

【浮体式原子力発電】

2022年2月10日

産業競争力懇談会 **COCN**

【エクゼクティブサマリ】

1. 本プロジェクトの基本的な考え方

世界各国で気候変動問題への対策の実践が求められる中、我が国においても、2050年カーボンニュートラルが宣言され、これを踏まえたグリーン成長戦略が策定されている。グリーン成長戦略では、安全性に優れた次世代原子炉開発が重要分野の一つとして掲げられており、東京電力福島第一原子力発電所事故の経験を踏まえて安全性を向上させた原子力発電が必要である、その一つとして、マサチューセッツ工科大学（MIT）の Michael Golay 教授らが提唱する Offshore Floating Nuclear Power（浮体式原子力発電）が挙げられる。この浮体式原子力発電は、下図に示すように、円筒型の浮体構造物と原子炉を組合せて沿岸から数十 km 沖合の洋上に浮かせるものであり、以下に示す 4 つの長所を有しており、産業競争力の観点からも有望な原子力発電である。

浮体式原子力発電の長所

- ① 津波の影響を小さくできる
- ② 原子炉からの崩壊熱除去のために、周辺にある大量の海水を動力なしに利用できる
- ③ 陸地から離れた沖合に設置することで事故時の住民避難が不要になる
- ④ 集中した製造拠点で製造することで品質向上が図れる

上記に示した浮体式原子力発電の優れた安全性に着目し、2020 年度に「浮体式原子力発電研究会」を立ち上げた。2021 年度も浮体式原子力発電の実現に向けた検討を実施するため、本プロジェクトを立ち上げた。

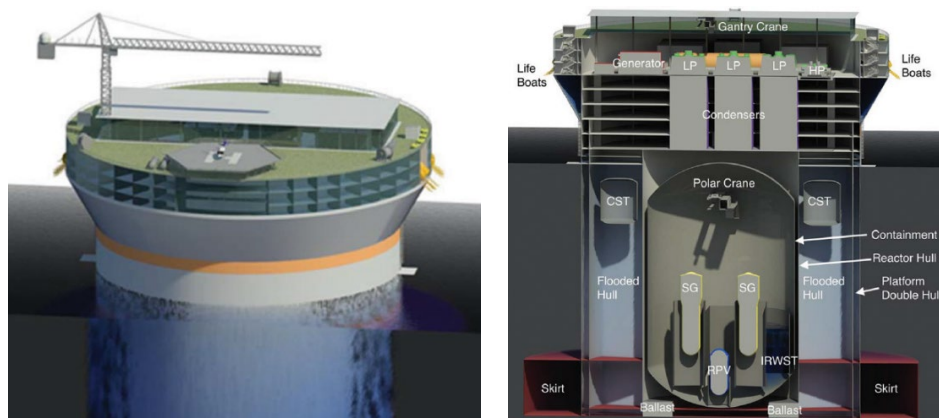


図 MIT が提案する浮体式原子力発電（OFNP）

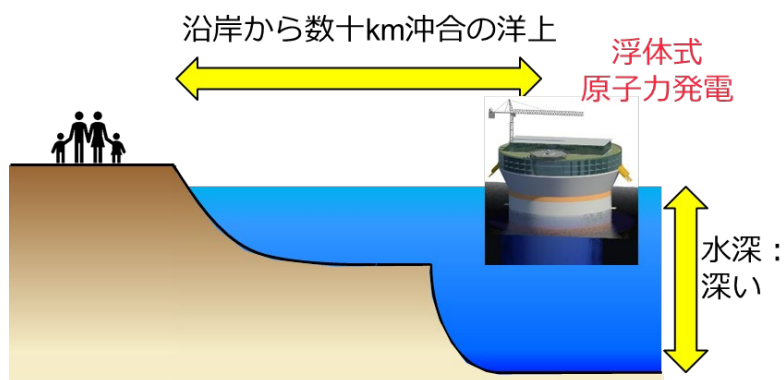


図 浮体式原子力発電の設置イメージ

2. 検討の視点と範囲

浮体式原子力発電の実現に向けた活動として、次項の図に示す 15 の検討事項を設定した。

- ・ 事業に向けた検討として、実現までのスケジュール、概算建造費を評価した（次項の図の左上）。建造期間については、洋上に原子力発電所を設置するための法整備等は必要と考えられるものの建造期間は 14.5 年程度の期間が必要と評価した。また、建造費については、陸上の原子力発電所と同等と評価した。
- ・ 原子力において重要な安全設備に関連した検討として、浮体式原子力で安全性を向上できる設備構成を検討し、これを参考にしたレイアウト検討を進めた。これら検討の炉型は、加圧水型原子炉（PWR）については MIT において検討されているため、沸騰水型原子炉（BWR）とした。なお、具体的なレイアウトの設計、安全設備の有効性評価は 2022 年度以降に実施する予定である。また、テロ対策について調査・検討した（次項の図の右上）。
 - 洋上に設置することを考慮し、陸上と異なる 5 点について検討した（次項の図の中段）。
 - 洋上における浮体式原子力発電設備（原子力発電設備と浮体構造物等）の保守作業のほとんどは、洋上で実施が可能と考えられるが、船体の再塗装や大型補修等のために国内にドックを確保する必要がある。また、揺動場における燃料交換作業等の可否については、今後検討が必要である。
 - 長期運用を考慮した浮体構造物の保守・設計においては、石油掘削リグの寿命延長に関する知見等を調査し、長期運用において設計・保守の観点で考慮すべき事項を整理した。
 - 浮体構造物の位置保持技術においては、定点保持に有効な技術を抽出した。
 - 揺動による原子炉（炉型：BWR）への影響（核燃料からの除熱量の変化）を確認するための評価方法、実験方法を検討した。
- ・ 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を活かし、安全性を向上させた浮体式原子力発電とするため、東京電力福島第一原子力発電所事故において困難を極めた事故時の原子炉減圧操作と原子炉水位計測の多様化について有効な手段を取り纏めた。なお、検討対象の炉型は、福島第一原子力発電所と同じ炉型である BWR とした（次項の図の左下）。
- ・ 国際連携や国際的な規制に関する検討として、国際連携の枠組み作りに向けた活動と放射性廃棄物の海洋投棄について規制するロンドン条約・議定書への対応について検討した（次項の図の下端中央）。
 - 国際連携の枠組み作りに向けて、国際原子力機関（IAEA）等の国際機関のメンバーと意見交換を行った。
 - ロンドン条約・議定書への対応については、陸上と同様の運用が可能であり、特に課題はないことを確認した。
- ・ 国内外で過去に検討された浮体式原子力発電関連（主に舶用炉）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、文献を調査した。（次項の図の右下）。

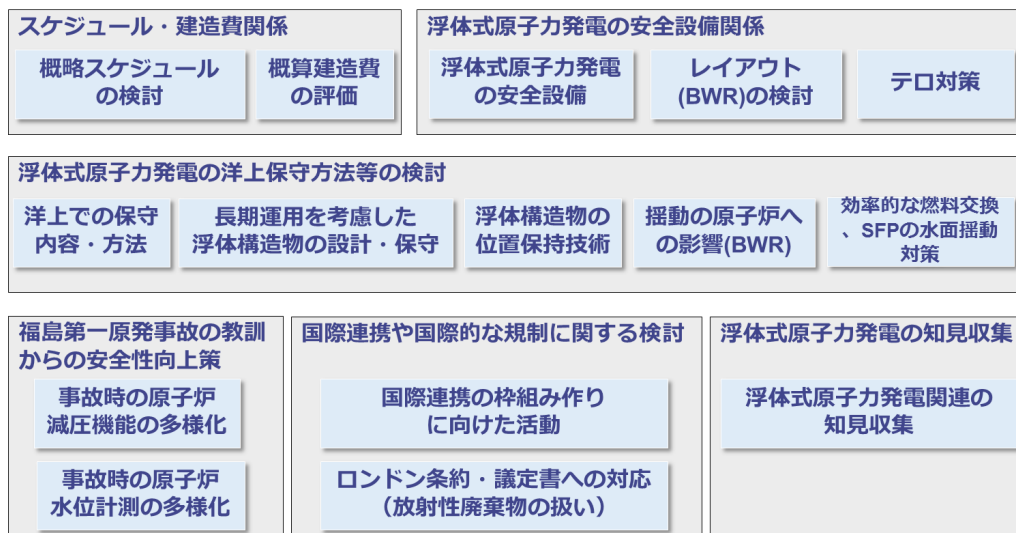


図 本プロジェクトの検討事項一覧

3. 産業競争力強化のための提言および施策

本プロジェクトで検討した浮体式原子力発電は新しい炉型を提案するものではなく、新しいプラットフォームを提案するものであり、東京電力福島第一原子力発電所事故の原因となった津波への対策になりうる。

また、浮体式原子力発電では、陸上の原子力発電が持つ事業リスクの一つである「供用期間中の新たな活断層確認による突発的な廃炉」を排除することができる（陸上と異なり、別の場所に移動させることができるため）。

さらに、コスト面の課題を持つ洋上風力発電の送電設備として、浮体式原子力発電の送電設備を共同利用することにより、洋上風力発電のコスト低減に貢献することも可能と考えられる。

本プロジェクトでは、事業に向けた検討として、「実現までのスケジュール」と「建造費（概算）」を検討した。法整備など多少の遅延リスクはあるものの実現までに要する期間は14.5年と評価し、建造費は陸上の原子力発電と大きく変わらないと評価している。実現までのスケジュールは陸上原子力発電でも同程度の期間が必要と考えられ、既設炉の運転可能期間を考慮すると、既設炉の更なる運転期間延長の検討に加え、新設に関する検討が必要であり、浮体式原子力発電が候補の一つとなる。

今後、2021年度に実施した15の検討事項の内、検討途中の件名について継続して進めると同時に設計を進めたい。また、規制（特に海洋利用関係）について、課題を整理すると共に、実現に向けた提案を目指し、検討を進めていく。

以下に本プロジェクトの提言および施策として、以下の4点を挙げる。

- ・ 産業界は、浮体式原子力発電の設計の具体化、安全性高度化を推進する組織を構築する。
- ・ 大学・研究機関は、浮体式原子力発電技術から派生する研究開発を活性化し人材育成につなげる。
- ・ 国は、国際的な協力体制の構築を図る。また、浮体式原子力発電の実現に向けた船舶安全法等の関連法の整備や原子力発電の環境影響評価方法の整備を実施すること。
- ・ 規制当局は、浮体式原子力発電による、安全性向上のための意見交換の場を作ること。

以 上

【目 次】

【プロジェクトメンバー】	2
1. 本プロジェクトの背景・目的	5
1.1. 本プロジェクトの背景	5
1.2. 本プロジェクトの目的	7
2. 本プロジェクトの進め方	8
3. 浮体式原子力発電の建造期間・費用関係	10
3.1. 実現までの概略スケジュール検討	10
3.2. 浮体式原子力発電の建造費概略評価	14
4. 浮体式原子力発電所の安全設備関係	18
4.1. 浮体式原子力発電所の安全設備	18
4.2. 浮体式原子力発電（炉型：ABWR）のレイアウト検討	25
4.3. テロ対策について	28
5. 浮体式原子力発電の洋上における保守方法等の検討	33
5.1. 洋上における浮体式原子力発電設備の保守	33
5.2. 長期運用を考慮した浮体構造物等の設計・保守	37
5.3. 浮体式原子力発電に適した位置保持技術	41
5.4. 浮体揺動における BWR 成立性の評価	45
5.5. 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	56
6. 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓からの安全性向上策検討	60
6.1. 過酷事故時の原子炉減圧機能の多様化	60
6.2. 過酷事故時の原子炉水位計測の多様化	62
7. 国際連携や国際的な規制に関する検討	65
7.1. 国際連携に向けた取り組み	65
7.2. ロンドン条約・議定書への対応（放射性廃棄物の扱い）	66
8. 浮体式原子力発電関連の知見収集	68
9. 産業競争力強化のための提言および施策	69
付録一覧	70

【プロジェクトメンバー】

リーダー	姉川 尚史	(東京電力ホールディングス株式会社)
メンバー	中西 大介	(東芝エネルギーシステムズ株式会社)
	青木 保高	(東芝エネルギーシステムズ株式会社)
	安達 弘幸	(東芝エネルギーシステムズ株式会社)
	須磨 桂一	(東芝エネルギーシステムズ株式会社)
	長島 慶典	(東芝エネルギーシステムズ株式会社)
	松村 和彦	(日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社)
	Antonin Povolny	(日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社)
	安田 賢一	(日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社)
	上遠野 健一	(日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社)
	有田 誠二	(三菱重工業株式会社)
	田中 太一	(三菱重工業株式会社)
	伊地知 雅典	(株式会社 IHI)
	小池 大介	(株式会社 IHI)
	鈴木 清照	(株式会社三菱総合研究所)
	川合 康太	(株式会社三菱総合研究所)
	森山 善範	(鹿島建設株式会社)
	門馬 隆弘	(鹿島建設株式会社)
	小林 伸司	(清水建設株式会社)
	吉田 郁夫	(清水建設株式会社)
	黒澤 到	(清水建設株式会社)
	甲斐 修二	(清水建設株式会社)
	藤田 昭	(日揮株式会社)
	森本 泰臣	(日揮グローバル株式会社)
	田辺 雅幸	(日揮グローバル株式会社)
	岸本 直彦	(日揮グローバル株式会社)
	安食 和英	(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
	楠 剛	(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
	川西 智弘	(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
	山本 智彦	(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
	福田 航大	(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
	徳永 佳久	(原燃輸送株式会社)
	中島 進	(原燃輸送株式会社)
	山口 洵	(原燃輸送株式会社)
	藤岡 諒	(原燃輸送株式会社)

佐脇 俊之	(日本電気株式会社)
林 真照	(三菱電機株式会社)
南 清和	(東京海洋大学)
師岡 慎一	(早稲田大学)
古谷 正裕	(早稲田大学)
小原 徹	(東京工業大学)
木倉 宏成	(東京工業大学)
相楽 洋	(東京工業大学)
原 大輔	(東京工業大学)
櫻原 達也	(イリノイ大学アーバナ・シャンペーン校)
賞雅 寛而	(富山高等専門学校)
池谷 知彦	(一般財団法人電力中央研究所)
池野 正明	(一般財団法人電力中央研究所)
宇井 淳	(一般財団法人電力中央研究所)
三浦 弘道	(一般財団法人電力中央研究所)
中村 武史	(一般財団法人電力中央研究所)
村部 良和	(日本原子力発電株式会社)
谷川 明広	(日本原子力発電株式会社)
佐藤 拓	(関西電力株式会社)
菅原 淳	(関西電力株式会社)
田口 鋼志	(関西電力株式会社)
一川 倫宏	(関西電力株式会社)
岩田 直也	(関西電力株式会社)
名倉 孝訓	(中部電力株式会社)
原 哲也	(中部電力株式会社)
上岡 幹優	(中部電力株式会社)
古塚 伸一	(一般財団法人日本原子力産業協会)
土平 広樹	(一般財団法人日本原子力産業協会)
手塚 健一	(一般財団法人エネルギー総合工学研究所)
都築 宣嘉	(一般財団法人エネルギー総合工学研究所)
木野 千晶	(一般財団法人エネルギー総合工学研究所)
佐脇 俊之	(日本電気株式会社)
林 真照	(三菱電機株式会社)
山下 裕宣	(一般社団法人日本保全学会)
金子 誠司	(株式会社テプコシステムズ)
末廣 祥一	(株式会社テプコシステムズ)
佐藤 親宏	(株式会社テプコシステムズ)
五十嵐 信二	(株式会社東京エネシス)

平尾 克己	(東京パワーテクノロジー株式会社)
後藤 章	(東京電力ホールディングス株式会社)
大森 修一	(東京電力ホールディングス株式会社)
上坂 昌生	(東京電力ホールディングス株式会社)
山田 五雪	(東京電力ホールディングス株式会社)
小暮 将之	(東京電力ホールディングス株式会社)
佐々 大輔	(東京電力ホールディングス株式会社)
山本 佑	(東京電力ホールディングス株式会社)
中野 宏之	(東京電力ホールディングス株式会社)

COCN

山口 雅彦	(COCN 事務局長)
五日市 敦	(COCN 副事務局長)
佐藤 桂樹	(COCN 副事務局長)
武田 安司	(COCN 副事務局長)
岩田 一	(COCN 企画小委員)
菊地 達朗	(COCN 企画小委員)
金枝上 敦史	(COCN 企画小委員)
大久保 進之介	(COCN 企画小委員)
中山 慶祐	(COCN 企画小委員)
武田 安司	(COCN 企画小委員)

【本 文】

1. 本プロジェクトの背景・目的

1.1. 本プロジェクトの背景

気候変動問題は、気候変動に関する政府間パネル（IPCC）の 1.5°C 特別報告書、2021 年 8 月 9 日に公表された IPCC 第 6 次評価報告書 WG1 報告書（自然科学的根拠）の通り、議論の段階を越えており、世界各国で対策の実践が求められている。2021 年 10 月 31 日～11 月 13 日に英国グラスゴーで開催された国連気候変動枠組条約第 26 回締約国会議（COP26）において最終日に採択された合意文書では、世界の平均気温の上昇を 1.5°C に抑えることが協調され、石炭火力の段階的な削減（Phase-down）も明記された。論点の一つであった 2030 年までの温室効果ガス削減目標の上積みについては、成果文書「グラスゴー気候同意（Glasgow Climate Pact）」の中で 1.5°C 目標を達成するためには 2030 年の排出量を 10 年比で 45%削減、今世紀半ばには実質ゼロが必要とし、パリ協定締約国に対し、2022 年末までに必要に応じて 2030 年目標の再検討や強化を要請している。また、締約国に unabated Coal（削減対策の無い石炭火力）の段階的削減努力と、化石燃料への非効率な補助金の段階的廃止に向けた努力の加速を要請している。

日本を除く G7 各国は、石炭火力の廃止や排出量をゼロにする目標年限を定めており、また、英国は米国やカナダなど 20 カ国が石炭だけでなく、天然ガスなど全ての化石燃料の国外での公的融資の停止で合意したことが発表されており、フランスでは、2021 年 7 月に気候変動対策法¹が議会で可決されている。このように気候変動対策を早急に実施することが求められており、多くの温室効果ガスを排出している電力部門の脱炭素化は非常に重要な課題である。

原子力発電は、脱炭素電源の一つとして挙げられる一方で、東京電力福島第一原子力発電所事故に代表されるように事故が発生した際の影響が非常に大きく、避難が長期間にわたるため、特に発電所周辺の住民に多大な影響を与える。そのため、今後、新設される原子力発電は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて安全性を向上させたものでなければならないことは論を俟たない。地震が多く発生する日本において、地震・津波は非常に大きなリスク要因の一つであり、これらを排除（または低減）することができる原子力発電が必要であり、その一つとして、マサチューセッツ工科大学

