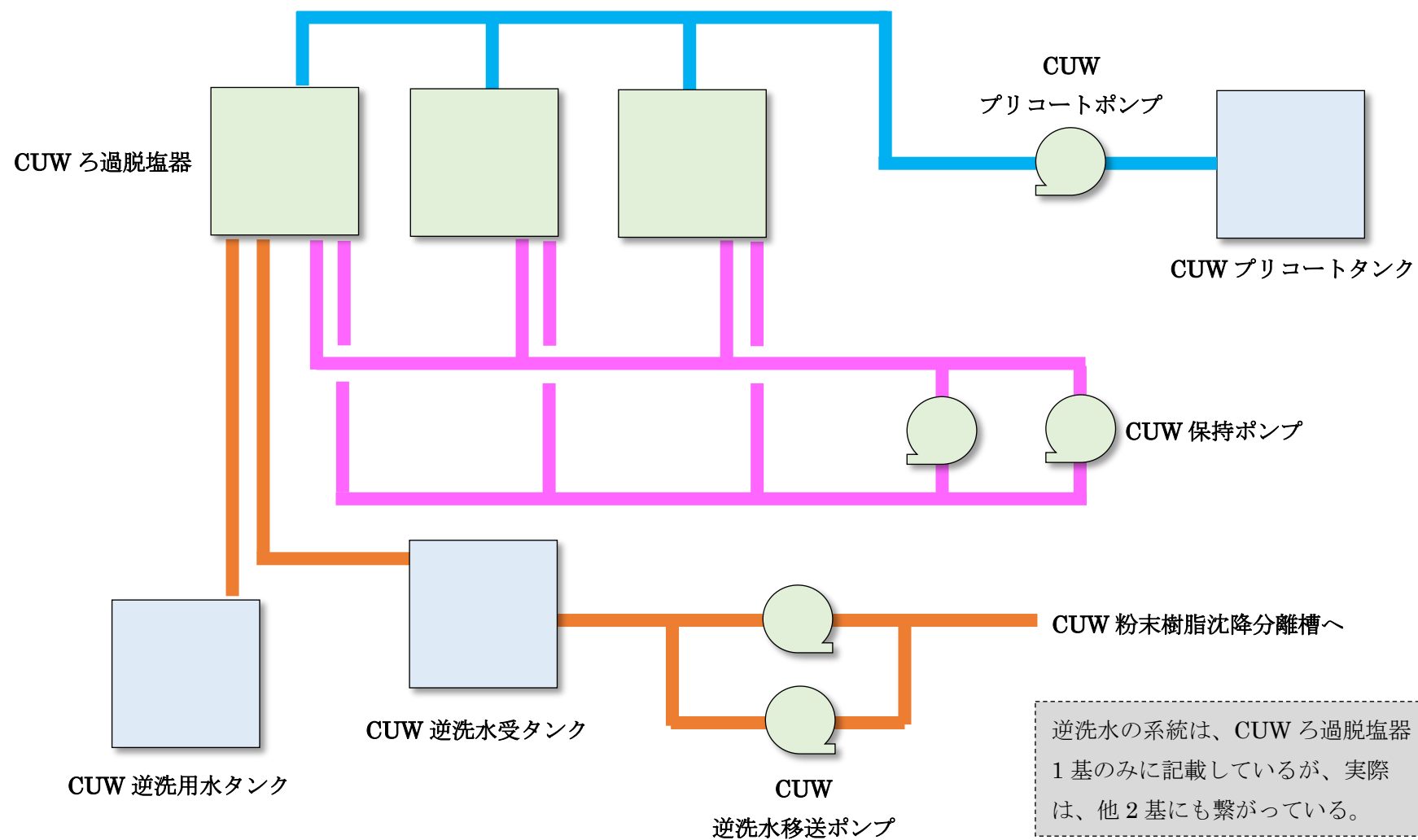
制御棒・制御棒駆動系 (CRD) ・制御棒操作監視系(RC&IS)



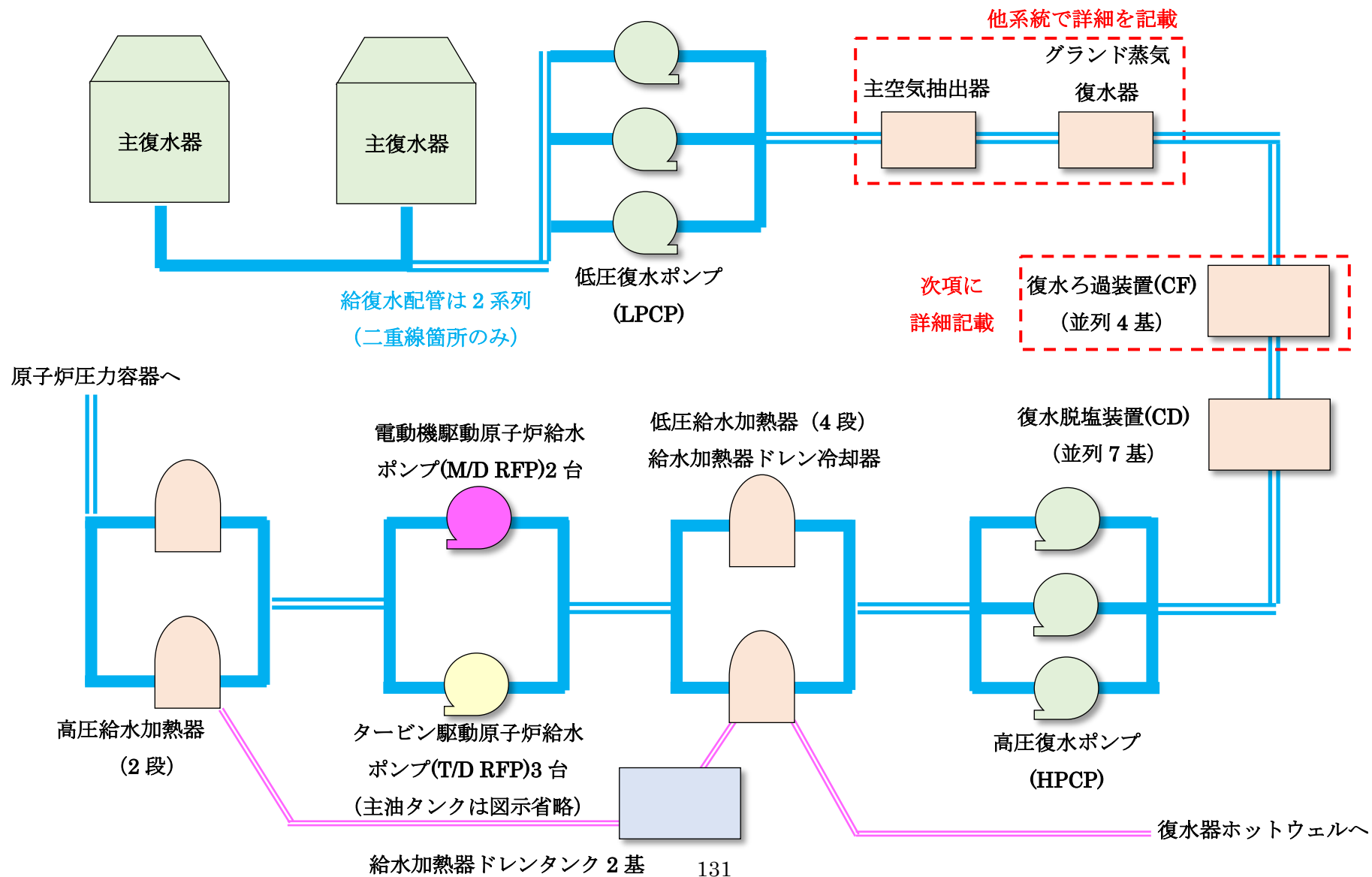
1 区分のみ記載。

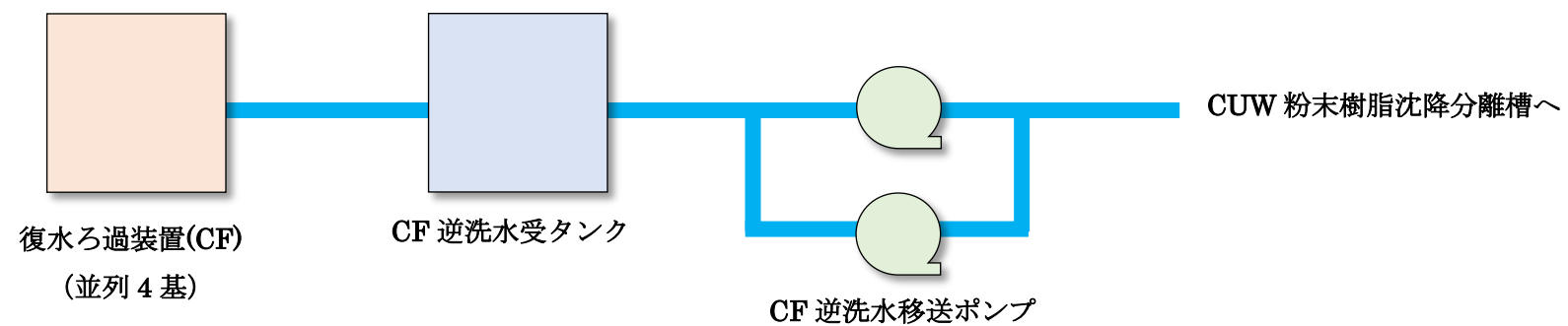
原子炉冷却材浄化系 (CUW)



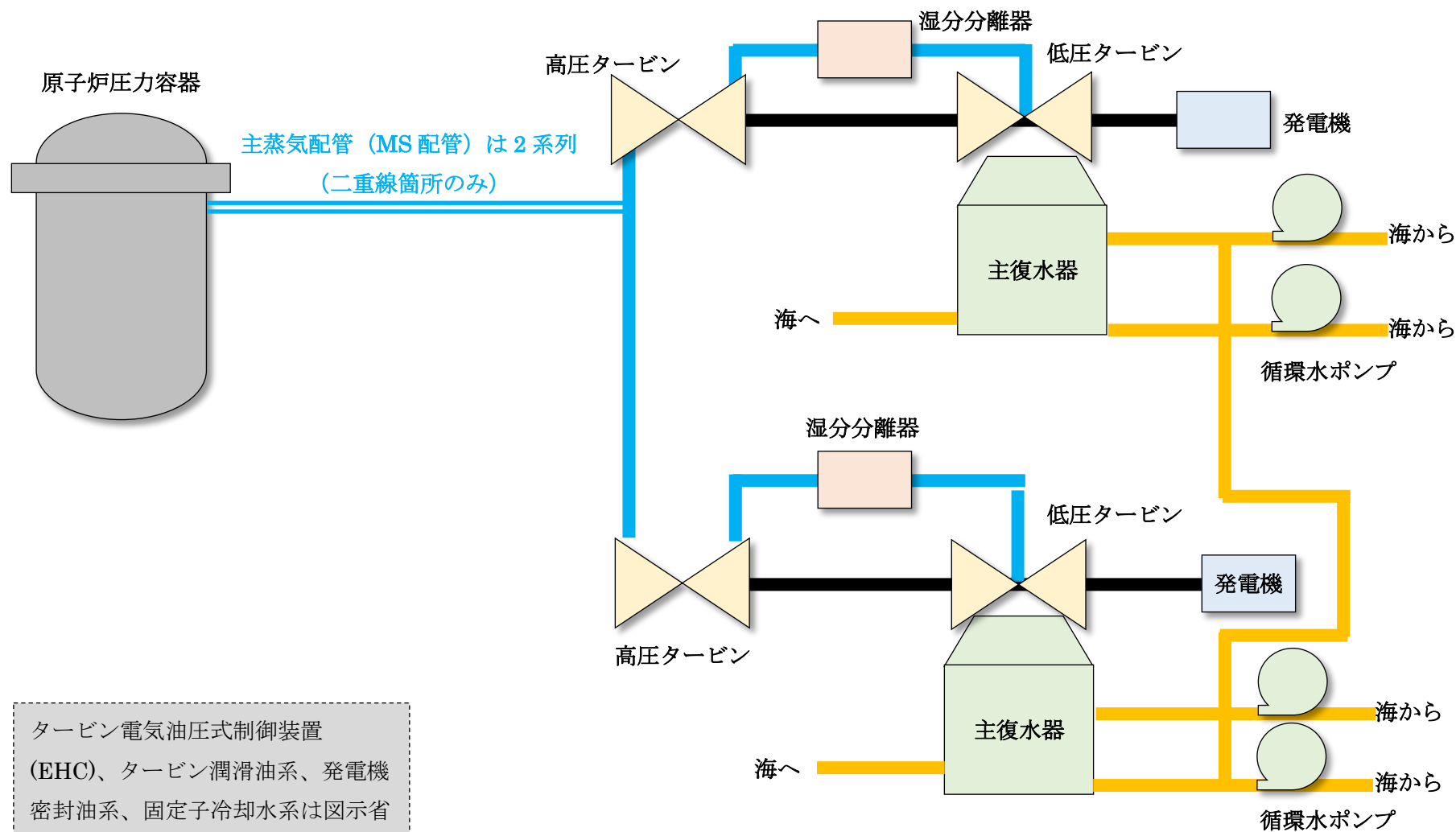


復水・給水系(FDW)、給水加熱器ベント及びドレン系

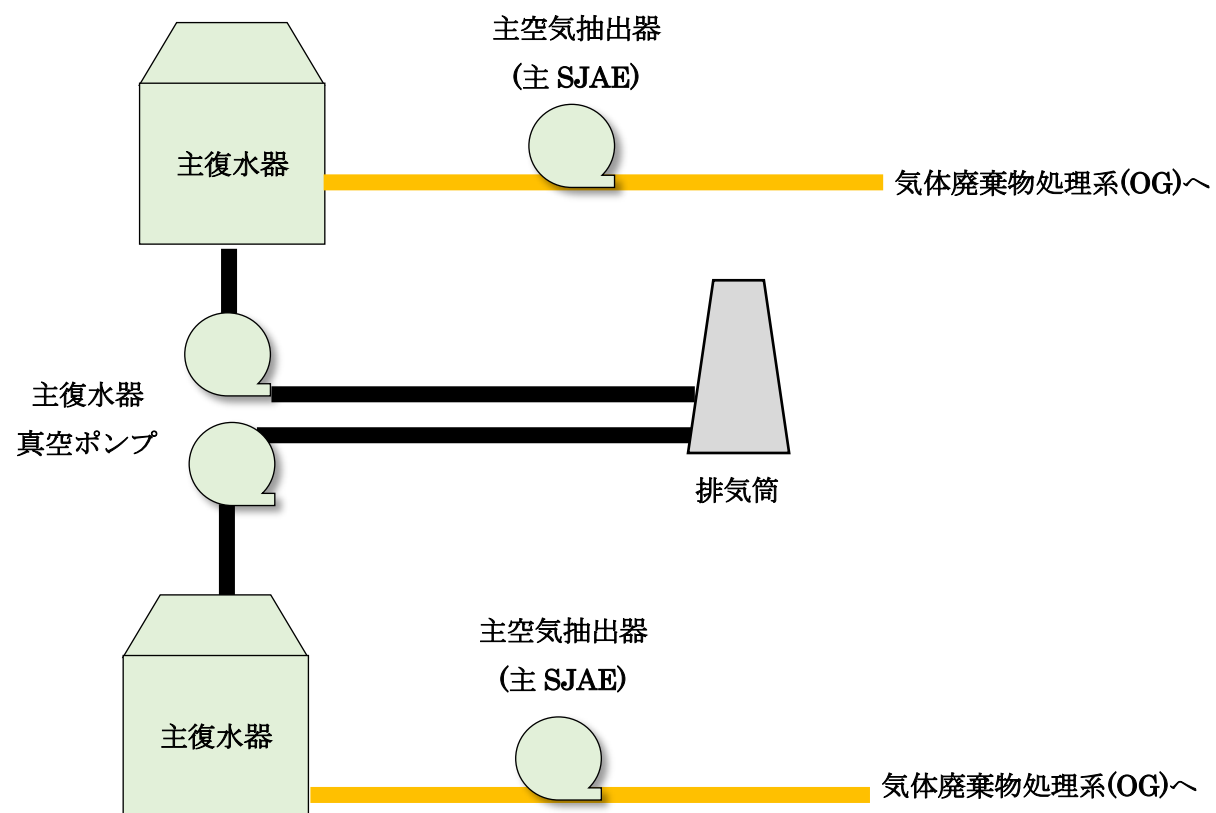


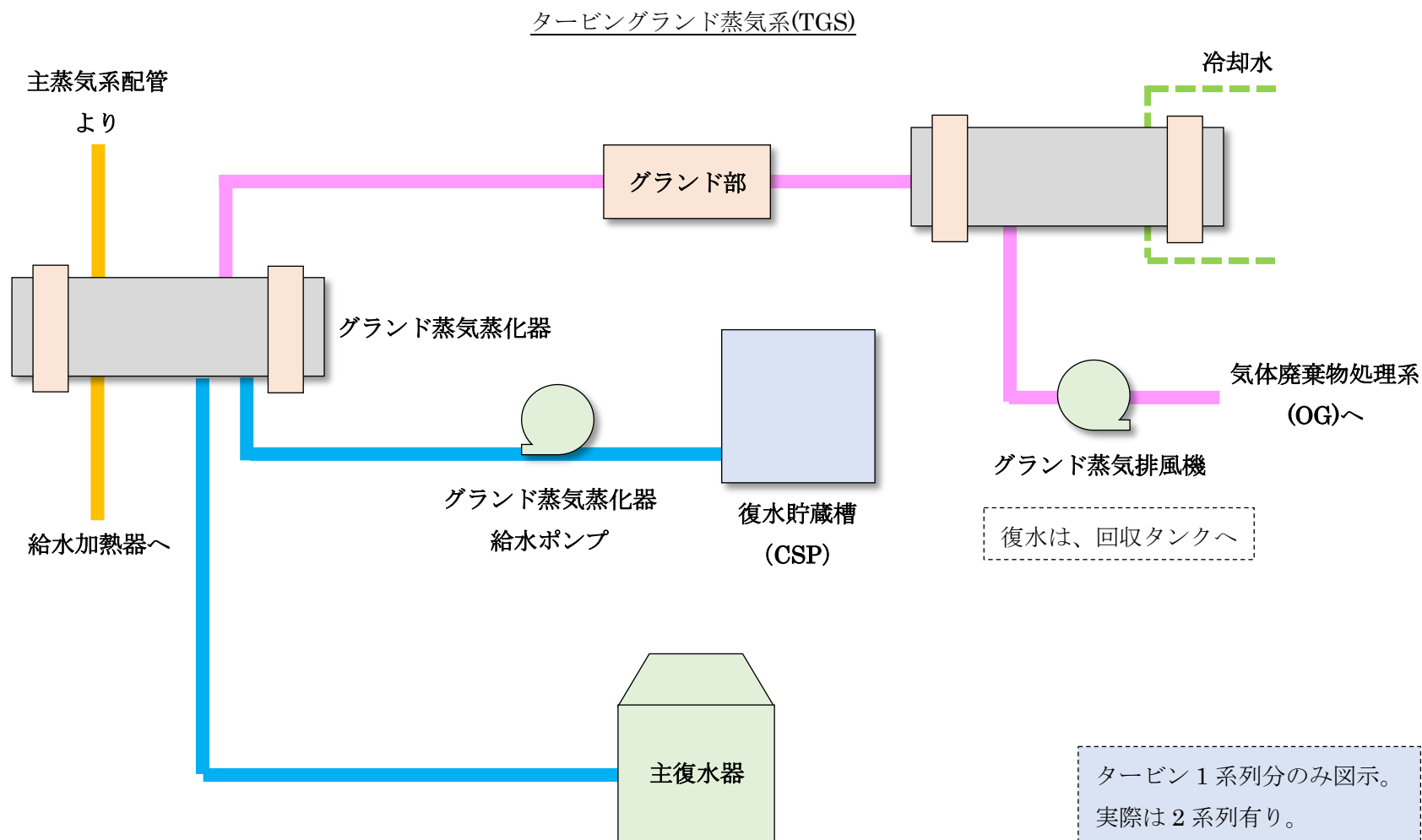


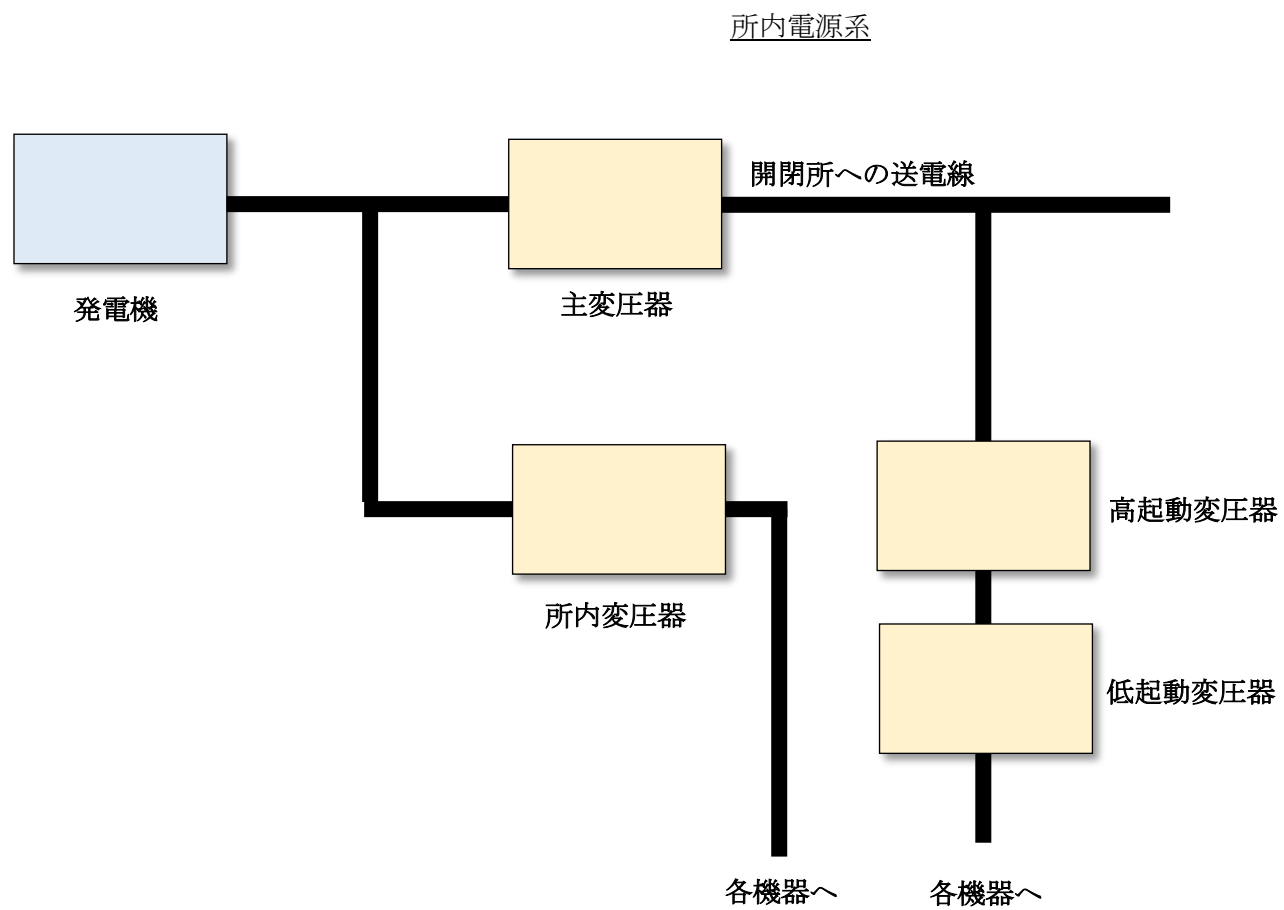
主蒸気系 (MS) ・ 発電機



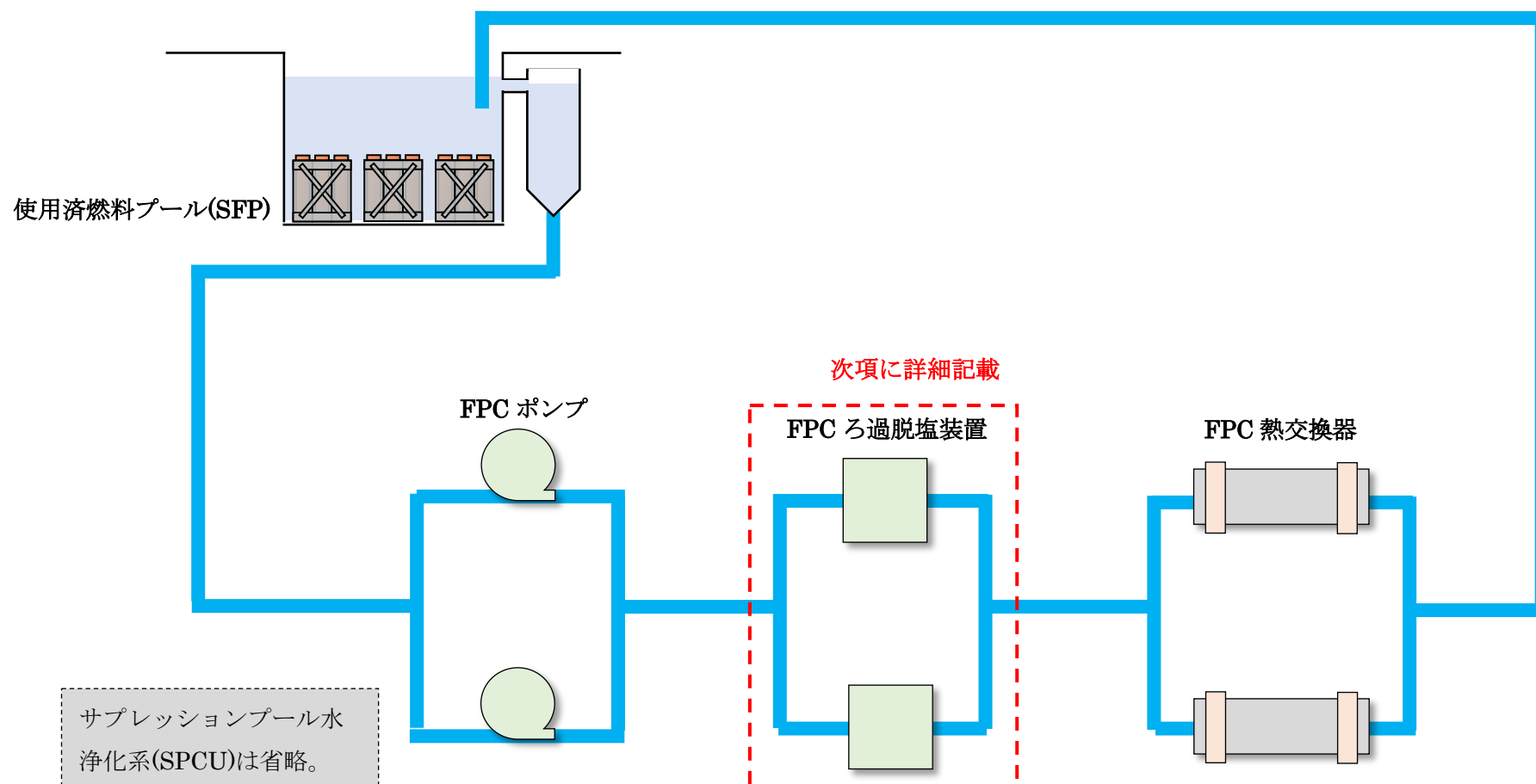
空気抽出系(AO)

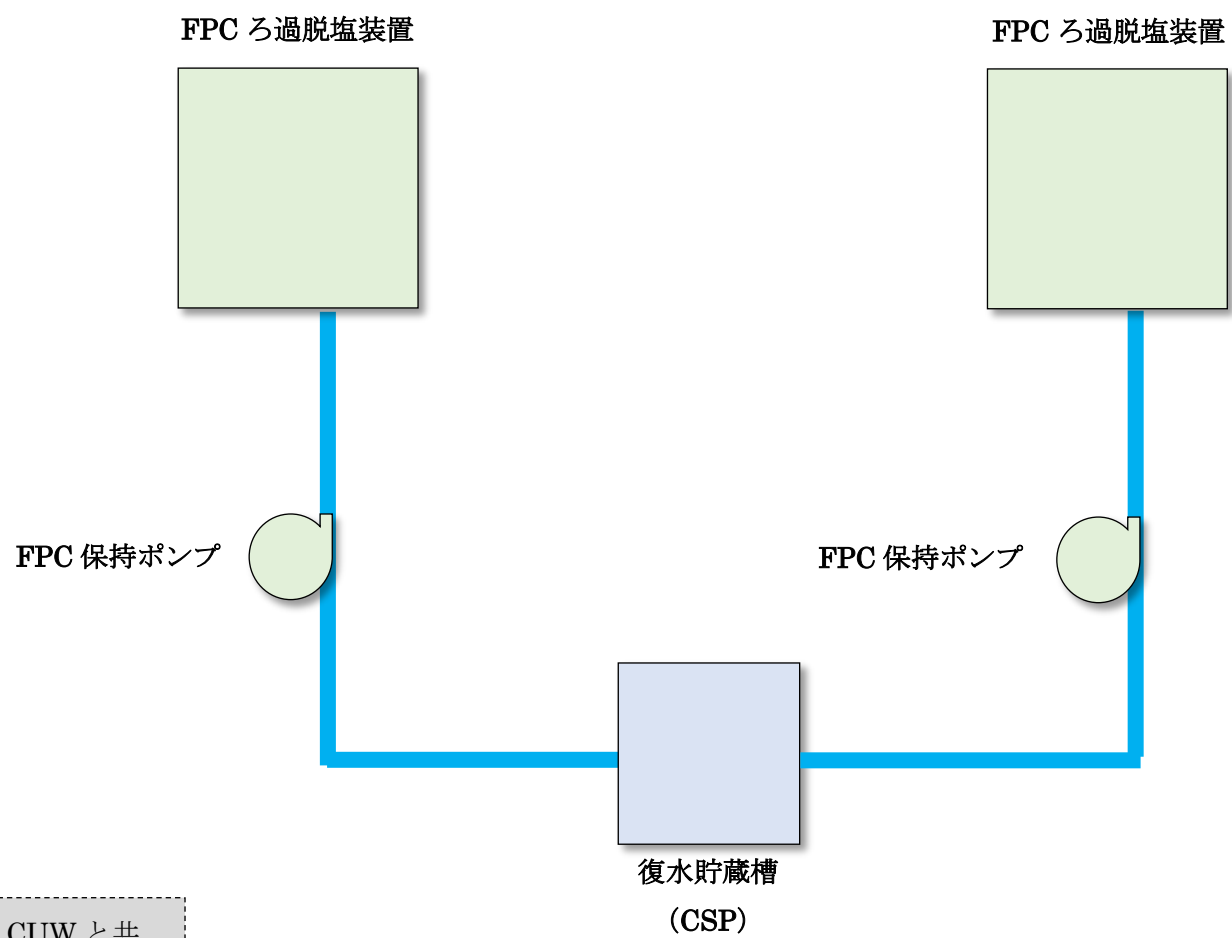






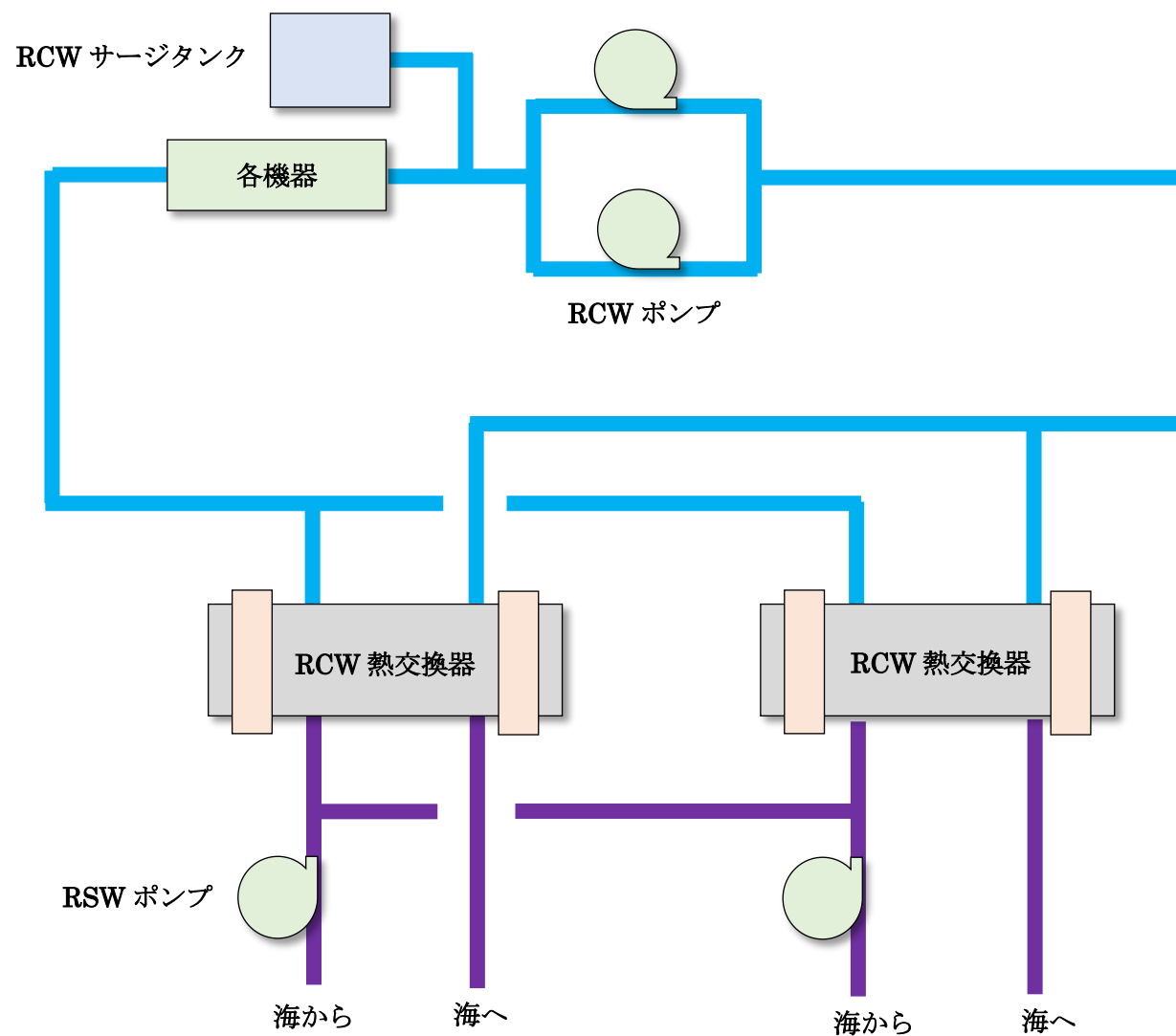
燃料プール冷却浄化系(FPC)





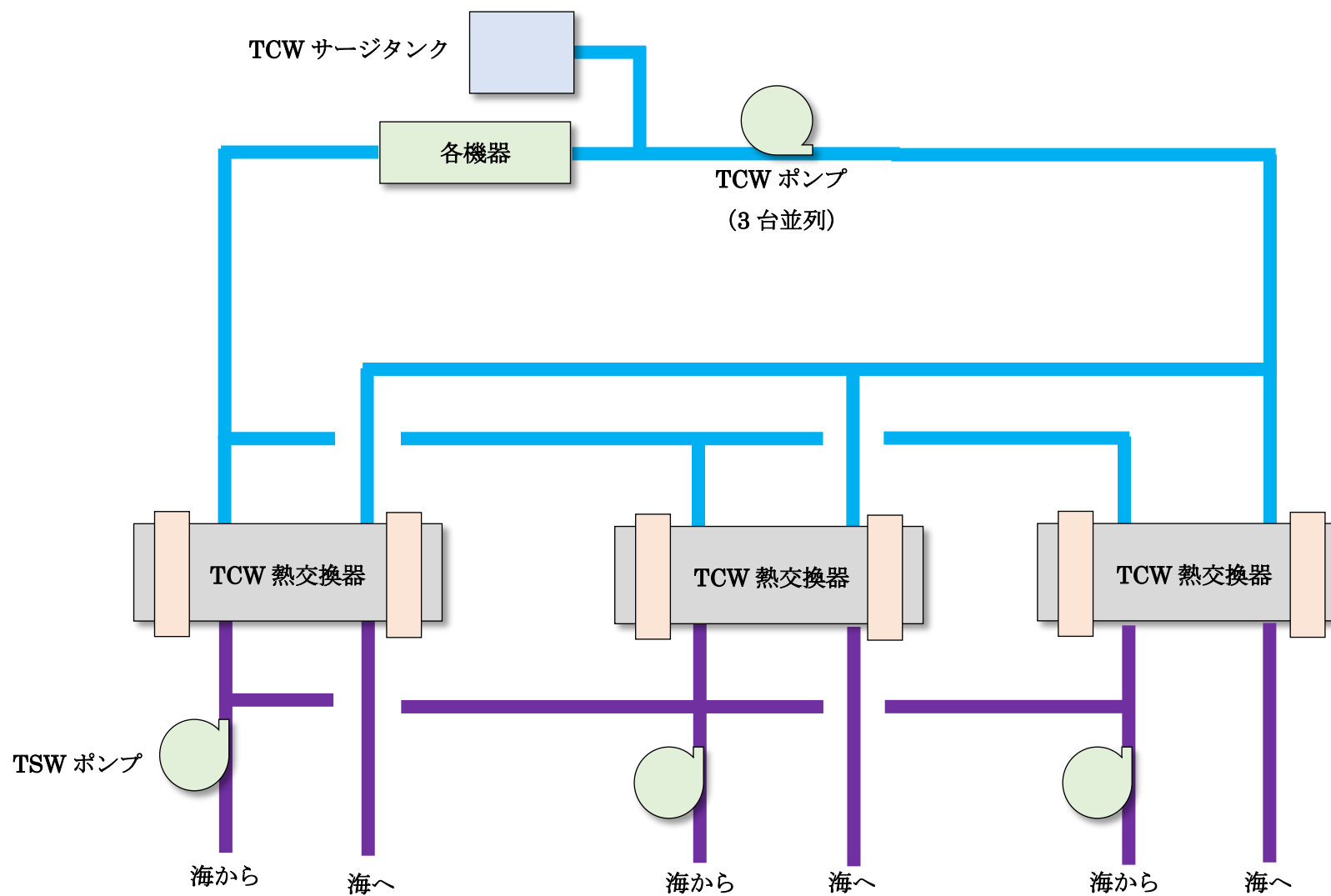
再生設備は CUW と共
用のため、省略。

原子炉補機冷却水系(RCW)・原子炉補機冷却海水系(RSW)

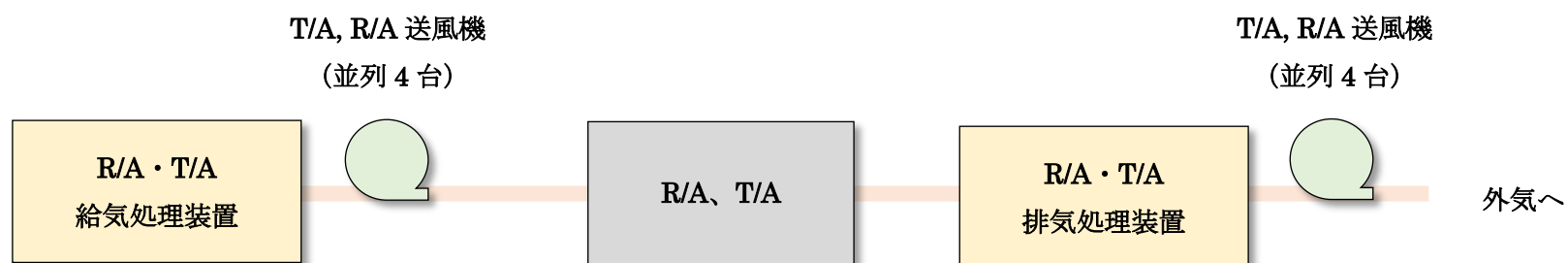


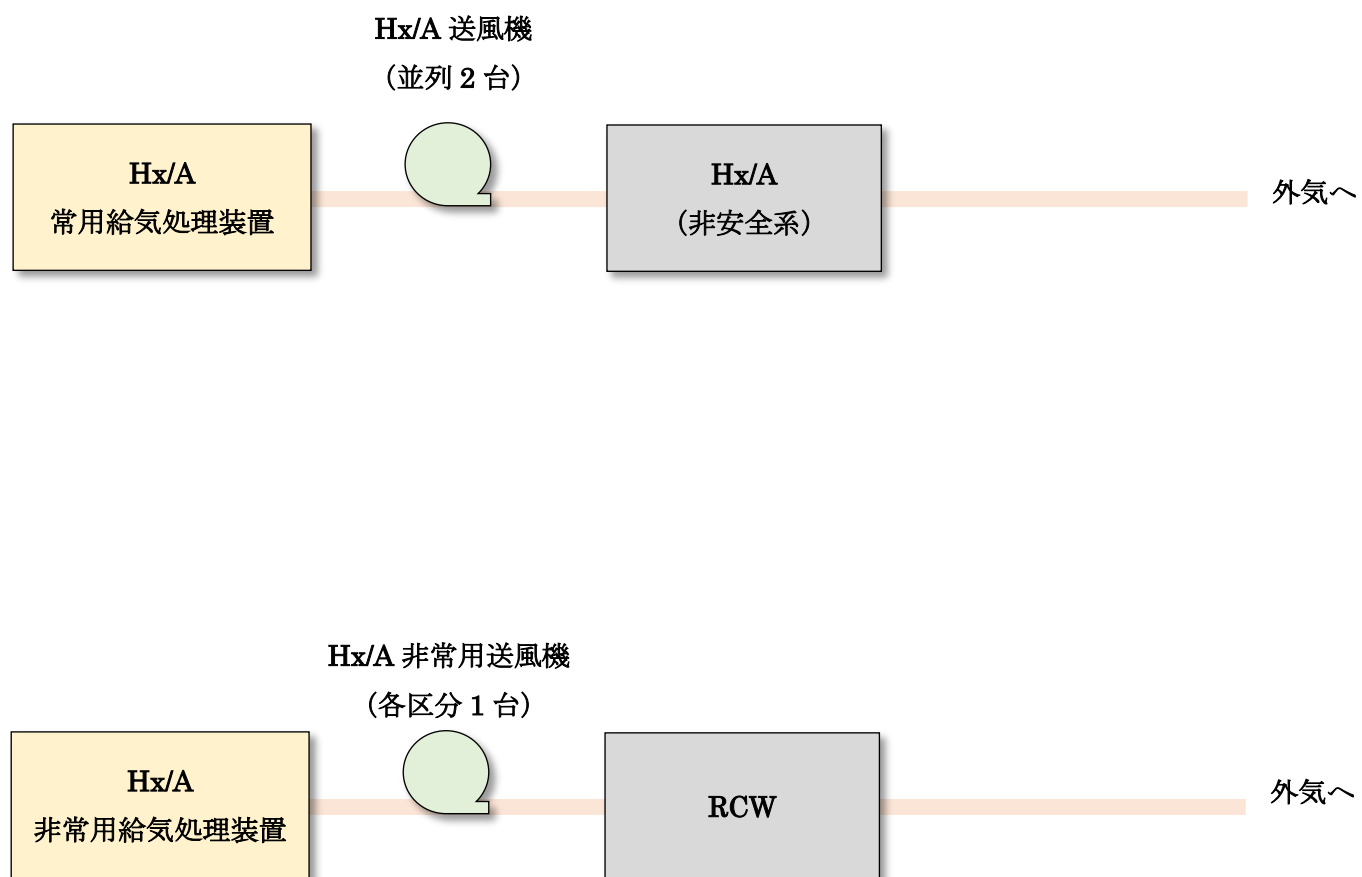
1 区分のみ記載。

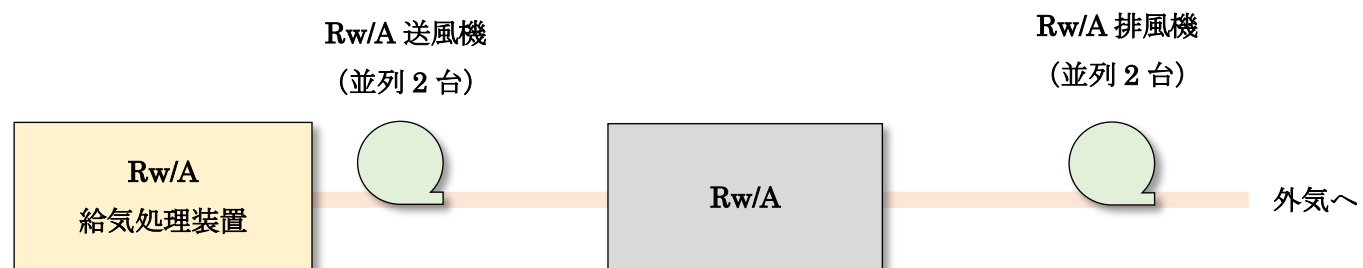
タービン補機冷却水系(TCW)・タービン補機冷却海水系(TSW)



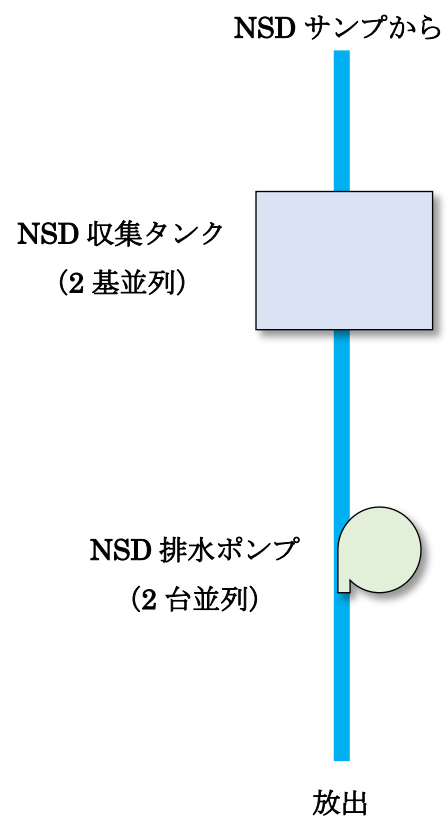
空調関係

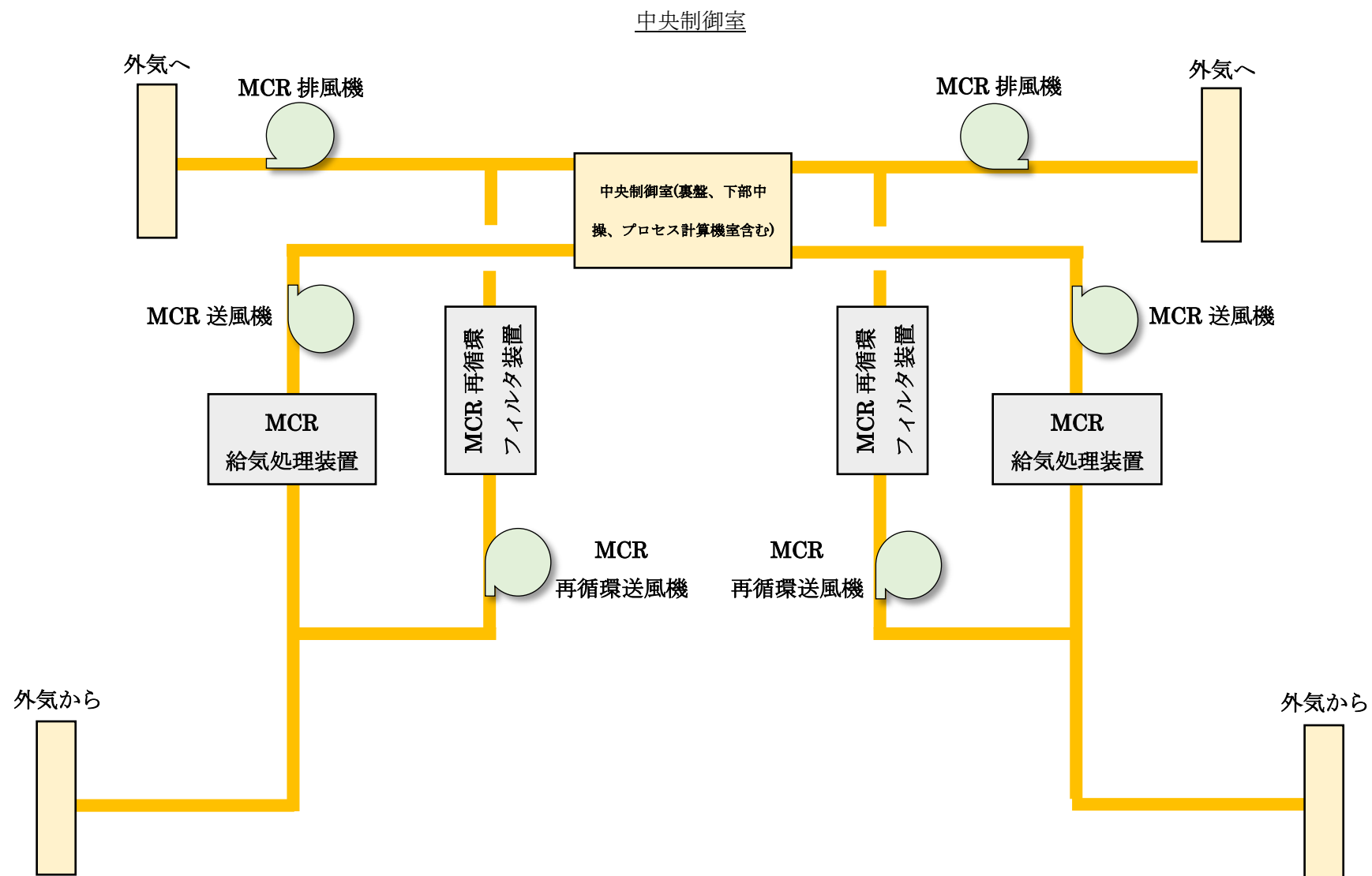




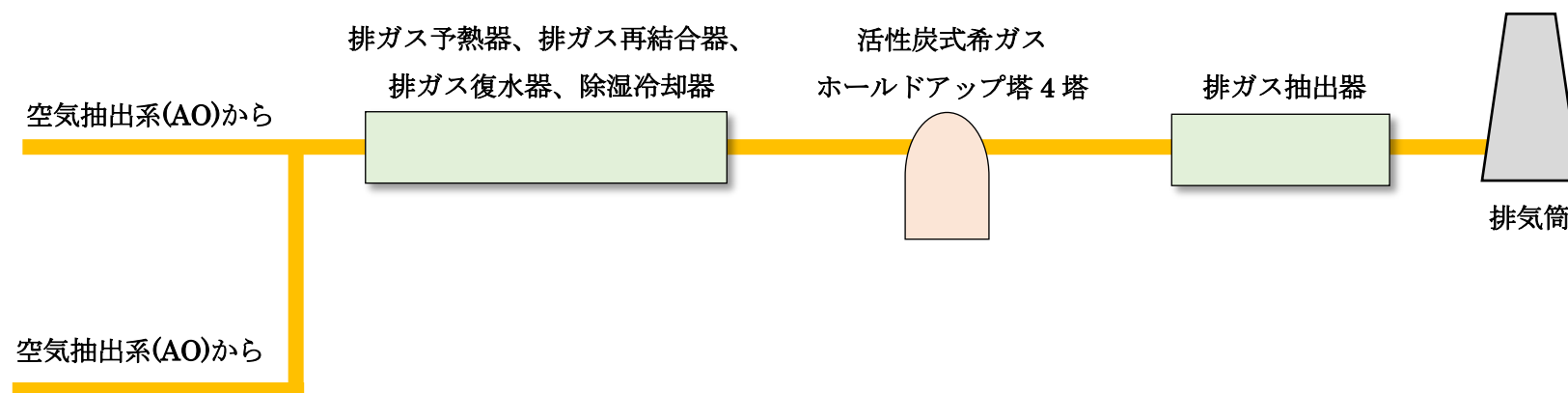


非放射線ストームドレン移送系(NSD)

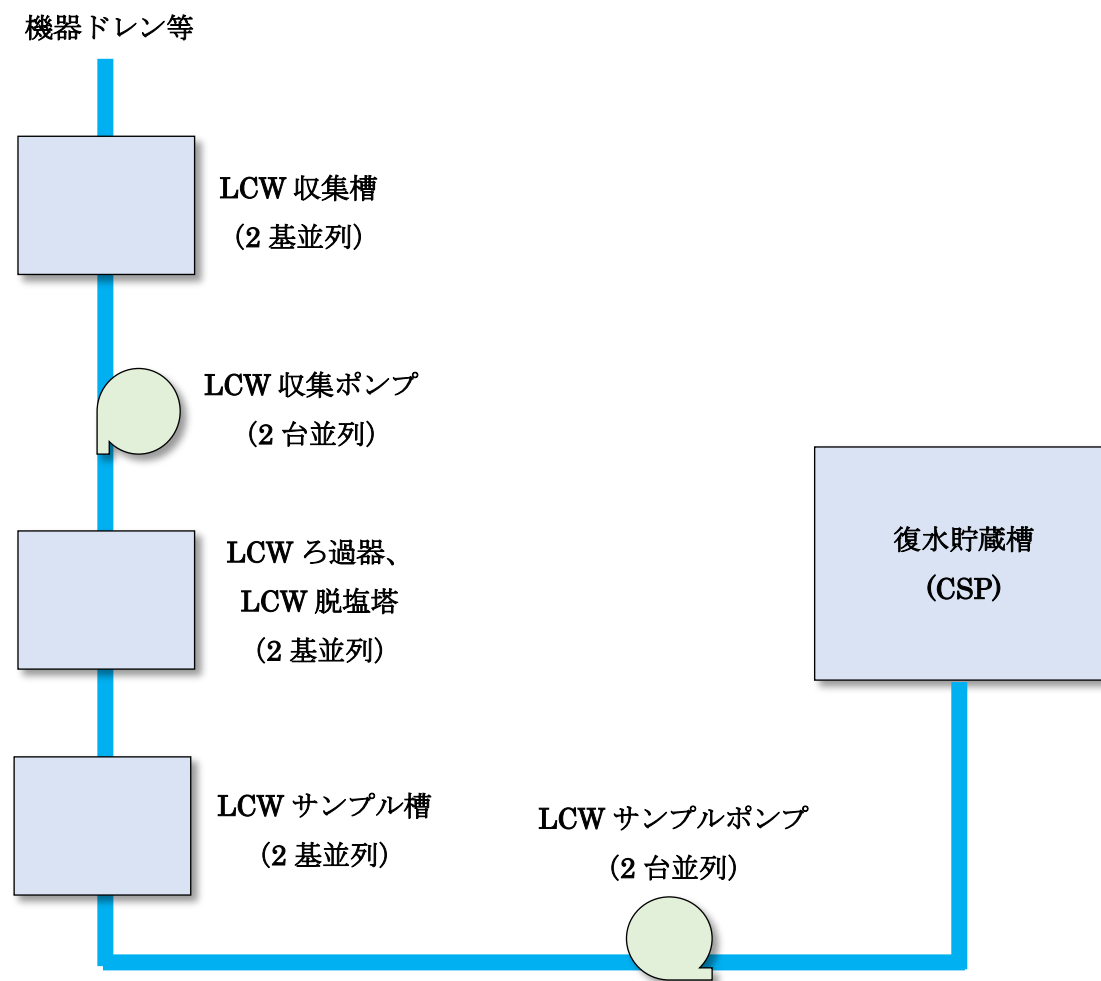




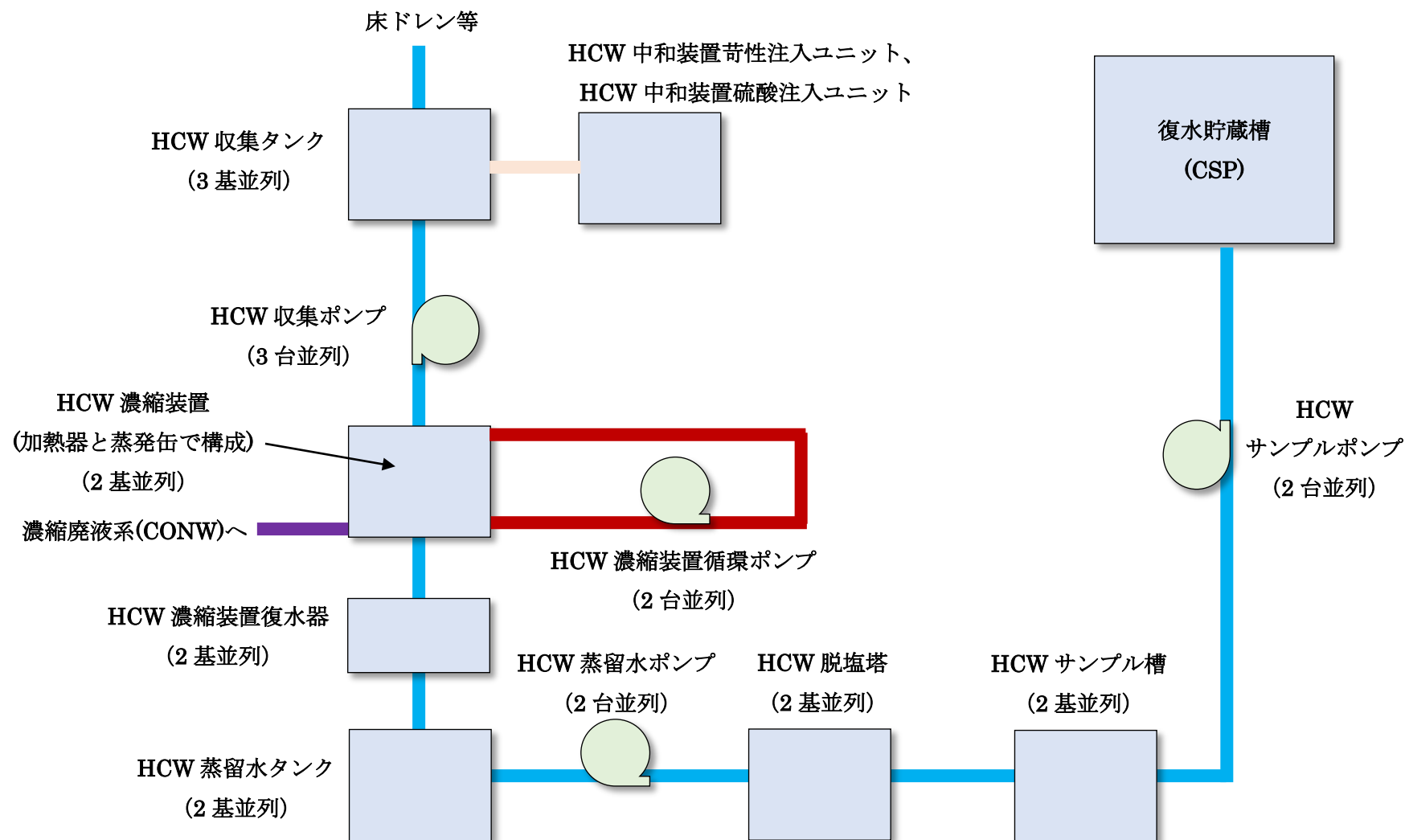
気体廃棄物処理系(OG)



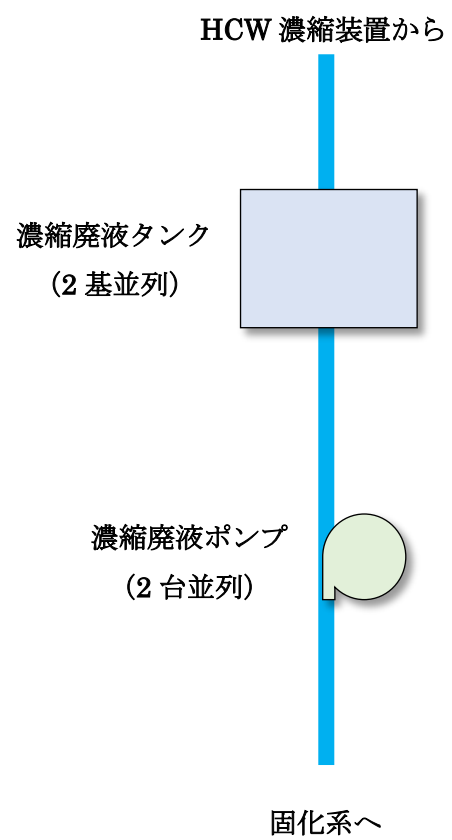
低伝導度廃液系(LCW)



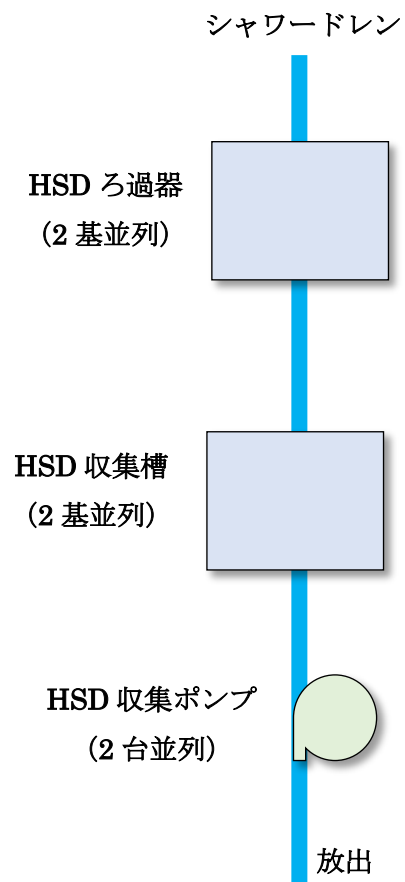
高伝導度廃液系(HCW)



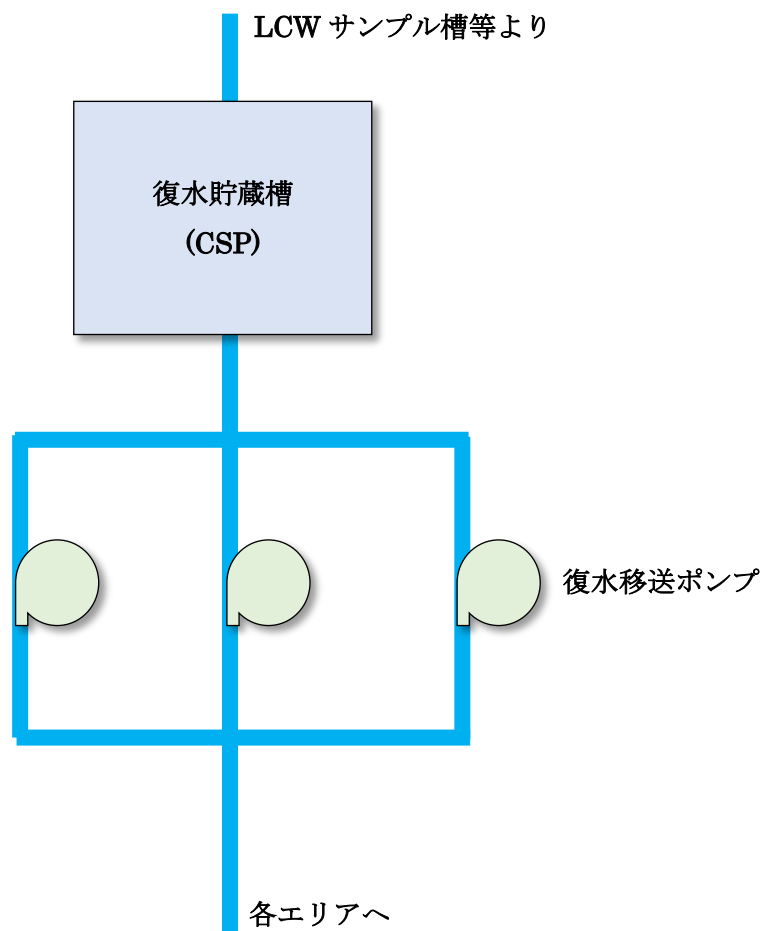
濃縮廃液系(CONW)



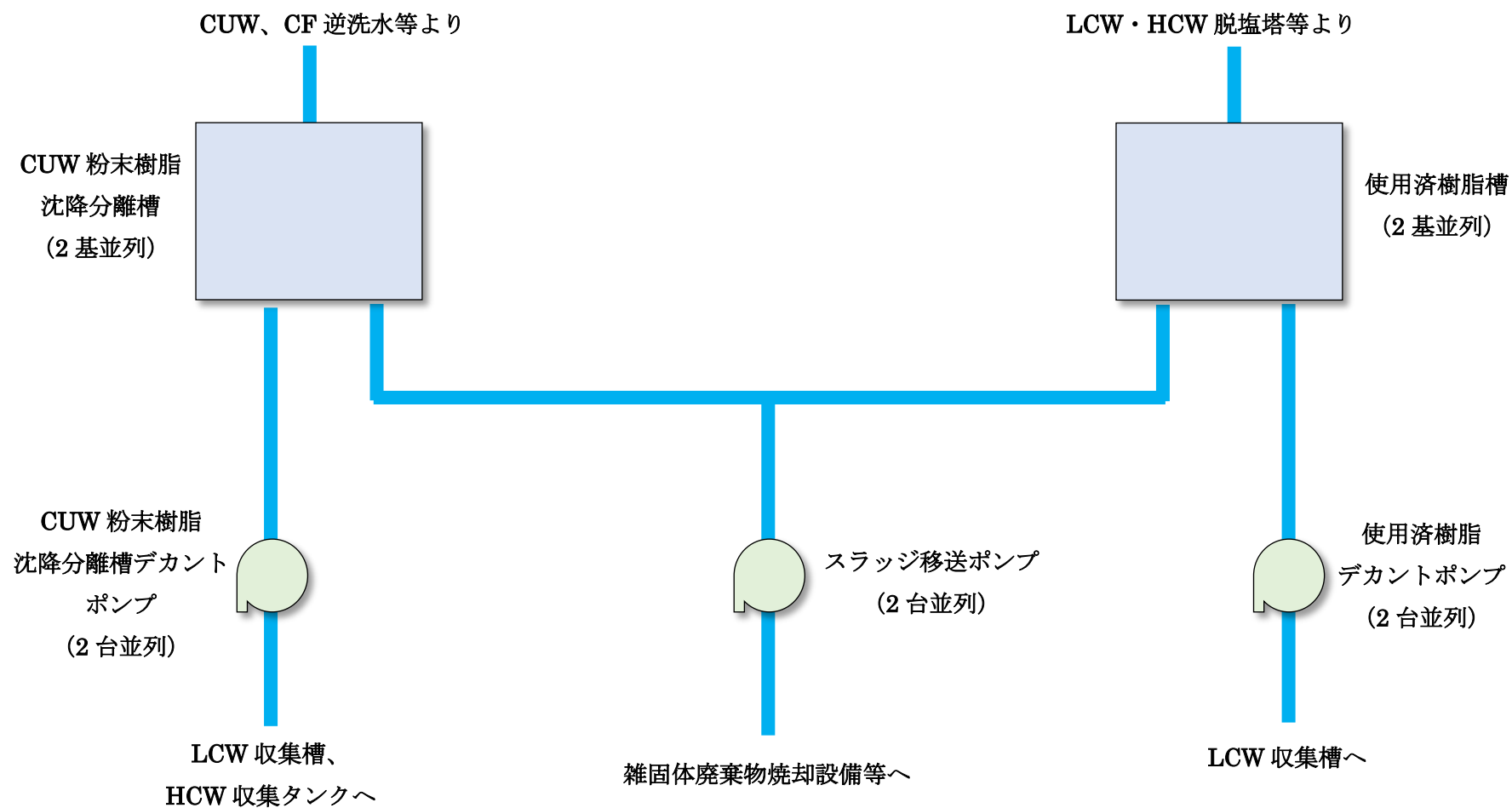
ホットシャワードレン系(HSD)



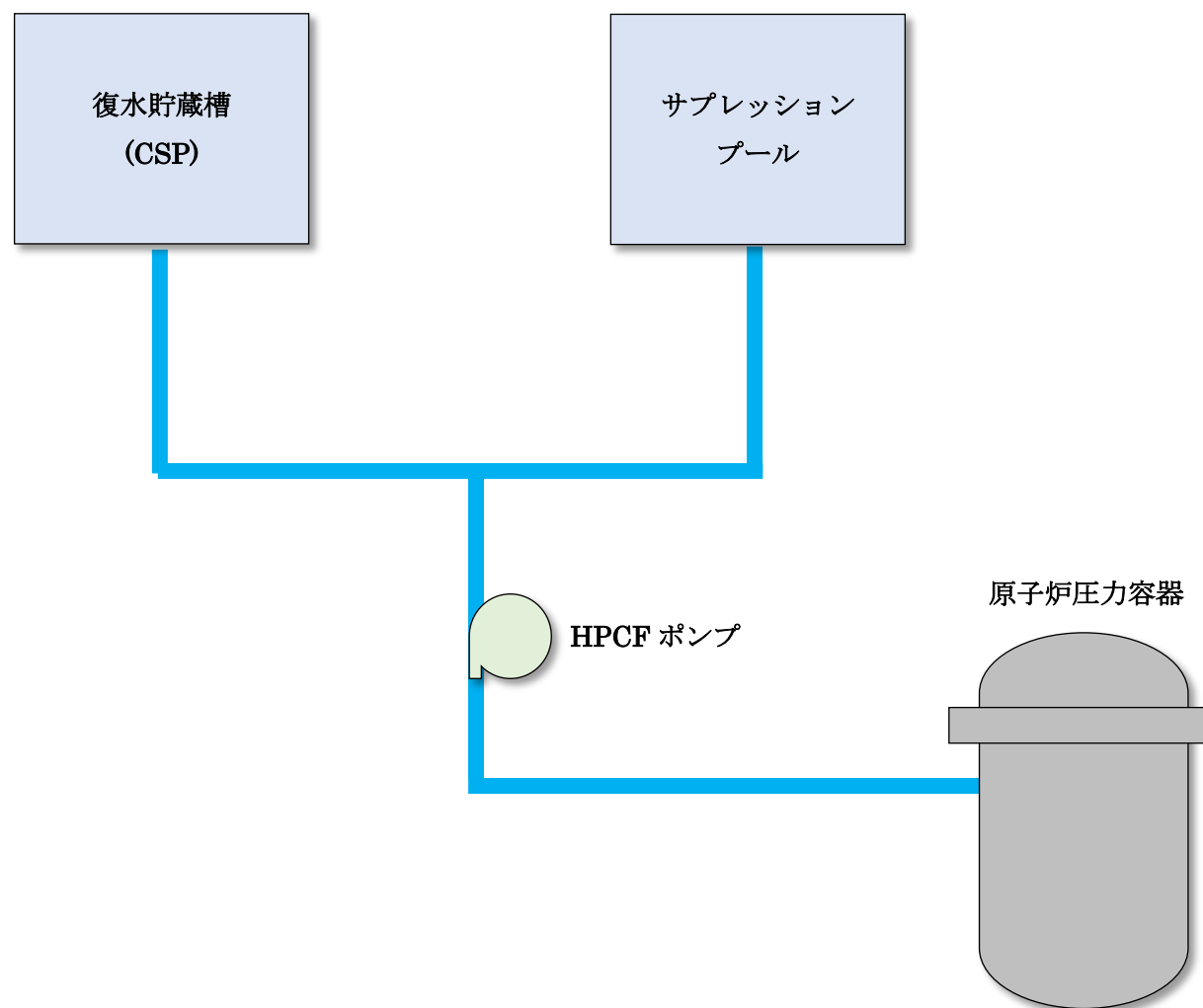
復水補給水系



使用済樹脂系(SS)

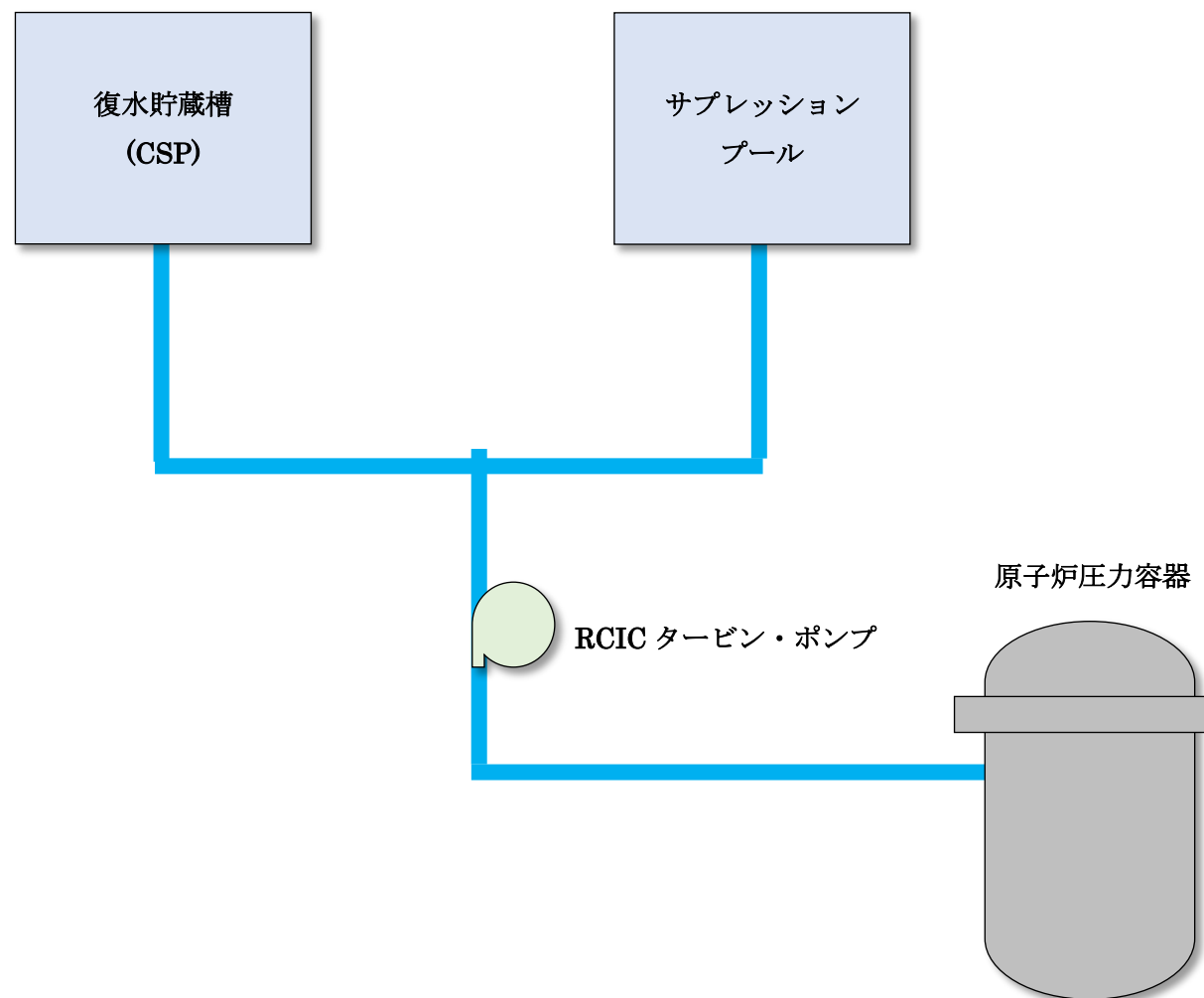


高圧炉心注水系(HPCF)



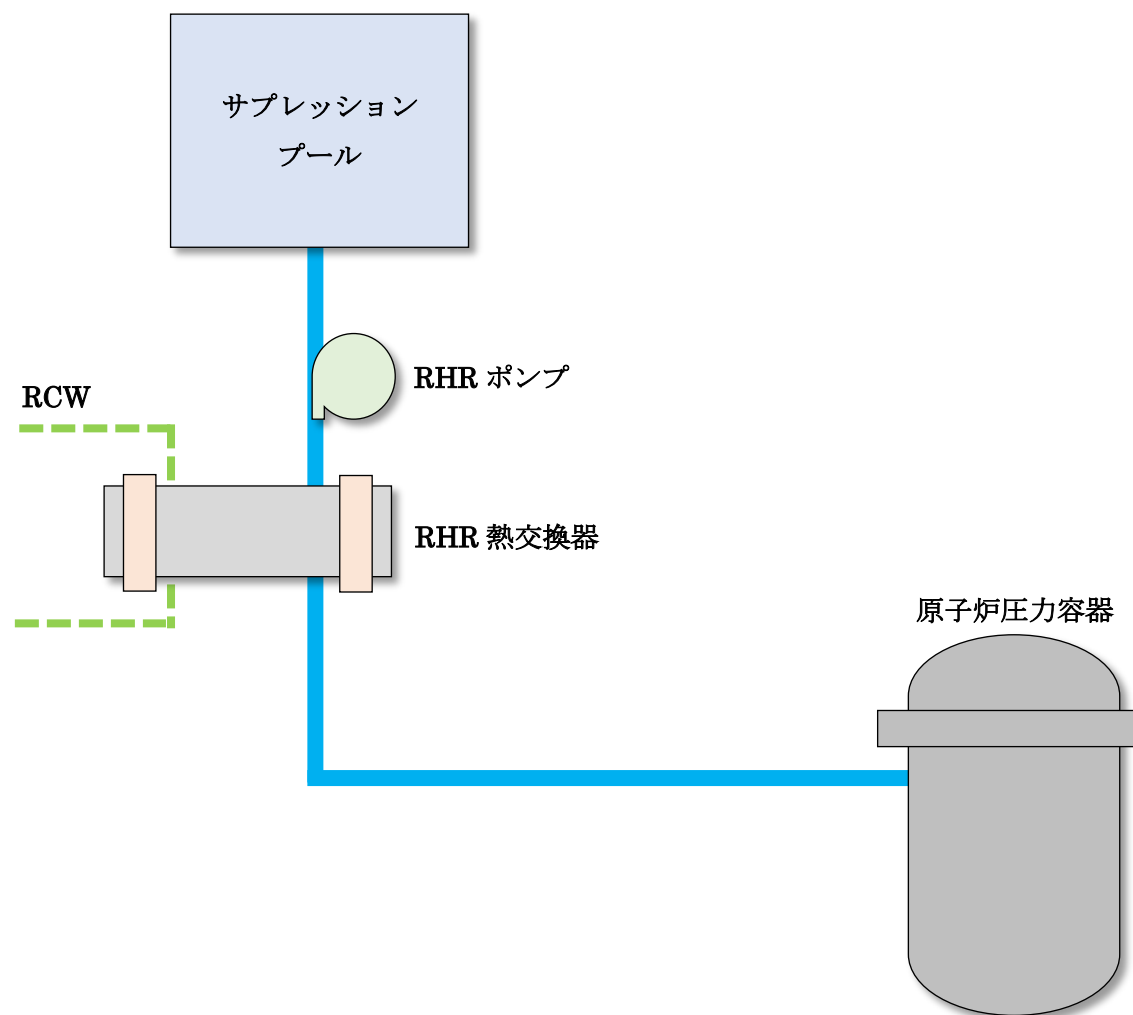
1 区分のみ記載。

原子炉隔離時冷却系(RCIC)