（MIT）の Michael Golay 教授らが提唱する Offshore Floating Nuclear Power（浮体式原子力発電）が挙げられる。この浮体式原子力発電は、図 1、図 2 に示すように円筒型（モノコラム型）の浮体構造物と原子炉を組合せて沖合 30km 程度の洋上に設置するものであり、既存技術（石油掘削リグと原子力発電）の組合せである。また、新しい炉型を提案するものではなく、新しいプラットフォームを提案するものである。浮体式原子力発電の長所として、以下に示す 4 点が挙げられる。

¹ フランス議会で可決された本法は、「近距離航空便（2.5 時間電車移動可能距離）廃止」、「化石燃料の広告禁止」等、人々に大きな行動変容を求める内容となっている。また、生態系を広範囲に破壊する行為を犯罪（エコサイド）と規定している。意図的な環境破壊に対し、関係する政府や企業トップが刑事責任を負うこととなった。

浮体式原子力発電の長所

- ① 津波の影響を小さくできる
- ② 原子炉からの崩壊熱除去のために、周辺にある大量の海水を動力なしに利用できる
- ③ 陸地から離れた沖合に設置することで事故時の避難計画が不要になる
- ④ 集中した製造拠点で製造することで品質向上が図れる

沖合 30km 程度の人から離れた洋上に立地する浮体式原子力発電では、設置海域の水深が深いため、津波高さを大幅に低くすることが可能である。さらに、原子力発電の課題の一つである社会的受容性についても、居住区域（人）から離れた場所に設置することができるため、一定の改善が期待できる。また、東京電力福島第一原子力発電所事故で困難を極めた原子炉からの崩壊熱除去についても冷却水として周辺にある大量の海水を動力なしに利用できる利点を持つ。製造面の観点では、海に面した製造拠点（例えば、造船所）で集中的に建造し、設置海域まで海上を輸送することが可能なため、産業競争力の観点からも有望な原子力発電である。

この優れた安全性を有する浮体式原子力発電に着目し、2020 年度に「浮体式原子力発電研究会」を立ち上げ、浮体式原子力発電の持つ安全性向上の可能性を確認するとともに、その実現のために必要となる 111 の検討課題を整理し、それらの中から、重要度の高い 4 つの検討課題（①規制要求に照らした課題抽出、②海上での地震動（海震）の影響、③沸騰水型原子炉（BWR）における浮体揺動影響、④確率論的リスク評価（PRA）を用いた安全性向上度の推定）に取り組んだ。2021 年度も継続して浮体式原子力発電の実現に向けた検討を継続することとし、本プロジェクトを立ち上げた。なお、立ち上げにおいて、「浮体式原子力発電研究会」の検討結果を振返り、前述の 111 の検討課題から更なる追加の課題有無を確認し、130 件の課題としている（課題一覧は付録 1 参照）。

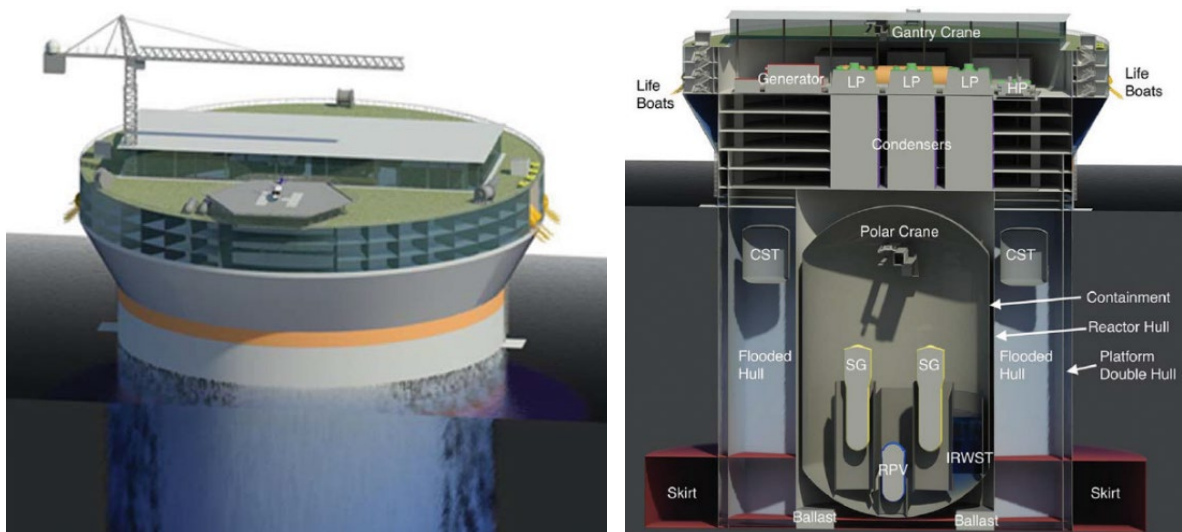


図 1 MIT の Michael Golay 教授らが提唱する浮体式原子力発電²

² J. Buongiorno et al., “The Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) Concept,” Nucl.Tech., vol.194, pp.1-14 2016.

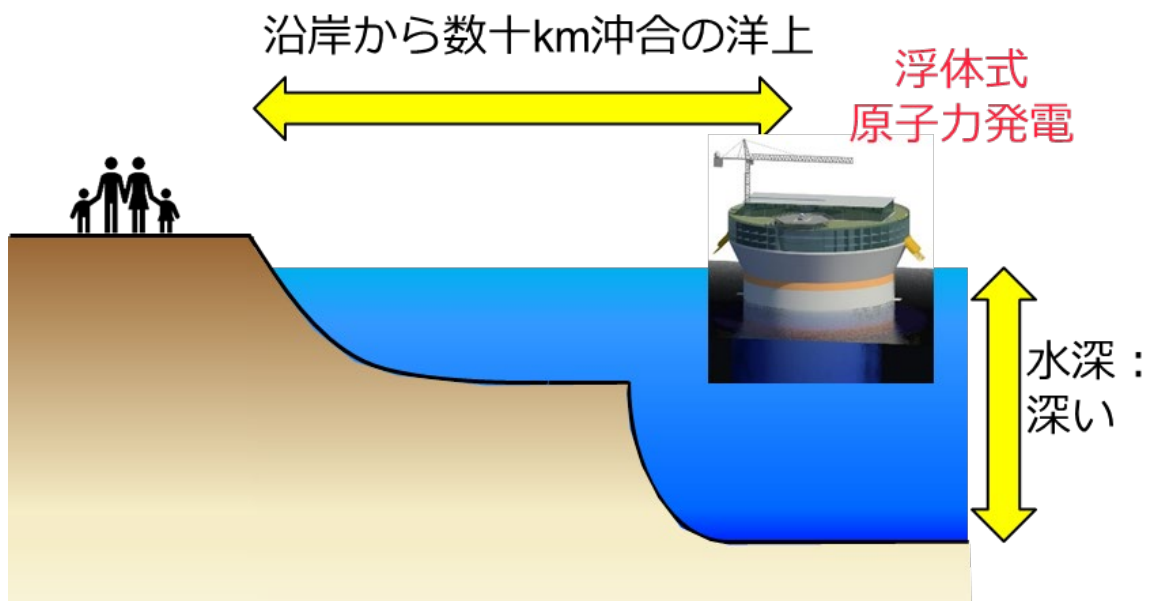


図 2 浮体式原子力発電の設置イメージ

1.2. 本プロジェクトの目的

浮体式原子力発電の長所そして課題を確認し、検討するとともに、より安全な原子力発電の実現に向けた施策を検討し、我が国への導入の実現性を明確にすることを目的とする。

2. 本プロジェクトの進め方

本プロジェクトでは、「実現のために必要となる検討課題 130 件」の中から、早期に検討すべき課題として以下の 4 件を選定した。

- ・ 浮体式原子力発電の建造費概略評価
- ・ 洋上における浮体式原子力発電設備の保守
- ・ 浮体式原子力発電に適した位置保持技術
- ・ ロンドン条約・議定書への対応（放射性廃棄物の扱い）

上記 4 件の他に 11 件（合計 15 件）の検討事項（表 1）について検討した。本報告書の構成と各検討事項の概要を以下に示す。

3 章では、浮体式原子力発電の事業に向けた検討として、浮体式原子力発電の実現までのスケジュール、事業成立性の観点から浮体式原子力発電の建造費について概略評価した結果を報告する。

4 章では、安全関係の検討として、浮体式原子力発電で考えられる安全設備の検討、これを参考に実施している浮体式原子力発電のレイアウト検討の進捗状況を報告する。また、核物質防護の観点から重要なテロ対策に関する調査・検討結果を報告する。

5 章では、洋上に位置する浮体式原子力発電特有の内容を検討しており、以下 5 点の検討結果を報告する。

- ・ 洋上において浮体式原子力発電設備（原子力発電設備と浮体構造物等）の保守作業を実施することが考えられるため、洋上における浮体式原子力発電の保守作業の可否等について検討した。
- ・ 浮体式海洋石油・ガス生産貯蔵積出設備（FPSO）等の浮体構造物の設計寿命は一般的に 25 年程度（ただし、近年は世界各国で寿命延長が行われている）であるが、既設原子力発電設備の運転期間と合わせて 40 年間、洋上で保守作業を実施する場合の長期運用を考慮した浮体構造物等の設計・保守課題等について検討した。
- ・ 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ことは非常に重要な機能となるため、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。
- ・ 原子炉の炉型が BWR の場合の海洋上の揺動による原子炉への影響（核燃料からの除熱量の変化）を確認するための評価・実験方法を検討した。
- ・ 既設の建設当初から大きく変更していないシステムや構造のうち、燃料交換システムの効率化や使用済燃料を貯蔵する使用済燃料プールの構造に関するスロッシング（プールの液面が激しく揺れる現象）対策を検討した。

6 章では、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を活かし、安全性を向上させた浮体式原子力発電とするため、東京電力福島第一原子力発電所事故において困難を極めた原子炉減圧と原子炉水位計測について検討した結果を報告する。

7 章では、実現に向けて国際連携が重要と考えられるため、その枠組み作りに向けた活動を実施しており、その状況を報告する。また、放射性廃棄物の海洋投棄に関する国際条約（ロンドン条約・議定書）への対応についての検討結果も報告する。

8 章では、国内外で過去に検討された浮体式原子力発電関連（主に船用炉）の知見を収集し、設計に活用するため、文献調査を実施した結果を報告する。

9 章では、これら検討結果からの提言を纏めている。

表 1 検討事項一覧

本報告書記載箇所	検討事項
3 章	実現までの概略スケジュール検討
	浮体式原子力発電の建造費概略評価
4 章	浮体式原子力発電所の安全設備
	浮体式原子力発電（炉型：BWR）のレイアウト検討（概念設計レベル）
	テロ対策について
5 章	洋上における浮体式原子力発電設備の保守
	長期運用を考慮した浮体構造物等の設計・保守
	浮体式原子力発電に適した位置保持技術
	浮体揺動における BWR 成立性の評価
	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
6 章	過酷事故時の原子炉減圧機能の多様化
	過酷事故時の原子炉水位計測の多様化
7 章	国際連携の枠組み作りに向けた活動
	ロンドン条約・議定書への対応（放射性廃棄物の扱い）
8 章	浮体式原子力発電関連の知見収集

3. 浮体式原子力発電の建造期間・費用関係

3.1. 実現までの概略スケジュール検討

3.1.1. 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。本検討の詳細な検討結果については、付録 2 に纏めている。

3.1.2. 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。

3.1.2.1. 立地調査期間

立地調査の段階で実施する主要項目として、「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。

浮体式原子力発電の環境影響評価に要する期間は、図 3 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「過去の陸上の原子力発電所の評価期間」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。

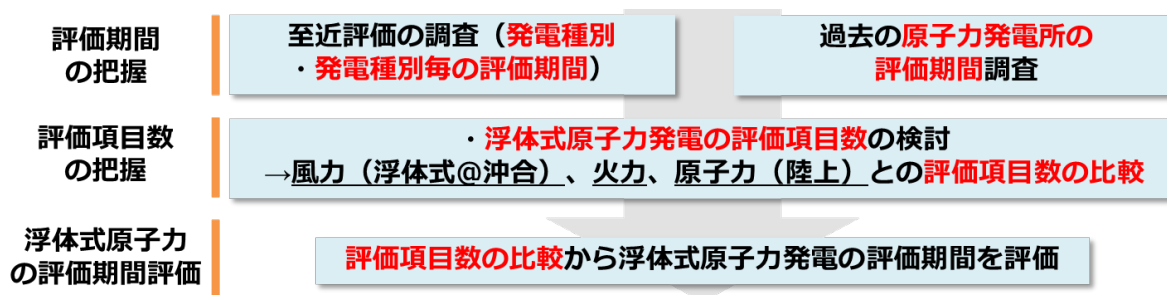


図 3 環境影響評価期間の評価方法

3.1.2.2. 設計・建造期間

設計・建造期間の検討は、図 4 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）の期間を評価し、最後に建造に要する期間を評価した。なお、規制審査期間の評価においては、米国で整備されている設計認証等を活用する場合と日本の現状の規制（設置許可等）の場合の 2 種類を検討した。

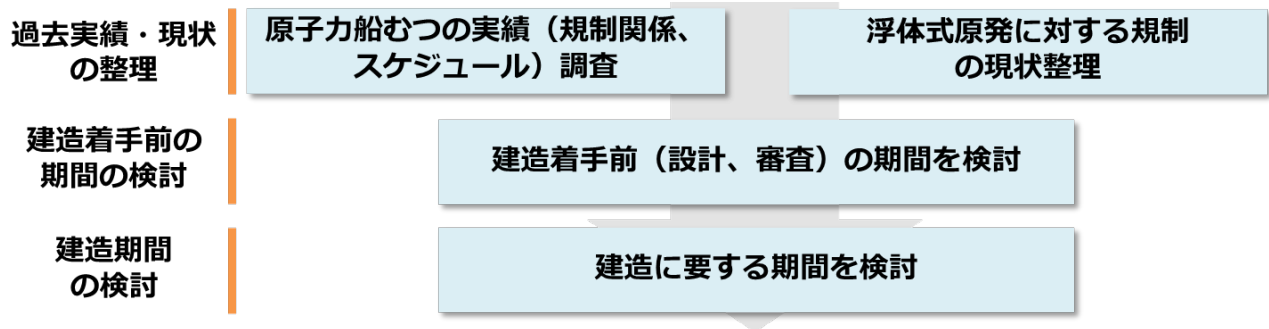


図 4 設計・建造期間の評価方法

3.1.3. 検討結果

3.1.3.1. 立地調査期間

至近の環境影響評価期間と浮体式原子力発電で考えられる環境影響評価項目数から、立地調査期間は2.5年とした。

3.1.3.2. 設計・建造期間

原子力船「むつ」の実績調査の結果、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年であること等を確認した。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り、洋上（浮体式）風力発電設備への法令適用（船舶安全法と電気事業法）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）により規制されると考えられる。

建造着手前の期間については、設計と規制審査の期間を評価した。設計の期間では、基本設計、詳細設計に加え、浮体式原子力発電特有課題（揺動等）の検討・規制機関との議論に要する期間を評価した。また、設計審査の期間では、設計認証、建設・運転一括認可、設置許可、工事計画認可等に要する期間を評価した。

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。本検討では、最も選択される可能性が高い工法の期間（約2.5年）とした。建造着手時期は建設・運転一括認可又は工事計画認可後とした。また、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。

3.1.4. まとめ

本検討のまとめを表2、表3に示す。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は初号機の場合に要する期間であり、2号機以降は表1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（米国で整備されている設計認証を活用する場合）

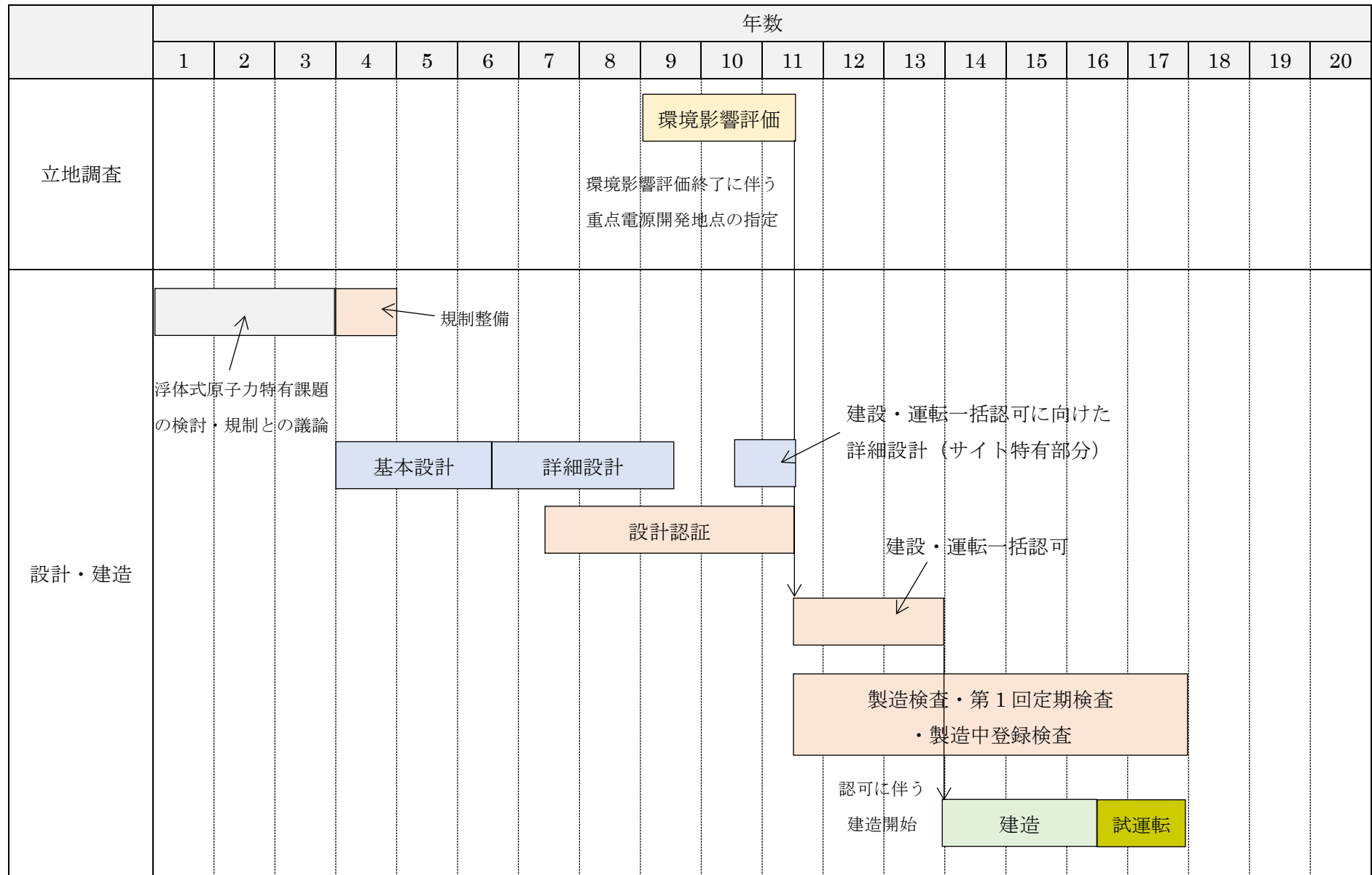


表 3 実現までのスケジュール（日本の現状の規制の場合）

	年数																			
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
立地調査				環境影響評価																
			環境影響評価終了に伴う 重点電源開発地点の指定																	
設計・建造	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													
							設置許可・工事計画認可													
													製造検査・第1回定期検査 ・製造中登録検査							
												認可に伴う 建造開始								
													建造	試運転						