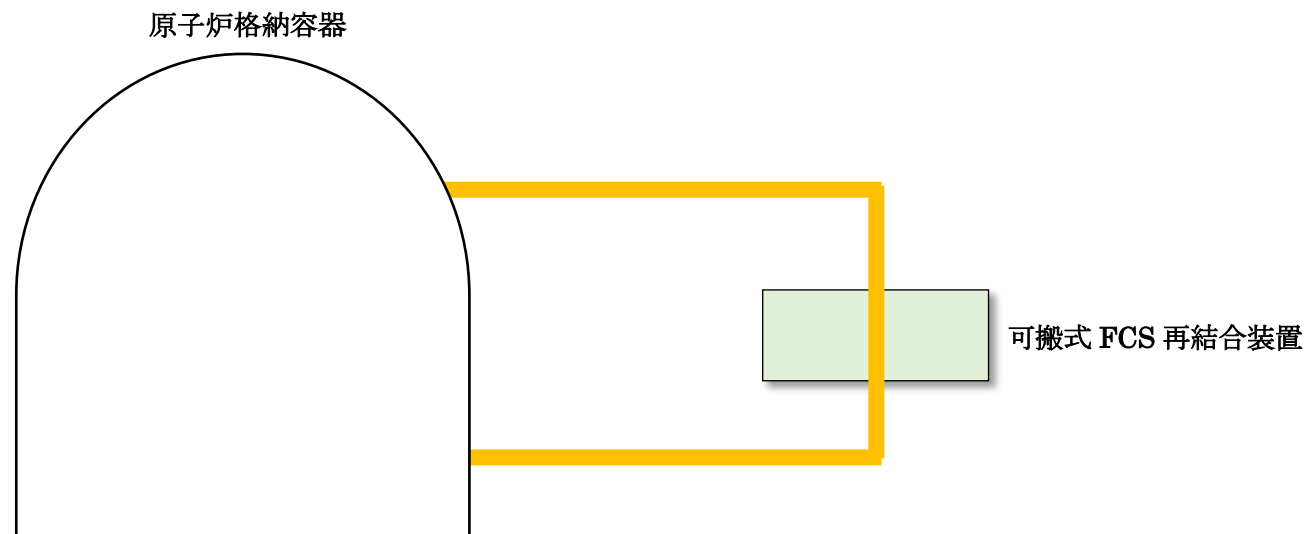
1 区分のみ記載。

残留熱除去系(RHR)



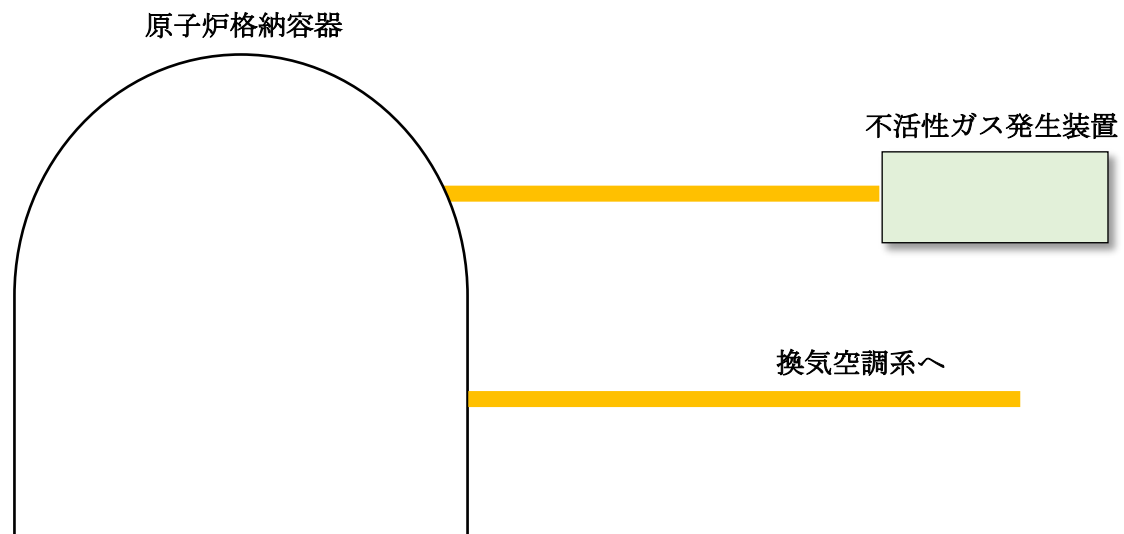
1 区分のみ記載。

可燃性ガス濃度制御系(FCS)

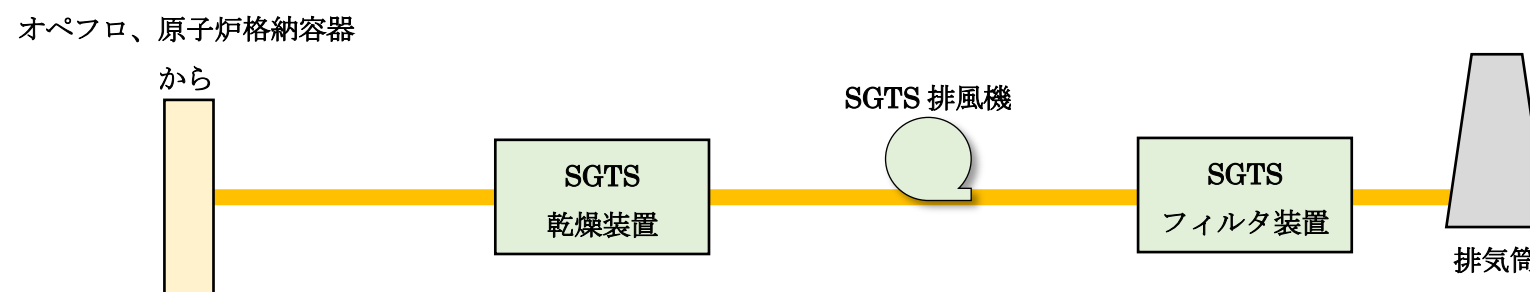


1 区分のみ記載。

不活性ガス系(AC)

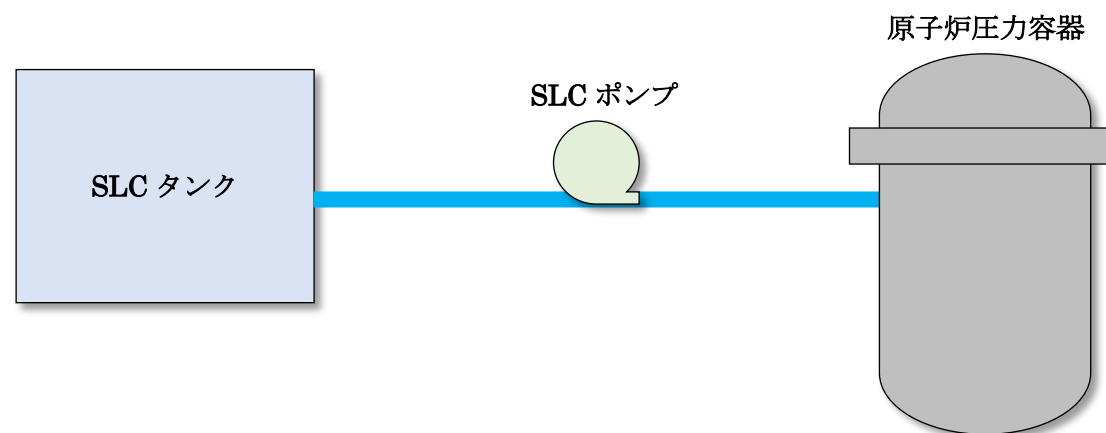


非常用ガス処理系(SGTS)



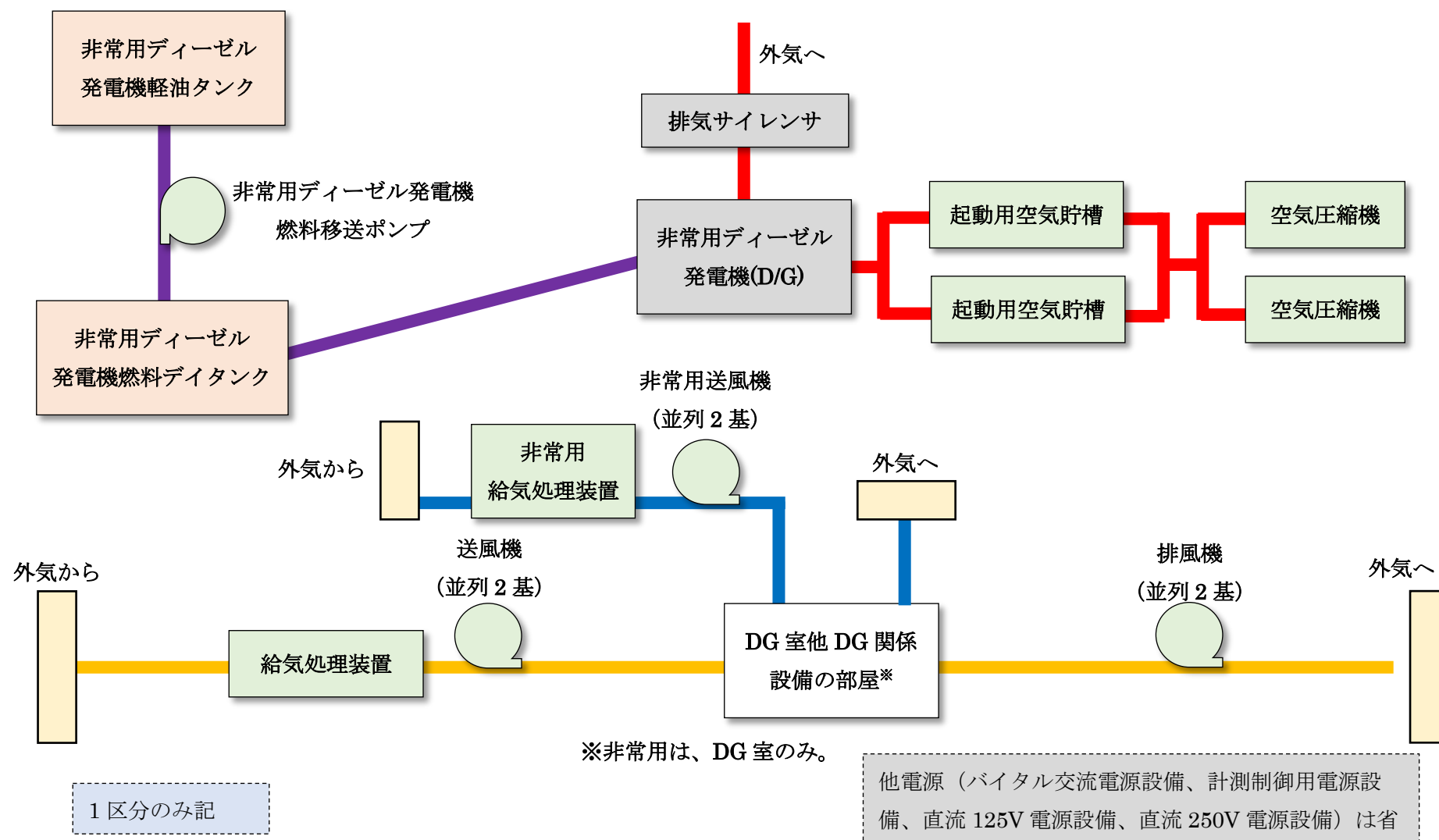
1 区分のみ記載。

ほう酸水注入系(SLC)



1 区分のみ記載。

非常用ディーゼル発電機機設備

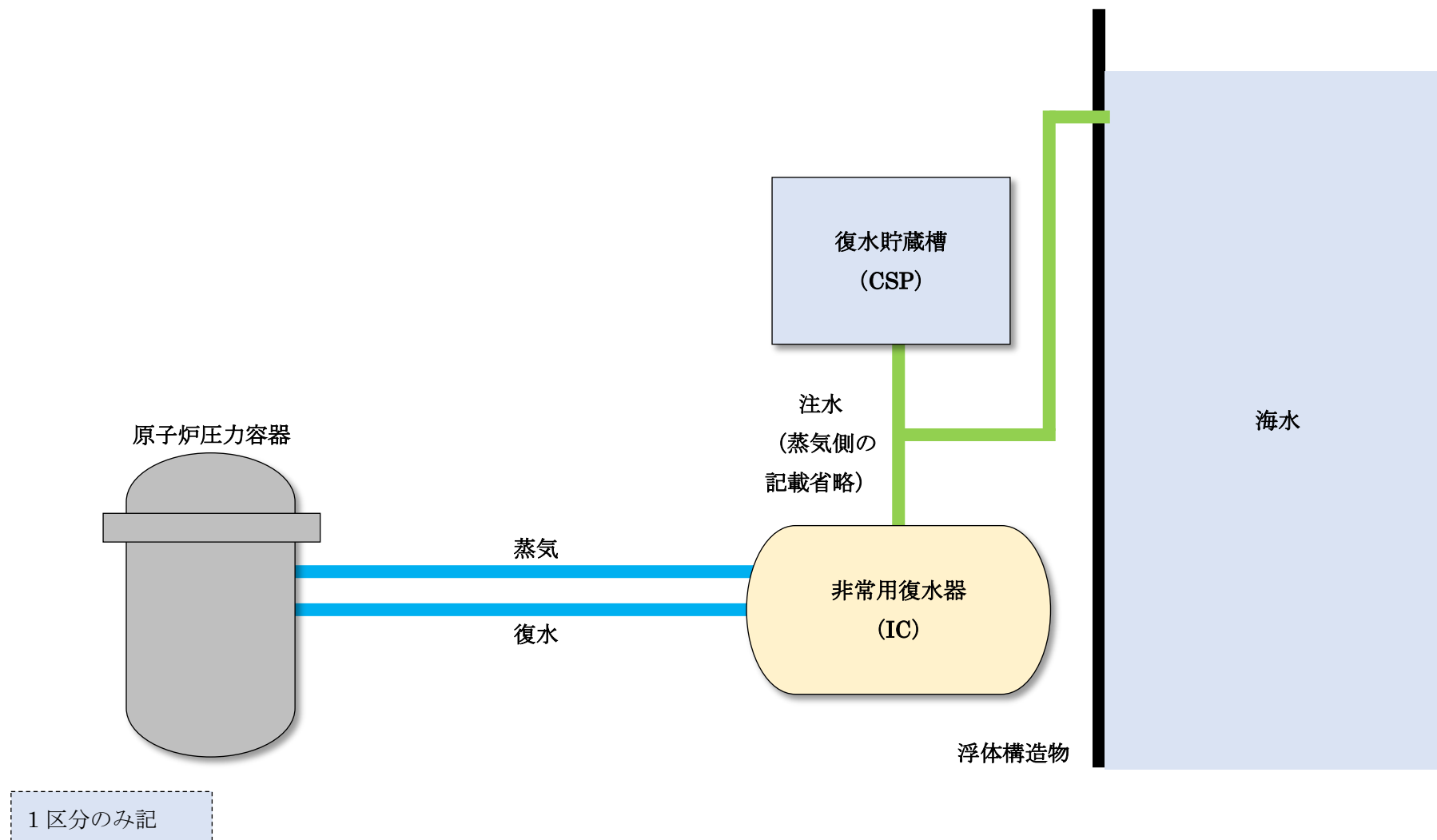


ガスタービン発電機設備

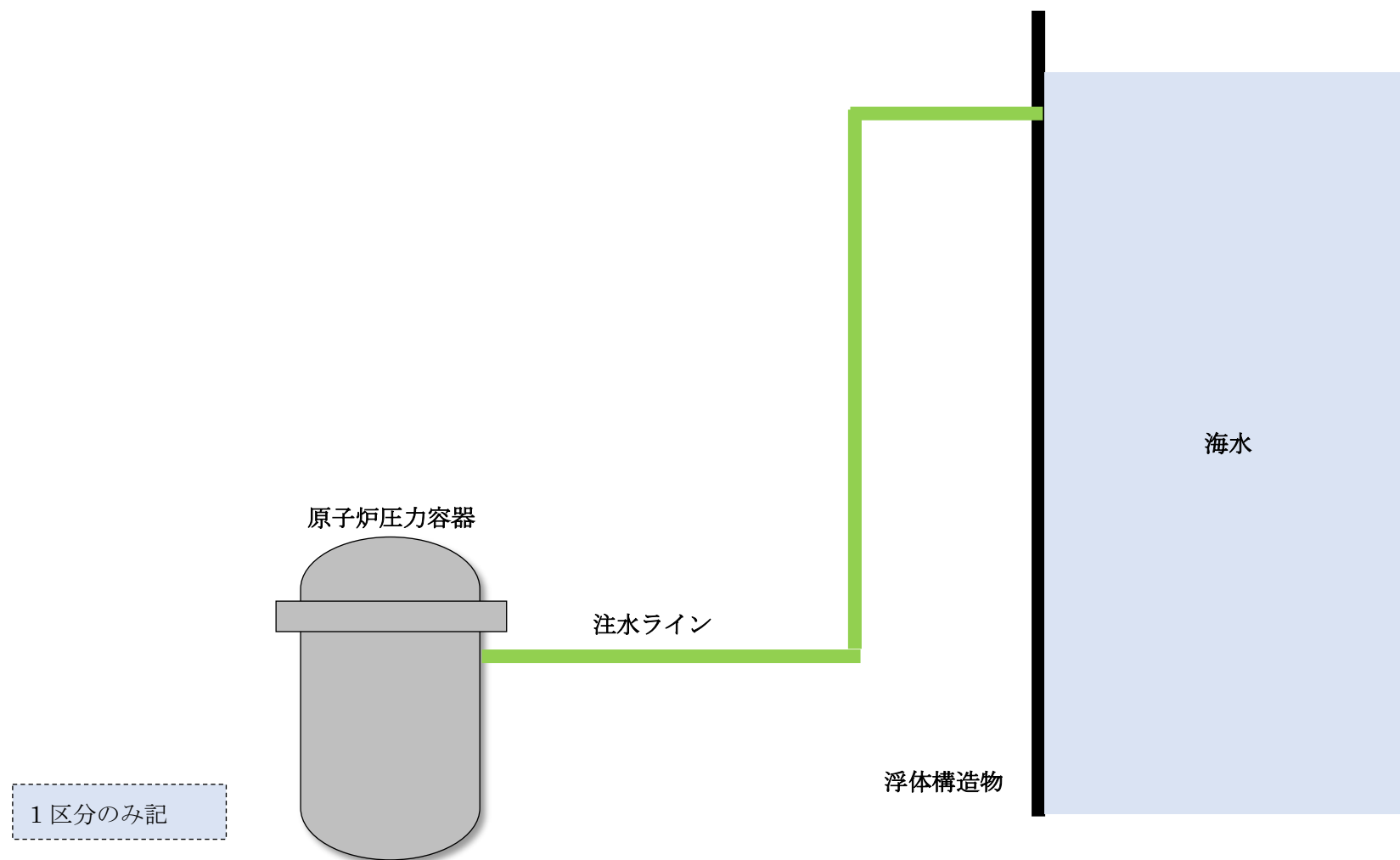


1 区分のみ記

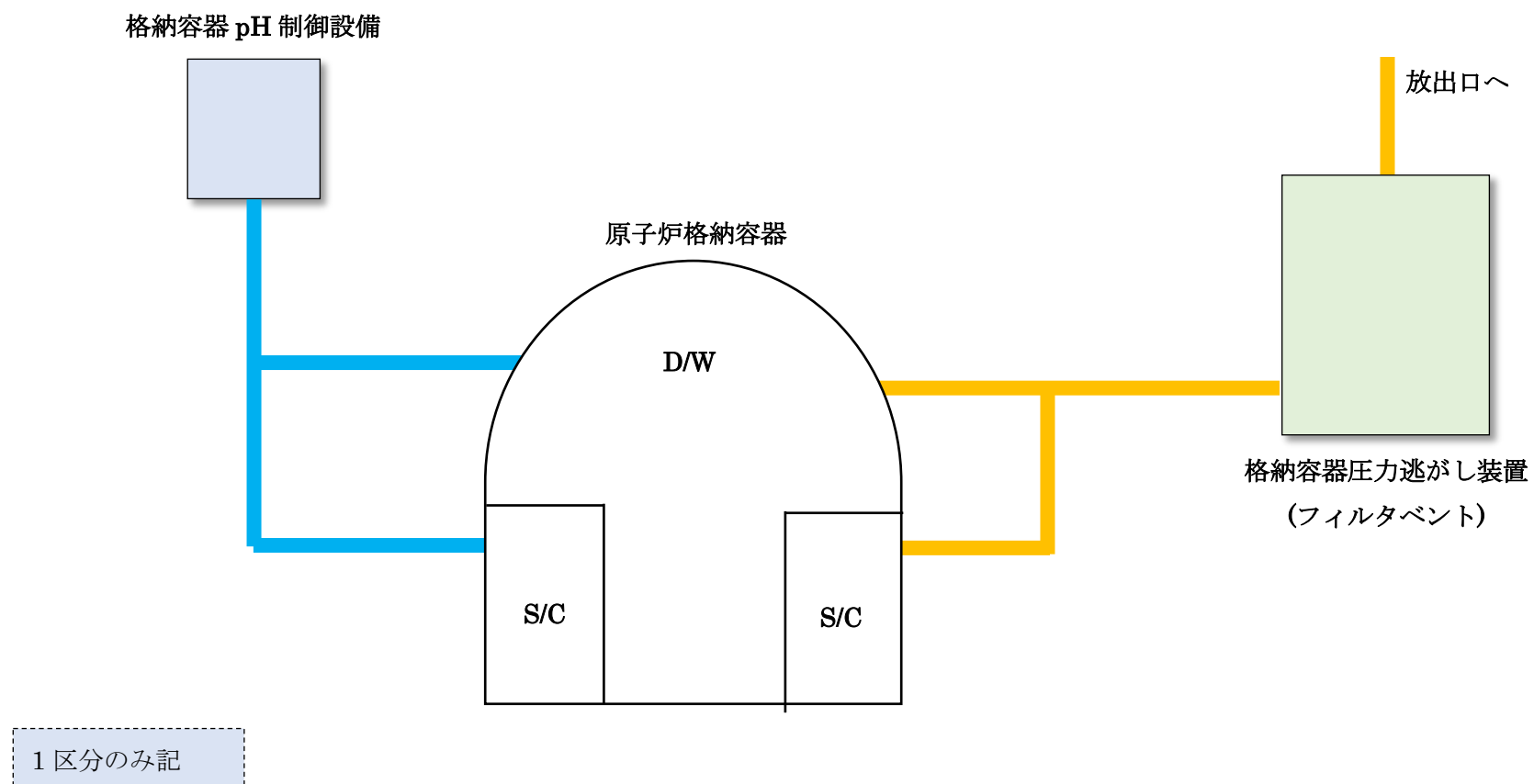
非常用復水器系(ICS)



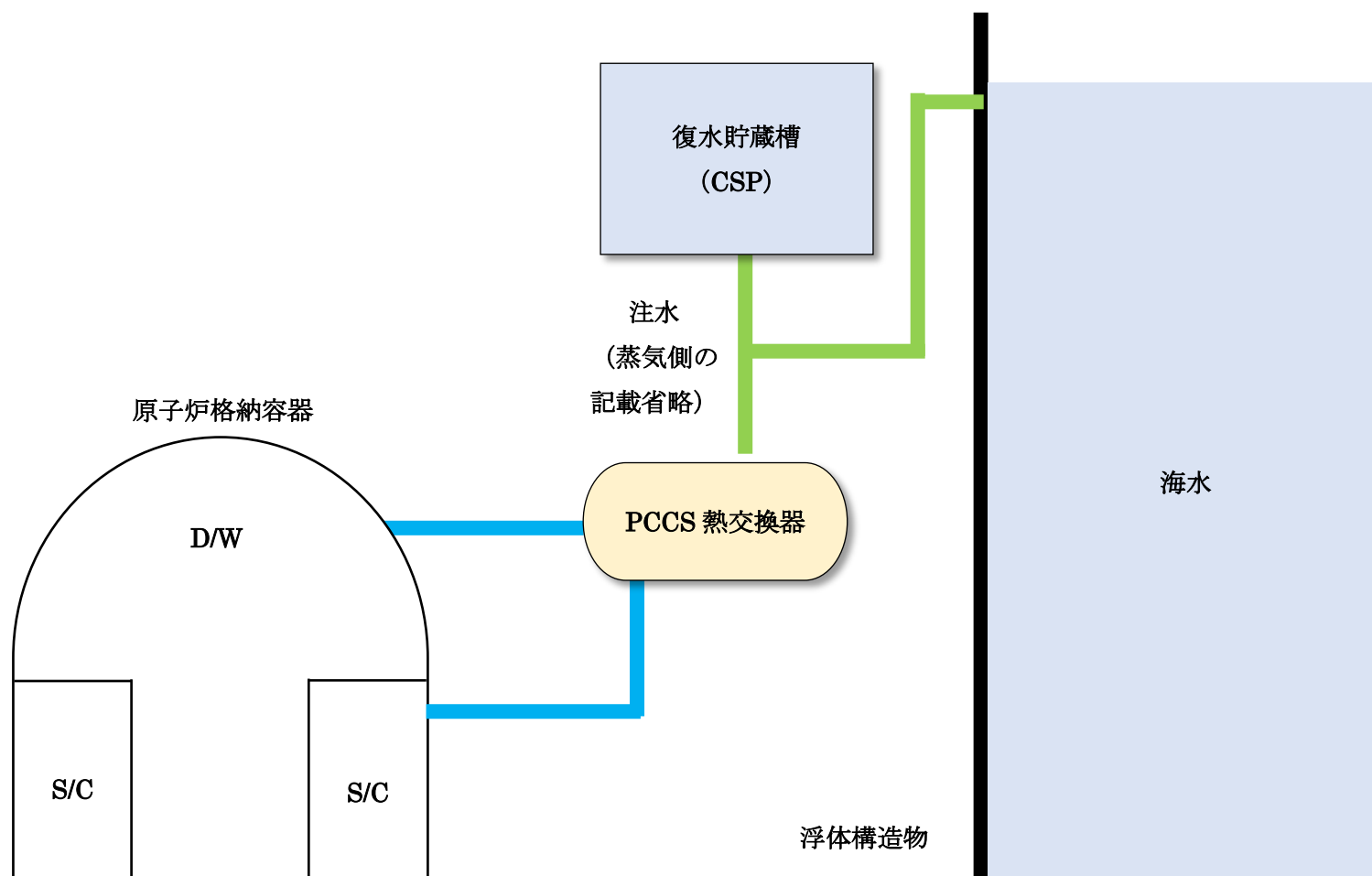
重力駆動冷却系(GDCS)



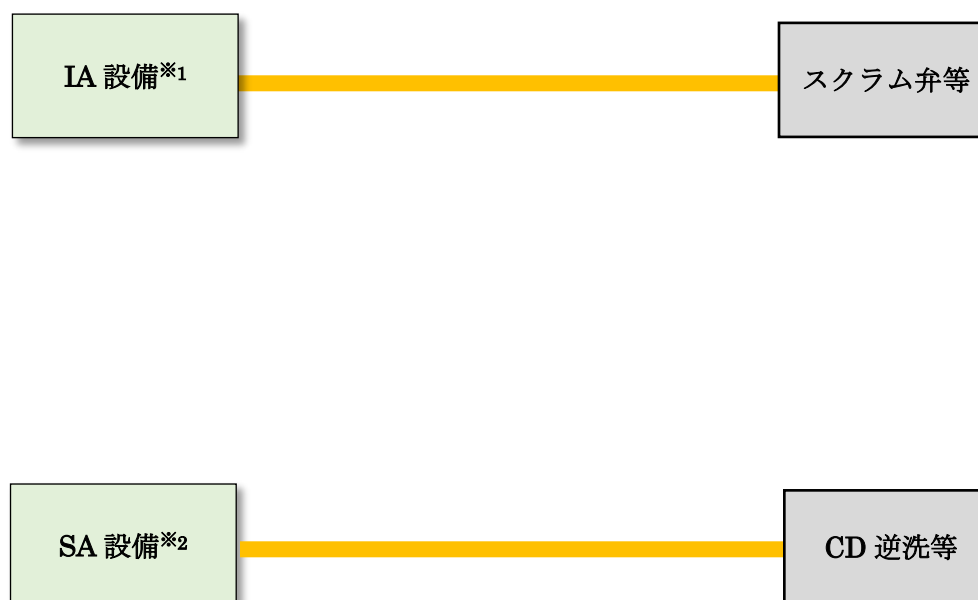
格納容器圧力逃がし装置(フィルタベント)



静的格納容器冷却系(PCCS)



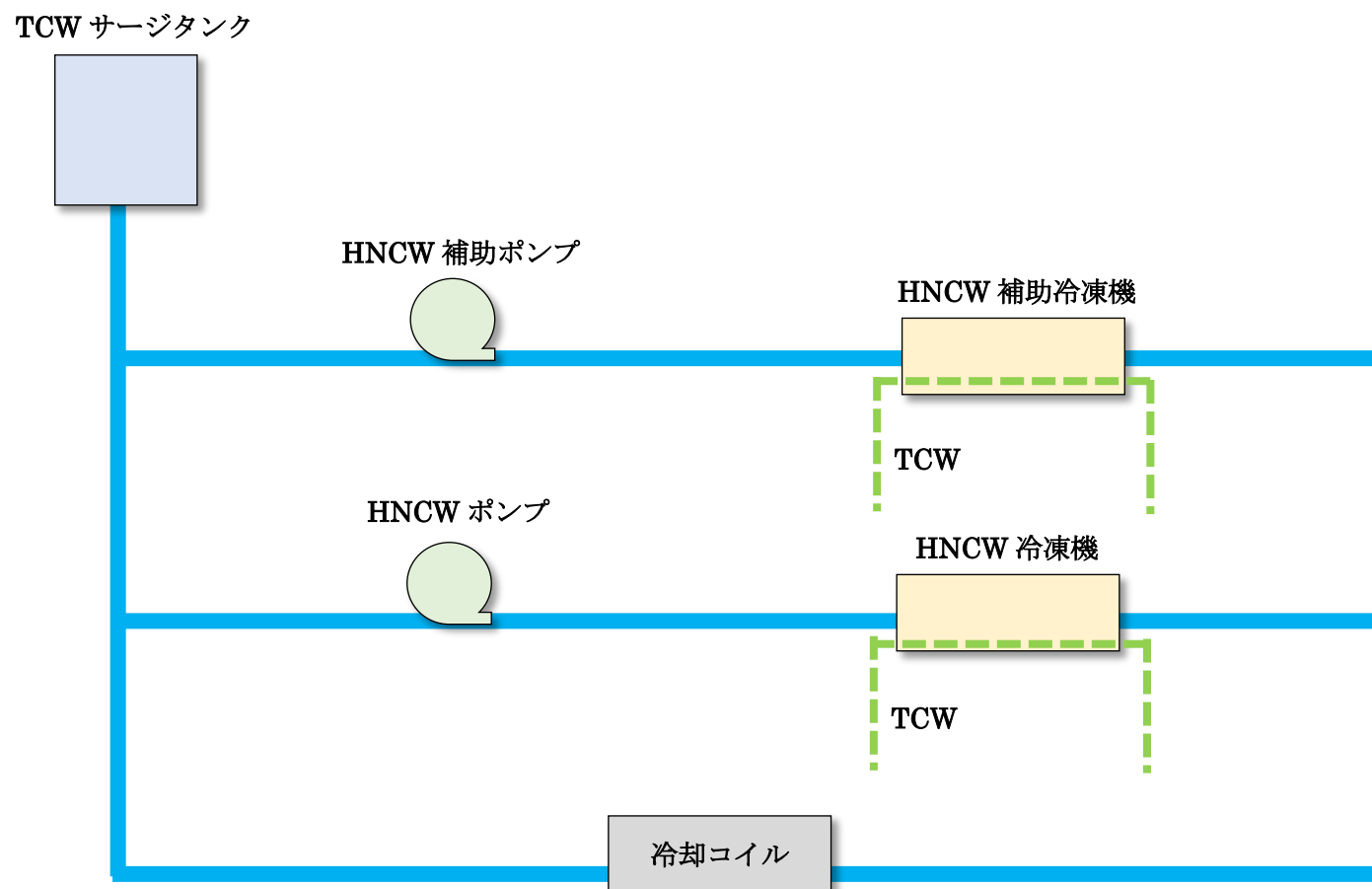
IA 設備・SA 設備



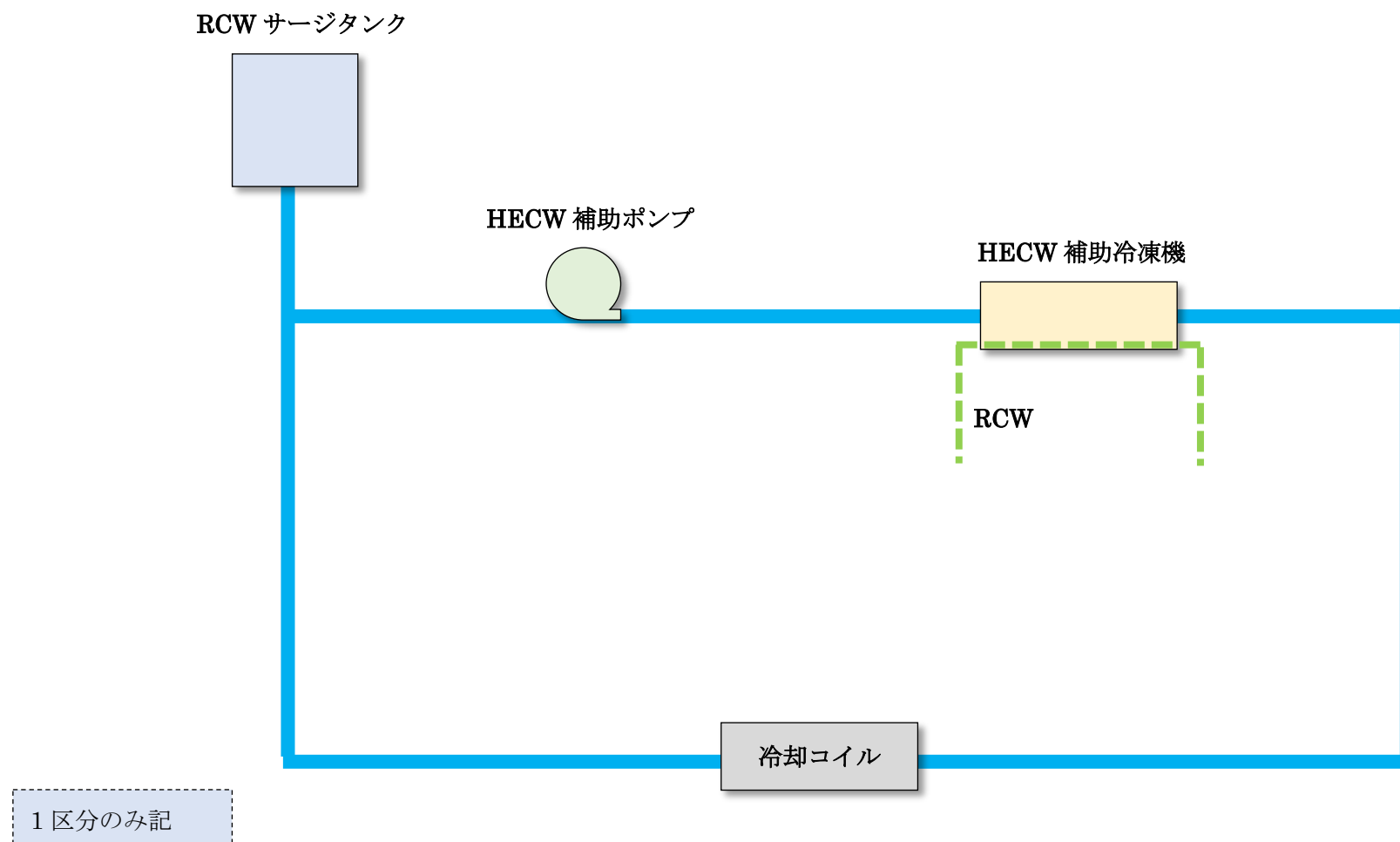
※1 計装用圧縮空気系 (Instrument Air System)

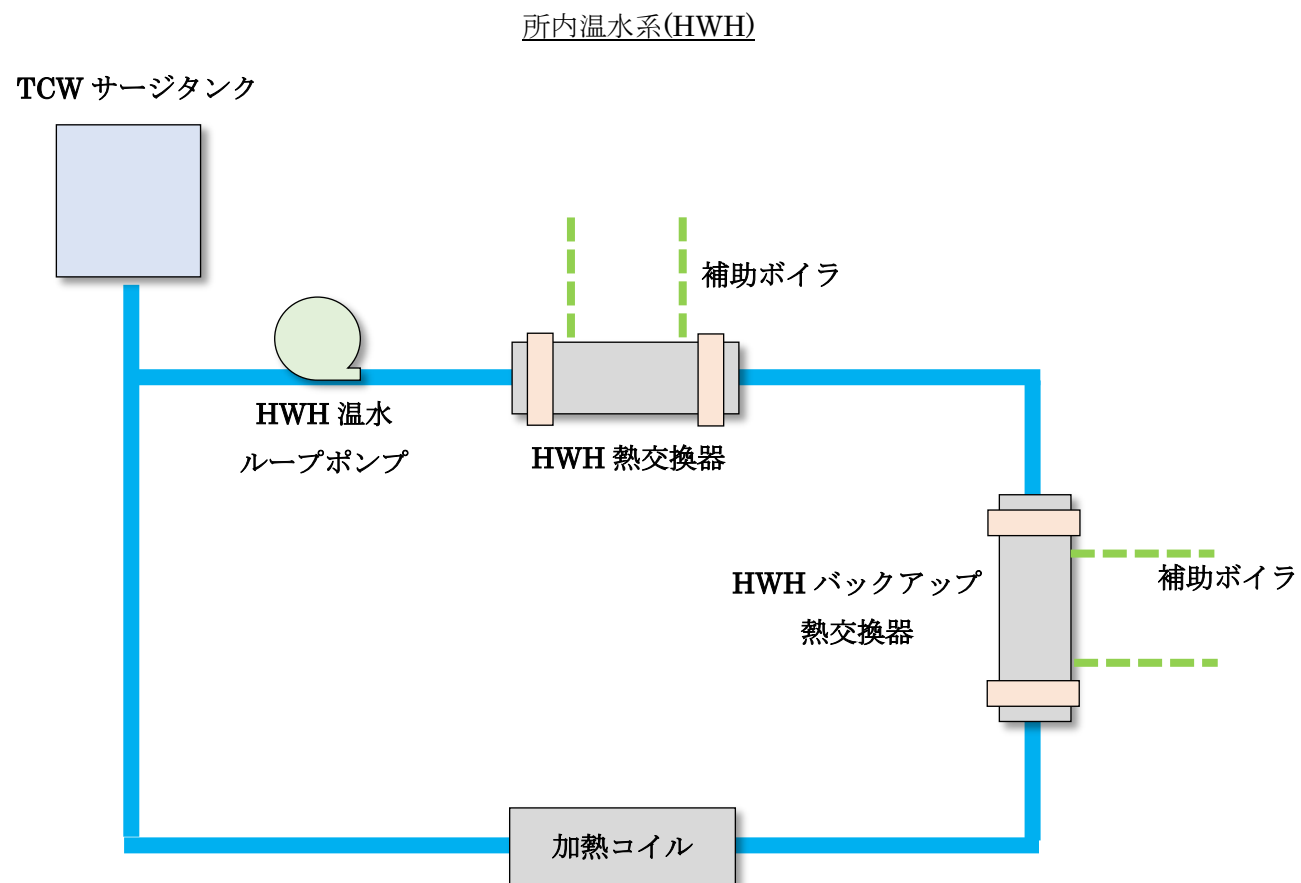
※2 所内用圧縮空気系 (Station Air System)

換気空調補機常用冷却水系(HNCW)

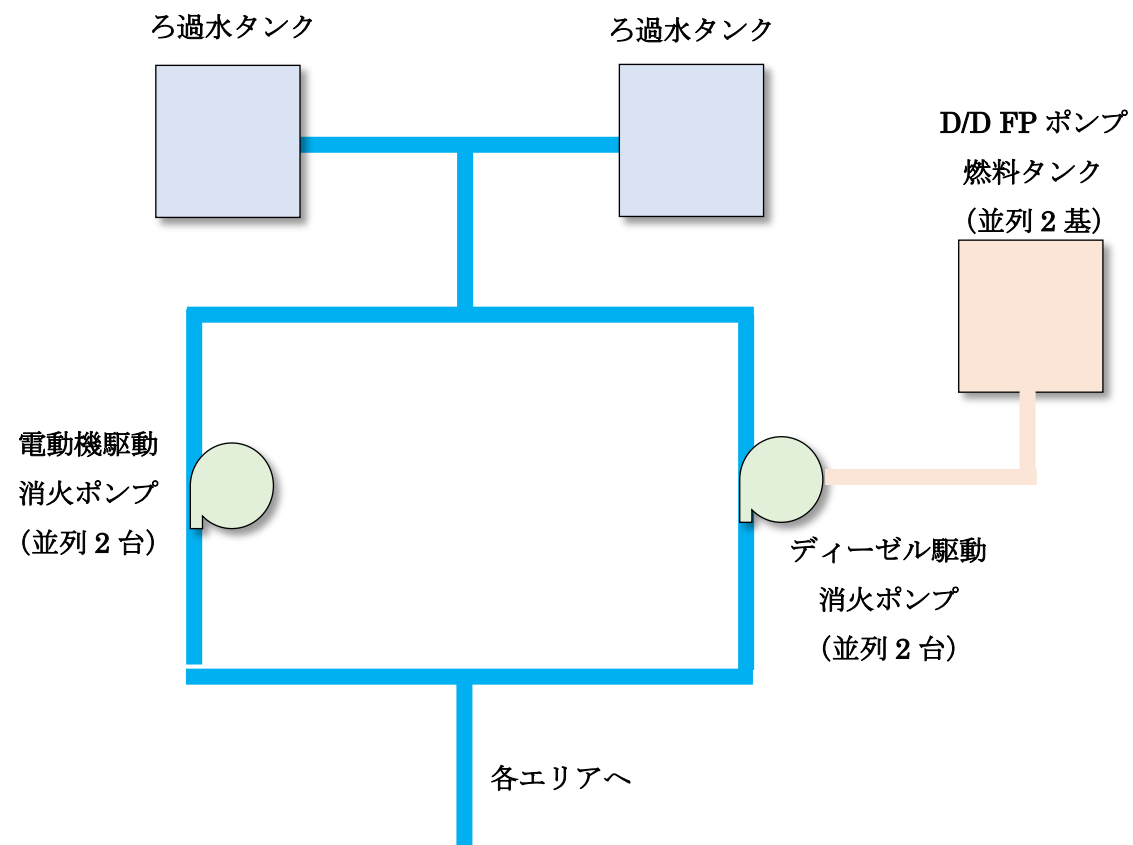


換気空調補機非常用冷却水系(HECW)





ディーゼル駆動消化系(D/D FP)、電動機駆動消化系(M/D FP)



以 上

付録 7 洋上における浮体式原子力発電設備の保守

1. はじめに

浮体式石油・ガス生産貯蔵積出設備（FPSO）等の多くは、恒久的に洋上に設置されており、点検等の保守作業は基本的には洋上で実施されている。ブラジル沖合では、多くの FPSO を設置して事業を実施しており、事業の初期においては頻繁にドライドック入りする必要があるタンカー船として分類されていたが、現在では頻繁にドライドック入りすることは無く、洋上で保守作業が行われている³³。浮体式原子力発電の保守についても、同様に洋上で実施することも考えられるため、浮体構造物と原子力発電設備の保守作業（主に点検）を洋上で実施する方法や課題について調査・検討した。

2. 検討の進め方

本検討では、図 33 に示す 3 点について検討した。

「①点検箇所・内容の把握」では、浮体式原子力発電の浮体構造物設備と原子力発電設備の点検を検討対象とした。浮体構造物設備の点検箇所・内容は、一般的に日本海事協会の規則で定められているが、浮体式原子力発電に適用される規則が明確でないため、現在の規則の中で最も適切と考えられる日本海事協会鋼船規則 B 編船級検査第 12 章「海洋構造物等に関する検査」³⁴に規定の点検を実施することとし、検討した。また、浮体式原子力発電の原子力発電設備の点検箇所・内容は、陸上の原子力発電設備と大きな違いはないと考えられるため、柏崎刈羽原子力発電所 6 号機保全計画書³⁵を確認し、点検内容を把握した。更に、保全計画書に記載されていない保守作業の中で主要な作業を標準的な定期検査工程等で確認し、抽出した。次に、これら点検を含む保守作業の中で洋上ではできない可能性がある作業を抽出した。

「②保守実施場所毎のメリット・デメリットの整理」では、保守作業の実施場所毎（洋上・港湾）に①の検討結果、社会的及び、経済性の観点を含めてメリット・デメリットを整理した。

「③デメリットへの対応を検討」では、②で抽出したデメリットの一部について、対応を検討した。残りのデメリットについては、今後検討する。

なお、検討の前提条件として、以下を設定した。

- ・ 浮体構造物の形状は、モノコラム型（円筒型）とし、サイズは、MIT で検討された電気出力 300 MW の浮体式原子力発電（図 34）のサイズ（ハルの直径 45m、高さ 74m）とした。また、図 35 に示す構造で検討することとした。
- ・ 浮体構造物設備の対象は、水に接している箇所（バラストタンクを含む）とする。そのため、ヘリパッド等は対象外とする。
- ・ 位置保持技術は、係留と DPS（Dynamic Positioning System）の両方を対象とする。
- ・ 水深は 200～1000m の海域に立地しているとする（海上保安庁日本海洋データセンターの 500m メッシュ水深データから、無作為に選択した離岸距離 30km の地点における水深より設定）。

³³ Macio Mattoso Padua et al., “A Journey of Floating Production Systems in Brazil”, OTC-30554-MS, 2020.

³⁴ 日本海事協会「鋼船規則 B 編 船級規則」

³⁵ 東京電力ホールディングス株式会社「柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機保全計画（第 10 保全サイクル）」

- ・ 重量物運搬作業は、クレーンを使用して実施する。
- ・ 使用済燃料キャスクは、洋上で運搬船に受け渡すこととする（その他の重量物運搬も同様）。

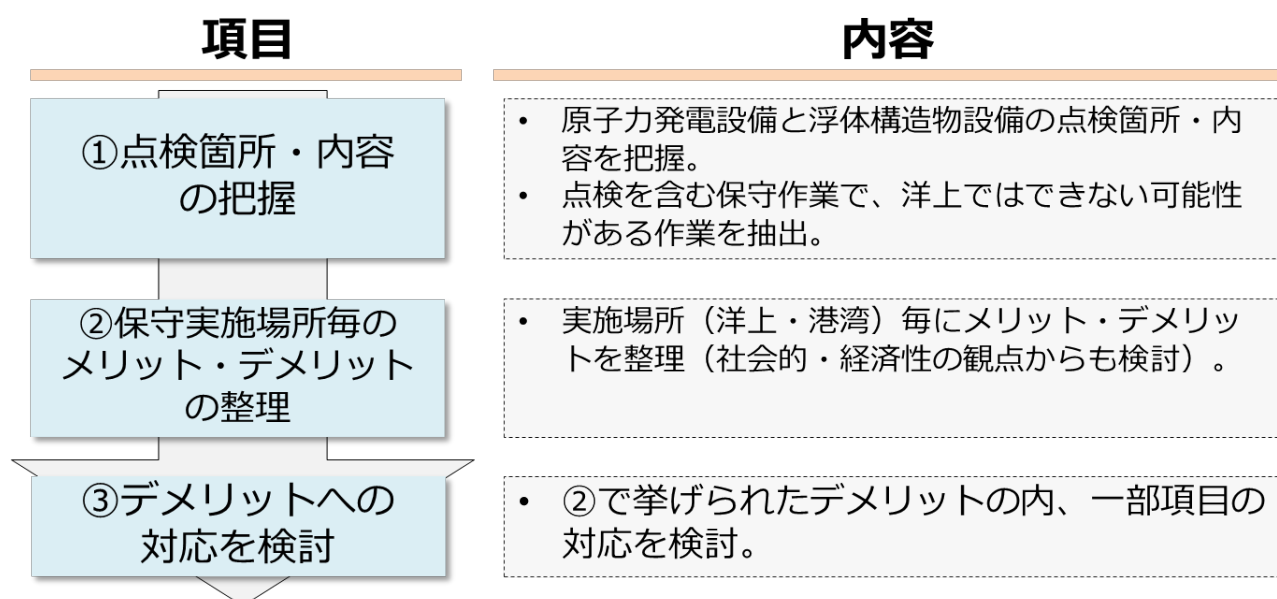
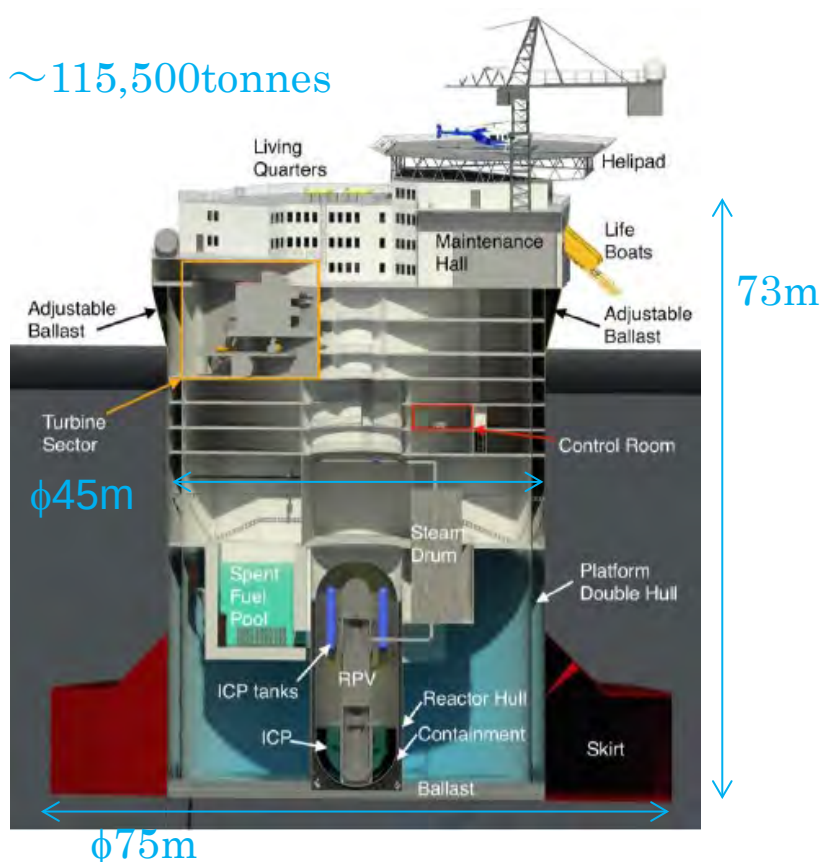


図 33 検討の進め方

排水量：～115,500tonnes

図 34 浮体構造物のサイズ³⁶

³⁶ J. Buongiorno et al., “The offshore Floating Nuclear Plant Concept”, Nuclear Technology 194, 2016.に一部追記。



図 35 検討の前提条件（構造）

3. 検討結果

3.1. 点検箇所・内容の把握（浮体構造物設備）

3.1.1. 点検箇所（浮体構造物設備）

浮体構造物内の設備の内、ヘリパッド等は浮体構造物上で点検を実施することに大きな課題はないと考えられるため、海水に接している箇所（ハル、バラストタンク等）、係留設備、DPS（Dynamic Positioning System）設備の3点を検討対象箇所とした。日本海事協会鋼船規則 B 編船級検査第 12 章「海洋構造物等に関する検査」に規定の設備の内、検討対象箇所に該当する設備は、図 36 に示すハル、バラストタンク、係留、スラストであった（詳細は参考 1 を参照）。

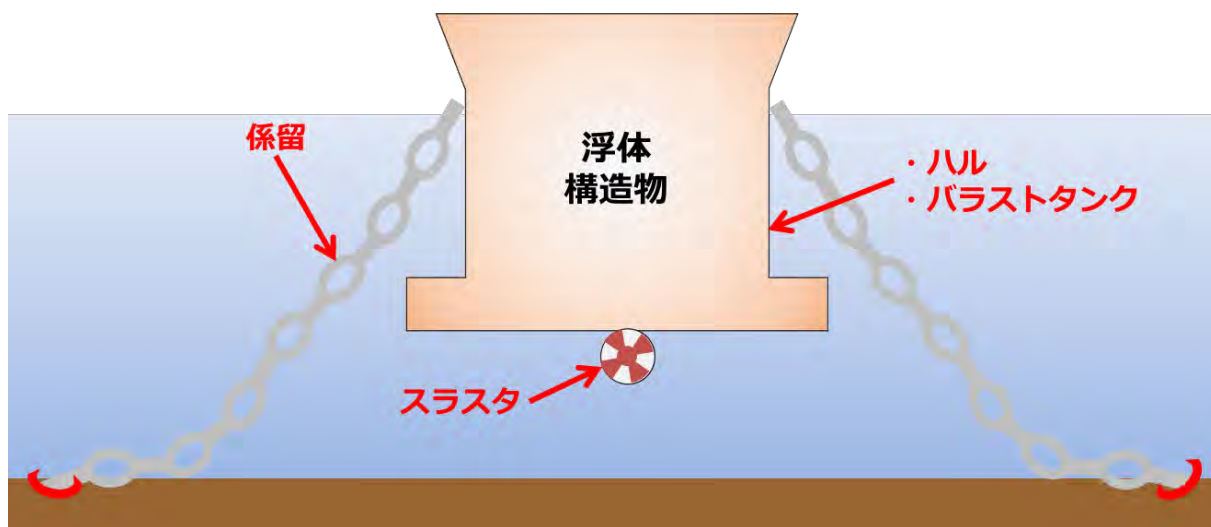


図 36 浮体構造物設備の検討対象箇所

3.1.2. 洋上での点検内容（浮体構造物設備）

洋上における検討対象箇所（ハル、バラストタンク、係留、スラスト）の点検内容について調査した結果を以下に示す。

■ ハル

ハルの点検内容は下記の通りであり、大きく分けると「状態確認（船底を含む）」と「板厚測定」である。点検内容には含まれないが、供用期間が 40 年とすると、保守作業として、再塗装が必要になると考えられる。

- ・ 喫水線上の目視可能な範囲内で、現状良好であることを確認（現状検査）。
- ・ 腐食を生じやすい箇所、構造の不連続部及び外板の開口部は特に注意して船底を検査する。この際、外板の開口部に取り付けられた格子板を取り外さなければならない。（船底検査）
- ・ 以前の検査において著しい腐食が認められた箇所については、板厚測定（構造部材の板厚測定）。

これらの洋上における点検方法として、HITS JIP(Hull Inspection Techniques and Strategy Joint Industry Project)では、ハルに付着している海洋生物を除去せず、ハルの内側から非破壊試験を行う

ことが検討・実施されている^{37,38}。その他にフランス海軍向けに開発された ROV（海洋生物付着除去・UT・カメラ・電位測定機能を有する）も存在する³⁹。また、上記では挙げられていないが、犠牲陽極を設置する場合には、ダイバーまたは ROV により犠牲陽極の状態を確認し、必要に応じて取替えを実施する必要があると考えられる。

再塗装については、洋上での実施（部分的な再塗装を含む）については、確認できなかった。一方、原子力発電所（沸騰水型原子炉）のサプレッション・チェンバーの再塗装作業が水中（海水ではない）で実施されているため⁴⁰、今後更なる調査が必要であるが、現状では数十年に一度の頻度で再塗装が必要になると考えられる。

■ バラストタンク

バラストタンクの点検内容は下記の通りである。

- ・ 内部検査（年次検査）
- ・ 内部検査の結果、広範囲にわたる腐食が認められた場合は、検査員の指示に従って板厚測定を行う。その際、著しい腐食が認められた場合は、規定に従って追加の板厚計測を行う。（年次検査）
- ・ 防食装置の有効性を確認する。（船底検査）

大きく分けると「内部検査」、「板厚測定」、「防食の有効性確認」である。これらの洋上における点検方法は、次の通り。

「内部検査」については、FPSO 等ではタンク内で有人による確認作業が行われているが、タンク内での有人作業は高所・狭隘部となることから、リスクが高い。そのため、HITS JIP において、ドローンを用いた点検が検討⁴¹されており、検討結果はポジティブな結果であったが、タンク内の鉄骨構造が電波受信の障害となることが課題として挙げられている。そのため、ドローンによる点検を考慮した設計を行うことで、よりドローンを点検に活用できるようにすることが可能になると考えられる。

「板厚測定」については、タンク外側（気中）からの非破壊試験による測定が考えられる。また、タンクを二重構造とする場合には、図 37 に示す原子炉圧力容器の UT 装置走行用レールを参考に二重構造の隙間に検査装置用レールを設けることも考えられる。

「防食の有効性確認」については、タンク内の目視確認結果（腐食状況）から判断することが考えられる。より詳細に確認する場合、犠牲陽極周辺の鋼材に対し、電位測定を実施し、当該部位の電位が十分低いことを確認することが考えられる。

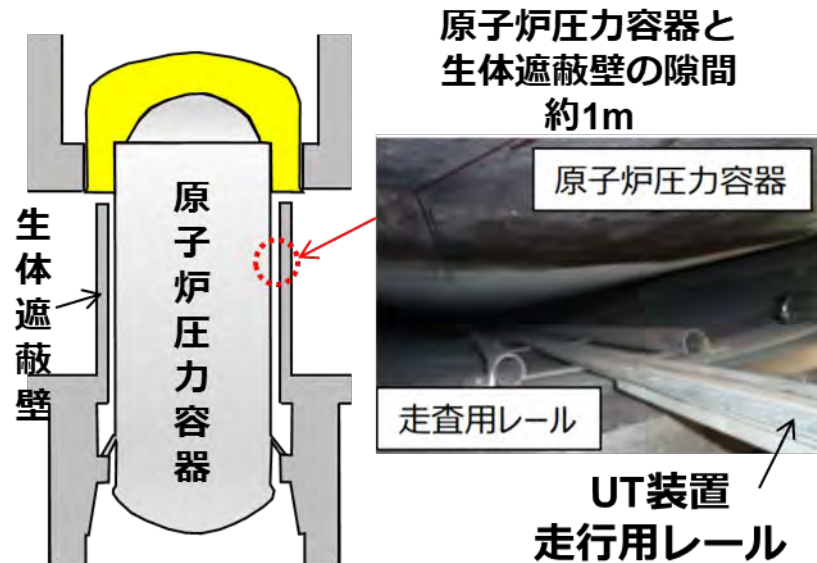
³⁷ R. Caldwell, “Hull Inspection Techniques and Strategy – Remote Inspection Developments”, SPE-186116-MS, 2017.

³⁸ D. Constantinis et al., “A New Approach for Effective Underwater Hull Inspection of Floating Offshore Assets”, OTC-26953-MS, 2016.

³⁹ R. Besart, “HERO: A New Tool for Hull Inspection”, OTC-24059.

⁴⁰ 株式会社東京エネシスニュースリリース；<https://www.qtes.co.jp/ir/document/news/816/>（2022/1/5 閲覧）

⁴¹ R. Caldwell, “Hull Inspection Techniques and Strategy - Remote Inspection Developments”, SPE-186116-MS, 2017.

図 37 原子炉圧力容器の UT 装置走行用レール ⁴²

■ 係留

係留の点検内容は下記の通りである（位置保持技術の章において記載の通り、緊張係留、ドルフィン係留の適用は考えにくいため、両係留設備に対して要求されている点検内容の記載は省略）。

- ・ 係留設備（所属具含む）の検査（年次検査）。
- ・ アンカーチェーンの詳細検査、係留設備に使用される機器の現状検査及び作動試験（定期検査、船底検査）
- ・ 第 1 回定期検査では、アンカー及び索を適当な場所に整備し、アンカーチェーンは適当に整列して、すべてのチェーン及びチェーン用部品が揃っていることを確認するとともに外観を検査。第 2 回定期検査以降は、アンカーチェーンの径を計測（船底検査）
- ・ 浮体式洋上風力発電設備に関するガイドラインでは、より具体的に以下を要求（浮体構造物上設置の設備は記載を省略）。
 - － 浮体施設及び海底係留点の設置位置の確認
 - － 係留ライン全長（接続端部含む）の現状検査
 - － 係留ラインにおいて腐食摩耗が著しい箇所の摩耗量測定
 - － チェーンを清掃の上、現状検査・NDE
 - － 高応力箇所、疲労寿命が短い箇所、係留ラインと海底係留点の連結部分について清掃のうえ現状確認
 - － 防食の有効性確認のため、係留設備の代表箇所（水中）での電位測定
 - － 係留設備に使用される機器の現状検査・作動試験

大きく分けると係留の「状態確認」、「摩耗量測定」、「電位測定」に分けられる。これらの洋上での点検方法は、次の通りである。

⁴² 写真は、第 4 回新規規制基準要件に関する事業者意見の聴取に係る会合 資料 4-3 より引用。

「状態確認」については、FPSO 等と同様に、ダイバー又は ROV により実施する（水深により使い分ける）。また、海洋生物付着物除去のためにクリーニング機能付き ROV を使用したプロジェクトも存在する⁴³。カテナリー係留の場合、その特徴から端部（海底側）は海底に着底しており、全面を目視点検できない点等が課題として挙げられている⁴⁴。

「摩耗量測定」については、付着物を除去し、ノギスにより測定されている⁴⁵が、光学ノギスを使用しているケースも確認された⁴⁶。

「電位測定」については、図 38 に示す様に照合電極（参照電極）を使用した電位測定が一般的であり、特に大きな課題はないと考えられる。

供用期間が 40 年であること、海底に着底する箇所の状態確認ができないこと等から、係留の交換を想定することは必須と考えられる。係留の損傷事例は多数報告⁴⁷されており、交換作業は多数実施されていると考えられる（具体的な交換方法までは、明文化されていない）。例えば、交換に関する報告として、西アフリカでのチェーン交換⁴⁸、北海でのロープ交換⁴⁹やチェーン・シャックルの交換⁵⁰が確認された。

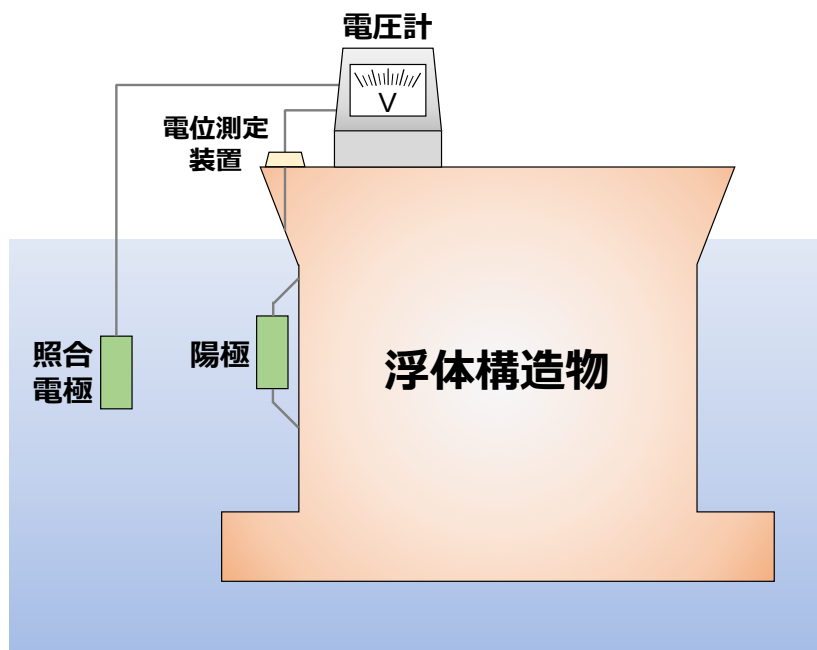


図 38 電位測定方法

⁴³ A. Restico, “Removing Marine Growth Using an ROV with Cavitation Technology”, OTC-26892-MS, 2016.

⁴⁴ A. Yao et al., “Review of Offshore Mooring System Life Extension - Challenges and Recommendations”, The 24th offshore symposium, 2019.

⁴⁵ KT Ma et al, “Improving Mooring Integrity through Standardized Inspection Practices – ADeepStar® 19403 Project”, OTC-31281-MS, 2021.

⁴⁶ A. Hall et al, “Mooring System Integrity: Deteriorative Mechanisms on Mooring Systems and Appropriate Inspection Techniques”, OTC 22615, 2011.

⁴⁷ E. Fontaine et al., “Industry Survey of Past Failures, Pre-emptive Replacements and Reported Degradations for Mooring Systems of Floating Production Units”, OTC-25273-MS, 2014.

⁴⁸ K. Ma et al., “Replacement of corroded mooring chain on an FPSO”, SNAME-SMC-2016-045, 2016.

⁴⁹ R. Leeuwenburgh, “Lifetime Extension North Sea FPSO, Mooring System Replacement Integrity and Design Challenges”, OTC-25232-MS, 2014.

⁵⁰ M. G. Brown, “10 Years Experience of North Sea FPSO Moorings Repair, Renewal and Life Extension Work”, SPE 166602, 2013.

■ スラスト

スラスト各部位でプロペラ軸の外観点検等の様々な点検を行う必要がある（詳細は参考 1 を参照）。これら作業が洋上で実施されていることは確認されなかったが、川崎重工業株式会社で開発されたスラスト（水中交換式レックスペラ）は水中で交換が可能であり、交換後に陸上で保守作業を実施することが考えられ、大きな課題はないと考えられる。

以上のまとめを表 10 に示す。バラストタンク、係留、スラストについては、洋上にて点検が可能と考えられる。ハルについては、状態確認や板厚測定が可能であるが、再塗装は、現状では港湾での実施（ドライドック入り）が必要になると考えられ、また、大規模補修等のためにドライドック入りが必要になる可能性があることを前提に環境を整備する必要がある。

表 10 浮体構造物設備の洋上での点検に関する検討結果まとめ

部位	まとめ
ハル	・ 状態確認、板厚測定が必要となるが、洋上において実施可能と考えられる。 ・ 再塗装については、ドライドック入りが必要になる可能性がある。
バラストタンク	・ 内部検査、板厚測定、防食の有効性確認が必要となるが、洋上において実施可能と考えられる。
係留	・ チェーンの現状検査、摩耗量測定、電位測定が必要となるが、洋上において実施可能と考えられる（カテナリー係留の場合、端部は海底に着底しているため、全面を目視点検できない等の課題が挙げられる）。 ・ 40 年の供用期間を考慮すると交換が必要になると考えられる。交換の具体的な手順・方法までは確認できていないが、海外での実績があるため、洋上において実施可能と考えられる。
スラスト	・ 水中交換式を採用し、交換したスラストを陸上に輸送し、工場で点検することが考えられる。

3.2. 点検箇所・内容の把握（原子力発電設備）

3.2.1. 点検箇所・内容（原子力発電設備）

浮体式原子力発電における原子力発電設備の点検箇所・内容と陸上の原子力発電におけるそれは同じと想定し、陸上の原子力発電における点検箇所・内容を確認した。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機保全計画書から抽出した点検計画一覧（参考 2）に挙げられている点検を「機器の種類」と「点検の方法」に分類し、各分類の該当数を整理した結果を表 11 に示す。最も多い機器の種類・点検の方法は、「ポンプの分解検査及び開放検査」（63 件）であり、ついで、「ポンプ電動機の分解検査及び開放検査」（55 件）、「その他（各種機器・構造物の付帯設備）の分解検査及び開放検査」（55 件）、「弁の機能・性能検査」（34 件）、「弁の分解検査及び開放検査」（32 件）及び、「計装関係の機能・性能検査」（31 件）となっている。なお、以下の設備については、表中のカウントに含んでいない。

- ・ クラス 1、2、3 機器（原子炉圧力容器）：非破壊試験、漏えい試験
- ・ クラス MC 容器（原子炉格納容器貫通部）：非破壊試験
- ・ 炉内構造物：外観点検
- ・ 原子炉本体のうち炉心：特性試験
- ・ 燃料集合体：外観点検
- ・ チャンネルボックス：取替
- ・ 燃料取替機：機能・性能試験、特性試験
- ・ 使用済燃料貯蔵プール：漏えい試験
- ・ 原子炉ウェル：漏えい試験
- ・ 制御棒：外観点検、取替
- ・ 水圧制御ユニット：分解点検
- ・ 制御棒駆動機構：分解点検、機能・性能試験
- ・ 制御棒駆動機構本体：分解点検
- ・ 原子炉格納容器：漏えい試験、開放点検
- ・ 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）：機能・性能試験
- ・ 原子炉建屋原子炉区域（鉄筋コンクリート）：簡易点検（圧縮強度(非破壊検査)、中性化深さ、塩化物イオン量、ひび割れ、表面劣化)
- ・ 原子炉建屋原子炉区域（鉄骨）：鋼材劣化
- ・ 主要制御盤：外観点検、絶縁抵抗測定、簡易点検
- ・ 補助ボイラー：解放点検、非破壊検査、特性試験、漏えい試験、保安装置試験、負荷試験
- ・ 高圧・低圧タービン：分解・開放点検、外観点検
- ・ 復水器：分解・開放点検
- ・ 湿分分離加熱器：分解・開放点検
- ・ 給水加熱器：解放点検
- ・ 取水路：海洋生物処理、防汚塗装、補修
- ・ 排気筒：外観点検
- ・ 非常用ディーゼル発電機：機能・性能試験、分解点検

- ・ 非常用ディーゼル機関：機能・性能試験
- ・ 電源車（発電機含む）：分解点検、運転確認
- ・ 中央制御室バウンダリ：漏えい試験

上記で挙げた点検以外の主な作業として、図 39 に示す原子炉圧力容器開放・復旧（原子炉容器上蓋の取外し・取付け作業）と燃料取替・装荷・配置換え作業が挙げられる。また、補修作業や新規設備設置作業として、重量物運搬作業、組立、据え付け、溶接、非破壊試験が挙げられる。

表 11 原子力発電設備点検内容の分類結果

検査の方法 機器又は系統の種類	分解検査及び 開放検査	外観点検	内面点検	簡易点検※	非破壊検査	漏えい（率）検査	特性検査	機能・性能検査	総合性能検査
系統								19	
ポンプ	63			26		2		23	
ポンプ電動機	55			1				7	
弁	32	1		5		7	1	34	
熱交換器	5				3				
ストレーナ、フィルター	11	3		1				2	
配管	5	1			4	3			
ろ過脱塩器、脱塩器	8				4				
タンク	24	1	1		11				
サンプ	9				5				
送風機、排風機、空調機、空気圧縮機	25			3				8	
送風機、排風機、空調機、空気圧縮機電動機	25							1	
電源関係	2	4		19			2	5	
計装関係（操作回路、検出回路、論理回路含む）				3			27	31	
構造物（支持構造物、ダクト・ダンパー含む）		14	2						
その他（各種機器・構造物の付帯設備）	55	9		14	3	4	5	14	

※グランド部点検、軸封部点検、オイルフラッシング、軸封部点検、潤滑油交換・補給、接液部手入れ、センタリング、シリカゲル交換、タイトシール補給、フィルター交換

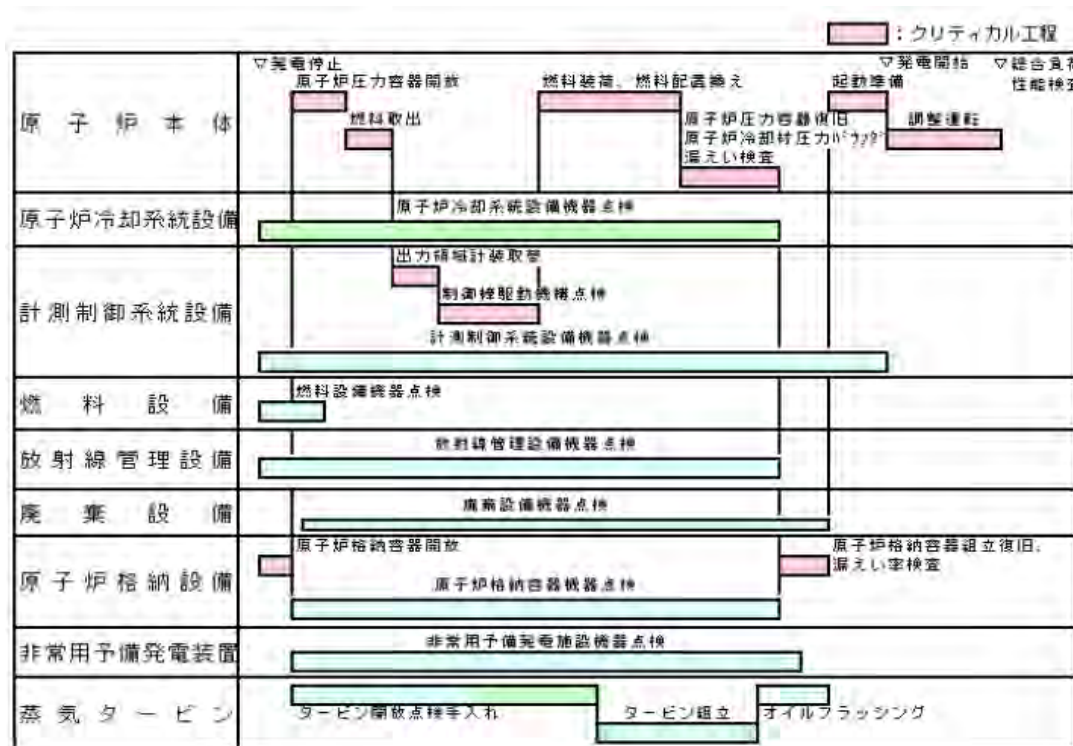


図 39 沸騰水型原子力発電所の定期検査工程⁵¹

3.2.2. 洋上における点検等の作業（原子力発電設備）

原子力発電設備の点検等の作業を洋上で実施する場合、揺動が作業に影響を及ぼす可能性が考えられるため、初めにモノコラム型の浮体構造物において、どの程度揺動が発生しているのか文献調査を行った。

MIT では、浮体式原子力発電（OFNP-300、電気出力 300 MW）で発生する揺動の大きさを評価している（表 12）。北海における 1、10、100、10000 年に一度の頻度の嵐に対する揺動の大きさを示す結果である。また、モノコラム型 FPSO の運動挙動に関する報告として、ブラジル沖に設置されているモノコラム型 FPSO（Sevan Piranema）の荒天時の運動挙動に関する報告⁵²、北海に設置されているモノコラム型 FPSO の荒天時の運動挙動に関する報告⁵³が挙げられる。これら報告は、荒天時の運動挙動に関する内容であり、点検等の作業は揺動が大きい荒天時に実施することは考えにくい（ただし、設備の故障等により安全に影響を及ぼす可能性がある場合には、荒天時にも作業を行う必要がある）ため、上記報告と日本の沖合 30km における月平均有義波高から荒天時以外の揺動の程度を推定した。図 40 に日本海側（北陸沖）の月平均有義波高を、図 41 に太平洋側（九州沖）の月平均有義波高を示す。日本海側（北陸沖）では、波高が高い 1 月で約 2m、低い 6 月で約 0.5m であった。太平洋側（九州沖）では、波高が高い 10 月で約 2m、低い 5 月で約 1.5m であった。上記文献調査結果（北海の文献では、

⁵¹ 原子力百科事典 ATOMICA

⁵² A.C. Saad et al., “Motion Behaviour of the Mono-Column FPSO Sevan Piranema in Brazilian Waters”, OTC 20139, 2009.

⁵³ T. B. Thorsen et al., “Operational Experience With a Cylindrical Floater Design Demonstrating the Feasibility of Safe Permanent FPSO/FSO Mooring in Areas With Tropical Cyclones”, OTC 24214, 2013.