3.2. 浮体式原子力発電の建造費概略評価

3.2.1. 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。費用として、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概略報告する。

建造費が陸上原子力発電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。本検討の詳細な検討結果については、付録 3 に纏めている。

3.2.2. 検討の進め方

本検討では、図 5 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で異なる箇所（比較箇所）を確認し、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。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）である。なお、以下の理由から、電気出力 1100 MW 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。
- ・ 公開されている陸上原子力発電の建設費の情報は、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。

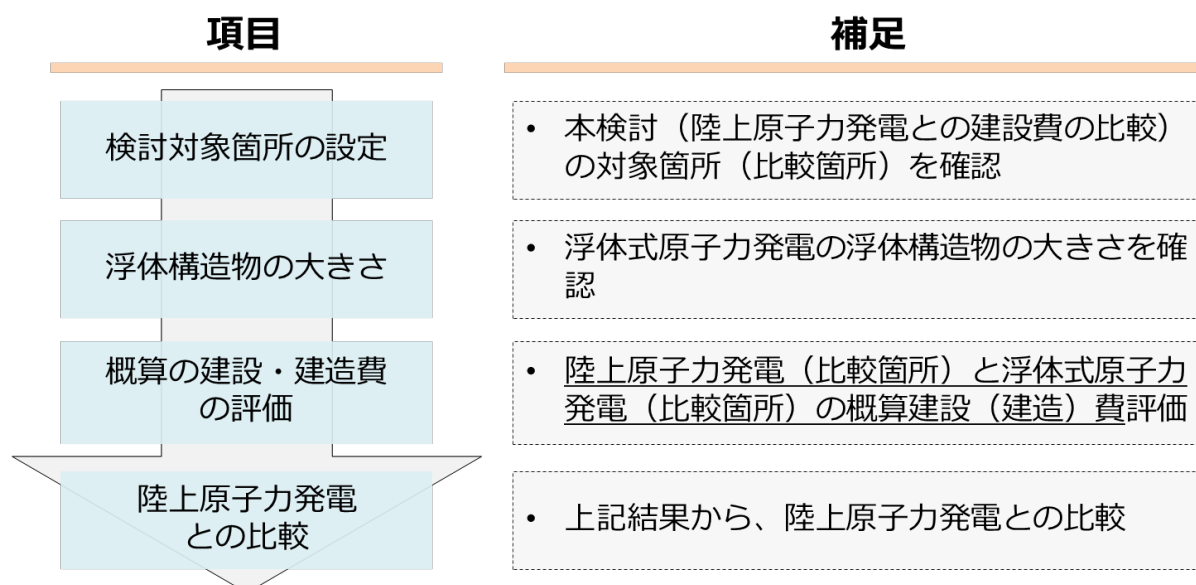


図 5 検討の進め方

3.2.3. 検討結果

3.2.3.1. 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、ポンプ等の原子力関連設備は、陸上原子力発電と同じと仮定し、検討することとした（海水を活用した安全設備等は考慮していない）。比較箇所として、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3点を設定し、それぞれの建設費（建造費）を評価した。

3.2.3.2. 浮体構造物の大きさ

本検討では、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 1 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については、MIT の文献³で示されている OFNP-1100 と AP1000 の Steel と Concrete の重量等の情報から評価し、35,178 トンと評価された（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）。

3.2.3.3. 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。

■ 浮体式原子力発電の浮体構造物

浮体式原子力発電の浮体構造物のみの重量と浮体式海洋石油・ガス生産貯蔵積出設備（FPSO）の建造費と軽荷重量（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）から重量比で浮体式原子力発電の浮体構造物の建造費を算出した結果、390～560 億円程度であった。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。

■ 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、「①海底送電線 30km の建設費」と「②海底送電線 30km に加え、陸上送電線 10～200km の建設費」の2点を実施した。①では、陸上送電線の長さは浮体式と陸上で同じとして評価している。②では、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、2 ルート 4 回線の建設費を評価している。

³ J. Buongiorno et al, “The Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) Concept”, 2016.

「①海底送電線 30km の建設費」については、304～475 億円と評価された（ジョイント費用を考慮していないこと、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）。

「②海底送電線 30km に加え、陸上送電線 10～200km の建設費」の評価結果を図 6 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（例えば、陸上送電線の距離が 200km の場合は最大 4425 億円、500km の場合は最大 9885 億円）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。

日本における送電線全体の建設費の観点で次のことが言える。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偏在すると想定されており、偏在に伴う増強費用として、45GW 分の電源が偏在している場合に必要投資額は約 3.8～4.8 兆円⁴とされている。浮体式原子力発電の設置場所の制限は再生可能エネルギーに比べると少ないため、系統増強のための大規模な投資が不要となる。

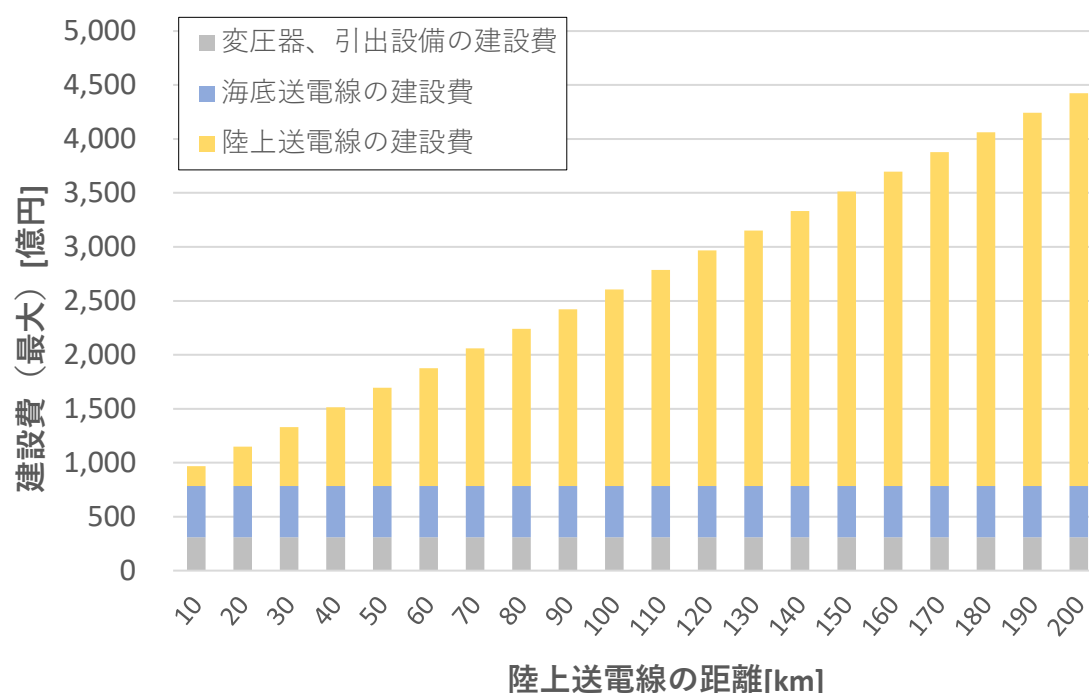


図 6 陸上送電線距離の変化による送電線全体の建設費

■ 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、初めに陸上原子力発電の建設費を調査し、その中で土木・建屋部分が占める割合を設定した。

⁴ 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）より。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。

OECD-NEA の報告書⁵等から、陸上原子力発電の建設費を 5,500 億円とした。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）。土木・建屋部分が占める割合は、World Nuclear Association(WNA)の情報等から、15～25%（825～1375 億円）とした。金額については、防波堤等に多額の建設費を要すること等の理由より、ある程度の幅があると想定される。なお、本金額に特定重大事故等対処施設に係る土木・建屋部分の建設費は含まれない。

3.2.3.4. 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 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（電気出力 1100 MW）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評価される（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、既存の陸上に設置されている発電設備を流用できる場合、全体の費用を抑えることが可能である。

⁵ OECD-NEA, “Nuclear New Build Insights into Financing and Project Management”, 2015.

4. 浮体式原子力発電所の安全設備関係

4.1. 浮体式原子力発電所の安全設備

4.1.1. 安全系区分分離の検討

1) 検討方針及び浮体式で考慮すべき要求事項と事故対策の制約

浮体式原子力発電の安全系設備設計・レイアウトでは、既に設備設計がなされており、かつ運用実績を有する既設炉をベースケースとすることとし、特に陸上の既設最新型である BWR (ABWR) を対象として検討を行った。浮体式原子力発電所 (浮体式 BWR) のレイアウトでは、陸上の原子力発電所 (陸上 BWR) の安全審査で求められている区分分離の徹底を図ると同時に多様性、多重性の強化を検討した。陸上 BWR の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ている (以下、区分分離) ⁶。日本の BWR の安全系は、再循環配管破断などの設計基準事故 (DBA: Design Basic Accident) 対応の動的機器による安全系のみである。なお、RCIC (Reactor Core Cooling Isolation System) は全交流電源喪失後も崩壊熱による原子炉からの蒸気を駆動源として、一定期間原子炉の崩壊熱を除去することが可能である。浮体式 BWR では、世界の最新の原子力発電所 (AP1000⁷, EPR⁸, ESBWR⁹ 等) が採用している浮力、重力などの自然力を用いた静的機器による過酷事故 (SA: Sever Accident) 対策を追加する。特に浮体式 BWR の安全性向上で考慮すべき要求事項と事故対策への制約として以下が挙げられる。

- オンラインメンテナンス (原子炉稼働中のメンテナンス) を可能とする
- 静的機器による SA 対策を可能とする。
- 陸上 BWR と比較して、予備の外部電源との接続が難しい。
- 浮体特有の外的事象・リスク (浸水や沈没) が潜在している。
- アクセス性が悪い。

今回の評価では安全系のオプションを例示し、産業界そして大学に属する専門家が評価し、加えて今後の課題を抽出した。確率論的リスク評価 (PRA: Probabilistic Risk Analysis) による炉心損傷頻度 (CDF: Core Damage Frequency) 評価・目標値の設定、並びにコスト評価は今後行う。

2) 既存炉における安全系区分分離

既設の陸上型最新型 BWR の ABWR (Advanced BWR) では、原子炉内蔵型再循環ポンプ (RIP: Rector Internal Pump) 採用により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炉心冠水冷却方式を採用した。ABWR に採用された 3 区分安全系を図 7 に示す。図中 ADS は女川 2 号には 2 区分、柏崎 6, 7 号機には 3 区分に設置されている。

⁶ 東京電力ホールディングス株式会社「区分分離の考え方」 <https://www.nsr.go.jp/data/000163515.pdf>

⁷ WEC (Westinghouse Electric Corporation) 社が開発。AP1000 (Advanced Passive 1000 MWe 電気出力 1000 MWe)

⁸ AREVA 社が開発。EPR (European PWR, 電気出力 1500 MWe)

⁹ GE-Hitachi 社が開発。ESBWR (Economic Simplified BWR, 電気出力 1500 MWe)

3) 浮体式における安全系区分分離のオプションと評価

検討より選択した浮体式 BWR 現段階でのオプションを図 8 に示す。他のオプションそして判定結果については付録 4 に記載している。

この安全系の特徴は、

- DBA 時に期待する動的機器を 4 区分として、オンラインメンテナンスが可能である。東京電力福島第一原子力発電所事故において、非常用ディーゼル発電機(DG)の受電設備が同じ場所に設置されていたため、津波により同時に機能を喪失した。DG 設置場所を別々にするを考えている。(1F 事故教訓：位置的分散)
- SA 時に期待する静的システムを設置し、2 区分として多重性と多様性（減圧系、注水系、溶融炉心冷却系）を持たせている。静的システムについては次節で説明する。

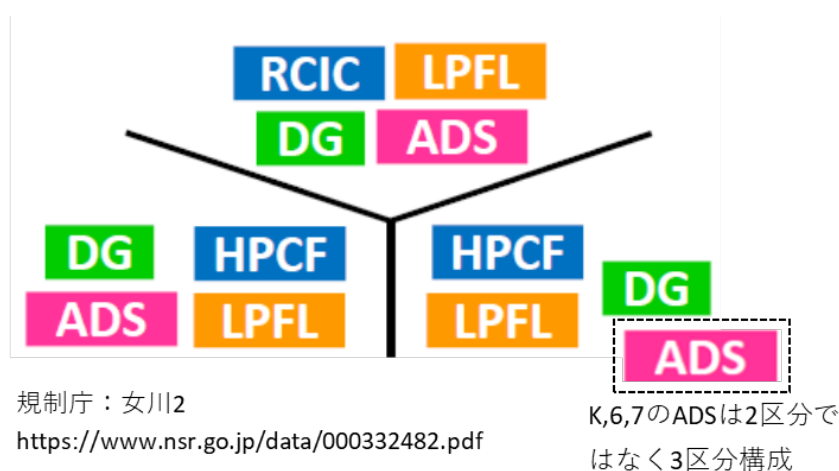


図 7 ABWR の安全系区分分離（3 区分分離の例）

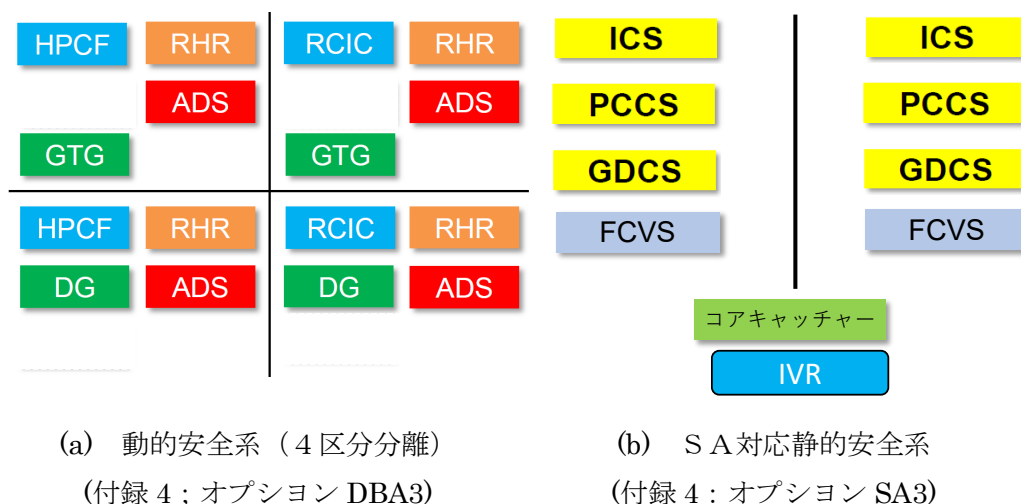


図 8 浮体式 BWR の安全系区分分離

(図中の略語)

- RCIC：原子炉隔離時冷却系

- HPCF：高圧炉心注水系
- LPFL：高圧炉心注水系
- DG：非常用ディーゼル発電機
- ADS：自動減圧系
- ICS：非常用復水器
- PCCS：静的格納容器冷却系
- GDCS：重力落下式炉心冷却系
- FCVS：原子炉格納容器フィルタベントシステム
- IVR：炉心溶融デブリ炉内保持
- コアキャッチャー：炉心溶融物保持装置

4) 今後の課題

検討会で抽出され課題を付録 4 に示す。今後の詳細検討においては、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、系統複雑化によるデメリット（コスト・リスク）の可能性もあるためこの点に留意して検討を進める事が必要である。

各方法の詳細設計や実機での運用については更なる検討が必要となることから、今後実施される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。

4.1.2. 海水を活用した静的な崩壊熱除去システムの成立性検討

1) 海水を活用した静的な崩壊熱除去システムのねらい

前述したように、浮体式 BWR では陸上 BWR よりも安全性を向上するために、東京電力福島第一原子力発電所事故の経験を踏まえステーションブラックアウト¹⁰の状態でも、人の判断そして人手を用いずに浮力、重力などの自然力により燃料棒の崩壊熱を除去し、万一炉心が溶融した場合でも、溶融炉心を自然力で冷却し環境に放射能を漏洩しない“静的な崩壊熱除去システムおよび溶融炉心冷却システム（静的システム）”を設置する。加えて、浮体式 BWR の周囲に無限にある海水を利用することにより、最新の軽水炉でも 3 日間程度の静的システム稼働時間を半永久的に稼働する静的システムを検討する。

2) 陸上 BWR の静的な崩壊熱除去システムおよび溶融炉心冷却システム

中国で稼働している AP-1000,EPR そして、米国原子力規制委員会（U.S.NRC）で標準設計認証を取得している ESBWR では、静的システムが設置されている。浮体式 BWR では、BWR に対して開発された ESBWR の静的システムを基本として、浮体式 BWR の利点を活かした改良を行う。図 9 に ESBWR の静的システムを示す。ESBWR の静的システムは、非常用復水器（ICS: Isolation Condenser system）,重力落下式炉心冷却系（GDCS: Gravity Driven Cooling System）、静的格納容器冷却系（PCCS: Passive Core Cooling System）,溶融炉心冷却システム(BiMAC: Basemat-internal Melt Arrest Coolability)より構成されている。炉心の崩壊熱で生じた蒸気、炉心から格納容器内に放出された蒸気そして溶融炉心冷却システムで発生した蒸気は、プール水(ICS pool, PCCS pool)を蒸発させることにより上部に設置した熱交換器で凝縮し、重力により圧力容器(RPV: Reactor Pressure Vessel)あるいは格納容器(PCV: Primary Containment Vessel)内に戻される。このシステムが稼働する時間は、プール水の容量で決まっており、ESBWR では約 3 日間である¹¹。

3) 海水を活用した静的な崩壊熱除去システムおよび溶融炉心冷却システムの改良

① 半永久的に稼働する静的システムのアイデアおよび課題の抽出

現行の静的システムの稼働可能日数は、3 日たてば人手によりプール水を補給可能と考えて決められている。しかしながら、東京電力福島第一原子力発電所事故の経験そして浮体式 BWR のアクセス性から考えて 3 日は短いと思われる。図 10 に海水を利用した半永久的に稼働する静的システムのアイデアの例を示す。図(a)は、ICS,PCCS で発生した蒸気を上部にもうけた熱交換器(熱交)により凝縮し、重力によりプールへ戻すことにより、ICS,PCCS のプール水の容量を一定に保つことが可能である。蒸気の冷却には海水の自然循環が利用されている。蒸気を凝縮する熱交が大きくなる課題がある。図(b)は、ICS,PCCS のプールを海と連結することにより蒸発分は供給される。課題は、海水による PCCS 熱交換器の腐食、熱交表面への塩の析出による伝熱阻害、そして熱交が破損すると、汚染水が直接海に放出される可能性がある。FBR(Fast Breeder Reactor)の蒸気発生器のように伝熱管を二重管にすることなどの工夫が必要である。また、PCCS,ICS に流入する蒸気に含まれる非凝縮ガスの蓄積により伝熱が阻害

¹⁰ 自家発電を含むプラント全体の電源が喪失した状態。

¹¹ EPR,AP-1000 でも 3 日間。3 日間たてば、人手によりプール水を補給可能と考えている。

され RPV,PCV の蒸気を凝縮できなくなる可能性がある。ESBWR そして SBWR(Simplified BWR)¹²では非凝縮ガスを自動的に排出されるようになっているが、今回のように長期間では何らかの影響がある可能性があるので、非凝縮ガスの蓄積に配慮する必要がある。

② 多重性、多様性を持った熔融炉心冷却システム

熔融炉心冷却システムとして AP1000 では、RPV を冠水冷却して熔融炉心を RPV 内に保持(IVR: In-Vessel Retention)する設計を採用している。EPR,ESBR では、RPV より流出した熔融炉心を捕捉して冷却している(EVCC: Ex-Vessel Corium Cooling)。両プラントとも単独のシステムで熔融炉心を冷却している。浮体式 BWR では、図 11 に示す“多重性 多様性を持った熔融炉心冷却システム”を考えている。熔融炉心の RPV 内閉じ込め(図(a))に失敗した場合、コアキャッチャーでの RPV 外での熔融炉心冷却(図(b))、こ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(図(c))を考えている。ただし、BWR では RPV 下部に制御棒駆動機構があり、RPV 下部を冷却する流れを阻害する可能性があるので十分注意する必要がある。

4) 今後の検討課題

検討会で抽出され課題を付録 5 に示す。今後の詳細検討においては、付録 5 の「海水冷却：コメント管理表」に示される懸案事項に留意して検討を進める必要がある。

¹² 横堀ほか、静的格納容器冷却系(PCCS)の特質と性能評価研究、第 3 回動力エネルギーシンポ、C26(1994)。

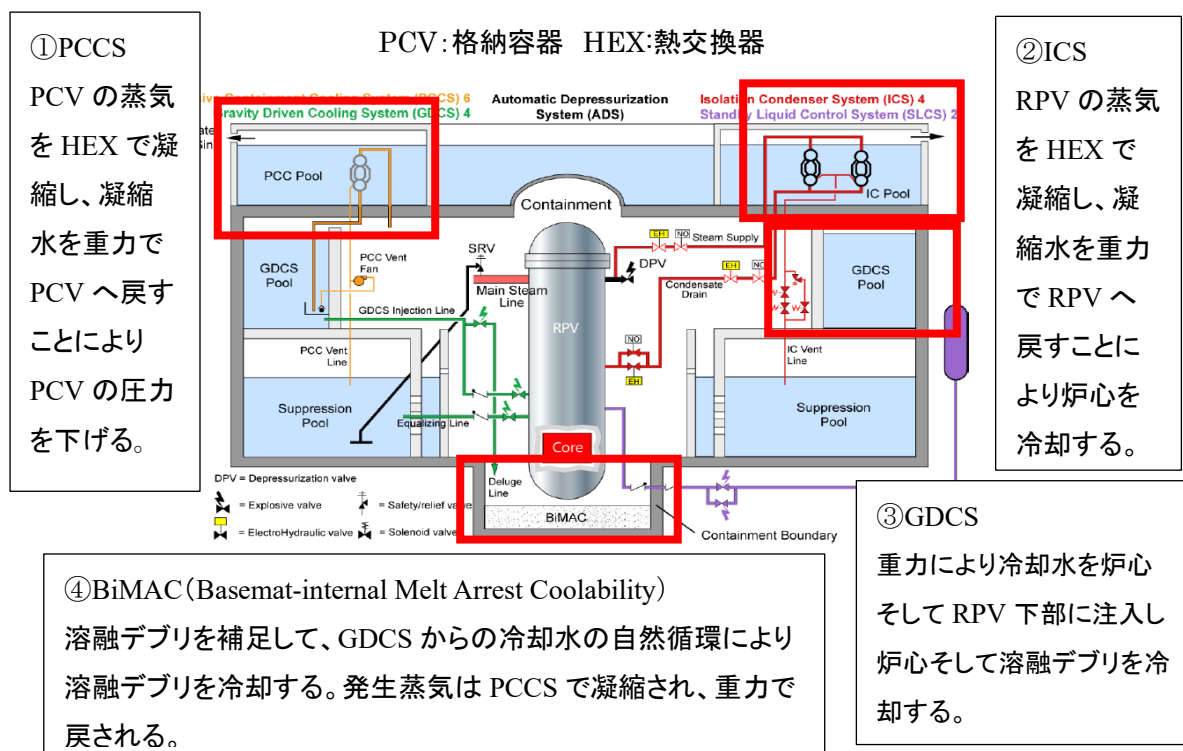
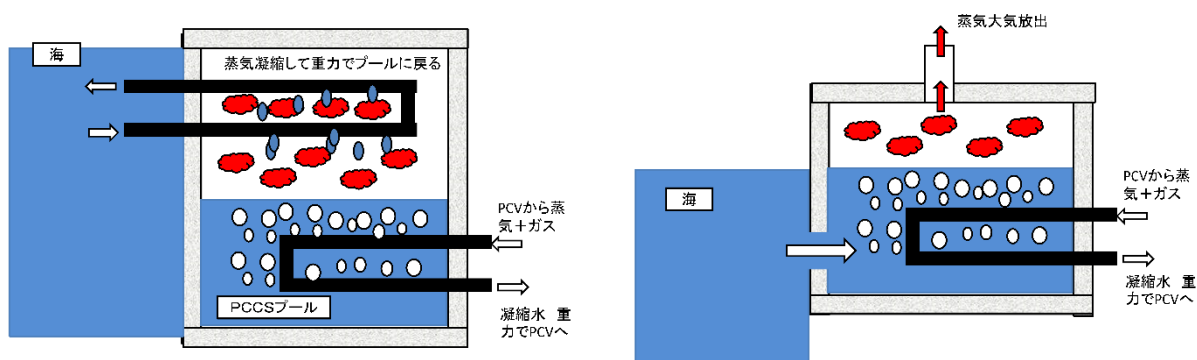


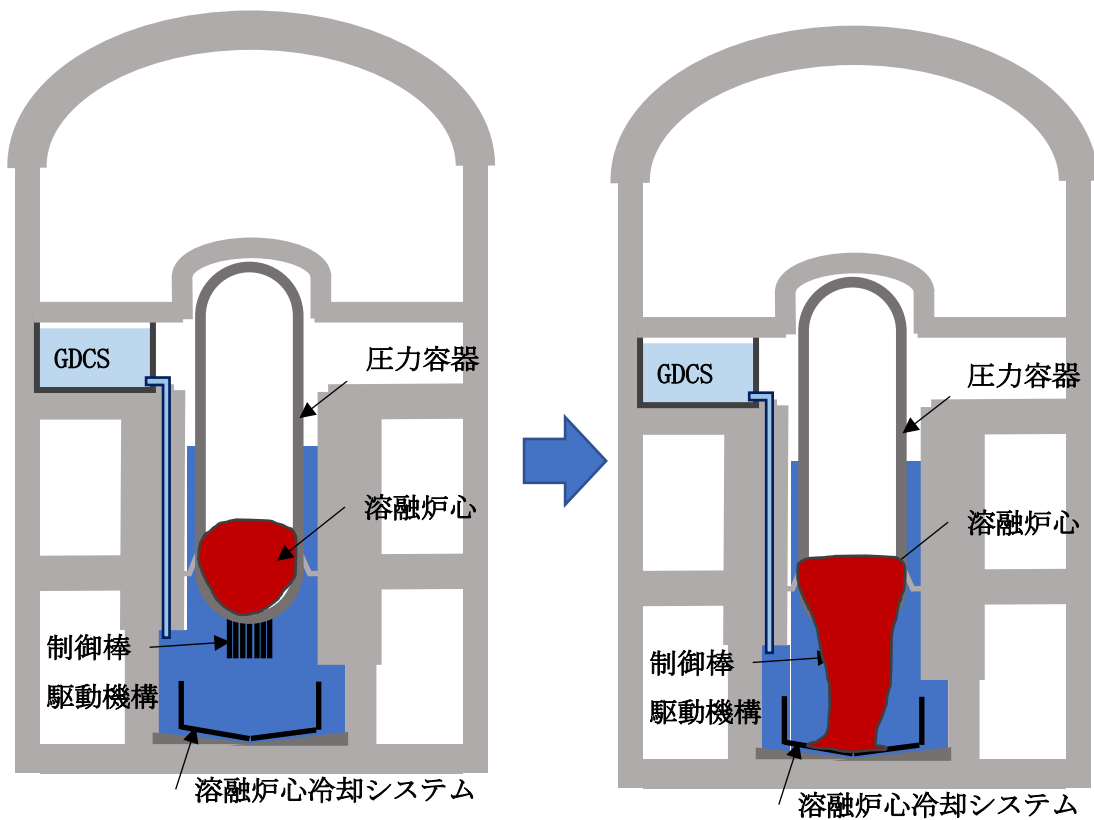
図 9 ESBWR に採用されている静的システム

GE-Hitachi Nuclear Energy, The ESBWR Plant General Description, https://nuclear.gepower.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en_US/documents/ESBWR_General%20Description%20Book.pdf



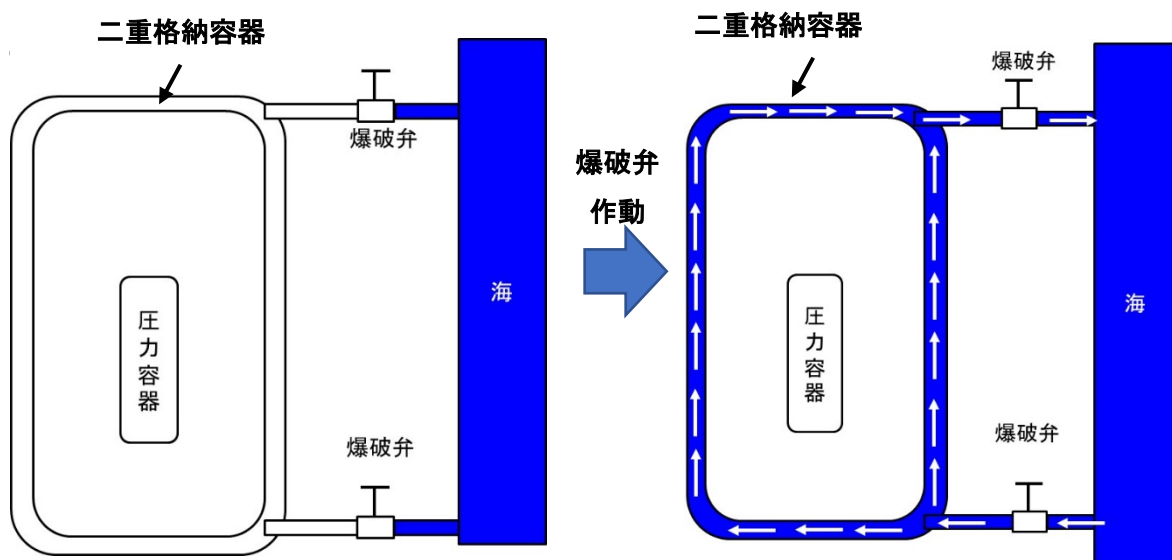
基本コンセプト：日本原子力学会「2014 年秋の大会」J11, 小澤、師岡、除熱時間を増大させた革新的非常用復水器の開発

図 10 海水を利用した半永久的に稼働する静的システムのアイデア



(a) In-Vessel Retention (IVR)

(b) Ex-Vessel Corium Cooling (EVCC)



(c) 二重格納容器による冷却

図 11 多重性・多様性を持った溶融炉心冷却システム

4.2. 浮体式原子力発電（炉型：ABWR）のレイアウト検討

4.2.1. 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。本検討の詳細な検討結果については、付録 6 に纏めている。

4.2.2. 検討の進め方

レイアウト検討は、図 12 に示す流れで実施しており、今年度は 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 4 に示す内容を設定している。

STEP①では、機能展開図を作成し、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。

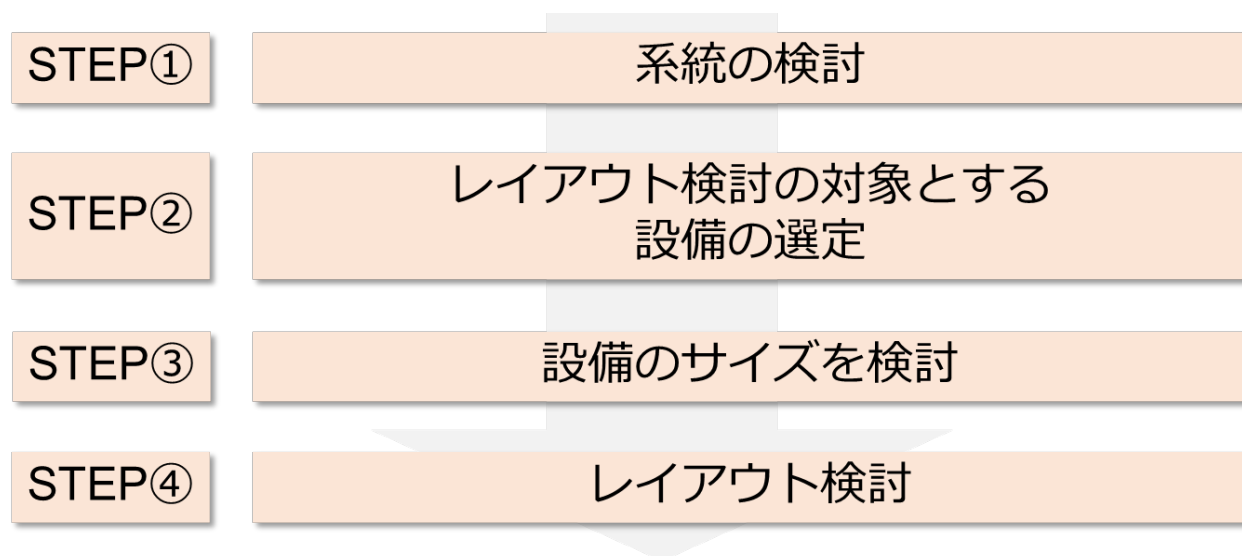


図 12 レイアウト検討の進め方

表 4 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 600 MW 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	淡水化装置までは考慮しない。
7	送電電圧までの昇圧は浮体構造物上で実施する。
8	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。
9	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。
10	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。
11	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。
12	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。
13	遮蔽厚さが適切かまでは検討しない（設置場所等により異なる遮へい厚さは今後の検討事項）。

4.2.3. 検討結果

4.2.3.1. 系統の検討（図 12 の STEP①）

ABWR に関する公開情報等を参考に、浮体式原子力発電に必要な機能を検討し、浮体式原子力発電の系統（系統の設備を含む）を決定した。その結果、241 種類の設備が抽出された。

4.2.3.2. レイアウト検討の対象とする機器・構造物の選定（図 12 の STEP②）

241 種類の設備の内、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。その結果、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。

本レイアウト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にすることとした（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）。

- ・ 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%容量の高低圧注水機能 2 台ずつ確保可能。
- ・ 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（GDACS）」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、GDACS とは異なり、周囲に存在する海水を活用した構造としている。

ICS については、非常用復水器は福島第一原子力発電所 1 号機に設置されていたよう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。

GDACS については、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も考えられるが、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、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とし、検討する。

4.2.4. まとめ

今年度は、図 12 に示す STEP②まで実施した。2022 年度以降、STEP③以降を実施する予定である。。

4.3. テロ対策について

OFNP は洋上に立地されるため、既設の地上立地の原子力発電所とは異なる物理的防護システム (PPS)上の特性を有する。その特性について OFNP 設計の初期段階で反映検討することは重要である。

本章では、米国マサチューセッツ大学(MIT)の OFNP 既往研究^{13,14,15,16,17}の概要を紹介するとともに、日本の代表的なテロ対策との比較を行う。

4.3.1. OFNP 既往研究の概要

IAEA の核セキュリティシリーズで例示される PPS 設計・評価の流れ¹⁸は図 13 の通りである。

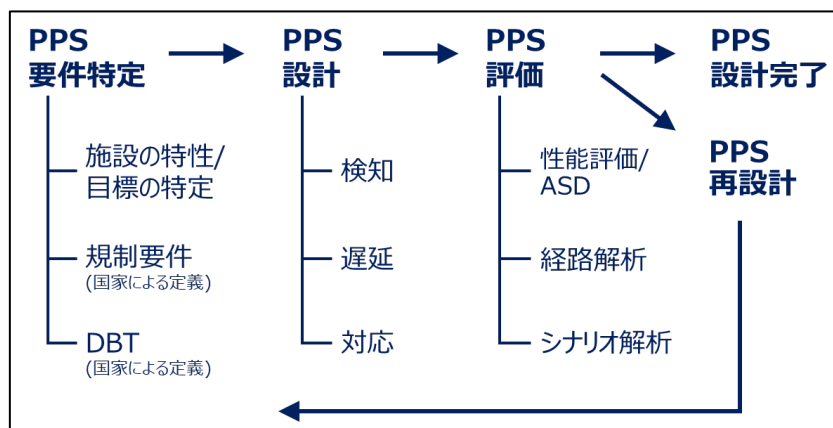


図 13 物理的防護システム(PPS)の設計・評価¹⁸

「規制要件」の観点では、OFNP 既往研究は米国規制¹⁹を暫定的に準用している。

「設計基礎脅威(DBT)」の観点では、OFNP 既往研究¹³は米国規制を準用した場合の OFNP に対する脅威の手段について表 5 の通り整理している。地上立地の発電所と異なる点は“船舶の移乗”、“船舶の意図的衝突”、“魚雷”であり、既往研究の中では“船舶の移乗^{14,15}”と“船舶の意図的衝突^{16,17}”について議論されている。

また、米国規制¹⁹を含め一般的には、原子力発電所は国家主体の敵対者による攻撃、すなわち最大規模の慣習的な軍勢力による敵対国からの攻撃に対する防衛については、事業者の責任ではなく国家の責任範囲とされ、OFNP 既往研究でも表 6 の通り整理されている。なお、米国規制では DBT として、妨害・破壊行為と核物質の盗取について、外部脅威、内部脅威、外部脅威と陸上用車両・水上用車両による爆弾攻撃、サイバー脅威を考慮するように求めている。

¹³ V.Kindfuller et al (MIT), "Overview of Security Plan for OFFSHORE FLOATING NUCLEAR PLANT", ICONE24-61029

¹⁴ J.Conway et al (MIT), "Physical Security Analysis and Simulation of the Multi-Layer Security System for the Offshore Nuclear Plant (ONP)", Nuclear Engineering and Design 352 (2019) 110160