有義波高約 6m、最大波高 8m の時間帯において、Pitch（縦揺れ）の有義振幅は約 1 度、Heave（上下揺れ）の有義振幅は約 1m より、日本の沖合 30km における荒天時以外の揺動は、Pitch（縦揺れ）の有義振幅は 1 度、Heave（上下揺れ）の有義振幅は 1m を大幅に下回ると推定される。

表 12 ODNP-300 の揺動解析結果⁵⁴

Wave, Current, and Wind Parameters for North Sea Storms*

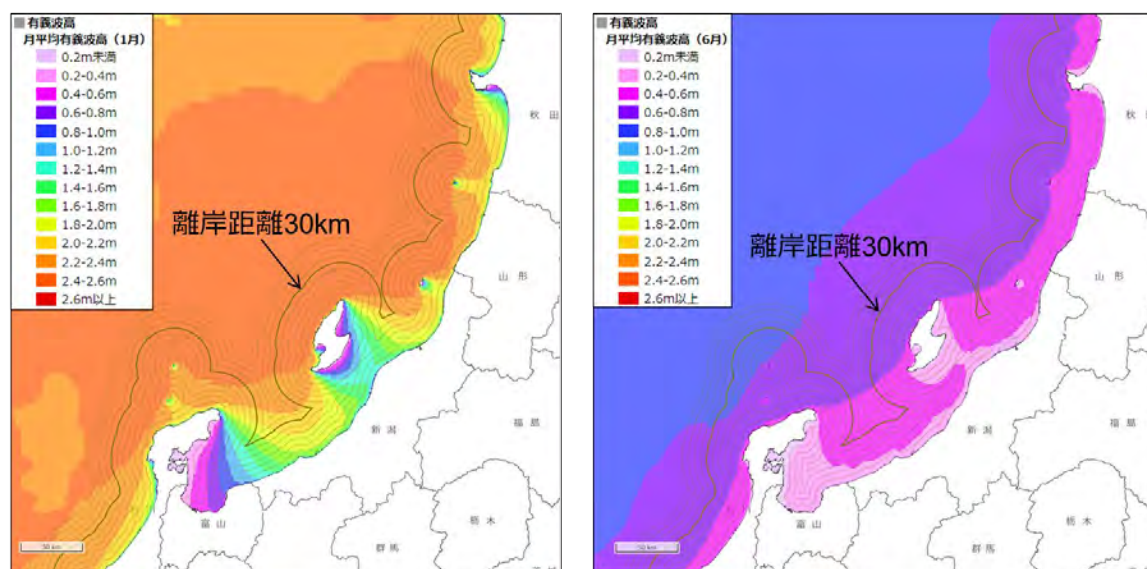
Storm	1 yr	10 yr	100 yr	10 000 yr
Wave height (m)	10.30	12.00	13.70	16.84
Wave period (s)	13.80	15.00	16.00	17.70
Wave speed (m/s)	28.70	31.90	34.80	39.82
Current speed (m/s)	0.59	0.67	0.76	0.96

*Reference 13.

Calculated Maximum Oscillation Amplitude and Accelerations for ONFP-300 Platform*

Storm (Return Frequency)	1 yr	10 yr	100 yr	10 000 yr
Surge (m)	3.92	5.22	6.55	9.25
Heave (m)	1.02	1.91	3.78	10.14
Pitch (deg)	2.64	3.21	3.82	8.40
Vertical acceleration (m/s ²)	0.23	0.27	0.36	0.75
Horizontal acceleration (m/s ²)	0.59	0.66	0.73	0.86

*Reference 13.

図 40 日本海側（北陸沖）の月平均有義波高（左：波高が高い 1 月、右：波高が低い 6 月平均）⁵⁵

⁵⁴ Y. Zhang, "Safety Analysis of a 300-MW(electric) Offshore Floating Nuclear Power Plant in Marine Environment", Nuclear Technology.

⁵⁵ 国立研究開発法人新エネルギー・産業技術開発機構（NEDO）の NeoWins

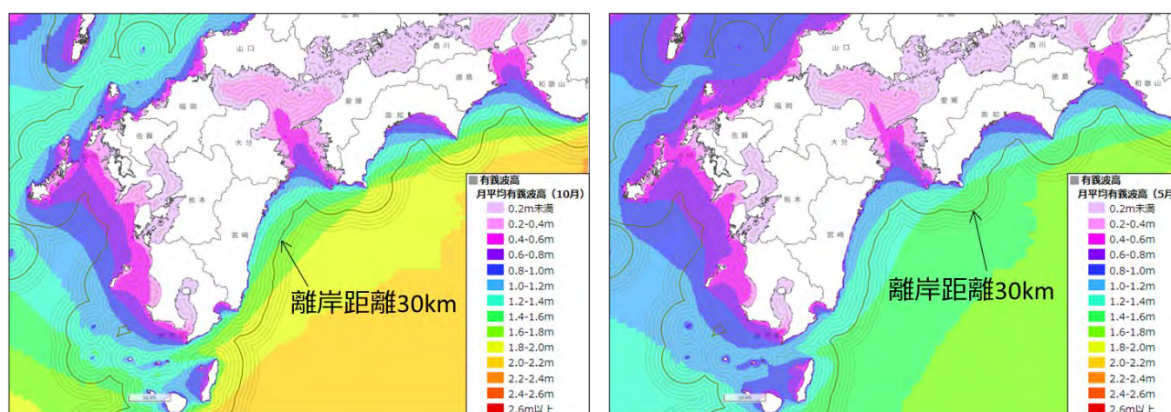


図 41 太平洋側（九州沖）の月平均有義波高（左：波高が高い1月、右：波高が低い6月平均）⁵⁶

荒天時以外の揺動は、小さいことが想定されるが、ゼロではないため、揺動がどのような作業に影響を及ぼすか検討した。検討は大きく分けて2つの観点で実施しており、1つ目は、把握した原子力発電設備の点検内容の内、実施数が多い3検査（「ポンプの分解検査及び開放検査」、「ポンプ電動機の分解検査及び開放検査」、「弁の分解検査及び開放検査」）について、一般的な作業内容を整理し、揺動の影響有無を検討した。2つ目は、揺動場での作業が懸念されるものを抽出した。以下に検討結果を示す。

■ 揺動によるポンプ、ポンプ電動機、弁の分解検査及び開放検査への影響

ポンプ、ポンプ電動機、弁の分解・点検・組立手順と揺動による作業への影響を検討した結果を参考3に示す。

ポンプについては、シャフトの振れ測定（図42）、センタリング作業（図43）において、揺動の影響を受ける可能性が考えられるが、船舶に設置されているポンプにおいても作業が実施されていること（FPSO等にもポンプは設置されている）、想定される揺動の大きさでは影響を受けることは考えにくいと想定されることから、影響はないと評価した。

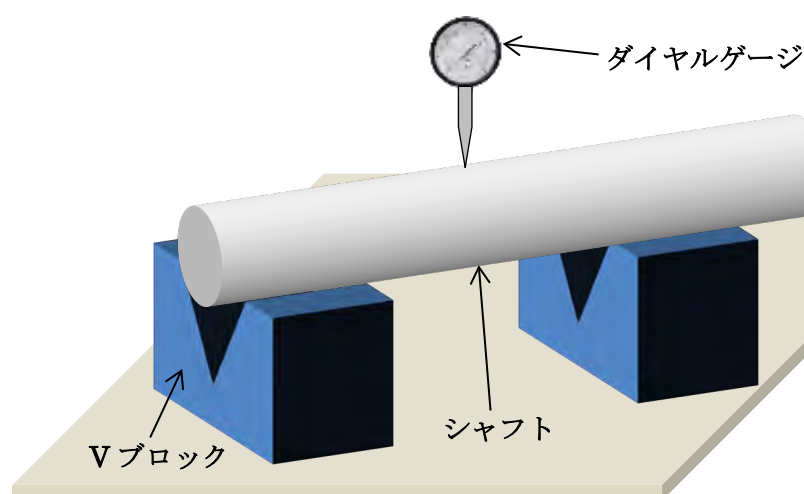


図 42 シャフトの振れ測定イメージ図

⁵⁶ 国立研究開発法人新エネルギー・産業技術開発機構（NEDO）のNeoWins

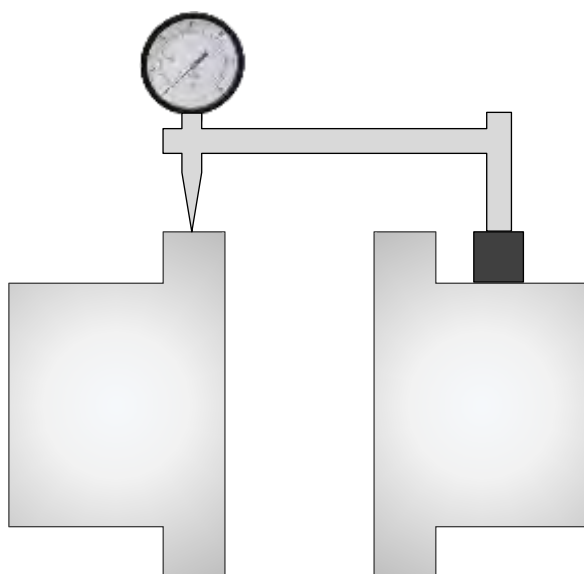


図 43 センタリング作業のイメージ図

ポンプ電動機については、固定子、回転子、軸受の分解点検において影響はないと評価した。
弁については、仕切弁を対象に検討し、分解点検への影響はないと評価した。

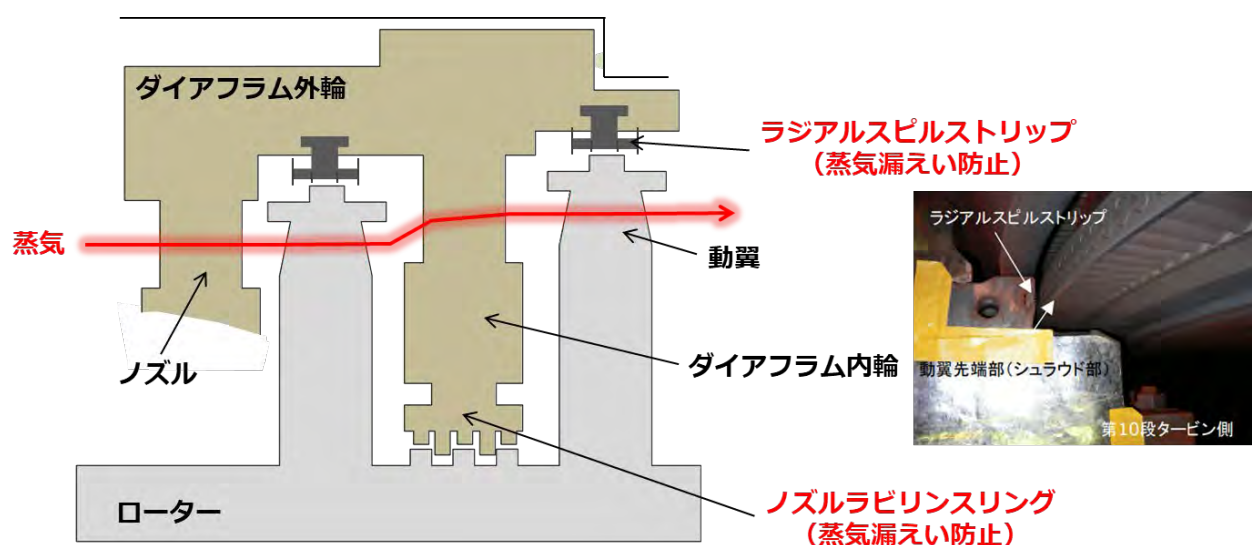
■ 揺動場での作業が懸念される作業の抽出

揺動場での作業が懸念される作業の抽出結果を表 13 に示す。抽出においては、幅広に抽出することが重要と考え、影響の可能性が低いと考えられる作業も対象として抽出しており、例えば、No.3 の「水平度測定や水平度の確保」はポンプのメンテナンスで実施する作業の一つであり、前述の通り船舶においても実施されているため、揺動の影響は受けないと考えられるが、抽出している。No.13 のタービン分解・復旧時にダイアフラムとローターの接触については、図 44 に示す様にタービン分解・復旧時にダイアフラムとローターの間隔が狭いため、ダイアフラムとローターが接触する可能性があると考え、抽出している。

表 13 揺動場での作業が懸念される作業一覧

No.	分類	内容
1	作業全般	・ 資機材仮置き時の固縛
2		・ 仮設足場を設置して行う高所作業
3		・ 水平度測定や水平度の確保
4		・ 精度が必要な取付け・取外作業（RPV/PCV ヘッドやポンプ組み立てなど）
5	炉内・燃料関係	・ 燃料移動（炉内、燃料プールラックへの収納）
6		・ 炉内 ISI や燃料点検時の遠隔操作（特に固定されていないものを使用する場合：カメラ、治具類、異物回収等）

No.	分類	内容
7		・ 燃料交換前後の炉内構造物（蒸気乾燥器・気水分離器）取り出し、据え付け
8		・ PCV、RPV の閉鎖時のオンベッセル
9		・ 炉底部検査時のインレットミキサー（ジェットポンプの部位）取り付け
10	重量物取扱作業	・ 揺動によるクレーン作業（使用済燃料（キャスク）搬出入作業、ハッチ、テストウエイト等）への影響
11		・ 浮体式原子力発電→輸送船への荷渡し（瀬取り）作業
12	回転体関係作業	・ 各種回転体点検時のセンタリング（タービンのセンタリング等）
13	タービン関係作業	・ タービン分解・復旧時にダイアフラムとローターが接触
14		・ タービン機関等では、振動測定により振動が管理値以内であることを確認しているが、揺動の影響が機関自体の振動に加わるのではないか。
15	溶接作業	・ 溶接作業（開先合わせ等）
16	非破壊試験	・ UT（自動）
17	作業以外	・ フロート式の弁・水位計やレベルスイッチの機能が発揮されるか。
18		・ スイング式逆止弁では、逆止弁の機能が発揮されるか。

図 44 タービンノズル・ダイアフラム・動翼の断面図 ⁵⁷⁵⁷ 写真は、東京電力株式会社「7号機タービン内部の点検状況について」（平成19年12月6日）より引用。

3.3. 保守実施場所毎（洋上・港湾）のメリット・デメリットおよびその対応

これまでの検討結果より、保守実施場所毎のメリット・デメリットを整理した結果を表 14 に示す。

表 14 保守実施場所毎（洋上・港湾）のメリット・デメリット

		洋上	港湾
メ リ ッ ト	定検期間 作業時間	・ ドックへの移動が不要で定検期間が短くなる（ただし、天候（海況）悪化による作業中止が大幅に多くないことが前提）	・ 天候悪化による揺動で作業が中断する頻度が少ない ・ 水中部分の再塗装が容易であり、定検短縮の可能性あり ・ 船内に加えて資機材の陸上保管が可能であり、調達時間の短い ・ 陸上作業との並行作業で定検短縮の可能性あり ・ 船内に加えて陸上の作業エリアも使用できるため、エリア調整に時間を要さない ・ 傷病者発生時の対応（緊急ヘリ要請と輸送時間）が短い
	コスト	・ ドックへの移動費が不要（タグボート費用、手続き等含む） ・ ドック移動中のテロ対策費が不要（警備船などの追加分） ・ ドックのテロ対策費が不要（警備員やPP設備の加など） ・ ドックの維持費が不要（専用ドックとした場合など） ・ ドックへの移動時間短縮可能で稼働率が向上する ・ メンテナンス用のドックを確保する必要がない	・ 船内に加えて陸上の資機材保管場所も使用できることから、運搬頻度の減少や一括運搬によるコスト削減の可能性あり ・ 船内に加えて陸上にも作業者の住居エリアを確保できるため、作業者の移動（通勤）に伴うコスト低減の可能性あり
	作業安全	・ ドック移動中の事故リスク無し（船舶衝突、タグ故障など）	・ 揺動が小さく、クレーンの楊重作業に関するリスクが少ない ・ 重量物（SF、NF、コンテナ）の瀬取り作業等がなくリスクが少ない
	その他 環境等	・ 社会的情勢によりメンテナンスができない（ドック入りができない）ことは発生しない	・ 船内に加えて陸上にも作業者の住居エリアが確保できるため、作業者の生活環境に関するストレスが少ない

		洋上	港湾
			・ 荒天時にも浮体構造物内へのアクセスが可能 ・ 再塗装が容易 ・ 重量物の搬出入は、洋上でのメンテナンス実施に比べて容易 ・
デ メ リ ツ ト	定検期間 作業時間	・ 天候悪化による揺動で作業が中断する頻度が多い※ ・ 水中部分の再塗装が困難であり、定検が長引く可能性あり ・ 船内の資機材保管場所が少なく、外部（陸上等）からの調達頻度が多くなり時間を要す ・ 船内の作業エリアが少なく、並行作業ができないため、定検工程を長引く可能性あり ・ 船内の作業エリアが少なく、作業エリア調整等に時間を要す ・ 傷病者発生時の対応（緊急ヘリ要請と輸送時間）が長い	・ ドッグへの移動が必要で定検期間が長くなる（ただし、天候（海況）悪化による作業中止が大幅に多くないことが前提）
	コスト	・ 資機材保管場所が少なく、外部からの運搬頻度が増加する ・ 資機材を専用船に保管する場合、造船コストが必要 ・ 専用船に作業者の住居を確保する場合、造船コストが必要 ・ 船内に作業者の居住エリアが確保できない場合、陸上または専用船との移動に連絡船等が必要となり、コストが増加する	・ ドックへの移動費が必要（タグボート費用、手続き等含む） ・ ドック移動中のテロ対策が必要（警備船などの追加分） ・ ドックのテロ対策が必要（警備員やPP設備の追加など） ・ ドックの維持費が必要（専用ドッグとした場合など） ・ ドックへの移動が必要であり稼働率が減少する ・ メンテナンス用のドックを確保する必要がある（ドック内の地盤が浮体構造物の重量に耐えることができるようにする必要有）
	作業安全	・ 揺動によるクレーン楊重作業にリスクあり（中断基準必要）	・ ドック移動中の事故リスクあり（船舶衝突、タグ故障など）

		洋上	港湾
		・ 重量物（SF、NF、コンテナ）の瀬取り作業等にリスクあり	
	その他環境等	・ 作業者の住居確保が難しく、ストレスが大きい	・ 社会的事情により、ドック入りできない、母港を固定できないことが発生する可能性がある

※揺動場での作業が懸念される作業は、表 13 に記載の通り。

これらの中で、洋上のデメリットとして挙げられている①作業員の居住環境等、②揺動場における重量物取扱作業への対応を検討した。

①作業員の居住環境等に関して検討が必要な事項として、浮体式原子力発電の場合には定検時に入構する 1000 人以上の作業者が船による移動となること、1000 人規模の作業者の食事、事務所、トイレなど、居住環境や通勤、検査官のアクセス、救急時対応が挙げられる。居住環境の設置場所としては、浮体原子力発電の浮体構造物設備内に設置すること、発電所近傍に居住環境を設置（固定式や船舶を用意、図 45）することが考えられ、500 人規模の居住環境については既に実績がある⁵⁸。アクセスについては、洋上風力発電と同様にアクセス装置（図 46）の使用が考えられる。ただし、このようなアクセス装置では、荒天時に使用できないことが課題として挙げられる（現在、荒天時にもアクセスができるように様々なアクセス装置が開発・実用化されている）。荒天時のアクセス方法として、浮体構造物内へのアクセス設備（図 47）の設置、ヘリコプターの使用が考えられる。モノコラム型 FPSO におけるヘリコプターの運用については、北海の厳しい嵐においても運用できたことが報告されている（ただし、浮体構造物の挙動の大きさでヘリコプターの運用制限が定められているため、これを超える場合には運用不可）⁵⁹。考えられる対応として、オンラインメンテナンスを導入することで一日あたりの作業員数を抑えること、アクセスについては、一定数は浮体式原子力発電内に居住することで事故対応等に必要な人員を把握することにより荒天時にも対応が可能な体制とすること、また、外部からの資機材運搬頻度の軽減対応等を含め、アクセス方法に多様性を持たせておくことが必要と考えられる。

⁵⁸ <http://floatel.no/offshore-floatels-harsh-environments> (2021/12/30 閲覧)

⁵⁹ T. B. Thorsen et al., “Operational Experience With a Cylindrical Floater Design Demonstrating the Feasibility of Safe Permanent FPSO/FSO Mooring in Areas With Tropical Cyclones”, OTC 24214, 2013.



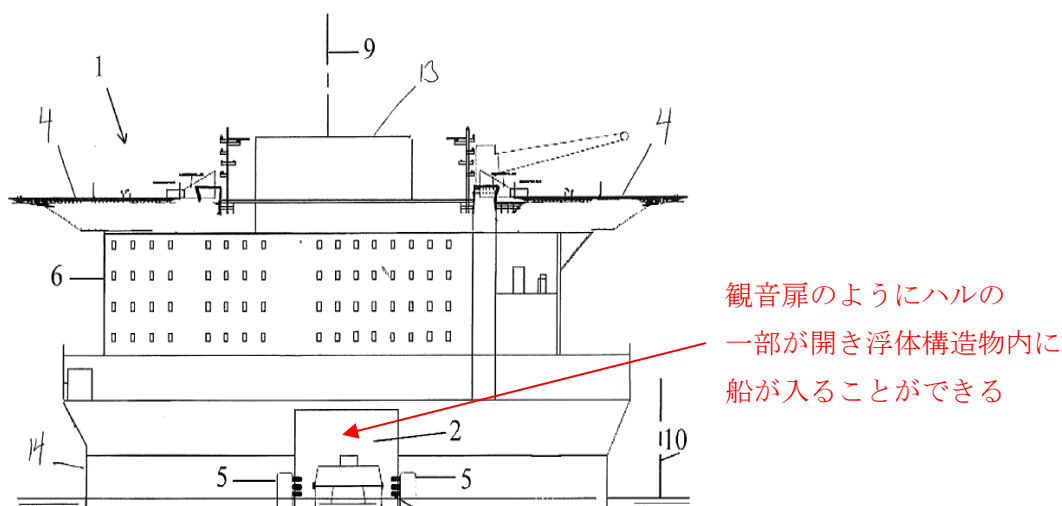
図 45 洋上風力発電で考えられている居住環境（上：固定式、下：船舶）⁶⁰



図 46 洋上風力発電におけるアクセス装置の外観⁶¹

⁶⁰ GL Garrad Hassan (2013) : A Guide to UK Offshore Wind Operations and Maintenance. The Crown Estate, Scottish Enterprise.

⁶¹ NEDO 「着床式洋上風力発電導入ガイドブック（最終版）」

図 47 浮体構造物内へのアクセス設備⁶²

②揺動場における重量物取扱作業について、洋上に浮体する一般の船舶や FPSO 等での運用について確認した結果、一般の船舶では航海中にトン単位の重量物をクレーンで取扱うことはなく、FPSO 等ではメンテナンスでクレーンを使用することは少なく、クレーンに揺動対策を施した特殊な設備は設けていないことを確認した。今後、対応について詳細な検討が必要であるが、上下の運搬については、クレーンではなく大型のエレベータを使用することも考えられる。

重量物取扱作業の一つとして、燃料関係が挙げられ、数 10 メートル下の水中下で燃料集合体や内挿物を取扱うため、センタリングへの影響や燃料損傷（特に PWR の場合はチャンネルボックスがないため、懸念）が懸念される。今後詳細な検討が必要ではあるが、下記の対応が考えられる。

- ・ 案内筒（もんじゅを参考）
- ・ 既設炉で曲がりがある燃料装荷時に実施する集合体装荷位置の周囲に「模擬燃料集合体」を装荷し、燃料集合体を装荷する方法の応用（ただし、ある程度燃料を装荷した時点では適用できない方法）
- ・ PWR の燃料集合体については、原子力船「むつ」（PWR）の燃料集合体のような構造を採用（図 48 参照）。
- ・ 高濃縮度燃料を使用し、交換の頻度を減らす。
 - ✓ 5 wt% 超の場合、燃料成型加工に関する適用指針が変わり、臨界事故対策に関する要求が高く、現状設備の大幅改善が必要である（成型加工以外の関連施設・設備も同様）。また、日本において 5 wt% 超の燃料を使用することが許容されるかについての議論が必要であり、更にはバックエンド（再処理）までを見据えた検討が必要である。

また、使用済燃料キャスクの使用済燃料運搬船への瀬取りを行う必要があるが、作業時には浮体式原子力発電の浮体構造物と輸送船の揺動により設備の損傷等が懸念される。対策として、図 47 に示す設備を設けることも考えられるが、現状の使用済燃料運搬船では、寸法の関係から浮体式原子力発電の浮

⁶² 特許「Marine Docking Stations」（米国特許、特許番号：09340264、日本では出願されていない）

体構造物内にアクセスすることができないと考えられるため、その方策についても今後検討が必要である。



図 48 原子力船「むつ」の燃料集合体と制御棒⁶³



主要寸法	全長約100m、全幅約16.5m
載貨重量	約3,000トン
総トン数	約5,000トン

図 49 国内の使用済み燃料運搬船の寸法⁶⁴

ここまでは、保守実施場所毎のメリット・デメリットについて整理・検討してきたが、保守実施場所に依らない浮体式原子力発電特有のデメリットとして、気密性が高いため作業換気が必要と考えられる

⁶³ むつ科学技術館展示物

⁶⁴ 原燃輸送株式会社ホームページ

こと、メンテナンス作業中の溢水リスクや作業環境（気温、照度等）の考慮が必要なこと、浮体式原子力発電の構造に起因した楊重作業増加が挙げられ、今後検討が必要である。

4. まとめ

浮体式原子力発電設備の浮体構造物設備と原子力発電設備における点検等の保守作業について調査を行い、洋上における保守作業の可否について検討した。

浮体構造物設備については、点検箇所・内容を把握し、洋上における点検可否を整理した。運転期間を 40 年とした場合、洋上において殆どの保守作業は可能と考えられるが、浮体構造物（ハル）の再塗装については、ドライドック入りが必要になると考えられる。また、洋上における保守作業のデメリットの中から「作業員の居住環境等」や「揺動場における重量物取扱作業」について検討し、モノコラム型 FPSO の状況等を調査したが、浮体式原子力発電への適用については、今後、詳細な検討が必要である。さらに、洋上における保守作業に限らず、大規模補修等のためにドライドック入りが必要になる可能性があることを前提に環境を整備する必要がある。

原子力発電設備についても浮体構造物設備と同様に点検箇所・内容を把握し、点検等の作業を洋上で実施する場合に課題になると考えられる作業を抽出した。

これらの結果から、保守実施場所毎（洋上・港湾）のメリット・デメリットを整理し、デメリットの一部について、対応を検討した。

参考 1 日本海事協会鋼船規則 B 編船級検査第 12 章「海洋構造物等に関する検査」に記載の点検内容と検討対象箇所判定結果

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
定期検査 (年次検査)	船体、艀装、消火設備及び備品の年次検査	現状検査	外板	・喫水線上の目視可能な範囲内で、現状良好であることを確認する。	○
			暴露甲板	・乾舷甲板及び船楼甲板上の貨物倉口、その他の倉口及びその他の開口の風雨密の閉鎖装置について、現状良好であることを確認する。	×
			甲板及び舷側の諸口	・乾舷甲板下の船側にある全ての出入り口（舷門及び載貨門等）の閉鎖装置の水密保全性について、現状良好であることを確認する。 ・舷窓及び内蓋について、現状良好であることを確認する。	×
			機関室囲壁	・機関室囲壁及びその出入口並びに焚火口室及び主機室天窓とそれらの閉鎖装置について、現状良好であることを確認する。	×
			通風筒	・通風筒及びその縁材並びに閉鎖装置について、現状良好であることを確認する。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			空気管	・ 空気管及びその閉鎖装置について、現状良好であることを確認する。 ・ 閉鎖装置にあつては、その状態に応じて、開放を要求することがある。	○
			水密隔壁、船楼端隔壁及び甲板室等	・ 水密隔壁の水密戸、各種貫通部及び止水弁並びに乾舷甲板下の場所に通じる昇降口を保護する甲板室又は昇降口室の出入口の閉鎖装置について、現状良好であることを確認する。 ・ 船楼端隔壁及びその開口について、現状良好であることを確認する。	○
			満載喫水線	・ 満載喫水線の標示が適当であるか否かを確認する。	×
			ブルワーク	・ ブルワーク及びその放水口の扉並びにヒンジ及び欄干について、現状良好であることを確認する。	×
			交通設備	手摺り、ギャングウェイ、歩路及びその他の船員の保護のための設備並びに船員の安全な交通のための設備について、現状良好であることを確認する。	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			排水管、吸入管、排出管、灰棄筒、ちり棄筒等及びそれらの弁	・ 排水管、吸入管、排出管及びそれらの弁装置について、現状良好であることを確認する。 ・ 灰棄筒及びちり棄筒等並びにそれらの弁装置について、現状良好であることを確認する。	×
			甲板上木材積付設備	・ 木材乾舷の標示の有無にかかわらず、甲板上に設置されている積付及び固定のための設備について、現状良好であることを確認する。	×
			揚錨・係船装置	・ これらの所属具を含み、視認できる範囲内で現状良好であることを確認する。 ・ 錨鎖庫及び錨鎖管への水の浸入を最小化するための閉鎖装置について、現状良好であることを確認する。	×
			消火設備	・ 固定式消火装置、移動式及び持運び式消火器、消防員装具、非常用消火ポンプ並びに国際陸上施設連結具の保守管理状況を確認する他、消火設備全般について現状良好であることを確認する。	×
			防火構造及び脱出設備	・ 前回検査時から、変更がないことを確認する。(非常脱出用呼吸具の設置状況の確認を含む。)	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			帆類	・ 所定の位置に取付け展開できるように準備した状態で、現状良好であることを確認する。	×
			曳航及び係留設備	・ 鋼船規則 C 編 27.2.2、C 編 27.2.3、CS 編 23.2.2 又は CS 編 23.2.3 の規定により曳航設備に安全曳航荷重 (TOW) 又は係留設備に安全使用荷重 (SWL) が明示されていること並びに当該設備について現状良好であることを確認する。	○
			積付計算機	・ 鋼船規則 C 編 34.1.1 及び 34.3.2 の規定により積付計算機の備付けが要求される船舶について、その管理状況を検査する。	×
			鋼船規則 C 編 23.8 に規定する船員の業務のためのはしご及びステップ等	・ 現状良好であることを確認する。	×
			船舶識別番号	・ 船舶識別番号の標示が要求される船舶について、その標示状態が現状良好であることを確認する。	×
			乗降設備	・ 現状良好であることを確認する。	×
			バウドア、内扉、サイドドア及びスタンドア	・ 現状良好であることを確認する。	×
			耳保護具	・ 現状良好であることを確認する。	×
			可搬式ガス検知器	・ 現状良好であることを確認する。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			ヘリコプター施設（ヘリコプター甲板、脱出設備、消火装置及び給油・格納設備）	・現状良好であることを確認する。	×
		効力検査	風雨密倉口蓋	・射水試験（検査員が必要と認める場合） ・機械駆動式倉口蓋にあっては、任意に選択したものについて作動確認を行う。なお、作動確認には、油圧装置、電源装置、ワイヤー、チェーン及び連結装置の作動確認も含む。	×
			水密隔壁水密戸並びに船楼端隔壁出入口及び乾舷甲板下の場所に通じる昇降口を保護する甲板室又は昇降口室の出入口の閉鎖装置	・作動確認並びに射水試験又は同等の試験。ただし、検査員が差し支えないと認める場合は、省略することができる。	×
			防火構造及び脱出設備に関連する各種装置	・作動確認	×
			火災探知装置及び火災警報装置（手動警報装置を含む。）並びに試料抽出式煙探知装置	・可能な限り、作動確認（故障警報の確認を含む。）	×
			消火ポンプ（非常用を含む。）、送水管、消火栓、消火ホース及びノズル等の射水消火装置	・射水試験。機関区域の無人化設備を備える船舶にあっては、1 のポンプの遠隔始動試験又は自動始動試験	×
			固定式甲板泡装置	・通水試験	×
			排煙用通風装置	・作動確認	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			復原性計算機	・ 2005 年 7 月 1 日以降に建造契約が行われた船舶に、復原性資料を補うものとして備えられた復原性計算機については、計算機能の確認を行う。	×
			水位検知警報装置	・ 作動試験。ただし、任意に選択したものについて行う。	×
			排水設備	・ 作動試験	×
			バウドア、内扉、サイドドア及びスタン ドア	・ 作動試験 ・ 射水試験（検査員が必要と認める場合）	×
			一般非常警報装置	・ 作動試験	×
			危険物の運送に対する特別な措置	・ 該当する場合、給水装置、ビルジ装置及び水噴霧装置についての作動試験	×
		年次検査 (区画及び タンクの内 部検査)	機関室及びボイラー室	・ 全般に対して内部検査を実施。	×
			貨物ポンプ室、他のポンプ室であって貨物 タンクに隣接するもの、貨物圧縮機室及び 貨物管トンネル	・ ガスを十分に排除し、内部を掃除したのち内部検査を行う。その際、ポンプ室及び貨物圧縮機室では特にポンプ類及び圧縮機等の据付け及び軸封部、隔壁の損傷及び貨物の漏洩（特に各種貫通部について）並びに通風装置の状態を注意して内部を検査する。	×
			バラストタンク	・ 建造後 5 年を超える船舶について、前回の定期検査又は中間検査の検査結果から、年	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
				次毎の内部検査が要求されているタンクについて内部検査を行う。	
			以前の検査において認められた疑わしい箇所	内部検査を行う	○
		構造部材等の精密検査	バウドア、内扉、サイドドア及びスタンダ	・バウドア、内扉、サイドドア及びスタンダの締付装置、支持装置、ロック装置及びそれらの溶接部	×
		構造部材等の板厚計測	貨物ポンプ室内、貨物圧縮機室内及び暴露した甲板上の貨物管装置、通気装置、パージ装置、ガスフリー装置及びイナータガス装置その他すべての管装置	・年次検査（現状検査）に規定する現状検査の結果、検査員が必要と認めた場合に板厚測定を行う。	×
			バラストタンク内の構造部材	・年次検査（区画及びタンクの内部検査）に規定する、建造後 5 年を超える船舶のバラストタンクに対する内部検査の結果、広範囲にわたる腐食が認められた場合は、検査員の指示に従って行う。その際、著しい腐食が認められた場合は、規定に従って追加の板厚計測を行う。	○
			バウドア、内扉、サイドドア及びスタンダ	・年次検査（現状検査）に規定する現状検査の結果、検査員が必要と認めた場合に板厚測定を行う。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			年次検査（区画及びタンクの内部検査）に規定する区画及びタンクの内部検査の結果、検査員が必要と認めた箇所	・板厚測定を行う。	○
			以前の検査において著しい腐食が認められた箇所	・板厚測定を行う。	○
			構造部材等が鉄鋼材料以外の場合にあっては、本会の適当と認めるところによる。	・板厚測定を行う。	○
		年次検査 (圧力試験)	「タンカー及び危険化学品ばら積船」に該当しないため、省略。		×
		ー	船体	・変更がないことの確認	○
			構造配置	・変更がないことの確認	×
			区画	・変更がないことの確認	×
			上部構造	・変更がないことの確認	×
			閉鎖装置	・変更がないことの確認	×
			船体暴露部、甲板、甲板室、甲板に取り付けられる構造物、掘削やぐらのサブストラクチャ（支持構造、接近可能な内部区画を含む。）	・検査を行う。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			接近可能な倉口、マンホール及びその他の開口	・ 検査を行う。	×
			機関室囲壁及び天蓋、昇降口並びに開口を保護する甲板室	・ 検査を行う。	×
			げん窓及び内蓋、載貨門並びに船側、船尾または閉囲された上部構造における類似の開口	・ 検査を行う。	×
			通風筒、タンク通風用管及びフレームスクリーン並びに閉囲区域からの船外排出管	・ 検査を行う。	×
			水密隔壁及び船楼端隔壁	・ 検査を行う。	×
			上記 5 箇所に取り付けられている閉鎖装置、倉口蓋及び戸並びにそれらの締付装置、敷居、縁材及び支持構造	・ 検査を行う。	×
			放水口並びに放水口の欄干、扉及びヒンジ	・ 検査を行う。	×
			船員の往來を保護する設備、ガードレール、保護索及び甲板室	・ 検査を行う。	×
			P 編 10 章に規定する係留設備及びそれぞれの所属具（ウインドラス、アンカーラックの付属物及びアンカーケーブルフェアリードを含む。）並びに当該設備の周囲の船体構造	・ 検査を行う。	○
			掘削やぐら	・ 検査を行う。	×
		現状検査	主機	・ 現状良好であることを確認する。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
	機関の年次 検査		動力伝達装置	・現状良好であることを確認する。	×
			軸系	・現状良好であることを確認する。	○
			プロペラ	・現状良好であることを確認する。	○
			主機以外の原動機	・現状良好であることを確認する。	×
			ボイラー	・現状良好であることを確認する。	×
			熱媒油加熱器	・現状良好であることを確認する。	×
			焼却設備	・現状良好であることを確認する。	×
			圧力容器	・現状良好であることを確認する。	×
			補機	・現状良好であることを確認する。	×
			管艀装	・現状良好であることを確認する。	×
			制御装置	・現状良好であることを確認する。	×
			電気機器	・現状良好であることを確認する。	×
			配電盤	・現状良好であることを確認する。	×
			機関室	・現状良好であることを確認する。	×
			ボイラー室	・現状良好であることを確認する。	×
			脱出設備	・現状良好であることを確認する。	×
		効力検査	油タンクの弁	・実行可能な範囲で、適宜、燃料油、潤滑油及びその他の可燃性油を含むタンクの弁の遠隔閉鎖装置の作動試験を行う。	×
			燃料油ポンプ、貨物ポンプ、通風機及びボイラー用送風機	・遠隔停止装置の作動試験を行う。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			非常電気設備	・ 関連する機器を含み作動試験を行う。なお、自動始動するものについては、自動モードでの試験も行う。	×
			通信装置	・ 機関の制御場所と船橋間及び操舵機区画と船橋間の通信装置について作動試験を行う。	×
			操舵装置	・ 主及び補助操舵装置（付属品及び制御装置も含む。）について、作動試験を行う。	×
			ビルジ装置	・ 弁（危急ビルジ弁を含む。）、コック、こし器、ポンプ、リーチロッド及び液面警報を含むビルジ装置の作動試験を行う。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			安全装置等	・ 次の(a)から(e)に掲げる事項について安全装置等の作動試験を行う。ただし、現状検査、航海中における状態及び本船側における試験結果等を基に、検査員が差し支えないと認める場合は、省略することができる。 <u>(a) 主機及び補助機関</u> ・ 主機、発電機及び推進補機並びに操船・保安補機を駆動する原動機にあつては、次の i)から iii)に掲げる安全装置又は警報装置の作動試験を行う。なお、検査員が必要と認める場合は、冷却水及び潤滑油の管理記録の確認を要求することがある。 i)過速度防止装置 ii)潤滑油の供給停止又は圧力低下の場合の自動停止装置及び警報装置 iii)主機として用いられる蒸気タービンにあつては主コンデンサの真空異常低下時の自動停止装置 <u>(b) ボイラー、熱媒油加熱器、焼却設備及びガス燃焼装置 (GCU)</u> ・ 安全装置、警報装置及び圧力計測指示装置（ボイラーの圧力計については、校正記録の確認を含む。）の作動試験を行う。また、安全弁の揚弁装置の作動試験を行う。ただし、排ガスエコノマイザの逃し弁の揚弁装置にあつては、	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
				年次検査の時期に検査に先立ち海上において機関長により適切な点検が行われていることをログブックの記録から確認する。なお、検査員が必要と認める場合は、ボイラー水及び熱媒油の管理記録の確認を要求することがある。 <u>(c) 監視装置</u>・圧力計、温度計、電流計、電圧計及び回転計等の作動試験 <u>(d) 自動制御装置又は遠隔制御装置</u>・推進機関（電気推進船にあつては電気推進装置を含む。）を船橋から遠隔で制御（制御のほか、監視、報告、警報及び安全措置に関するものを含む。）する装置に加え、推進補機並びに操船・保安補機の自動制御又は遠隔制御装置について、作動試験を行う。 <u>(e) 機関士呼出し装置</u>・機関士呼出し装置が機関士居住区域において明確に聴取できることを確認する。	
		－	機関の年次検査（現状検査、効力試験）に掲げる設備又は装置	機関の年次検査（現状検査、効力試験）に規定の内容を実施	○
			危険場所の電気設備	・現状を検査する。 ・建造後 10 年以上の船舶にあつては、これらの絶縁抵抗を測定する。ただし、適正な計	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
				測記録が保持されており、検査員が差し支えないと認める場合、これを省略できる。	
			自動船位保持設備	・構成する機器の現状を検査するとともに、自動船位保持設備試験要領書に従って効力試験を行う。	○
定期検査 (中間検査)	船体、艀装、消火設備及び備品の中間検査	現状検査	船体、艀装、消火設備及び備品の年次検査（現状検査）に掲げる設備又は装置	・船体、艀装、消火設備及び備品の年次検査（現状検査）の内容	○
			消火設備の各種予備品	・現状確認	×
			クロスフラッディング設備（浸水平衡装置）設備	・外観検査又は本会の適当と認める検査	×
		効力検査	船体、艀装、消火設備及び備品の年次検査（年次検査の効力試験）に掲げる設備又は装置（ただし、「水密隔壁水密戸並びに船楼端隔壁出入口及び乾舷甲板下の場所に通じる昇降口を保護する甲板室又は昇降口室の出入口の閉鎖装置」）	・船体、艀装、消火設備及び備品の年次検査（年次検査の効力試験の内容）	○
			水密隔壁水密戸並びに船楼端隔壁出入口及び乾舷甲板下の場所に通じる昇降口を保護する甲板室又は昇降口室の出入口の閉鎖装置	・作動確認 ・射水試験又はこれと同等の試験。ただし、検査員が差し支えないと認める場合は、省略することができる。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			排水、係船及び揚錨の装置	・ 作動確認。ただし、検査員が差し支えないと認める場合は、省略することができる。	×
			固定式ドライケミカル粉末消火装置	・ 配管の通気試験 ・ モニタ及びホースラインの作動確認 ・ 遠隔操作装置及び付属装置自動弁の作動確認 ・ 起動用又は加圧用ガスの検量	×
			水噴霧装置	・ 噴霧試験。噴霧量の確認は省略することができる。	×
			炭酸ガス消火剤、ハロン消火剤、ドライケミカル粉末消火剤	・ 消火剤の検量	×
			固定式炭酸ガス消火装置及び固定式ハロン消火装置	・ 配管の通気試験 ・ 警報装置の作動試験	×
			固定式泡消火装置及び固定式高膨脹泡消火装置	・ 送水管の通水試験	×
			固定式加圧水噴霧装置	・ 噴霧試験 ・ 加圧水ポンプの作動試験	×
			自動スプリンクラ装置	・ スプリンクラ用探知器を作動させたうえで放水警報、スプリンクラポンプの作動確認	×
			固定式局所消火装置	・ 配管の通気試験 ・ 警報装置の作動試験 ・ 給水ポンプ及び起動弁の作動試験	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			貨物区域の消防及び防火に係る各種開口の閉鎖装置	・ 作動確認	×
		区画及びタンクの内部 検査	機関室及びボイラー室	・ 全般について内部検査を行う。	×
			貨物ポンプ室、他のポンプ室であって貨物タンクに隣接するもの、貨物圧縮機室及び貨物管トンネル	・ ガスを十分に排除し、内部を掃除したのち内部検査を行う。その際、ポンプ室及び貨物圧縮機室では特にポンプ類、圧縮機等の据付け、軸封部、隔壁の各種貫通部及び通風装置の状態を注意して検査する。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			バラストタンク	・ 建造後 5 年を超え 10 年以下の船舶では、代表的なバラストタンクについて内部検査を行う。検査の結果、塗装の状態の不良、腐食又はその他の損傷が認められた場合、あるいは、建造当時より塗装が省略されている場合には、他の同じ様式のバラストタンクについても行う。 ・ 建造後 10 年を超える船舶では、すべてのバラストタンクについて内部検査を行う。 ・ 視認できる構造欠陥がない場合には、検査の範囲を防食措置の有効性を確認する程度にとどめて差し支えない。 ・ 二重底である場合を除き、塗装の状態が不良であり、かつ塗装補修されていないバラストタンク又は建造当時より塗装が省略されているバラストタンクが認められた場合、当該タンクの内部検査を毎年行う。二重底の同様なタンクにおいて、検査員が必要と認める場合は、毎年行う。	○
			貨物倉	・ 建造後 10 年を超える貨物船であって、専ら乾貨物を運送する船舶以外の船舶では、任意に選定した貨物倉について内部検査を行う。 ・ 建造後 15 年を超える船舶について、船	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
				首尾側からそれぞれ 1 個の貨物倉を選定して内部検査を行う。	
			以前の検査において認められた疑わしい箇所	・ 内部検査	×
		構造部材等の精密検査	バウドア、内扉、サイドドア及びスタンダードの締付装置、支持装置、ロック装置及びそれらの溶接部	・ 精密検査	×
		構造部材等の板厚計測	貨物ポンプ室内、貨物圧縮機室及び暴露した甲板上の貨物管装置、通気装置、パージ装置、ガスフリー装置及びイナートガス装置その他すべての管装置	・ 中間検査（現状検査）の結果、検査員が必要と認めた場合に板厚計測を行う。	×
			バラストタンク内の構造部材	・ 建造後 5 年を超える貨物船について、表 B4.2 第 2 項の検査の結果、塗装の状態が不良であり、かつ、塗装補修されていないバラストタンク又は建造当時より塗装が省略されているバラストタンクについて検査員が必要と認める場合は、検査員の指示するところにより板厚計測を行う。 ・ 板厚計測の結果、著しい腐食が認められる場合、規定に準じて追加の板厚計測を行う。	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			バウドア、内扉、サイドドア及びスタンドア	・ 中間検査（現状検査）の結果、検査員が必要と認めた場合に行う。	×
			以前の検査において認められた疑わしい箇所についての内部検査の結果、検査員が必要と認めた箇所	・ 板厚測定	○
			以前の検査において著しい腐食が認められた箇所	・ 板厚測定	○
			構造部材等が鉄鋼材料以外の場合にあっては、本会の適当と認めるところ	・ 板厚測定	○
		圧力試験	「タンカー及び危険化学品ばら積船」に該当しないため、省略。		×
		ー	船体、艀装、消火設備及び備品の年次検査（中間検査）、年次検査に掲げる設備又は装置	・ 船体、艀装、消火設備及び備品の年次検査（中間検査）、年次検査の内容	○
			船体及びプラットフォームの外部、特に、機関室及び代表的なコファダム、海水タンク等の水タンク、燃料タンク等の油タンクの外部	・ 現状を見ることができる範囲内での検査。	×
			水密性及び風雨密性が要求される窓、戸等の開口部及びそれらの閉鎖装置の検査並びにそれらの所属具	・ 現状を見ることができる範囲内での検査。ただし、閉鎖装置については、効力試験を行う。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
	機関及び電気設備の中間検査	現状検査	機関の年次検査（現状検査）に掲げる設備又は装置	・機関の年次検査（現状検査）で挙げられている検査の内容	○
			往復動内燃機関（主機並びに推進補機並びに操船・保安補機を駆動する補助機関）	・クランク軸の軸心を検査し、必要な場合には軸心の調整を行う。	×
			電気設備	・発電機、配電盤（いずれも非常用を含む。）、電動機、ケーブル並びに電気推進船にあつては推進用電動機用制御器及び推進用半導体電力変換装置の主回路部の絶縁抵抗を測定し、現状が良好であることを確認する。その値が 規定に合格しないときは、調整する。ただし、適正な測定記録が保持されており、検査員が差し支えないと認める場合にはこの測定を省略することができる。	×
			冷凍機器	・機器を運転状態において検査すると共に冷媒の漏れの有無を確認する。また、安全装置の現状が良好であることを確認する。	×
			機関予備品及び属具	・機関予備品及び属具を確認する。	×
		効力試験	機関の年次検査（効力試験）に掲げる設備又は装置	・機関の年次検査（効力試験）に掲げる検査の内容	○
		—	機関及び電気設備の年次検査、機関の中間検査で挙げられている検査箇所	・機関及び電気設備の年次検査、機関の中間検査で挙げられている検査の内容	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
定期検査 (定期検査)	船体、艀装、消火設備及び備品の定期検査	現状検査	船体、艀装、消火設備及び備品の中間検査（現状検査）に掲げる設備又は装置	・ 船体、艀装、消火設備及び備品の中間検査（現状検査）に掲げる検査の内容	○
			すべてのビルジ管装置及びバラスト管装置	・ 詳細な検査	○
			暴露甲板に設置される自動閉鎖式空気管頭並びに機関室及び貨物区域の通風筒及びその閉鎖装置	・ 詳細な検査	×
			バウドア、内扉、サイドドア及びスタンドアのヒンジ、ベアリング及び推力軸受け	・ 隙間計測	×
			排水装置の逆止弁	・ 開放検査	×
		効力試験	船体、艀装、消火設備及び備品の中間検査（効力試験）に掲げる設備又は装置	・ 船体、艀装、消火設備及び備品の中間検査（効力試験）に掲げる試験の内容	○
			積付計算機	・ 正常に作動することを確認	×
			すべての機械駆動式倉口蓋	・ 作動試験（作動試験には、油圧装置、電源装置、ワイヤー、チェーン及び連結装置の作動試験も含む。）	×
			すべての風雨密倉口	・ 射水試験又はこれと同等の試験	×
			すべてのビルジ管装置及びバラスト管装置	・ 効力試験及び作動試験	○
			すべてのバウドア、内扉、サイドドア及びスタンドア	・ 射水試験又はこれと同等の試験	×
			水密隔壁水密戸並びに船楼端隔壁出入口及び乾舷甲板下の場所に通じる昇降口を保護	・ 射水試験又はこれと同等の試験	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			する甲板室又は昇降口室の出入口の閉鎖装置		
		区画及びタンク等の内部検査	原木、塩、石炭、硫化鉱等の鋼材の腐食を促進させる貨物を積載した貨物倉の構造、配管、倉口蓋等の腐食の進み易い部分	・当該区画及びタンクの構造及び各種配管等の艤装品の現状を詳細に検査	×
			ボイラーの下部や加熱等により高温に曝される部材等の腐食の進み易い部分	・内部検査	×
			倉口等の甲板開口のすみ部の甲板、丸窓の部分の外板等の構造の不連続部	・内部検査	×
			塗装又は防食措置が施されているタンクにあっては、塗装又は防食措置の状態	・内部検査	×
			各測深管の下部で、測深棒の衝撃を受ける箇所に取付けられた鋼板の状態	・内部検査	×
			セメント、被覆材の施された部分では、その付着状態	・内部検査	×
			類似船又は類似構造に損傷の発生した部分	・内部検査	×
			船殻構造と一体となる強制浸水ダクト及び通風トランク（第3回定期検査以降のみ）	・内部検査	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
		構造部材等の精密検査	貨物倉内の肋骨下端部及び外側肘板並びに横隔壁の下部	・精密検査（検査員が差し支えないと認める場合、遠隔検査技術を用いた精密検査を行うことができる。遠隔検査技術を用いた精密検査の対象部材に対する板厚計測が要求される場合にあつて、遠隔検査技術による板厚計測が不可能な場合には、板厚計測のための一時的なアクセス手段を使用しなければならない。）	×
			貨物倉内の空気管及び測深管の内底板直上の部分	・精密検査（検査員が差し支えないと認める場合、遠隔検査技術を用いた精密検査を行うことができる。遠隔検査技術を用いた精密検査の対象部材に対する板厚計測が要求される場合にあつて、遠隔検査技術による板厚計測が不可能な場合には、板厚計測のための一時的なアクセス手段を使用しなければならない。）	×
			すべての倉口蓋及び倉口縁材の板及び防撓部材	・精密検査（検査員が差し支えないと認める場合、遠隔検査技術を用いた精密検査を行うことができる。遠隔検査技術を用いた精密検査の対象部材に対する板厚計測が要求される場合にあつて、遠隔検査技術による板厚計測が不可能な場合には、板厚計測のための一時的なアクセス手段を使用しなければならない。）	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			バウドア、内扉、サイドドア及びスタン ダアの締付装置、支持装置、ロック装置及び それらの溶接部	・精密検査（検査員が差し支えないと認める 場合、遠隔検査技術を用いた精密検査を行う ことができる。遠隔検査技術を用いた精密検 査の対象部材に対する板厚計測が要求される 場合にあつて、遠隔検査技術による板厚計測 が不可能な場合には、板厚計測のための一時 的なアクセス手段を使用しなければならない。 い。）	×
		構造部材等 の板厚計測	【建造後 5 年以下の船舶に対する定期検 査（第 1 回定期検査）】 疑わしい箇所すべてのバウドア、内扉、サ イドドア及びスタンダアについて、検査員 が必要と認めた場合、適当数の板及び防撓 部材	・板厚測定	×
			【建造後 5 年を超え 10 年以下の船舶に 対する定期検査（第 2 回定期検査）】 疑わしい箇所	・板厚測定	×
			【建造後 5 年を超え 10 年以下の船舶に 対する定期検査（第 2 回定期検査）】中 央部 0.5L 間の 1 個の横断面の強力甲板 の各板すべてのバウドア、内扉、サイド ドア及びスタンダアについて、検査員が必要 と認めた場合、適当数の板及び防撓部材	・板厚測定	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			【建造後 10 年を超え 15 年以下の船舶 に対する定期検査（第 3 回定期検査）】 疑わしい箇所	・板厚測定	×
			【建造後 10 年を超え 15 年以下の船舶 に対する定期検査（第 3 回定期検査）】 中央部 0.5L 間における 2 個の横断面の 各縦通部材。可能な場合、異なる 2 つの 貨物倉の横断面とする。ただし、横式構造 にあっては当該横断面近傍の横肋骨材及び 横肋骨端部肘板を含む。	・板厚測定	×
			【建造後 10 年を超え 15 年以下の船舶 に対する定期検査（第 3 回定期検査）】 船首尾バラストタンクの内部構造部材	・板厚測定	○
			【建造後 10 年を超え 15 年以下の船舶 に対する定期検査（第 3 回定期検査）】 すべての貨物倉口の倉口縁材についてそれ ぞれの側縁材及び端縁材の両端及び中央部 の板及び適当数の防撓部材	・板厚測定	×
			【建造後 10 年を超え 15 年以下の船舶 に対する定期検査（第 3 回定期検査）】 すべての貨物倉口蓋の適当数の板及び防撓 部材	・板厚測定	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			【建造後 10 年を超え 15 年以下の船舶に対する定期検査（第 3 回定期検査）】 すべてのバウドア、内扉、サイドドア及びスタンドアについて、検査員が必要と認めた場合、適当数の板及び防撓部材	・板厚測定	×
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】疑わしい箇所	・板厚測定	×
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】 強力甲板の各板	・板厚測定	×
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】 中央部 0.5L 間における貨物区域の 3 個の横断面の各縦通部材。ただし、横式構造にあっては当該横断面近傍の横肋骨材及び横肋骨端部肘板を含む。	・板厚測定	×
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】	・板厚測定	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			バラスト喫水線と満載喫水線の間すべての船側外板の各板		
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】 船楼甲板の適当数の板	・板厚測定	×
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】 平板竜骨の各板並びにコファダム、機関室及びタンク後端部における適当数の船底外板	・板厚測定	×
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】 シーチェスト部の水密板及び検査員が必要と認めた場合の船外排水管周りの外板	・板厚測定	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】 すべての貨物倉において、水密横隔壁の最下端部の各板（2 層以上の甲板がある場合には、それぞれの甲板における最下端部の各板）及び防撓部材	・ 板厚測定	×
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】 船首尾バラストタンクの内部構造部材	・ 板厚測定	○
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】 すべての貨物倉口の倉口縁材についてそれぞれの側縁材及び端縁材の両端及び中央部の板及び適当数の防撓部材	・ 板厚測定	×
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】 すべての貨物倉口蓋の適当数の板及び防撓部材	・ 板厚測定	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			【建造後 15 年を超える船舶に対する定期検査（第 4 回定期検査及びそれ以降の定期検査）】 すべてのバウドア、内扉、サイドドア及びスタンダードアについて、検査員が必要と認めた場合、適当数の板及び防撓部材	・ 板厚測定	×
		ー	タンクの内部及び外部	・ 検査（現状検査による水密性の確認を含む）	○
			水密隔壁及び甲板を含む船体またはプラットフォームの内部及び外部	・ 検査（現状検査による水密性の確認を含む）	○
			コファダムの内部及び外部	・ 検査	×
			空所の内部及び外部	・ 検査	×
			スポンソンの内部及び外部	・ 検査	×
			チェーンロッカの内部及び外部	・ 検査	×
			ダクトキールの内部及び外部	・ 検査	×
			ヘリコプター甲板及びその支持構造の内部及び外部	・ 検査	×
			機関区域の内部及び外部	・ 検査	×
			船首尾区画の内部及び外部	・ 検査	×
			舵機室の内部及び外部	・ 検査	×
			上記 11 箇所以外の区画の内部及び外部	・ 検査	×
			すべてのタンクを通して水が自由に出入りする区画の内部及び外部	・ 検査	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			区画を通して水が自由に出入りする区画の内部及び外部	・ 検査	×
			掘削装置を通して水が自由に出入りする区画の内部及び外部	・ 検査	×
			水密隔壁、船体及び甲板並びにその他の区画	・ 現状検査による水密性の確認	×
			疑わしい箇所及び構造上重要な箇所	・ 検査（検査員が必要と認めた場合、水密試験、非破壊検査、板厚計測を行う）	×
			掘削やぐらのサブストラクチャ及びその支持構造並びにジャッキハウス、甲板室、上部構造、ヘリコプター離着陸場所、取水塔並びに甲板及び船体に取り付けられるそれらの付属物	・ 検査	×
			船体、甲板、上部構造及び甲板室に取り付けられる掘削設備の基部、支持部材、ブラケット及び防撓材	・ 検査	×
			掘削やぐら	・ 検査	×
			特殊構造部材及び一次構造部材並びに構造上厳しい箇所	・ 精密検査（検査員が差し支えないと認める場合、遠隔検査技術を用いることができる）	×
			衰耗が明らか、または疑わしい箇所	・ 板厚計測	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			バラストタンク	・バラストタンク内の防食措置の状態を確認し、次の(a)から(c)に該当するバラストタンクは、本会が決めた頻度で内部検査を行う。また、検査員が必要と認める場合、板厚計測を行う。 (a) 塗装の状態が不良で、かつ、塗装補修されていないバラストタンク (b) ソフトまたはセミハード塗装が適用されているバラストタンク (c) 建造当時より塗装が省略されているバラストタンク	○
			タンク	・圧力試験（使用状態で起こりうる最高液面又は設計時に想定した最高液面に相当する圧力で試験が行われなければならない。ただし、内部検査及び外部検査の結果、検査員が現状良好と認める場合には、圧力試験を省略することができる。）	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			係留設備（ウインドラス、アンカーラックの付属物及びアンカーケーブルフェアリードを含む。）	・以下に掲げる検査を行う。(a) アンカー係留設備又は緊張係留設備にあつては、アンカーチェーン又は緊張係留ラインを詳細に検査するとともに寸法等の計測を行う。(b) 係留設備に使用される機器の現状検査及び作動試験(c) 緊張係留設備であつて、緊張係留ラインがパイプの場合、当該パイプの詳細な検査及び板厚計測(d) ドルフィン係留設備の防衝設備及びその周辺の船体構造並びにそれらの所属具	○
			自動船位保持設備	・それらの装置及び所属具の現状検査	○
	機関及び電気設備の定期検査	現状検査	機関の年次検査（現状検査）に掲げる設備又は装置	機関の年次検査（現状検査）に掲げる検査	○
			往復動内燃機関（主機並びに推進補機並びに操船・保安補機を駆動する補助機関）	・台板及び架構の要部並びに機関据付けボルト、チョックライナ及び支柱ボルトを検査する。 ・クランク室開閉扉及び過圧防止逃し弁並びに掃気室保護装置を検査する。 ・防振ダンパ、ディチューナ、バランサ及びコンペンセイタを検査する。 ・クランク軸の軸心を検査し、必要な場合には軸心の調整を行う。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			電気設備	・ 配電盤（非常用を含む）、配電器具、ケーブル等をできる限り検査する。 ・ 発電機、配電盤（いずれも非常用を含む）、電動機、ケーブル並びに電気推進船にあっては推進用電動機用制御器及び推進用半導体電力変換装置の主回路部の絶縁抵抗を測定し、現状が良好であることを確認する。その値が H 編 2.18.1 の規定に合格しないときは、調整する。ただし、適正な測定記録が保持されており、検査員が差し支えないと認める場合には、この測定を省略することができる。	×
			冷凍機器	・ 安全装置の現状が良好であることを確認する。 ・ 機器を運転状態において検査するとともに、冷媒の漏れ試験を行う。	×
			機関予備品及び属具	機関予備品及び属具を検査する。	×
		効力試験及び圧力試験	機関の年次検査（効力試験）に掲げる設備又は装置	機関の年次検査（効力試験）に掲げる試験	○
			調速機、開閉器及び遮断器	発電機を負荷状態において、単独又は並列運転し効力試験を行う。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			コンデンサ、蒸発器及びレシーバ	アンモニア（R717）を冷媒とする冷凍機器に使用されるものに対し、一次冷媒の圧力を受ける部分について、逃し弁調整圧力の90%以上、かつ設計圧力の90%以下の圧力で圧力試験を行う。ただし、本会が適当と認めた場合は、圧力試験は、他の方法に替えることができる。	×
			上記 2 つ以外の機器（装置、設備）及びその部品	検査員が必要と認める場合は、規定を準用して圧力試験を行う。	×
			照明装置、船内通信及び信号設備、機械通風装置、その他の電気機械及び器具等	検査員が必要と認める場合は、安全操作に係るインターロック装置の作動確認を含む効力試験を行う。	×
			発電装置等	発電装置及び重要な補機の効力試験を行う。	×
		－	機関及び電気設備の年次検査に掲げる設備又は装置	機関及び電気設備の年次検査に掲げる検査	○
定期検査 (船底検査)	－	－	竜骨を含む外板、船首材及び船尾材	・ 腐食を生じやすい箇所、構造の不連続部及び外板の開口部は特に注意して検査する。この際、外板の開口部に取り付けられた格子板を取り外さなければならない。ただし、検査員が差し支えないと認める場合は、格子板の取り外しを省略することができる。	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			舵	・ 持ち上げ又は取り外して、舵板、ピントル、ストック、カップリング及び船尾材の現状検査を行なう。検査員が必要と認めた場合は舵について圧力試験を要求することがある。ただし、各軸受部の間隙計測等により、検査員が現状良好と認める場合は、持ち上げ又は取り外しを省略して差し支えない。	×
			乾舷甲板下の排水管、その他の排出管及び海水吸入管（ディスタンスピースを含む。）並びに外板、シーチェスト又は外板付ディスタンスピースに取り付けられた弁及びコック並びにサイドスラスト	・ 弁及びコックは、要部を開放して検査し、これらを取り付けるボルト又はスタッドを検査する。ただし、前回の船底検査時にそれらの弁及びコックの開放検査が行われ、検査員が差し支えないと認める場合は、弁及びコックの要部の開放を省略することができる。 ・ サイドスラストは外観を検査し、船殻構造に影響を及ぼす損傷が無いことを確認する。	○
			船尾管又は張出し軸受の軸受部	・ プロペラ軸（プロペラ軸軸受にころがり軸受を採用する旋回式推進装置の場合を除く。）又は船尾管軸との間隙又は軸降下量の計測及び記録を行う。	○
			船尾管シール装置及び張出し軸受シール装置	・ 油潤滑式又は清水潤滑式の場合、効力を確認する。	○
			プロペラ	・ 可変ピッチプロペラの場合は、変節機構を作動状態で検査する。	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			アンカー、アンカーチェーン、索、ホーズパイプ、チェーンロック及びチェーン係止装置	・ 定期検査に行う船底検査では、アンカー及び索を適当な場所に整備し、アンカーチェーンは適当に整列して、すべてのチェーン及びチェーン用部品が揃っていることを確認するとともに外観を検査する。第 2 回定期検査以降の定期検査では、アンカーチェーンの径を計測し、アンカーチェーン各連においてリンクの最も衰耗している部分の平均直径が、C 編鋼船規則 27.1.1 による要求直径の 12%以上減少している場合には、当該連を取り替えなければならない。	○
			船体の区画及びタンク	・ 該当する内部検査、精密検査及び板厚計測（事前に実施されていない場合） (i) 定期検査の時期に行う船底検査又は B 編鋼船規則 4.1.1-2.の規定により行われる上架した船底検査の場合、少なくとも貨物倉／貨物タンク及びバラストタンクの軽荷状態における喫水線より下方にある部分について必ず行わなければならない。 (ii) B 編鋼船規則 1.1.6-6.に示す時期に行う船底検査の場合、実行可能な限り行わなければならない。	×

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			水中検査のための設備等	・ 6.1.2 の規定により水中検査実施が承認されている船舶にあっては、入渠又は上架して行う船底検査において、6.1.2-3.に掲げる事項が適切な状態に保持されていることを確認する。	○
			すべての船舶のバラストタンク	・ 防食装置の有効性を確認する。	○
			海水が自由に出入する区画	・ 防食装置の有効性を確認する。	×
			両面が海水に接する他の場所	・ 防食装置の有効性を確認する。	×
			アンカー係留設備又は緊張係留設備	・ アンカーチェーン又は緊張係留ラインを詳細に検査するとともに寸法等の計測を行う ・ 係留設備に使用される機器の現状検査及び作動試験 ・ 緊張係留設備であって、緊張係留ラインがパイプの場合、当該パイプの詳細な検査及び板厚計測 ・ ドルフィン係留設備の防衝設備及びその周辺の船体構造並びにそれらの所属具	○
			自動船位保持設備	それらの装置及び所属具の現状検査	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
定期検査 (プロペラ 軸及び船尾 管軸の検 査)	開放検査	—	プロペラ軸及び船尾管軸の抜き出し	①油潤滑式又は清水潤滑式軸受の場合 ・プロペラ軸及び船尾管軸を抜き出し、当該軸、シール装置及び軸受の全体にわたり異常がないことを確認する。 ②水潤滑式軸受の場合 ・プロペラ軸及び船尾管軸を抜き出し、当該軸（スリーブ、腐食に対する保護装置、応力の低減のための措置を含む。）、船内側のシール装置及び軸受の全体にわたり異常がないことを確認する。	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			プロペラの取り付け部	①キー付構造のプロペラ軸・テーパ大端部が見えるまでプロペラをプロペラ軸から取り外し、テーパ大端部付近の軸全面（キー溝も含む）について、検査員が適当と認める非破壊検査を行う（8.1.1 の規定により要求される場合であって、スリーブがはめこまれている軸の場合には、当該非破壊検査はスリーブの後端まで行う）。②キーレス構造のプロペラ軸・テーパ大端部が見えるまでプロペラをプロペラ軸から取り外し、テーパ大端部付近の軸全面について、検査員が適当と認める非破壊検査を行う（8.1.1 の規定により要求される場合であって、スリーブがはめこまれている軸の場合には、当該非破壊検査はスリーブの後端まで行う）（注 4）。また、プロペラを取り付けるときには、プロペラの押し込み量が D 編 7.3.1-1.に定める下限値と上限値の範囲にあることの確認を行う。③フランジ構造のプロペラ軸・プロペラ取付けフランジ部の取付けボルトを取り外した場合、当該フランジ部に近寄れる設計の場合又は検査員が必要と認めた場合、当該フランジ部及びその取付けボルトについて、検査員が適当と認める表面探傷検査を行う。	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			プロペラ軸又は船尾管軸及び軸継手ボルト	外観検査を行う。ただし、軸継手ボルトにあつては、外観検査の結果、検査員が必要と認める場合は有効な非破壊検査を行うこと。また、第 2 種軸にあつては、防食用覆を取り外した状態で行うこと。	○
			船尾管軸受	・状況確認を行う。	○
			船尾管の軸受部とプロペラ軸又は船尾管軸とのすき間	・軸受部と軸とのすき間の計測及び記録を行う。	○
			プロペラ	・プロペラの質量の不釣合を引き起こし得る損傷が無いことの確認を行う。	○
			船尾管シール装置	・プロペラ軸及びプロペラを取り付ける際に、船内側及び船外側のシール装置に異常のないことを確認する。	○
			油潤滑式又は清水潤滑式の船尾管の軸受部におけるプロペラ軸又は船尾管軸の軸降下量	・軸降下量（再取り付け後）の計測及び記録を行う。	○
			プロペラボスのプロペラ軸テーパ部との接触面	・外観検査を行う。	○
			可変ピッチプロペラの取り付け部	・変節機構の要部の開放検査及びプロペラ羽根の取付けボルトの有効な非破壊検査を行う。	○
			水潤滑式の船尾管軸受の潤滑冷却水の送水系統	・異常のないことの確認を行う。	○

検査種類			点検箇所	点検内容	検討対象箇所判定結果 (○：該当、×：非該当)
大分類	中分類	小分類			
			潤滑油タンク又は潤滑清水タンクの液面低位警報装置、潤滑油又は潤滑清水の温度計測装置、潤滑油又は潤滑清水の循環管装置、潤滑油又は潤滑清水の循環ポンプ等	・油潤滑式又は清水潤滑式の船尾管軸受に関する船尾管軸受部の保全のための装置の作動が良好であることの確認を行う。	○
			潤滑油又は潤滑清水	・管理状況の調査を行う。	○
	部分検査	一	油潤滑式の軸の場合	試料油検査	○
			清水潤滑式の軸の場合	試料清水試験	○

参考 2 柏崎刈羽原子力発電所 6 号機点検計画一覧（原子力発電設備のメンテナンス内容）

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
原子炉冷却材バウンダリ（クラス 1 機器）	クラス 1 機器 1 式（原子炉圧力容器）	非破壊試験
		漏えい試験
クラス 2 機器	クラス 2 機器 1 式	非破壊試験
		漏えい試験
クラス 3 機器	クラス 3 機器 1 式	非破壊試験
		漏えい試験
クラス MC 容器	クラス MC 容器 1 式（原子炉格納容器貫通部）	非破壊試験
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1 式 （補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く）	総合性能試験
炉心	燃料集合体	外観点検
	チャンネルボックス	取替
	原子炉本体のうち炉心	特性試験
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1 式	開放点検
炉内構造物	炉内構造物 1 式	外観点検
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁	機能・性能試験
		漏えい試験
		分解点検
	圧力スイッチ	特性試験
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	外観点検
自動減圧系	主蒸気逃がし安全弁（主蒸気逃がし安全弁）	機能・性能試験
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	外観点検
主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁	機能・性能試験
		漏えい試験
	内側主蒸気隔離弁	分解点検
		簡易点検（グランド部点検）
	原子炉冷却材再循環系	機能・性能試験

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ	分解点検
	原子炉冷却材再循環ポンプ電動機	分解点検
	原子炉再循環ポンプトリップ計装	特性試験
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系	機能・性能試験
	原子炉冷却材浄化系ポンプ	分解点検
	原子炉冷却材浄化系保持ポンプ	分解点検
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	開放点検
	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	開放点検
	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器出口ストレーナ	開放点検
	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器	開放点検
残留熱除去系	残留熱除去系のうち、低圧注水系	機能・性能試験（状態監視含む）
	原子炉格納容器スプレイ系 1 式	機能・性能試験
	残留熱除去系ポンプ	分解点検
		簡易点検（軸封部点検）
	残留熱除去系封水ポンプ	分解点検
	残留熱除去系ポンプ電動機	分解点検
	残留熱除去系封水ポンプ電動機	分解点検
	残留熱除去系主要弁	分解点検
	残留熱除去系熱交換器	開放点検
		非破壊試験
	残留熱除去系圧力抑制プールストレーナ	外観点検
	残留熱除去系 スプレイヘッド	外観点検
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系	機能・性能試験（状態監視含む）
	原子炉隔離時冷却系ポンプ	分解点検
		簡易点検（オイルフラッシング）
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン	分解点検
		機能・性能試験
		漏えい試験
		簡易点検（オイルフラッシング）
	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
		簡易点検
	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ電動機	分解点検
	原子炉隔離時冷却系主要弁	分解点検
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン保安装置（過速度停止）	機能・性能試験
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン調速装置	分解点検
	蒸気止め弁	分解点検
	蒸気加減弁	分解点検
	原子炉隔離時冷却系ラプチャーディスク	分解点検
	原子炉隔離時冷却系圧力抑制プールストレーナ	外観点検
	プロセス計器	特性試験
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系	機能・性能試験（状態監視含む）
	高圧炉心注水系ポンプ	分解点検
		簡易点検（軸封部点検）
	高圧炉心注水系ポンプ電動機	分解点検
	高圧炉心注水系主要弁	分解点検
	高圧炉心注水系圧力抑制プールストレーナ	外観点検
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系	機能・性能試験
	原子炉補機冷却系のうち、原子炉補機冷却系モード切替弁	機能・性能試験
	原子炉補機冷却水ポンプ	分解点検
		簡易点検（軸封部点検、潤滑油交換）
	原子炉補機冷却水ポンプ電動機	分解点検
	原子炉補機冷却系熱交換器	開放点検
		非破壊検査
	原子炉補機冷却水サージタンク	内面点検
原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水系	機能・性能試験
	原子炉補機冷却海水ポンプ	分解点検
	原子炉補機冷却海水ポンプ電動機	分解点検
	原子炉補機冷却海水系ストレーナ	開放点検
復水給水系	復水給水系	機能・性能試験
	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン調速機	機能・性能試験

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
		分解点検
	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン非常調速機	機能・性能試験
		分解点検
	原子炉給水ポンプ（予備機）	機能・性能試験
	タービン駆動原子炉給水ポンプ	分解点検
		簡易点検（オイルフラッシング）
	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	分解点検
		機能・性能試験
	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン非常用油ポンプ	機能・性能試験
		分解点検
	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン非常用油ポンプ電動機	分解点検
		簡易点検（潤滑油補給）
	電動機駆動原子炉給水ポンプ	分解点検
	電動機駆動原子炉給水ポンプ電動機	分解点検
	低圧復水ポンプ	分解点検
	高圧復水ポンプ	分解点検
	低圧復水ポンプ電動機	分解点検
	高圧復水ポンプ電動機	分解点検
	給水加熱器	解放点検
	プロセス計器	特性試験
給水加熱器ドレンベント系	給水加熱器ドレンベント系	機能・性能試験
	高圧ドレンタンク	開放点検
	低圧ドレンタンク	開放点検
	高圧ドレンポンプ	分解点検
	低圧ドレンポンプ	分解点検
	高圧ドレンポンプ電動機	分解点検
	低圧ドレンポンプ電動機	分解点検
復水浄化系	復水浄化系	機能・性能試験
	復水ろ過器	開放点検
	復水脱塩塔	開放点検
	復水脱塩塔樹脂ストレーナ	開放点検
	陽イオン樹脂再生塔	開放点検
	陰イオン樹脂再生塔	開放点検
	復水脱塩装置再循環ポンプ	分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	分解点検
補給水系	復水移送ポンプ	分解点検
		機能・性能試験
		簡易点検（潤滑油交換）
	復水移送ポンプ電動機	分解点検
		機能・性能試験
	復水貯蔵槽	開放点検
制御棒	制御棒	外観点検
		取替
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1 式	機能・性能試験
	代替制御棒挿入機能計装 1 式	特性試験
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1 式	機能・性能試験
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構	機能・性能試験
		分解点検
	制御棒駆動機構本体	分解点検
	制御棒駆動機構スプールピース	分解点検
	制御棒駆動機構用電動機	分解点検
	制御棒駆動機構結合部	機能・性能試験
	制御棒位置表示装置	機能・性能試験
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	機能・性能試験
	制御棒駆動水ポンプ	分解点検
	制御棒駆動水ポンプ電動機	分解点検
	制御棒駆動系スクラム弁	分解点検
	サクションフィルタ	開放点検
	制御棒駆動水フィルタ	開放点検
	フィルタ（パージ水用）	開放点検
	水圧制御ユニット	分解点検
	充填水ラインアキュムレータ	分解点検
	制御棒駆動系挿入・引抜配管	非破壊試験
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系	機能・性能試験
	ほう酸水注入系ポンプ	分解点検
		簡易点検（接液部手入れ）
	ほう酸水注入系ポンプ電動機	分解点検
	ほう酸水注入系ヒーター	簡易点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	簡易点検（外観点検）
核計測装置	起動領域モニタ（SRNM）検出器	特性試験
	局部出力領域モニタ（LPRM）検出器	特性試験
安全保護系	プロセス計装（炉心流量分）	特性試験
	プロセス計装（上記以外）	特性試験
	核計測装置	特性試験
	格納容器内雰囲気モニタ	特性試験
	起動領域モニタ（SRNM）	特性試験
	平均出力領域モニタ（APRM）	特性試験
	制御棒引抜監視装置（MRBM）	特性試験
	中央制御室監視計器	特性試験
	中央制御室及びRSS監視計器	特性試験
原子炉保護系	照合確認検査 ・デジタル型安全保護系	機能・性能試験
	論理回路検査 ・原子炉保護系計装論理回路 ・原子炉再循環ポンプトリップ計装論理回路	機能・性能試験
	スクラム機能検査 ・スクラム弁 ・バックアップスクラム弁	機能・性能試験
	原子炉再循環ポンプトリップ機能検査 ・RIP-ASD受電遮断器 ・RIP-ASD	機能・性能試験
	格納容器隔離系計装論理回路（主蒸気管ドレン系、炉水サンプル系を除く）	機能・性能試験
	原子炉建屋隔離系計装論理回路	機能・性能試験
	主蒸気隔離弁計装論理回路	機能・性能試験
	格納容器隔離系計装論理回路（主蒸気管ドレン系、炉水サンプル系）	機能・性能試験
	原子炉隔離時冷却系計装論理回路	機能・性能試験
	非常用ディーゼル発電機計装論理回路（低圧注水系）	機能・性能試験
	非常用ディーゼル発電機計装論理回路（高圧炉心注水系）	機能・性能試験
	高圧炉心注水系計装論理回路	機能・性能試験
	低圧注水系計装論理回路	機能・性能試験

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	自動減圧系計装論理回路	機能・性能試験
主要制御系	再循環流量制御装置	機能・性能試験
	原子炉圧力制御装置	機能・性能試験
	原子炉給水制御装置	機能・性能試験
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	機能・性能試験
		特性試験
	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット	分解点検（電動機、発電機）
計装用圧縮空気系	計装用空気圧縮機	分解点検
	計装用空気圧縮機電動機	分解点検
	計装用圧縮空気系空気貯槽	開放点検
	計装用圧縮空気系除湿装置除湿塔	分解点検
	S Aバックアップ弁	分解点検
燃料取扱設備	燃料取替機	機能・性能試験
		特性試験
	原子炉建屋天井クレーン	機能・性能試験
	原子炉建屋天井クレーン支持構造物	外観点検
燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵ラック	外観点検（ラック上部）
	新燃料貯蔵庫（新燃料貯蔵ラック）	外観点検（ラック上部）
	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	外観点検（ラック上部）
使用済燃料プール	使用済燃料貯蔵プール	漏えい試験
	原子炉ウェル	漏えい試験
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系	機能・性能試験
	燃料プール冷却浄化系ポンプ	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換）
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器保持ポンプ	分解点検
	燃料プール冷却浄化系ポンプ電動機	分解点検
	燃料プール冷却浄化系熱交換器	開放点検
		非破壊検査
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口ストレーナ	開放点検
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器	開放点検
プロセスモニタ	プロセスモニタ、格納容器内雰囲気モニタ	機能・性能試験
		特性試験