¹⁵ J.Conway et al (MIT), "Security and the Offshore Nuclear Plant (ONP) Security Simulation Testing and Analysis of the Multi-Layer Security System"

¹⁶ G.Genzman et al (MIT), "Ship Collision Security for an Offshore Nuclear Platform", ICAPP 2017, April 23-28, 2017 Fukui and Kyoto (Japan)

¹⁷ G.Genzman et al (MIT), "Ship Collision and the Offshore Floating Nuclear Plant(OFNP): Analysis of Possible Threats and Security Measures"

¹⁸ IAEA, "Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (Implementation of INFCIRC/225/Reversion 5)", IAEA Nuclear Security Series No.27-G

¹⁹ U.S. NRC, "10CFR Part 73 - PHYSICAL PROTECTION OF PLANTS AND MATERIALS"

表 5 OFNP 既往研究による脅威の手段¹³

	地上	水上	水中
テロリスト と非国家主 体	(i) 直接的な攻撃 (a) 地上攻撃 (b) 自殺爆撃 i. トラック ii. 航空機/ドローン (c) スタンドオフ型攻撃 (ロケット/迫撃砲) (ii) インフラへの攻撃 (a) サイバー攻撃 (b) 保管または移送中の 核物質 (c) 供給ライン (d) 立地地点固有の二次 脅威	(i) 直接的な攻撃 (a) <u>船舶の移乗</u> (b) 自殺爆撃 i. 高速ボート ii. ダイバー iii. 航空機/ドローン (c) スタンドオフ型攻撃 (ロケット/迫撃砲) i. 小型ボート ii. 陸上式 (d) <u>船舶の意図的衝突</u> (ii) インフラへの攻撃 (a) サイバー攻撃 (b) 保管または移送中の 核物質 (c) 供給ライン (d) 水雷	(i) 直接的な攻撃 (a) 自殺爆撃 (b) <u>魚雷</u> i. 空中発射 ii. 潜水艦発射 (c) ダイバー (ii) インフラへの攻撃 (a) サイバー攻撃 (b) 保管または移送中の 核物質 (c) 供給ライン
インサイダー	(i) 直接的な攻撃 (a) 妨害行為 i. 運転の妨害 ii. 損傷 iii. 放射能放出 (b) 爆発物 i. 混乱 ii. 損傷 iii. 放射能放出 (ii) 二次/間接的な攻撃 (a) サイバー攻撃 (b) 爆発脅威 (c) 攻撃者への情報提供	(i) 直接的な攻撃 (a) 妨害行為 i. 運転の妨害 ii. 損傷 iii. 放射能放出 (b) 爆発物 i. 混乱 ii. 損傷 iii. 放射能放出 (ii) 二次/間接的な攻撃 (a) サイバー攻撃 (b) 爆発脅威 (c) 攻撃者への情報提供	(i) 直接的な攻撃 (a) 妨害行為 i. 運転の妨害 ii. 損傷 iii. 放射能放出 (b) 爆発物 i. 混乱 ii. 損傷 iii. 放射能放出 (ii) 二次/間接的な攻撃 (a) サイバー攻撃 (b) 爆発脅威 (c) 攻撃者への情報提供

表 6 OFNP 既往研究における脅威の責任分担¹³

	空中	水上	水中
ホスト国	(i) 軍用航空機 (ii) 商用航空機 (iii) ミサイル	(i) 大型タンカー (ii) 軍用船	(i) 大型潜水艦
OFNP セキ ュリティチ ーム	(i) 遠距離操縦ドローン (ii) 小型航空機 (iii) ヘリコプター	(i) 非軍用船	(i) 小型潜水艦(魚雷) (ii) ダイバー

OFNP 既往研究で提案されているテロ対策概要は以下の通りである。

これらは、“船舶の移乗”、“船舶の意図的衝突”等の洋上立地という特性を考慮したものとなっているが、“魚雷”は既往研究がないため具体的なテロ対策は考慮されていない。

- ・物理的防護層：※図 14

- ・監視区域(Monitored Area: MA) 12 海里(約 22km)：

- 脅威を検知するための監視カメラ、熱感知カメラ、目視、レーダー、ソナー等で構成される区域。

- ・大型船禁止区域(Large Ship Exclusion Area : LSEA) 8 海里(約 15km)：

- 70,000DWT(載貨重量トン数)より大きい船が進出禁止される区域。8 海里は 15 ノットの大型船が 30 分間で進む距離に余裕を加えた距離であり、二重船殻構造を有する OFNP の船殻内壁までの距離 19m を貫通しない衝突船の大きさは 70,000DWT である。

- ・立入規制区域(Controlled Access Area : CAA) 1 海里(約 2km)：

- 全ての船が進出禁止される区域。

- ・周辺防護区域(Protected Area : PA) 250m：

- 長さ 20m 以下のボートの進入を止めるためのブイ・ブーム等の物理的障壁と、ダイバー・小型潜水艦の進入を止めるためのネットで構成される区域。物理的障壁は、トラックサイズのボート搭載型即席爆発装置 2 体による爆発範囲評価により求めたものである。

- ・OFNP レイアウト：※図 15

「正方形デッキ」は左右対称かつ 360 度視界が開けているため検知性が良く、デッキ上の 8 箇所に配置された「防御陣営(Defensive Positions)」によって事業者セキュリティチームはカバーされた状態で脅威に対応が可能である。

OFNP へのアクセスについて、物資はクレーンでデッキに運ばれるが、人員はドッキング部より「梯子」を通じてアクセスする必要がある。OFNP への唯一のアクセスポイントである梯子は通常収納されていることに加え、デッキが水面より高い位置にあるため脅威のアクセスを困難にしている。

「二重船殻構造」と「クラッシュブルゾーン・バンパー」は、衝突に対して有効であることが分かっている。

「係留装置」が衝突に与える影響は、固定式よりも自由式の方が少ないものの、損傷の程度が大きく変わるものではない。OFNP の動力装置を使用して浮体構造物を移動させ、衝突が直撃ではなく中心線から大きく「ズレた」衝突とすることが可能である。

- ・事業者セキュリティチーム、警察・軍隊：

洋上防護本部の事業者セキュリティチームは OFNP 内に配置されるが、陸上防護本部のセキュリティチームと警察・軍隊は陸上に配置され、OFNP に脅威が迫った場合は検知から 30 分以内に到着して脅威に対応する。事業者セキュリティチームは非致死性兵器と致死性兵器を使用して脅威に対応する。

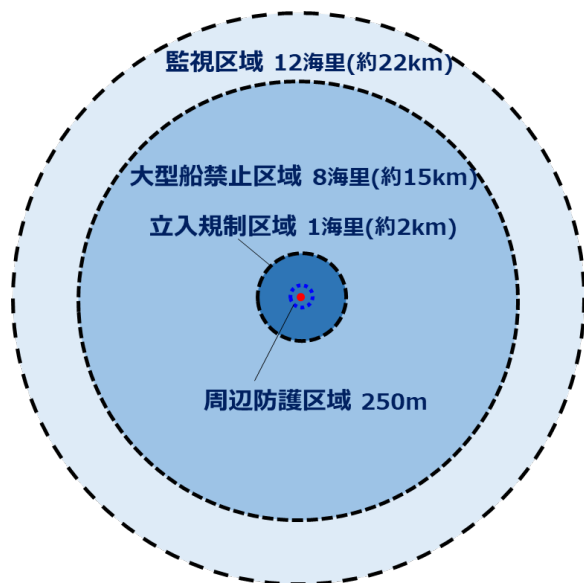


図 14 OFNP 既往研究による物理的防護層¹⁵

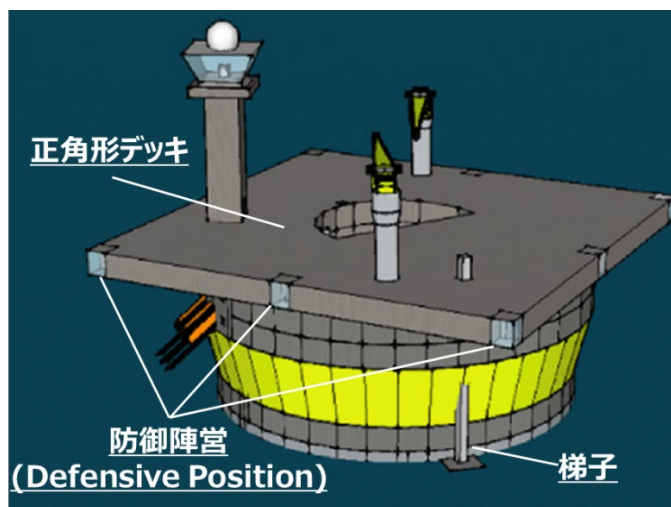


図 15 OFNP 既往研究による OFNP レイアウト^{14,15}

4.3.2. OFNP 既往研究と日本の代表的なテロ対策の比較

「OFNP 既往研究（洋上立地・米国規制）」と「日本（陸上立地・日本規制）」の代表的なテロ対策を表 7 の通り整理した。

主な差異としては、OFNP では洋上特有のテロ対策に寄与する「OFNP レイアウト」をしている点、洋上特有の「物理的防護層」を設定している点、また米国規制に基づき事業者セキュリティチームが「致死性武器」を所有している点が挙げられる。

表 7 OFNP 既往研究^{13,14,15,16,17}と日本の代表的なテロ対策の比較^{20,21,22}

	OFNP 既往研究： 洋上立地・米国規制	日本： 陸上立地・日本規制
検知	・監視カメラ(CCTV)、熱感知カメラ ・レーダー、ソナー ・無人航空機(UAV) ・<u>OFNP レイアウト</u>	・照明装置 ・監視装置 ・侵入検知センサー
遅延	・ブイ、ブーム ・ネット	・フェンス、柵、障壁 ・サイレン、拡声器
検知・遅延	・<u>物理的防護層</u> <u>(MA、LSEA、CAA、PA)</u>	・核物質防護のための区域 (立入制限区域、周辺防護区域、防護区域)
対応	・事業者セキュリティチーム： 洋上本部＋陸上本部(<u>致死性武器含む</u>) ・警察、軍隊	・事業者セキュリティチーム： 複数詰所(致死性武器含まず) ・警察、海上保安庁

²⁰ 公益財団法人核物質管理センター「核物質防護ハンドブック（2020 年度版）」

²¹ 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)

²² IAEA, “Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities”, INFCIRC 225 Rev.5.

4.3.3. 今後の検討

OFNP 既往研究を日本の規制に適用する場合、テロ対策について主に以下 3 点を考慮する必要がある。

1 つ目は、「物理的防護層」である。OFNP は洋上立地のため、立地国家だけではなく近傍の国家の法律・規制も考慮した上で、物理的防護層の有効性を検討する必要がある。検討する観点の一つとしては「距離」が挙げられ、物理的防護層に加えて、1) OFNP 立地地点：陸上から約 30km、2) 領海：陸上から 12 海里(約 22km)、3) 接続水域：陸上から 24 海里(約 44km)、4) 排他的経済水域：陸上から 200 海里(約 370km)が要素となる。具体的には、OFNP の立地地点(陸上から約 30km)と大型船禁止区域(陸上から約 15km～45km)は、領海(陸上から約 22km)と接続水域(陸上から約 44km)にまたがることから、脅威への進入禁止措置・無力化攻撃等の対策可否の整理が求められる。

2 つ目は、“船舶の移乗”脅威への対策の整理である。日本と米国のテロ対策の差異の 1 つとして、事業者セキュリティチームの「致死性武器」の所持可否が挙げられる。既往研究では、米国規制に則り、OFNP 内に配置された事業者セキュリティチームが致死性武器を用いて“船舶の移乗”脅威に対応しており、警察と軍隊が 30 分以内に OFNP に到達して対応する設計である。日本の規制では、民間の致死性武器の所持が認められていないことから、警察・海上保安庁等の OFNP 駐在等を検討する必要がある。

3 つ目は、“魚雷”と“空中からの攻撃”の脅威への対策である。トラックサイズのボート搭載型即席爆発装置による爆発範囲評価は考慮され、周辺防護区域(PA)250m に反映されているが、“魚雷”脅威は既往研究で議論されていないため、DBT として魚雷の設計要否も含めて対策の検討が求められる（例えば、衝突への有効性が確認されている「クラッシュブルゾーン・バンパー」の設置）。また、“空中からの攻撃”脅威については、地上立地（対地面）と比べると洋上立地（対水面）の発電所の方が衝撃時の衝撃緩和による安全性向上が期待される。その一方で、洋上における空中の脅威に対する規制行為の可否は未検討のため、今後その対策を整理する必要がある。

5. 浮体式原子力発電の洋上における保守方法等の検討

5.1. 洋上における浮体式原子力発電設備の保守

5.1.1. 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。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。本検討の詳細な検討結果については、付録 7 に纏めている。

5.1.2. 検討の進め方

本検討では、図 16 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」²³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、本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のサイズ（ハルの直径 45m、高さ 74m）とした。また、設備の位置関係は、下部に原子炉設備が、上部に原子炉設備以外（タービン設備等）が設置されているとし、検討した。
- ・ 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 の海域に設置しているとする（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）。

²³ 日本海事協会「鋼船規則 B 編 船級規則」

- ・ 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）。

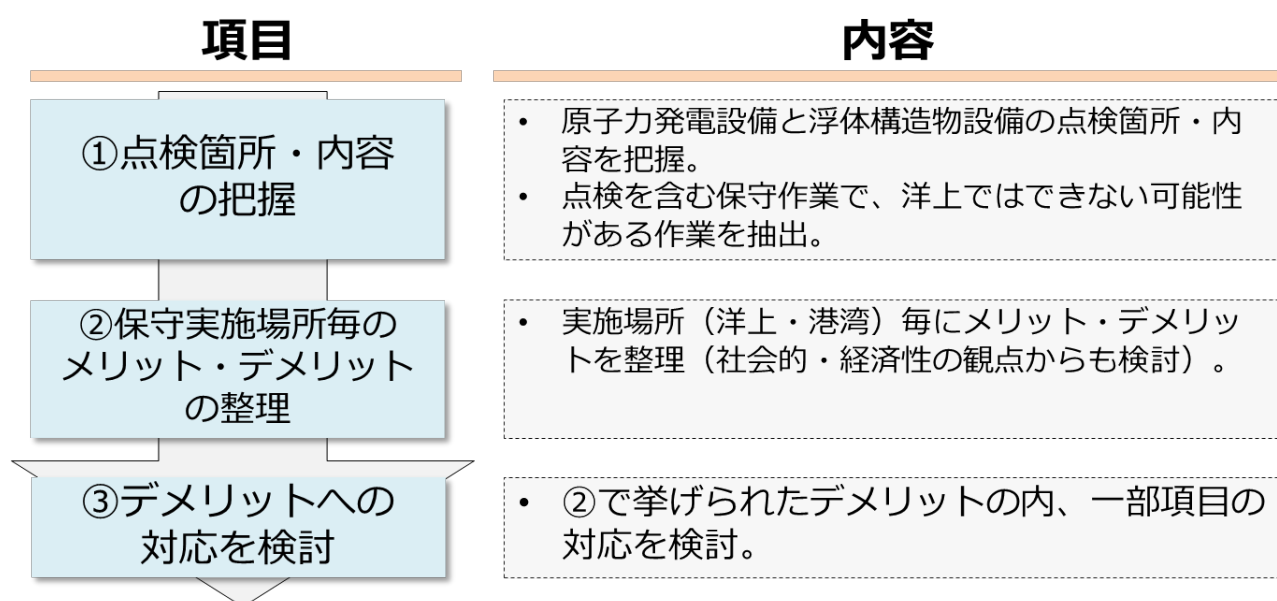


図 16 検討の進め方

5.1.3. 検討結果

5.1.3.1. 点検箇所・内容の把握（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。浮体構造物の点検箇所として、ハル、バラストタンク、係留、スラストが挙げられ、洋上における点検内容について調査した結果を表8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 8 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	検討結果のまとめ
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。

部位	検討結果のまとめ
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。

5.1.3.2. 点検箇所・内容の把握（原子力発電所設備）

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・内容を確認した結果、ポンプ、ポンプ電動機、弁の分解検査及び開放検査が多く実施されていることを確認したため、これらの一般的な作業内容を整理し、揺動の影響有無を検討した。また、揺動場での作業が懸念されるものを抽出した。

■ 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、ポンプの分解検査及び開放検査において実施するシャフトの振れ測定とセンタリング作業において、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ことから、影響はないと評価した。また、その他に作業についても揺動の影響を受けることはないと評価した。

■ 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の内、主要な作業を表9に示す。抽出においては、幅広く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。

表 9 揺動場での作業が懸念される主な作業

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）
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	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）搬出作業、ハッチ、テストウエイト等）への影響
7		・ 浮体式原子力発電→輸送船への荷渡し（瀬取り）作業
8	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）
9	溶接作業	・ 溶接作業（開先合わせ等）

5.1.3.3. 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の内、主なデメリットを表 10 に示す。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（付録 7 参照）。

表 10 保守実施場所毎（洋上・港湾）の主なデメリット

洋上	港湾
・ 天候悪化による揺動で作業が中断する頻度が多い ・ 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 ・ 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） ・ 作業員の住居確保が難しく、ストレスが大きい	・ ドック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） ・ ドッグへの移動費が必要（タグボート費用、手続き等含む） ・ ドッグ移動中の事故リスクあり（船舶衝突、タグ故障など） ・ 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

5.2. 長期運用を考慮した浮体構造物等の設計・保守

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パー型の FPSO で最長 30 年の設計寿命²⁴）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。検討結果の詳細は付録 8 に纏めている。

5.2.1. 検討方法

本検討では、図 17 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を考えており、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。

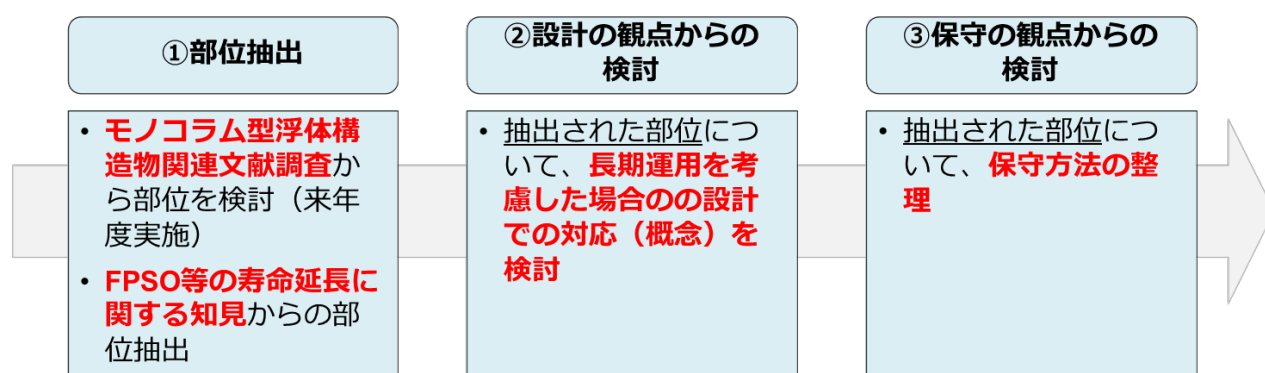


図 17 検討方法

5.2.2. 検討結果

5.2.2.1. 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

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は、前述の通り、2 つの方法で実施した。1 つ目の方法（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）については、今年度は文献調査を実施しており、部位の抽出は 2021 年度以降に実施する予定である。2 つ目の方法（FPSO 等の寿命延長検討・実施に関する知見を収集し、課題に

²⁴ Anil Sablok et al., “Asta Hansteen Spar FPSO Substructure, Mooring, Riser and Systems Design”, OTC-29555-MS, 2019.