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系	機能・性能試験
	非常用ガス処理系排風機	分解点検
	非常用ガス処理系排風機電動機	分解点検
	非常用ガス処理系乾燥装置	開放点検
	非常用ガス処理系フィルタ装置	開放点検
	非常用ガス処理系ダンパ（GD）	機能・性能試験
	ラプチャーディスク	分解点検
	非常用ガス処理系ヒーター	簡易点検
	よう素用チャコールフィルタ	機能・性能試験
換気空調系	原子炉区域・タービン区域送風機	機能・性能試験
		分解点検
		簡易点検
	原子炉区域・タービン区域排風機	機能・性能試験
		分解点検
		簡易点検
	原子炉区域・タービン区域送風機電動機	分解点検
	原子炉区域・タービン区域排風機電動機	分解点検
	H _x /A非常用送風機	分解点検
	H _x /A非常用送風機電動機	分解点検
	残留熱除去系ポンプ室空調機	分解点検
	残留熱除去系ポンプ室空調機電動機	分解点検
	高圧炉心注水系ポンプ室空調機	分解点検
	高圧炉心注水系ポンプ室空調機電動機	分解点検
	可燃性ガス濃度制御系室空調機	分解点検
	可燃性ガス濃度制御系室空調機電動機	分解点検
	非常用ガス処理系室空調機	分解点検
	非常用ガス処理系室空調機電動機	分解点検
	非常用ディーゼル発電機非常用送風機	分解点検
	非常用ディーゼル発電機非常用送風機電動機	分解点検
	ページ用排風機	分解点検
	ページ用排風機電動機	分解点検
	コントロール建屋計測制御電源盤区域送風機	分解点検
	コントロール建屋計測制御電源盤区域送風機電動機	分解点検
	コントロール建屋計測制御電源盤区域排風機	分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	コントロール建屋計測制御電源盤区域排風機電動機	分解点検
	原子炉建屋給気隔離弁	分解点検
	原子炉建屋排気隔離弁	分解点検
	原子炉建屋給気隔離弁用アキュムレータ	外観点検
	原子炉建屋排気隔離弁用アキュムレータ	外観点検
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換）
	換気空調補機非常用冷却水系ポンプ	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換）
	換気空調補機非常用冷却水系ポンプ電動機	分解点検
	サービス建屋送風機	分解点検
		機能・性能試験
	サービス建屋ホットラボ送風機	分解点検
		機能・性能試験
	サービス建屋ホットラボ排風機	分解点検
		機能・性能試験
	サービス建屋送風機電動機	分解点検
	サービス建屋ホットラボ送風機電動機	分解点検
	サービス建屋ホットラボ排風機電動機	分解点検
	廃棄物処理建屋送風機	分解点検
		機能・性能試験
	廃棄物処理建屋排風機	分解点検
		機能・性能試験
	廃棄物処理建屋送風機電動機	分解点検
	廃棄物処理建屋排風機電動機	分解点検
	プロセス計器	特性試験
中央制御室換気空調系	中央制御室換気空調系（非常用循環系）	機能・性能試験
	中央制御室バウンダリ	漏えい試験
	中央制御室非常用換気空調系計装論理回路	機能・性能試験
	中央制御室送風機	分解点検
	中央制御室排風機	分解点検
	中央制御室再循環送風機	分解点検
	中央制御室送風機電動機	分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	中央制御室排風機電動機	分解点検
	中央制御室再循環送風機電動機	分解点検
	よう素用チャコールフィルタ	機能・性能試験
	中央制御室給気処理装置	漏えい試験
	中央制御室再循環フィルタ装置	開放点検
	外気取入ダクト	内面点検
	外気取入以外ダクト	外観点検 内面点検
気体廃棄物処理系	気体廃棄物処理系	機能・性能試験
	排ガスブロワ	分解点検
		機能・性能試験
	排ガスブロワ電動機	分解点検
		機能・性能試験
	排ガス予熱器	開放点検
		非破壊試験
	排ガス再結合器	開放点検
	排ガス復水器	開放点検
		非破壊試験
	除湿冷却器	開放点検
		非破壊試験
	活性炭式希ガスホールドアップ塔	開放点検
	排ガスフィルタ	開放点検
	排ガスブロワ後置冷却器	開放点検
	排ガス抽出器	開放点検
液体廃棄物処理系	高電導度廃液系濃縮装置	機能・性能試験
	流体状の放射性廃棄物の漏えい防止に係わる検出装置及び警報装置機能	特性試験
		機能・性能試験
	ドライウェルHCWサンプポンプ	分解点検
		機能・性能試験
	ドライウェルHCWサンプポンプ電動機	分解点検
		機能・性能試験
	ドライウェルHCWサンプ	開放点検
	ドライウェルLCWサンプポンプ	分解点検
		機能・性能試験
	ドライウェルLCWサンプポンプ電動機	分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
		機能・性能試験
	ドライウェルLCWサンプ	開放点検
	ドライウェルLCWサンプ冷却器	開放点検
	原子炉建屋HCWサンプポンプ	分解点検
		機能・性能試験
	原子炉建屋HCWサンプポンプ電動機	分解点検
		機能・性能試験
	原子炉建屋HCWサンプ	開放点検
	原子炉建屋LCWサンプポンプ	分解点検
		機能・性能試験
	原子炉建屋LCWサンプポンプ電動機	分解点検
		機能・性能試験
	原子炉建屋LCWサンプ	開放点検
	原子炉建屋LCWサンプ冷却器	開放点検
	タービン建屋HCWサンプポンプ	分解点検
		機能・性能試験
	タービン建屋HCWサンプポンプ電動機	分解点検
		機能・性能試験
	タービン建屋HCWサンプタンク	開放点検
	タービン建屋LCWサンプポンプ	分解点検
		機能・性能試験
	タービン建屋LCWサンプポンプ電動機	分解点検
		機能・性能試験
	タービン建屋LCWサンプタンク	開放点検
	廃棄物処理建屋HCWサンプポンプ	分解点検
		機能・性能試験
	廃棄物処理建屋HCWサンプポンプ電動機	分解点検
	廃棄物処理建屋HCWサンプ	開放点検
		非破壊試験
	廃棄物処理建屋LCWサンプポンプ	分解点検
		機能・性能試験
	廃棄物処理建屋LCWサンプポンプ電動機	分解点検
	廃棄物処理建屋LCWサンプ	開放点検
		非破壊試験
	廃棄物処理建屋HSDサンプポンプ	分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
		機能・性能試験
	廃棄物処理建屋HSDサンプポンプ電動機	分解点検
	廃棄物処理建屋HSDサンプ	開放点検
		非破壊試験
	サービス建屋HCWサンプポンプ	分解点検
		機能・性能試験
	サービス建屋HCWサンプポンプ電動機	分解点検
	サービス建屋HCWサンプ	開放点検
		非破壊試験
	サービス建屋HSDサンプポンプ	分解点検
		機能・性能試験
	サービス建屋HSDサンプポンプ電動機	分解点検
	サービス建屋HSDサンプ	開放点検
		非破壊試験
	HCW濃縮装置循環ポンプ	分解点検
	HCW濃縮装置循環ポンプ電動機	分解点検
	HCW濃縮装置加熱器	開放点検
	HCW濃縮装置復水器	開放点検
	HCW濃縮装置蒸発缶（デミスタ含む）	開放点検
	HCW収集ポンプ	分解点検
		機能・性能試験
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	HCW収集ポンプ電動機	分解点検
	HCW収集タンク	開放点検
		非破壊試験
	HCW脱塩塔	開放点検
		非破壊試験
	LCW収集ポンプ	分解点検
		機能・性能試験
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	LCW収集ポンプ電動機	分解点検
	LCW収集槽	開放点検
		非破壊試験

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	L C Wろ過器	開放点検
		非破壊試験
	L C W脱塩塔	開放点検
		非破壊試験
	L C W通水ポンプ	分解点検
		機能・性能試験
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	L C W通水ポンプ電動機	分解点検
	H C Wサンプルポンプ	分解点検
		機能・性能試験
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	H C Wサンプルポンプ電動機	分解点検
	H C Wサンプル槽	開放点検
		非破壊試験
	L C Wサンプルポンプ	分解点検
		機能・性能試験
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	L C Wサンプルポンプ電動機	分解点検
	L C Wサンプル槽	開放点検
		非破壊試験
	H C W蒸留水ポンプ	分解点検
		機能・性能試験
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	H C W蒸留水ポンプ電動機	分解点検
	H C W蒸留水タンク	開放点検
		非破壊試験
	H S D収集ポンプ	分解点検
		機能・性能試験
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	H S D収集ポンプ電動機	分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	H S D 収集槽	開放点検
		非破壊試験
	H S D 受ポンプ	分解点検
		機能・性能試験
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	H S D 受ポンプ電動機	分解点検
	H S D 受タンク	開放点検
	H S D ろ過器	開放点検
		非破壊試験
固体廃棄物処理系	C F 逆洗水移送ポンプ	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	C F 逆洗水移送ポンプ電動機	分解点検
	C F 逆洗水受タンク	開放点検
		非破壊試験
	C U W 逆洗水移送ポンプ	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	C U W 逆洗水移送ポンプ電動機	分解点検
	C U W 逆洗水受タンク	開放点検
		非破壊試験
	C U W 粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	C U W 粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ電動機	分解点検
	C U W 粉末樹脂沈降分離槽	開放点検
		非破壊試験
	使用済樹脂槽デカントポンプ	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	使用済樹脂槽デカントポンプ電動機	分解点検
	使用済樹脂槽	開放点検
		非破壊試験

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	スラッジ移送ポンプ	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	スラッジ移送ポンプ電動機	分解点検
	濃縮廃液ポンプ	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	濃縮廃液ポンプ電動機	分解点検
	濃縮廃液タンク	開放点検
		非破壊試験
原子炉格納容器	原子炉格納容器（A種試験）	漏えい試験
	原子炉格納容器	開放点検
原子炉格納容器隔離弁	残留熱除去系	機能・性能試験
	不活性ガス系	機能・性能試験
	原子炉冷却材浄化系	機能・性能試験
	可燃性ガス濃度制御系	機能・性能試験
	廃棄物処理系	機能・性能試験
	試料採取系	機能・性能試験
	復水補給水系	機能・性能試験
	移動式炉心内計装系	機能・性能試験
	サプレッションプール浄化系	機能・性能試験
	弁グランド部漏えい処理系	機能・性能試験
	格納容器内雰囲気モニタ系	機能・性能試験
	原子炉補機冷却系	機能・性能試験
	換気空調補機常用冷却水系	機能・性能試験
	主蒸気管ドレン系	機能・性能試験
	炉水サンプル系	機能・性能試験
	原子炉格納容器隔離弁	機能・性能試験
原子炉建屋	原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）	機能・性能試験
	原子炉建屋原子炉区域（鉄筋コンクリート）	簡易点検（圧縮強度（非破壊検査）、中性化深さ、塩化物イオン量、ひび割れ、表面劣化）
	原子炉建屋原子炉区域（鉄骨）	鋼材劣化
	原子炉建屋原子炉区域（エアロック扉）	分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
		機能・性能試験
	原子炉建屋避雷設備	外観点検
原子炉格納容器真空破壊弁	原子炉格納容器真空破壊弁	機能・性能試験
		分解点検
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系	機能・性能試験
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ	分解点検
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ電動機	分解点検
	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	簡易点検
	可燃性ガス濃度制御系主要弁	分解点検
排気筒	排気筒	外観点検
蒸気タービン設備	蒸気タービン設備	機能・性能試験
	蒸気タービン	分解・開放点検（組立状況検査）
		機能・性能試験（保安装置試験）
	調速装置・非常調速装置	分解・開放点検
	高圧タービン	分解・開放点検
		外観点検
	低圧タービン	分解・開放点検
		外観点検
	主蒸気止め弁	分解・開放点検
		機能・性能試験
		簡易点検
	蒸気加減弁	分解・開放点検
		機能・性能試験
		簡易点検
	組合せ中間弁	分解・開放点検
		機能・性能試験
		簡易点検
	タービン付帯設備	分解点検
	グラント蒸気排風機	分解点検
	グラント蒸気排風機電動機	分解点検
	グラント蒸気復水器	開放点検
	グラント蒸気蒸化器	開放点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	グラント蒸気蒸化器給水ポンプ	分解点検
	グラント蒸気蒸化器給水ポンプ電動機	分解点検
	復水器真空ポンプ	分解点検
	復水器真空ポンプ電動機	分解点検
	蒸気式空気抽出器中間冷却器	開放点検
	蒸気式空気抽出器	分解点検
	起動停止用蒸気式空気抽出器	分解点検
	湿分分離加熱器	分解・開放点検
	湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク	開放点検
	湿分分離加熱器第 1、2 段加熱器ドレンタンク	開放点検
	復水器	分解・開放点検
	循環水ポンプ	分解点検
		機能・性能試験
		簡易点検（軸封部点検）
	循環水ポンプ電動機	分解点検
	循環水配管	開放点検
	復水回収ポンプ	分解点検
	復水回収ポンプ電動機	分解点検
	復水回収タンク	開放点検
	復水再回収ポンプ	分解点検
	復水再回収ポンプ電動機	分解点検
	復水器真空ポンプ用ウォーターセパレーター	開放点検
	蒸気タービン設備の主な配管（MS リード管）	分解・開放点検
	蒸気タービン設備の主な配管（クロスアラウンド管）	分解・開放点検
	主タービン軸振動検出回路	特性試験
		機能・性能試験
	プロセス計器	特性試験
	純水移送ポンプ	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換、センタリング）
	純水移送ポンプ電動機	分解点検
タービンバイパス弁	タービンバイパス弁	機能・性能試験
		分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
		簡易点検（グラント部点検）
発電機	発電機	分解点検
		簡易点検（タイトシール補給）
	励磁装置（サイリスタ盤）	特性試験
		簡易点検（フィルター交換）
	保護継電装置	簡易点検
	主タービン保安装置（発電機内部故障）	機能・性能試験
変圧器	主変圧器	簡易点検（シリカゲル交換）
	主変圧器保護継電装置	簡易点検
	3号高起動変圧器	簡易点検（シリカゲル交換）
	3号高起動変圧器保護継電装置	簡易点検
	低起動変圧器 6SA	簡易点検
	低起動変圧器保護継電装置	簡易点検
しゃ断器	500kVしゃ断器（026,050）	外観点検
	500kVしゃ断器 保護継電装置	簡易点検（母線保護装置等）
		簡易点検（表示線保護継電装置）
高圧閉鎖配電盤（メタクラ）	M/C盤・真空しゃ断器	外観点検
パワーセンタ	P/C盤・気中しゃ断器	外観点検
モータコントロールセンタ	MCC	外観点検
計測制御用電源設備	中央制御室計測用電源切替盤	簡易点検
	中央制御室計測用変圧器	簡易点検
	中央制御室計測用分電盤	簡易点検
非常用予備電源装置	非常用ディーゼル発電機	機能・性能試験
		分解点検
	非常用ディーゼル発電機励磁装置	特性試験
	非常用ディーゼル発電機保護継電器	簡易点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
		機能・性能試験
	非常用ディーゼル機関	機能・性能試験
	非常用ディーゼル機関シリンダ	分解点検
	非常用ディーゼル機関軸受	分解点検
	非常用ディーゼル機関燃料噴射ポンプ	分解点検
	非常用ディーゼル機関過給機	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換）
	非常用ディーゼル機関機関付清水ポンプ	分解点検
	非常用ディーゼル機関清水加熱器ポンプ	分解点検
	非常用ディーゼル機関清水加熱器ポンプ電動機	分解点検
	非常用ディーゼル機関空気圧縮機	分解点検
		簡易点検
	非常用ディーゼル機関空気圧縮機電動機	分解点検
	非常用ディーゼル機関清水膨張タンク	開放点検
	非常用ディーゼル機関空気だめ（自動・手動）	開放点検
	非常用ディーゼル機関清水加熱器	開放点検
	非常用ディーゼル機関清水冷却器	開放点検
	非常用ディーゼル機関ディタンク	開放点検
	非常用ディーゼル機関燃料フィルタ	分解点検
	非常用ディーゼル機関シリンダー安全弁	機能・性能試験
		分解点検
	非常用ディーゼル機関クランク安全弁	機能・性能試験
		分解点検
	非常用ディーゼル機関調速装置	分解点検
		簡易点検（潤滑油交換）
	非常用ディーゼル機関非常用停止装置	分解点検
		機能・性能試験
	非常用ディーゼル機関プロセス計器	特性試験
	非常用ディーゼル機関機関付潤滑油フィルタ	分解点検
		簡易点検
	非常用ディーゼル機関クランク室	分解点検
	非常用ディーゼル機関燃料弁・始動弁・始動電磁弁・停止電磁弁	分解点検
	非常用ディーゼル機関回転計	分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	非常用ディーゼル機関付帯設備	簡易点検
	燃料移送ポンプ	分解点検
	燃料移送ポンプ電動機	分解点検
	非常用ディーゼル機関軽油タンク	開放点検
直流電源系	直流電源系（直流 1 2 5 V 充電器、1 2 5 V 系蓄電池）	機能・性能試験
	1 2 5 V 系蓄電池	簡易点検
	直流 1 2 5 V 充電器盤	簡易点検
	直流 1 2 5 V パワーセンタ	簡易点検
	直流 1 2 5 V 主母線盤	簡易点検
無停電電源装置	バイタル交流電源装置	簡易点検
		機能・性能試験
計器	計器（総合負荷、保安規定関係、特別精密電力量計）	簡易点検
	継電器	簡易点検
	主蒸気隔離弁閉検出回路	簡易点検
		特性試験
電動弁	電動弁リミトルク	簡易点検
主要制御盤	主要制御盤	外観点検
		絶縁抵抗測定
		簡易点検
遠隔停止系	逃がし安全弁操作回路	機能・性能試験
	残留熱除去系操作回路	機能・性能試験
	高圧炉心注水系操作回路	機能・性能試験
	原子炉補機冷却水系操作回路	機能・性能試験
	原子炉補機冷却海水系操作回路	機能・性能試験
	可燃性ガス濃度制御系操作回路	機能・性能試験
	非常系電源設備操作回路	機能・性能試験
補助ボイラー	補助ボイラー	開放点検
		非破壊試験
		特性試験
		漏えい試験
		保安装置試験
		負荷試験
	補助ボイラーフード開閉機	分解点検

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
		漏えい試験
		簡易点検
	補助ボイラー給電部	開放点検
		漏えい試験
	補助ボイラー電極	開放点検
	補助ボイラー対向電極	開放点検
	補助ボイラー送水管	開放点検
	補助ボイラーノズルプレート	開放点検
	補助ボイラー安全弁（低圧）	分解点検
		漏えい試験
	補助ボイラー安全弁（高圧）	分解点検
		漏えい試験
	補助ボイラー蒸気止め弁	分解点検
		機能・性能試験
		漏えい試験
	補助ボイラー給水流量調節弁	分解点検
		機能・性能試験
		漏えい試験
	補助ボイラー循環ポンプ	分解点検
		漏えい試験
	補助ボイラー循環ポンプ電動機	分解点検
消化系	配管・弁	外観点検
取水路	取水路（タービン系）	海生物処理
		防汚塗装
	取水路（その他）	補修
配管	原子炉系の主な配管	漏えい試験
		開放点検
		非破壊試験
	タービン系の主な配管	漏えい試験
		非破壊試験

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
	廃棄物処理系の主な配管	漏えい試験
支持構造物	原子炉系の主な支持構造物	外観点検
	タービン系の主な支持構造物	外観点検
	電気機器系サポート	外観点検
	制御盤（中央制御盤、現場制御盤、計器ラック）	外観点検
	スタンション	外観点検
	廃棄物処理系の主な支持構造物	外観点検
	パイプホイップレストレイント	外観点検
監視機能	プロセス計器	特性試験
	エリアモニタ	特性試験
	プロセスモニタ	特性試験
	核計測装置	特性試験
	制御棒操作監視系	機能・性能試験
	主蒸気止め弁閉検出回路	特性試験
	蒸気加減弁急速閉検出回路	特性試験
	主蒸気止め弁	特性試験
	主蒸気隔離弁閉検出回路	特性試験
	選択制御棒挿入機能	特性試験
	制御棒価値ミニマイザ	機能・性能試験
漏えい検出系	残留熱除去系隔離計装	特性試験
	原子炉隔離時冷却系隔離計装	特性試験
	原子炉冷却材浄化系隔離計装	特性試験
安全弁	燃料プール冷却浄化系の安全弁	分解点検
		機能・性能試験
	原子炉系の安全弁	分解点検
		機能・性能試験
	タービン系の安全弁	分解点検
		機能・性能試験
逆止弁	原子炉系の逆止弁	分解点検
	タービン系の逆止弁	分解点検
	廃棄物処理系の逆止弁	分解点検
主要弁	燃料プール冷却浄化系の主要弁	分解点検
	原子炉系の主要弁	分解点検
		機能・性能試験

機器又は系統名	機器名	点検及び試験・検査の項目
		分解点検
	タービン系の主要弁	分解点検
	廃棄物処理系の主要弁	分解点検
ダクト・ダンパー	原子炉系の主なダクト・ダンパー	外観点検
	タービン系の主なダクト・ダンパー	外観点検
構造物	原子炉系の主な機器	外観点検
	タービン系の主な機器	外観点検
	廃棄物処理系の主な機器	外観点検
緊急安全対策資機 材緊急時の電源設 備	電源車	分解点検
	発電機	運転確認
	付帯設備	簡易点検
緊急安全対策資機 材緊急時の原子炉 冷却及び使用済燃 料プールの冷却設 備	代替水中ポンプ	分解点検
	付帯設備	簡易点検

参考 3 ポンプ、ポンプ電動機、弁の分解・点検・組立手順と揺動による作業への影響有無検討結果

1. ポンプの分解・点検・組立手順と揺動の影響

ポンプの分解・点検・組立手順とその作業における揺動の影響について検討した。図 50 にポンプの構造図を、分解・点検・組立手順と各手順の揺動影響について検討した結果を表 15 に示す。懸念として、シャフトの振れ測定・センタリング作業において影響の可能性が考えられるが、一般の船舶に設置されているポンプにおいても航海中に点検が実施されていること（FPSO 等にもポンプは設置されている）、想定される揺動のレベルでは、影響が考えにくいことから、ポンプのメンテナンスにおいて、揺動の影響により作業ができなくなることはないと考えられる。

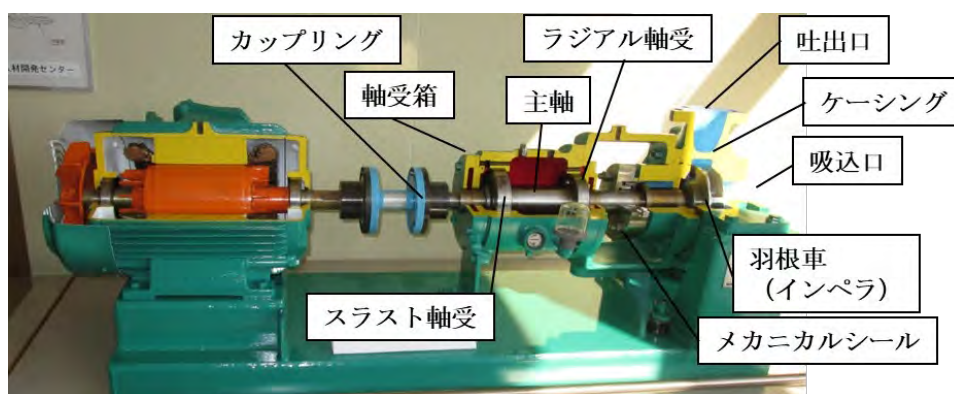


図 50 ポンプ構造図

表 15 ポンプの主な分解・点検・組立手順と揺動の影響

No.	作業内容	揺動が作業に影響するか
分解		
1	・ カップリングを取外す（接続穴等に異常がないかを確認）	影響しない
2	・ ケーシングカバー取付けボルトを取外し、ケーシングカバーと軸受ケーシングをケーシングから外す	影響しない
3	・ インペラ、シャフト、ケーシングカバー、軸受ブラケット等を一体のまま電動機側へ抜き出す	影響しない
4	・ インペラナット／ナット用座金を外し、インペラを取外す	影響しない
5	・ シャフトからメカニカルシール、ボールベアリング等を取外す	影響しない
点検		
6	・ 各部品の清掃	影響しない

No.	作業内容	揺動が作業に影響するか
7	・ 各部品に異常がないかを確認（シャフトの曲損、ボールベアリングに摩耗や焼付けがないこと等）	影響しない
8	・ 摺動部の隙間測定（インペラ、マウスリング）	影響しない
9	・ 軸振れ計測（Vブロックにセットし、ダイヤルゲージで測定）	影響しない※
10	・ インペラ、シャフト等に対して PT	影響しない
組立		
11	・ 摺動部（シャフト等）にグリス等を塗布	影響しない
12	・ シャフトにメカニカルシール、ボールベアリング等を取付ける	影響しない
13	・ シャフトにインペラを取付ける	影響しない
14	・ センタリングを実施	影響しない※
15	・ ポンプ組立後、モータ単独運転を実施	影響しない
16	・ ポンプとモータを直結	影響しない

※船舶に設置されているポンプにおいても航海中に点検が実施されていること、想定される揺動のレベルでは、影響が考えにくいことから、揺動が作業に影響することはないと考えられる。

2. ポンプ電動機の分解・点検・組立手順と揺動の影響

ポンプ電動機の分解・点検・組立手順とその作業における揺動の影響について検討した。図 51 に構造図を、分解・点検・組立手順と各手順の揺動影響についての検討結果を表 16 に示す。ポンプ電動機のメンテナンスにおいて、揺動の影響により作業ができなくなることはないと考えられる。

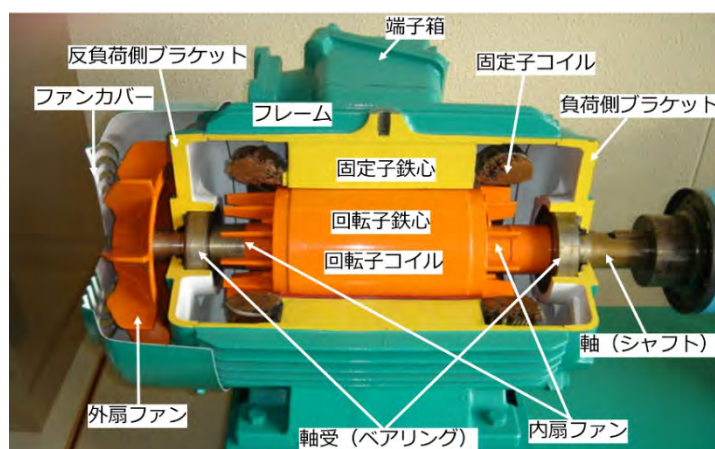


図 51 ポンプ電動機の構造図

表 16 ポンプ電動機の主な分解・点検・組立手順と揺動の影響

No.	作業内容	揺動が作業に影響するか
固定子関係		
1	・ コイルの絶縁抵抗測定	影響しない
2	・ 固定子コイルくさびゆるみ、脱落とスペーサ脱出が発生しないことを確認（発生している場合、打替えを実施）	影響しない
3	・ 固定子コイルエンド糸縛り部が緩んでいないことを確認（緩んでいる場合、糸縛りを実施）	影響しない
4	・ 固定子コイル口出し用ケーブルに亀裂が発生していないかを確認（発生の場合、ケーブルを交換）	影響しない
5	・ ファンカバーに亀裂が発生しているかを確認（発生した場合、強化型等に変更）	影響しない
回転子関係		
1	・ ローターバーの緩みや移動を確認（緩みや移動がある場合、対策を実施）	影響しない
2	・ ローターバー銀ロー付部剥離の欠陥有無を確認（確認された場合、再度ロー付や溶接による取付け、ロータの交換）	影響しない
3	・ ローターコアに緩み等がないかを確認	影響しない
4	・ シャフトとシャフトアームとの溶接部に欠陥がないかを確認	影響しない
軸受（すべり軸受けの場合）		
1	・ 軸受の当りを確認（傷がある場合、当り面を新しくする）	影響しない
2	・ 軸受の摩耗を確認（クリアランスが小さい場合、注入替を実施）	影響しない
3	・ 軸受面、ジャーナル面に軸電流の痕跡や接触痕がないか確認（軸電流の原因除去等を実施）	影響しない
4	・ 軸受球面座がたたかれているかを確認（機械側からのショックを小さくする又は曲面座を広くした軸受けに変更）	影響しない
5	・ ベ어링サイドギャップを確認し、組立の調整（隙間ゲージで確認）	影響しない

3. 弁の分解・点検・組立手順と揺動の影響

一般的な弁の分解・点検・組立手順とその作業における揺動の影響について検討するため、仕切弁（ゲート弁）を対象に検討した。図 52 に仕切弁の構造図を、分解・点検・組立手順と各手順の揺動影響について検討した結果を表 17 に示す。検討の結果、ゲート弁のメンテナンスにおいて、揺動の影響により作業ができなくなることはないと考えられる。

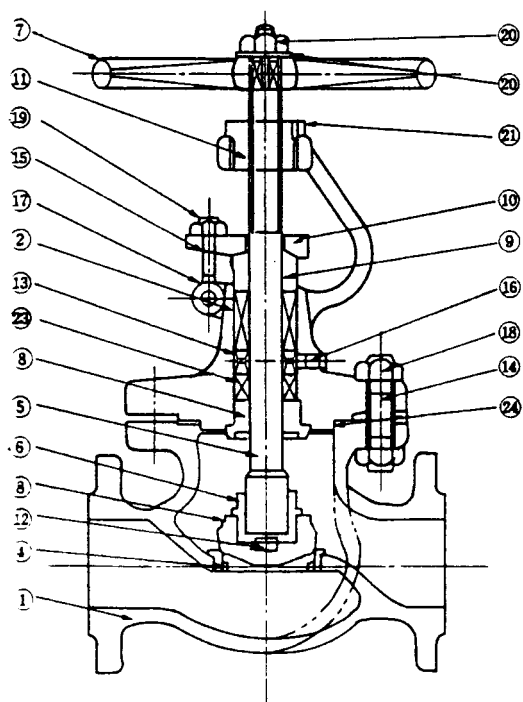


図 52 仕切弁の構造図

番号	部品名称	番号	部品名称
①	弁箱	⑬	パッキンハメ輪
②	弁ふた	⑭	フタボルト
③	弁体	⑮	パッキン押えボルト
④	弁箱付弁座	⑯	プラグ
⑤	弁棒	⑰	ピン
⑥	弁押え	⑱	六角ナット
⑦	ハンドル車	⑲	六角ナット
⑧	フタハメ輪	⑳	六角ナット
⑨	パッキン押え輪	㉑	止ネジ
⑩	パッキン押え	㉒	座金
⑪	ネジハメ輪	㉓	パッキン
⑫	弁棒用座金	㉔	ガスケット

表 17 仕切弁の主な分解・点検・組立手順と揺動の影響

No.	作業内容	揺動が作業に影響するか
分解		
1	・ 弁を微開	影響しない
2	・ 弁箱と弁ふた等に合マーク	影響しない
3	・ 弁ふたボルトナットを緩める	影響しない
4	・ 弁ふたを弁箱より取外す	影響しない
5	・ 弁棒をヨークから抜き出す	影響しない
6	・ パッキン押えを外し、グランドパッキンを抜き取る	影響しない
7	・ 弁ふたガスケットの取外し	影響しない
点検		
8	・ 各部品の清掃・損傷有無の確認	影響しない

No.	作業内容	揺動が作業に影響するか
9	・ 弁箱付弁座、弁体付弁座のラッピング（摺り合わせ）	影響しない
10	・ 摺り合わせ後、PT、当たり確認	影響しない
11	・ 弁ふたハメ輪（バックシート面）の PT、当たり確認	影響しない
12	・ 弁棒摺動部の PT	影響しない
13	・ 弁棒および弁体の目視検査 －異常がある場合は以下の対応。 ・ 弁棒：縦疵を削る、工場でメッキ等の措置 ・ 弁体：縦疵を削る、摺り合わせにて疵をとる	影響しない
14	・ グランドパッキン、ガスケットを新品に取替	影響しない
組立		
15	・ 弁ふた、弁棒、弁体およびハンドル車を組み立てる（必要に応じて回転部にグリスの補充等を実施）	影響しない
16	・ 弁ふたと弁箱の合マークに合わせ、弁ふたボルトナットを軽く締める	影響しない
17	・ グランドパッキンを入れる	影響しない
18	・ 弁ふたボルト、グランドパッキン押えを締め付ける	影響しない

以 上

付録 8 長期運用を考慮した浮体構造物等の設計・保守

1. はじめに

浮体式石油・ガス生産貯蔵積出設備（FPSO）等の設計寿命は、約 25 年（文献調査の範囲ではスーパー型の FPSO で最長 30 年の設計寿命⁶⁵⁾）であり、一般的な原子力発電の供用期間 40 年と比較すると短い。そのため、浮体構造物等（原子力発電設備を除き、係留や DPS（Dynamic Positioning System）を含む）の長期運用を考慮した設計・保守について検討した。

2. 検討方法

本検討では、図 53 に示す 3 点を検討した。

「①部位抽出」では、浮体構造物の長期運用を考慮した場合に課題になると考えられる部位を抽出した。2 つの方法で抽出することとし、1 つ目の方法は、モノコラム型浮体構造物関連の文献を調査し、その結果から課題になると考えられる部位を検討する方法であり、2022 年度以降に実施する予定である。2 つ目の方法は、近年 FPSO 等では寿命延長の検討・実施が数多く実施されており、この知見を収集し、課題になると考えられる部位を抽出する方法であり、今年度（2021 年度）実施した。

「②設計の観点からの検討」では、①で抽出された部位について、長期運用を考慮した場合の設計時の対応（概念）を検討した。

「③保守の観点からの検討」では、①で抽出された部位について、保守方法を整理した。

なお、検討においては、以下を検討の前提条件と設定し、実施している。

- ・ 供用期間は 40 年とする。
- ・ 浮体構造物の形状はモノコラム型とする。
- ・ 位置保持技術については、係留と DPS の両方を対象とする。

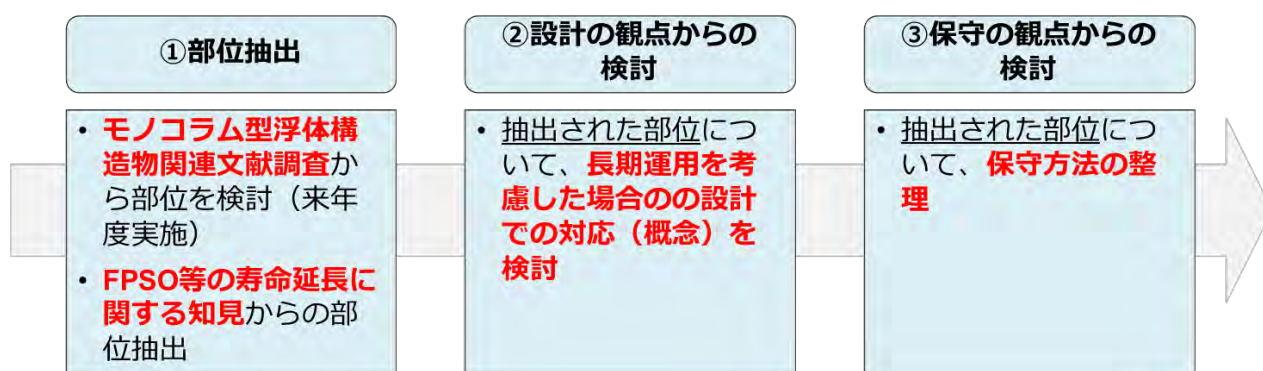


図 53 検討方法

⁶⁵⁾ Anil Sablok et al., “Asta Hansteen Spar FPSO Substructure, Mooring, Riser and Systems Design”, OTC-29555-MS, 2019.

3. 検討結果

3.1. 長期運用を考慮した場合に課題になると考えられる部位の抽出

3.1.1. モノコラム型浮体構造物関連文献の調査結果

表 18 にモノコラム型浮体構造物関連文献の調査結果を示す。前述の通り、文献調査結果から課題になると考えられる部位の検討は、2022 年度以降に実施する予定である。

表 18 モノコラム型浮体構造物関連の文献調査結果

No.	文献名	概要
1	正信他「モノコラムハル型 FPSO システムに係る安全性評価」（海上技術安全研究所報告第 11 巻第 4 号（平成 23 年度）基調論文）	・ モノコラム型 FPSO に関する国際共同研究プロジェクトの概要紹介と同プロジェクトにおいて海上技術安全研究所が担当したモノコラムハル型 FPSO システムの安全性評価を紹介。
2	M. Sun et al., “Conceptual Design of Single Column Drilling Unit for Arctic Climate and Harsh Environment”, ISSN 1098-6189.	・ 北極圏における石油掘削のため、海氷を考慮した設計について紹介。
3	Jan V. Aarons et al., “Demonstrating the Feasibility of Steel Catenary Risers from a Cylindrical FPSO in Harsh Deepwater Locations”, OTC 20762, 2010.	・ 過酷な環境（北大西洋）におけるモノコラム型 FPSO とスチールカテナリーライザーの設計について紹介。
4	P. M. Aas et al., “Design predictions and measurements during installation of suction anchors with and without water-flow system to help installation through layered soil profiles”, OTC 20294, 2009.	・ 北海に設置されたモノコラム型 FPSO のサクションアンカーの設置について紹介されている。
5	Yue Lei., “Global Strength Analysis of a Monocolumn FPSO”, ISSN1098-6189, 2018.	・ モノコラム型 FPSO の有限要素解析によるハル全体の強度解析結果を紹介。
6	A. C. Saad., “Motion Behaviour of the Mono-Column FPSO Sevan Piranema in Brazilian Waters”, OTC 20139, 2009.	・ ブラジル沖に設置されたモノコラム型 FPSO の運動挙動（解析結果との比較を含む）、係留の挙動について紹介。
7	Tord B. Thorsen, “Operational Experience With a Cylindrical Floater D	・ 北海に設置されたモノコラム型浮体構造物の実際の挙動等について紹介。

No.	文献名	概要
	esign Demonstrating the Feasibility of Safe Permanent FPSO_FSO Mooring in Areas With Tropical Cyclones”, OTC 24214, 2013.	
8	J. Vidic-Perunovic et al., “Steel Catenary Riser Design for Cylindrical FPSO Application in Ultra-Deep GoM”, OTC-25406-MS, 2014.	・ スチールカテナリーライザーとセバン型円筒船体を使用した FPSO コンセプトに関する研究について紹介。
9	Lars Odeskaug, “The Cylindrical Hull Concept for FLNG Application”, OTC-25703-MS, 2015.	・ モノコラム型 FLNG の設計について紹介。
10	A. Smedai., “The SSP-300 An Alternative to the Oil Industry”, SPE 97377, 2005.	・ Sevan 社のモノコラム型浮体構造物 SSP-300 の設計について紹介。
11	J. Vidic-Perunovic et al., “Ultra-Deepwater Production System Model Test Study of Cylindrical FPSO in GoM Hurricane Conditions”, OTC-27844-MS, 2017.	・ Sevan 社がスチールカテナリーライザーを備えて設計されたモノコラム型 FPSO（恒久的に係留）に基づく生産コンセプトの検証について紹介。

3.1.2. FPSO 等の寿命延長関連文献調査結果からの部位抽出

表 19 に FPSO 等の寿命延長に関する文献調査結果を示す。これらの文献調査の結果⁶⁶から、課題になると考えられる部位を抽出した結果を表 20 に示す。部位として、ハル、配管・容器（バラストタンク等）、弁（バラストタンクの弁等）、係留索（シャックル等の係留システム全体）が挙げられ、主要な劣化事象は、腐食と疲労であった。DPS に関する記載は確認できなかったが、スラストが対象になると考えられ、水中交換式を採用することが考えられるため、本検討では扱っていない。なお、浮体式原子力発電には存在しないと考えられる設備（ライザー）は対象外とし、抽出していない。

表 19 FPSO 等の寿命延長に関する文献調査結果

No.	文献名	概要
1	C. L. Machado et al., “Classification Society Studies on FPSO Life Extension Requirements”, OTC-26202-MS, 2015.	・ FPSO の寿命延長に関する船級協会の研究について紹介（Hull の疲労寿命等）。

⁶⁶ 表 19 の No.13 については、2021 年 12 月に公開されたため、内容の詳細までは未確認である。そのため、2022 年度以降に確認することを予定している。

No.	文献名	概要
2	David S. Hua, “Effective Development of Life Extension Programs for Aging Offshore Facilities”, 19 th offshore symposium, 2014.	・ 規制要求要件やオペレータのニーズを満たす海洋施設の寿命延長プログラムを作成するため、ABS コンサルティングが採用したアプローチを紹介。
3	V. Shanker, “Integrity and Life Extension Assessment of Fixed Offshore Platforms”, SPE-193137-MS, 2018.	・ 固体式浮体式プラットフォームの寿命延長の方法論と安全機器それぞれの安全性に関する評価について紹介。
4	A. Stacey, “KP4 Ageing & Life Extension Inspection Programme - The First Year”, SPE 145518, 2011.	・ UK の海洋設備に対する寿命延長プログラム（Key Program 4）について紹介。
5	G. Ersdal et al., “Life Extension of Aging Petroleum Production Facilities Offshore”, SPE 127134, 2010	・ ノルウェー石油産業協会（OLF）が実施した石油生産施設の寿命延長の評価に関する基準とガイドラインを作成するプロジェクトについて紹介。
6	B. Gibbs et al., “Managing Life Extension Programs for Ageing Floating Offshore Facilities”, OTC-24734-MS, 2014.	・ 浮体構造物を寿命延長するための革新的なソリューションについて紹介。
7	C. Morandini et al., “Pragmatic and Consistent Approach to Life Extension of Floating Structures”, OTC-28340-MS, 2018.	・ 係留やハル構造の寿命延長に関するプロセスについて紹介。
8	J. Boutrot et al., “Reliable and Accurate Determination of Life Extension for Offshore Units”, OTC-27547-MS, 2017.	・ Bureau Veritas が開発した寿命延長エンジニアリング再評価に関する方法論を紹介（腐食と疲労に焦点を当てている）。
9	A. Yao et al., “Review of Offshore Mooring System Life Extension - Challenges and Recommendations”, 24 th offshore symposium, 2019.	・ 係留システムの寿命延長について紹介（各国の寿命延長に関する規制の他に検査の課題等を記載）。
10	X. Wang et al., “Structural Integrity Assessment of FPSO Life Extension and Relocation”, OTC-25311-MS, 2014.	・ FPSO の寿命延長について、方法論の他に主に Hull に焦点を当てて検査、肉厚測定、疲労評価を紹介。

No.	文献名	概要
11	J. Russell et al., “The Challenges of Extending the Life of UK Offshore Installations”, IPTC 17683, 2014.	・ UK の海洋設備の寿命延長（寿命延長のプロセス）について紹介。
12	HSE, “Guidance on management of ageing and thorough reviews of ageing installations”, Information Sheet No.4/2009.	・ 英国 HSE 発行のオペレータ向けの offshore installations (safety case) regulations 2005 (SCR05)で要求される劣化を考慮したレビューのガイダンス。
13	ABS, “Guide for Life Extension of Floating Production Installations 2021”, 2021.	・ 米国 ABS 発行の浮体式生産設備の寿命延長に関するガイド。

表 20 抽出部位と想定される劣化事象

部位	想定される劣化事象
ハル [※]	・ 疲労、腐食
ハル（スプラッシュゾーン）	・ 腐食
配管・容器（バラストタンク等）	・ 腐食、ボルトの緩み、ガスケットの損傷、小さいフィッティングでは回転機器からの振動による疲労、閉塞による系統の流量低下
弁（バラストタンクの弁等）	・ 腐食や海洋生物付着等によるシール性の低下
係留索（シャックル等の係留システム全体）	・ 腐食、摩耗、亀裂（疲労と推定）
その他（具体的な部位までは明示されていない）	・ 塩化物応力腐食割れ

※疲労については、特に、縦方向スチフナと横方向ウェブ／フロア／バルクヘッド（隔壁）の接続部、ウェブ／フロアに接続する Shell, Bottom, Inner Bottom or Bulkhead Plating、他に解析で特定された箇所、係留システムとハル構造とのインターフェイスデッキ上の設備モジュールとハル構造とのインターフェイスを注意箇所に挙げられていた。

3.2. 設計の観点からの検討

表 20 で抽出された部位と劣化事象に対する設計での対応として、表 21 に示す対応が考えられる。腐食に対しては腐食代を考慮した設計とし、疲労に対しては基本的には疲労限以下の応力とする設計にすることが考えられる。係留については、長期運用を考慮した場合には供用期間中に交換が発生することが考えられ、交換を前提とした設計が必要である。

表 21 設計の観点からの検討結果

部位	想定される劣化事象	設計の観点での対応
ハル [*]	疲労、腐食	・ 基本的には、疲労限以下の応力とすること（極力、応力を小さくする） ・ 腐食代を考慮した厚さ又は被覆防食又は犠牲陽極等の電気防食（水中のみ） →40 年を考慮した防食設計（場合により、犠牲陽極の取替えを前提とした設計や外部電源方式とすることが考えられる） ・ 座屈については、荷重増と供用期間の減肉を考慮（設計時に将来の荷重増を見越して設計）
ハル（スプラッシュゾーン）	腐食	・ 腐食代を考慮した厚さ又は被覆防食（重防食塗装、スーパーステンレスやチタンの使用（施工性要検討））
配管・容器（バラストタンク等）	腐食、ボルトの緩み、ガスケットの損傷、小さいフィッティングでは回転機器からの振動による疲労、閉塞による系統の流量低下	・ 腐食代を考慮した厚さ、 ・ ボルト、ガスケット、閉塞は保守で対応 ・ 疲労はサポート設置等で対応
弁（バラストタンクの弁等）	腐食や海洋生物付着等によるシール性の低下	・ 保守で対応
係留索（シャックル等の係留システム全体）	腐食、摩耗、亀裂（疲労と推定）	・ 腐食量や摩耗量を考慮した係留索等の設計（基本的には、数回の交換を前提とした設計）
その他（具体的な部位までは明示されていない）	塩化物応力腐食割れ	・ 重要度に応じた二相ステンレスの使用の検討 ・ 溶接残留応力を小さくする溶接法 ・ 鋭敏化を防ぐため、L 材の使用

※疲労については、特に、縦方向スチフナと横方向ウェブ／フロア／バルクヘッド（隔壁）の接続部、ウェブ／フロアに接続する Shell, Bottom, Inner Bottom or Bulkhead Plating、他に解析で特定された箇所、係留システムとハル構造とのインターフェイスデッキ上の設備モジュールとハル構造とのインターフェイスを注意箇所に挙げられていた。

3.3. 保守の観点からの検討

表 20 で抽出された部位と劣化事象に対する保守として、表 22 に示す対応が考えられる。基本的に非破壊試験等や交換等の一般的な保守であり、水中で実施する特殊性があるが、FPSO 等でも実施されているものであり、現時点では大きな課題はないと考えられる。

表 22 保守の観点からの検討結果

部位	想定される劣化事象	保守の観点での対応
ハル [※]	疲労、腐食	・ 目視検査^{※2} ・ 板厚測定^{※2} ・ 再塗装 ・ アノードの状態確認（アノードが消耗している場合には取替）
ハル（スプラッシュゾーン）	腐食	・ 板厚測定 ・ スーパーステンレスやチタン使用によるメンテナンスフリー
配管・容器（バラストタンク等）	・ 腐食 ・ ボルトの緩み ・ ガasketの損傷 ・ 小さいフィッティングでは回転機器からの振動による疲労 ・ 閉塞による系統の流量低下	・ 板厚測定、定期的に内面の点検、清掃^{※2} ・ ボルトの緩みが無いか確認 ・ ガasketは交換 ・ 重要箇所は PT による疲労亀裂有無の確認 ・ 配管は場合によっては交換
弁（バラストタンクの弁等）	腐食や海洋生物付着等によるシール性の低下	・ 定期的に点検を実施（海洋生物除去等）場合によっては交換
係留索（シャックル等の係留システム全体）	腐食、摩耗、亀裂（疲労と推定）	・ 目視検査^{※2} ・ 摩耗量（肉厚）測定^{※2} ・ 電位測定（防食有効性確認）^{※2} ・ 場合によっては交換
その他（具体的な部位までは明	塩化物応力腐食割れ	・ 定期的に点検を実施 ・ 部位によっては交換

部位	想定される劣化事象	保守の観点での対応
示されていない)		

※1 疲労については、特に、縦方向スチフナと横方向ウェブ／フロア／バルクヘッド（隔壁）の接続部、ウェブ／フロアに接続する **Shell, Bottom, Inner Bottom or Bulkhead Plating**、他に解析で特定された箇所、係留システムとハル構造とのインターフェイスデッキ上の設備モジュールとハル構造とのインターフェイスを注意箇所に挙げられていた。

※2 詳細は「付録 7 洋上での浮体式原子力発電のメンテナンス」に記載。

4. まとめ

長期運用を考慮した場合に課題になると考えられる部位について、下記の 2 つの方法で抽出することとし、①と②の文献調査を実施した。②については、文献調査結果から、課題になると考えられる部位を抽出した（①の文献調査結果からの部位抽出は 2022 年度以降に実施予定）。

① モノコラム型浮体構造物関連文献からの検討

② FPSO 等の寿命延長に関する知見からの検討

抽出した部位について、設計・保守の観点から考えられる方法（概案）を検討した。

以 上

付録 9 浮体式原子力発電に適した位置保持技術

1. はじめに

洋上に定点保持される浮体式原子力発電において、浮体構造物の位置を保持する機能は、外部電源喪失時に転覆や漂流を防ぐ観点で、浮体式原子力発電において非常に重要な技術である。そのため、浮体式原子力発電に適した位置保持技術を検討した。

2. 検討の進め方

検討の前提条件と浮体式原子力発電の位置保持技術に対する要求機能を設定後、図 54 に示す流れで検討した。初めに、前提条件に合致する位置保持技術を調査した。次に、各々の特徴（長所・短所）を検討し、総合評価として、浮体式原子力発電で考えられる位置保持技術を整理した。

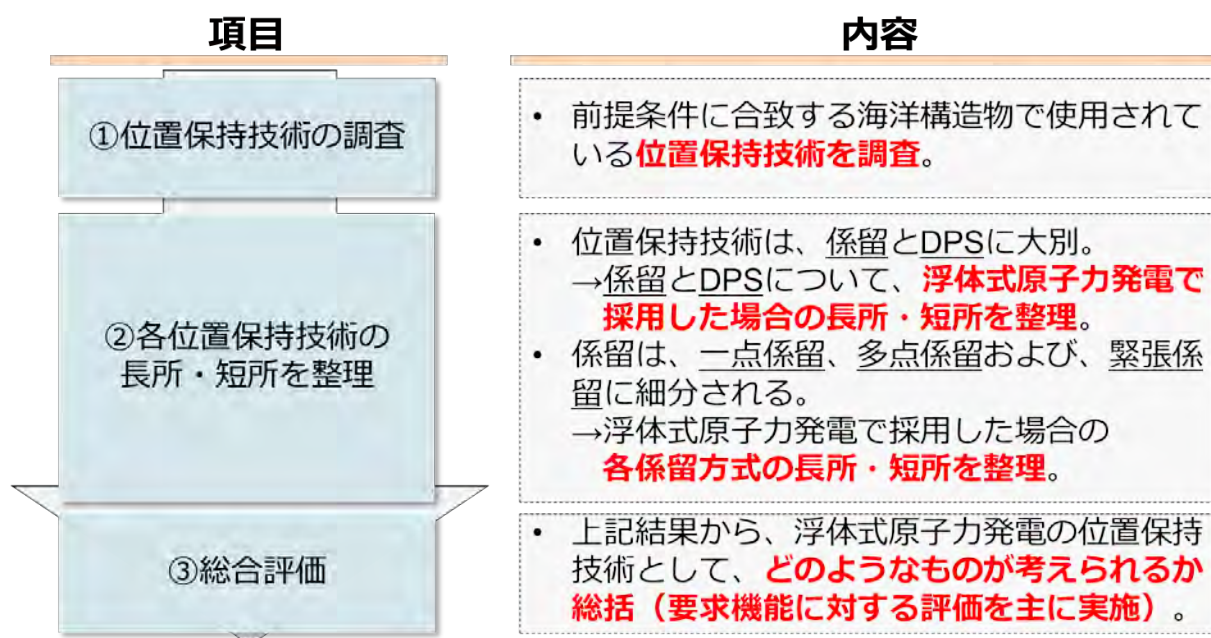


図 54 本検討の進め方

検討の前提条件と浮体式原子力発電の位置保持技術に対する要求機能は、以下の通り。

■ 検討の前提条件

本検討での前提条件として、下記の 2 点を設定した。

- ・ 浮体式原子力発電の浮体構造物の形状はモノコラム（Mono-Column）型とする。
- ・ 日本の沖合 30km に位置するとし、水深 200～1000m（海上保安庁日本海洋データセンターの 500m メッシュ水深データから、無作為に選択した離岸距離 30km の地点における水深から設定）の海域に立地しているとする。

■ 浮体式原子力発電の位置保持技術に対する要求機能

浮体式原子力発電の位置保持技術に対する要求機能として、以下の 3 点を設定した。

- ・ 浮体構造物を一定の位置に保持できること。
- ・ 洋上での点検・メンテナンスに実現性があること（ただし、必要に応じて陸上での点検・メンテナンスも可）。
- ・ 係留の場合、再接続が可能なこと。

3. 検討結果

3.1. 位置保持技術の調査

前提条件に合致する位置保持技術として、図 55 に示す緩係留（一点係留と多点係留に分けられる）、緊張係留、DPS（Dynamic Positioning System）の 4 種類が考えられる。その他の技術として、岸壁への係留法、水深が浅い箇所で使用されるドルフィン係留・スパッド係留が挙げられるが、前提条件に合致しないことから、対象外としている。

一点係留は、浮体の 1 箇所で係留するものであり、漂流運動を止める力を最も小さくするように工夫されたシステムである（浮体の一点を拘束すると、浮体は波と風 および 潮流から受ける外力の総和が最も小さくなる方向に自然に向く（ウェザーベーン効果））。多点係留は、浮体の 3、4 箇所で係留するものである。緊張係留とは、浮体構造物の浮力を利用し、索（鋼管）張力を持たせることで位置保持するものである。DPS は、GPS 等による位置センサーを用いて浮体構造物の位置を保持する技術である。水深が深く、厳しい気象条件下では、DPS（緊張係留を除く係留との併用も）が多く採用されている。以下に、各位置保持技術の詳細を紹介する。

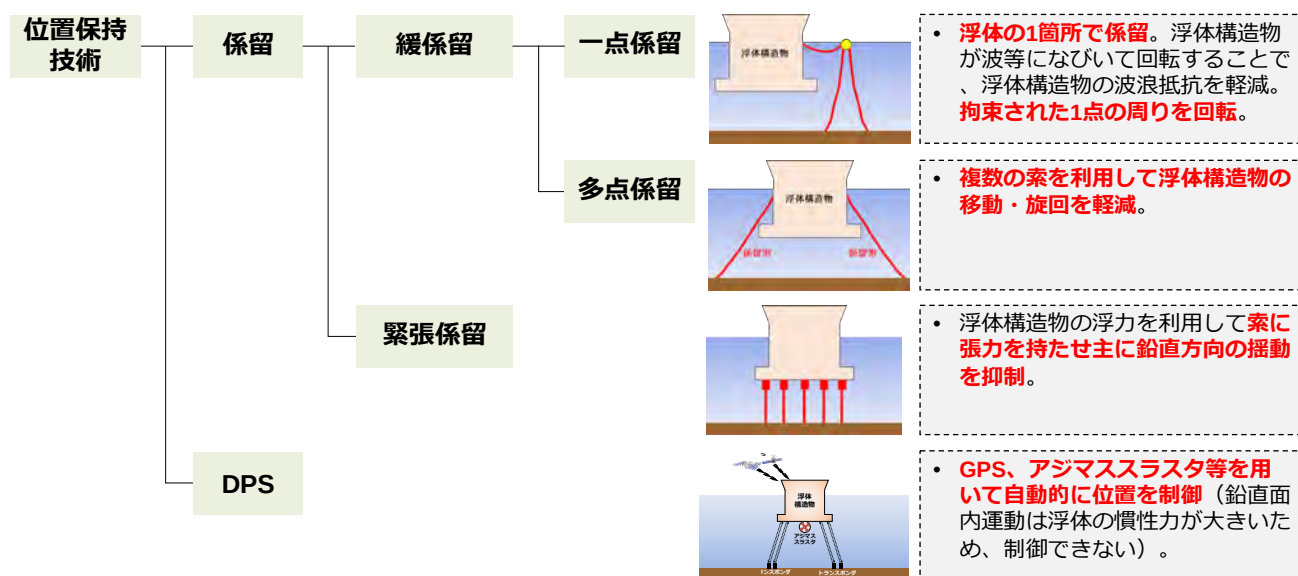


図 55 位置保持技術の種類とその特徴

■ 緩係留

復元力を得る原理に着目し、緩係留の係留形式を整理すると、以下の 3 種類に分類される（図 56）。

- ① ワイヤロープやチェーンの重力による形式（カテナリー係留）
- ② 合成繊維ロープの伸び（バネ）による形式（トート係留）
 - ・ 水深が深い海域への適用を考える場合、緩係留の場合は軽量化が必要となる。水深 1000m 以上では標準的な係留で、合成繊維ロープを使用。
- ③ コラム又はブイなどの浮力による形式（コラム・ブイ係留）
 - ・ 水深 50～200m の海域で用いられている。

また、上記 3 種類を組合せた（ワイヤロープ、チェーン、合成繊維ロープの組合せ）ものも適用されている。カテナリー係留は水深が深くなると重量が大きくなるため、構造物への負担が大きく、かつ施工の難易度も高くなる。そのため、軽量かつ扱いやすい合成繊維ロープを使用した係留（トート係留）が開発されている。トート係留の概要と利点を図 57 に示す。

緩係留については、損傷事例が多く報告されており、例えば、ポリエステルロープの損傷が少ないこと（伸びが大きく、衝撃力が作用しにくい）、損傷位置は係留索の上端部又は下部の接続又は下端で多く発生していることが報告されている⁶⁷。損傷が発生した場合には、係留の取替が必要となる。具体的な方法までは確認できなかったが、損傷した場合も取替えて運用を継続していることから、取替工法自体に大きな課題はないと考えられる。

取替に関連した係留の区分けとして、Permanent Mooring と Temporary Mooring があり、前者は係留の取替を前提としない厳しい設計基準と長い設計寿命が設定されており、一般的に大型の建設船を使用している。一方、後者は MODU（移動式海洋掘削装置）向けであり、長期の使用を考慮せず、設計条件も前者と比較すると緩く設定されており、一般的には設置や付け外しに AHV（アンカーハンドリング船）を使用している⁶⁸。係留システムに特化した技術書⁶⁹では、展開された係留脚は、AHV の助けを借りて回収し、対象船舶に戻さなければならないと記載されている。また、本技術書ではプリセット係留について解説されている。プリセット係留とは、FPU の永久係留や MODU のような一時的な係留で使用されているものであり、MODU が現場に到着する前に船外のコンポーネントの大部分が設置されているシステムである。コンポーネントは、通常、沖合にブイを設置し、AHV を使用して MODU に順次接続される。MODU に搭載されている既存のチェーンやワイヤーは、プリセット係留物に接続するだけであり、MODU が現場に到着してすぐにフックアップすることができ、係留接続作業時間を短縮することができる。このように、厳しい海象条件からの退避やメンテナンス等の理由から、係留の切り離しシステムが開発されており、例えば、後述するタレット係留（図 58 参照）で採用されている。切り離し作業の時間は数十分程度、再接続作業は数時間程度で可能だが、フローラインの切り離しには数時間を要する。そのため、台風の襲来が予想される時点で

⁶⁷ 例えば、R. D'Souza et al., “Application of Lessons Learned From Field Experience to Design, Installation and Maintenance of FPS Mooring”, OTC-24181, 2013. や K. Ma et al., “A Historical Review on Integrity Issues of Permanent Mooring Systems”, OTC-24025, 2013. が挙げられ、独立行政法人石油天然ガス・金属鉱物資源機構「海洋工学ハンドブック（第 7 版）」第 4 部 Appendix DP1 に様々な文献からの考察が纏められている。

⁶⁸ <https://intermoor.com/technical-articles/permanent-vs-temporary-moorings/>（2021/12/26 閲覧）

⁶⁹ Kai-Tung Ma et al., “Mooring System Engineering for Offshore Structures”, 2019.

準備作業を始め、その後の様子により最終的な切り離し作業を実施するかを判断する運用が採用されている。

保守については、付録 7 に記載しているため、詳細は省略するが、ダイバーチェック又は ROV による目視点検等が実施されている。一方、カテナリー係留の場合、その特徴から端部（海底側）は海底にあることから全面を目視点検できない点等が課題として挙げられている⁷⁰。

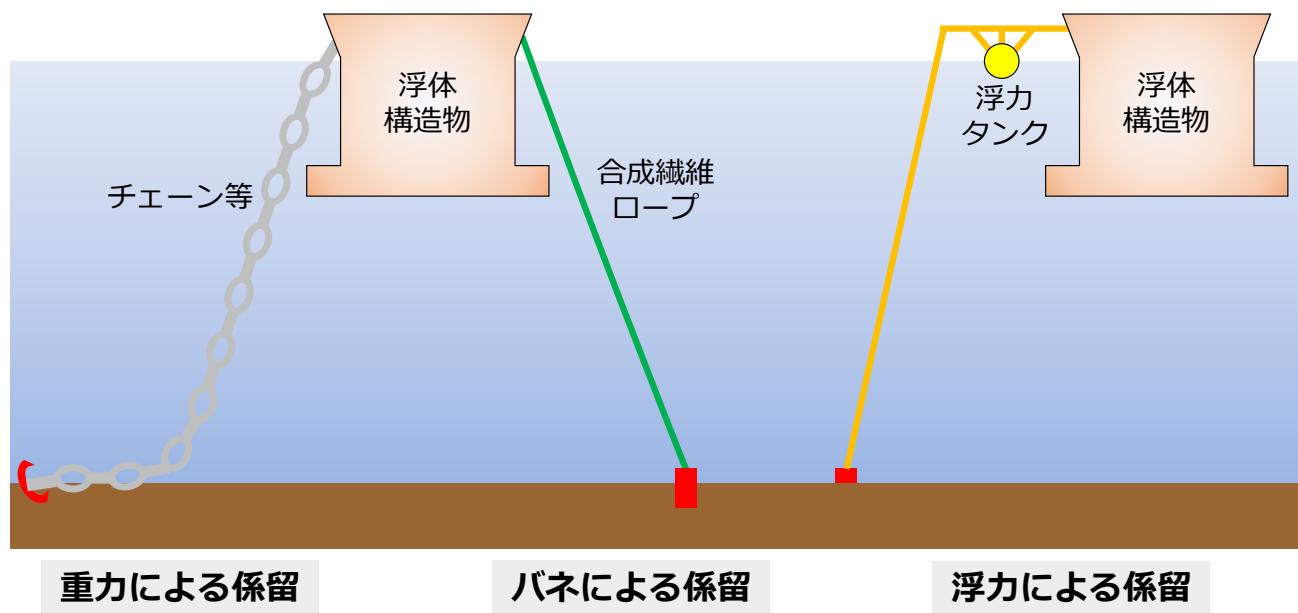


図 56 復原力に着目した係留方式

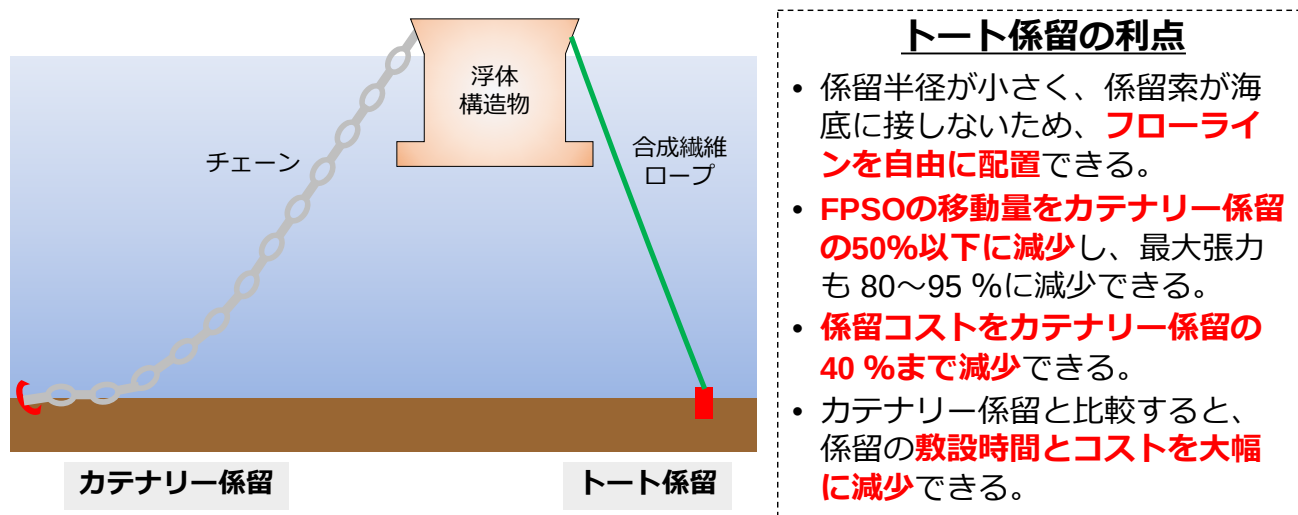


図 57 トート係留の概要と利点

⁷⁰ A. Yao et al., “Review of Offshore Mooring System Life Extension - Challenges and Recommendations”, The 24th offshore symposium, 2019.

■ 一点係留

一点係留については、図 58 に示す様に様々な種類が開発されており、カテナリー係留、コラム・ブイ係留、タワー係留、トート係留の合計 4 システムが使用されている（図 58 ではトート係留を省略）。一点係留では、振り子のような運動をすることがあるため、通常、船尾にスラストを搭載している。

カテナリー係留として、CALM 係留とタレット係留がある。コラム・ブイ係留については、構造体（ブイ・コラム）の浮力で係留復原力を得るシステムであり、SALM、SALS、アーティキュレイテッドコラム等が水深 50～200m の海域で使用されている。タワー係留は、ジャケットと船体をウィッシュボーン型ヨークで連結したシステムであり、タワーを設置する必要があることから水深が浅い海域で使用されている。

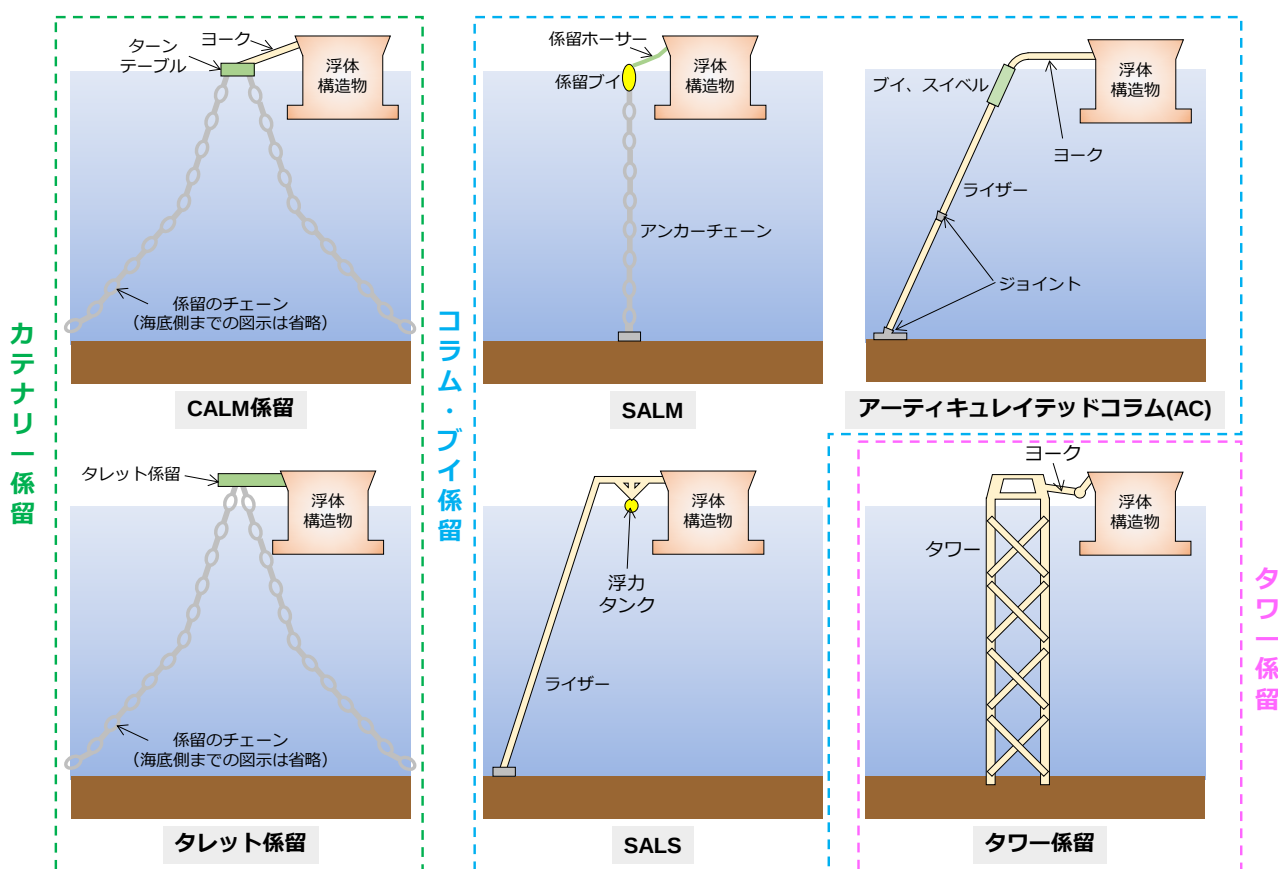


図 58 一点係留の種類

■ 緊張係留

緊張係留（TLP）とは、図 59 に示すように浮体の余剰浮力でテンドン（鋼管）に張力を作用させて浮体を係留する方法である（国際的には係留ではなくプラットフォームとして扱う）。TLP の大きな特徴として、鉛直面内運動が拘束され、水平面内の変位も小さく、変位が少ない構造である（他と比較して揺動が小さい）。一方、テンドンが切れた場合、張力を作用させて浮かせていることから、安定ではなく、転覆する。実際、ハリケーン Katrina が襲来した際、転覆した事例もある。近年、排水量を増やすことで復元力を向上させる TLP の構造が採用されている事例も存在する。設置可能な

水深については、実績の観点からは、米国 Chevron 社 Big Foot の TLP が水深 1581m に設置されている。

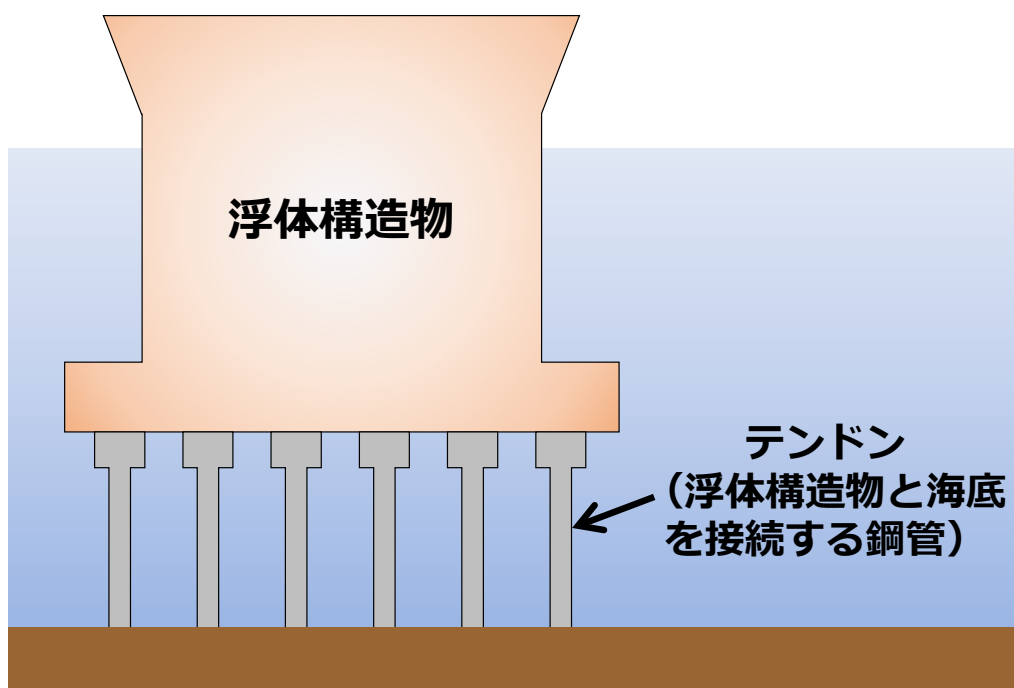


図 59 緊張係留の概要図

■ DPS (Dynamic Positioning System)

DPS とは、図 60 に示す様に GPS 等による位置センサーを用いて浮体構造物の位置を保持する技術であり、発電システム、スラストシステム、DP 制御システムで構成されている。制御対象は、定常変位（風荷重、潮流荷重等）、長周期変位（長周期波浪変動力）であり、制御されるモードは水平面内運動のみで鉛直面内運動は浮体の慣性力が大きく制御できない。DPS にはシステムの冗長性から 3 クラス（クラス 1～3）に分けられ、近年は最もクラスが高いクラス 3（任意の単一故障に加え、火災、浸水に対する区画の冗長性を有する）が主となっている。水深が深い箇所に立地する掘削リグ等では、係留費用の観点から多くが DPS を選択している。DPS についても、図 61 に示す様に係留同様にトラブル事例は存在し、制御不能になった事例も存在する。

スラストの点検・メンテナンスについては、水中交換式が存在し、例えば、川崎重工業株式会社の水
中交換式レックスペラが挙げられる（詳細は、付録 7 に記載）。なお、スラストの台数は、点検・メンテナンスの基数が作動しなくても位置保持できるよう、必要最低数より多く装備しておく必要がある。

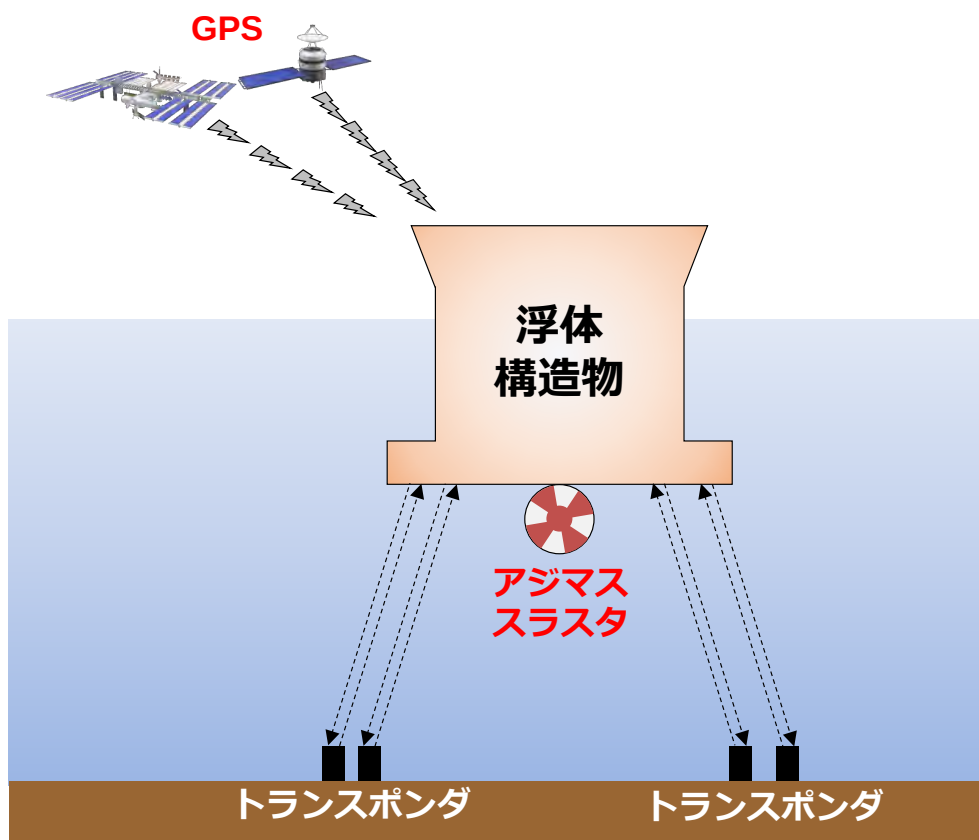
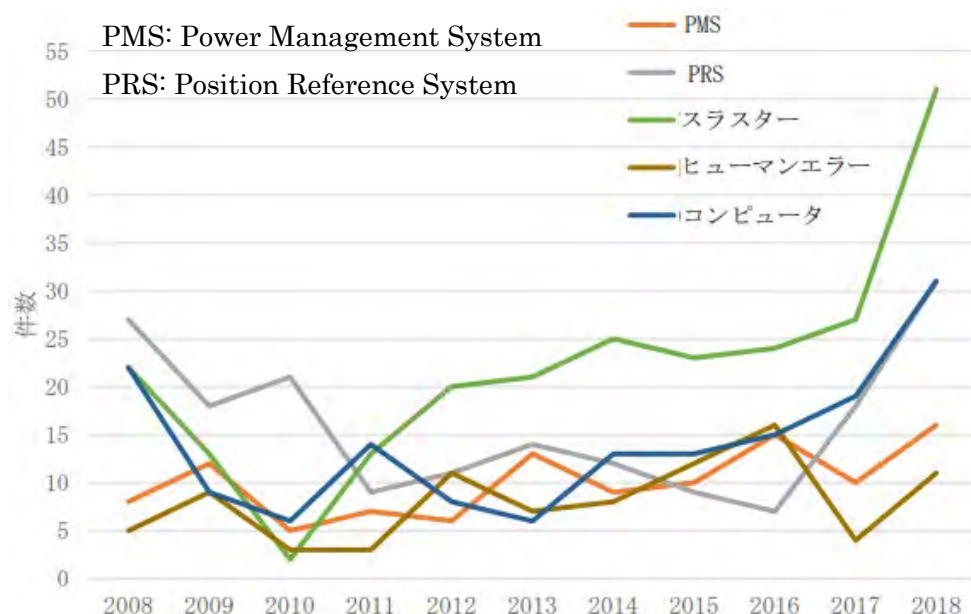