なると考えられる部位を抽出する方法)は、今年度実施している。その結果を表 11 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 11 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。

5.2.2.2. 設計の観点からの検討

表 11 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 12 に示す対応が考えられる。基本的に、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応力以下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 12 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）

部位	想定される劣化事象	設計の観点での対応
		→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	・ 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

5.2.2.3. 保守の観点からの検討

表 11 で抽出された部位と劣化事象に対する保守として、表 13 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はあるが、FPSO 等でも実施されているものであり、大きな課題はないと考えられる。

表 13 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※ ・ 板厚測定※

部位	想定される劣化事象	保守の観点での対応
		・ 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[※] ・ 摩耗量（肉厚）測定^{※2} ・ 電位測定（防食有効性確認）[※] ・ 場合によっては交換
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	・ 定期的に点検を実施 ・ 部位によっては交換

※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。

5.2.3. 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の文献調査結果から、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来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対応方法（概案）を検討した。

5.3. 浮体式原子力発電に適した位置保持技術

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。検討結果の詳細は付録 9 に纏めている。

5.3.1. 検討の進め方

本検討では、初めに検討の前提条件と要求機能を設定後、「①前提条件に合致する位置保持技術の調査」、「②各々の特徴（長所・短所）を整理」、「③調査・整理結果から、浮体式原子力発電で考えられる位置保持技術の検討」を実施した。

検討の前提条件として、「浮体構造物の形状はモノコラム（円筒）型」、「日本の沖合 30km に位置し、水深 200～1000m」を設定した。また、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。

5.3.2. 検討結果

■ ①前提条件に合致する位置保持技術の調査

浮体式原子力発電において、考えられる位置保持技術として、図 18、図 19 に示すように係留と DPS に分けられ、係留は緩係留（一点係留と多点係留）と緊張係留に分けられる。

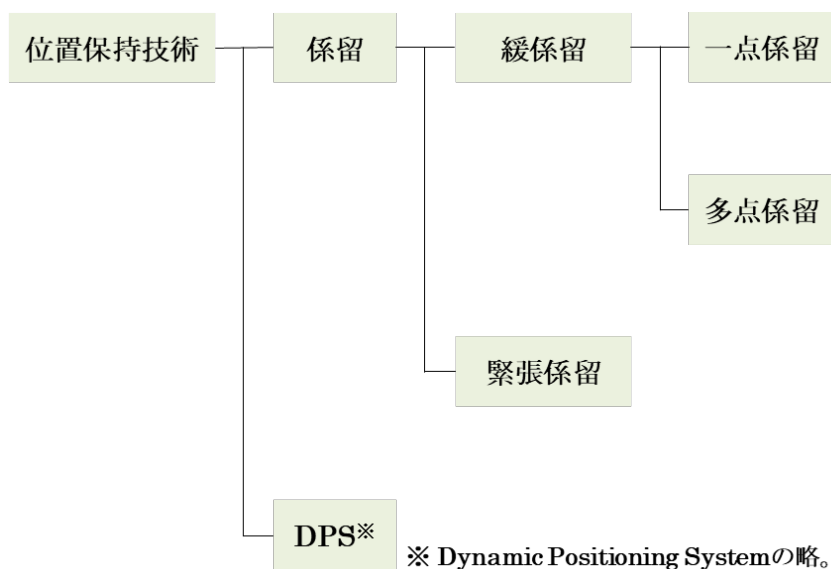


図 18 位置保持技術の分類^{25,26}

²⁵ 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 1 部 1.1.3

²⁶ 海洋研究開発機構広報誌「風と波と潮で揺れる海上で位置を保持する高度な技術 DPS（自動船位保持システム）」

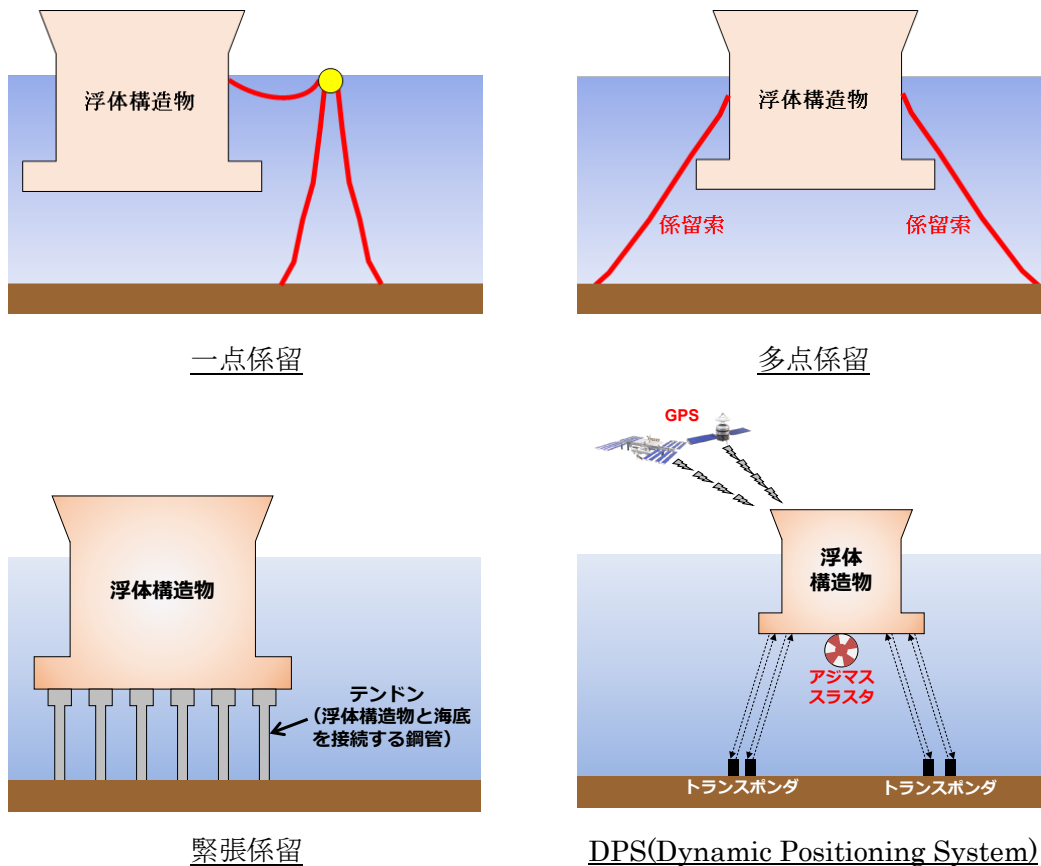


図 19 各位置保持技術のイメージ図

■ ②各々の特徴（長所・短所）を整理

係留と DPS の主な長所・短所を表 14 に示す。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。

各係留の主な長所・短所を表 15 に示す。浮体構造物の形状が円筒型であることから、どの向きからも波風荷重はほぼ同じであり、一点係留にすることによる荷重軽減（ウェザーベーン効果）はない。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。

■ ③調査・整理結果から、浮体式原子力発電で考えられる位置保持技術の検討

各位置保持技術の 3 つの要求機能への適合性については、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。

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、以下の理由等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得ることができるため、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）。

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。

また、浮体式原子力発電における位置保持技術の重要性から、共通要因による位置保持機能喪失を回避するために多様性を持たせることが考えられ、その一つの考え方として、係留と DPS の両方を設置すること、また両方が使用できない場合に備え、非常用の錨を準備しておくことが考えられる。錨については、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。

表 14 係留と DPS の主な長所・短所

	係留	DPS
長所	・ システムが単純で、発電機・スラスト・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。 ・ スラストなどの水中機器リスクがない。	・ 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）。 ・ 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。 ・ 定点保持が可能。
短所	・ 係留後の操縦性が小さい。 ・ 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。	・ 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（送電線等）との切断リスクが高い。 ・ 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。

表 15 各係留方法の主な長所・短所

	緩係留		緊張係留
	一点係留	多点係留	
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））。 ・	・ 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。 ・ 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。 ・ 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。 ・ 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）。 ・ 浮体が 360° 回転するため、海面上の占有面積が大きくなる。	・ 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。 ・ 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。 ・ 浮海底地盤との緊張係留のため地震に注意が必要である。

5.4. 浮体揺動における BWR 成立性の評価

洋上における軽水炉の実績は世界でも PWR が主流であり、陸上原子炉においても世界の原子力設備発容量を炉型別にみると²⁷、全体では約 69%が軽水炉で占められており、軽水炉のうちの約 83%が PWR、残り約 17%が BWR となっている。しかし、今後のグリーン成長戦略やエネルギーセキュリティの観点から原子力の必要性が高まることを想定して、もう一つの軽水炉である BWR についても、格納容器の小型化が可能などの利点を有することから、選択肢の一つとして検討していく必要がある。

BWR は炉心内にある冷却材（水）を燃料棒で直接沸騰させることでタービンを駆動するための蒸気を発生させる。洋上の場合、揺動によって BWR の出力変動が発生し、定格運転時に揺動により緊急停止を起こすことが懸念される。また一般に水を沸騰する過程で熱負荷が過度になると沸騰様式が変化することにより伝熱性能が急激に下がる遷移現象が知られている。特に、燃料集合体の出力を過度に増加すると、核沸騰状態を維持することができなくなり、燃料棒表面は蒸気で覆われ、温度が急激に上昇し、そのままにしておくと最悪の場合は燃料棒が破損する。この出力を限界出力あるいは限界熱流束 (CHF=Critical Heat Flux)²⁸と呼んでいる。船用炉に関する既往研究では、揺動の影響によって CHF が減少する報告がある。2020 年度の検討では、浮体構造物の形状が揺れにくく、加速度変化が小さいため、定性的には揺動の影響は小さいと結論付けた。ただし、陸上と同等以上の安全性が確保できるか定量的に確認するために、揺動の影響について実機を想定した高温高压条件下の熱流動実験を実施することが望ましい。

そのため 2021 年度の活動では、揺動の影響を考慮した高温高压条件下での実験計画の策定を目的とする。過去に実施された同種の実験に対する文献調査を行い、米国規制委員会（NRC）が管理している最新の解析コードを用いて揺動場における炉内流動変動を試算した。さらに、許認可における審査内容において揺動場の影響を考慮すべき項目を抽出し、許認可で使用する解析コードに揺動の影響を取り込むための方法論を検討した。これらの検討内容を踏まえ、実験にて取得すべき熱水力パラメータを絞り込み、浮体揺動における BWR 成立性を示すための実験計画（実験内容・設備・工程）を策定した。本実験において揺動条件（周期・振幅）は大変重要な要素であるが、本活動内では検討を実施しておらず、今後の重要な課題である。

5.4.1. 揺動が BWR 炉心内熱流動に与える影響検討

(1) 過去の文献調査から得られた知見

揺動場における BWR の炉心性能を評価するための実験計画を策定するにあたり、過去の知見を調査・整理・検討するため、揺動・二相流実験に関連する文献調査を実施した。特に過去の知見の範囲や、実機適用に際して重要となる知見に着目して調査した。

本文献調査では、まず候補となる 30 件の文献を選定し重要度・関連度の観点から概略調査を実施した。揺動と二相流実験での実験条件が明示されている 14 文献をスクリーニングし、詳細調査を実施し、調査範囲内で以下の結果を得た。

²⁷ <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx>

²⁸ BWR 炉心設計では限界出力の用語が使用され、伝熱関係の書籍では CHF の用語が使用されることが多い。

- 文献では揺動が主要パラメータに影響を与えることが示されているが、BWR 実機条件下で揺動を模擬した実験例は存在せず、具体的な熱水力条件（核熱結合を含む）が明示されていないものが多い。
- 揺動を模擬した試験ではないが、安定性・限界出力試験と、解析コードによる性能評価が行われている。（付録 10 参照）
- 「流量変動」時の CHF や中性子束へのフィードバックは解析から予測可能というのは、複数の研究で報告されている（一色予測式等）。
-

(2) 鉛直揺動による炉心入口流速の応答

浮体式 BWR の鉛直方向の揺動が炉内流動に与える影響を把握するため、電気出力 1100 MW の典型的な BWR²⁹を対象に鉛直方向の加速度を正弦波で与える解析を実施した。システム動特性解析コードとして米国規制委員会が管理する TRACE コードを用いた。執筆時における最新バージョン Version 5.0 patch level 6 のソースコードに、任意の時刻の加速度を三次元で与えられるように変更し、コンパイルして実行形式を生成した。妥当性を確認するために矩形プールの揺動試験における液面振動（スロッシング）と同修正コードの解析結果が精度良く一致することを確認した。浮体式 BWR が経験する揺動を保守側に包摂すべく、加速度変動周期を 2～300s、鉛直方向加速度振幅を 0.2, 0.4, 0.6, 0.8 G の範囲でパラメータサーベイした。

図 20 に鉛直加速度揺動が炉心入口流速に与える影響を示す。図 20 下図が、BWR プラント全体に与えた鉛直方向加速度である。重力($-1\text{ G} = -9.8\text{ m/s}^2$)に周期 3s の鉛直方向加速度を目的振幅まで 10 周期で到達するように振幅を線形に増大させた。図 20 上図は、炉心入口流速の応答である。初期に定格運転条件にある BWR5 が鉛直下方に重力が増減すると、自然循環駆動力の増減により流速が増減している。流速応答の振幅は概ね加速度変動の振幅に比例している。加速度振幅が 0.8G の場合でも、入口流速の変化は $\pm 4\%$ の範囲に限定されている。

図 21 に加速度変動の振幅(0.2～0.8G)と周期(2～300s)が入口流速変動に与える影響を示す。加速度変動の目標振幅が増大すると、入口流速の標準偏差が数%増大している。計算範囲の周期（2～300 s）においては、入口流速の標準偏差の変化が小さいことから炉心入口流量の追従性が高いことが判明した。

今後は浮体式 BWR の過渡時や事故時を対象に解析を行い、自然循環力の寄与が大きい場合に、揺動や傾斜が炉内流動に与える影響を検討する予定である。解析結果の妥当性確認のための実験が必要と考える。

²⁹ 玉越武, 渡辺憲夫, 平野雅司「110 万 kW 級 BWR プラントを解析対象とした熱水力解析コード TRAC-BF1 用入力データの作成」, JAERI-Data/Code 98-037 (1998).

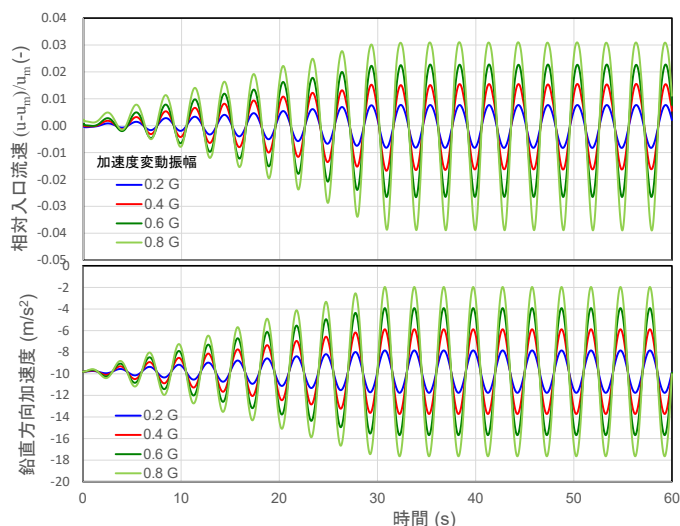


図 20 3 周期で鉛直加速度と炉心入口流速の応答

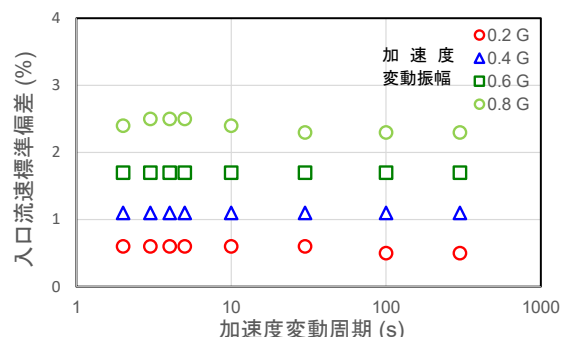


図 21 加速度変動と入口流速変動の関係

5.4.2. 実験条件の選定と要求機能の整理

(1) 原子炉設置許可申請に基づく評価項目の抽出

表 16 に、浜岡 5 号機原子炉設置許可申請書の添付書類八及び十を対象に、揺動・傾斜で影響される安全評価パラメータを抽出した。実験計画ではこれらの安全評価項目の対象となる熱水力パラメータを取得する必要がある。

表 16 原子炉設置許可申請書における安全評価項目と揺動・傾斜に影響される熱水力パラメータ

添付書類八	
核設計	燃料棒熱伝達率、炉心流量、ボイド率、流量分布
熱水力設計	GEXL 相関式 ³⁰ 、ボイド率、流量分布、二相流摩擦抵抗倍率・局所圧損倍率、傾斜時のポンプ特性
動特性（安定性）	流量分布、ボイド率、二相流体のチャンネル内のスweep時間遅れ
添付書類十	
過渡解析	燃料棒熱伝達率、炉心流量、ボイド率

(2) 解析コードにおける揺動場の取り扱い方針

設置許可申請において原子炉炉心の動特性（安定性）などに関する基本設計はプラント動特性解析コードを用いて評価されることが一般的である。システム解析コードは、原子炉の各コンポーネント（例えば、パイプ、弁、ジェットポンプ、ベッセルなど）における熱水力モデルと炉心における核動特性モデルを備えており、通常運転および事故時におけるプラント過渡の熱水力挙動を把握することができる。現在のシステム解析コードは陸上に設置された原子炉を念頭に開発されており、特に熱水力モデルについては、揺動場へ適用可能かどうか実験との比較を通じて検証される必要がある。

³⁰ 限界出力を予測する設計式

代表的なシステム解析コードとして、TRAC や TRACE などが挙げられる。TRACE では流動様式、界面・壁面熱伝達、CHF、リフラッシング、界面・壁面摩擦、液滴エントレインメントなどに関する熱水力モデルを備えている。各モデルはレイノルズ数や流量をパラメータとして構成されており、振幅の大きい流量変動の影響は、現在のモデルでそのまま考慮可能であると予想される。一方で、加速度や傾斜の影響を受ける熱水力現象の場合、モデル式の修正・微調整が必要となる。よって、実験においては加速度や傾斜の影響についても詳細に検討する必要がある。

5.4.3. 実験計画の策定

(1) 揺動による懸念事項および実験にて取得する必要な熱水力パラメータの検討

従来の陸上 BWR の運転出力は、再循環ポンプ停止に代表される異常事象が発生したとしても、燃料被覆管（核燃料）の伝熱は冷却性能が良好な核沸騰³¹が維持されるように余裕をもって決められている。また、何らかの要因により炉心出力が異常に増加した場合は、制御棒が自動的に炉心に挿入され核分裂を止めるように設計されている。浮体式 BWR は、海の揺動により、炉心自体が上下左右に揺動し、場合によっては傾く場合も想定される。このような状態においても遷移沸騰に至る出力、冷却余裕をもって安定安全運転を継続できる必要がある。

浮体式 BWR の熱的性能（限界出力そして出力上昇によるスクラムまでの余裕）を評価するためには、揺動による炉心加速度の変化による炉心流量の変化そして傾きによる、限界出力の減少度合いそして炉心出力の時間変化を予測する手法を確立することが必要である。

ここでは、“揺動により炉心冷却に懸念される事象そして揺動による熱水力性能に影響するパラメータ”について検討する。

① 上下揺動による限界出力の低下

一色³²、楠³³らの原子力船“むつ”を対象とした上下揺動模擬試験では、上下揺動により試験体の入口流量が平均流量に対して増大と減少を繰り返し、限界出力は入口流量が変動していない場合に比較して減少する結果が得られている。船の揺動を模擬した試験ではないが、BWR 炉心のチャンネル水力学的安定性（チャンネル安定性）を模擬し入口流量の増大減少を繰り返した試験そして解析（付録 10 参照）でも、限界出力は減少し、入口流量そして出力の時間変化がわかれば、過渡解析プログラムにより限界出力、圧力損失を予測できると報告している。ただし、従来のチャンネル安定性試験での入口流量の時間変化の周波数は、揺動に比較して大きいので、揺動条件での同様な試験は必要と考える。従来の研究の知見より、炉心の揺動での上下加速度そして周波数より炉心入口流量の変化を予測できれば、上下揺動による限界出力の低下を定量的に評価できる可能性は大きい。

³¹ 核沸騰状態では、燃料棒温度は出力に関わらず 300℃程度である。

³² N. Isshiki, Effects of Heaving and Listing Upon Thermo-Hydraulic Performance And Critical Heat Flux of Water-Cooled Marine Reactors, Nuclear Engineering and Design, Vol4(2),1966, pp138-162.