図 60 DPS の概念図

図 61 DP 船における海難の主因別の発生件数⁷¹

■ モノコラム型浮体構造物で適用されている位置保持技術

モノコラム型浮体構造物は、北海、ブラジル沖等に設置されており、位置保持技術として、係留（多点係留）と DPS が採用されている⁷²。ブラジル沖に設置されている Sevan Driller では、ある箇所掘削後に別の場所へ移動して掘削することを考慮し、DPS が採用されたと考えられる。また、ブラジル国営石油公社、石油天然ガス・金属鉱物資源機構・IHIMU 等の共同研究で検討されたモノコラム型 FPSO では、チェーンとポリエステルとの組合せによる係留が検討されていた⁷³。

3.2. 各位置保持技術の長所・短所の整理

前述のように、位置保持技術は係留と DPS に大別されるため、係留と DPS の長所・短所を検討した。その結果を表 23 に示す。検討においては、独立行政法人石油天然ガス・金属鉱物資源機構「海洋工学ハンドブック（第 7 版）」に記載されている長所・短所を参考に検討した。係留は、DPS と異なり、浮体式原子力発電が電源喪失した場合でも位置保持することが可能である。一方、係留についても係留索が全て損傷した場合には、位置保持機能を喪失する。

また、係留は、一点係留、多点係留、緊張係留に分けられるため、それぞれの係留方法の長所・短所を検討した。結果を表 24 に示す。一点係留の最大の特徴であるウェザーベーン効果の恩恵については、モノコラム型であれば、どの向きからの波風荷重もほぼ同じなので、一点係留による荷重軽減はない。また、モノコラム型では、回転する必要がないため、一点係留特有のスィベルの機構の効果がなない。多点係留については、一点係留のような係留点周りの回転は発生しないこと等が長所としてあげられる。緊張係留については、動揺がほとんどないことが長所として挙げられるが、テンドンが切れた場合には転覆する可能性が短所として挙げられる。

⁷¹ 片倉「CREAM を適用した DP 船の事故分析手法に関する研究」（東京海洋大学大学院修士論文、2020 年度）

⁷² Sevan SSP 社ホームページより（Goliat FPSO はチェーンとポリエステルロープの組合せにより係留、Sevan Driller は DPS クラス 3 により位置保持）。

⁷³ 正信他「モノコラム型 FPSO システムに係る安全性評価」（海上技術安全研究所報告、H23 年度）

表 23 係留と DPS の比較（長所・短所）

	係留	DPS
長所	・ システムが単純で、発電機・スラスタ・制御システムがない。 ・ システム損傷（電源喪失等）による位置逸脱がない。 ・ スラスタなどの水中機器リスクがない。 ・ 大規模化に対応可能。 ・ サプライボートなどの船と接舷しやり取りが容易。	・ 操縦性に優れ、位置移動が容易（とはいえ、海底ケーブルが付いている以上その許容範囲内でしか動けない）。 ・ アンカーハンドリングタグ（AHT）は不要。 ・ 水深依存性がない。 ・ 移動するために必要な作業の作業時間が短い。 ・ 海底障害物の影響を受けない。 ・ 定点保持が可能。
短所	・ 係留後の操縦性が小さい。 ・ アンカーハンドリングタグ（AHT）が必要（設置工事の時のみ）。 ・ 係留離脱に数時間から数日を有する。 ・ 係留索が切れた場合、漂流する。	・ 発電機・スラスタ・制御システムなどの複雑で高度なシステムが必用。 ・ 初期コスト（CAPEX）が高い。 ・ 位置保持のため常時運転しておく必要があり、燃料費が高い。 ・ 故障（電源喪失等）による位置逸脱が起こりえる。 ・ 位置逸脱は不意に起こるので、船外（例えば、送電線）との切断リスクが高い。 ・ スラスタなどの水中機器点検におけるダイバーや ROV の損傷リスクがある。 ・ 機器の保守費が高い。 ・ 海底ケーブルとの取合いの関係上、浮体の移動量が制限される。つまり、DPS に高い冗長性（DPS のクラス分類で最も高いクラス 3）が要求される。 ・ 規模が大きくなるとスラスタや発電機の容量が大きくなり、現実的ではなくなる。

表 24 各係留方法の比較（長所・短所）

	一点係留	多点係留	緊張係留
長所	・ 浮体構造物の波浪抵抗を軽減（ウェザーベーン効果）できるため、係留索にかかる荷重が少なくなる。そのため係留索の本数、サイズを小さくできる（ただし、モノコラム型であれば、どの向きからでも波風荷重はほぼ同じであり、一点係留にする荷重軽減はない（円筒船型ですでに効果あり））。 ・ シャトルタンカーとの荷役は、タンデム方式となる。タンデム方式（船を前後に係留し、荷役ホースを使う）は一般的に安全といわれている。	・ 一点係留のような係留点周りの回転は発生しない。 ・ 一点係留より構造的冗長性が高い。 ・ Slip Ring が無く海底ケーブルの引込み作業が容易である。 ・ テンドン設計において一点係留・緊張係留よりも適用水深の制約が低い。 ・ 一点係留よりも可動部が少なく施工もメンテナンスも容易である。 ・ 海面上の変位が少ない（一点係留に比べると少なく、緊張係留に比べると大きい）ので海底からのホースや電線ケーブルを浮体構造物と接続することが可能。 ・ 実績多数あり、信頼性のある係留方法。	・ 動揺がほとんどない。 ・ 展張範囲が小さい（海底占有面積が少ない）。 ・ 緩係留方式と比較して設置の位置決め精度が高い。 ・ Slip Ring が無く海底ケーブルの引込み作業が容易である。 ・ 海面上の変位がほとんどない。
短所	・ ジャックナイフ現象発生の可能性がある（一部の一点係留方法のみ）。 ・ 多点係留より構造的冗長性が低いのでフェイルセーフに配慮が必要である。 ・ 係留索のねじれるリスクがある。 ・ 送電用に Slip Ring が必要（海底ケーブル引込み作業が難しくなる）。	・ 係留索のねじれるリスクがある。 ・ 一点係留・緊張係留と比べ輸送船や補給船のアプローチに制限が出る ・ 海象条件により係留索数が多く、長くなり、海底占有面積が大きい。	・ テンドンが切れた場合、転覆する可能性がある。 ・ テンドンには常に大きな変動張力が作用するため、鉛直引抜き力＋繰返し荷重に対するアンカーの設計が極めて重要である。

	一点係留	多点係留	緊張係留
	・ 浮体が 360° 回転するため、海面上の占有面積が大きくなる。		・ 大きな張力がかかるテンドンの着脱（張力バランス等）の施工管理を慎重に行う必要がある。 ・ 水深が浅いとテンドンに過大な張力がかかるため設計が難しい。 ・ 一点係留と比べ輸送船や補給船のアプローチに制限が出る。 ・ 水深によっては係留索の固有周期と浮体の動揺の共振に注意が必要である。 ・ 浮体が波から受ける荷重を減らすため、セミサブ型の船型とすることが多いが、この場合はペイロードが少なくなる。 ・ 海底地盤との緊張係留のため地震に注意が必要である。 ・ 海底基礎のコストがかかる。 ・ 水深によっては係留索の固有周期と浮体の動揺の共振に注意が必要である。 ・ 海底地盤との緊張係留のため、地震に注意が必要である。

3.3. 総合評価

総合評価として、調査した係留や DPS 等が設定した要求機能 3 点に適合するかを確認した。また、これら結果から、浮体式原子力発電で考えられる位置保持技術を検討した。

■ 各位置保持技術の要求機能への適合性

結果を表 25 に示す。現時点では、係留（緊張係留を除く）と DPS のどちらも 3 つの要求機能を満たしていると考えられる。

表 25 係留と DPS の要求機能への適合性

要求機能	係留	DPS
①浮体構造物を一定位置に保持できること	・ 本要求機能を満たしている。	・ 同左
②洋上における点検・メンテナンスの実現性があり、容易なこと	・ 定期的な点検・メンテナンスとして、ROV やダイバーチェック等を実施している。作業内容の詳細については、付録 7 を参照。	・ スラスタの点検・メンテナンスが主要な作業となるが、水中交換用が開発されており、交換したスラスタを点検する。
係留の場合、再接続が可能なこと	・ 緩係留については、取替可能である。 ・ 浮体式原子力発電においては、Permanent Mooring と Temporary Mooring の両方の思想を組合せたものが考えられる。また、プリセット係留システムと同じ考え方の採用が考えられる。 ・ 緊張係留については、再接続する技術的難易度が相当高いと考えられるため、現時点では満たしているとは言えない。 ・ 再接続については、係留だけでなく、送電線についても検討が必要であり、今後実施する必要がある。	・ 係留索が存在しないため、評価対象外とする。

■ 浮体式原子力発電で考えられる位置保持技術

ここまでの検討結果から、浮体式原子力発電の位置保持技術として、多点係留と DPS のどちらかの採用が考えられる（両方を採用することも考えられる）。

一点係留については、以下の理由から採用することが考えにくい。

- ・ 最大の特徴であるウェザーベーン効果については、モノコラム型の場合には浮体構造物の形状からその効果をすでに得ているため、一点係留の最大の特徴を得るために採用する必要がない。
- ・ 短期的観点からは一点係留装置を介して送電する技術が確立されていないこと（FPSO の電源を再生可能エネルギーで賄うことが検討されており、高圧電気スィッチの開発が行われている状況）。
- ・ 多点係留より構造的な冗長性が低いこと。

また、緊張係留についても、以下の理由から採用することは考えにくい。

- ・ テンドン（鋼管）が損傷した場合、転覆するため、その影響を考慮すると考えにくい。
- ・ ドライドック入りすることが現実的でない。

位置保持する機能は、外部電源喪失防止等の観点から安全を有する機能であり、非常に重要な機能である。そのため、位置保持機能喪失の要因を検討し、その結果からどの位置保持技術の採用が考えられるかを検討した。図 62 に示す様に係留と DPS の両方で共通要因による位置保持機能喪失が考えられることから、浮体式原子力発電では、係留と DPS の両方を設けることも一案として考えられる。また、原子力発電の重大事故等対処設備にあたる設備として、図 63 に示す様に係留と DPS の両方が喪失した際にあらかじめ浮体構造物内に設置している錨を投げ下ろすことも考えられるが、走錨の防止と十分な把持力を確保するための技術開発に課題が残る。一方、投錨作業は通常、錨鎖の操出速度を制御して落下させるものであるが、重大事故時には電源喪失状態も考えられ、その実現性は今後検討が必要である。

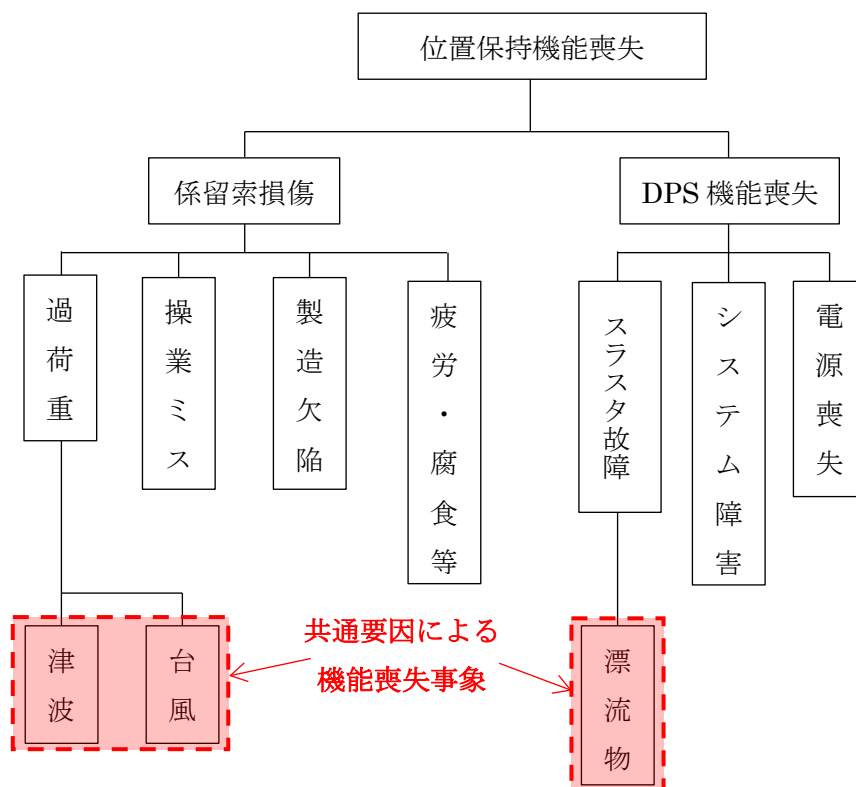


図 62 位置保持機能喪失要因（一部）

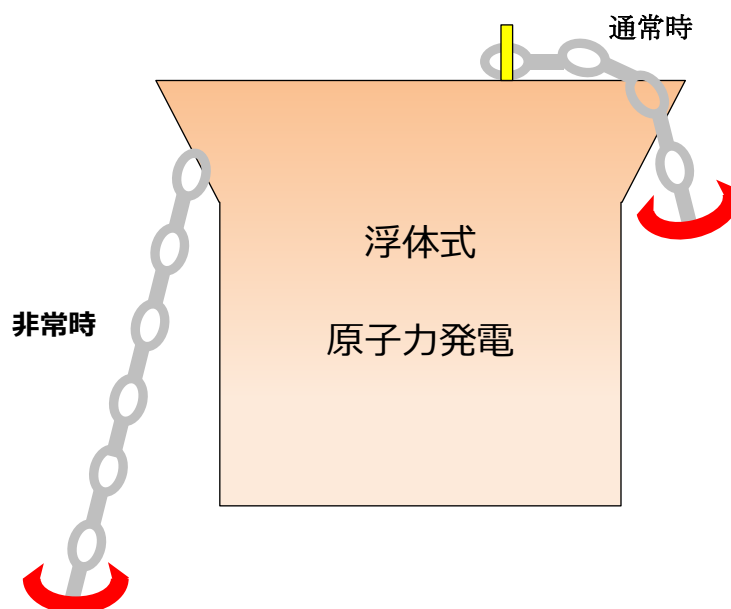
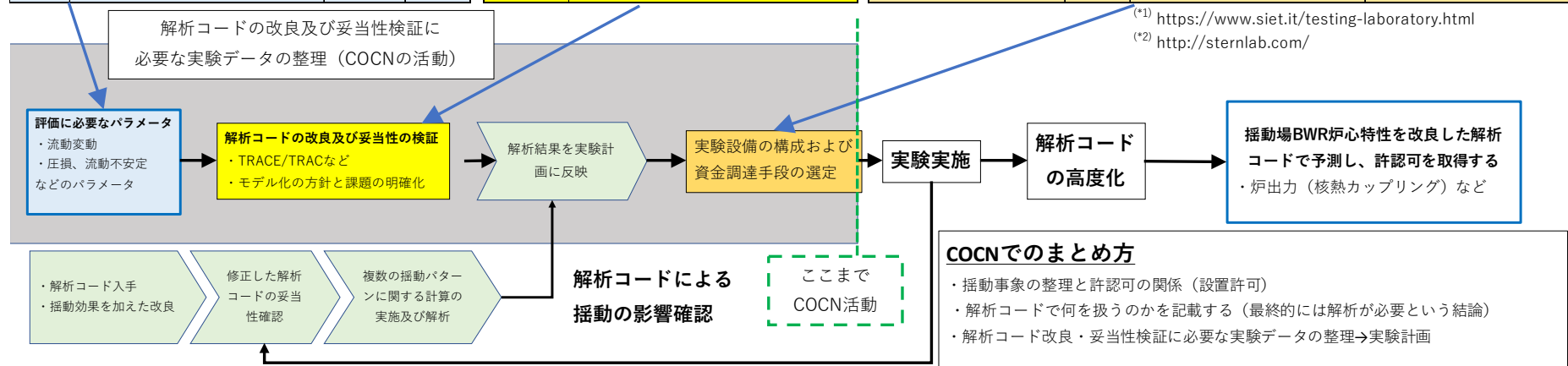


図 63 非常時用の錨イメージ図

以 上

付録 10 浮体揺動における BWR 成立性の評価

ステップ1 表1 文献・設置許可による重要パラメータまとめ				ステップ2 表2 実験条件の選定と要求機能の整理		ステップ3 表3 実験設備の構成および資金調達手段の選定			
分類	着目すべきパラメーター (インプットと結果が混在してる??)	文献で着目されているか	設置許可に記載あるか	BWR実機での概算値	揺動による影響(変化の程度)の確認を要するパラメーターか ○: モデル及び入力値の修正が必要なもの	取得するための方策は?	揺動試験の対象	計測可能な実験設備の候補(案)	実験設備の評価
熱水力	燃料棒熱伝達率	○	○	非公開	○	・ヒータピン表面温度計測 (・CFDで補間する)	◎	(1) 電中研: ・SILIUS-3D+我孫子研究所の加振台 大気圧～実機条件(高温高圧)	(1) 電中研: ◎: 設備仕様が明確で「流量変動」や「出力変動」の試験が実施可能 注) 高温高圧状態での揺動試験は、圧力容器の許認可上無理な可能性がある(要調査)。
	サブクール度	○	×	10K	×	・管路温度計測	◎	(2) 国内: プラントメーカー、大学、JAEA他	
	ボイド率(ボイドクオリティ相関式等)	○	○	40%(平均)	○	・ボイド計で計測	◎	(3) 国外: 【揺動CHF試験】 ・イタリア: SIET (IR・CISE) ^(*)	(2) 国内: ○: 現状の設備仕様・管理状況が不明であり、費用や実施時期が不確定
	限界クオリティ	○	○	非公開	○	・ボイド計で計測	非対象	※低圧損型セパレーター実規模試験、 AP1000やNUSCALEなどの許認可用データ取得(受動的冷却系?)	(3) 国外: ▲: 実規模揺動試験が求められた場合、法規制、実績や対応の早さなどの観点から唯一の候補
	限界熱流束	○	○	非公開	○	・ヒータピン表面温度計測	◎	・カナダ: Stern Laboratory ^(*)	
	炉心流量	○	○	2m/s	×	・流量計測	非対象	※CHF専用の施設有。BWR垂直フルスケール(10×10)、ほかPWR/CANDU	
	傾斜や回転による流量分布	×	○	不明	×	・流量計測	◎	(4) 船上試験: 【揺動CHF試験】 ・候補未定	(4) 船上試験 △: 揺動試験が求められた場合に候補として考えられるが、実績不明である
	流動様式	○	×	単相～環状流	○	・カメラによる観察	◎		
	自然循環による流量(MIT論文の関係)	×	○	不明	×	・流量計測	非対象		
	二相流摩擦抵抗倍率	×	○	0.2MPa	○	・圧力計測	◎		
	二相流局所圧損倍率	×	○	非公開	○	・圧力計測	◎		
	M CPR	×	○	非公開	○	・ヒータピン出力	非対象		
核特性	チャンネル水平ボイド分布(出力分布)	○	○	不明	○	・ボイド計で計測	非対象		
	安定性	○	○	不明	×	・高速度カメラやボイド計?	非対象		
	二相流体のチャンネル内スリーブ時間遅れ	×	○	非公開	×	・高速度カメラやボイド計?	非対象		
その他	ポンプ特性(Q-Hカーブ)	×	○	不明	○	・流量変動で模擬	非対象		



浮体揺動におけるBWR成立性の評価【実験計画の策定：設置許可添付八調査結果】

浜岡5号機の設置許可申請書をベースとした安全評価に必要な物理量の抽出（添付八）

設計	安全上の設計パラメータ			揺動・傾斜の影響確認が必要な物理量
	レベル1 (見出しに対応)	レベル2 (見出しに対応)	レベル3 (レベル2を構成する重要な因子)	
核設計	反応度	反応度制御	炉心の過剰反応度 全制御棒の反応度制御能力 停止余裕	—
		制御棒価値	制御棒パターン	—
		スクラム反応度	スクラム反応度曲線	—
	反応度係数	燃料棒温度係数（ドップラ係数）	—	燃料棒熱伝達率
		減速材ボイド係数	—	炉心流量、ボイド率
		減速材温度係数	—	燃料棒伝達率、ボイド率
		出力反応度係数	—	—
	出力分布	—	—	ボイド率、傾斜や回転による流量分布（チャンネル出口静圧分布、上部プレナム流動のため）
	燃料濃縮度および燃料取替	定期的な燃料取替	設備利用率などの運転条件 次のサイクルの反応度寿命 通常運転時の熱的制限値および目標燃焼度	—
		臨時の燃料取替	—	—
	制御棒引抜き手順および制御棒パターン	—	—	—
	キセノンによる影響	—	キセノンの燃焼率 キセノン濃度	—
熱水力設計	最小限界出力比(MCPR)	—	—	—
	最大線出力密度(MLHGR)	—	1%円周方向平均塑性歪	—
	GEXL相關式	—	—	限界クオリティ
	出力分布	—	半径方向ピーキング係数 軸方向ピーキング係数 局所ピーキング係数	チャンネル水平ボイド分布 上記の出力分布と同様
	炉心流量分布および炉心入口オリフィス設計	—	—	流量分布
	炉心圧力損失	摩擦圧損	—	二相流摩擦抵抗倍率、ボイド率
		局所圧損	—	二相流局所圧損倍率、ボイド率
		位置圧損	—	ボイド率
		加速圧損	—	ボイド率
	過渡状態に対する余裕	—	—	—
	通常運転特性	原子炉冷却材再循環ポンプ最低速度曲線	—	傾斜時のポンプ特性、MCPR
		設計流量制御曲線	—	傾斜時のポンプ特性、安定性
		原子炉冷却材再循環ポンプ定速度曲線	—	—
	流量制御	—	—	—
動特性	チャンネル水力学的安定性	限界基準への適合	軸方向出力分布 半径方向ピーキング係数	二相流体のチャンネル内のスワイプ時間遅れ、ボイド率
	炉心安定性	限界基準への適合、運転上の設計基準への適合	軸方向出力分布 半径方向ピーキング係数	二相流体のチャンネル内のスワイプ時間遅れ、ボイド率
	領域安定性	限界基準への適合	半径方向出力分布	流量分布
	プラント安定性	限界基準への適合、運転上の設計基準への適合	反応度外乱 圧力外乱 水位外乱 流量外乱	ボイド率
	キセノン空間振動の安定性	—	出力反応度係数、炉心内出力の平坦化割合、出力外乱	—

浜岡 5 号機の設置許可申請書をベースとした安全評価に必要な物理量の抽出（添付十）

設計	安全上の設計パラメータ			揺動・傾斜の影響確認 が必要な物理量
	レベル 1 (見出しに対応)	レベル 2 (見出しに対応)	レベル 3 (レベル 2 を構成する重要な因子)	
過渡解析	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	引抜制御棒価値 スクラム反応度 ドブブラ反応度	燃料棒伝達率
		出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	引抜制御棒価値 スクラム反応度 ドブブラ反応度	燃料棒伝達率
	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	再循環流量の減少	
		外部電源喪失	蒸気加減弁の閉止 給水流量喪失	自然循環による流量 (MIT論文の関係)
		給水加熱喪失	炉心入口サブクール度	ポイド率
		原子炉冷却材流量制御系の誤動作	再循環流量の増加	
	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	負荷の喪失	原子炉圧力上昇	ポイド率
		主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉圧力上昇	ポイド率
		給水制御系の故障	給水流量の増加	流量、ポイド率
		原子炉圧力制御系の故障	主蒸気流量の変化 原子炉圧力の低下	ポイド率
		給水流量の全喪失	-	流量、ポイド率

添付 1 流量振動あるいは流量出力変動時の沸騰遷移試験の従来研究

海面揺動により原子炉船の炉心流量が変動し限界熱流束（CHF）が減少することが一色そして大辻らの炉外試験により報告されている。

BWR タイプの浮体式原子力発電所式の場合、海面揺動により炉心流量が変動し、加えて炉心ボイド率が変動することにより炉心出力が変動する可能性がある。つまり、海面揺動により炉心流量と出力が同時に変動し(核熱カップリング)、それにより沸騰遷移が発生し核燃料温度の急上昇による破損、中性子束増大によるスクラムが発生する可能性がある。

このような点より、流量振動あるいは流量出力変動時での沸騰遷移試験の従来研究について調査を行った。

関連している研究を表 26 に示す。

調査のまとめ

試験条件など各研究で異なっているが、結論はほぼ同じ

- 流量が増大減少を繰り返し振動すると限界出力（CHF）は減少する。
- 流量振動振幅が増大すると限界出力（CHF）の減少幅も増大する。
- 各研究で使用している解析ツールは違うが、解析により流量振動時の限界出力を予測することはできる。
- 流量と出力（核のフィードバック模擬）を変動させた研究は少ない。この場合も、解析により限界出力を予測することは可能である。
- 関西大学（梅川ら）の研究によると流量振動の時定数が大きくなると CHF 減少率は増大する。（報告者の見解では、流量が減少している時間が増えるので、現象的にこの傾向は妥当であるといえる）

表 26 流量振動あるいは流量出力変動時の沸騰遷移試験の従来研究

研究種別	研究題目	試験部 試験形状	振動の模擬方法	検証解析 コード
電力共研	チャンネル水力学安定性試験(1985-1995)	並列チャンネル (2x2,4x4) BWR8x8 燃料を模擬 圧力:7 MPa (BWR 定格運転圧力) 質量速度: ABWR。BWR の自然循環流量を含む範囲で実施	密度波振動不安定性状態 (出力は一定) 入口流量を弁などで制御はしていない。	許認可コード
METI 革新的実用原子力技術開発費補助事業	超高出力密度炉心 ABWR プラントの実用化に向けた技術開発(2005-2008)	単チャンネル (5x5) BWR9x9 燃料を模擬 圧力:7 MPa (BWR 定格運転圧力) 質量速度: 280 to 560 kg/m ² /s (ABWR の自然循環流量から最低ポンプスピード時の最高出力バンドルの流量範囲をカバー) 振動周期 (実機の解析例より決定) 振動の周波数 0.3 ~ 0.5Hz 流量に対して出力の位相差 50 ~ 約 150 度 流量に対する出力変動のゲイン 1.0 ~ 3.0	密度波振動不安定性状態の入口流量変動を弁、出力変動を計算機制御により模擬 (密度波振動、核熱カップリング結合振動)	NASCA(多流体サブチャンネル解析コード)
JAEA	Experimental study on cooling limit under flow instability in boiling flow channel(2003)	並列チャンネル (2x2,4x4) 8x8 模擬 圧力:1-7 MPa ((7 MPa: BWR 定格運転圧力) 入口サブクール度: 10-60 K	密度波振動不安定性状態 (出力は一定) 入口流量を弁などで制御はしていない。ただし、二相流部分に弁を挿入して流量振幅を増大している。	TRAC-BF1
関西大学 (科研費)	流動脈動下による限界熱流束(1995),流動脈動下による限界熱流束の簡易整理(1998)ほか	垂直円管、内径 3,4mm, 圧力: 0.3, 0,4 MPa 質量速度: 60 から 1800 kg/m ² /s 入口流体温度:80 °C 脈動振幅 (脈動振幅/平均質量速度): 0.0 から 10.2 振動周期 2,4,6 秒	出力: 一定 入口流量: 試験部入口部にピストンとクランク機構からなる流動脈動発生装置を取りつけて機械的に流動脈動を付加している。	独自の集中定数系モデル

1. チャンネル安定試験（電力共研、1985～1995）

目的：並列試験部（2x2,4x4）、試験条件は7 MPa 実機定格圧力条件でのチャンネル不安定性発生出力（密度波振動発生出力）データ採取。このデータを用いて設計コードの検証。

更に、流量が振動している状態で出力（時間的に一定）を段階的に上昇して、流動不安定性から BT までの余裕、BT 発生後のロッド温度挙動データの採取。

このデータを用いて、予測モデルの流量振動時の沸騰遷移出力の予測精度そして温度挙動の予測精度の検証。

結論としては、

- チャンネル不安定性発生出力の予測可能。
- 流動不安定が発生したとしても、沸騰遷移は発生しない。つまり、沸騰遷移まで出力余裕がある。
- 沸騰遷移が発生した場合、ロッド温度増加し続けることはなく、流量が増加することにより、リウエットが発生し再び通常の値に戻る。
- 流量振動時の沸騰遷移出力およびロッド温度挙動を解析予測モデルで予測可能である。

関連文献

① Kasai, Shigeru et.al., Heater rod temperature change at boiling transition under flow oscillation

Proceedings of second international topical meeting on nuclear power plant thermal hydraulics and operations(NUTHOS-2) Tokyo (Japan); 15-17 Apr 1986

② Kitayama, K et.al. , Boiling transition under thermal hydraulic instability in rod bundle

Proceedings of third international topical meeting on reactor thermal hydraulics 9C , (1985)

③ 例えば、師岡ほか、BWR チャンネル水力学的安定性(3) 流量振動時の沸騰遷移試験、原子力学会「昭 60 年会」要旨集、F25.

2. 経済産業省 革新的実用原子力技術開発費補助事業 “超高出力密度炉心 ABWR プラントの実用化に向けた技術開発” (2005-2008)

参加機関：(株)テプコシステムズ 京都大学、神戸大学、大阪大学 (株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン (株)東芝、(株)日立製作所

目的：現行 ABWR のプラント設計を踏襲することで開発コストを抑制し、また、その安全性能を確保しつつ、炉心出力密度を現行 ABWR より 25%以上高めることで EPR(European Pressurized Water Reactor)相当の 165 万 kWe 以上の定格出力達成を図り、原子力発電の高経済化を狙う。

そのための課題として、「超高出力密度炉心燃料の開発」、安定性低下対策として「核熱水力安定性評価手法の開発」、高クォリティ対策として「気水分離器性能の改良」の 3 領域の技術開発を行う。

つまり、現行の減幅比に基づく保守的な安定性の判断基準に変えて発振後の沸騰遷移発生に不確かさを考慮した安全評価の判断基準を提案する。

得られた結論

- 出力密度の増加による核熱水力安定性低下に対処するため、発振を許容する判断基準を導入する。すなわち、現行の減幅比に基づく判断基準に変えて、発振後の沸騰遷移発生に対して不確かさを考慮して安全評価の判断基準を設定する
- 管群体系流動振動試験では、振動時の沸騰遷移メカニズムの把握と共に、サブチャンネル解析コードの妥当性評価のための実験データベースを構築した。
- 流量が振動すると、限界出力は減少する。振幅が増大すると限界出力減少率も増大する。
- サブチャンネル NASCA コーにより 流量振動（密度波振動）、流量・出力振動（核熱カップリング結合振動）の定常限界出力からの限界出力低下を予測することが可能である。

関連文献

- ① 山本ら、超高出力密度炉心 ABWR の実用化（1）流量・出力振動下沸騰遷移現象に関する実験的研究、第 13 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集 B109(2008)。
- ② 山本ら、超高出力密度炉心 ABWR の実用化(1)流量・出力振動下沸騰遷移現象に関する実験的研究、機械学会論文集(B),75 巻 751 号,論文 No.08-6073.(2009-3)
- ③ 野崎ら、超高出力密度炉心 ABWR の実用化（2）流量・出力振動下沸騰遷移現象に関する解析的研究、機械学会論文集(B),75 巻 751 号,論文 No.08-6043.(2009-3)

- ④ 革新的実用原子力技術開発費補助事業 超高出力密度炉心 ABWR プラントの実用化に向けた技術開発,平成 17, 18, 19 年度 成果報告書概要版。

3. **JAEA “EXPERIMENTAL STUDY ON COOLING LIMIT UNDER FLOW INSTABILITY IN BOILING FLOW CHANNEL” (2003)**
ICONE11-36452 Tadashi Iguchi et.al.

研究目的は、電力共研とほとんど同じ 圧力が 1-7 MPa と広い

結論としては、

- 流動不安定が発生したとしても、沸騰遷移は発生しない。つまり、沸騰遷移まで出力余裕がある。
- 沸騰遷移が発生した場合、ロッド温度増加し続けることはなく、流量が増加することにより、リウエットが発生し再び通常の核沸騰の温度に戻る。ただし、更に出力を上昇すると、リウエットすることなく膜沸騰が継続する。
- 流量振動時の沸騰遷移開始出力は TRAC-BF1 で予測可能。ただし、解析予測モデルで予測可能である。ただし、膜沸騰が継続する開始出力はリウエットモデルが不整備なので予測はできない。

関連文献

- ① T. Iguchi et.al., EXPERIMENTAL STUDY ON COOLING LIMIT UNDER FLOW INSTABILITY IN BOILING FLOW CHANNEL, ICONE11-36452(2003)

4. 関西大学（科研費）流動脈動下による限界熱流束(1995),流動脈動下による限界熱流束の簡易整理(1998)

目的：圧力 0.4MPa 程度までの低圧域における垂直蒸発管を用いて、管径および肉厚の異なったテストセクションに対して、流量振動時の限界熱流束試験を行い、この影響を検討する。

結論

- 流量が振動すると限界出力（CHF）は減少する。
- 流量振動振幅が増大すると限界出力（CHF）の減少幅も増大する。
- 流量振動の時定数が大きくなると CHF 減少率は増大する。
- 独自の集中定数系モデルにより 実験データを予測可能。

関連文献

① 梅川ら、流動脈動下による限界熱流束、機械学会論文集(B),61 巻 583 号,論文 No.94-1090.(1995-3).

梅川ら、流動脈動下による限界熱流束の簡易整理、機械学会論文集(B),64 巻 617 号,論文 No.97-0738.(1998-1).

No.	対象	コメント内容
6-1	外的条件	海の揺動条件が必要。海の揺動が RPV に伝わる場合、RPV の設置条件（建設方法）などが影響するのでは。建設の専門家の検討が必要。
6-2	傾斜	浮体（炉心）が傾斜すると、サブクール沸騰領域のボイドは凝縮しやすいのでは。斜めになると燃料棒表面の気泡は浮力で、燃料棒から離れやすくなるは。
6-3	浮体構造	免震構造にすると、海上の少しの揺れが緩和されるのではないか
6-4	外的条件	揺れの周期、出力変動の周期を検討する必要がある
6-5	有変変動	揺れによる流速変動の影響がどの程度か、流速変動によるボイド率の変化がどの程度かここがわかれば、影響度合いは把握できる
6-6	炉心特性	揺れにより集合体ごとの水位が変わり、圧力分布変動によるボイド率の変化も多少の影響はあると思うので定性的な評価が必要
6-7	浮体構造	まず浮体が揺れない構造を考えたい。何故揺れるのか？どのくらい揺れるのか？の定量感がないところで揺れの対策を考えても仕方ない。
6-8	揺動	次年度以降国プロなどを利用して加振試験を行いたい。
6-9	炉心特性	揺動することで何が何故心配なのか。熱伝達率などは揺動（攪拌促進）によって良くなるのではないか。心配と考える事象（パラメーター）のメカニズムを明らかにし、その点がコードに組み込まれていないので実験する、という論理構築すべきである。
6-10	傾斜	「傾斜（3～5度：継続）」により、サブチャンネル内ボイド変化・炉心全体のマクロ的な変化は確認が必要である。

付録 11 効率的な燃料交換システム・使用済燃料プールの水面揺動対策

1. 緒言

今回、浮体式原子力発電所を新たに設計するにあたり、浮体式原子力の効率的かつ安全な運用の実現を目的として、燃料交換作業の効率化および使用済燃料プールの水面揺動に関する改良の検討を実施するものである。

まず、燃料交換の基本システムは、当初から殆ど変わっていないため、燃料交換に要する基本的な期間もほぼ同じ状況である。これを、燃料集合体の確実な保持をしつつ移動時間が短縮できるようなシステムに変更することにより燃料交換の効率的な実施を目指す。

次に、新潟県中越沖地震において使用済燃料プールのスロッシング（プールの液面が激しく揺れる現象）発生によりプール水がオペレーティングフロアに溢れ出した事象を教訓として、スロッシング発生を防止する改良を検討し使用済燃料プールからの溢水防止を図るものである。

2. 効率的な燃料交換システム

2.1. 燃料集合体について

燃料は「燃料集合体」という形に加工・成型されて原子炉に装荷される。原料を焼き固めたペレットをジルコニウム合金の燃料被覆管に詰めたものを燃料棒と呼び、これを束ねたものが燃料集合体である。燃料集合体の構造や大きさは沸騰水型原子力発電プラント（BWR）と加圧水型原子力発電プラント（PWR）で異なる。

原子炉に装荷される燃料集合体の数は BWR の場合数百体（東京電力 柏崎刈羽原子力発電所の場合、1～5 号機は 764 体、6、7 号機は 872 体）と PWR（関西電力高浜 3、4 号機は 157 体）に比べて非常に多く、燃料取替に時間がかかる要因となっている。

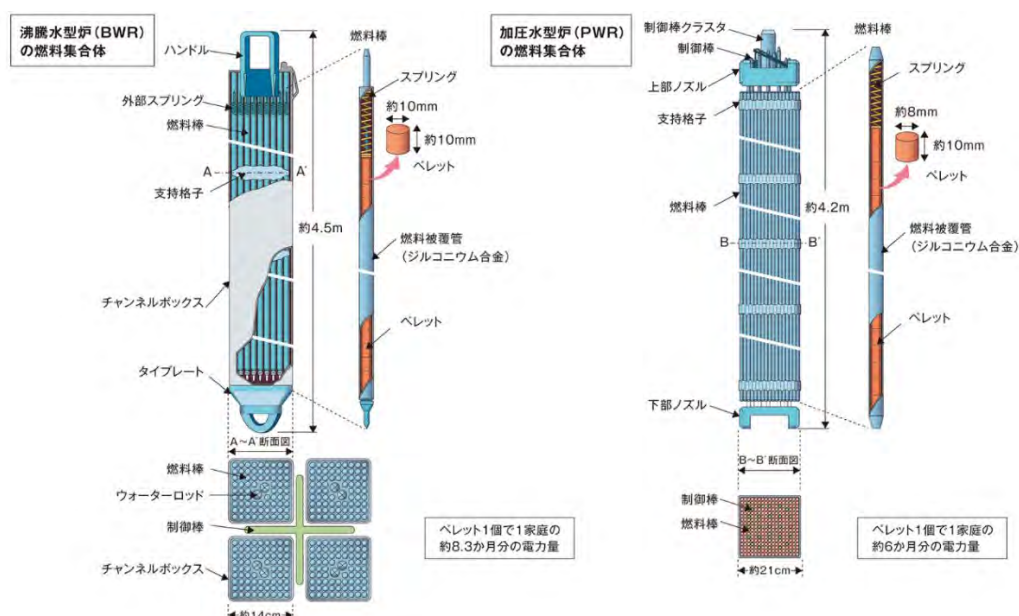


図 64 BWR と PWR の燃料集合体 ⁷⁴

⁷⁴ 電気事業連合会ホームページ <https://www.fepec.or.jp/enterprise/hatsuden/nuclear/nenryoushuugoutai/index.html>

2.2. BWR の燃料取替方法

BWR の燃料取替では、まず図 65 に示すように原子炉を開放し、図 66 のように以下の手順で燃料の取り出しを行う。

- ① 燃料取替機（図 67）に装着された燃料つかみ装置を原子炉压力容器・炉心内燃料集合体位置へ降下させる。
- ② 燃料つかみ装置によって燃料集合体を吊り上げる。
- ③ 吊り上げた燃料集合体を使用済燃料プールへ移送し、使用済燃料貯蔵ラック内へ吊り降ろす。

使用済燃料プールの中には燃料を保管するための使用済燃料貯蔵ラックが配置されている（図 68）。使用済燃料貯蔵ラックは貯蔵する燃料が適切な間隔で配置され、全てのラックが満たされたとしても臨界とならないように設計されている。

原子炉への燃料装荷は、取り出しと逆の手順で行う。

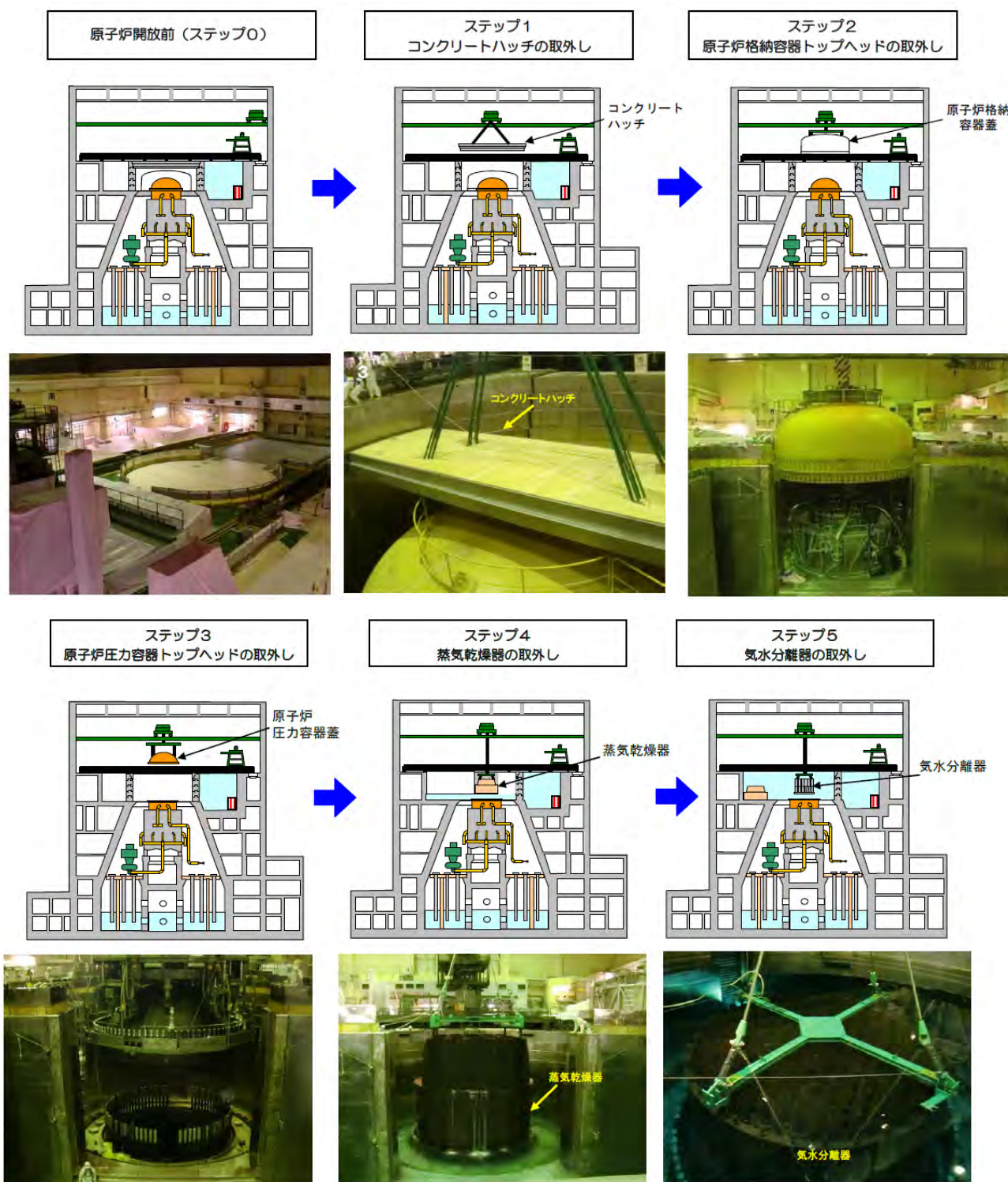


図 65 原子炉の開放⁷⁵

⁷⁵ 東京電力株式会社「福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会 現地調査（6号機 原子炉開放および燃料移動）」pp.9,10

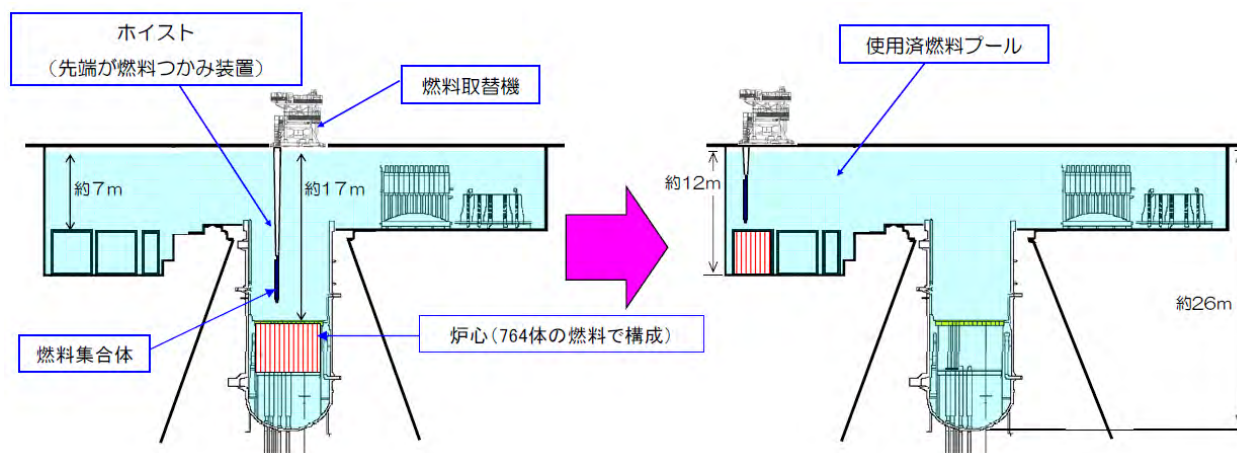


図 66 BWR の燃料取替 ⁷⁶

燃料取替機の概要

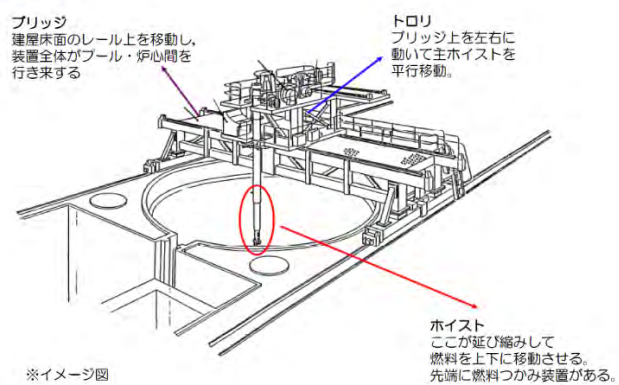


図 67 燃料取替機の概要および写真 ⁷⁷

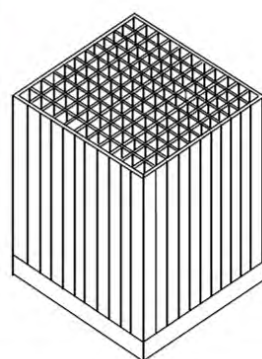


図 68 使用済燃料貯蔵ラックの概要および写真 ⁷⁸

⁷⁶ 東京電力株式会社「福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会 現地調査 (6号機 原子炉開放および燃料移動)」 pp.9,10

⁷⁷ 同 pp.7,19,

⁷⁸ 同 pp.6

2.3. PWR の燃料取替方法

PWR では、3つの設備（使用済燃料ピットクレーン、燃料移送装置、燃料取替クレーン）を使用して以下の手順で燃料の取替を実施している。

- ① 使用済燃料ピットクレーンで使用済燃料ピット内の燃料集合体を吊り上げる。
 - ② 燃料集合体を燃料移送装置に挿入する。
 - ③ 燃料移送装置（燃料集合体）を水平にする。
 - ④ 燃料移送装置（燃料集合体）を原子炉格納容器内へ移送する。
 - ⑤ 燃料移送装置（燃料集合体）を垂直にする。
 - ⑥ 燃料取替クレーンで燃料移送装置から燃料集合体を吊り上げる。
 - ⑦ 燃料取替クレーンで燃料集合体を原子炉容器内の所定の位置へ装荷する。
- ※上記フローは燃料装荷時の例であり、燃料取出時は逆の作業フローとなる。

燃料集合体は、未臨界等の観点から1体ずつ水中で取扱われ、これらの燃料損傷防止機能を有した3つの設備を介して、使用済燃料ピットと原子炉容器間の移送を行う。この作業は、157体（高浜3、4号機の例）の燃料集合体に対して実施し、約4～5日間を要する。

なお、図69は、燃料装荷時（使用済燃料ピットから原子炉容器への燃料移動）の例であり、燃料取出時（原子炉容器から使用済燃料ピットへの燃料移動）の場合は、逆の作業フローとなる。

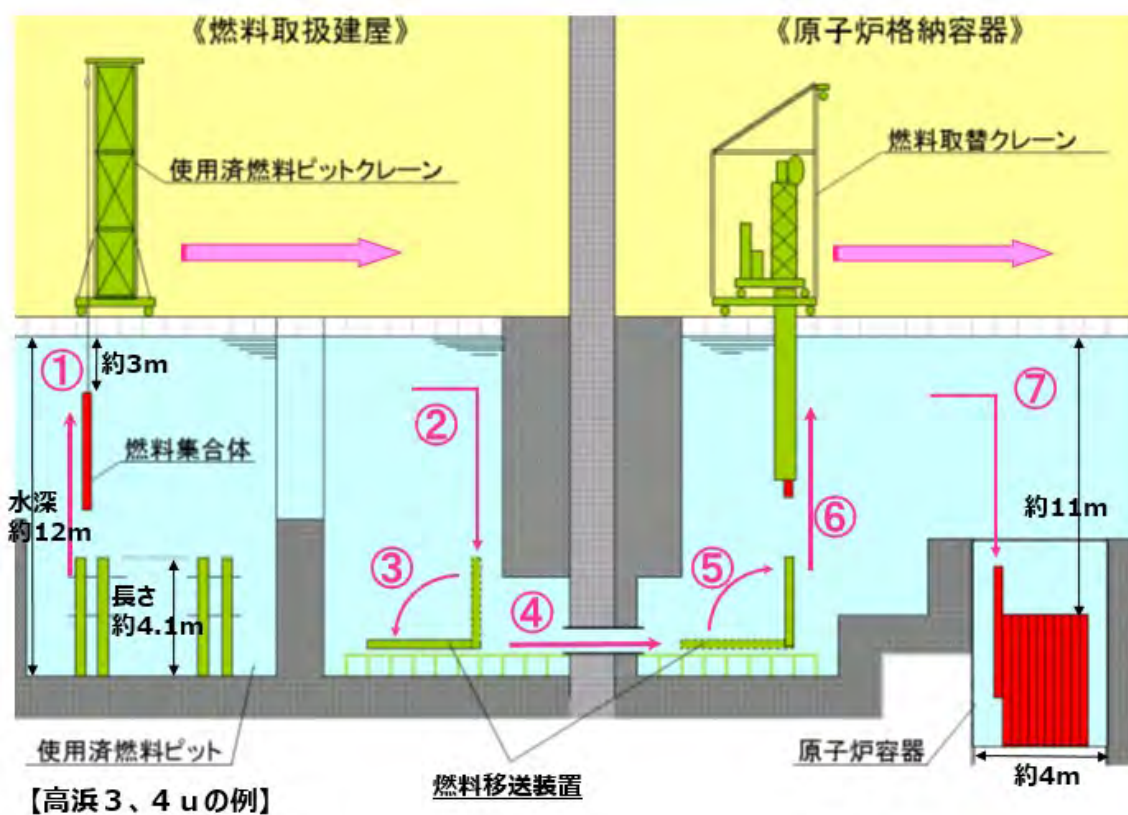


図 69 PWR の燃料取替システム

2.4. 効率的な燃料交換システムの検討

浮体式原子力発電プラントの検討は BWR が先行していることから、今回の検討では燃料集合体のサイズは BWR を想定し、浮体式原子力発電プラントにおける浮体構造物の揺動、燃料を未臨界に保つこと、さらに燃料の落下やラックや上部格子板等の接触・衝突を避けることを考慮して、既存よりも安全かつ効率的に燃料取替を行う方法を考えた。

燃料取替の高速化の観点では、燃料取替機の移動速度を上昇させることが考えられる。PWR では現状最大 18m/s 程度であるが、クレーンを新設する場合には更なる高速化が可能とされている・これにより燃料取替の時間がどこまで短縮できるかは現状の工程を分析する必要がある。

また、燃料集合体を複数本まとめて吊り上げ、燃料移送装置に複数の燃料集合体を収納して移送することが考えられるが、未臨界を確保することが課題となる。吊り上げる場合は吊り上げ重量が大きくなるため、揺動や周辺機器への衝突リスクは大きくなる。浮体構造物の揺動に関してはデータが少なく、定量評価が難しい点も課題である。移送に関しては、例えば高い熱中性子吸収性の高いボロンを添加したステンレス (B-SUS) を移送装置に用いることが考えられる。

スピードアップには繋がらないものの燃料の落下やラックや上部格子板等の接触・衝突を避ける観点からは燃料をカバーに収納して移動することが考えられる。また PWR のように原子炉と燃料プールの間に隔壁を設け、事故への耐性を高めることも安全上有用と考えられる。

なお、効率的な燃料交換システムでは PWR の方法を踏まえて検討を行ったが、検討の余地がまだ多くあり、更なる検討を行う場合には、燃料取換の時間削減目標の設定、既存の燃料取換作業で時間がかかるポイントの洗い出し、浮体構造物の揺動の定量的な影響把握、効率化案のモックアップによる検証等を行うことが必要と考える。

3. 使用済燃料プールの水面揺動対策

3.1. 使用済み燃料プールの水面揺動（スロッシング）

液体を入れた容器に外部から比較的長周期の振動を与えた場合に、容器内の液面に揺動が発生する。これをスロッシングといい、揺動によって液体が容器から溢れることや、構造物が破壊される被害等が問題になる。平成 19 年 7 月 16 日に発生した新潟県中越沖地震によって東京電力柏崎刈羽原子力発電所の使用済燃料プール水が原子炉建屋オペレーティングフロアに溢れ出したが（図 70、図 71）、これもスロッシングが原因と推定されている。

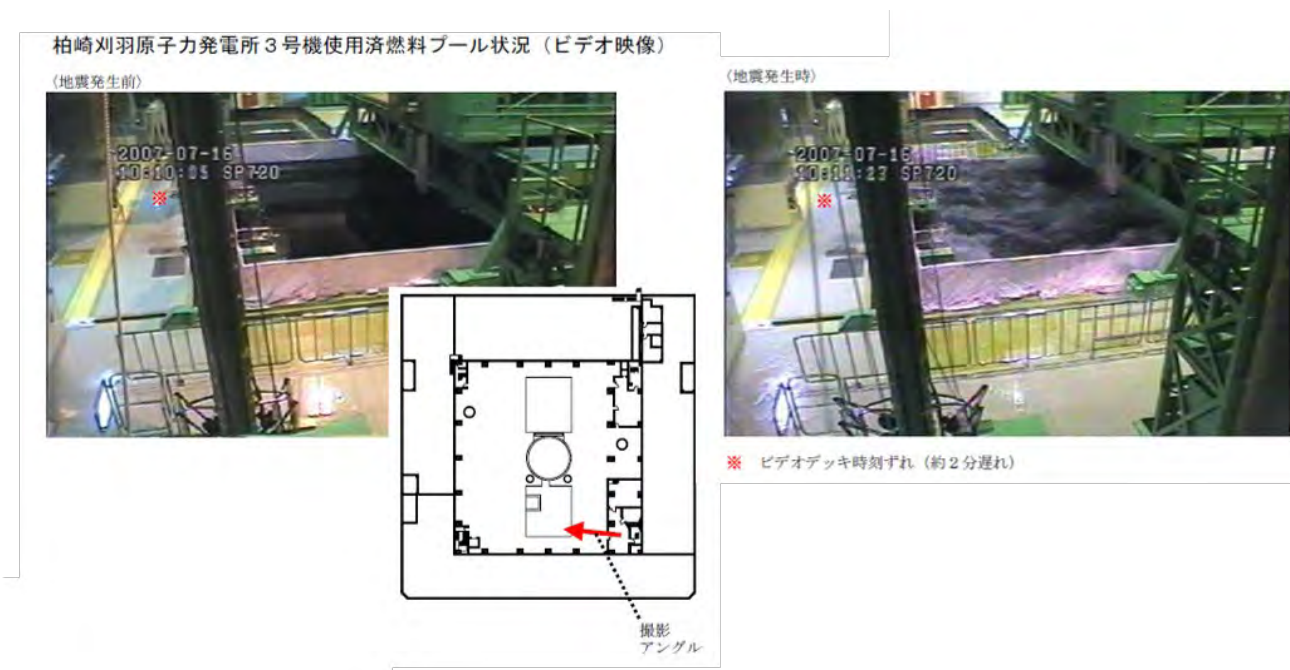


図 70 新潟県中越沖地震による使用済燃料プールのスロッシング⁷⁹

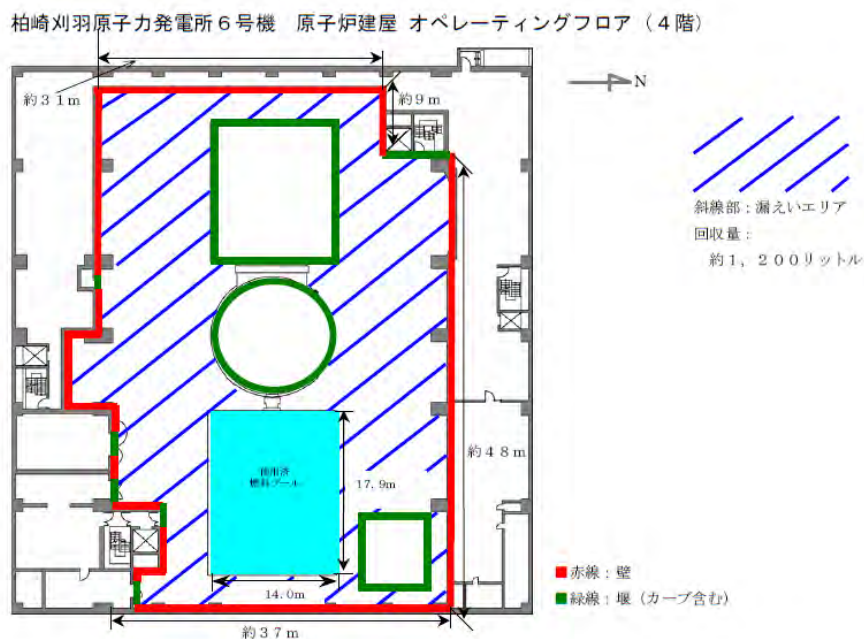


図 71 使用済燃料プール水のオペレーティングフロアへの漏えい状況⁷⁹

3.2. スロッシング対策の検討

使用済燃料プールのサイズは現状と同程度の大きさを想定し、国および IAEA が実施している燃料監視の妨げにならないこと（核物質がひそかに移動されていないことを確認するため、原子力発電所等で

⁷⁹ 東京電力株式会社「柏崎刈羽原子力発電所における新潟県中越沖地震に伴う「原子炉施設故障等報告」の報告について」参考資料 2 <https://www.tepco.co.jp/cc/press/07101103-j.html>

は監視カメラにより常時核物質の移動を監視している)、揺動・地震の影響、燃料取替作業を阻害しないこと、使用済燃料を収納するスペースを極力大きくすること、を考慮してスロッシング低減策の検討を行った。

まず、使用済燃料プールに蓋やビニールシートを置き、プール内の水の漏えいを抑制することが考えられる。この場合は燃料監視を妨げないよう透明かつ曇らないものであることが必要である。

使用済燃料プール内に隔壁を入れて小さなプールに分割し、長周期で大きなスロッシングの波を短周期で小さくすることや、邪魔板を入れて流体抵抗を作り揺れに起因する水流を抑制することも考えられる。この場合プール内へ設置する構造物が燃料取替の妨げにならないことや、使用済燃料を収納するスペースを圧迫しないことを考慮する必要がある。

図 72 に示すようにプールの上部に波返し構造を設けることも考えられる。波返しがプールの内側に出っ張っていると壁面付近に保管された燃料を取り扱う際に邪魔になるため、例えば当該部を可動式とすることでこの問題を解決できる。ゼロベースで設計するのであれば、スロッシング波高を考慮してプール内の水が漏えいしないように水面から十分な高さを確保することも有効と考えられる。

また、図 73 のように使用済燃料プール自体を浮体構造物の下方に設置するというアイデアもある。これにより、浮体構造物の揺動による揺れの軽減が期待でき、テロ対策の観点からも航空機等による攻撃への耐性が高まるというメリットがある。原子炉から下方の使用済み燃料プールへ燃料を移送することは現在の技術で可能。BWR においては、2.1 節において示したように、原子炉に隣接して燃料貯蔵プールを配置する設計が BWR5 まで採用されてきたが、燃料貯蔵プールを別建屋に配置する BWR6 のプラント設計が海外で実用化されており、同様の設計が ESBWR においても採用されている。燃料貯蔵プールを別建屋とすることにより、PWR プラントと同じく燃料を移送するシステムが必要となるが、事故への耐性を高めることが期待できる。また、使用済燃料プールを浮体構造物の下方に設置する場合には、使用済燃料のキャスク搬送について考慮する必要がある。

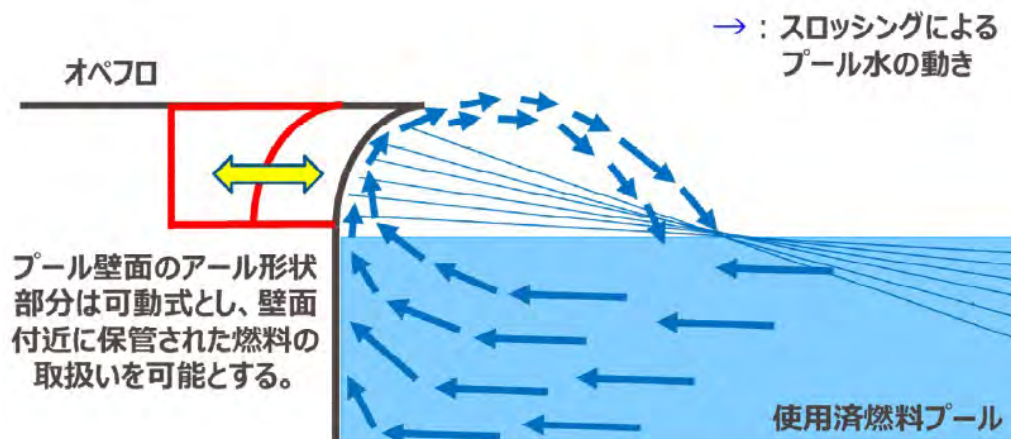


図 72 可動式の波返しによる使用済燃料プールのスロッシング対策

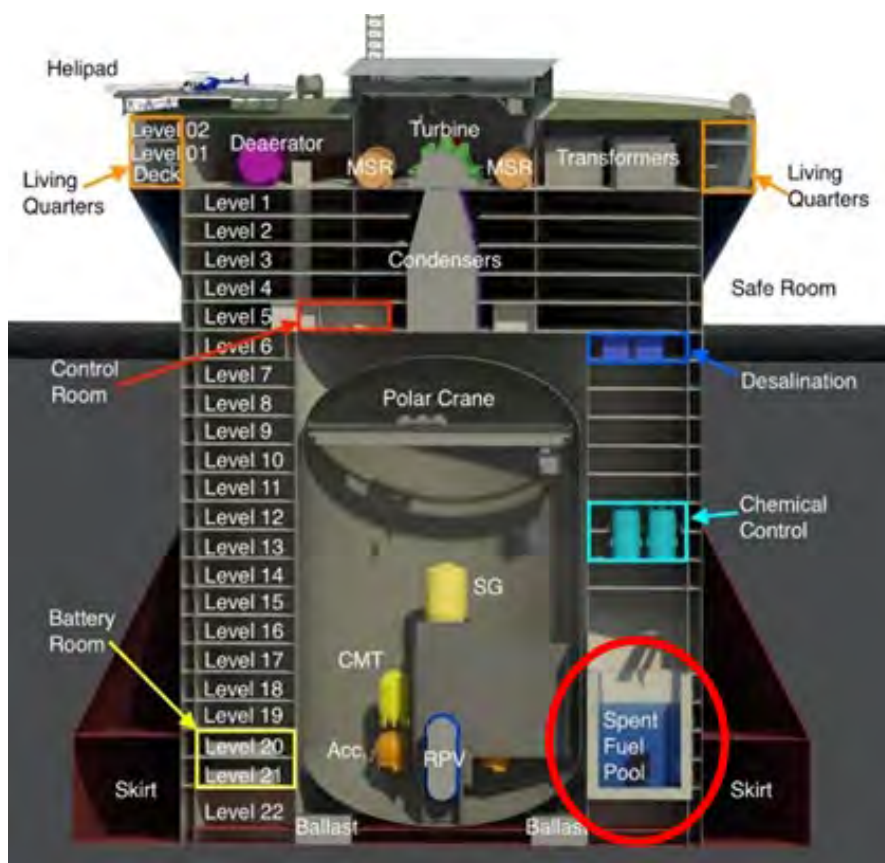


図 73 浮体式原子力発電プラントにおける使用済燃料プールの配置アイデア

3.3. まとめ

既設炉における燃料交換システムおよび使用済み燃料プールに関する課題を克服し、浮体式原子力の効率的かつ安全な運用の実現を目的として、(1) 効率的な燃料交換方法、(2) 使用済燃料プールのスロッシング対策の検討を行った。

- (1) 効率的な燃料交換方法の検討では、BWR、PWR の燃料取替方法を整理した結果を踏まえ、浮体式原子力発電プラントの検討において先行している BWR の燃料集合体を想定し、浮体構造物の揺動、燃料を未臨界に保つこと、さらに燃料の落下やラックや上部格子板等の接触・衝突を避けることを考慮して、既存よりも安全かつ効率的に燃料取替を行う方法を考えた。

- ・燃料取替機の移動速度を上昇させることが考えられるが、燃料取替の時間をどこまで短縮できるかは現状の工程分析が必要
- ・燃料を複数まとめて吊り上げ・移送することも考えられるが、未臨界を確保すること等の課題が多い。(移送に関しては、高い熱中性子吸収性の高いボロンを添加したステンレス (B-SUS) を移送装置に用いることが考えられる。) また、浮体構造物の揺動に関してはデータが少なく、定量評価が難しい点も課題。

- ・燃料をカバーに収納して移動することや、PWR のように原子炉と燃料プールの間に隔壁を設け、事故への耐性を高めることは安全上有用。

なお、効率的な燃料交換システムでは PWR の方法を踏まえて検討を行ったが、検討の余地がまだ多くあり、更なる検討を行う場合には、燃料取替の時間削減目標の設定、既存の燃料取替作業で時間を要するポイントの洗い出し、浮体構造物の揺動の定量的な影響把握、効率化案のモックアップによる検証等を行うことが必要と考える。

- (2) 使用済燃料プールのスロッシング対策の検討では、現状と同程度の大きさのプールを想定し、国および IAEA が実施している燃料監視の妨げにならないこと、揺動・地震の影響、燃料取替作業を阻害しないこと、使用済燃料を収納するスペースを極力大きくすること、などを考慮し以下の対策を考えた。

- ・使用済燃料プールに蓋やビニールシートを置き、水面の揺動を抑制する。この場合は燃料監視を妨げないように透明かつ曇らないものであることが必要。
- ・使用済燃料プール内に隔壁や邪魔板を入れてスロッシングを弱める。この場合プール内へ設置する構造物が燃料取替の妨げにならないことや、使用済燃料を収納するスペースを圧迫しないことを考慮する必要がある。
- ・プールの上部に波返しの構造を設ける。波返し部を可動式にすれば壁面付近に保管された燃料を取り扱う際に邪魔にならない。
- ・ゼロベースで設計するのであれば、スロッシング波高を考慮してプール内の水が漏えいしないように水面から十分な高さを確保することも有効。
- ・使用済燃料プール自体を浮体構造物の下方に設置。浮体構造物の揺動による揺れの軽減が期待できる。

付録 12 過酷事故時の原子炉減圧機能の多様化

1. 緒言

炉心損傷に至る恐れのある事故下において、原子炉の減圧機能は安全上重要な役割を担う。原子炉を減圧し低圧の状態を保つことで原子炉への低圧注水が可能となり、原子炉を速やかに冷却し炉心損傷を未然に防止する。例えば、東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故では消防車を用いた原子炉注水を実施しているが、消防車のように吐出圧力の低い注水手段によって原子炉へ注水するためには原子炉の減圧が必要不可欠だった。

沸騰水型原子力発電プラント（BWR）の減圧手段には主蒸気逃がし安全弁（SRV）が用いられている。図 74 のように SRV は原子炉圧力容器から圧力抑制室へ繋がる配管に設置されており、SRV を開放することで原子炉圧力容器内の水蒸気を圧力抑制室へ逃がし、原子炉の減圧を行う。図 75 に示すように SRV を駆動させるには、電磁弁を開いて SRV のシリンダへ窒素ガスを供給し、窒素ガスの圧力でピストンを押し上げ、弁を開ける。しかし、1F 事故では SRV の操作に必要な電源・駆動用窒素が不足したこと等によって原子炉の減圧ができない事象を招いた。これを教訓として、BWR におけるより安全かつ確実な原子炉減圧方法の検討を行った。

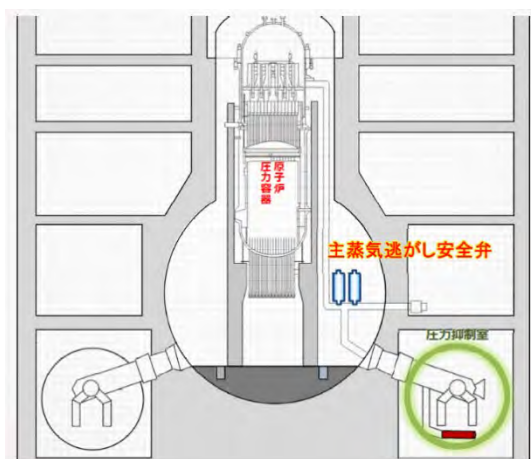


図 74 主蒸気逃がし安全弁 80

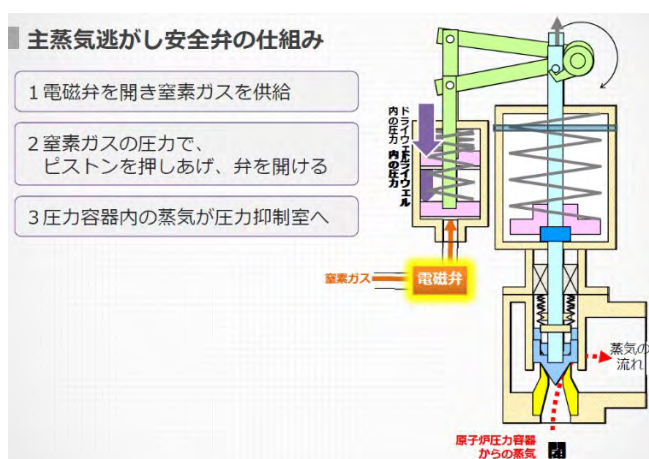


図 75 主蒸気逃がし安全弁の仕組み 81

2. 1F 事故の教訓と既設炉の安全対策

2.1. 1F 事故の教訓

1F 1~3 号機では最終的に事故時に作動が期待されていた注水機能を全て喪失し、臨機の対応として消防車を用いた原子炉代替注水を実施した。消防車のような低圧の注水手段によって原子炉へ注水するためには SRV を開けて原子炉を減圧することが必要不可欠である。しかし、この事故では直流電源や窒素ガス源の喪失により、SRV 開操作のため様々な努力がなされたが、原子炉圧力が低下しない事象があった。この要因について、大きく 2 つの可能性が考えられている。

⁸⁰ 東京電力株式会社「福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告～第 4 回～」 pp.8

⁸¹ 同 pp.9

- (1) SRV が何らかの要因により開かなかった可能性
- (2) SRV は開いたものの、原子炉圧力容器内で減圧速度を上回る気体の発生があった可能性

SRV が動作しない要因として、環境条件の悪化、仮設バッテリーの接続不良や容量不足、繰り返し作動による窒素ガスの消費（供給圧力不足）、繰り返し作動による損傷影響、窒素ガス供給圧力・原子炉圧力・格納容器圧力の関係による力学的要因が挙げられているが、当時の状況を踏まえると、繰り返し作動による影響は考えにくく、SRV 不作動の原因は以下のように考えられている⁸²。

- ・電磁弁に適切に電気を供給できていなかったことが、SRV の開閉に影響した可能性。
- ・事故が進展する中で格納容器圧力が上昇し、SRV の開閉に影響した可能性
- ・電磁弁等のシール材が、温度・湿度・放射線の影響で劣化し、SRV が開かなかった可能性

1F・2号機では直流電源を喪失したことで、仮設バッテリーを回路に繋ぎこみ、SRV の開操作を行っていた。初めバッテリーによる電気の供給範囲を回路全体としていたが SRV の開操作にもかかわらず原子炉の圧力は低下しなかった。そこで、バッテリーの配線を一度全て外して 10 個を直列に繋ぎなおし、さらに電気の供給範囲を回路全体から電磁弁のみに限定したところ、原子炉の減圧に成功している。このことから初期は電磁弁に適切に電気が供給されていなかったことが伺える。

また、SRV が開くためには SRV を開ける側の力として作用する窒素ガス供給圧力および原子炉圧力が、SRV を閉じる側の力として作用する格納容器圧力（背圧）を上回る必要がある。図 76 に SRV に作用する力の概要図を示す。SRV が開くためには、「 $P_R + P_N > P_P + P_A$ 」である必要がある。1F・2号機では、事故後に全交流電源喪失状態となり格納容器外部から窒素ガスを供給する系統が隔離されたため、SRV は各アキュムレータ内の窒素ガスによる P_N で駆動されることとなった。東京電力が実施した力学的要因の評価結果を図 77 に示すが、格納容器圧力が上昇した影響から逃がし弁用アキュムレータでは $P_R + P_N > P_P + P_A$ を満たせなくなり SRV が作動できない状態に陥った可能性が報告されている。

さらに、環境条件（温度、湿度、放射線等の影響）の悪化に伴い、SRV が正常に作動しなかった可能性が考えられる。事故時の格納容器温度の実測データは得られていないが、解析によれば SRV を操作している期間において 170℃程度との結果が得られており、局所的にそれ以上の温度となることも十分に考えられることから、SRV 周辺の温度が非常運転時の設計温度である 171℃を超過していた可能性がある。放射線については、CAMS（格納容器雰囲気モニタ）の測定データでは格納容器内の線量上昇が認められており、窒素ガスの供給系統の電磁弁シール部で使用されているフッ素系パッキンや、SRV シリンダおよびピストンに使用されているグリスなどが有機物であるため放射線により劣化した可能性がある。また、原子炉圧力容器から格納容器への蒸気の漏えいが起こっていた場合は湿度の面でも過酷な

⁸² 東京電力ホールディングス株式会社「福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果 第 5 回進捗報告 添付資料 2-12 炉心損傷後の SRV の動作について」pp.添 2-12-18

環境となる。これらの環境要因によって SRV の電磁弁等のシール材が劣化し、SRV 駆動に用いる窒素ガスが漏えいしたことで、SRV を開けることができなくなった可能性が考えられる。

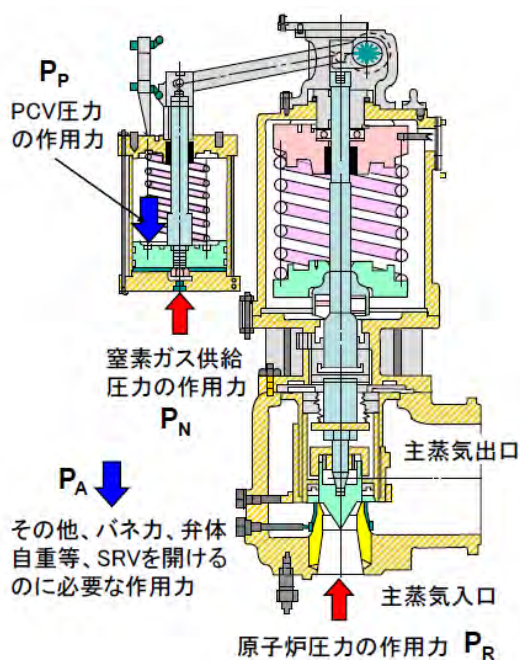


図 76 SRV に作用する力⁸³

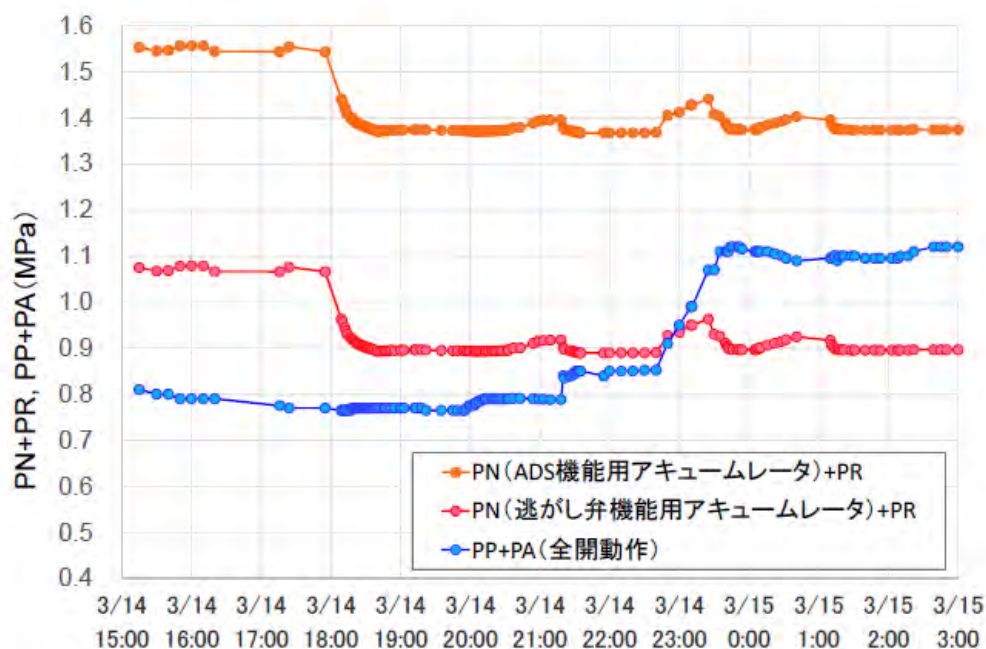


図 77 SRV への N2 ガス供給にかかる系統概要図⁸⁴

⁸³ 東京電力ホールディングス株式会社「福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果 第5回進捗報告 添付資料 2-12 炉心損傷後の SRV の動作について」 pp.添 2-12-10

⁸⁴ 同 pp.添 2-12-12

2.2. 既設炉の安全対策

既設の原子力発電プラントでは 1F 事故の教訓を踏まえた安全対策が行われている。一例として、東京電力柏崎刈羽原子力発電所では以下の対策が実施されている（図 78）。

- ① 直流電源喪失時にも電磁弁を作動できるように、電源車の活用に加え、可搬蓄電池を配備。
- ② 格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍時にも SRV を開けることができるよう、窒素ガス供給圧力を増加。また予備の窒素ポンペ、可搬型コンプレッサーを配備。
- ③ 電磁弁の排気側から SRV へ窒素ガスを供給する系統（代替逃し安全弁駆動装置）を新設。
- ④ 電磁弁で使用しているシール材を、フッ素ゴムから耐環境性に優れるエチレンプロピレンゴムへと変更。

これらの安全対策は 1F 事故の教訓を踏まえて既存の SRV を確実に動作させることを目的としたもので、浮体式原子力発電プラントにおいても有用な手段と考えられる。

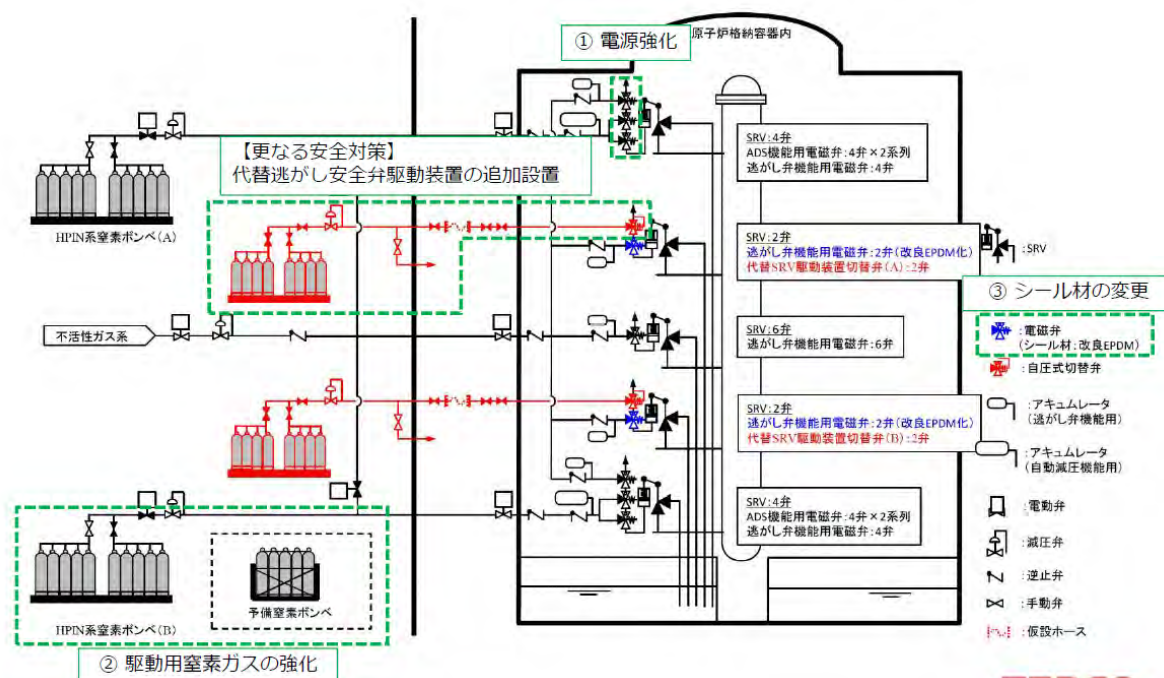


図 78 柏崎刈羽原子力発電所 SRV 安全対策のイメージ ⁸⁵

3. 過酷事故時の原子炉減圧手段の多様化

3.1. 要求される機能

過酷事故時の原子炉減圧手段には、速やかに低圧注水が可能な状態まで原子炉を減圧できることが求められる。浮体式原子力発電プラントの安全対策では海水による注水が重要となるため、原子炉が最高使用圧力（約 8.6MPa）の状態から海水の水頭圧程度（約 0.3MPa を想定）まで速やかに減圧できることを要求機能と定義した。

⁸⁵ 東京電力ホールディングス株式会社「福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果 第 5 回進捗報告 添付資料 2-12 炉心損傷後の SRV の動作について」 pp.添 2-12-19

また、1F 事故の教訓を踏まえ、格納容器内に原子炉内の蒸気が漏えいすることを想定し耐熱性、耐圧性、耐放射線性を考慮した。さらに電源・駆動用ガス源の喪失等についても回避すべきリスクとして、これらを満足する原子炉減圧手段を検討した。

- ・減圧能力：約 8.6MPa から 0.3MPa へ速やかに減圧
- ・耐熱性：圧力容器内最高 300℃程度、格納容器内最高 170℃程度
- ・耐圧：圧力容器内最高 8.6MPa 程度、格納容器内最高 0.6MPa 程度
- ・耐放射線性
- ・回避すべきリスク：電源・駆動用ガス源の喪失

3.2. SRV 駆動方法の強化

SRV は原子力発電プラントにおいて長年に渡って運用されてきた実績があり、かつ通常運転時の減圧手段に用いられることから、既設炉の安全対策のように SRV の駆動方法を強化し過酷事故への耐性を持たせることは有効と考えられる。2.2 項で述べたように、電源喪失を想定した予備電源、可搬型蓄電池（バッテリー）の配備、電磁弁の不動作に備えるための代替の窒素ガス供給ラインの設置（電磁弁の排気ポートからの窒素供給を可能にする）、駆動用ガス源喪失時の予備窒素源の配備、さらに電磁弁で使用しているシール材には耐環境性に優れる素材（エチレンプロピレンゴム）を用いる、といったことが具体的な対策として考えられる。

3.3. SRV 以外の原子炉蒸気逃がし機能

SRV の信頼性を高めることに加え、万が一 SRV が動作しない場合に備えて原子炉減圧方法を多様化することは、安全性向上の観点で重要と考える。例えば、SRV とは別に原子炉の蒸気を圧力抑制室に逃がす系統を用意することが考えられる。SRV と同様に原子炉と圧力抑制室を繋ぐ配管に隔離機構を設け、過酷事故時にそれを開放することで原子炉の蒸気を圧力抑制室に逃がし、原子炉の減圧を行うというもので、3.1 項の要求機能を踏まえ、爆破弁、ラプチャーディスク、電動弁、手段操作弁を考えた。

3.3.1. 爆破弁

爆破弁はその名の通り爆発によって作動するもので、あらかじめ駆動用の爆薬が仕込まれている。図 79 に爆破弁の構造を示す。海外では AP1000 等の原子力発電プラントにおいて、原子炉の減圧装置や過酷事故時の静的安全系などに爆破弁が設置されている。一般に爆破弁は容器や回路内の加圧された液体を素早く放出するために使用され、原子力以外でも航空産業、軍需産業などで広く用いられている。国内の原子力発電プラントでは SLC（ホウ酸水注入系）の隔離弁に用いられている事例もある。着火のため点火プラグへ電気信号を送る必要はあるが、弁の駆動に電源は不要であり、かつ動作信頼性が高い点が長所である。一方で、一度作動すると再閉や再使用ができない点がデメリットとして挙げられる。実機に据え付ける個体の動作確認ができないことから、海外では同ロットの製品を複数用いて動作確認を行う等で品質の担保を行っている。また、図 80 に示すように国内のプラントにおいて配管内に溜まった水素の急速燃焼によって配管破断が発生した事例がある⁸⁶。爆破弁においても弁の上流側に水素が

⁸⁶ 中部電力株式会社ホームページ https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/kako/info_04/

溜まった状態で爆破弁の作動時に火花が飛ぶと同様の事故が発生する可能性が考えられることから、例えば上流側の配管を下降管にして水素が抜けるようにするなどの対策が考えられる。

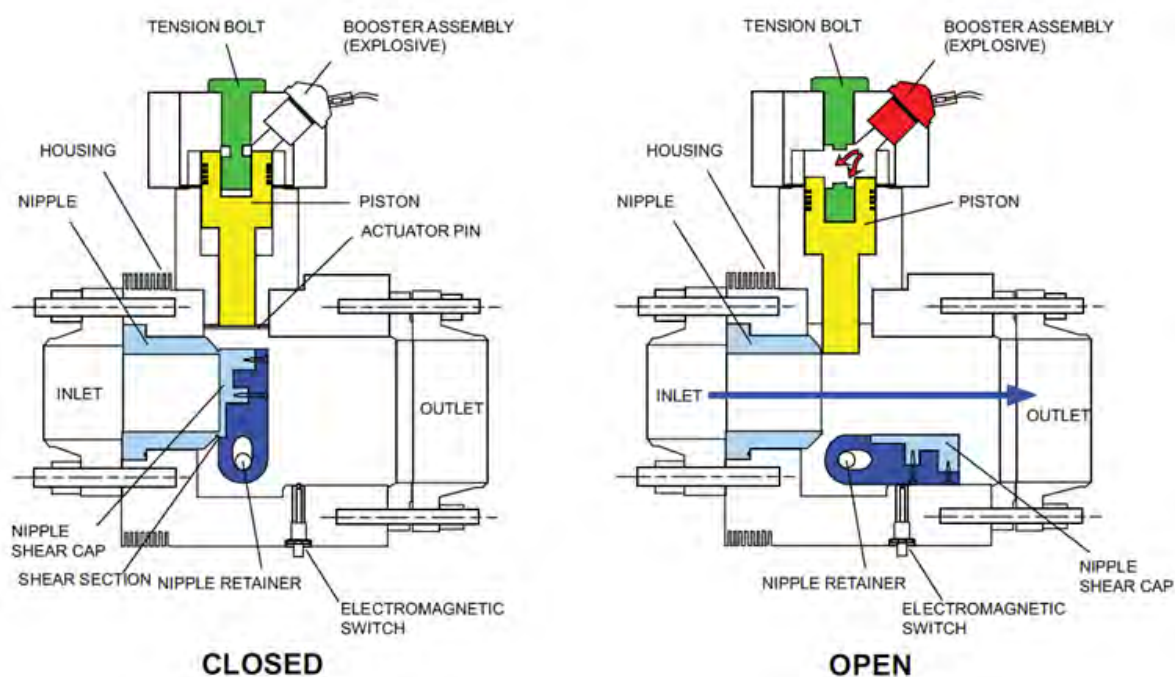


図 79 爆破弁の構造⁸⁷

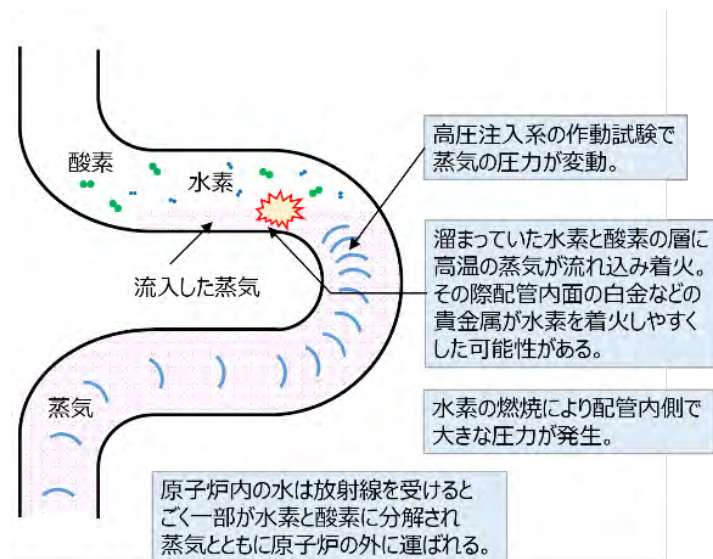


図 80 配管内に溜まった水素の燃焼による配管破断事例

⁸⁷ GE Hitachi Nuclear Energy 「ESBWR_General Description Book」 pp.3-13

3.3.2 ラプチャーディスク

ラプチャーディスクは設定された圧力および温度において破裂する金属板を有し、原子力・石油化学等多様なプラントの密閉容器・機器類・配管等を過剰圧力から保護するために使用されている。安全弁と比較して漏れがない、放出速度が速い、確実に作動、という特徴があり、動作に電源が不要であることも長所となる。さらに、図 81 のように任意のタイミングで作動できるように槍等で意図的に破壊できる機構を設けることも有用と考える。一方で、爆破弁と同様使い捨てであるため、実機に据え付ける個体の動作確認ができないことや、万が一誤作動して開放された場合、再閉できないというリスクがあるため、品質管理、リスク評価、誤作動への備え等に関する検討は必要と考える。

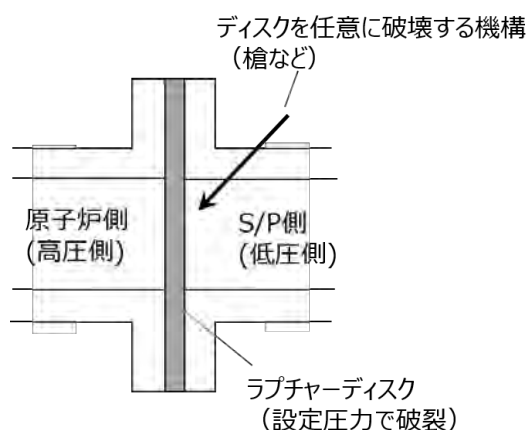


図 81 ラプチャーディスク

3.3.3 電動弁

電動弁は国内外の原子力プラントで多数使用実績があり、弁機能の改善を実施することなく適用可能である。この場合、SRV とは別に非常用電源から給電される電動弁を MSIV より上流側の主蒸気管に設置して減圧する方法が考えられ、欧州 BWR (Gundremmingen (ドイツ)、Forsmark-1,2 (スウェーデン)) において多様化逃がし安全弁として設置された実績がある。

ただし、電動弁の場合、SRV 並みの高速開閉は不可能である。また、過酷事故時に想定される水素曝露環境下では防爆性を考慮する必要がある。

3.3.4 遠隔手動操作弁

電源や駆動源を必要としない方法として、人力による手動操作によって弁を開けることも考えられる。火力発電プラントでは人力操作ができるレバー付きの SRV が導入されている事例があるが、SRV のすぐ近くで操作する必要があることから、原子力発電プラントの過酷事故時において格納容器内に蒸気が漏れいしているような環境では操作は困難となる。したがって、図 82 のように SRV を格納容器外から遠隔操作できることが望ましく、例えば格納容器内の隔離弁にフレキシブルシャフト (図 83) を接続し、原子炉区域外から開操作を行う方法が考えられる。フレキシブルシャフトは弁の遠隔操作に広く用いられているものであるが、原子炉の隔離弁はある程度大型になることが想定されるため、遠隔でそのような大型弁を操作可能かは更に検討が必要と考える。人力では弁操作に必要なトルクを得難い場

合には、電動もしくは空気駆動の装置で補助することが考えられるが、その場合は電源や空気源の喪失に備えて可搬型バッテリー等の予備電源やガスポンプを用意する必要がある。

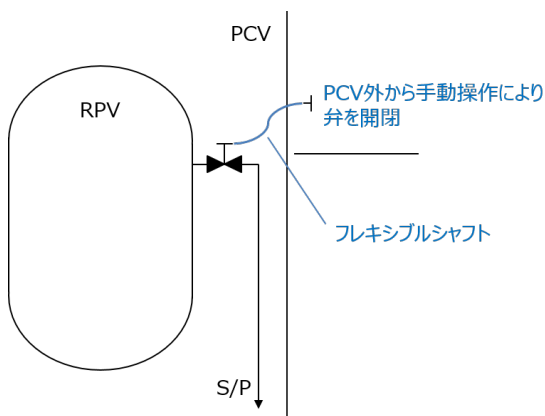


図 82 遠隔手動操作

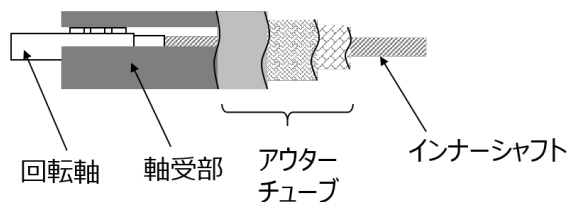


図 83 フレキシブルシャフト構造

3.4 原子炉の冷却による減圧

3.4.1 非常用復水器（IC）

非常用復水器（Isolation Condenser : IC）は、異常時に原子炉圧力が規定値を超えた場合に、自動的に弁が開くことにより炉内の蒸気を冷却水プールに導き、除熱して凝縮された水を炉内に循環させるシステムであり、駆動電源及び人的な操作を必要とせずに所定の期間、崩壊熱を除去することが可能である。ICを使用することにより、崩壊熱の除去と共に、原子炉を減圧することが期待できる。ICは炉内の蒸気を冷却することからBWRに特有な静的な安全システムであり、ESBWRやBWRX-300にも採用されている。図84にESBWRのICシステム構成を示す。

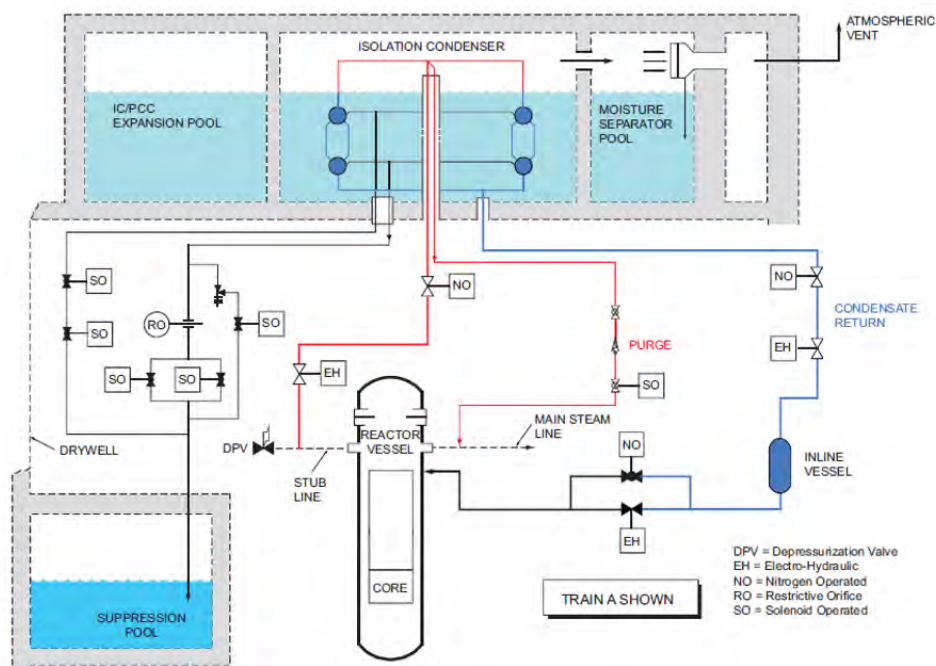


図 84 非常用復水器システム 88

⁸⁸ GE Hitachi Nuclear Energy 「ESBWR_General Description Book」 pp.3-15

3.4.2 タービン駆動ポンプによる高圧注水

原子炉内の高圧蒸気を用いてタービン駆動ポンプを運転し、高圧注水を行う方法が考えられる。これは、図 85 と図 86 に示すように国内の原子力発電プラントにおいて高圧代替注水系（HPAC）として、既存の原子炉隔離時冷却系（RCIC）が起動できない場合や継続運転できない場合のバックアップとして採用されている。

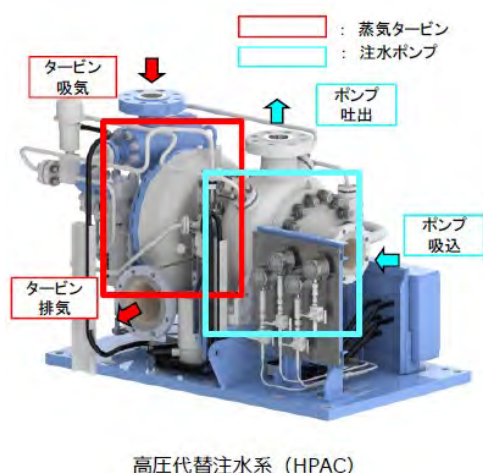


図 85 高圧代替注水系（HPAC）⁹⁸

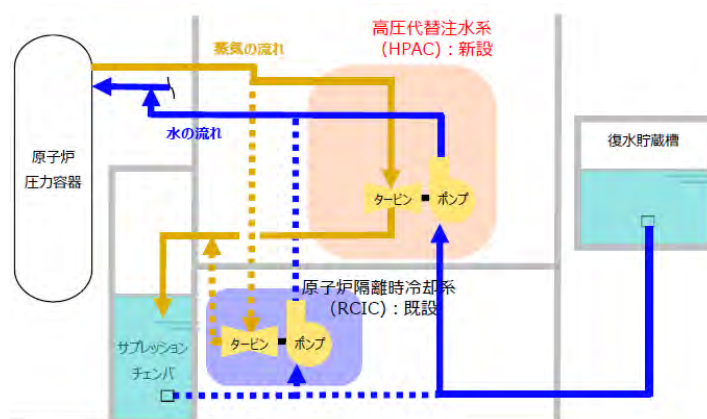


図 86 HPAC 系統図⁹⁸

4. まとめ

1F 事故における SRV 不動作の要因を整理し、その教訓を踏まえ、過酷事故時の原子炉減圧方法の多様化を検討した。

1F 事故時における SRV 不動作の推定原因は以下の通り。

- ・電磁弁に適切に電気を供給できていなかったことが、SRV の開閉に影響した可能性
- ・事故が進展する中で格納容器圧力が上昇し、SRV の開閉に影響した可能性
- ・電磁弁等のシール材が、温度・湿度・放射線の影響で劣化し、SRV が開かなかった可能性

上記を踏まえ、過酷事故下で確実な原子炉減圧の実施に必要な条件を整理した。

- ・減圧能力：約 8.6MPa から 0.3MPa へ速やかに減圧
- ・耐熱性：圧力容器内最高 300℃程度、格納容器内最高 170℃程度
- ・耐圧：圧力容器内最高 8.6MPa 程度、格納容器内最高 0.6MPa 程度
- ・耐放射線性
- ・回避すべきリスク：電源・駆動用ガス源の喪失

上記を満たす減圧方法として下記の方法が考えられる。

- ・SRV の電源・窒素源の強化および耐環境性に優れたシール材の導入。
- ・爆破弁、ラプチャーディスク、電動弁、遠隔手動操作弁など SRV 以外の方法で原子炉の蒸気を圧力抑制室へ逃がす。

⁸⁹ 東京電力ホールディングス株式会社「安全対策工事紹介シリーズ 高圧代替注水系（HPAC）の設置について」

- ・非常用復水器、タービン駆動ポンプによる高圧注水など原子炉を冷却することで減圧を行う。

詳細設計および実機での運用については更なる検討が必要となるため今後実施予定の浮体式原子力発電プラントの基本設計、詳細設計での課題としたい。

付録 13 過酷事故時の原子炉水位計測の多様化

1. 緒言

原子力発電プラントの過酷事故下において、原子炉の水位は原子炉の状況、事故の進展を知る上で非常に重要な情報である。既存の沸騰水型原子力発電プラント（BWR）の原子炉水位計には凝縮槽を有する差圧式水位計を採用しているが、これは図 87 に示すように常に一定の水位が形成された基準面器（凝縮槽）と圧力容器下部との圧力差を原子炉水位に換算するものであり、正確な水位を計測するには基準面器の水位を一定に保つ必要がある。

しかし、図 88 のように東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故では基準面器の水位が低下し、原子炉水位が正しく計測できない状態が発生した。これは、原子炉圧力容器から格納容器への蒸気漏えいによる格納容器気相温度の上昇、および原子炉圧力容器の減圧に伴う水の飽和温度低下によって、基準面器内の水が蒸発したことが要因と推定されている。これを教訓として、BWR を対象に過酷事故下において確実に原子炉の水位計測ができるよう多様な方法を検討した。

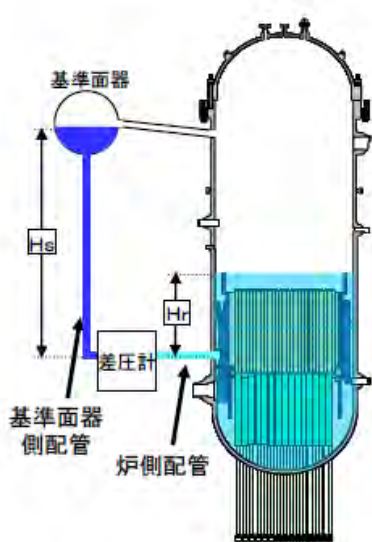


図 87 原子炉水位計の概略図⁹⁹

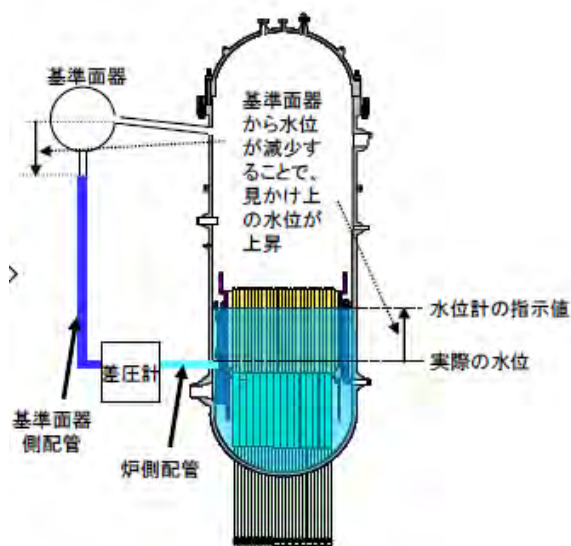


図 88 基準面器の水位低下による水位の誤指示⁹⁹

2. 1F 事故時の教訓と既設炉の安全対策

2.1. 1F 事故の教訓

図 89 に 1F-1 号機の格納容器内における燃料域水位計装配管の垂直方向長さを示す。基準面器側の計装配管内水位のみが低下した場合、原子炉水位は最大で図中の L1 分（約 7m）高めに指示をする可能性がある。また、炉側の計装配管内水位のみが低下した場合は最大で図中の L2 分（約 3.3m）低めに指示をする可能性がある。なお、格納容器外の配管については周囲の温度が低く保たれ水位はほとんど変化しないと考えられる。

⁹⁹ 東京電力ホールディングス株式会社「福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果 第 5 回進捗報告 添付資料 1-2 1 号機燃料域水位計の挙動による推定について」 pp.添 1-2-4

図 90 に 1F 事故時の燃料域水位計の挙動、図 91 に原子炉水位および水位計の状態を推定したものを示す。津波到達後に燃料域水位計 A 系の指示値で TAF（有効燃料頂部）+0.45m の水位が得られた時点で（11 日 21:30）、実水位は BAF（有効燃料底部）以下と考えられ、すでに基準面器側配管の水位が低下していたと推測される。この時間帯に見られる原子炉水位上昇は、炉内に注水をしていないため基準面器側配管内の水が蒸発により徐々に失われたことが原因と考えられる。MAAP 解析ではこの時間帯までにすでに燃料溶融が生じていること、炉内ガス温度が高温になっていることから原子炉圧力容器の気相漏えいが発生し易い状況であったと考えられる。漏えいが生じ格納容器の気相温度が上昇することで基準面器側配管内の水の温度が飽和温度以上に達することにより、配管内の水が蒸発し水位計の指示が上昇したと推察される。22:20 以降、燃料域水位計 A 系の指示値が一定値を示したのちに上昇する原因は特定されていないが、原子炉圧力容器の気相漏えいが生じていたとすれば格納容器温度および原子炉圧力が変化することで、基準面器側配管内の水の温度および飽和温度は変動的であったものと考えられている。

基準面器側計装配管内の水位が格納容器貫通部の位置まで低下し、一方、原子炉の水位も BAF を下回り、炉側配管タップ位置（TAF 約+5.5m）付近となることで、水位変動は検出されずに、高めの指示値一定で推移した可能性が考えられる。なお、原子炉水位 B 系の指示値が A 系より 0.80m 程度低めの指示をしているのは、燃料域水位計 B 系の基準面器側計装配管の D/W 内の引き回しは A 系より水平方向に 3m 程度長く、燃料域水位計 B 系の方が計装配管内の水のインベントリが多いことにより基準面器側の計装配管内の水位が低下しにくいことが要因のひとつとして考えられる。

原子炉圧力容器の破損により燃料がペDESTAL へ落下するなどの事象により、格納容器温度が上昇することに伴い、炉側配管の水の蒸発が開始し、格納容器貫通部までの炉側配管内の水が蒸発したと考えられる。これにより、基準面器側配管と炉側配管の差圧は大きくなるので、原子炉圧力容器内の実水位とは無関係に水位指示値は減少する。12 日 12:30 頃に計装配管内の水面の変動が収束したことで、以降一定値を示しているものと考えられる。

基準面器側配管の水位が低下する要因としては原子炉圧力容器の気相漏えいが考えられる。これにより格納容器内に蒸気が流入し、格納容器気相温度が上昇することで配管内の水は加熱される。また漏えいにより原子炉圧力容器が減圧されれば、計装配管内の水の飽和温度は下がるため、より蒸発しやすい状況となる。原子炉圧力容器から格納容器への気相漏えいが想定される箇所としては、炉内核計装のドライチューブ（図 92）や主蒸気配管フランジのガスケット部等が挙げられる。炉内核計装のドライチューブは燃料が高温になることに伴い損傷する可能性がある。また、主蒸気配管フランジのガスケットは 450℃程度の温度環境でシール機能を喪失する可能性がある。

以上より 1F 事故では原子炉圧力容器から格納容器への蒸気漏えいによって格納容器気相温度が上昇したこと、また原子炉圧力容器の減圧に伴い水の飽和温度が低下し蒸発しやすい状態になったこと、これらにより基準面器内の水が蒸発したことで、原子炉水位が監視できない状態に陥ったと推定されている。

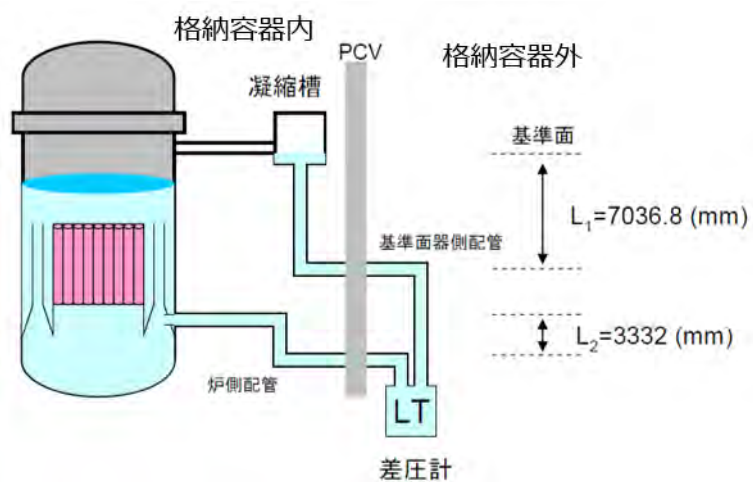


図 89 燃料域水位計装配管の D/W 内垂直方向長さ ⁹¹

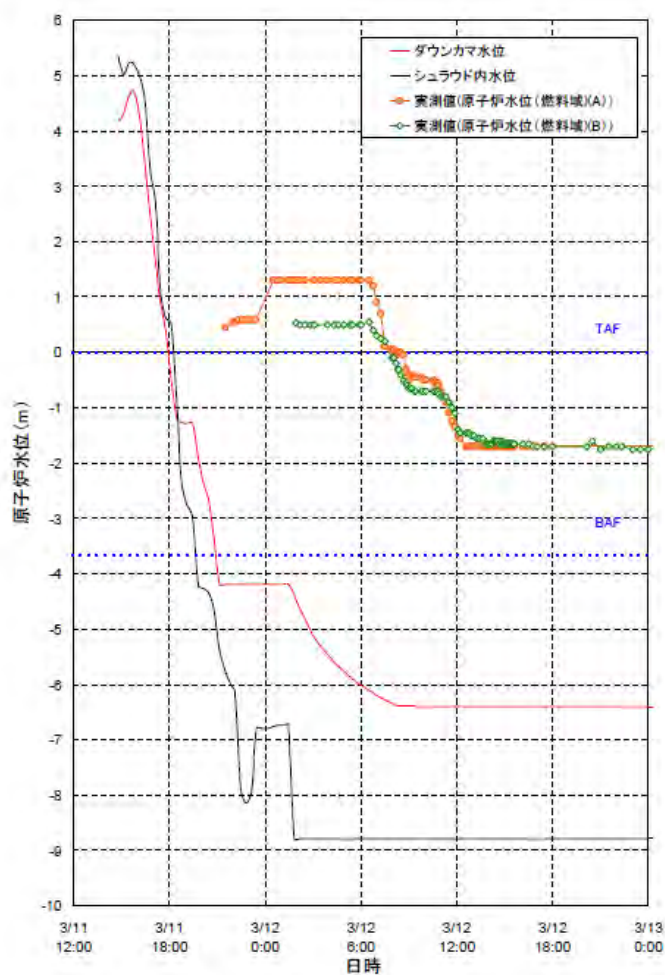
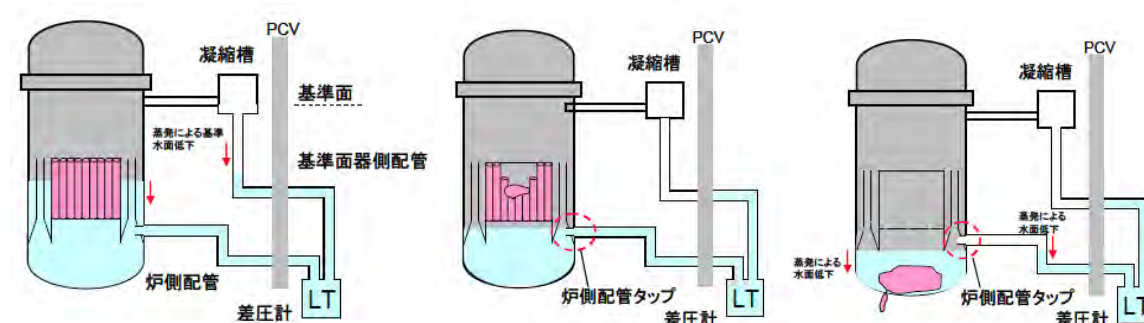


図 90 燃料域水位計挙動 ⁹²

⁹¹ 東京電力ホールディングス株式会社「福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果 第 5 回進捗報告 添付資料 1-2 1 号機燃料域水位計の挙動による推定について」 pp.添 1-2-5

⁹² 同 pp.添 1-2-6



(a)11日 21:30~12日 0:30頃 (b)12日 0:30頃~6:30頃 (c)12日 6:30以降

図 91 原子炉水位および水位計の状態⁹³

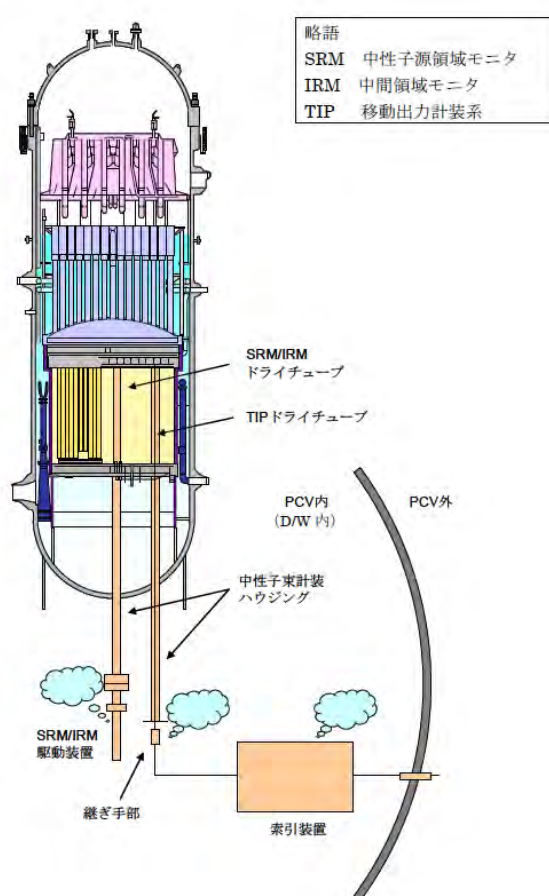


図 92 炉内核計装からの漏えいパス⁹⁴

⁹³ 東京電力ホールディングス株式会社「福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果 第5回進捗報告 添付資料 1-2 1号機燃料域水位計の挙動による推定について」 pp.添 1-2-7, 8

⁹⁴ 同 pp.添 1-2-9

2.2. 既設炉の安全対策

1F 事故を教訓として原子力発電プラントでは原子炉水位計の安全対策への対策に取り組んでいる。ここでは一例として東京電力柏崎刈羽原子力発電所の対策を紹介する。

柏崎刈羽原子力発電所では凝縮槽へ新たに温度計を設置し基準水位の低下を把握できるようにしており、基準水位が低下した場合は原子炉水位が把握できないものと判断し（原子炉水位不明）、安全側に考えて注水可能系統により原子炉を満水にする操作を実施することとしている。また格納容器温度が原子炉圧力の飽和温度以上になった場合には、基準面器内の水が沸騰する可能性を考慮して原子炉水位不明と判断し同様に原子炉を満水にする操作を行う。さらに、凝縮槽の水位を回復させるため凝縮槽へ注水する手段を新たに設けることや、水位計測の代替として、原子炉圧力容器への注水流量、崩壊熱除去に必要な水量、直前まで判明していた水位等から原子炉水位を推定する手段も整備している。

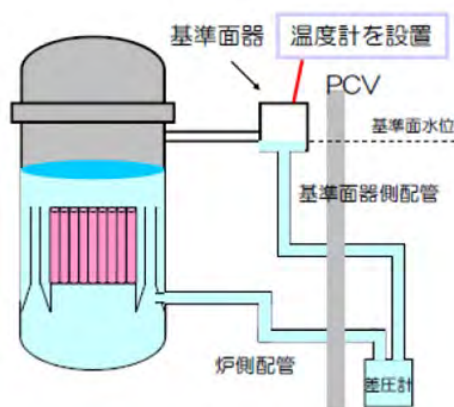


図 93 原子炉水位計への安全対策

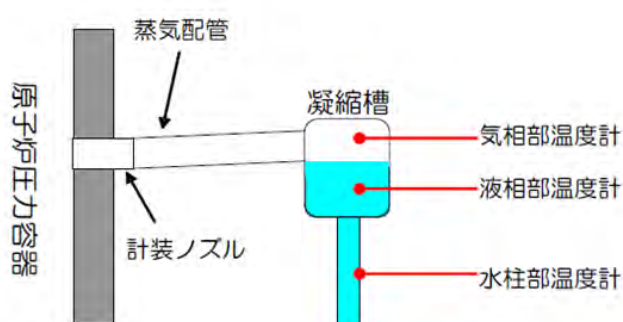


図 94 水位計の健全性判断用温度計の設置箇所⁹⁵

3. 過酷事故時の原子炉水位計測方法の多様化

3.1. 要求される機能

前項の調査結果を踏まえ、過酷事故時において原子炉内の物理量から直接水位を計測する方法を検討した。原子炉の状況・事故の進展を把握する上で燃料の冠水状態は重要な情報であることから、過酷事故時の原子炉水位計測に求められる精度はある程度冷却状況を判別可能な 1m 以下であることとした。また、1F 事故の教訓を踏まえ格納容器内への蒸気漏えいを想定して十分な耐熱性、耐圧性、耐放射線性を有すること、水位計の運用・信頼性の観点から、計測の時間遅れが小さいこと、容易に動作確認が可能であること（テストビリティ）、計測の多様性が確保されていること等を考慮した。また、電源喪失についても回避すべきリスクとして想定し、これらを満足する原子炉水位計測方法を検討した。

- ・計測精度 1m 以下
- ・耐熱性 圧力容器内最高 300℃程度、格納容器内最高 170℃程度
- ・耐圧性 圧力容器内最高 8.6MPa 程度、格納容器内最高 0.6MPa 程度

⁹⁵ 東京電力ホールディングス株式会社「令和 2 年度第 7 回新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会資料 No.2 委員から頂いた質問事項への回答」 pp. 23
<https://www.pref.niigata.lg.jp/sec/genshiryoku/201225gijutsuiinkai.html>

- ・耐放射線性
- ・応答性 時間遅れ 1 分未満
- ・容易に動作確認が可能であること
- ・計測の多様性が確保されていること
- ・回避すべきリスク 電源喪失

3.2. 差圧式水位計の改良

既存の差圧式水位計は原子力発電プラントにおける長年の使用実績から高い信頼性が認められている。したがって、凝縮槽の問題が解決できれば過酷事故においても有効な水位計測手段として用いることができる。

2.2.項で述べた既設炉の安全対策は、既設の水位計測系統の大幅な変更が困難であるが故に凝縮槽含む計装配管内の水の蒸発は避けられないものとした対策であり、ゼロベースで検討するのであれば計装配管を適切にレイアウトすることで蒸発の影響自体を緩和することが可能と考える。図 95 は新たな原子炉水位計装配管のレイアウトを示したものであるが、これは計装配管を凝縮槽から極力下げずに格納容器外まで導き、さらに計装配管を断熱材で保護している。断熱材によって格納容器内の熱による基準面器の水の蒸発を遅らせるとともに、計装配管の高さを極力維持して雰囲気温度が低い格納容器外まで導くことで、系統内の水が蒸発した場合でも基準水位の低下を最小限に抑制することを狙っている。

また、凝縮槽式ではなく、図 96 に示すダイアフラムシール付きの差圧伝送器を使用することが考えられる。これは原子炉の圧力をダイアフラムで受け、封入液を充填したチューブ（キャピラリーチューブ）を介して差圧伝送器に圧力を伝えるものである。しかしながら、キャピラリーチューブを格納容器内に設置した場合、格納容器の上部と下部では気相の温度が違うことより、上下キャピラリーチューブ内の封入液体（シリコンオイル等がよく使用されている）の温度つまり圧力が異なり、その圧力差が誤差要因となることが挙げられる。加えて、万一ダイアフラムが破損した場合、封入液体が炉心に流れ込み燃料に付着することによる、核燃料の熱除去性能の劣化の懸念がある。

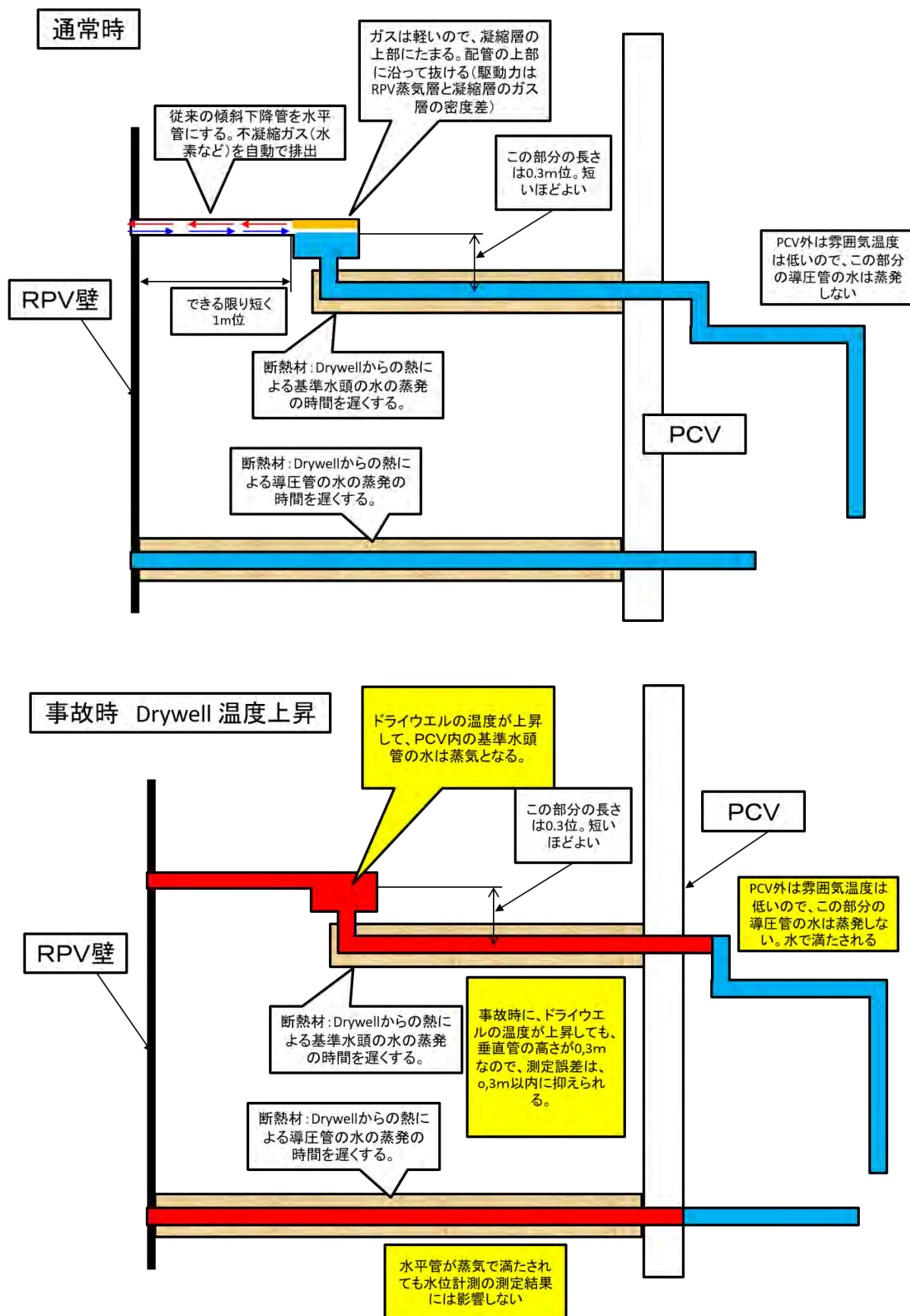


図 95 計装配管レイアウトを改良した差圧式水位計

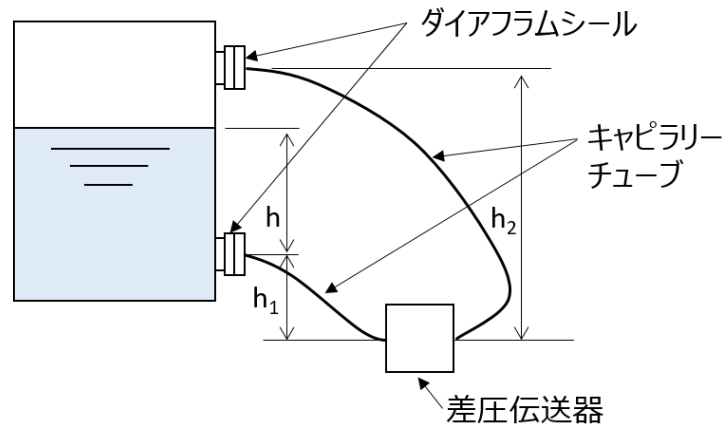


図 96 ダイアフラム式水位計

3.3. 超音波による水位計測

超音波が界面で反射する性質を利用し、反射波の到達時間差や強度から水面を推定する方法が考えられる。本検討では原子炉の外側から計測可能な原子炉壁面設置方式、原子炉圧力容器上部および底部に繋がる計測管内で原子炉水位とバランスする液面レベルを計測する計測管式、原子炉内にガイドプローブを設置して計測を行うガイドプローブ式の3つを考えた。

3.3.1. 原子炉外壁面設置式

図 97 のように原子炉圧力容器壁面外側に超音波センサを設置し、壁面内側で反射するエコーの信号強度が気中と水中で異なることを利用し、計測点（反射点）が気中か水中かを判定する。超音波センサを高さ方向に複数設置し各点で気中と水中の判別を行うことで、原子炉内の水面位置を推定する。計測原理上、水位の計測精度はセンサの設置間隔となる。炉内を直接計測するものではないため格納容器内の環境条件で超音波センサを設置でき比較的緩和された条件で計測が可能。超音波センサを圧力容器壁面に取り付けるため、圧力容器壁面が高温となりセンサの許容温度を超えるリスクがあるため、高温部にセンサが直接触れない工夫が必要となる。高温仕様のセンサを用いることも考えられるが、一般に高温仕様品は計測精度が低下するため気中と液中の判別に必要な精度を見極めなければならない。また壁面内側の蒸気凝縮による水膜やライニングが計測に影響を及ぼす可能性が考えられるため、そのような条件において十分な精度で計測が可能か確認する必要がある。

3.3.2. 計測管式

図 98 のように原子炉圧力容器上部および底部に繋がる計測管内で原子炉水位とバランスする液面レベルを超音波センサにより計測する。これは計測管下端から上方に向かって超音波を入射し、液面で反射した超音波が下端へ戻ってくるまでの時間と、水中の超音波の伝播速度から、液面レベルを算出するものである。応答性については冷却材喪失事故（LOCA）等で急速に水位が低下するような場合には追従しない可能性があるが、蒸発によって緩やかに水位が低下する場合であれば十分追従すると考えられる。また炉内や炉壁に設置するセンサと比較して緩和された条件での計測が可能であるが、炉内が減圧

沸騰するような場合は計測不能となる。これは、炉内は沸騰に伴ってボイドが発生する分見かけ上水位は高くなるが、計測管内はボイドが存在しないため炉内よりも低い水位でバランスするためである。

3.3.3. ガイドプローブ式

図 99 のように超音波のガイドプローブを原子炉内に設置し、ガイドプローブ上を伝わる超音波を利用して水面の位置を計測する。ガイドプローブへ超音波を入射すると、超音波はガイドプローブを伝わり、水面で反射する。したがって、超音波の送信から反射波の受信までの時間と超音波の伝播速度から水面の位置を求めることができる。この方式では炉内の水面位置を判別できるため炉内が減圧沸騰するような場合でも水位計測が可能である。また原子炉内に設置するのは静的機器のみであるため、炉内の厳しい環境条件にも対応できる。

ガイドプローブを原子炉内に設置する方法として、ゼロベースで設計する以外に、図 100 のように既存の LPRM（局部出力領域モニタ）検出器集合体内にガイドプローブを設置する方法が考えられる。LPRM 検出器集合体には穴があいており炉水で満たされているため、ガイドプローブは炉水に直接触れることができる。

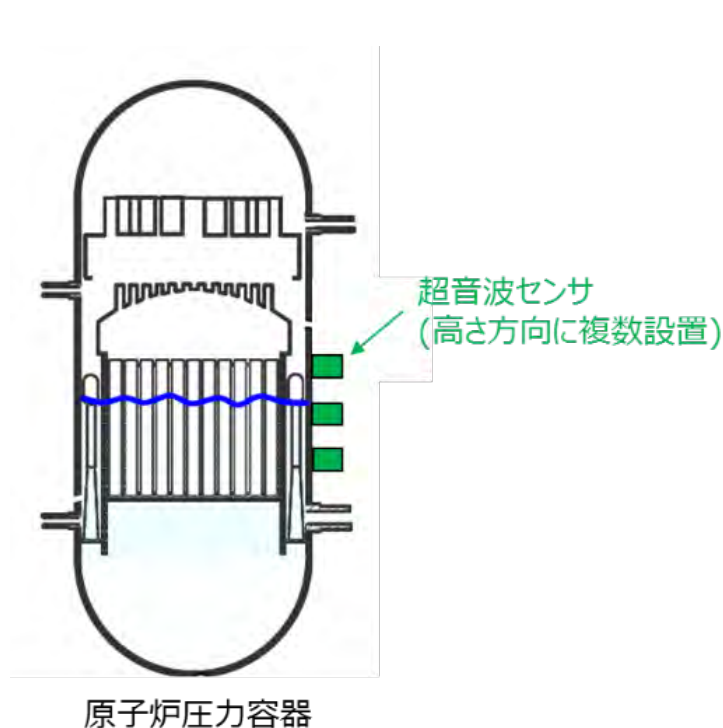


図 97 原子炉壁面設置式超音波水位計

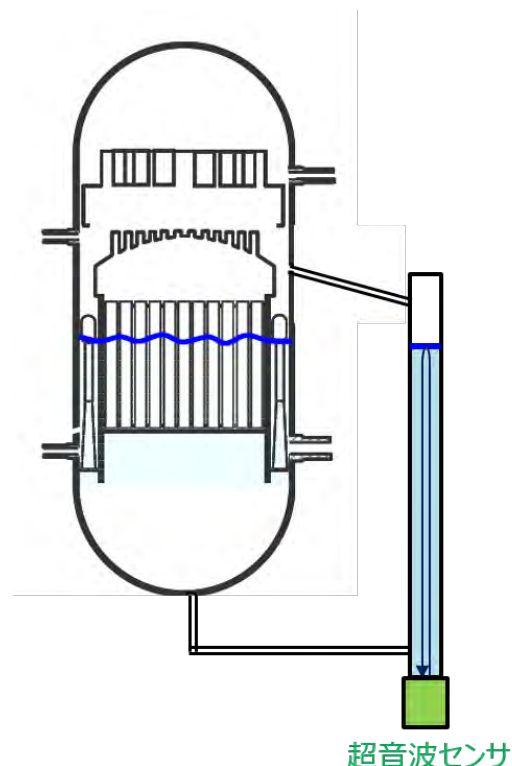


図 98 計測管式超音波水位計

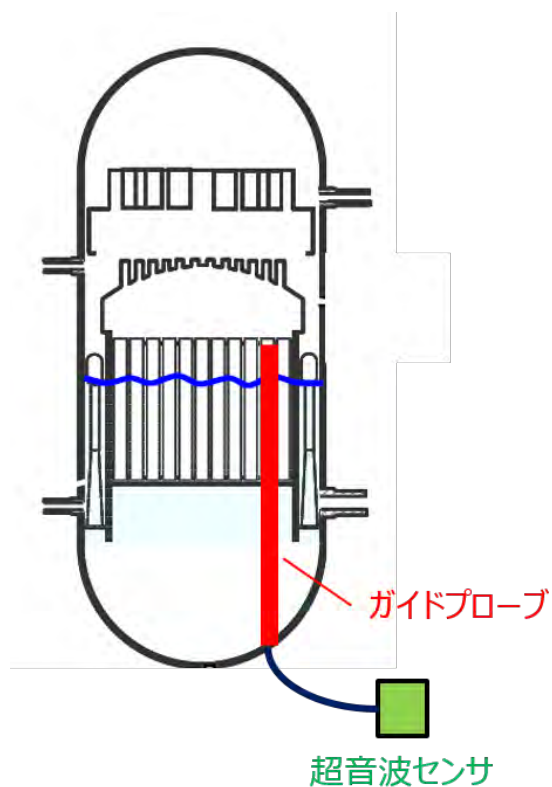


図 99 ガイドプローブ式超音波水位計

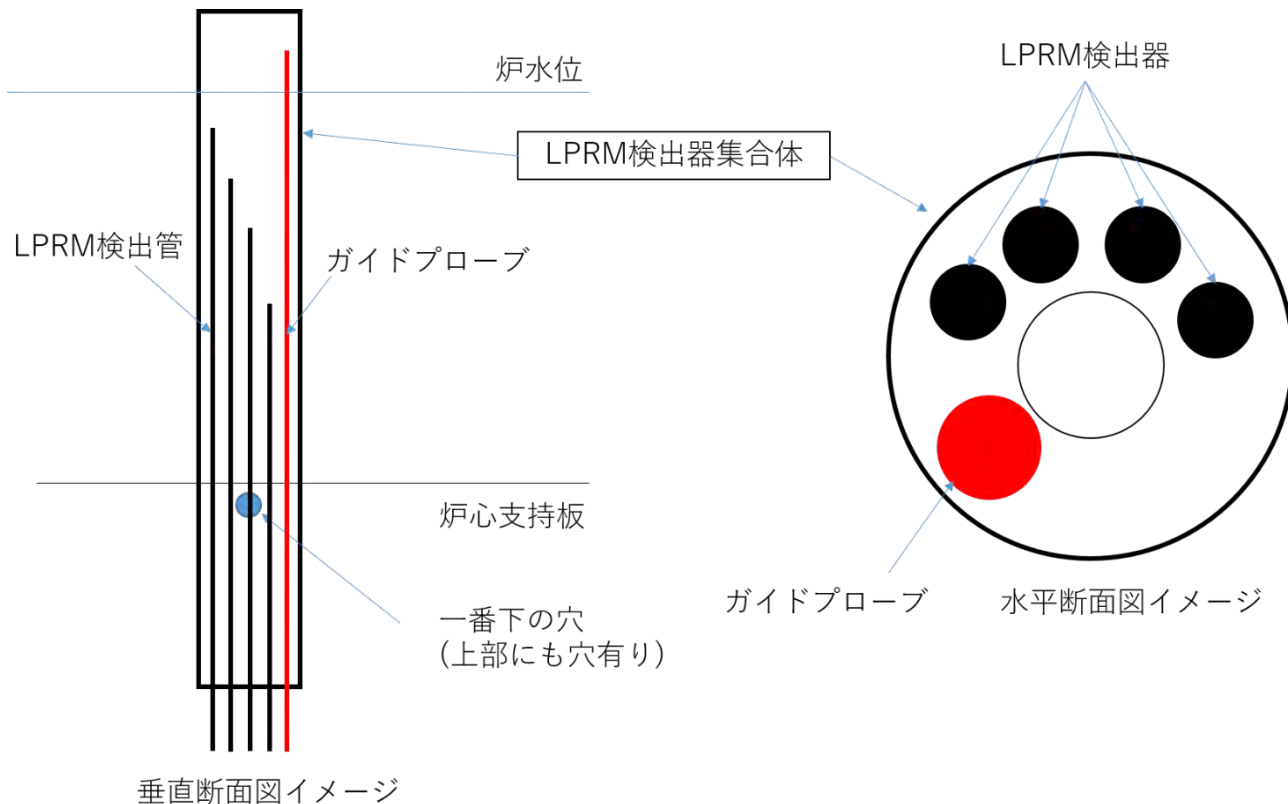


図 100 既存設備（LPRM 検出器集合体）を利用した原子炉内へのガイドプローブ設置イメージ

3.4. 差動型熱電対式水位計

図 101 のように原子炉内に差動型熱電対とヒーターを内蔵する水位計を設置し原子炉内の水面を判定する。図 102 (a)のように差動型熱電対は二つの接点で構成されており、温接点は断熱層を持ち外部状態とは無関係に高温に保持される。一方、冷接点は断熱層を持たず、外部状態の影響を受け、外部が気中であれば気体の熱伝達率が比較的小さいことから高温に保持され、水中の時には水の熱伝達率が比較的大きいことから低温になる。差動型熱電対は冷温接点間の温度差に応じた起電力を発生する。図 102 (b)に示すようにヒーターで加熱した場合、接点が気中にあれば冷温接点間の温度差は小さくなるため出力電圧のピーク値は小さく、水中時は冷温接点間の温度差が大きくなるため出力電圧のピーク値は大きくなる。したがって出力電圧のピーク値から気中と水中を判別できる。この測温点を高さ方向に複数設置することで、水面の位置を判定することが可能となる。このため計測精度は熱電対の設置間隔となる。また、ヒーターの加熱時間が 60 秒程度必要となるため LOCA 等で急速に水位が低下するような場合には追従しない可能性があるが、蒸発によって緩やかに水位が低下する場合であれば十分追従すると考えられる。原子炉内への設置に関しては、3.3 項ガイドプローブ式水位計（図 100）と同様 LPRM 検出管内に設置することが可能と考えられる。ただし、炉内でのガンマ線発熱の影響を検討する必要がある。

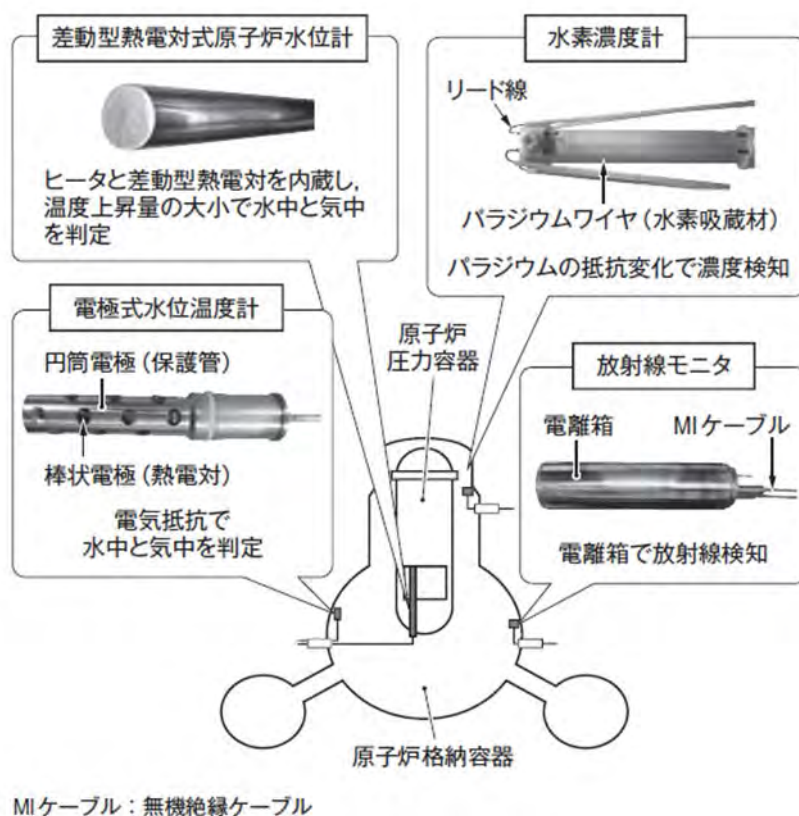
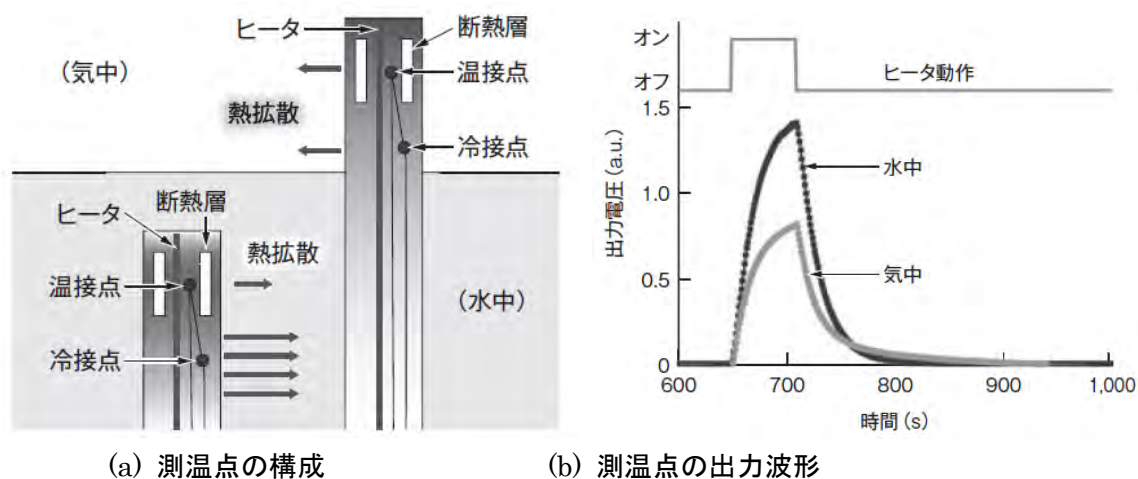


図 101 差動型熱電対を含む過酷事故用計装システム⁹⁶

⁹⁶ 東芝エネルギーシステムズ株式会社「過酷事故用計装システム」東芝レビューVol.70 No.8, pp.50

図 102 水中と気中の判定原理⁹⁷

3.5. 放射線式水位計

図 103 のように圧力容器外壁面の高さ方向にガンマ線検出器を複数設置し、各点におけるガンマ線強度を計測する。ガンマ線の強度は燃料と炉心損傷により発生する核分裂生成物および遮蔽としての水の有無に影響を受け、露出した炉心付近でガンマ線強度は最も強くなり、一方で水はガンマ線に対する高い遮蔽効果を有するため水が存在する場合はガンマ線強度が低下する。したがってガンマ線の水の遮蔽効果による減弱を測定することによって水位を推定することができる。この方式も圧力容器の外側から計測するものであるため、格納容器内の環境条件を適用でき緩和された条件で計測が可能である。

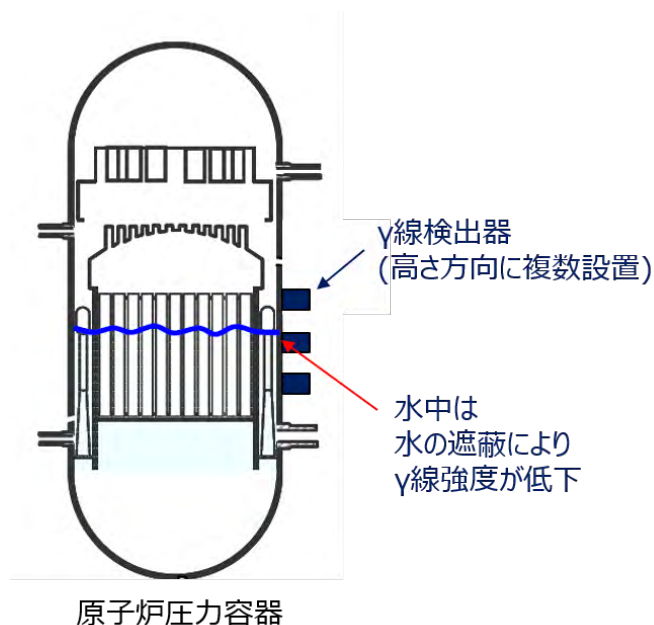


図 103 放射線式水位計

⁹⁷ 東芝エネルギーシステムズ株式会社「過酷事故用計装システム」東芝レビューVol.70 No.8, pp.50

3.6. 電源喪失への対策について

3.2.～3.5.項に挙げた水位計測方法はいずれも電源が必要となることから、電源喪失への備えとして非常電源やバッテリー等を準備する必要があると考える。

4. まとめ

1F 事故において原子炉水位が正しく計測されなかった要因を整理し、その教訓を踏まえ、過酷事故時の原子炉水位計測方法の多様化を検討した。

1F 事故では原子炉压力容器から格納容器への蒸気漏えいによって格納容器温度が上昇し、また原子炉压力容器の減圧に伴い水の飽和温度が低下したことによって、水位計の基準面器内の水が蒸発し基準水位が低下したと推定されている。

既設の原子力発電所プラントでは、1F 事故を教訓に原子炉水位計の安全対策に取り組んでおり、例えば柏崎刈羽原子力発電所では凝縮槽（基準面器）へ温度計を設置し蒸発の有無を判別できるようにすることや、蒸発が確認された場合等は原子炉水位不明と判断し安全側に考え原子炉を満水にする操作を実施すること、また水位計測の代替として原子炉压力容器への注水流量等から原子炉の水位を推定する手段の整備を行っている。

上記を踏まえ、過酷事故下での原子炉水位計測に求められる条件を以下のように整理した。

- ・計測精度 1m 間隔以下
- ・耐熱性 压力容器内最高 300℃程度、格納容器内最高 170℃程度
- ・耐圧 压力容器内最高 8.6MPa 程度、格納容器内最高 0.6MPa 程度
- ・耐放射線性
- ・応答性 時間遅れ 1 分未満
- ・容易に動作確認が可能であること
- ・回避すべきリスク 電源喪失
- ・計測の多様性が確保されていること

上記を満たす水位計測方法として以下の方法を抽出した。

- ・既存差圧式水位計の改良（凝縮槽の蒸発対策）
- ・超音波による水位計測（原子炉外壁面設置式、計測管式、ガイドプローブ式）
- ・差動型熱電対式水位計
- ・放射線式水位計

詳細設計および実機での運用については更なる検討が必要となるため今後実施予定の浮体式原子力発電プラントの基本設計、詳細設計での課題としたい。

付録 14 ロンドン条約・議定書への対応（放射性廃棄物の扱い）

1. はじめに

海洋投棄に関する条約として、「廃棄物その他の物の投棄による海洋汚染の防止に関する条約（ロンドン条約）」が挙げられ、さらにこの条約を強化したものとして、「1972 年の廃棄物その他の物の投棄による海洋汚染の防止に関する条約の 1996 年の議定書（ロンドン議定書）」が発行されている。本条約・議定書については、日本も締結しており、放射性廃棄物の海洋投棄に関するルールも定められているため、浮体式原子力発電においても遵守が必要である。そのため、ロンドン条約・議定書を調査し、関連する検討を実施した。

2. ロンドン条約・議定書と国内担保法

2.1. ロンドン条約・議定書の概要

ロンドン条約は、人の健康に危険をもたらす、生物資源及び海洋生物に害を与え、海洋の快適性を損ない又は他の適法な海洋の利用を妨げるおそれのある廃棄物その他の物の船舶等からの投棄による海洋汚染の防止を目的としたものであり、1972 年 12 月にロンドンで採択され、1975 年 8 月に発効（日本は 1980 年 10 月に同条約を締結）されている。ロンドン条約では、放射性廃棄物などの有害廃棄物を限定的に列挙し、これらの海洋投棄のみを禁止している。

ロンドン条約発行後、海洋環境保護の重要性が認識され、ロンドン条約による海洋汚染の防止措置を更に強化したロンドン議定書が 1996 年 11 月にロンドンで採択され、2006 年 3 月に発効されている

（日本は 2007 年 10 月に同議定書を締結）。ロンドン議定書では、廃棄物等の海洋投棄と洋上焼却を原則禁止した上で、例外的にしゅんせつ物、下水汚泥など、海洋投棄を検討できる品目（ここに放射性廃棄物は含まれない）を列挙するとともに、これらの品目を海洋投棄できる場合であっても、厳格な条件の下でのみ許可することとしている。

2.2. 国内担保法の概要

日本では、ロンドン条約・議定書の締結により、国内担保法が制定されている。図 104 に示す様に国内担保法として、「海洋汚染等及び海上災害の防止に関する法律（海防法）」、「廃棄物の処理及び清掃に関する法律（廃掃法）」および、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法または炉規法）」に反映されている。浮体式原子力発電では、陸上に設置されている原子力発電と同様に放射性廃棄物が発生するが、放射性廃棄物に関する規制は、原子炉等規制法第六十二条（海洋投棄の制限）で規定されている（海防法、廃掃法は、放射性廃棄物を対象としていない。海防法では第五十二条に、廃掃法では第二条にその旨を記載）。

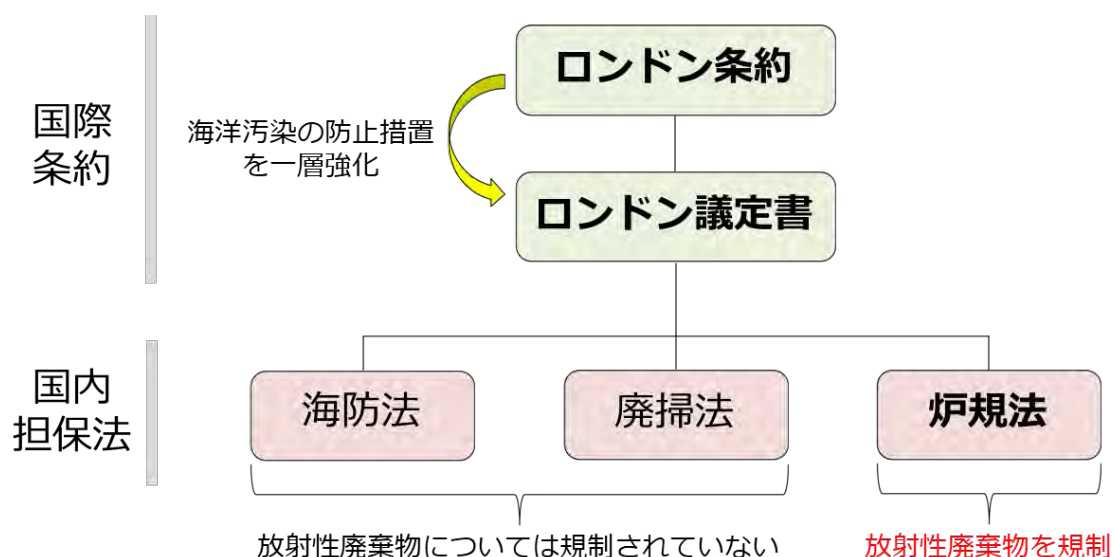


図 104 ロンドン条約・議定書に関する規制体系図

3. 調査・検討内容

調査・検討内容のイメージ図を図 105 に示す。前述の通り、放射性廃棄物の海洋投棄が規制される中、浮体式原子力発電の通常の運用に伴って発生する放射性廃棄物の放出⁹⁸の扱いについて、陸上と同様の運用可否を調査することとした。具体的には、陸上の原子力発電における放射性廃棄物関係の運用を整理すると共に、ロンドン条約・議定書、原子炉等規制法の規制内容を詳細に確認し、陸上と同様の運用可否を規制の面から調査した。

また、運転中に伴って発生する放射性廃棄物の三態の内、液体と固体について、原子力船「むつ」やロシアの原子力船「アカデミク・ロモノソフ」と同様に貯蔵する運用を選択した場合の浮体構造物内での貯蔵可否を検討した。具体的には、運転中に発生する放射性廃棄物は定検開始まで貯蔵し、定検時に輸送船に受け渡す運用を仮定し、陸上の原子力発電所で1年間に発生する放射性廃棄物の発生量（液体は海洋への放出量（希釈前）、固体はドラム缶発生本数を指す）を貯蔵するために必要なスペースの確保可否を確認した（本来であれば、運転中の発生量から検討すべきであるが、運転中と定検中の発生量としては公開されておらず、1年間の発生量として公開されているため、今回の検討では1年間の発生量で検討した）。なお、固体放射性廃棄物のドラム缶については、運転中においても、現行専用輸送船にて陸上施設に随時搬送できるものとする。気体については、アカデミク・ロモノソフ等ではフィルタによりろ過を十分に行った上で排気しているため、同様の運用を行うとし、検討の対象外とした。

⁹⁸ ここで言う放出とは、陸上と同様に十分に浄化した上での放出であり、処理を実施していない状態での放出を意味しない。また、陸上と同様に高レベル放射性廃棄物等の海洋に放出していないものについては陸上と同様もしくはそれ以下の運用とすることが検討の前提であり、陸上の原子力発電以上の放出を検討するものではない。

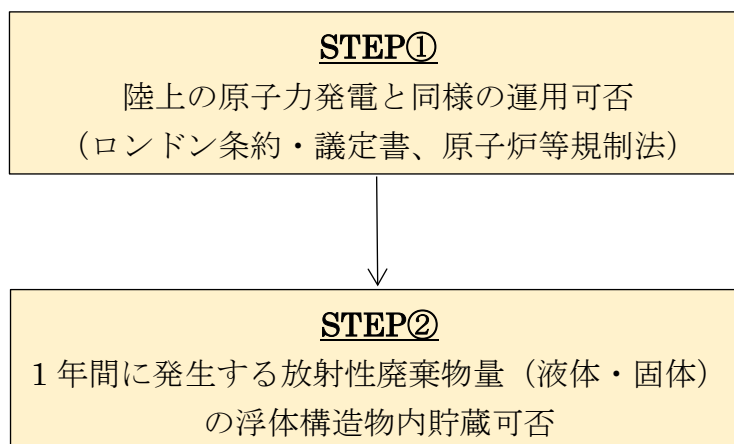


図 105 調査・検討内容のイメージ図

4. 調査・検討結果

4.1. 陸上の原子力発電と同様の運用可否（図 105 の STEP①関係）

陸上の原子力発電における放射性廃棄物関係の運用を整理すると共に、ロンドン条約・議定書、原子炉等規制法の規制内容を詳細に確認した結果は以下の通り。結果からは、通常の運用に伴って発生する放射性廃棄物の放出は、ロンドン条約・議定書、原子炉等規制法等で定義される海洋投棄に当たらず、陸上と同様の運用が可能と考えられる。

■ 陸上の原子力発電における放射性廃棄物関係の運用（概要）

- ・ 陸上の原子力発電と同様に、浮体式原子力発電においても放射性廃棄物（固体・液体・気体）が発生する。
- ・ 固体放射性廃棄物については、ドラム缶等に入れ、処理することとしている。
- ・ 液体放射性廃棄物については、蒸発濃縮をした上で固化等の様々な処理を実施している。その一つとして、処理をした上で希釈排水が実施されている。なお、全量を希釈排水しておらず、極力、復水として再利用している。
- ・ 気体放射性廃棄物については、フィルタによるろ過等を行い、排気している。

■ ロンドン条約・議定書の確認結果

ロンドン議定書第四条（廃棄物その他の投棄）では、放射性廃棄物の廃棄を禁止することが明記されている。一方、投棄の定義（第一条）から、通常の運用に伴って発生する放射性廃棄物の放出は、ロンドン条約・議定書で定義される海洋投棄に当たらず、陸上と同様の運用が可能と考えられる。

第四条 廃棄物その他の物の投棄

締約国は、廃棄物その他の物（附属書一に規定するものを除く。）の投棄を禁止する。

補足：付属書一に放射性廃棄物は含まれない

第一条 定義

「投棄」には、次のことを含まない。

船舶、航空機又はプラットフォームその他の人工海洋構築物及びこれらのものの設備の通常の運用に付随し、又はこれに伴って生ずる廃棄物その他の物を海洋へ処分すること。ただし、廃棄物その他の物であつて、その処分に従事する船舶、航空機又はプラットフォームその他の人工海洋構築物によって又はこれらに向けて運搬されるもの及び当該船舶、航空機又はプラットフォームその他の人工海洋構築物における当該廃棄物その他の物の処理に伴って生ずるものを処分することを除く。

■ **原子炉等規制法の確認結果**

国内担保法である原子炉等規制法では、第六十二条（海洋投棄の制限）で放射性廃棄物の投棄について規定されている。ロンドン議定書と同様に、放射性廃棄物の海洋投棄が禁止されているが、次の2点は対象外とされている。

- ① 人工海洋構築物から海洋に人工海洋構築物及びこれらの設備の運用に伴って生ずる物を廃棄すること
- ② 人工海洋構築物において廃棄する目的で人工海洋構築物及びこれらの設備の運用に伴って生ずる物を燃焼させること

そのため、浮体式原子力発電において、通常の運用に伴って発生する放射性廃棄物の放出は、原子炉等規制法で定義される海洋投棄に当たらず、陸上と同様の運用が可能と考えられる。

第六十二条 海洋投棄の制限

- 1 核原料物質若しくは核燃料物質又はこれらによつて汚染された物は、海洋投棄をしてはならない。ただし、人命又は船舶、航空機若しくは人工海洋構築物の安全を確保するためやむを得ない場合は、この限りでない。
- 2 前項において「海洋投棄」とは、船舶、航空機若しくは人工海洋構築物から海洋に物を廃棄すること又は船舶若しくは人工海洋構築物において廃棄する目的で物を燃焼させることをいう。ただし、船舶、航空機若しくは人工海洋構築物から海洋に当該船舶、航空機若しくは人工海洋構築物及びこれらの設備の運用に伴って生ずる物を廃棄すること又は船舶若しくは人工海洋構築物において廃棄する目的で当該船舶若しくは人工海洋構築物及びこれらの設備の運用に伴って生ずる物を燃焼させることを除く。

4.2. 貯蔵するために必要なスペースの確保可否（図 105 の STEP②関係）

三態の放射性廃棄物の内、気体を除く固体・液体について、浮体構造物内への貯蔵可否を確認した。なお、検討においては、以下の 2 点を前提条件として設定した。

- ・ 電気出力 1100MW の浮体式原子力発電とし、浮体構造物のサイズは、既に MIT で検討されている OFNP-1100（炉型：PWR）のサイズとする（図 106 に記載の通り、ハルの直径は 75m、高さは 108m）。
- ・ 放射性廃棄物の発生量は公開情報から電気出力 1100MW の BWR1 基からの排水量（希釈前）を評価する。

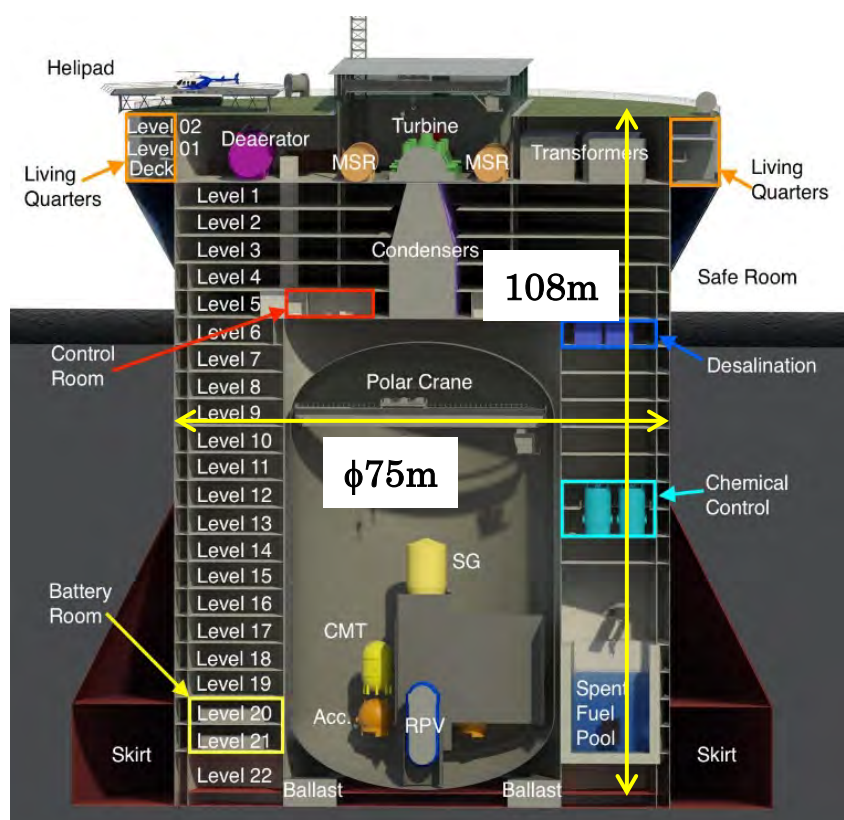


図 106 1100MW の浮体式原子力発電（PWR）のサイズ⁹⁹

■ 液体放射性廃棄物の放出量と貯蔵可否

米国では、プラントからの液体放射性廃棄物の放出量（ここでの放出量とは、希釈前の量を意味する）を毎年報告書として公開しているため、米国における放出量を調査した（プラント数が多いため、運開時期が遅いプラントの放出量を調査）。その結果を表 27 に示す。プラントにより、放出量が大きく異なり、例えば、Fermi 2 では、1994 年以降放出されていない（2010 年に発生した意図しない放出を除いた場合）¹⁰⁰。また、Clinton も同様に 2005 年以降放出されていない（2004 年以前のデ

⁹⁹ J. Buongiorno et al., “The Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) Concept,” Nucl.Tech., vol.194, pp.1-14 2016.に一部追記。

¹⁰⁰ Fermi 2 Radiological Engineering, “Fermi 2 - 2007 Annual Radioactive Effluent Release and Radiological Environmental Operating Report”.