³³ 楠, 大辻, 井川, 黒沢, 岩堀, 横村, “加速度変動時の限界熱流束に関する実験（その 2）（加速度変動時の限界熱流束の測定：第 1 報）”, JAERI-M 89-216 (1989).

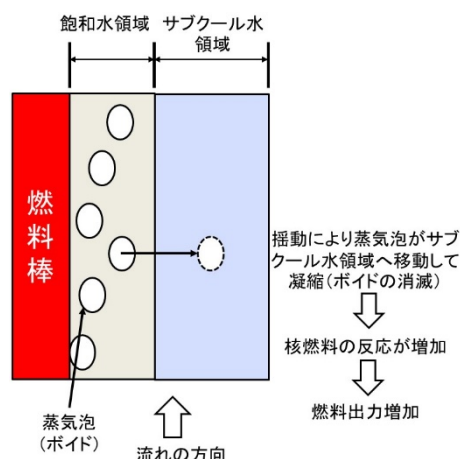
② 揺動によるボイド率の変化による出力変動

図 22 に示すように、サブクール沸騰域において左右方向の揺動によりボイド（蒸気泡）がサブクール領域に移動し凝縮によるボイドの消滅により反応度が上昇し出力が増加することが懸念される³⁴。

2020 年度の文献調査そして解析検討により、ボイドの離脱そして消滅のためには、非現実的な水平動（～3,000gal）が必要であることも調査の結果より判明した³⁵。

図 22 揺動による炉心サブクール領域のボイド消滅モデル

BWR の運転出力は制御棒位置、炉心流量の調整により行われており、揺動により炉心流量が変化した場合、炉心ボイド率の変化により炉心出力が変化する。このため、揺動状態でのボイド率を測定等の実験を行うとともに、評価手法等の検討を進める。



③ 浮体式原子力発電所の傾きによるボイド率分布そして流量分布の変化による CHF 減少そしてボイド率変化による出力変動

一色らの“むつ”を対象とした試験では、試験体を傾けることにより、浮力の効果でボイドが試験体上部に集まり、ボイドの偏りが観測され、更に CHF が減少する可能性がある」と指摘している。傾きの結果として炉心内でわずかながら水圧が分布することとなり、集合体毎の出力にわずかな影響を与えることが考えられる。

表 2 に、揺動により限界出力そして炉心熱出力に影響すると考えられる熱水力パラメータの検討結果を示す。影響する重要な熱水力パラメータ（表 17 中の◎）は、揺動加速度、揺動加速度の周波数、炉心の傾斜、炉心入口平均流量、圧力損失、ボイド率である。

以上の検討結果をまとめると

- 浮体全体の上下左右の揺動と浮体中心軸に対する炉心の傾きにより、CHF の減少そしてボイド率（炉心出力）が変化する可能性がある。揺動または傾き、並びにそれらの重畳が想定される実炉運転条件範囲（流量変動、出力変動）での CHF そしてボイド率を測定する試験が必要である。※まずは大気圧での単管試験により基礎データを取得し、その後、実機条件下での部分バンドル試験、可能であればフルバンドル試験の実施を検討する必要がある。
- 揺動による炉心の加速度変化により、炉心入口流量がどのように変化するかを予測する手法の開発が必要。特に過渡時の自然循環時に加速度変動が炉心入口流量に与える影響を把握する必要がある。

³⁴ 例えば、成合，田中，“振動する加熱棒周りのサブクール沸騰ボイド率”，日本原子力学会「1994 春の年会」，J36，筑波大学，1994 年。

³⁵ 産業競争力懇談会 2020 年度 研究会 最終報告浮体式原子力発電研究会の報告書
<http://www.cocn.jp/report/3fa29452533b880e1321c00eeaea0e9be78e40f0.pdf> page 35

- 影響する重要な熱水力パラータは、揺動加速度、揺動加速度の周波数、炉心の傾斜、入口平均流量、圧力損失、ボイド率である。

表 17 揺動により限界出力そして炉心熱出力に影響すると考えられる熱水力パラメータ

揺動に影響する パラメータ	検討結果	重要度 判定
揺動加速度	揺動加速度そして周波数は、炉心入口流量の変化に影響し、流量は限界出力への依存性が高い。	◎
揺動加速度の周波数		
炉心の傾斜	一色らの実験で 傾斜によりボイドの偏りが観察され、限界出力への影響が示唆されている。	◎
炉心入口平均流量	限界出力への影響は、流量が低いほど大きく。自然循環から定格流量を含む範囲での実験が必要。	◎
炉心入口サブクール	サブクールが大きいほど、サブクール領域が大きく、揺動によるサブクールボイドの消滅影響が大きくなる。ただし、従来研究より揺動によるサブクールボイド率の消滅の可能性は小さいと推定される。	○
圧力損失	RPV 傾斜による流量配分そしてボイド率分布を検討する上での重要なパラメータ*。	◎
ボイド率	炉心の反応度、入口流量変化が伝播評価の重要パラメータ。	◎
核沸騰熱伝達率	限界出力以下であれば、熱伝達率は大きく変化しない。	△
サブクール領域そして飽和沸騰領域でのボイド（蒸気泡）の挙動	実機条件での可視化は難しいが、揺動によるボイド率評価モデル作成に重要	○

◎ > ○ > △ （重要度比較）

(2) 実験内容と実験設備

5.4.3 の考察を基に、炉心入口流量・出力変動、加速度、傾斜、サブクール度を入力パラメータとして、限界出力、圧損・ボイド率・限界出力以前の熱伝達率を観察・測定する。

実験計画は、成立性確認実験と実証実験より構成されている。

表 18 に成立性確認実験のスケジュールと試験装置の案を示す。実施期間としては、3～5 年を想定している。

表 19 に実証実験スケジュールと試験装置の案を示す。1～3 年を想定している。各実験の実施期間は暫定的であり、今後、プロジェクト全体の進捗具合および検討結果から定期的に見直しをする必要がある。

表 18 揺動場における BWR 成立性確認実験計画

実験項目	実験内容	実施機関	3~5 年
1. 基礎試験 【国内】	揺動・傾斜時（*1）の流れの可視化（現象の把握）【常温常圧試験】	電中研 +大学	←→
2. 流量変動等による揺動パラメータ効果試験 高温・高圧（定格運転から自然循環状態）【国内】	揺動時の出力・流量変化を模擬し CHF、圧力損失、ボイド率、熱伝達率の測定そして予測プログラム修正・検証（TRACE など） 部分バンドル+ 【実機条件（*2）】【※加振せず】	メーカ or 電中研 +大学	←→
3. 傾斜効果試験（*3） 高温・高圧（定格運転から自然循環状態） 【国内 or 国外 or 船】	炉心傾斜を模擬し CHF、圧力損失、ボイド率測定、予測プログラム検証・改良 部分バンドル+ 【実機条件（*2）】 【※加振せず】	メーカ or 電中研 +大学	←→
4. 総合評価	実験データそして解析より、揺動・傾斜状態での BWR 成立性の評価 および実証実験の実施の必要性検討	全機関	←→

表 19 揺動場における BWR 実証実験計画（成立性確認実験後必要に応じて）

実験項目	実験内容	実施機関	1~3 年
5. 揺動試験効果試験（*4） （定格高温・高圧を含む） 【国内 or 国外 or 船上】	揺動時の出力・流量変動 CHF、ボイド率の測定そしてシステム解析（TRACE）の妥当性確認 部分バンドル 【実機条件（*2）】 【※加振する（*4）】 ※（SIET/Starn Lab、船上）	メーカ or 電中研	←→
6. 総合評価	実験と解析により、揺動・傾斜状態での BWR 成立性実証	全機関	←→

5.4.4. 今後の課題：実験計画の詳細策定

合理的かつ現実的な実験計画立案にあたっては、引き続き表 18 に（＊）マークで示される事項を詳細に検討し、浮体揺動や傾斜に対する BWR 成立性を示すための実験の選択と集中が必要である。

【今後の課題】

- (＊¹) 想定される揺動周波数、揺動周期、傾斜の範囲を包含する。
- (＊²) 国内では高温高压の揺動・流量変動・傾斜試験が可能な実験装置が限定される。この実験には多額の研究費用がかかるため資金源の確保が必要。従って、有用な実験の選択と集中が必要。
- (＊³) 傾斜試験は、高温高压条件で気泡がチャンネルボックスに対して斜めにチャンネルボックス内で上昇・偏在する影響について評価する。
- (＊⁴) 高温高压状態の圧力容器加振は、圧力容器の規制当局の許可が必要であり、国内での実施例はない。国外の試験装置の使用も視野に入れて検討する。試験ができない場合、揺動効果試験は、流量変動で代替することも検討する。大きな揺動の場合には周期も長く定常状態に近いことから、従来の知見では固定傾斜の実験や解析が重要という意見もある（付録 10 参照）。地震と異なり、波浪等に起因する浮体式の揺動周波数が極めて低いため、対応できる加振台は国内には存在しない。
- (＊⁵) 加振試験は大気圧で実施する考えもあるが、浮体式 BWR という新しいコンセプトの安全性そして運転性能について、規制当局への納得性をどう担保するかが課題。加えて、メーカーとして、加振状態（揺動状態）での炉心特性データを有しないで、浮体式 BWR を設計そして建設する判断ができるかどうか懸念である。

5.4.5. 浮体揺動の評価

前項までは、浮体揺動の影響を考慮した高温高压条件下実験を実施するための実験計画の策定を行ったが、そもそも OFNP で想定している外形寸法（直径 60～70m 程度、高さ 100～110m 程度）の大型の浮体構造物が揺れるのか否かを評価するため、浮体挙動の簡易計算を行った。

計算には、海洋構造物等の設置・建設の評価に用いられる ANSYS AQWA 2021 R1 を採用し、ドラム缶状の円筒浮体構造物の外形寸法をパラメータとして、一方向から波を入力した際の、浮体の 6 自由度の応答を境界要素法で解析した。浮体の外形寸法は、直径×高さが 1m×2m、2m×4m、5m×10m、10m×20m、20m×40m、50m×100m の 6 種類とした。計算した浮体モデルの一覧を表 20 に、計算モデルの一例を図 23 に示す。

表 20 浮体モデル一覧（水深 200m）

	case 1	case1.2	case1.3	case 2	case 2.2	case3
直径(m)	1	2	5	10	20	50
高さ(m)	2	4	10	20	40	100
喫水(m)*	1.36	2.72	6.8	13.6	27.2	68
質量 (t)**	1.07	8.55	1.34×10^2	1.07×10^3	8.55×10^3	1.34×10^5
浮力中心 (m)	-0.68	-1.36	-3.4	-6.8	-13.6	-34
重心 (m)	-0.36	-0.72	-1.8	-3.6	-7.2	-18

*喫水/浮体高さ=0.68

**密度_水=1t/m³



図 23 計算モデル例（case2）

図 23 下に示す X 軸の正方向に、周期を 0.4～30 秒まで変化させて規則波を入力した。（AQWA の境界要素法による計算では、波高は無次元化されて計算される。）

図 24 に示す 6 自由度ごとに、計算結果を図 25 に示す。

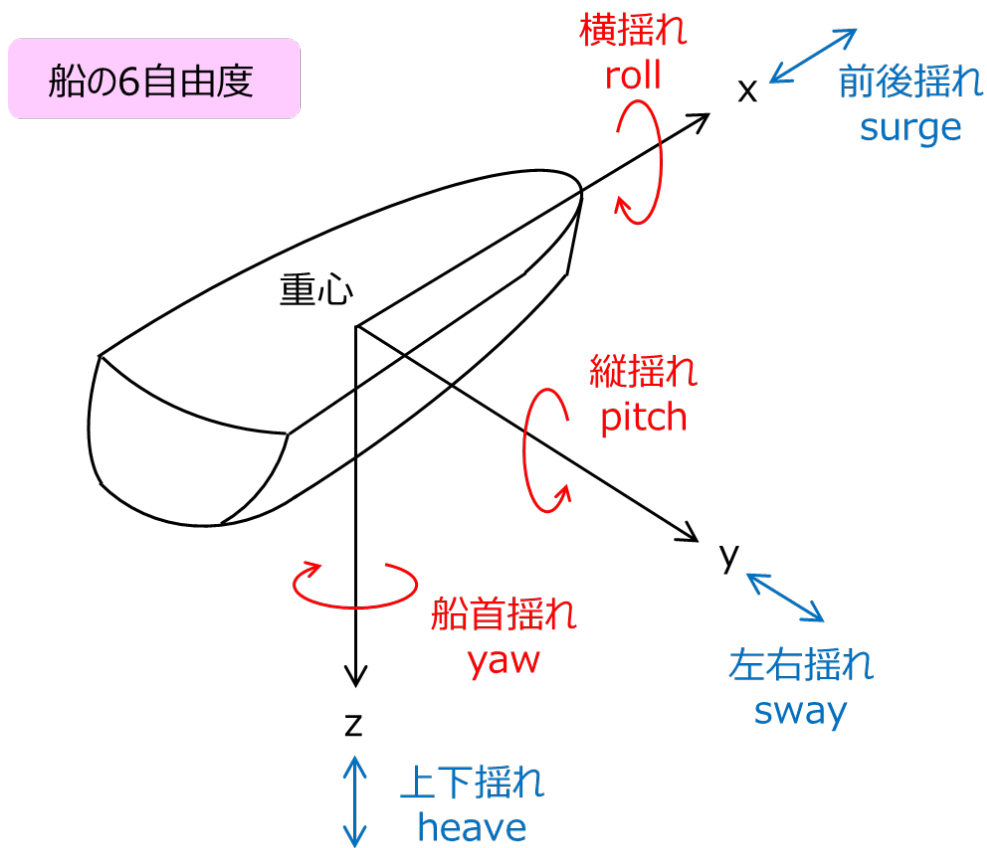


図 24 船の 6 自由度

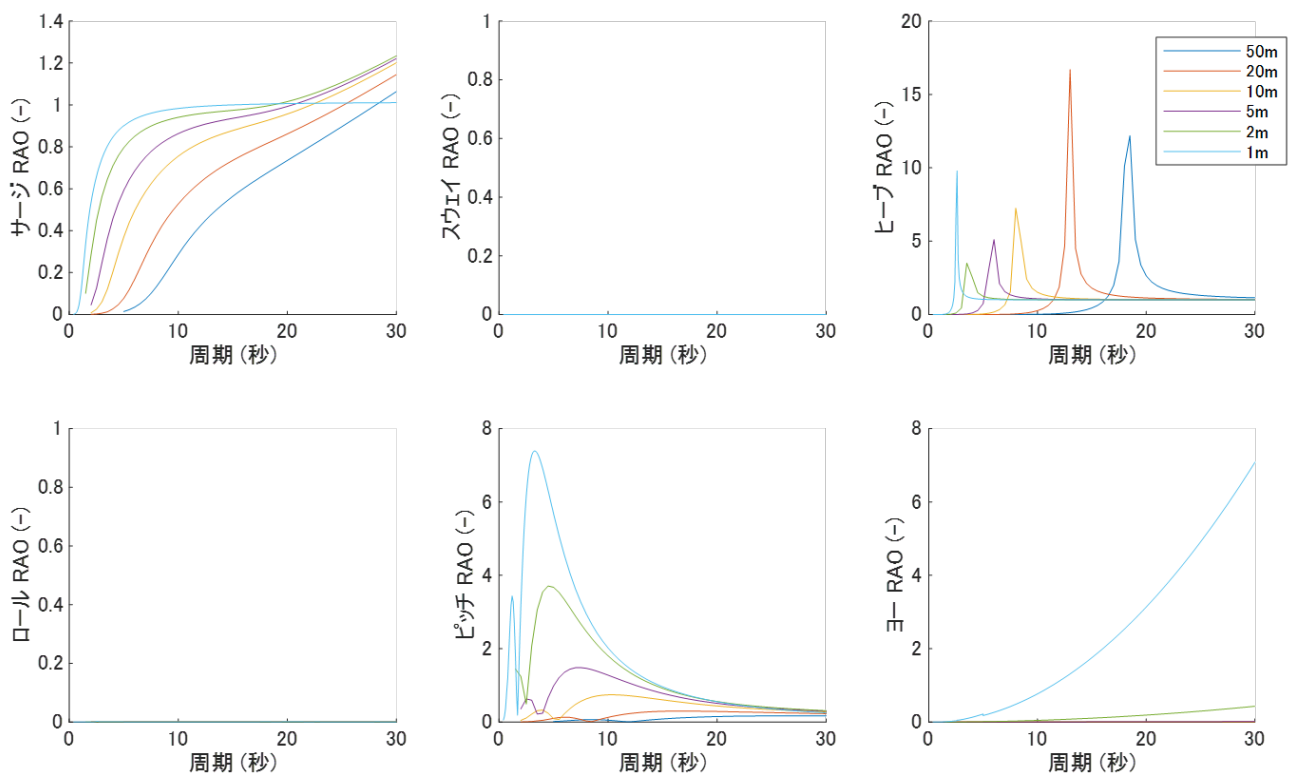


図 25 計算結果

図 25 の上段は並進運動で左から、サージ、スウェイ、ヒープ、下段は回転運動で左からロール、ピッチ、ヨーを示す。グラフの横軸は規則波の周期（秒）、縦軸はそれぞれの RAO 値（Response Amplitude Operator：周波数応答関数）を示す。RAO 値が 0 は運動なし、1 は波高と同じ長さ(m)または角度(deg)の運動になる。また、グラフ中の線は浮体モデルの寸法により色分けしており、凡例の通りである。