ータは公開されていないため、不明)。一方、表 27 の中で最も放出量が多い Perry 1 については、図 107 に示すように年により大きく異なっていることがわかる（特に 2015 年から 2016 年で一旦減少したが、2019 年に大幅に増加（2019 年以降の大幅な増加はトラブル等による意図しない放出ではない）。このように、同じ炉型でもプラントにより放出量が大きく異なる。また、Limerick や River Bend の年間放出量は、Perry 1 のそれと比較するとばらつきが小さいことがわかる（Limerick の標準偏差は 4.04×10^6 、や River Bend のそれは 5.42×10^6 、Perry 1 のそれは 6.70×10^8 ）。この違いの理由の可能性の一つとして、運用方法（放出するタイミングの考え方）の違いが挙げられる。浮体式原子力発電においては、Limerick（平均年間放出量： 5.21×10^6 liters、2 基分）や River Bend（平均年間放出量： 9.31×10^6 liters）のように可能な限り均一に放出すること、また国内の放出実績も参考に本検討では、1 年間の放出量を 6,000,000 liters ($6,000\text{m}^3$) と設定した。つまり、直径 25m、高さ 12m 程度のタンクが必要と評価され、浮体構造物に十分設置可能なサイズであると考えられる（柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機の復水貯蔵槽約 2.5 槽分）。

表 27 2020 年に米国プラント（BWR）から放出された液体廃棄物量

サイト名	プラント数、電気出力 (複数基の場合は合計の出力)	Volume of Liquid Waste to Discharge Canal (prior to dilution)
Fermi 2	1 基、1202 MW	0 liters ¹⁰¹
Limerick	2 基、2264 MW	1.02×10^6 liters ¹⁰²
Clinton	1 基、1062 MW	0 liters ¹⁰³
Nine Mile Point 2	1 基、1202 MW	0 liters ¹⁰⁴
Hope Creek 1	1 基、1172 MW	5.68×10^3 liters ¹⁰⁵ (Abnormal Releases)
Perry 1	1 基、1256 MW	2.22×10^9 liters ¹⁰⁶
River Bend	1 基、967 MW	1.24×10^7 liters ¹⁰⁷

¹⁰¹ DTE Electric Company, “Annual Radioactive Effluent Release Report and Radiological Environmental Operating Report”, 2021.

¹⁰² Exelon Generation, “Annual Radioactive Effluent Release Report No.46”, 2020.

¹⁰³ Exelon Generation, “Clinton Power Station 2020 Annual Radioactive Effluent Release Report”, 2021.

¹⁰⁴ Exelon Generation, “NINE MILE POINT NUCLEAR STATION - UNIT 2 RADIOACTIVE EFFLUENT RELEASE REPORT”, 2021.

¹⁰⁵ PSEG Nuclear LLC “Annual Radioactive Effluent Release Report 2020”, 2021.

¹⁰⁶ Energy Harbor Nuclear, “ANNUAL ENVIRONMENTAL AND EFFLUENT RELEASE REPORT”, 2021.

¹⁰⁷ Entergy Operations, “Annual Radioactive Effluent Release Report”, 2021.



図 107 Perry 1、Limerick、River Bend の年間液体放射性廃棄物放出量 (2005～2020 年) ¹⁰⁸

■ 固体放射性廃棄物の発生量と貯蔵可否

柏崎刈羽原子力発電所 7 基（電気出力 1100MW のプラントが 5 機、電気出力 135.6 万 kWe のプラントが 2 基）のドラム缶発生本数から、電気出力 1100MW の BWR1 基の発生量を評価した。

柏崎刈羽原子力発電所における年度毎の発生本数を図 108 に示す。本評価では、2002 年以前の発生本数の内、「最も発生量が多い年度（1997 年度）の発生量」を「運開していたプラント数（1997 年 4 月時点での運開プラント数は 6 基 ¹⁰⁹）」で除した。なお、2003 年以降のデータを除外した理由は通り。

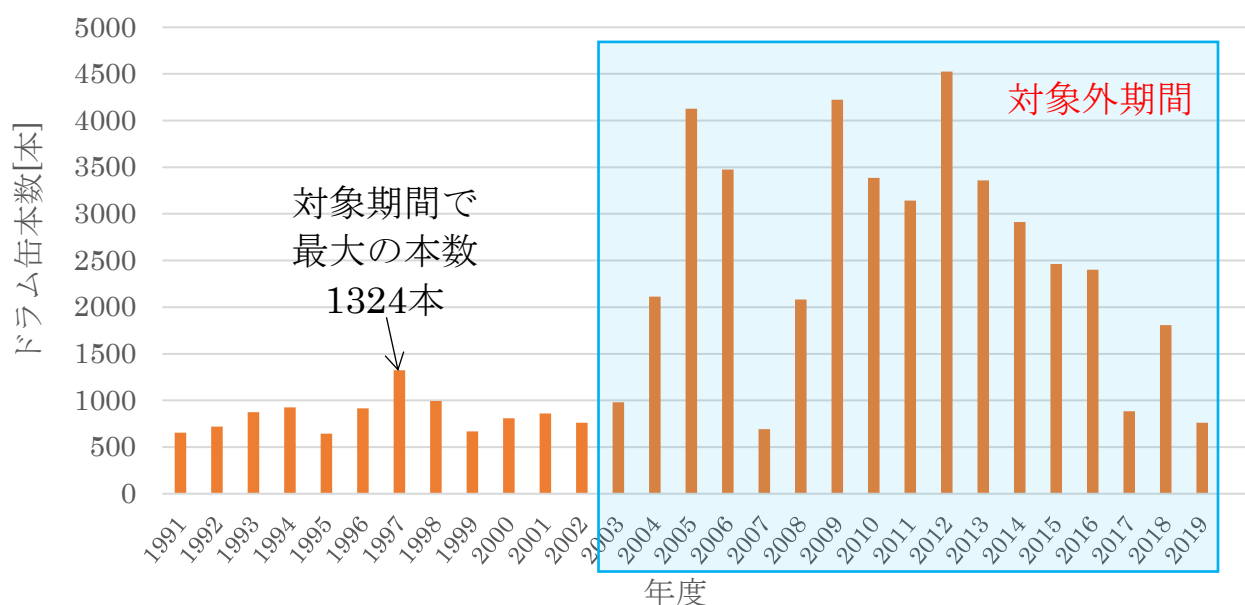
- ・ 2003 年と 2007 年度以降： 稼働率 50%以下であり、発生本数の多くは定検中に発生したものと考えられるため。
- ・ 2004～2006 年度： 2003 年以前に比べ大幅に増加しているが、多数の大型工事が実施されたことによるものであり、多くが定検中に発生したものと考えられるため。

1997 年度の発生本数 1324 本から、1 年間に発生するドラム缶本数は、約 220 本／基と評価される。ドラム缶（直径：0.57m、高さ 0.84m）1 本を貯蔵するために必要なスペースを 1×1×高さ 1m とし、ドラム缶を積み上げて保管しないとすると、直径 17m、高さ 1m 程度のスペースが必要と評価され、浮体構造物に十分設置可能なサイズであることを確認した。

¹⁰⁸ Perry 1、Limerick、River Bend の 2005～2020 年の Radioactive Effluent Report

(<https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/tritium/plant-info.html> (2021/12/25 閲覧) で確認可能)

¹⁰⁹ 7 号機は 1997 年 7 月に運開しているため、対象外とした

図 108 柏崎刈羽原子力発電所における年度毎のドラム缶発生本数¹¹⁰

5. まとめ

ロンドン条約・議定書、国内担保法（原子炉等規制法）を確認した結果、通常の運用に伴って発生する放射性廃棄物の放出は海洋投棄に当たらず、陸上と同様の運用が可能と考えられる。一方、放出の可否は法律を遵守すればよいものだけではなく、様々な関係者との議論を得て方針が決定されるものであり、その結果、貯蔵する運用とする場合にも、運転中に発生する液体放射性廃棄物、固体放射性廃棄物を貯蔵し、定検中に陸上に移送する運用とすることは、実績データから可能と考えられる。

なお、固体放射性廃棄物のドラム缶については、運転中においても、現行専用輸送船にて陸上施設に随時搬送できるものとする。

また、液体放射性廃棄物については、米国の一部プラントのように外部放出しない運用とすることについても、どのような運用により実現しているのか、今後調査が必要である。なお、検討においては、BWR を代表に調査・検討を実施したため、今後、PWR についても調査・検討が必要である。また、今回の検討は、BWR での発生量を PWR プラントの浮体構造物内に貯蔵することができるかを検討したものである。そのため、BWR プラントの浮体構造物への貯蔵可否の確認が必要であるが、BWR の方が原子炉格納容器のサイズが小さいため、より貯蔵スペースの確保が容易と考えられる。

以 上

¹¹⁰ 東京電力ホールディングス株式会社ホームページに記載のデータから作成。

付録 15 浮体式原子力発電関連の知見収集

1. はじめに

浮体式原子力発電関連（主に船舶炉）に関する検討は過去に数多く実施されており、原子力船「むつ」のような船用炉の他にメガフロート上に設置させた原子力発電所が検討されていた。炉型で整理した場合、原子力船「むつ」に代表されるように加圧水型原子炉（PWR）の検討が多く実施されていたが、沸騰水型原子炉（BWR）についても検討されている。例えば、1950 年代には米国 GE（ゼネラル・エレクトリック社）社が熱出力 59.7MW の BWR を搭載した原子力油送船の試設計を発表しており、1960 年代には日本原子力船研究協会が BWR を搭載した船舶炉を検討している。このように、浮体式原子力発電関連の検討は数多く実施されており、これらの知見を収集し、浮体式原子力発電の設計に活用するため、文献の調査を実施した。

2. 調査対象文献

調査対象文献を表 28 に示す。22 の文献を調査した。

3. 調査結果

調査した文献から本プロジェクトで検討する浮体式原子力発電へのフィードバック内容を表 29 に示す。例えば、加圧器に水動揺抑制板の設置が考えられていたこと、沈没しても格納容器の圧壊を防ぐ機能（圧力平衡弁など）が設けられていたこと等の知見を得た。各文献の概要を P.付録 14-7 以降に示す。

表 28 浮体式原子力発電関係文献一覧

文献名	公開先 (URL 等)
日本原子力研究所「改良船用炉 MRX の概念設計」(JAERI-M 91-004、1991 年)	https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?2075310
日本原子力研究所「改良船用炉 MRX の工学設計」(JAERI-M 97-045、1997 年)	https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?2006290
井上他「原子力船”むつ”の主機械」(日本船用機関学会誌第 7 巻第 12 号、1972 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/jime1966/7/12/7_12_923/_article/-char/ja/
藤永「原子力船”むつ”の原子炉」(日本船用機関学会誌第 7 巻第 12 号、1972 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/jime1966/7/12/7_12_915/_article/-char/ja/
高木「原子力船”むつ”の船体設計」(日本船用機関学会誌第 7 巻第 12 号、1972 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/jime1966/7/12/7_12_905/_pdf
奈良「原子力船「むつ」の耐衝突構造」(日本造船学会誌第 500 号、1971 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/zogakusi/500/0/500_KJ0003670154/_article/-char/ja/
長本「原子力船”むつ”」(電気学会雑誌 Vol.93, No.3、1973 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/ieejjournal1888/93/3/93_3_201/_article/-char/ja
藤永「原子力船「むつ」の原子炉プラントの概要」(日本造船学会誌第 493 号、1970 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/zogakusi/493/0/493_KJ0001777498/_article/-char/ja
富沢「原子力船”むつ”の補機ぎ装(二次系プラント)」(日本船用機関学会誌第 7 巻第 12 号、1972 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/jime1966/7/12/7_12_935/_article/-char/ja
島「原子力船「むつ」の原子炉格納容器について」(日本造船学会誌第 487 号、1970 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/zogakusi/487/0/487_KJ0002869954/_article/-char/ja
楠他「原子力船「むつ」の運動性能と原子炉特性」(秋季造船三学会連合大会(関西造船協会)、1994 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/kansaikoron/3/0/3_103/_article/-char/ja
佐藤「原子力船”むつ”の建造に伴う研究計画」(日本船用機関学会誌第 7 巻第 12 号、1972 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/jime1966/7/12/7_12_970/_article/-char/ja/

文献名	公開先 (URL 等)
江川「原子力第 1 船「むつ」機関部の計画概要」(日本造船学会誌第 484 号、1969 年)	https://www.jstage.jst.go.jp/article/zogakusi/484/0/484_KJ0001777453/_article/-char/ja
今村他「改良船用炉の試設計の評価、5：格納特性」(JAERI-M 88-053、1988 年)	https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?2074621
楠他「改良船用炉の試設計の評価 (6) ー動特性ー」(JAERI-M 88-054、1988 年)	https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?2074622
伊勢他「改良船用炉の試設計の評価 (7) 遮蔽性能 (I)；遮蔽設計の妥当性」(JAERI-M 88-055、1988 年)	https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?2074623
竹内他「改良船用炉の試設計の評価(7)遮蔽性能(II)；遮蔽の最適化に関する調査」(JAERI-M 88-056、1988 年)	https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?2074624
伊藤他「改良船用炉の試設計の評価 (8) ー経済性ー」(JAERI-M 88-057、1988 年)	https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?2074625
竹内他「船用原子炉の遮蔽方式の最適化に関する調査」(船用原子炉の遮蔽方式の最適化に関する調査、1989 年)	https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?2074851
石坂他「-改良船用炉- 原子炉容器の水漬け格納に関する検討」(JAERI-M 89-221、1989 年)	https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?2075062
藤木「原子力船「むつ」原子炉の過渡変化解析；運転時の異常な過渡変化及び事故に係る解析」(JAERI-M 9398、1981 年)	https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?3019484
I.A. Bylov, “Safety Provisions for the KLT-40S Reactor Plant Floating Power Unit”, 6th INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability, 2013.	https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df6/Session%202/M%20Presentations/6-russia.pdf

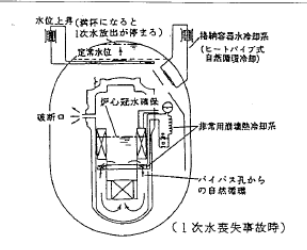
表 29 本プロジェクトで検討する浮体式原子力発電へのフィードバック一覧

文献名	フィードバック内容
日本原子力研究所「改良船用炉 MRX の概念設計」(JAERI-M 91-004、1991 年)	・ 加圧器の水動揺抑制板を参考に動揺影響を抑制したい箇所には動揺抑制板のようなものを設置すること。
日本原子力研究所「改良船用炉 MRX の工学設計」(JAERI-M 97-045、1997 年)	・ 浮体構造物の構造は耐衝突・座礁を考え、ダブルハル構造・二重底構造とすること。 ・ 加圧器の水動揺抑制板を参考に動揺影響を抑制したい箇所には動揺抑制板のようなものを設置すること。 ・ 非常用格納容器水冷却設備の除熱量評価において、船体傾斜角の影響を考慮しており、静的安全系を設置する場合には同様の検討が必要と考えられる。 ・ 給水処理設備の検討について ・ 周辺監視区域をどの範囲とするかの検討する際に参考となる。
高木「原子力船”むつ”の船体設計」(日本船用機関学会誌第 7 巻第 12 号、1972 年)	・ 設計において、船体運動条件を設定する必要がある。
高木「原子力船”むつ”の船体設計」(日本船用機関学会誌第 7 巻第 12 号、1972 年)	・ 船舶としての船体構造。特に原子力船として適用を要する「原子力船特殊規則」などの要求。 ・ 復原性に関して、船舶復原制規則第 4 章「旅客復原性基準」の適用。 ・ 船舶としての「対衝突構造」、「対座礁構造」および「耐火構造」の適用。
奈良「原子力船「むつ」の耐衝突構造」(日本造船学会誌第 500 号、1971 年)	・ 自航する船舶とは、想定設計寿命 (20→80 年間)、最新の大型船型、周囲を航海する船舶の絞り込みや制限ができるといった違いは考慮すべきであるが、基本的な考え方は踏襲できると思われる。 ・ 目新しい考え方ではないので、最新の対衝撃構造技術の調査も必要で、必要に応じて反映が必要。
長本「原子力船”むつ”」(電気学会雑誌 Vol.93, No.3、1973 年)	・ 格納容器の設置場所は、他船との衝突事故の影響などが少ない場所とし、万一大型船が衝突しても、その被害が格納容器に及ばないようにする。
藤永「原子力船「むつ」の原子炉プラントの概要」(日本造船学会誌第 493 号、1970 年)	・ 全電源喪失時の安全系の構築が必要である (例：消防艇等による注水)。 ・ 自動スクラム要因として、大傾斜を設定していた。

文献名	フィードバック内容
	・ 設計において、浮体構造物運動による加速度を設定する必要がある。 ・ 航行中に雑用水は放水、低レベル排水は貯水を計画していた。
富沢「原子力船”むつ”の補機ぎ装(二次系プラント)」(日本舶用機関学会誌第7巻第12号、1972年)	・ 動力用タービンなど設備、想定運転の可否の相違はあるが、動力を必要としない海洋構造物としての洋上原子力発電所が検討対象となっても、安全に関する設備、区画構造、配置の考え方に関して本文献は参考となる。原子炉設備、船体、運転員をどこまで守るかの設計思想は重要であり、初期に決定されるべきと考える。
島「原子力船「むつ」の原子炉格納容器について」(日本造船学会誌第487号、1970年)	・ 船舶用格納容器は設計内圧が高いことから、S A クラス1容器は、耐圧試験時に2 P d 内圧で弾性域に抑えることを求められる可能性があり、技術基準の緩和等の対策が必要になる。 ・ 適用した規則は、N K (原子力船の船級登録のための暫定指針)とJ G (設計圧力の運輸省原子力船特殊規則)で、溶接効率が厳しい設計圧力を使用した。最新の知見調査が必要である。 ・ 万一沈没しても格納容器の圧壊を防ぐ機能(圧力平衡弁など)が必要である。 ・ 格納容器の機能として、横転、転覆、沈没時のあらゆる姿勢の荷重に耐えられるように設計(補強骨等)することが必要である。 ・ 格納容器は、熱膨脹などで拘束されず、船体が転覆しても二重底に保持される構造(潤滑金属等を介して船体に支持するなど)とする必要がある。 ・ 耐圧部分と上下支持構造など鋼材の大部分は、陸上原子力発電所で使用されていない60キロ高張力鋼を使用しており、材料に関する最新知見の調査検討が必要である。 ・ 適用した各材料の機械試験と衝撃試験規格は表2、3に関する最新知見の調査検討が必要である。
楠他「原子力船「むつ」の運動性能と原子炉特性」(秋季造船三学会連合大会(関西造船協会)、1994年)	・ 本プロジェクトは、船体運動しないため、条件が合っていない。

文献名	フィードバック内容
	・ F/BOFF の結果において、今回の洋上原子力の成立性が高いと考えられるが、船体運動しないデータが示されていない。また、船とプラットフォームの形状が同様でないため、動揺特性も同様ではない。 ・ 公開されたデータベースにアクセスできれば、今回の洋上原子力のため最適なデータを選択・分析し、船体運動しない原子炉に与える影響も評価できるかもしれない。
今村他「改良船用炉の試設計の評価、5：格納特性」(JAERI-M 88-053、1988 年)	・ 加圧型の格納容器での比較ではあるが、実際に検討する洋上原子力発電の設計にも考慮が必要な項目と考えられる。 ・ また、文献においては、当時の規制に合わせた規制対応についても以下のような記載もあり、考慮すべきものはあると考えられる。 ・ 建造後の検査として、 ①気圧試験 ②気密試験 ③貫通部の気密試験 ④初回気圧試験後の非破壊検査 ・ 供用期間中の検査として、 ①機能試験 ②気密試験、全体としての漏洩率試験 ③肉眼試験 ④溶接接手試験
竹内他「改良船用炉の試設計の評価(7)遮蔽性能(II)；遮蔽の最適化に関する調査」(JAERI-M 88-056、1988 年)	・ 通常運転時の遮蔽最適化においては、特に中性子ストリーミングに対する最適補償遮蔽を考える必要があり、単に中性子遮蔽のみでなく、中性子及び二次ガンマ線の効果的減衰を図る必要がある。 ・ 炉停止時の遮蔽最適化においては、作業員被曝低減を目的とした炉型及び遮蔽配置、格納容器の型や大きさ及び各種の放射能含有機器の配置を決める最適遮蔽設計が必要である。 ・ 事故時の遮蔽最適化においては、事故後の線源強度を事故後の時間について詳しく評価し、二次遮蔽体は水の注入による遮蔽性能向上を基本とした多重層化等の最適化を検討する必要がある。

文献名	フィードバック内容
竹内他「船用原子炉の遮蔽方式の最適化に関する調査」（船用原子炉の遮蔽方式の最適化に関する調査、1989 年）	・ 今回対象とする事故時対策、船体構造によるが、遮蔽重量軽減化を考える際には評価方法等が参考となる可能性あり。
I.A. Bylov, “Safety Provisions for the KLT-40S Reactor Plant Floating Power Unit”, 6th INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability, 2013.	・ 洋上原子力発電所特有の外的ハザードの検討, 及びそれらを考慮した PRA の実施

タイトル		改良船用炉 MRX の概念設計										
出典	発表者	原子力船研究開発室（迫淳他）										
	機関／国	日本原子力研究所										
	文献	JAERI-M 91-004										
概要 日本原子力研究所で検討された改良船用炉（MRX）の概念設計の結果について報告されている。 MRX では一体型 PWR、原子炉容器内装型制御棒駆動装置、原子炉水漬式格納容器、受動的崩壊熱除去システムを特徴としている。また、主機関である炉を多重化したため、非常推進用ディーゼル機関が不要になるとしている。 表 MRX の安全性の特徴（受動的安全性） <table><tr><th>炉の構造、構成の特徴</th><th>安全性の特徴</th></tr><tr><td>① 原子炉は一体型 PWR（プラント小型化も目的）</td><td>大口径 1 次系配管をなくし LOCA の原因を排除</td></tr><tr><td>② 制御棒駆動装置は原子炉容器内装型（小型化も目的）</td><td>制御棒飛出し事故の原因排除（事故防止対策不要）</td></tr><tr><td>③ 格納容器（耐圧型）内に原子炉容器を水漬りで格納</td><td>LOCA 時の 1 次水流出は均圧化により制圧（炉心冠水維持）</td></tr><tr><td>④ 受動的冷却システム（ヒートパイプ式格納容器水冷却系）</td><td>自然循環式の受動的冷却による事故時崩壊熱の長期冷却（炉心冠水の維持）</td></tr></table>  水位上昇（破砕になると 1 次水流出が著する） 格納容器水冷却系（ヒートパイプ式 自然循環冷却） 炉心冠水維持 非常用崩壊熱冷却系 バイパス孔からの自然循環 （1 次水流失事故時）			炉の構造、構成の特徴	安全性の特徴	① 原子炉は一体型 PWR（プラント小型化も目的）	大口径 1 次系配管をなくし LOCA の原因を排除	② 制御棒駆動装置は原子炉容器内装型（小型化も目的）	制御棒飛出し事故の原因排除（事故防止対策不要）	③ 格納容器（耐圧型）内に原子炉容器を水漬りで格納	LOCA 時の 1 次水流出は均圧化により制圧（炉心冠水維持）	④ 受動的冷却システム（ヒートパイプ式格納容器水冷却系）	自然循環式の受動的冷却による事故時崩壊熱の長期冷却（炉心冠水の維持）
炉の構造、構成の特徴	安全性の特徴											
① 原子炉は一体型 PWR（プラント小型化も目的）	大口径 1 次系配管をなくし LOCA の原因を排除											
② 制御棒駆動装置は原子炉容器内装型（小型化も目的）	制御棒飛出し事故の原因排除（事故防止対策不要）											
③ 格納容器（耐圧型）内に原子炉容器を水漬りで格納	LOCA 時の 1 次水流出は均圧化により制圧（炉心冠水維持）											
④ 受動的冷却システム（ヒートパイプ式格納容器水冷却系）	自然循環式の受動的冷却による事故時崩壊熱の長期冷却（炉心冠水の維持）											
記事 燃料集合体振動特性について検討が行われており、燃料集合体を一様な梁として扱い、固有振動数を求めると約 20 Hz 程度に対し、船体振動は 16.7Hz 以下、0.1g と設定されており、共振が発生することはないと評価している。 加圧器には、船体動揺による加圧器内自由水面の動揺を抑制するため、水面動揺抑制装置（板）を設け、炉出力 30%、船体定傾斜 30% でスプレインズル冠水による機能喪失およびヒーター露出のない高さとしている。 工学的安全施設の一つとして、格納容器水冷却系が設けられている。格納容器水冷却系は、通常時の放熱量をコントロールし、格納容器水の温度を一定に保つ格納容器水温度調節器としての機能と、事故時の格納容器水中に放出された熱を最終的に格納容器外へ放熱し、格納容器水温度を長期にわたって一定の温度以下に保つ機能を持っており、ヒートパイプ式としている。検討において、除熱量に影響を及ぼ												

す要因として、船体動揺、船体傾斜、放射性分解について検討している。

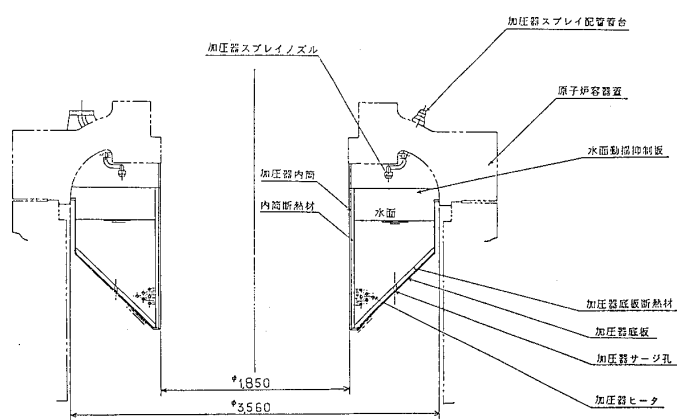


図 加圧器構造説明図

本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック

- ・ 加圧器の水動揺抑制板を参考に動揺影響を抑制したい箇所には動揺抑制板のようなものを設置すること。

タイトル	改良船用炉 MRX の工学設計	
出典	発表者	原子力船研究開発室（迫淳他）
	機関／国	日本原子力研究所
	文献	JAERI-M 97-045
記事	概要 日本原子力研究所で検討された改良船用炉（MRX、炉型：PWR）のプラント配置から原子炉・炉心、1次冷却系統設備、工学的安全施設等のプラント設備全般に加え、運転・保守、放射線管理、放射性廃棄物処理、事故解析等の検討結果（「改良船用炉 MRX の概念設計、JAERI-M 91-004」で報告された概念設計終了後の工学設計の結果）について報告されている。 MRX の特徴は、蒸気発生器等の 1 次系機器を原子炉容器に内装し、原子炉容器に直接取付けた一体型炉であること、水を充填した格納容器内に原子炉容器を設置する方式で受動的炉心冠水を維持できること、事故時の 1 次冷却水中の崩壊熱は格納容器内に設けた放熱器により自然循環で格納容器水中に放熱され、この格納容器水中に放出された熱はさらにヒートパイプ式の冷却器により自然循環で船外に放熱されることが挙げられる。 図 全体配置図 船体事故に対する原子炉の防護の例として、以下を検討している。 衝突：原子炉区画側部に耐衝突構造を設け、衝突エネルギーを耐衝突構造で吸収することにより格納容器に損傷を及ぼさないようにする。	

座礁：原子炉区画下部の二重底構造を、桁板や助板等により補強し、万一座礁しても安全閉井に損傷を及ぼさないようにする。

加圧器には、動揺対策として水動揺抑制板が設けられている。

安全系として、非常用格納容器水冷却設備が設けられており、原子炉容器からの放熱による格納容器水の温度上昇を抑制するために設けられる格納容器水浄化冷却系統の補助的役割と事故時に格納容器水中に放出された熱を最終的な熱の逃がし場である大気に放出し、格納容器水温度を長期にわたって一定の温度以下に保つ機能を持つ。本設備の設計条件として、動揺、船体振動、船体定傾斜および船体動揺角等を設定し、船体傾斜角と除熱量の関係を評価している。

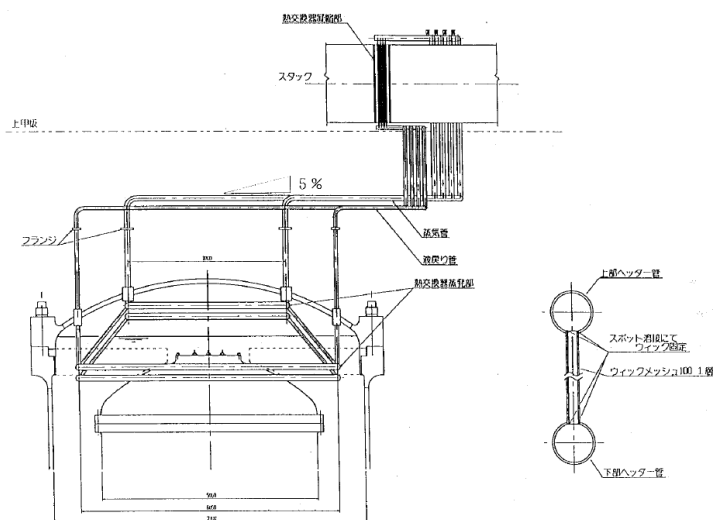


図 非常用格納容器水冷却設備

燃料交換は、4年に1回程度の実施が検討されており、母港において格納容器一括にて搬出し、附帯陸上設備の燃料交換建屋に移動することとしている。

船体傾斜により安全保護系統を含む原子炉機器の機能喪失から保護するために、船体傾斜過大の”2 out of 4”信号により原子炉をスクラムさせることとしている。

本船で使用する淡水は港で補給するものと本船内に設置した造船設備により生産するものを使用する。純水装置へは造水設備から清水タンクを経由して送水する。

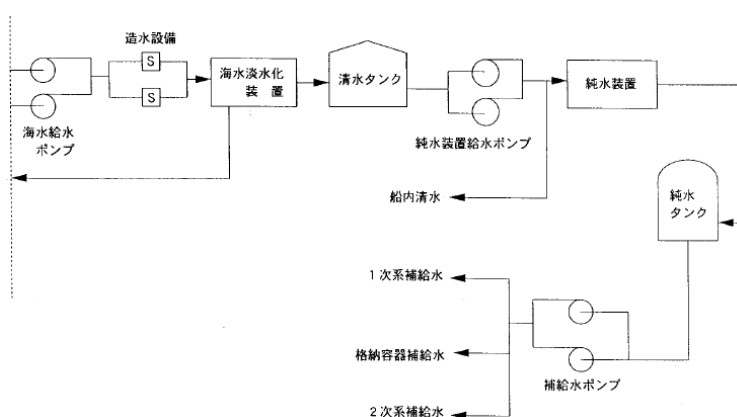


図 給水処理設備の概略系統図

周辺監視区域は、線量当量、空气中若しくは水中の放射性物質の濃度が告示に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とすることとしており、実際には管理上の便宜も考慮して周辺監視区域は機関室、保健物理室、配電盤室等としている。

放射性廃棄物の内、船外に放出されるものは気体のみで、液体と固体の放射性廃棄物は船内に保管される。

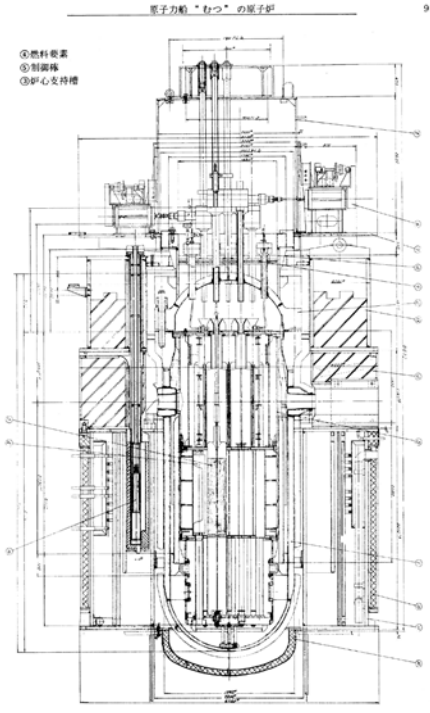
本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック

- ・ 浮体構造物の構造は耐衝突・座礁を考え、ダブルハル構造・二重底構造とすること。
- ・ 加圧器の水動揺抑制板を参考に動揺影響を抑制したい箇所には動揺抑制板のようなものを設置すること。
- ・ 非常用格納容器水冷却設備の除熱量評価において、船体傾斜角の影響を考慮しており、静的安全系を設置する場合には同様の検討が必要と考えられる。
- ・ 給水処理設備の検討について
- ・ 周辺監視区域をどの範囲とするかの検討する際に参考となる。

タイトル		原子力船“むつ”の主機械
出典	発表者	井上 宗一、近藤 久義
	機関／国	石川島播磨重工業／日本
	文献	日本船用機関学会誌 第7巻 第12号（昭和47年12月）
記事		概要 昭和40年代の原子力船の駆動方式は、「むつ」を含めて原子炉の熱で発生させた蒸気を利用する蒸気タービンが採用されている。この文献は、「むつ」にも搭載された蒸気タービンの概要を紹介したものである。なお、今回検討する浮体式原発については、自走式としない前提であり、駆動のための主機械は設置しないことから、参考となる技術的知見はない。本文献の要旨を以下に示す。 1. 原子力船タービン主機械としての特徴 ○一般商船は過熱蒸気を採用しているが、原子力船は飽和蒸気または過熱度の低い蒸気を使用しており、材料の高温強度など、特に新しい技術は必要ない ○但し、湿り損失増加に関する以下の特別な配慮を行っている ・タービン関係設備には、遠心式湿分分離器、汽水分離室、みぞ付き湿分分離動翼などを採用 ・主復水器には、復水中に塩分（海水）が混入した場合の検知と、その高塩分復水の除去自動化を採用 ・過渡現象の緩和対策として余剰蒸気を主復水器にダンプできる設計を採用 2. 全体装置 ○タービン主機械は、主機タービン、主減速装置、主復水器で構成 ○主機タービンは、クロス・コンパウンド形の衝動式飽和蒸気タービン ○高压タービン・低压タービンの入り口蒸気の乾き度は99.3%で、2つの湿分分離器により維持 ○プラント熱サイクルは、以下の3段給水加熱式 ・高压タービン第4段落の抽気→第3段給水加熱器を加熱 ・高压タービン排気の抽気→デアレータを加熱 ・低压タービン第2段落の抽気→第1段給水加熱器を加熱 ○タービン出力は、常用時・抽気使用時に、高压と低压タービンでほぼ等分となり、主減速装置に伝達

	○原子炉からの蒸気がない場合、補助ボイラにて $28.5 \text{ kg}/\text{cm}^2$、乾き度 99.3% の蒸気を共有 ○主復水器は 1 回流再熱式で低圧タービンの下部に設置 3. タービン ○高圧タービンの段落はラトー衝動式 7 段、ノズルは溶接ノズルを採用、ノズルダイヤフラム外周部に汽水分離室を設けて動翼の回転による分離湿分を捕獲し給水加熱に利用 ○クロスオーバパイプの途中に湿分分離器を設け、湿分を約 9% から約 0.7% (常用出力時) として低圧タービンの翼エロージョンを防止 ○この湿分分離器は優れた性能を有しており、分離効率 は含有湿分の約 99% を分離、圧力損失も $0.025 \text{ kg}/\text{cm}^2$ 程度 ○低圧タービン前進段落はラート衝動式 7 段、全段スラント・トップ翼、第 5 段から 7 段にはねじれ翼を採用 ○第 6 段動翼には、みぞ付湿分分離翼を採用し、最終第 7 段動翼のエロージョンを防止 ○ノズルは後進第一段の穿孔ノズルを除いて、すべて溶接ノズルを採用、ノズルダイヤフラム外周に高圧タービンと同様、汽水分離室を装備しドレンを回収 ○みぞ付湿分分離翼の第 6 段への採用で、最終第 7 段翼の出口湿度は減少、かつ、最終段翼の先端周速は低速のため段翼にはステライト張りなどのエロージョン対策は実施せず 4. 主減速装置 ○主減速装置は、タンデム・アーチキュレーテッド・タイプ・ダブル・ヘリカル 2 段減速歯車式で、第 1 段ホイール軸と第 2 段ピニオンの中空部には、クイルシャフトを装備、第 2 段歯車と第 1 段歯車との間にフレキシビリティをもたせている ○連続最大出力時約 64 トンの推力を受ける主推力軸受は、ミッCHEL 形で減速車室の船首側に装備 5. 主復水器 ○冷却管は復水の過冷却を防ぐ再熱形を、冷却方式は海水による 1 回流ポンプ循環式を採用

	○復水器の冷却管と管板取付部からの海水漏洩の対策は、高塩分警報と管板取付部の塩分検知室のドレンを自動排出する自動塩分復水排除装置を設置 ○検知室は管板取付部を隔板で仕切り、塩素イオンを0.1 ppm以下に維持可能 ○過渡現象の緩和策としては、余剰蒸気を自動的に直接主復水器に導く主ダンプ系統を設置 6. 遠隔操縦装置 ○タービン主機械の回転速度および方向を機関制御室および船橋操舵室から制御可能 ○但し、最初の起動準備からスタンバイまでと、エソジン・フィニッシュ後の処置はすべて機側にて実施 ○操船時のタービン速応性を高めるため、主軸より回転数を検出、制御系にフィードバックするクローズドループを採用 ○タービンの回転停止時に、ロータの曲り防止のため、オートスピニング装置を設置 ○危急停止装置により、原子炉スクラム時、停電時、軸受給油圧力の低下時など、制御弁の制御油をダンプしタービンを停止する <u>本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック</u> ○参考となる技術的知見は特になし。 以 上

タイトル	原子力船“むつ”の原子炉	
出典	発表者	藤永 一
	機関／国	三菱原子力工業（株）
	文献	日本船舶機関学会誌 第7巻 第12号（昭和47年12月）
記事	<u>概要</u> 三菱原子力工業㈱における原子力船“むつ”の燃料及び制御棒の陸上臨界試験における各種主要試験項目及び解析等を纏めた文献である。（原子炉構造・炉心の概要，設計要目表についても記載あり。）	
	 “むつ”は昭和38年に基本設計が発足、各種臨界実験，模型試験を経て，昭和41年末～42年初頭に炉心の設計が固まった。当時の陸上加圧水形原子炉と比較すると、1/2～1/3程度の比出力，出力密度しかなく非常に保守的な設計がされている。 陸上炉における改良点のうち，時間・金銭的制約により“むつ”への反映を断念した点として，以下が挙げられている。 (1)燃料被覆管をステンレス鋼よりジルカロイ合金とする。 (2)十字形制御棒をロッドクラスター形とする。 (3)核熱特性を当時の陸上炉に近づける。	

	上記の各種実験の後、実装の燃料および制御棒を使用して、下記陸上臨界試験を実施し、十分満足すべき結果を得たとしている。 <u>陸上臨界試験における主要な試験項目</u> 1：シャットダウンマージンの測定 2：スタックロッドマージンの測定 3：制御棒の投下反応度の測定 4：余剰反応度の液体ポイズン法による測定 5：出力分布の測定 6：減速材温度係数の測定 7：各種ロッドパターンにおける中性子検出器応答特性試験 8：燃料集合体の均一性試験 9：制御棒の均一性試験 また炉心の水力的性能については、同一の 1/2 模型装置による再試験、1/5 透明模型、実船において計装模型燃料を使用した試験が実施されている。 その他、実寸燃料模型による振動実験、実寸炉心構造物の振動実験等も実施され、慎重を期している。 陸上炉の核熱設計と異なる点として、以下条件の船体動揺による流動振動の検討が実施され、設計に用いられた DNB 限界に十分な余裕があることを確認したとされている。 <u>船体運動条件</u> 100%出力の場合 横揺 30(3～9cpm)定傾斜 10° 縦揺 10(4～15cpm)トリム 5° 上下方向加速度 $1 \pm 0.60g(4 \sim 15cpm)$ 50%出力の場合 横揺 45° (3～9cpm)定傾斜 15° 縦揺 15° (4～15cpm)トリム 10° 上下方向加速度 $1 \pm 0.60g(4 \sim 15cpm)$ (ただし、50%出力の場合、突变的な上下方向加速度 1 ± 0.829 に対し不安定現象が長時間持続せず、また安全であるよう設計する。) <u>本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック</u> ・設計において、船体運動条件を設定する必要がある。

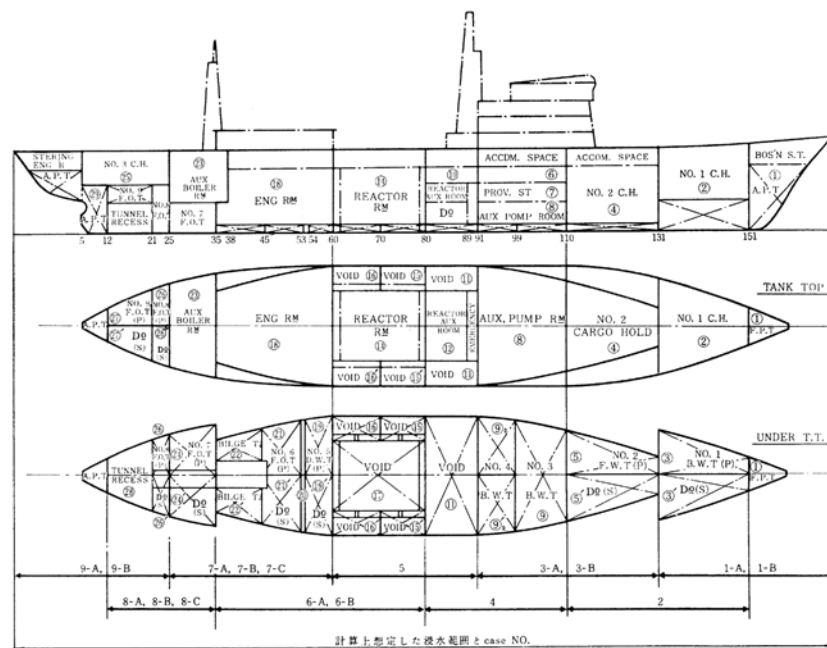
タイトル		原子力船“むつ”の船体設計
出典	発表者	高木 敬太郎
	機関／国	石川島播磨重工業株式会社
	文献	日本船用機関学会誌 第7巻 第12号（昭和47年12月）
記事		概要 原子力船「むつ」の船体設計についての概要に関する文献。 原子力船「むつ」の船体計画で特に考慮すべき事項は、○原子炉室およびその周辺構造（格納容器支持構造、対衝突および対座礁構造）、○二次遮へい構造、○二区制可浸ならびに損傷時の復原性確保、○防火構造 等になる。 これらは原子力船として、原子炉をはじめとする諸特殊装置の搭載に起因するものであり、かつまた、原子力船として適用を要する「原子力船特殊規則」などの要求するところによる。 ○船体主要寸法等 一般の船舶と比べて、原子力船「むつ」は、その長さに比べ幅および深さが著しく大きく、また深さに対して喫水が非常に浅いことが特徴。これは、原子力船として燃料搭載量が僅少であり、貨物搭載量も少ないため。 ○重量配分、区画、復原性等 本船「むつ」は、原子力船として船舶復原制規則第4章「旅客復原性基準」の適用を受けるが、要求基準を大幅に上回る十分な復原力を有している。計算結果の代表例を下表に示す。

	30%消費	60%消費	80%消費	100%消費	備 考
排水量 (t)	10355 (10204)	10162 (10011)	10136 (9880)	9996 (9740)	計画庫量による
バラスト (t) No.3 BWT	0	0	105	105	
No.4 BWT	151	151	151	151	
計	151	151	256	256	
相当喫水 (m)	6.88 (6.88)	6.76 (6.70)	6.76 (6.62)	6.68 (6.55)	
KM (°)	8.35 (8.35)	8.35 (8.35)	8.35 (8.35)	8.35 (8.36)	
KG (°)	7.43 (7.43)	7.55 (7.65)	7.54 (7.72)	7.55 (7.74)	
GM (°)	0.92 (0.82)	0.80 (0.70)	0.81 (0.63)	0.80 (0.62)	
G ₀ (°)	0.88	0.05	0.06	0	
G ₀ M (°)	0.84 (0.74)	0.75 (0.65)	0.75 (0.57)	0.80 (0.62)	

(注) 1.満載状態（補助推進用燃料は2000 溜分）にて、燃料油、清水などを消費の場合を示す。
2.() 内数値はバラストをとう載しない場合を示す。

しかしながら、本船は「原子力船特殊規則」の定めるところにより、損傷時の隣接 2 区画に浸水の場合においても所定の浮力ならび復原力の確保に関する要求を満足する必要がある、このため、所要の計画を行い、これを満足するよう、水密区画配置、構造、配管など本船設計上所要の考慮を払っている。

原子力船「むつ」の水密隔壁ならびに区画の配置を下図に示す。



原子力船「むつ」の区画室記号と推定浸水範囲

区画計算の結果によれば原子力船の区画室の長さは「船舶区画規定第 21 条」によるほか、隣り合ういずれかの 2 区画室の長さの和も、その合計長さの中央における可浸長を超えないようにする必要があるが、本船は満足している。

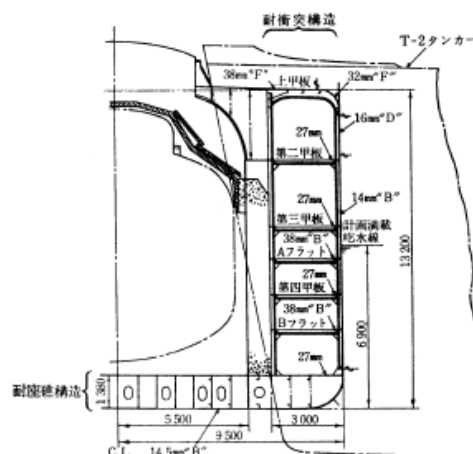
損傷時の復原性確保については、「船舶区画規定第 40 条」および「原子力船特殊規則に関する昭和 41 年 3 月付の検査心得（案）」による追加条件を適用し、損傷を受け、浸水した場合および平衡措置をとった場合の最終状態において、（例えば、対象に浸水した場合の GM は 50mm 以上、非対称に浸水したな愛傾斜角は 7 度を超えないこと）復原に関する要求など他所定の要求を満足する必要

がある。計算を行う状態としては、33 状態を決定し、計算した結果、必要な運用を明確にしている。

○対衝突構造

原子力船「むつ」の原子力機器を他船との衝突時に保護する目的で原子炉室および原子炉補機室の両側ボイド部分是对衝突防護構造としてある。

本構造は、「運輸省原子力船特殊規則」に定める、衝突時の要吸収エネルギーに関する指定値を満たすよう計画されており、安全性も、米国原子力商船サバンナ号の場合と同程度とすることを目標とした。本船が他船と衝突を受け、格納容器が破壊される確率をサバンナ号



原子力船「むつ」の対衝突構造

に用いたものと同一の手法で計算した結果、20 年簡に重大な衝突の起こる確率は約 7×10^{-5} と、サバンナ号の場合とほぼ等しい値となり、これは 30 万年間に 1 回という極めて低い回数であって、十分安全であると結論付けている。

○对座礁構造

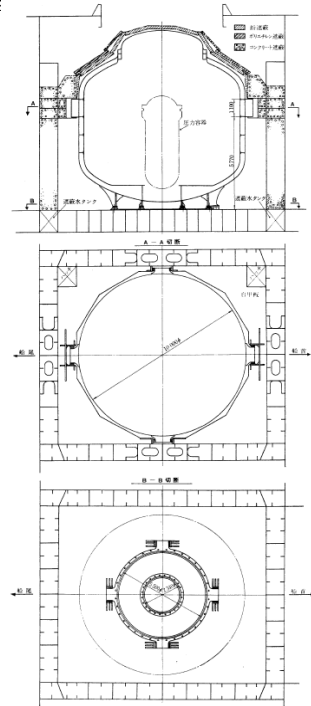
原子力船「むつ」の原子炉区画における座礁に対し、原子炉系を保護するための対座礁構造の備えるべき条件は以下。

- ① 原子炉室 2 重底は座礁によって生ずる荷重に対して、十分な強度および剛性を有すること。
- ② 2 重底の高さは船底外板部の損傷が内底板まで達するのを防ぐに十分な値とする。
- ③ 構造的に船底外板の損傷変形をなるべく内底板に伝えないような方式とすること。

実施の設計においては、まず支持構造物としての諸寸法、構造を決定し、ついでにこれが対座礁構造として十分に条件を満たしていることを確認するという手法を採用した。

○格納容器支持構造

通常の状態において格納容器重量を支持するに足る十分な強固な構造とするのは言うまでもないが、衝突、座礁、転覆、沈没など非常事態においても、格納容器を安全に保持できるものでなくてはならない。また、事故時の格納容器内温度、圧力の急激な上昇にも有害な拘束を与えないよう設計上考慮する必要がある。格納容器支持構造は右図のとおり、下部支持構造は2重底上の2重スカート方式で、格納容器の総重量を支持する構造としている。



○格納容器

原子力プラント特有の耐圧安全容器、耐圧機能の他、内部の機器および格納容器上部の二次遮へい材等の支持する構造物としての機能も有している。

○耐火構造

原子力船「むつ」の格納容器支持構造

耐火構造は、前述の特殊構造とともに、船体部における安全対策上の重要な項目の一つであり、「SOLAS'60」、ANNEXC「原子力船に適用される勧告」および「原子力船特殊規則」により現行法令の最高基準として遠洋を航海区域とする客船の規定が適用される。

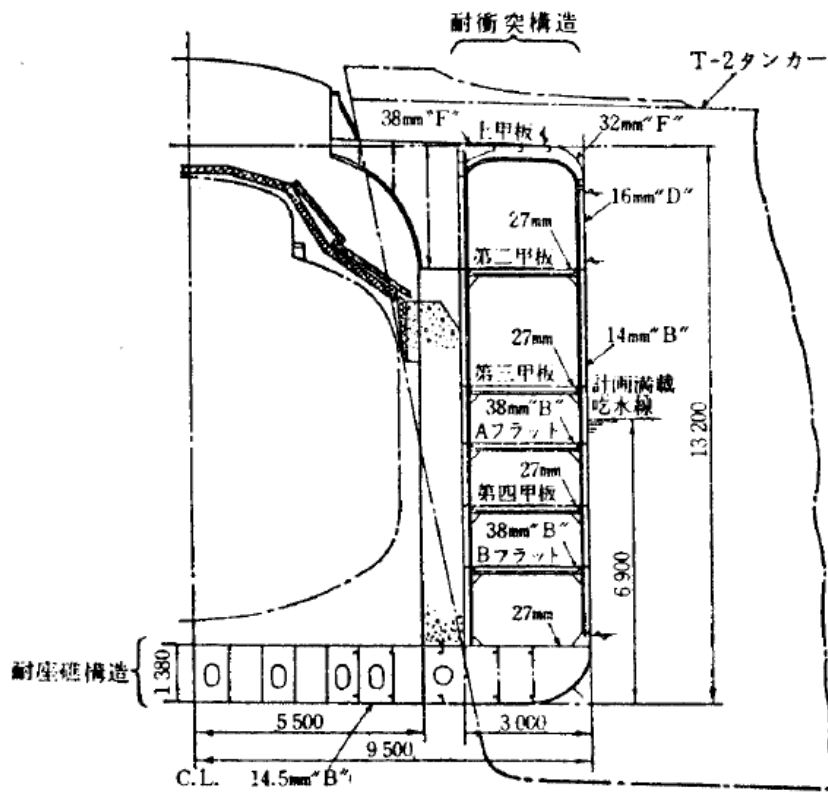
本船では、以下の理由により「第三保護方式」が採用された。第三保護方式の基本的な考え方は、火災の早期発見と火災範囲の局限にあり、自動火災警報装置を設けるとともに、船内を所定の規模の防火区画に細分するものであり、本船程度の大きさの船舶の防火構造方式としては最も適当なものであると認められた。

特に、原子炉室、同補機室、制御室、操舵室、諸発電機室、居住区域および階段室などの重要区域と他の場所との境界は、全てA級仕切により隔離し他の場所よりの火災から保護する構造としている。

本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック

	○船舶としての船体構造。特に原子力船として適用を要する「原子力船特殊規則」などの要求。 ○復原性に関して、船舶復原性規則第4章「旅客復原性基準」の適用。 ○船舶としての「対衝突構造」、「対座礁構造」および「耐火構造」の適用。 以 上

タイトル		原子力船「むつ」の耐衝突構造
出典	発表者	奈良 繁
	機関／国	石川島播磨重工業 原子力プロジェクト部 / 日本
	文献	日本造船学会誌 第 500 号(1971 年 2 月)
記事		概要 原子力船「むつ」における対衝突構造を決定した経緯、根拠を記した論文である。 - 世界の全船舶に対して安全であるような防護構造が望ましいが、このようにすると重量および容積の増大を招き、船として成立たなくなるおそれがある。 - このため、大部分の船舶との衝突に耐えうるものとし、ごく少数の危険な船との衝突は、統計的にみてその起こる確率がきわめて小さく、ほとんど無視できる程度となるような構造とする。 - 対衝突構造は 3 通りの方法が考えられる ① 第一は船測を二重殻構造とする。 ② 第二は船側の甲板強度を強固にして破壊エネルギー吸収能力を向上 ③ 第三は衝撃力を吸収するために木材などの軟材を使用 - 「むつ」も「サバンナ号（米国の原子力貨物船）」にならって第二の方法を採用。 - 木材は経年劣化や火災防止上に問題あるため、不採用。 - 三菱重工、日立造船、IHI どので各種実験を行って、船側甲板は衝突抵抗として有効に働かず、防護構造の主体は甲板であることを確認。 - 防護範囲は原子炉室および原子炉補機室と設定して、耐衝撃構造を設計。



第1図 原子力船「むつ」の耐衝突構造

- 甲板の板厚は最大 38mm。
- 吸収エネルギーは突入量のほぼ 2 乗に比例するため、船が大型になれば、耐衝突構造は設けやすい。
- 本デザインの安全性は、青函連絡船、貨物船、貨客船、タンカー、鉱石船などが本船の原子炉区画に真横から突入してきた場合を想定して検討。
- 衝突船の船首が原子力船の原子炉格納容器まで達するに必要な速力（限界速力 V_c ）を求め、 V_c よりも衝突船の航海速力が小さければ原子炉格納容器の破壊は起こらないと判断。

第 1 表 原子力船「むつ」に対する限界速力

対 象 船		満載排水量 Δ_f	航海速力 V_s	限界速力 V_c
津 軽 丸	7,800 G T 連絡船	6,360 t	18.2 kts	21.5 kts
金 華 山 丸	8,300 G T 貨物船	15,193	18.25	16.5
あるぜんち丸	10,900 G T 貨客船	17,395	16.4	16.9
	T-2 型 油槽船	23,368	15.0	16.0
松 島 丸	13,100 G T //	27,890	15.5	17.6
八 幡 山 丸	17,100 G T //	35,278	16.6	18.0
神 和 丸	37,200 G T 鉱石船	66,000	14.7	19.8
大 和 丸	42,800 G T 油槽船	85,761	16.3	17.8
千 早 川 丸	44,000 G T 鉱石船	85,900	15.0	20.9
日 章 丸	74,900 G T 油槽船	163,367	16.5	17.7
東 京 丸	94,630 G T //	182,000	16.0	18.1
出 光 丸	108,500 G T //	239,000	16.0	18.9

(注) 原子力船「むつ」の排水量は満載の 10,400 t

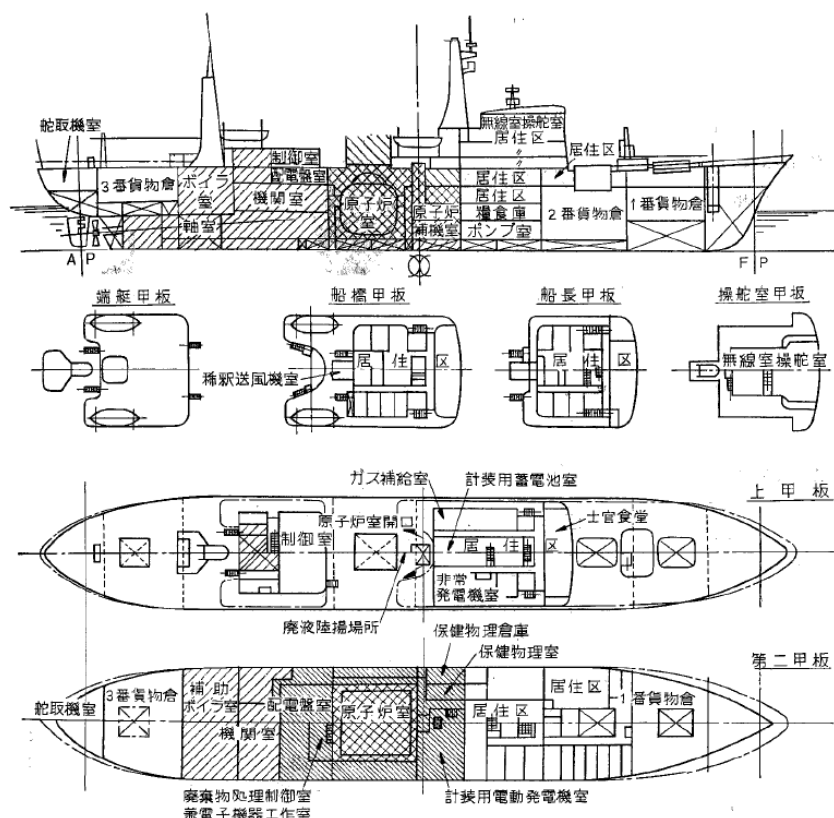
- 船首バルブ形状の影響を調べるために、縮尺 1/10 模型で本船の原子炉室に超大型タンカー東京丸のバルブが突入した場合を想定してテストを実施。
- 本船(むつ)の側外板がややへこんだ程度であるのに対し、東京丸のバルブは完全に圧壊し、本船はバルブの衝突に対しても十分な強度を有することを確認。
- 想定する船舶は T-2 タンカーと設定。
- これよりも運動エネルギーが大きい船舶は 6%あるが、満載航行していない運航率、計画速力よりも低い通常航海速度、衝突角度の平均、他船の危険回避行動(減速)などを考慮。
- 船舶の寿命は 20 年と設定し、今後 20 年間に衝突船が大型化することは考えにくいとの前提で大型化は未考慮。
- 20 年間に重大な衝突の起こる可能性は 7×10^{-5} となり、30 万年間に 1 回という極めて低い回数となった。
- 原子炉装置への衝撃加速度も 1G を十分下回ることから、1 G の衝撃加速度に耐えられる設計をしている原子炉装置も問題ないことを確認。

本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック

- 自航する船舶とは、想定設計寿命(20→80 年間)、最新的大型船型、周囲を航海する船舶の絞り込みや制限ができるといった違いは考慮すべきであるが、基本的な考え方は踏襲できると思われる。
- 目新しい考え方ではないので、最新の対衝撃構造技術の調査も必要で、必要に応じて反映が必要。

以上

タイトル		原子力船” むつ”
出典	発表者	長本良男
	機関／国	日本原子力船開発事業団
	文献	電気学会雑誌 Vol.93, No.3
記事		概要 “むつ”の安全対策の基本方針は下記の通りである。 ● 重要な機器は二重、三重に装備するとともに、これらを船内に分散配置して、どの機器に故障が起きても運転に差し支えないようにしている。 ● 液体及び固体の放射性廃棄物は、すべてタンクに貯めて定係港（事業団が青森県むつ市に建設したもの）に持ち帰って陸揚げし、海に捨てることはない。 “むつ”の主要要目は次の通りである。 全長 約 130m 幅 約 19m 深さ 約 13.2m 総トン数 約 8,350t 載貨重量 約 2,400t 主機械 蒸気タービン(10,000HP)×1 基 原子炉 加圧水型(36,000kW)×1 基 乗組員その他 79 名



第1図 “むつ” の一般配置図

“むつ” はその原子炉室を船のほぼ中央に置き、ここに原子炉を収容した原子炉格納容器を置いている。この位置は、他船との衝突事故や船体運動による加速度の影響などが少ない安全な場所として選ばれた。そのうえ原子炉室の両側には、対衝突構造にした空所を設けて万一大型船が真横から衝突しても、その被害が格納容器に及ばないようにしている。

放射能汚染の可能性のある場所は、原子炉室、原子炉補機室、送風機室などであり、これらはまとめて1箇所に配置して、これらの室の出入管理は1箇所に絞り、そこで放射線の被ばく量などの監視を行う。

“むつ” の船体を9つの水密隔壁によって10区画に分け、衝突などにより任意の隣接する2区画に浸水しても“むつ” はじゅうぶんな浮力と復原力を持っている。また、船体は3つの防火隔壁で4つの防火区画に分けられ、万一火災の場合でもその類焼を最小限にとどめるようになっている。

原子力船“むつ” の原子炉容器は上部に冷却水出口、入口ノズルを各2本設けているが、炉心が入っている下半分には全く貫通部がない。これは万一パイプが破断しても、冷却水が外部へ漏れて炉心が露出することを防止するためである。

	“むつ”は、電源として主ターボ発電機 2 台(1,000kVA/台)、補助ディーゼル発電機 2 台(900kVA/台)、非常用ディーゼル発電機 1 台(300kVA)、計装用電動発電機 2 台(電動機 40kW-発電機 30kW)を装備している。このほか計装用蓄電池 1 組(1,000Ah)、臨時非常電源用蓄電池 2 組(300Ah/組)、無線用蓄電池 2 組(200Ah/組)を持っている。これら電源装置の配置は、事故時にすべての電源が同時に損傷を受けることのないよう分散させている。すなわち、原子炉室を挟んで船尾側には、機関室に主発電機、補助ボイラ室に補助発電機を配置し、また船首側には、計装用電動発電機室に電動発電機を、上甲板上非常発電機室非常発電機および計装用蓄電池室に計装用蓄電池を配置するなどの配慮をしている。 <u>本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック</u> ・ 格納容器の設置場所は、他船との衝突事故の影響などが少ない場所とし、万一大型船が衝突しても、その被害が格納容器に及ばないようにする。

タイトル		原子力船「むつ」の原子炉プラントの概要																				
出典	発表者	藤永 一																				
	機関／国	三菱原子力工業																				
	文献	日本造船学会誌 第 493 号（昭和 45 年 7 月）																				
記事 概要 原子力船「むつ」の原子炉プラント（炉型：PWR）部分の概要に関する文献である。（主要系統、原子炉の緒言の記載あり） 原子力船「むつ」の原子炉部は、機関室、原子炉室、格納容器及び原子炉補機室に分けられる。 <table><tr><td>A 機 関 室</td><td>1 機関室集合起動盤</td><td>6 蒸気発生器・浄化剤注入装置</td><td>11 蒸気発生器</td></tr><tr><td>B 原 子 炉 室</td><td>2 一次冷却水ポンプ起動盤</td><td>7 補機冷却熱交換器</td><td>12 一次冷却水ポンプ</td></tr><tr><td>C 格 納 容 器</td><td>3 補機冷却サージタンク</td><td>8 原子炉部制御用空気除塵装置</td><td>13 加 圧 器</td></tr><tr><td>D 原子炉補機室</td><td>4 補給水調圧タンク</td><td>9 補機冷却海水ポンプ</td><td>14 フィルタ</td></tr><tr><td></td><td>5 補給水イオン交換塔</td><td>10 原子炉容器</td><td></td></tr></table> 安全系として、①非常用崩壊熱除去系統と②緊急用注水系統が設けられている。 前者系統として、非常用崩壊熱除去ポンプがあり、非常用水槽の水を SG 二次側に給水することによる崩壊熱除去、また、圧力容器への注水が可能となっている。 後者系統として、緊急用注水ポンプと格納容器スプレーポンプがあり、圧力容器内への注水、格納容器内スプレー機能を持つ。 船内にて発生する液体、気体、固体の放射性廃棄物を処理する機能を持つ廃棄物処理系統は、以下の通り、設計されていた。 ○液体廃棄物 設計条件として、6 ヶ月間連続航海に耐えること、及び燃料交換を基地で行うこととし、航海中の冷温停止は6 カ月間に 2 回、また航海中には修理などのために主冷却水の一部または全部を排出しないことを設定し、設計されている。 ○気体廃棄物 モニタリングを実施した上で船外に放出されていた。 ○固体廃棄物			A 機 関 室	1 機関室集合起動盤	6 蒸気発生器・浄化剤注入装置	11 蒸気発生器	B 原 子 炉 室	2 一次冷却水ポンプ起動盤	7 補機冷却熱交換器	12 一次冷却水ポンプ	C 格 納 容 器	3 補機冷却サージタンク	8 原子炉部制御用空気除塵装置	13 加 圧 器	D 原子炉補機室	4 補給水調圧タンク	9 補機冷却海水ポンプ	14 フィルタ		5 補給水イオン交換塔	10 原子炉容器	
A 機 関 室	1 機関室集合起動盤	6 蒸気発生器・浄化剤注入装置	11 蒸気発生器																			
B 原 子 炉 室	2 一次冷却水ポンプ起動盤	7 補機冷却熱交換器	12 一次冷却水ポンプ																			
C 格 納 容 器	3 補機冷却サージタンク	8 原子炉部制御用空気除塵装置	13 加 圧 器																			
D 原子炉補機室	4 補給水調圧タンク	9 補機冷却海水ポンプ	14 フィルタ																			
	5 補給水イオン交換塔	10 原子炉容器																				

	入港時に陸揚げされていた。 原子炉制御設計計装設備の内、制御棒駆動装置制御設備では船体動揺振動を十分考慮して論理素子を選択していた。スクラム要因として、洋上特有の「大傾斜スクラム」が設定されている。 プラント設計の条件として、以下に示す様に強度と原子炉の安全確保のための諸装置の作動条件が定められている。 <u>○強度に関する条件</u> 船体運動による加速度 上下方向加速度 $1 \pm 0.82 \text{ g}$ (4～15 cpm) 左右方向加速度 $1 \pm 0.65 \text{ g}$ (同上) 前後方向加速度 $1 \pm 0.20 \text{ g}$ (同上) 衝撃加速度 各方向静荷重にて 1.0 g 振動加速度 各方向に対し 100～1200 cpm にて 0.1 g <u>○原子炉の安全確保のための諸装置の作動条件</u> 横揺 60 度 (3～9 cpm) 横空傾斜 60 度 縦揺 20 度 (4～15 cpm) トルム 20 度 上下方向加速度 $1.0 \pm 1.0 \text{ g}$ (4～15 cpm) その他の各方向加速度 1.0 g <u>本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック</u> ・ 全電源喪失時の安全系の構築が必要である (例：消防艇等による注水)。 ・ 自動スクラム要因として、大傾斜を設定していた。 ・ 設計において、浮体構造物運動による加速度を設定する必要がある。 ・ 航行中に雑用水は放水、低レベル排水は貯水を計画していた。 以上

タイトル		原子力船“むつ”の補機ぎ装（二次系プラント）																																								
出典	発表者	富沢 昭																																								
	機関／国	石川島播磨重工業(株)																																								
	文献	日本船舶機関学会誌 第7巻 第12号 昭和47年12月																																								
記事		概要 原子力船の推進力発生を主目的とする動力プラントは、原子炉を中心とする一次系プラントと、タービン主機関を中心とする二次系プラントにて構成され、表記の文献においては、後者の二次系プラントに関する全般の計画と、これらを構成する補機器の概要について述べられている。 二次系プラントの主な役割は、一次系プラントから蒸気の供給をうけて所要の推進力を発生するとともに、一次系プラントに必要な電力および水などを供給することである。 船舶用二次系プラントは主に以下の設備で構成される。 1. タービン、推進装置、真空式復水装置、発電機 主蒸気発生器出口で 99.75%の乾き度をもつ飽和蒸気で、原子炉が一次冷却水の平均温度一定制御方式をとっているため、圧力は原子炉の出力に応じて 100%出力時の 40kg/cm2g から 0%出力時の 62.5kg/cm2g の範囲で変動に追従して所定の性能を発生するように諸調整機構に考慮が払われている。蒸気は主蒸気管および主機高・低圧タービン間に設置された湿分分離器により乾き度を維持され、推進用の主機タービン、発電用の主発タービンに供給される。復水器は冷却に海水が使用され圧力 722mmHg で運転される。復水は三段階の給水加熱を行い、温度約 160℃で主蒸気発生器に戻る。給水ポンプの駆動は蒸気タービンにより行われる。																																								
		<table border="1"><thead><tr><th>項目</th><th>単位</th><th>値</th></tr></thead><tbody><tr><td>主蒸気発生器出力</td><td>kg/cm²g</td><td>40.0</td></tr><tr><td>主蒸気発生器圧力</td><td>kg/cm²g</td><td>40.0</td></tr><tr><td>主蒸気発生器温度</td><td>℃</td><td>250.0</td></tr><tr><td>主蒸気発生器乾き度</td><td>%</td><td>99.75</td></tr><tr><td>主蒸気発生器流量</td><td>kg/h</td><td>5000</td></tr><tr><td>主蒸気発生器圧力</td><td>kg/cm²g</td><td>40.0</td></tr><tr><td>主蒸気発生器温度</td><td>℃</td><td>250.0</td></tr><tr><td>主蒸気発生器乾き度</td><td>%</td><td>99.75</td></tr><tr><td>主蒸気発生器流量</td><td>kg/h</td><td>5000</td></tr><tr><td>主蒸気発生器圧力</td><td>kg/cm²g</td><td>40.0</td></tr><tr><td>主蒸気発生器温度</td><td>℃</td><td>250.0</td></tr><tr><td>主蒸気発生器乾き度</td><td>%</td><td>99.75</td></tr><tr><td>主蒸気発生器流量</td><td>kg/h</td><td>5000</td></tr></tbody></table>	項目	単位	値	主蒸気発生器出力	kg/cm ² g	40.0	主蒸気発生器圧力	kg/cm ² g	40.0	主蒸気発生器温度	℃	250.0	主蒸気発生器乾き度	%	99.75	主蒸気発生器流量	kg/h	5000	主蒸気発生器圧力	kg/cm ² g	40.0	主蒸気発生器温度	℃	250.0	主蒸気発生器乾き度	%	99.75	主蒸気発生器流量	kg/h	5000	主蒸気発生器圧力	kg/cm ² g	40.0	主蒸気発生器温度	℃	250.0	主蒸気発生器乾き度	%	99.75	主蒸気発生器流量
項目	単位	値																																								
主蒸気発生器出力	kg/cm ² g	40.0																																								
主蒸気発生器圧力	kg/cm ² g	40.0																																								
主蒸気発生器温度	℃	250.0																																								
主蒸気発生器乾き度	%	99.75																																								
主蒸気発生器流量	kg/h	5000																																								
主蒸気発生器圧力	kg/cm ² g	40.0																																								
主蒸気発生器温度	℃	250.0																																								
主蒸気発生器乾き度	%	99.75																																								
主蒸気発生器流量	kg/h	5000																																								
主蒸気発生器圧力	kg/cm ² g	40.0																																								
主蒸気発生器温度	℃	250.0																																								
主蒸気発生器乾き度	%	99.75																																								
主蒸気発生器流量	kg/h	5000																																								

	2. 補助推進装置 万一、原子炉から蒸気供給が行なわれなくなった場合でも、船の運航を確保して事故を未然に防止するために、補助ボイラならびにその関連装置による補助推進装置を設けている。 3. 原子炉一次系に関連する二次系諸装置 ● 主ダンプ系 原子炉運転時に蒸気タービントリップ等、二次系の負荷が急激に大きく変動した場合、主蒸気系統から余剰蒸気を分岐し、主復水器へ直接ダンプさせることで炉機能を保護する。(主ダンプ弁、多段オリフィスによる) ● 崩壊熱ダンプ系 原子炉停止後の崩壊熱を除去するための二次側の冷却設備。主蒸気系統から分岐して崩壊熱復水器へ導入し冷却する。原子炉停止後の崩壊熱を除去するための主蒸気発生器への給水装置として、電動プランジャ式の補助給水ポンプが設置される。 ● ブローダウン系 主蒸気発生器の器内水質を維持するために給水流量の約 1.1%を連続ブローする装置で、ブローダウンタンクに導き一部フラッシュさせ熱回収を計ったのち残量を船外吐捨する。 ● 緊急注水系 一次冷却系統に破断事故を生じた場合、補助給水ポンプを自動起動して二次系保有水を炉心に直接注水し冷却する。(緊急炉心注水、格納容器注水は一次系として扱われる)。注水系のポンプは非常用発電機によるバックアップ電源による駆動も考慮される。 ● その他 上記以外、海水、雑用清水、温水循環、サニタリ、消防、潤滑油、燃料、シール、雑用空気、計装空気、換気空調、起動用空気、ビルジポンプ、メンテナンスショップなどの設備が存在する。(廃棄物処理設備に関しては二次系の対象ではない)。 さらに原子炉の安全確保上、特に重要な機器に対して、一部特殊な設計条件を付加している。例として ● 補助給水ポンプ、非常用発電機 船の動揺・傾斜(横に 60°、縦に 20°)に対しても所定の性能を発揮できる様な配慮(潤滑装置・軸受け等) ● 主発タービンおよび補発ディーゼル 主発電機、補助発電機の並行運転を行える様な設計

● 主および補助復水器

万一の復水器での海水リークにより、汚染された二次系システム水が主蒸気発生器加熱管に腐食させない様、検塩計を設置
また、原子炉電源にもバックアップ装置や特別な考慮を払っている。主要、重要設備に対し①主配電盤に対して二重母線方式②重複回路を設けた給電方式③電路の分離・布設およびノイズ防止対策④炉計装電源に特殊電線の採用（耐高温・耐放射線）⑤炉計装電用に安定度の高い発電機など。

原子力船は万一の、他船との衝突、座礁、沈没等の様な事故を想定し原子力災害を防止できる構造とする。船体構造は耐衝突および耐座礁構造の採用ならびに 2 区画可浸、防火構造とし、さらに重要機器を分散配置する。例えば、機関室内の崩壊熱ダンプ系、給水系などの冷却設備が機関室浸水等で使用できない場合でも、原子炉室または原子炉補機室の設備で安全に冷却可能とする。また、主発電機は機関室に、補助発電機を補助ボイラ室に分散配置するほか、非常用発電機、計装用バッテリー等もそれぞれ独立の異なった区画に設置する。

運転計画としては、原子炉関連の①原子炉運転時②補助ボイラ運転時③原子炉起動時④原子炉停止時⑤原子炉スクラム時⑥非常発電機による原子炉冷却時⑦非常発電機による緊急炉心注水時の 7 ケースに加え、①航海時②出港時③停泊時の 3 ケース、さらに非常用発電運用の組み合わせが加味された運転ケースを想定する。

本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック

動力用タービンなど設備、想定運転の要否の相違はあるが、動力を必要としない海洋構造物としての洋上原子力発電所が検討対象となっても、安全に関する設備、区画構造、配置の考え方に関して本文献は参考となる。 原子炉設備、船体、運転員をどこまで守るかの設計思想は重要であり、初期に決定されるべきと考える。

なお、居住関連の設備、緊急用脱出等の設備については本文献の範囲では無いようである。

タイトル		原子力船「むつ」の原子炉格納容器について
出典	発表者	島 栄吉
	機関／国	石川島播磨重工業／日本
	文献	日本造船学会誌 第487号（昭和45年1月）
記事		概要 原子力船「むつ」の原子炉格納容器の概要に関する文献である。 下線部は、特に重要と思われる部分である。 1. 設計条件 ○適用した規則は、<u>NK（原子力船の船級登録のための暫定指針）とJG（設計圧力の運輸省原子力船特殊規則）</u>であるが、<u>溶接効率（NK：100%、JG：91%）から、板厚などの構造強度はJGの設計圧力の基準が適用された。</u> ○沈没時の圧壊対策として、<u>外圧に耐え得るよう原子炉格納容器に圧力平衡弁を設けている。</u> ○原子炉格納容器の必要な機能は以下のとおり ・<u>圧力容器としての機能</u> ・<u>内部機器や上部の鉛遮蔽の支持など構造物としての機能</u> なお、<u>構造物としての機能は、横転、転覆、沈没時のあらゆる姿勢の荷重に耐えられることが必要</u> 2. 構造 ○原子炉格納容器の<u>内面には外圧に対する補強と内部機器の支持のため、水平と垂直方向に補強骨（スチフナー）を設ける。</u> ○<u>T字形の補強骨は、直接耐圧部材の胴板鏡板に溶接（上端は開口フランジ、下端は1次遮へい台）する。</u>なお、一般には耐圧部分に補強骨を設けておらず、内部機械台を耐圧部材より離し、耐圧部材の圧力変形を拘束しないよう考慮している。 ○<u>上部には燃料交換および修理用として内径4,900mmの蓋と開口フランジを設ける。</u> ○<u>原子炉格納容器は、上部と下部の支持構造によって、潤滑金属、ライナ等を介して船体に支持されており、熱膨脹などによる半径方向の変形を拘束せず、かつ船体が転覆しても原子炉格納容器を二重底に保持する構造としている。</u> ○<u>潤滑金属はアルミブロンズの基板表面に黒鉛を埋込み、表面全面に黒鉛を塗布したもので、面圧500kg/cm²に耐える。</u>船用は初めての使用だが陸上橋梁など相当の使用実績がある。

	○圧力平衡弁 2 箇が下部鏡板に設けられており、有効内径は何れも 900 mm である。万一沈没した場合には原子炉格納容器の圧壊を防ぐために水圧 1.5 ～ 2 kg/cm² に達すると、破断ボルトが破断して弁が開いて海水を原子炉格納容器内に流入させる。内外の差圧がなくなるとスプリングにより弁は再び閉ざされ、内容物は船外に漏洩されることはない。 4. 材料 ○原子炉格納容器の胴板鏡板などの耐圧部分および上下支持構造など鋼材の大部分に 60 キロ高張力鋼を使用した。 ・理由は、一般に原子炉格納容器では板厚 38 mm を超えると規則により焼鈍を必要とするが、焼鈍炉の大きさに限度があるので焼鈍範囲を局限化するため、60 キロ高張力鋼板として NK 規格 K6D 鋼板を使用した。なお、陸上原子力発電所では原子炉格納容器の材料として 60 キロ高張力鋼を使用していない。 5. 組立加工 ○組立方法は、原子炉格納容器を水平に輪切りにした 6 ブロックに分割して平行的に加工組立作業により工期短縮を図っている。 ○銅板が 60 キロ高張力鋼で加熱できないため、曲げ加工はすべて冷間加工で実施。 ○原子炉格納容器では 38 mm 以上の板厚の溶接部、ノズルなどの取付溶接部を焼鈍している。また、胴部には縦横多数の補強骨を設けており、拘束力が多いことから、残留応力を緩和するため焼鈍している。 6. 試験検査 ○溶接法承認試験は、本体の加工開始に先立ち、K6D 材の突合せ溶接試験、K6D 材と IF80 との突合せ溶接試験、SUS27TP 突合せ溶接試験、SUS27 肉盛溶接試験などを実施した。 ○本体溶接部の検査は各溶接部の接手形式などにより次のとおり実施した。 (液体浸透探傷検査) 開先面、裏ハツリおよび肉盛溶接など

	(放射線透過検査) <u>胴、鏡板の突合せ溶接部</u> (磁粉探傷検査) <u>マンホール、ノズル、補強骨、上下支持構造、溶接パッドなど</u> <u>と胴鏡板との間の溶接部</u> (溶接施工試験) <u>本試験片に対し常温引張試験、低温衝撃試験などの機械試験</u> ○<u>水圧試験は設計圧力の1.35倍の16.9 kg/cm²にて、</u> J G、NK、日本原子力船開発事業団の各検査員立合の上実施した。また、<u>5 kg/cm²にて社内気密試験を実施した。</u> ○<u>電線貫通集合体はヘリウム漏洩試験、絶縁抵抗試験を実施した。</u> <u>本プロジェクトで検討する洋上原子力発電所へのフィードバック</u> ○船舶用格納容器は設計内圧が高いことから、SAクラス1容器は、耐圧試験時に2 Pd内圧で弾性域に抑えることを求められる可能性があり、技術基準の緩和等の対策が必要になる。 ○適用した規則は、NK（原子力船の船級登録のための暫定指針）とJ G（設計圧力の運輸省原子力船特殊規則）で、溶接効率が厳しい設計圧力を使用した。最新の知見調査が必要である。 ○万一沈没しても格納容器の圧壊を防ぐ機能（圧力平衡弁など）が必要である。 ○格納容器の機能として、横転、転覆、沈没時のあらゆる姿勢の荷重に耐えられるように設計（補強骨等）することが必要である。 ○格納容器は、熱膨張などで拘束されず、船体が転覆しても二重底に保持される構造（潤滑金属等を介して船体に支持するなど）とする必要がある。 ○耐圧部分と上下支持構造など鋼材の大部分は、陸上原子力発電所で使用されていない60キロ高張力鋼を使用しており、材料に関する最新知見の調査検討が必要である。

○適用した各材料の機械試験と衝撃試験規格は表 2、3 に関する最新知見の調査検討が必要である。

第 2 表 各材料の機械試験規格

項 目	引張強さ (kg/mm ²)	降 伏 点 (kg/mm ²)	伸 び (%)
K 6 D 常温	60~72	46 以上	19 以上
K 6 D 高温	55.5 以上	42 以上	—
IF 80 常温	60~73	46 以上	18 以上
IF 80 高温	53 以上	41 以上	—
KSTPL 39	39 以上	21 以上	30 以上
SUS 27 TP	52 以上	—	50 以上
A 320 L 43	87.9 以上	73.8 以上	16 以上
KSC 46 M	46 以上	23 以上	24 以上

第 3 表 各材料の衝撃試験規格

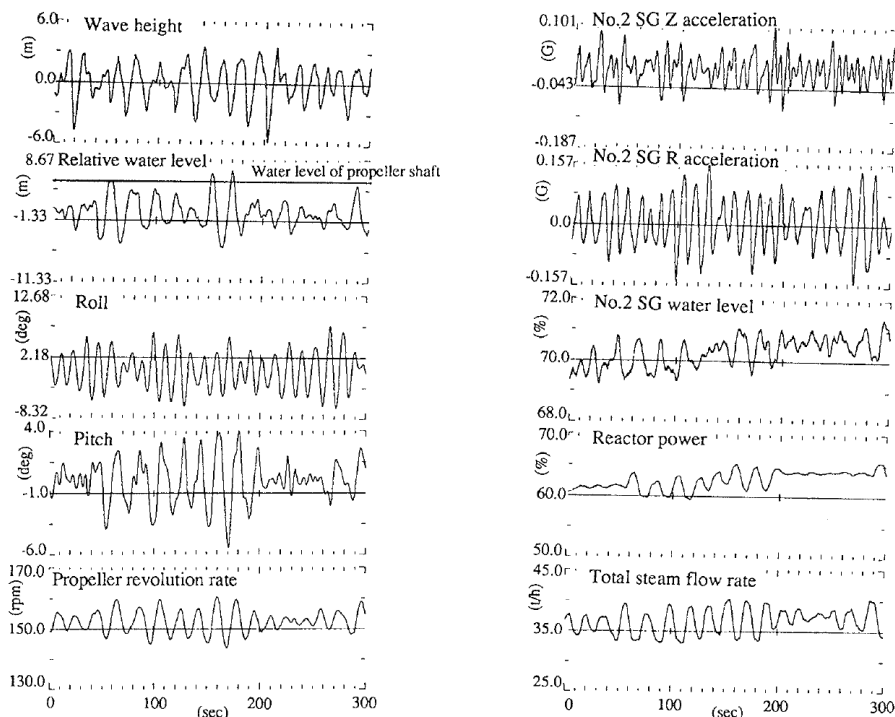
項 目	試験温度	衝 撃 試 験 値 kg・m	
		3 ケの平均	3 ケの最低
K 6 D	-17	4.8 以上	4.2 以上
IF 80	-12	4.2 以上	3.5 以上
A 320 L 43	-12	4.9 以上	4.2 以上
KSC 46 M	-12	2.4 以上	2.1 以上
KSTPL 39	-45	2.1 以上	1.4 以上

以 上

タイトル		原子力船「むつ」の運動性能と原子炉特性
出典	発表者	楠 剛、京谷 正彦、石田 紀久、伊東 章雄、落合 政昭
	機関／国	日本原子力研究所、石川島播磨
	文献	日本船舶海洋工学会 第 223 号（平成 7 年 3 月）
記事		概要 本論文では、「むつ」の実験航海の実験データを用いて、船用炉を設計する際に最も重要な項目である波浪中の船体運動および操縦運動が直接的・間接的に原子炉プラントに及ぼす影響について評価されている。 船体運動が一次系プラント機器へ与える影響を緩和するために「むつ」では以下の設計上の考慮がされている： ① 原子炉を船体中央付近に配置した。 ② 蒸気発生器と加圧器の水位計測は、差圧式であるため加速度変化の影響も受ける。このため、蒸気発生器の水面部直径を大きくし、水位変動を少なくするとともに船体中心線に近い前後方向に配置して、横揺れによる 上下方向加速を小さくし、さらに計測回路に 10 秒の一次遅れを与えた。 ③ 加圧器では水位の低下を速やかに検出するため に計測回路に一次遅れを与えず、上下方向加速度を検出して補正を行った（この方法では完全に船体運動の影響を補正できなかった） 実験航海における実験パラメーター： 原子炉船の実験航海における負荷変動条件及び実験パラメーターがまとめてある。 このパラメーター内に、即応性向上のための<u>主軸回転数フィードバック制御</u>（主機タービンの操縦弁による調整）を使用する（F／BON）か使用しない（F／BOFF）という論理パラメーターの影響や<u>波との出会い角</u>の影響が示してある。 $K_2 = (\bar{r}_{ref} - \bar{r}_{ref}^*)(PG + \frac{1}{\tau_s}) \quad \begin{matrix} PG; 0.75 \\ \tau_s; 30s \end{matrix}$ $\bar{r}_{ref}$; Normalized reference shaft revolution rate $K_2 > 0$; Valve open rate increase $\bar{r}_{ref}^*$; Normalized measured shaft revolution rate $K_2 < 0$; Valve open rate decrease

追い波中の船体運動が原子炉プラントに与える影響

波との出会い周期が長い追い波航行中で原子炉に及ぼす影響が顕著であった。炉出力 70%、F/BON 時の時系列が示された。



主軸回転数フィードバック制御の影響：

F/BON 時、プロペラ回転数及び出力が変動しなかったが、蒸気流量及び炉出力が変動した。また、波の出会い角による影響が大きかった。

F/BOFF 時、炉出力と蒸気流量の変動及び波出会い角の影響が小さくなったが、プロペラ出力と回転数が変動した。

蒸気発生器，加圧器の水位変動：

蒸気発生器と加圧器の水位計測へ与える影響は、垂直加速度と共に線形的に増加した。0.1 g の加速度で蒸気発生器の水位の変動が 0.7% と加圧器の水位の変動が 2.3% と結果になった。

操縦運動が原子炉プラントに与える影響：

F/BOFF の場合には、船体運動が直接的に与える影響はほとんど見られなかった。F/BON の場合にも、原子炉は負荷にスムーズに追従できた。

今回の解析の結果，以下の成果を得た。

	1) F/BON の実験結果より操縦運動及び波浪中の船体運動がプロペラ負荷変動を介して、原子炉プラントに与える影響に関するデータを取得できた。2) F/BOFF で荒海域を航行した実験結果より「むつ」のような原子炉プラントでは船体運動が直接的に原子炉出力に及ぼす影響は非常に小さいことが明らかとなった。 3) 加圧器及び蒸気発生器の水位変動幅は、上下速度の変動幅に比例し、波向きによって変化すること、及び加圧器の計測水位は見かけの変動が大きかったことがわかった。みかけの計測水位変動によるプラント運転上の重大な支障はなかったが改善が望まれる。 計測データを原子炉船データベースに保管したデータベースは、一般に公開された。 <u>本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック</u> ・ 本プロジェクトは、船体運動しないため、条件が合っていない。 ・ F/BOFF の結果において、今回の洋上原子力の成立性が高いと考えられるが、船体運動しないデータが示されていない。また、船とプラトフォームの形状が同様でないため、動揺特性も同様ではない。 ・ 公開されたデータベースにアクセスできれば、今回の洋上原子力のため最適なデータを選択・分析し、船体運動しない原子炉に与える影響も評価できるかもしれない。 以上

タイトル		原子力船“むつ”建造に伴う研究計画
出典	発表者	佐藤祥
	機関／国	日本原子力船開発事業団／日本
	文献	日本船用機関学会誌、Vol.7、No.12、1972 年 12 月
記事		原子力船“むつ”建造に伴う研究計画の概要を記した文献であり、“むつ”の出力上昇試験を目前にした昭和 47 年に発表された。 ① 基本設計までの調査研究（昭和 30 年～38 年） 基本設計の基盤となる調査研究が行われた。この間にまとめられた調査研究報告書は 50 冊に達し、その内容は、船体の安全対策上の諸実験、原子力船における外力の原子炉に及ぼす影響に関する実船実験、各種船用炉の比較、しゃへい実験及遮蔽設計コードの開発、放射線管理、災害評価、汚染防止、運航に係る諸問題、経済性に及んでいる。 ② 基本設計から建造までの試験研究（昭和 39 年～46 年） 基本設計の段階で、設計値を確認し、基本設計を展開する目的で、以下の試験、研究が行われた。 (1) 臨界実験 (2) 炉心構造模型実験および燃料集合体模型実験 (3) 原子炉制御計測器環境試験 (4) しゃへい効果実験 (5) 船体運動性能実験 (6) 耐衝突構造実験 (7) 原子炉室内機器配置実験 (8) 臨界未満実験 ③ “むつ”完成前の諸試験（昭和 46 年～48 年） 以下の諸試験が計画され、機能試験までが終了した。 (1) 陸上臨界試験：46 年夏、三菱原子燃料工業（株）で本船用の燃料および制御棒を用いて実施された。 (2) 機能試験：46 年 12 月から 47 年 8 月までに、常温での冷帯機能試験、流動試験、運転温度圧力まで昇温加圧しての温帯機能試験が実施された。 (3) 出力上昇試験および海上公試：船舶安全法、原子炉規制法等に規定する諸基準に適合し、原子力船として安全に航行できることを確認するための試験として、47 年 10 月から 48 年 3 月までの行うことが計画された。

	④ 実験航海（昭和 48 年～50 年） 原子力船の実証とともに、将来の原子力船開発のために必要な資料を集積することを目的として実験航海が計画された。 (1) 原子炉本体関係：燃焼に伴う炉心特性に関する諸資料を集積し、最適炉心設計の基礎資料とする。 (2) プラント関係：プラントの信頼性の向上、システムの簡略化などのため、有用な資料を統計的に収集する。 (3) 制御計装関係：波浪外力による動揺、振動などの影響、出入港などによる負荷変動がある船用炉の制御特性を確認する。 (4) しゃへい関係：原子炉周辺など各部の中性子及びガンマ線線量率を細密に測定、解析し、遮蔽設計の基礎資料を得る。 (5) 水ガス関係：スペースと人員が限られる船における放射性物質の管理作業の在り方（設備、方法、範囲）を究明する。 (6) 船体関係：動揺加速度、振動、応力を測定し、将来の原子力船設計のための資料を集積する。

タイトル		原子力第Ⅰ船「むつ」機関部の計画概要																																														
出典	発表者	江川 清																																														
	機関／国	石川島播磨重工業株式会社																																														
	文献	日本造船学会誌 第 484 号（昭和 44 年 10 月）																																														
記事		概要 原子力第Ⅰ船「むつ」の機関部に関し、従来船との相違点を中心としてその計画概要に関する文献である。 原子力船「むつ」の機関部（主軸タービン、補助ボイラ、蒸気発生器、給水ポンプ、発電機用電動機等）について概要を解説。機関部の主要目および概略側面図は以下のとおり。 原子力船「むつ」の機関部の主要目 <table><tr><td>全長</td><td>約 130.0 m</td></tr><tr><td>垂線間長</td><td>116.0 〃</td></tr><tr><td>幅（型）</td><td>19.0 〃</td></tr><tr><td>深（〃）</td><td>13.2 〃</td></tr><tr><td>計画満載喫水（基線上）</td><td>6.9 〃</td></tr><tr><td>計画満載排水量</td><td>約 10,400 t</td></tr><tr><td>計画載貨重量</td><td>〃 2,400 〃</td></tr><tr><td>総トン数</td><td>〃 8,350 〃</td></tr><tr><td>試運転速力</td><td>〃 17.0 kt</td></tr><tr><td>航海速力</td><td>〃 16.5 〃</td></tr><tr><td>補助推進速力</td><td>〃 10 〃</td></tr><tr><td>原子動力航続距離</td><td>〃 145,000 sm</td></tr><tr><td>補助動力航続距離</td><td>〃 4,000 〃</td></tr><tr><td>乗組員数</td><td>79 名（実験員20名を含む）</td></tr><tr><td>原子炉</td><td>軽水減速、軽水冷却、加圧水型 1 基</td></tr><tr><td>熱出力</td><td>36 MW（100% 出力時）</td></tr><tr><td>1次冷却水平平均温度×流量</td><td>278℃×1,800 t / h（〃）</td></tr><tr><td>1次冷却系運転圧力</td><td>110 kg / cm²g</td></tr><tr><td>主蒸気発生器</td><td>縦型シエルアンドチューブ型 2 基</td></tr><tr><td>発生蒸気量×圧力</td><td>各30.6 t / h×40 kg / cm²g（100%出力時）</td></tr><tr><td>発生蒸気温度</td><td>飽和、乾き度（〃）</td></tr><tr><td>主機械</td><td>99.75% 以上</td></tr><tr><td>連続最大出力</td><td>船用飽和蒸気タービン 1 基 10,000 ps</td></tr></table>	全長	約 130.0 m	垂線間長	116.0 〃	幅（型）	19.0 〃	深（〃）	13.2 〃	計画満載喫水（基線上）	6.9 〃	計画満載排水量	約 10,400 t	計画載貨重量	〃 2,400 〃	総トン数	〃 8,350 〃	試運転速力	〃 17.0 kt	航海速力	〃 16.5 〃	補助推進速力	〃 10 〃	原子動力航続距離	〃 145,000 sm	補助動力航続距離	〃 4,000 〃	乗組員数	79 名（実験員20名を含む）	原子炉	軽水減速、軽水冷却、加圧水型 1 基	熱出力	36 MW（100% 出力時）	1次冷却水平平均温度×流量	278℃×1,800 t / h（〃）	1次冷却系運転圧力	110 kg / cm ² g	主蒸気発生器	縦型シエルアンドチューブ型 2 基	発生蒸気量×圧力	各30.6 t / h×40 kg / cm ² g（100%出力時）	発生蒸気温度	飽和、乾き度（〃）	主機械	99.75% 以上	連続最大出力	船用飽和蒸気タービン 1 基 10,000 ps
		全長	約 130.0 m																																													
垂線間長	116.0 〃																																															
幅（型）	19.0 〃																																															
深（〃）	13.2 〃																																															
計画満載喫水（基線上）	6.9 〃																																															
計画満載排水量	約 10,400 t																																															
計画載貨重量	〃 2,400 〃																																															
総トン数	〃 8,350 〃																																															
試運転速力	〃 17.0 kt																																															
航海速力	〃 16.5 〃																																															
補助推進速力	〃 10 〃																																															
原子動力航続距離	〃 145,000 sm																																															
補助動力航続距離	〃 4,000 〃																																															
乗組員数	79 名（実験員20名を含む）																																															
原子炉	軽水減速、軽水冷却、加圧水型 1 基																																															
熱出力	36 MW（100% 出力時）																																															
1次冷却水平平均温度×流量	278℃×1,800 t / h（〃）																																															
1次冷却系運転圧力	110 kg / cm ² g																																															
主蒸気発生器	縦型シエルアンドチューブ型 2 基																																															
発生蒸気量×圧力	各30.6 t / h×40 kg / cm ² g（100%出力時）																																															
発生蒸気温度	飽和、乾き度（〃）																																															
主機械	99.75% 以上																																															
連続最大出力	船用飽和蒸気タービン 1 基 10,000 ps																																															
		原子力船「むつ」の概略側面図																																														

	○機関部の計画条件 機関部は原子力の安全確保にきわめて重要な役割をもつため、その主要機器の要目、自動化、遠隔操作化、配置計画等の決定に際しては、原子炉を含むトータルプラントの運転要領ならびに操作手順を数多くの状態につき検討し、その結果定められたものに従って行われた。 (1) 運転要領計画条件 以下の条件で運転要領を計画し、発電機容量等を決定。 ① 主蒸気系統 ・主蒸気発生器と補助ボイラとの併列運転は行わない。 ・原子動力推進時、原子炉スクラムが発生した場合は、可及的速やかに補助ボイラによる推進が可能とであること。 ② 発電機 ・主発電機は、原則として原子炉運転中の給電に使用する。 ・補助発電機は、原則として原子炉の停止中の給電に使用する。 ・主発電機と補助発電機との併列運転は合計 3 台までとする。 ・原子炉運転中、主発電機 1 基がトリップした場合でも、原子炉をスクラムさせないこと。 ・原子炉スクラム後、補助発電機 1 基にて補助ボイラを起動できること。 ・非常用電源は、他の発電機と併列運転は行わず、主発電機および補助発電機の使用不能時に崩壊熱除去または緊急炉心注水の動力源として使用する。 (2) 運転要領 前記の条件に基づき、原子炉の運転時、停止時、起動時、スクラム時の各ケースにつき、それぞれ航海時、出入港時、停泊時（荷役時および無荷役時）、原子炉冷態時および温態時の各組合せ、並びに非常発電機による崩壊熱除去時、緊急炉心注水時など計 41 の状態の場合に関して原子炉の安全性確保、速やかな推進力確保かつ発電機容量をなるべく小さく収めることなどに留意しつつ、機関部各機関・装置の運転要領、操作手順を詳細に計画。 <u>本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック</u> 特になし 以 上

タイトル		改良船用炉の試設計の評価、5：格納特性
出典	発表者	今村 義明・横村 武宣
	機関／国	日本原子力研究所
	文献	JAERI-M 88-053 改良船用炉の試設計の評価(5) -格納特性-
記事		概要 日本原子力研究所において、将来の改良船用炉の試設計である半一体型・一体型・自己加圧一体型の3炉型（全て加圧水）について、格納特性の検討結果に関する文献である。 検討においては、船用炉プラント設計概念の1つである「船体構造と一体化した圧力抑制型格納容器（一体化圧力抑制型格納容器）」と「全圧型格納容器」との構造比較を実施するとともに、軽量化・小型化・経済性・健全性の観点から評価したものである。 評価の結果、「船体構造と一体化した圧力抑制型格納容器」の採用が十分可能である、としている。 「一体化圧力抑制型格納容器」と「全圧型格納容器」の構造比較を図1と表1に示す。 図1：概略構造比較図

表 1：概略構造比較表

表 1 概略構造比較

項 目	一体化圧力抑制型格納容器		全圧式格納容器
	膨張室あり	膨張室なし	
設 計 圧 力	4 kg/cm ² g	9 kg/cm ² g	22 kg/cm ² g
温 度	150℃	150℃	218℃
耐 圧 部 板 厚	25mm	35mm	100mm
格 納 容 器 内 体 積			
ド ラ イ ウ ェ ル	765m ³	535m ³	900m ³
ウ ェ ッ ト ウ ェ ル	684m ³	326m ³	—
膨 張 室	585m ³	—	—

また、「一体化圧力抑制型格納容器」と「全圧型格納容器」に関して、以下の観点で比較評価がなされている。

(1) 軽量化

- ① 格納容器の径をできるだけ小さくすること
- ② サプレッションチャンバ水の利用により遮蔽体に兼用
- ③ 格納容器の内圧を低くする（板厚を薄くする）

(2) 低コスト

- ① 遮蔽体を少なくする
- ② 建造工程の簡素化

(3) 小型化

- ① 遮蔽体の形状をコンパクト化
- ② プラントのシステムを簡素化

(4) 健全性

- ① 船体構造の行った騎垂の部分の強度設計を船体動揺に対して行う（疲労解析、応力解析等）
- ② 独立型格納容器の船体との接合部の強度解析

比較の結果、

- (1) 船体構造との一体化による圧力抑制型格納容器では、ドライウェル・ウェットウェル・膨張室の大きさ、形状、遮蔽体の考え方によりかなり自由度のある検討が可能になり、採用は十分可能になった。
- (2) 圧力抑制型の採用により、格納容器の重量を軽量化でき、遮蔽体の形状配置により、原子炉プラントに占める重量の割合を軽減することが可能になった。
- (3) 格納容器の建造は船台で建造することにより工程管理が容易で信頼性の高い建造が可能となる。

(4) スペース的には、圧力抑制型と全圧側では極端な相違は見いだせなかった。

とのことである。

上記を整理したものを表 2 で示す。

表 2：比較評価表

表 4 圧力抑制型と全圧式格納容器の比較評価

項 目	圧力抑制型格納容器	全 圧 式 格 納 容 器
軽量化	① 格納容器の重量が軽くなる。 ② LOCA時の格納容器内圧が低くなる。 ③ 遮蔽体(一次、二次コンクリート遮蔽)が簡素化され、重量軽減。	① 格納容器重量が大きくなる。 ② 格納容器板厚が厚くなる。 ③ LOCA時の格納容器内圧が高くなる。 ④ 遮蔽体(一次、二次コンクリート遮蔽)が必要になる。
コスト	① 格納容器の建造が船体と一体で船台(ドッグ内)で可能となり工程が短縮できる。 ② 格納容器が船殻構造に含まれるため製造コストが安くなる。	① 船体建造と格納容器製作が独立して工程が進められる。 ② 格納容器、二次遮蔽が建造時のクリティカルパスになる。
小型化	① 格納容器が小さく二次遮蔽がコンパクトになる。 ② 原子炉プラントのシステムが簡素になる。 ③ 膨脹室に一次系機器が配置できる。	① 二次遮蔽体配置によりスペースがとられる。 ② 格納容器の径を小さくすると、内圧及び板厚が増加。
健全性	① 全体として応力は低く健全性が確保される。一部LOCA時の熱応力を受ける箇所で厳しい応力になる。 ② 格納容器の支持部は船体と一体構造で健全性の検査が容易。	① 板厚が厚くなるため、熱処理を必要とする。 ② コンクリートの二次遮蔽の健全性確認のため、施工法、コンクリート密度均一化の確証試験が必要。 ③ 格納容器の船体支持構造が複雑になる。

本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック

加圧型の格納容器での比較ではあるが、実際に検討する洋上原子力発電の設計にも考慮が必要な項目と考えられる。

また、文献においては、当時の規制に合わせた規制対応についても以下のような記載もあり、考慮すべきものはあると考えられる。

建造後の検査として、

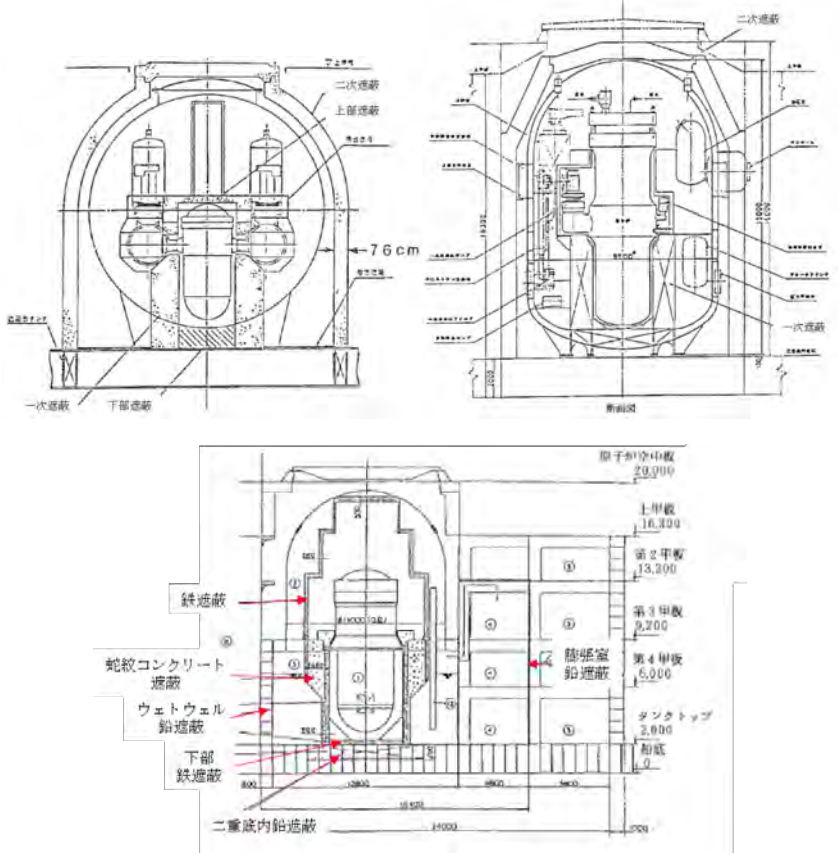
- ① 気圧試験
- ② 気密試験
- ③ 貫通部の気密試験
- ④ 初回気圧試験後の非破壊検査

供用期間中の検査として、

- ① 機能試験
- ② 気密試験、全体としての漏洩率試験
- ③ 肉眼試験
- ④ 溶接接手試験

タイトル		改良船用炉の試設計の評価 (6) ー動特性ー
出典	発表者	楠 剛、横村 武宣
	機関／国	日本原子力研究所
	文献	JAERI-M レポート JAERI-M 88-054 (1988 年 3 月)
記事		<u>概要</u> 原子力船研究開発室では、昭和 58 年度から昭和 60 年度にわたり、半一体型炉、一体型炉、自己加圧一体型炉の 3 つの型の船用炉について試設計研究を実施した。本文献では、この 3 つの試設計炉について行なった比較、検討、評価のうち、動特性解析に基づく結果について述べている。動特性解析の結果、半一体型炉は実用上の完成度が高く、一体型炉は高性能プラントの可能性があり、自己加圧一体型炉はシステムを簡素化できることがわかった。 ・ 解析事象の選定 船舶において想定される負荷変動に対する動特性の点から試設計炉を比較して評価を行なうために次の 6 ケースの負荷変動時の解析を行なった。 ① 急速出力上昇 (基底負荷→常用負荷) ② 急速出力減少 (前進全負荷→基底負荷) ③ 後前進切換 (後進全負荷→基底負荷→前進全負荷) ④ 出力上昇 (基底負荷→前進 40% 負荷→前進全負荷) ⑤ 出力減少 (前進全負荷→基底負荷) ⑥ 急速前後進切換 (前進全負荷→後進全負荷) ・ 動特性解析モデル 使用したコードは以下である。 (1) 半一体型炉：「MARINE」コード このコードはむつの事故解析にも使用された。 (2) 一体型炉：「SIRENE」コード (3) 自己加圧一体型炉：「DRUCK」コード モデルは以下を作成し解析を実施している。 ・ 核特性モデル ・ 熱水力モデル ・ 制御系モデル ・ 安全保護系モデル ・ 解析結果

	現在の設定において各試設計炉は、設計条件として与えられた負荷変動に対して速やかに追従し、想定したスクラムに対して十分な余裕を持って運転可能であることが動特性解析により明らかにされた。 ・ 試設計動特性比較評価 試設計の各炉型を動特性の観点から比較評価するために、各種負荷変動に対する解析結果をとりまとめ、全般的考察を行なっている。 ・ 結論 半一体型炉は実用上の完成度が高く、余裕のある応答特性を示す。一体型炉は、制御特性上改善すべき問題点はあるが高性能炉プラントの可能性を有している。自己加圧一体型炉は、原子炉自体は大型となるがシステムを簡素化できる。 改良船用炉を直ちに実用に供するために製作するのであれば強制加圧方式で再循環式蒸気発生器を備えた炉型が適当と思われる。原子力船研究開発室が将来に向けて、小型高性能プラントを実現すべく研究開発を行う改良船用炉としては強制加圧方式で貫流式蒸気発生器を備えた炉型が適当であると思われる。 <u>本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック</u> ・ 本プロジェクトで使用する原子炉は船用炉でないため反映すべき事項は特になし。

タイトル	改良船用炉の試設計の評価 (7) 遮蔽性能 (I) ; 遮蔽設計の妥当性
出典	発表者 伊勢 武治、成田 秀雄、伊藤 泰義
	機関／国 日本原子力研究所
	文献 JAERI-M レポート JAERI-M 88-055 (1988 年 3 月)
記事	概要 日本原子力研究所で検討されていた改良船用炉の試設計 3 炉型（半一体型 PWR、一体型 PWR、自己加圧一体型 PWR）の通常運転時、仮想事故時における遮蔽性能について、解析評価した結果に関する文献である。解析評価の結果、半一体型は炉型の特徴から、放射線ストリーミング量が他炉型と比較して大きい事が明らかになり、遮蔽設計の観点からは、放射線ストリーミングの少ない一体型が望ましいと評価している。 3 炉型の遮蔽配置と構成は下図、表の通り。各炉型とも遮蔽材として、コンクリート、鋼に加え、鉛、ポリエチレン及び、水を使用している。  3 炉型（上左：半一体型、上右：一体型、下：自己加圧一体型）の遮蔽配置（本文献図に一部追記有）

(a) 半一体型炉

	構 成	材 料	厚 さ (cm)
一 次 遮 蔽	側 部 遮 蔽	蛇紋岩コンクリート・鋼の多重層+鉛	140 + 4
	上 部 遮 蔽	蛇紋岩コンクリート・鉛	50
	機 器 遮 蔽	鉛	6
二 次 遮 蔽	側 部	重コンクリート	76
	上 部	重コンクリート	76
格納容器外下部	下 部 遮 蔽	ポリエチレン・鋼の多重層, 鉛	120
	船 底 遮 蔽	ポリエチレン, 鋼	10
	遮 蔽 水 タ ン ク	水	76

(b) 一体型炉

	構 成	材 料	厚 さ (cm)
一 次 遮 蔽	側 部 , 下 部	鋼・水の多重層	110
	上 部	鋼	10 15 20
二 次 遮 蔽	側 部	重コンクリート	80
	上 部	重コンクリート	80

(c) 自己加圧一体型炉 (設計方式 A)

	構 成	材 料	厚 さ (cm)
一 次 遮 蔽	側 部 (上 部)	鉄, 蛇紋岩コンクリート, 鉄	33, 115, 20
	側 部 (中 央)	鉄, ウェットウエル水	50, 334
	上 部 , 下 部	鉄	28, 30
二 次 遮 蔽	下 部 二 重 層 内	水, 鉛	90, 5
	ドライウエル外壁	鉄	3
	ウェットウエル外壁	鉄	2.5

3 炉型（上：半一体型、中：一体型、下：自己加圧一体型）の遮蔽構成

通常運転時と仮想事故時の遮蔽解析を実施しているが、通常運転時は各炉型とも炉出力 100%として評価し（但し船底外表面に対する評価の際、炉出力 10%として評価）、仮想事故時は各炉型とも炉出力 100%運転のとき一次冷却水喪失事故が起こったとして評価している。なお、積算線量に対する評価期間は各炉型とも 5 日間としている。

解析の結果、通常運転時は遮蔽が不足している箇所もあり、見直しが必要な箇所がある。また、仮想事故時の遮蔽は設計目標に達している評価結果となった。この結果から、一部箇所の遮蔽拡張が必要であろうと纏められている。

表 3.2 通常運転時・半一体型炉遮蔽設計評価結果 (mrem/h)				
評価点	放射線の種類*)	評価計算	試設計値 ¹⁾	設計目標
一次遮蔽 外側表面	n	3.2	1.5 × 10	< 4 × 10 (¹² N線源)
	γ	1.1 × 10 ²	6 × 10 ²	< 1 × 10 ³ (¹⁶ N線源)
	n + γ	1.1 × 10 ²		
二次遮蔽 外側表面 ; ¹⁶ N線源	n	2.9 × 10 ⁻⁴	—	
	γ	2.2 × 10 ⁻¹	—	
	γ	1.5 × 10 ⁻²	2 × 10 ⁻²	
	n + γ	2.4 × 10 ⁻¹	~ 1 × 10 ⁻¹	< 0.1
二次遮蔽 頂表面	n	1.6 × 10 ⁻¹	5.4 × 10 ⁻³	
	γ	8.1 × 10 ⁻²	4.9 × 10 ⁻³	
	n + γ	2.4 × 10 ⁻¹	1.1 × 10 ⁻²	< 0.1
船底 外表面 (炉出力10%)	n	1.9 × 10 ⁻²	4 × 10 ⁻¹	
	γ	8.7 × 10 ⁻¹	3.8 × 10 ⁻¹	
	n + γ	8.9 × 10 ⁻¹	8 × 10 ⁻¹	< 0.75 (10%出力時)

*) n : 中性子, γ : ガンマ線。

(注) この表には一次系主配管ダクトストリーミングの結果は示していない。これについては本文中を見られたい。

半一体型炉の遮蔽解析評価結果 (通常運転時)

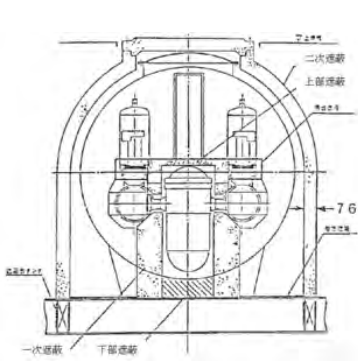
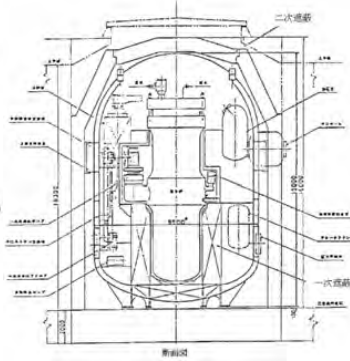
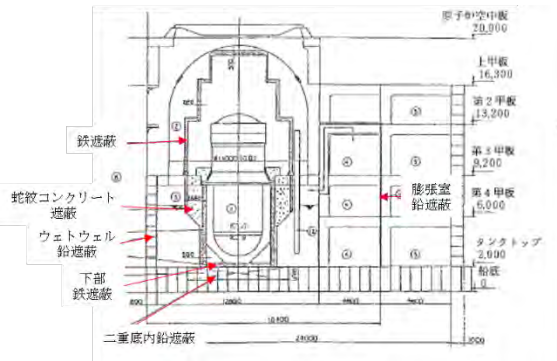
遮蔽上の要点は線量率増加の支配的要因となる放射線ストリーミングをできるだけ抑えることであるが、半一体型炉では一次系主配管ダクトストリーミングが大きいため、放射線ストリーミング量が他炉型と比較して大きい結果となる。

今後の検討課題として、遮蔽材の選定 (中性子線量率を低減するため、質の良い中性子吸収材の使用) 等が挙げられている。

本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック

- ・ 特になし。

以上

タイトル		改良船用炉の試設計の評価(7)遮蔽性能(II)；遮蔽の最適化に関する調査
出典	発表者	竹内 清、田中 俊一、伊藤 泰義、横村 武宣
	機関／国	日本原子力研究所
	文献	JAERI-M レポート JAERI-M 88-056(1988 年 3 月)
記事		概要 本文献では、改良船用炉の試設計 3 炉型(半一体型 PWR、一体型 PWR、自己加圧一体型 PWR)に対して、遮蔽重量の軽量化及び従事者の被曝線量低減化を目的とした最適遮蔽の検討結果が示されている。本検討では通常運転時及び事故時に加えて、「むつ」遮蔽設計を参考にした炉停止時の線量評価が実施されている。 検討の結果、従事者の被曝線量低減化及び遮蔽重量の軽減化を図る上で最も適した炉は一体型炉であることがわかった。また、最適遮蔽に関する今後の研究課題として、2 次遮蔽の大幅な軽量化を図る方策が提案された。3 炉型に対する最適遮蔽の検討結果を以下に示す。  半一体型  一体型  自己加圧一体型

	<u>○通常運転時</u> ・通常運転時の一次遮蔽周辺の線量率に対する設計目標値を「中性子：20mrem/h 以下、ガンマ線：100mrem/h 以下」とし検討を実施。 ・最も有利な炉型は一体型炉であり、①蒸気発生器が圧力容器内に設置され且つ炉心から離れているので蒸気発生器の放射化が少ない、②圧力容器が炉心よりかなり上方へ高くとれるので圧力容器上部の放射化が著しくない、③圧力容器周辺が単純構造となるため中性子ストリーミングが起こりにくい、が利点である。自己加圧一体型炉も一体型炉と同様に蒸気発生器が圧力容器内に設置される構造であるが、一体型炉と比べて炉心にかかなり接近して設置されるため、蒸気発生器の放射化が懸念される。 ・3 炉型の共通課題としては、いずれの炉型も上記設計目標値を達成するための最適遮蔽を遮蔽毎に丁寧に行う必要があり、特に小口径配管中性子ストリーミングに対する補償遮蔽が共通の課題である。 <u>○炉停止時</u> ・炉停止時の検討は、「むつ」遮蔽設計を参考に推定されている(下表参照)。炉停止時の場合、蒸気発生器や一次系ポンプ等の放射線源となりうる機器の機器遮蔽が作業員の被曝低減上重要であるが、特に供用期間中検査(ISI)や燃料交換においては作業員の被曝量が增大するため、ISI 及び燃料交換時の作業員被曝低減のための最適遮蔽が重要な研究課題となる。 ・半一体型の場合、他炉型と比べて作業員被曝低減化が困難であり、①蒸気発生器が圧力容器外に設置されているため保守点検や修理、ISI 時の被曝が大きい、②燃料交換時及び ISI 時に各遮蔽体を分離して取除かなければならず作業員被曝が避けられない、③圧力容器の高さが短い上に中性子ストリーミングが他炉型より顕著に起こるため容器上部の放射化が問題となる、等が問題である。 ・一体型炉の場合、①蒸気発生器が圧力容器内上部に設置され且つ圧力容器高さが高いため、蒸気発生器及び圧力容器上部の放射化が少なく燃料交換時及び ISI 時の作業員被曝を小さく抑えることが可能、②下部一次遮蔽体が炉心よりかなり上部まで設けられているため炉停止時の被曝線量を小さく抑えられる、③制御棒駆動装置台数が他炉型よりも少ないため取外し時の作業員被曝低減に有利、が利点である。 ・自己加圧一体型炉の場合、一体型炉と同様の利点を有するが、一体型炉と比べて蒸気発生器が炉心にかかなり接近して設置されているので、蒸気発生器の放射化が問題となる。

	・ 3 炉型の共通課題としては、炉停止時の作業員被曝低減を目的とした炉型及び遮蔽配置、格納容器の型や大きさ及び各種の放射能含有機器の配置を決める最適遮蔽設計を行うことである。 <u>○事故時</u> ・ 発電炉における仮想事故時の条件を船用炉にも適用するとすれば、事故の際に瞬時に線源が格納容器内に放出されるため、二次遮蔽により積分被曝線量を 12rem 以下に抑えることが条件となる。 ・ 二次遮蔽の目的を事故時の作業員被曝防護に限ることができれば、二次遮蔽の最適化は遮蔽重量軽減化を目的とすればよい。そこで、本項目では二次遮蔽体重量低減に向けた効果的な多重層遮蔽の検討が行われた。 ・ 半一体型炉において、鉄-鉛-空間-鉄層から成る二次遮蔽体に対して事故後 2 時間あるいは 4 時間で空間が水で充満されると仮定し遮蔽計算を行ったところ、二次遮蔽体重量が軽減できることが示された。 <u>本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック</u> ・ 通常運転時の遮蔽最適化においては、特に中性子ストリーミングに対する最適補償遮蔽を考える必要があり、単に中性子遮蔽のみでなく、中性子及び二次ガンマ線の効果的減衰を図る必要がある。 ・ 炉停止時の遮蔽最適化においては、作業員被曝低減を目的とした炉型及び遮蔽配置、格納容器の型や大きさ及び各種の放射能含有機器の配置を決める最適遮蔽設計が必要である。 ・ 事故時の遮蔽最適化においては、事故後の線源強度を事故後の時間について詳しく評価し、二次遮蔽体は水の注入による遮蔽性能向上を基本とした多重層化等の最適化を検討する必要がある。

タイトル		改良船用炉の試設計の評価（８）—経済性—
出典	発表者	伊藤 泰義、今村 義明、安保 則明、横村 武宣
	機関／国	日本原子力研究所
	文献	JAERI-M レポート JAERI-M 88-057（1988 年 3 月）
記事		概要 日本原子力研究所で検討されていた改良船用炉の試設計 3 炉型（半一体型 PWR、一体型 PWR、自己加圧一体型 PWR）の経済的 面からの検討を行った文献である。評価の結果、経済性の面からは 一体型の炉型が望ましいと評価している。 評価は、以下の 3 つのコストを用いて算出する運送原価（RFR: Required Freight Rate、単位貨物物量当りの輸送コスト）で実施 している。 ● 炉プラントコスト（機器・設備のコスト） ➤ 半一体型炉、一体型炉はほぼ同額、自己加圧一体型炉は両 炉の 1.6 倍程度 ● 核燃料加工コスト（燃料の成型・加工法による加工コスト） ● 核燃料サイクルコスト（加工コストと核燃料コスト等） ➤ キャラメル燃料を装荷する一体型炉の燃料の成型・加工費 が、丸棒燃料を装荷する他の 2 炉型に対して高価 上記コストを元に、船速を加味して、算出した運送原価は、 一体型炉 < 半一体型炉 < 自己加圧一体型炉 の順で、一体型炉が最もよい（安い）ことを明らかにしている。 その理由として、 ● 一体型炉の馬力は 3 炉型中最も大きく、船速が一番早い（総貨 物輸送量が大きくなる） ● 炉プラントコストがそれほど高くない を理由としている。 それぞれについて、以下詳述する。 <u>(1) 機器設備・コストの算出</u> 3 炉型（半一体型炉、一体型炉、自己加圧一体型炉）について、試 設計し、主要機器コストを積み上げ形式で算出。

	主要機器について、機器製作の主要工程作業図を作成。このほか陸上原子炉プラントから機器・設計仕様を推定してコストを算出。	
	費目	内容
	材料費	試設計資料から、物量と加工代、加工減肉等を考慮して、素材物量を計算し、基準単価を用いて算出
	製作費	主要工程作業図を参考に、機器加工や溶接、組立について陸上原子炉の知識・経験に基づく加工工数を計算し、基準単価を用いて算出
	設計費	材料費、制作費、据付費、試験検査費の合計額に、0.12 を乗じて算出
	据付費	積み上げ式で計算した製品物量から据付工数と基準単価から算出
	試験検査費	主要工程作業図、試設計資料から試験検査工数及び必要な消耗雑材料を計算し、基準単価を用いて算出
	一般管理費	上記、5 費目の合計金額に 0.20 を乗じて算出
	コスト算出の条件として以下を考慮した。	
	- 研究開発費はコストに参入しない - 量産効果を考慮（5 基/年程度） - 以下の機器・設備は陸上原子炉をベースに算出 - 主配管 - 計測制御系 - 補助系 - 廃棄物処理系 - 二次浄化系 - タービン,ダンプ系	

(2) 核燃料加工コスト

3 炉型（半一体型炉、一体型炉、自己加圧一体型炉）について、以下の燃料について、検討を実施。

対象炉型	燃料	概要
半一体型炉	丸棒燃料-1	低濃縮 UO ₂ 焼結ペレット、ジルカロイ-4 被覆管、
一体型炉	板状燃料 (キャラメル燃料)	直方体の UO ₂ 焼結体、タイル状に並べ、ジルカロイで被覆した板状燃料

	自己加圧一体 型炉	丸棒燃料-2	低濃縮 UO ₂ 焼結ペレット のスタック、ジルカロイ-4 被覆管、丸棒燃料-1 に比べ 構造が複雑
	■評価条件 ➤ 生産設備はすでに整っているものとし新たな設備投資なし ➤ 開発費をコストに参入しない、等 ■検討結果 燃料製造設計（加工・制作、材料入手難度、燃料輸送、その他）、 加工コスト（工程作業図の評価、量産効果等）の観点で、燃料ごと の評価を実施。燃料ごとの主な違いは以下。 ➤ 丸棒燃料-2 の下部端栓の精度のよい加工は困難。燃料集合 体の組み立ての加工時間も多くを要する。 ➤ 板状燃料では、ジルカロイを被覆材の適用実績がないなど 技術的問題点が燃料のコストに影響を与える可能性あり。 ➤ 輸送容器コスト：丸棒燃料-1<板状燃料<丸棒燃料-2 ■総合評価（一炉心分の燃料加工コスト） 丸棒燃料-1 < 丸棒燃料-2 < 板状燃料 <u>(3) 核燃料サイクルコスト</u> 3 炉型（半一体型炉、一体型炉、自己加圧一体型炉）について、燃 料サイクルコストを積み上げ形式で算出。 ■算出条件 ➤ 船に積み込んだ核燃料は全て一度に交換 ➤ 以下の項目を考慮 ◇ イエローケーキ単価 ◇ 転換単価 ◇ 濃縮単価 ◇ 成型加工単価 ◇ 輸送費 ◇ 金利 ◇ 再生ウラン売却 ◇ プルトニウム売却 ◇ 貯蔵単価		

◇ 冷却期間・輸送期間・再処理期間、等

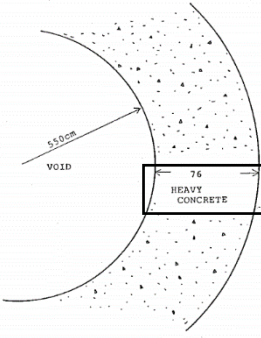
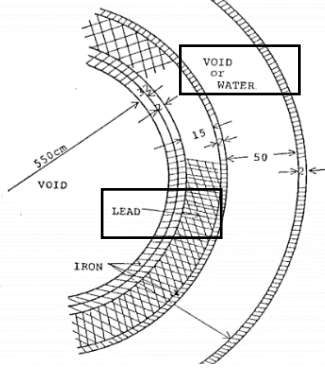
■算出結果

- 経験のないキャラメル燃料を用いた一体型炉の燃料成型加工費が高い。
- 自己加圧一体型炉は濃縮度が高く、3年で燃料交換を行うため、プルトニウム売却費が大きくなり、半一体型炉とクレジット有の場合のコストが同じとなる。

対象炉型	Pu,U クレジット有	Pu,U クレジット無
半一体型炉	1.51 円/kwh	1.80 円/kwh
一体型炉	1.61 円/kwh	1.89 円/kwh
自己加圧一体型炉	1.51 円/kwh	1.88 円/kwh

本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック

- ・ 特になし。
 (3つの炉型を想定した相対値での比較であり、構造、用途等が異なる洋上原子力発電の検討に対しては、直接的なフィードバックはない、と考えられる。
 端的に言うと、機器・設備のコストが支配的、と言え、至極当然の結果となり得る。)

タイトル		船用原子炉の遮蔽方式の最適化に関する調査
出典	発表者	竹内 清、伊藤 泰義、横村 武宜
	機関／国	日本原子力研究所
	文献	JAERI-M レポート 船用原子炉の遮蔽方式の最適化に関する調査 (1989 年 2 月)
記事		概要 船用原子炉の遮蔽に対する最適化の主な目的は遮蔽重量軽減化にある。通常運転時および炉停止時における従業員の放射線被曝低減を目的として遮蔽の最適化を図る対象は一次遮蔽であり、従業員の被曝低減化と設置スペースを最小にするように行う。一方、二次遮蔽は遮蔽体全重量のかかなりの割合をしめるため、最適化は重量を最小にすることを目的とする。これら一次、二次遮蔽の目的を念頭に置いて両者の遮蔽の最適化を図る方法として、炉運転時の遮蔽設計において、従来の遮蔽設計における線量に関する目標値を一桁下げて、一次遮蔽、機器遮蔽がこの目標値を満足させることで、二次遮蔽の役割を仮想事故にのみ限定する。 <u>事故時に格納容器内に水を漲水することによる軽量化に関する検討を行い、漲水方法、漲水時間等の課題はあるものの、十分に可能性があることが明らかになった。</u> ・二次遮蔽：以下の 2 つのモデルを考えた。 モデル 1：半一体型炉の二次遮蔽である重コンクリート 76cm(図 2)、ガンマ線の減衰は厚さとともに一様(図 4) モデル 2：ボイド領域(注水領域)を設けた鉄—鉛遮蔽体(図 6)、15 cm 厚鉛で急激な減衰があるが、ボイドに水が無い場合にはボイド領域で減衰がほとんど無いため、二次遮蔽透過後ではモデル 1 より大きな線量となるが、水がある場合には線量が減衰する。(図 7)   図 2 半一体型格納容器及び二次遮蔽を円柱モデルで近似した場合の半径及び重コンクリートの厚さ (断面図) 図 6 格納容器及び鉄—鉛—空間(水)多重層二次遮蔽の円柱モデル (断面図) <u>二次遮蔽円柱モデル (左：モデル 1, 右：モデル 2)</u>

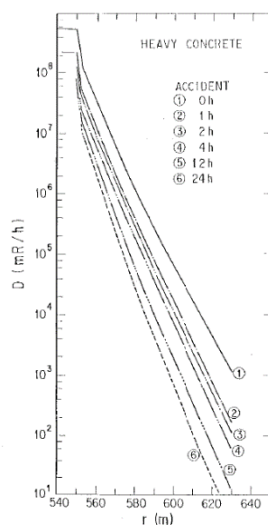


図4 二次遮蔽モデル-1 (重コンクリート76 cm厚) における PALLAS 計算の線量率減衰, 丸中の番号は事故直後からの経過時間に対応する

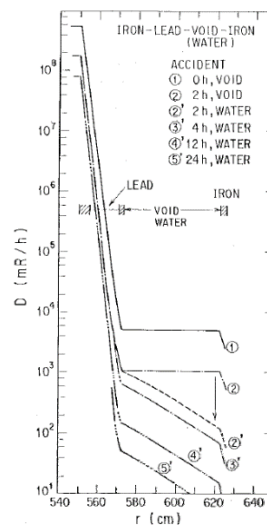


図7 二次遮蔽モデル-2 (鉄-鉛-ボイド-鉄) における PALLAS 計算の線量率減衰, 丸中の番号にダッシュがついたものはボイドに水が充満した時

ガンマ線の減衰 (左: モデル1, 右: モデル2)

・時間経過に対する積分被爆線量

事故時から2時間くらいまでに被爆線量は急上昇し、2時間経過以降4時間ないし6時間までは少しずつ上昇、6時間以降はわずかである。これより被爆量低減のためには事故直後2時間までが肝要である。(図11)ボイド領域にいかに早急に注水するかが被爆線量低減化の鍵を握る。(図11,12)

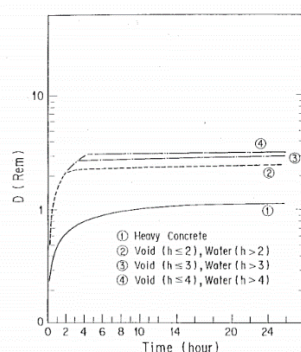


図11 事故直後からの経過時間までの積分被爆線量, 丸中の1の番号はモデル-1のケース, 丸中の2~4の番号はモデル-2のケースで2時間, 3時間, 4時間後にボイドが水で充満した場合を示す

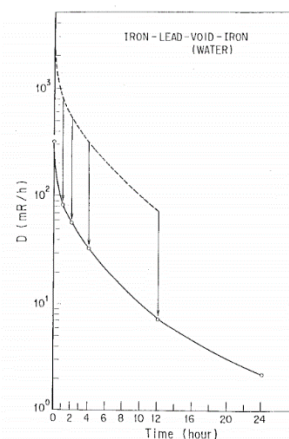


図12 モデル-2 遮蔽体透過後の線量率の事故直後からの経過時間に対する減衰, 点線はボイドの時, 実線はボイドを水で充満した場合を示す

事故直後からの経過時間までの積分被爆線量

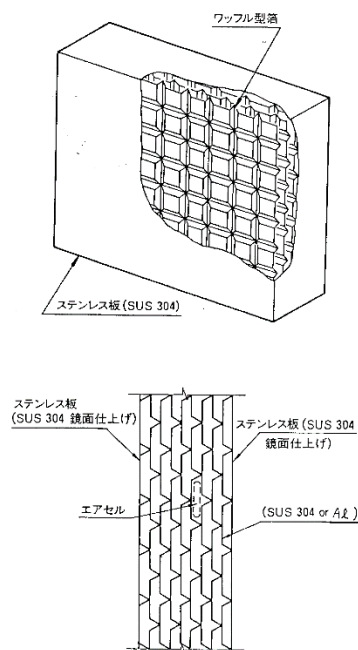
モデル2の遮蔽体透過後の線量率 点線はボイドの時, 実線はボイドを 水で充満した場合

	・船舶構造を考慮に入れた二次遮蔽体 二次遮蔽体の船首方向、船尾方向及び両舷方向の 4 つに区分して、乗組員の居るエンジン室側の二次遮蔽体のボイドに最優先で水を注入すれば乗組員の被爆線量は低減される。一方、船の両舷方向は二次遮蔽体と船の外側との間に耐衝突構造のために大きなスペースがあり、その上に船の鉄板構造でもガンマ線の減衰効果が期待できるため、ボイド領域へ水の注入をしなくてもよい。 ・最大許容破損率での被爆線量評価 上記は事故時の安全基準として発電炉を当てはめたものであるが、西ドイツにおける原子力船に対する安全基準を採用した検討も実施。その結果は期待されるように二次遮蔽は大幅に薄くなり、遮蔽重量低減化は極めて大きくなる。(二次遮蔽の重量について、検討例では、重量コンクリート 76cm に対して、0.357 の比になる。) <u>本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック</u> ・今回対象とする事故時対策、船体構造によるが、遮蔽重量軽減化を考える際には評価方法等が参考となる可能性あり。 以上

タイトル		-改良船用炉- 原子炉容器の水漬け格納に関する検討
出典	発表者	石坂 雄一・伊藤 泰義
	機関／国	日本原子力研究所／日本
	文献	JAERI-M レポート (JAERI-M 89-221) https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?2075062
記事		水漬け格納容器を採用している船用次期設計炉（MRX-1、図1）の原子炉等に用いる最適な水中断熱材及びその施工方法の検討及び、水漬けに対する原子炉容器及び格納容器の耐食性に関する調査・検討を行った文献である。 （「船用原子炉（MRX,DRX）蒸気発生器伝熱管の簡易流体力学評価」（JAERI-TECH 2001-039）Fig.1 より引用） 図1 MRXの全体構造図 ○ 背景 LOCA 時の炉心の冠水状態維持方策の一つとして原子炉の湿式格納がある。その技術的課題として、事故時の熱水力特性に関わるものと水漬け技術に関わるものがある。水漬け技術に関わる技術的課題には、水中で使用する機器、配管等に設ける断熱材とその施工技術及びこれらの機器、配管等の材料腐食とその抑制策がある。 ○ 水中断熱材に関する調査、検討

水中断熱材の設計及び仕様実績例は少なく、PIUS 炉及び ISER 炉のみである。そこで、MRX-1 用水中断熱材の設計要件、水中断熱材の選定及び施工方法等の検討、放熱損失の計算を踏まえ、現状では以下のとおり考察している。

- ・ 溶接固定、締付固定、接着の 3 通りの水中断熱材・施工方式について概念検討し、構造簡単で断熱性能も良く、クリティカルな問題点が少ないという観点から、溶接固定（ケーシングを原子炉容器外表面に溶接する）方式がもっとも実現可能性が高いと判断された。
- ・ ケーシングに内包する断熱材として、デンカアルセンボード、セラミックファイバークラケット、空気等を評価し、断熱構造の簡素化や格納容器の汚濁防止の観点から、空気が最適であると判断された。
（空気を断熱材として使用した場合に自然対流や輻射による放熱損失が問題となる。）
- ・ 空気を断熱材とした場合の問題への対応として、金属断熱材（ミラーインシュレーション、図 2）が考えられ、今後断熱構造を具体化するにあたっては、最も優位な水中断熱方式である。



（図 1.10 より引用）

図 2 金属断熱材（ミラーインシュレーション）

- 原子炉容器及び格納容器の水漬けに対する耐食性に関する調査・検討
- 原子炉容器の耐食性に関する調査・検討

原子炉容器を水漬けする方式は、陸上炉、船用炉を問わず、本調査範囲では見当たらず、①固定式断熱材施工部分、②取外し式断熱材施工部分及び③ボルト・ナット部分の3か所に分けて、耐食性向上策を検討し、表2に整理した。

・研究、開発課題としては以下が挙げられる。

- ① 固定式断熱材ケーシングの水密性を保証する方法
- ② ステンレス鋼製断熱材ケーシングの耐 SCC 性の確認試験
- ③ ステンレス鋼製ボルト・ナットの検討

表2 原子炉容器各部の耐食性向上策のまとめ

(表2.2より引用)

	固定式断熱材施工部分	取外し式断熱材施工部分	ボルト・ナット
耐食性向上策の必要性	原子炉容器表面は水密構造の断熱材ケーシングで覆われるため、水との接触は阻止され、腐食しない。	水密構造には出来ないもので、水と接触する可能性があり、対策が必要。	同 左
耐 食 性 向 上 策	次の2案が考えられる。 ① 断熱材ケーシングの健全性維持 (水密性、耐食性) ② 原子炉容器表面をステンレス鋼の肉盛溶接。	ステンレス鋼の肉盛溶接又は、セラミックコーティング施工。	ボルト・ナットの材質をステンレス鋼とする。
開 発 要 索	断熱材ケーシングの応力腐食割れ発生有無確認及び水密確認方法検討。	セラミックコーティングの場合は、腐食の確認実験。	製作性の検討及び熱膨脹率の相違によるナットの緩みの対策。 炭素鋼 < S U S

● 格納容器の耐食性に関する調査・検討

湿式格納容器は、実績・設計例（BWR ではほぼ湿式格納容器を採用しており、腐食対策として塗装を行っている）があり、研究課題はない。

- ・格納容器自身は通常運転時は常温に近い温度であること及び経済性の観点から、塗装で十分である。
- ・一般的な塗装要領は、防錆効果のある無機亜鉛系塗料を下塗り、下塗材の溶出防止のためエポキシ系塗料を2回塗布する。

タイトル		原子力船「むつ」原子炉の過渡変化解析；運転時の異常な過渡変化及び事故に係る解析
出典	発表者	藤木和男、浅香英明
	機関／国	日本原子力研究所
	文献	JAERI-M 9398（1981 年 3 月）
記事		1. 概要 本文献は、原子力船「むつ」原子炉の安全評価としての原子炉過渡変化解析について記述されている。 最も特徴的な事は、揺動に対する安全裕度の考え方として、<u>日本原子力船研究開発事業団（原船団）では独自に船体揺動に対する安全度 18%を見込んでいる事</u>である。 ※ただし、数値の根拠は不明、揺動の影響をどう確認しかたは記載がない。PWR であるため実際ほとんど影響がない可能性もあるが、BWR にそのまま適用する場合は注意が必要と考えられる。 本研究では解析対象の 8 つ事象に対してその安全裕度を見込んだ解析を実行している。解析の結果、揺動条件下においても一次系バウンダリの健全性及び燃料の健全性が保たれている事を確認されている。 解析にあたっては、プラントの設計方針・特徴をきちんと理解し、ある過渡事象にとって何が重要であるかを理解し、影響の小さいモデルについては省略するなど計算の合理化をすべきとしている。 2. 解析内容 解析項目は以下の 8 項目であり、(1)～(6)は機器の破損を伴わない Operational transient に属する。 【解析の目的】 ・「むつ」原子炉安全性を証明する ・RETRAN その他の解析コードによる軽水炉過渡解析手法を確立する 【解析対象となる事象】 ・ 運転時の異常な過渡変化 (1) 一次冷却材流量の部分喪失 (2) 蒸気発生器への主給水喪失 (3) 蒸気発生器への過剰給水 ・ 各種事故 (4) 一次冷却材流量喪失事故 (5) 一次冷却材ポンプ軸固着事故 (6) 主蒸気破断事故 (7) 主蒸気破断事故

(8) 蒸気発生器伝熱管破損事故

【解析の評価基準】

(1) 一次系バウンダリの健全性

過渡変化中の一次系圧力が最高使用圧力 135kg/cm²g の 1.1 倍以下であること

(2) 燃料棒の健全性

燃料表面における DNBR（限界熱流束/表面熱流束）が 1.53 を下回らないこと

■特記事項

DNBR 制限値 1.53 という値は、限界熱流束評価に WH 社 W-3 相関式を用いる際の基礎実験データから来る限界値 1.30 に、前述の船体揺動に対する安全度 18%を見込んだ値として設定されている。

【解析の内容】

(1) 最高圧力評価解析

(2) 最小 DNBR 評価解析

各種パラメーター・初期値については評価目的に対して厳しくなるように、誤差評価を行って使用した。使用した解析コードは下記。

- ・軽水炉過渡解析コード RETRAN
- ・LOCA 解析用熱水力コード RELAP4/Mod6
- ・サブチャンネル解析コード COBRA-IV-I

【解析の結果】

解析対象とした 8 事象に対して、安全性を確認した

(1) バウンダリの健全性：一次系圧力は 139.4kg/cm²g を超過しない

(2) 燃料の健全性：最小 DNBR は 201 以上で十分な裕度がある

以下が全 8 事象の解析結果纏めである。

【解析結果まとめ表】

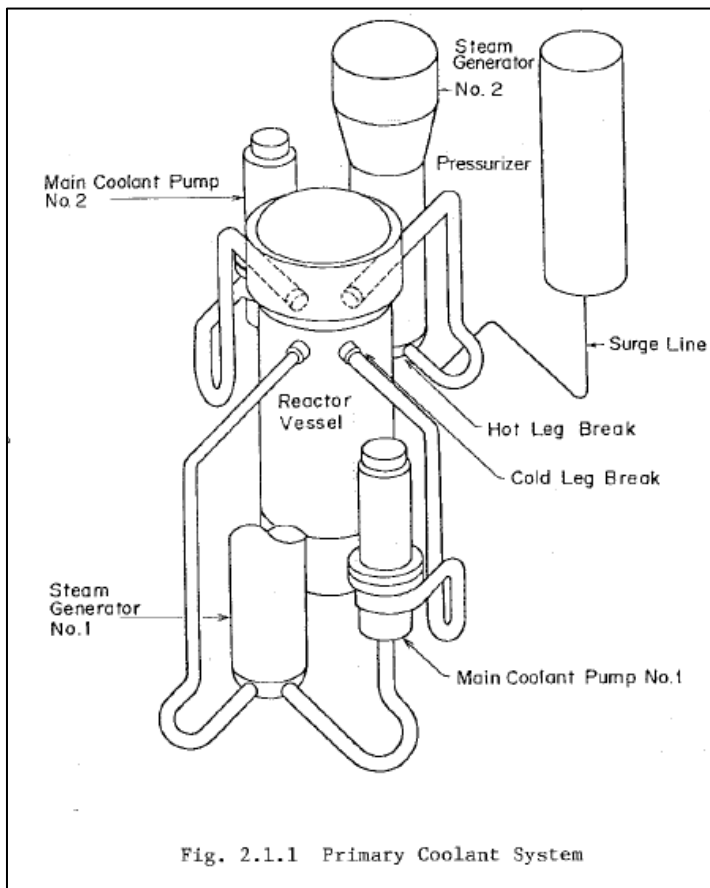
Table 6.1 Summary of the Results

TRANSIENT ITEM	Partial Loss of Primary Coolant Flow	Loss of Feedwater to SG	Excessive Feedwater to SG	Natural Circulation Performance (Blackout)
Maximum Pressure in Primary System	1949.1 psia (136.0 kg/cm ² G)	1877.7 psia (131.0 kg/cm ² G)	1626.7 psia (118.6 kg/cm ² G)	1792.6 psia (125.0 kg/cm ² G) #PORV Set Point
Maximum Pressure in Secondary System	992.3 psia (68.7 kg/cm ² G) #Safety V. Set Pt.	943.4 psia (65.3 kg/cm ² G)	927.7 psia (64.2 kg/cm ² G)	1055.4 psia (73.2 kg/cm ² G)
Minimum DNBR	2.19	2.38	2.31	2.13

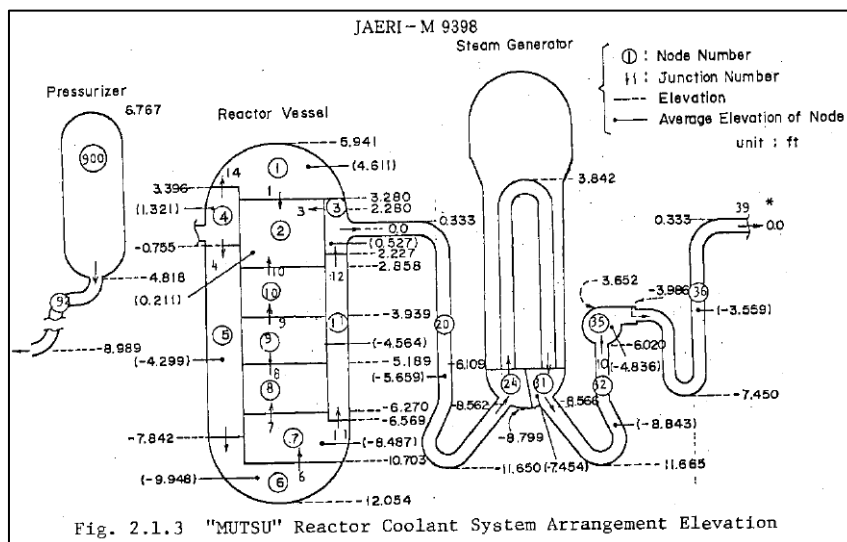
TRANSIENT ITEM	Loss of Primary Coolant Flow	Main Coolant Pump Stick	Feedline Pipe Rupture	SG U-tube Rupture
Maximum Pressure in Primary System	1997.4 psia (139.4 kg/cm ² G) #PRZ, Safety V. Op.	1941.5 psia (135.5 kg/cm ² G)	1934.0 psia (134.6 kg/cm ² G)	----- (Depressurization)
Maximum Pressure in Secondary System	973.3 psia (67.4 kg/cm ² G)	992.4 psia (68.7 kg/cm ² G) #Safety V. Set Point	1024.4 psia (71.0 kg/cm ² G)	1078.7 psia (74.8 kg/cm ² G)
Minimum DNBR	2.06	2.13	2.31	2.23

3. 原子炉の概要

【全体配置図】



【一次系モデルの高さ】



タイトル		Safety Provisions for the KLT-40S Reactor Plant Floating Power Unit
出典	発表者	I.A. Bylov
	機関／国	OKBM Afrikantov, Russian Federation
	文献	6th INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability: Licensing and Safety Issues for Small and Medium-sized Nuclear Power Reactors (SMRs), 29 July - 2 August 2013
記事		<u>概要</u> KLT-40S 洋上原子力発電所のプラント概要及び安全評価（過酷事故解析，応力解析，確率論的安全評価）を行った結果に関する発表資料である。 安全評価の結果， KLT-40S の設計はバランスが取れており，露規制当局の要件と IAEA の勧告を満たしていると結論付けている。 <u>外的ハザードに対する耐性</u> 以下の外的ハザードに耐えるように設計されている。 ・ ロシア海事船級協会の要求事項に従った海洋環境条件 ・ 3g の耐衝撃性 ・ 原子炉が停止し、格納容器の健全性が確保された状態で水没 ・ 50m の高さからの 10t の航空機衝突 <u>過酷事故解析の結果</u> ・ 原子炉容器は溶融しない。 ・ 熱は原子炉容器底部から確実に除去されている。 ・ 温度差は大きい原子炉容器材料の機械的特性は耐荷重を確保するのに十分なレベルで維持される。 ・ 溶融炉心は原子炉容器内に保持される。 <u>応力解析の結果</u>

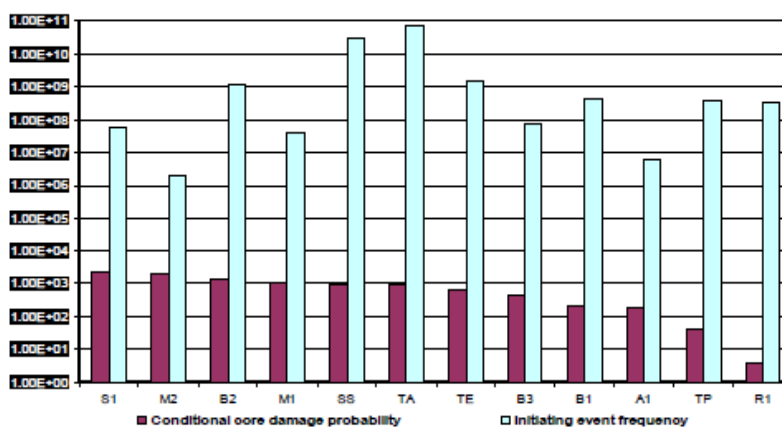
- ・ MSK64 震度階でマグニチュード 10 の地震；環境等に放射線の影響なし。
- ・ 津波により KLT-40S が岸へ打ち上げられる；環境等に放射線の影響なし。
- ・ 全電源喪失；環境等に放射線の影響なし。
- ・ 炉心溶融；未臨界を維持。冷却材と非凝縮性ガスは格納容器内に留まる。炉心溶融は原子炉容器内に維持され，受動的システムにより冷却される。

確率論的安全評価の結果

通常運転時、低出力時、停止時、内的ハザード（火災及び溢水）、及び外的ハザードのレベル 1PRA を実施。

- ・ 通常運転時の内的起因事象の炉心損傷頻度； 10^{-7} /炉年以下
- ・ 低出力及び停止時の炉心損傷頻度； 3×10^{-9} /炉年

Scope of PSA	Core damage frequency (1/reactor*year)
PSA Level 1 for internal initiating events for full power	$<10^{-7}$
PSA Level 1 for low power and shutdown modes	$\sim 3 \cdot 10^{-9}$



本プロジェクトで検討する洋上原子力発電へのフィードバック

- ・ 洋上原子力発電所特有の外的ハザードの検討，及びそれらを考慮した PRA の実施

以上

以 上

一般社団法人 産業競争力懇談会（COCN）

〒100-0011 東京都千代田区内幸町 2－2－1

日本プレスセンタービル 4 階

Tel : 03-5510-6931 Fax : 03-5510-6932

E-mail : jimukyoku@cocn.jp

URL : <http://www.cocn.jp/>

事務局長 山口雅彦