前述した通り、規則波を X 軸の正方向に入力しているため、Y 軸方向の並進運動であるスウェイと X 軸周りの回転運動であるロールは、ともに 0 である。その他の 4 自由度に関しては、一般的な波の周期である 0～10 秒程度の範囲において、浮体の寸法が大きくなるに従ってそれぞれの RAO 値が小さくなり、最大寸法の直径 50m×高さ 100m については殆ど揺れないと評価できる計算結果である。

なお、ANSYS AQWA による境界要素法を用いた本計算では、流体の粘性および圧縮性を考慮しておらず、微小な変化を対象としているものであるため、図 25 に示す RAO の数値を定量的に議論するのは適切ではないが、定性的な傾向は捉えているものと考えられる。

今後は、直径 1m×高さ 2m サイズのドラム缶で検証実験を行うことでシミュレーションの精度を向上させ、検討している OFNP のサイズの浮体の揺れがどの程度になるか、定量的に評価する計画である。

5.5. 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

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。

5.5.1 既存の燃料取替方法

沸騰水型原子力発電プラント（BWR）の燃料取替では、原子炉を開放し、図 26 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。

未臨界等の観点から燃料集合体は 1 体ずつ水中で取扱われる。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おり、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。

加圧水型原子力発電プラント（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27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。

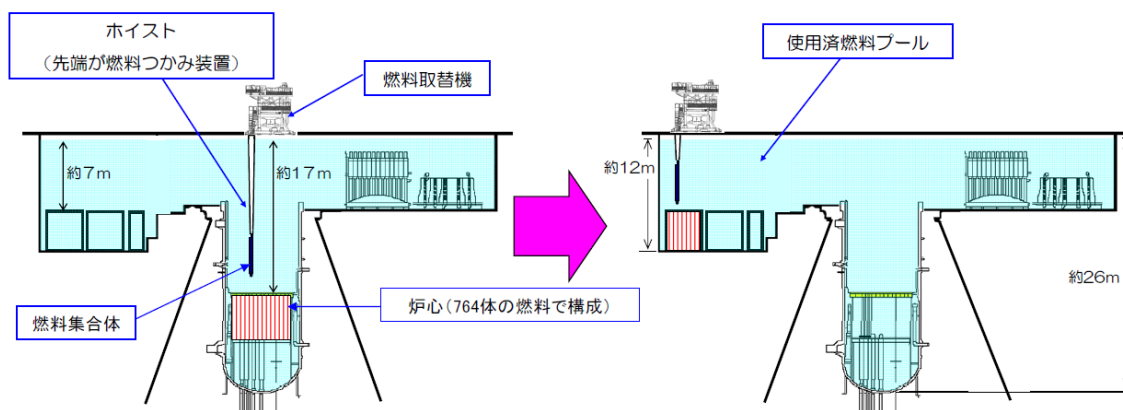


図 26 BWR の燃料取換³⁶

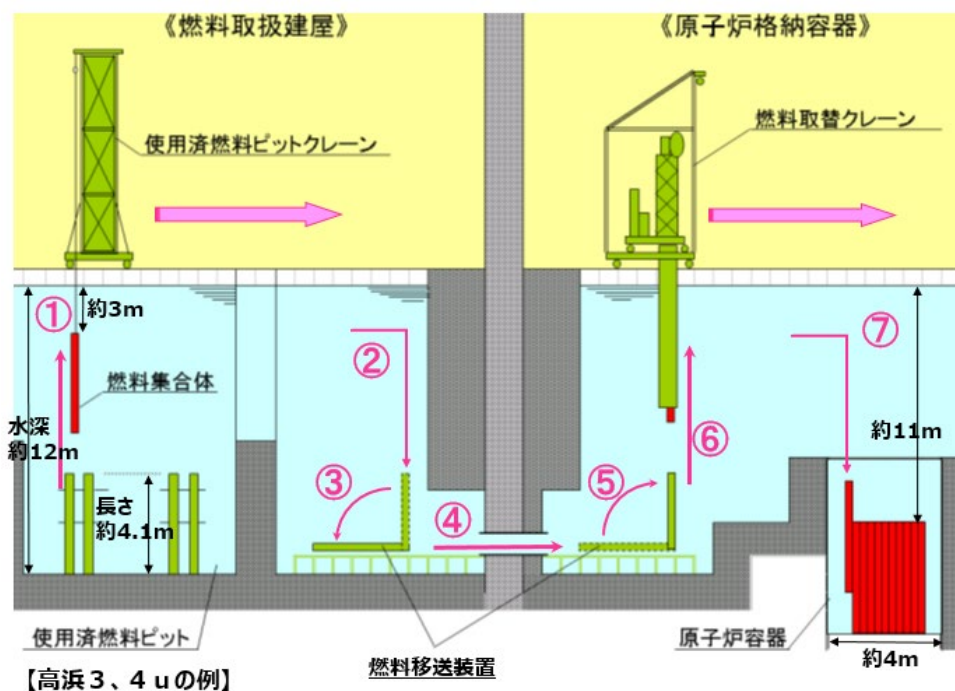


図 27 PWR の燃料取替

³⁶ 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

5.5.2. 効率的な燃料交換システムの検討

現状の BWR、PWR の燃料取替方法を踏まえ、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を分析が必要
- ・燃料を複数本まとめて吊り上げ、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）を移送用コンテナ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、燃料取替の時間削減目標の設定、既存の燃料取替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。

5.5.3 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 28）、これもスロッシングが原因と推定されている。

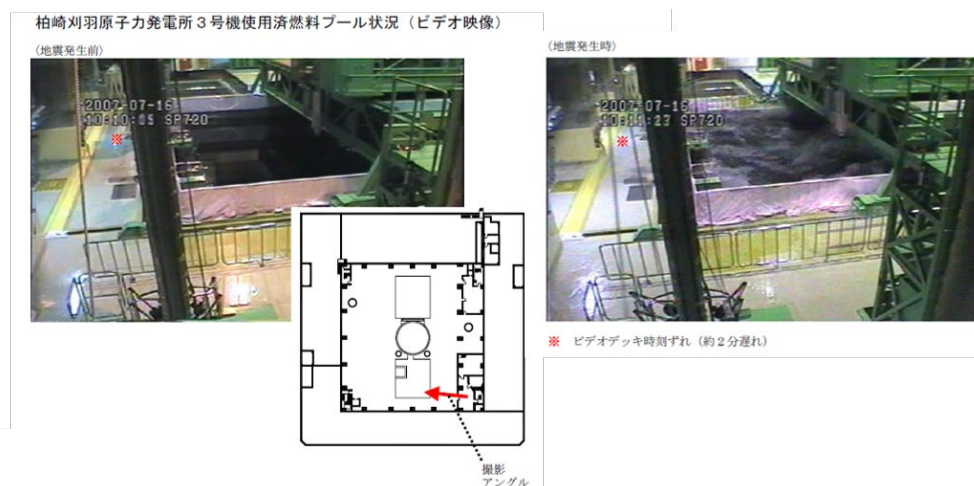


図 28 新潟県中越沖地震による使用済燃料プールのスロッシング³⁷

³⁷ 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>

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。

-
- オペフロ
- : スロッシングによる
プール水の動き
- プール壁面のアール形状
部分は可動式とし、壁面
付近に保管された燃料の
取扱いを可能とする。
- 使用済燃料プール

59

6. 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓からの安全性向上策検討

6.1. 過酷事故時の原子炉減圧機能の多様化

6.1.1. 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。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) が用いられており、図 30 のように原子炉圧力容器と圧力抑制室へ繋がる配管に設置された 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 31 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、東京電力福島第一原子力発電所事故 (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。

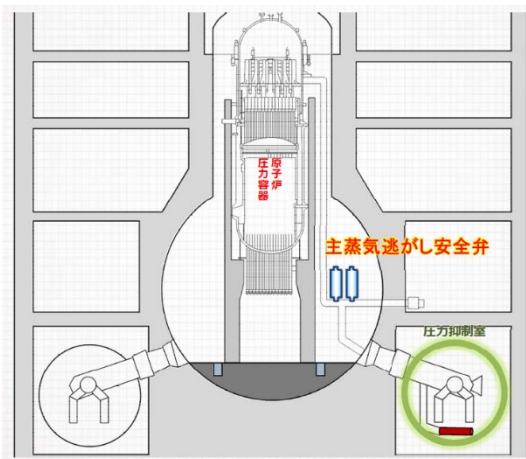


図 30 主蒸気逃がし安全弁 ³⁸

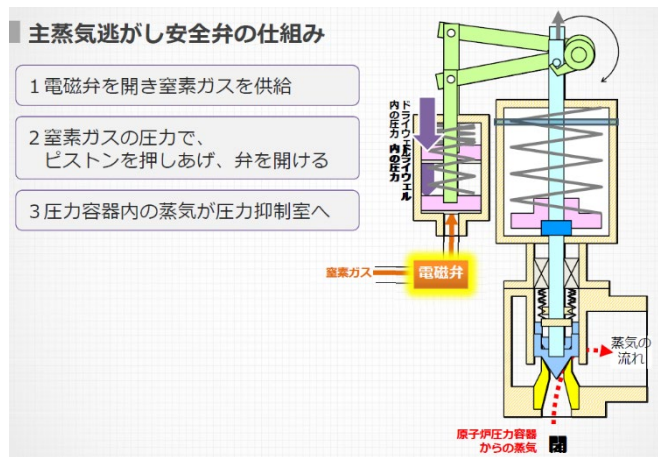


図 31 主蒸気逃がし安全弁の仕組み ³⁹

6.1.2 1F 事故時の教訓と既設炉の安全対策

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を招いた。この原因は以下のように考えられている ⁴⁰。

- ・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

³⁸ 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

³⁹ 同 pp.9

⁴⁰ 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

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、柏崎刈羽原子力発電所で実施されている対策を示す⁴¹。

- ・ 直流電源喪失時にも電磁弁を作動できるよう、電源車の活用に加え、可搬蓄電池を配備。
- ・ 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プ、可搬型コンプレッサーを配備。
- ・ 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。
- ・ 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。

6.1.3 過酷事故時の原子炉減圧手段の多様化

過酷事故時の原子炉減圧手段には、速やかに炉心への低圧注水が可能な状態まで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、原子炉の最高使用圧力（約 8.6MPa）から海水の水頭圧（0.3MPa）程度まで速やかに減圧できることを要求機能と定義した。また、1F 事故の教訓を踏まえて、格納容器内に蒸気が漏えいすることを想定して耐熱性、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

本検討では、上記の要求事項を満たす減圧方法を検討し、下記の方法を抽出した。詳細は付録 12 を参照頂きたい。

- ・ 既設炉 SRV の電源・駆動用窒素ガス源の強化および耐環境性に優れたシール材の導入。
- ・ SRV 以外の手段で原子炉の蒸気を圧力抑制室に逃がす方法。例えば、爆破弁、ラブチャーディスク、電動弁、遠隔手動操作弁を用いることが考えられる。
- ・ 原子炉を冷却することで減圧を行う方法。例えば、非常用復水器や、原子炉の高圧蒸気を用いるタービン駆動ポンプによる高圧注水が考えられる。

各方法の詳細設計や実機での運用については更なる検討が必要となることから、今後実施される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。

⁴¹ 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

6.2. 過酷事故時の原子炉水位計測の多様化

6.2.1. 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が採用されているが、これは図 32 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 33 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。

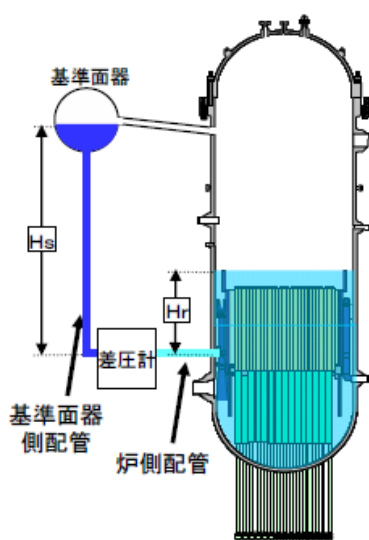


図 32 原子炉水位計の概略図 ⁴²

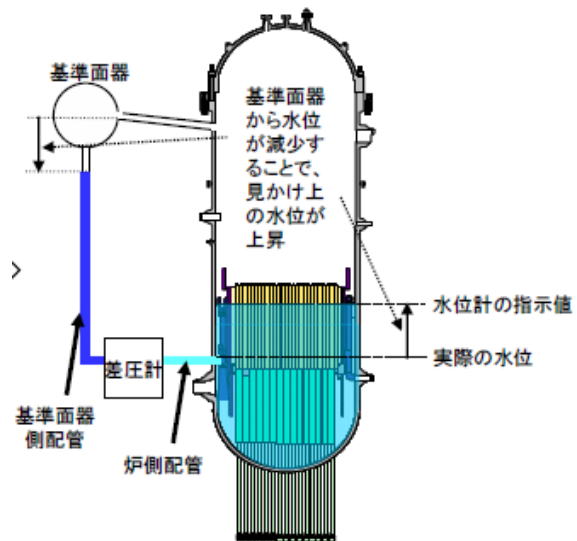


図 33 基準面器の水位低下による水位の誤指示 ⁴²

6.2.2. 1F 事故時の教訓と既設炉の安全対策

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 34）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。

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、例えば東京電力柏崎刈羽原子力発電所では、図 35 のように凝縮槽（基準面器）へ温度計を設置し基準水位の低下を把握できるようにすることや、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

⁴² 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

(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の操作を行う。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。

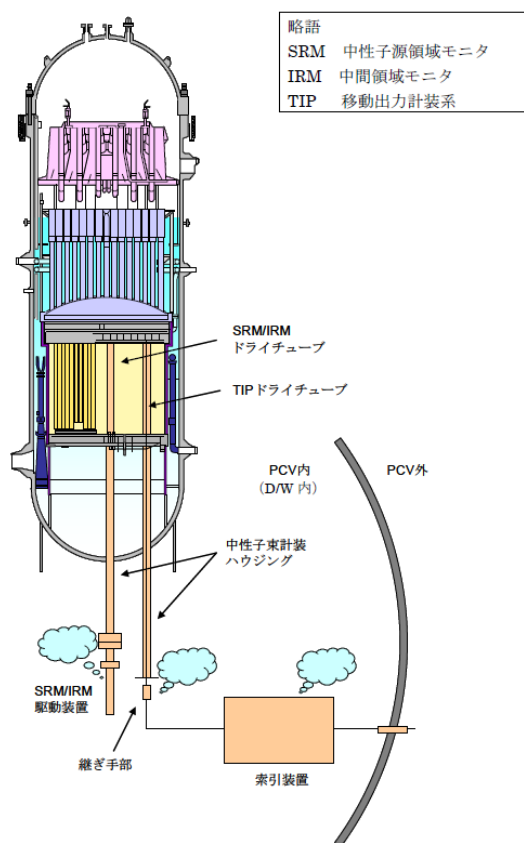


図 34 炉内核計装からの漏えいパス ⁴³

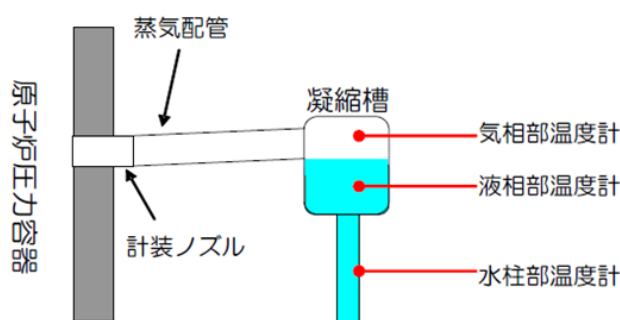


図 35 水位計の健全性判断用温度計の箇所 ⁴⁴

6.2.3. 過酷事故時の原子炉水位計測の多様化

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。

⁴³ 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1-2-9

⁴⁴ 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/201225gijutsuinkai.html>

- ・計測精度 1m 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
- ・耐圧性 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
- ・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

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。詳細は付録 13 を参照頂きたい。

- ・差圧式利用：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おり、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ことから、原子炉水位計装配管のレイアウト改良やダイアフラム式水位計を検討。
- ・超音波利用：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。原子炉の外側から計測可能な原子炉外壁面設置方式、原子炉压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 つを検討。
- ・熱電対利用：水中と気中の温度（熱伝達率）差を利用して水面を判定する差動型熱電対式水位計。
- ・放射線利用：水中と気中のガンマ線強度差を利用して水面を判定する放射線式水位計。

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。

7. 国際連携や国際的な規制に関する検討

7.1. 国際連携に向けた取り組み

浮体式原子力発電の実現には、原子力に関する国際的な海洋法規・条約との整合など、様々な関係者との協力が必要であり、国内関係者に留まらず、国外の関係者との協力も必要となる。そのため、国際連携の枠組みを作る活動を進めている状況であり、例えば、以下の活動を実施している。今後も、実現に向けて、国外の様々な関係者との協力体制の確立に向け、活動を進めていく。

- ・ 国際原子力機関（IAEA）主催で 2021 年 5 月 18 日に開催されたウェビナー”Advances in Reactor Technologies for Marine-based Small Modular Reactors”⁴⁵では、洋上の原子力発電について検討・実現している中国、韓国、ロシア、米国の各機関の検討の状況が紹介され、その状況を把握するとともに、参加者全員で意見交換を行った。
- ・ 経済協力開発機構／原子力機関（OECD-NEA）および IAEA と浮体式原子力発電について意見交換を行った。
- ・ Michael Golay 教授等の浮体式原子力発電を提唱した関係者には、2020 年度の浮体式原子力発電研究会の成果（報告書）を共有すると共に、意見交換を行った。

⁴⁵ <https://www.iaea.org/nptd-webinars> より、ウェビナー資料のダウンロードが可能である（中国からの発表は除く）。

7.2. ロンドン条約・議定書への対応（放射性廃棄物の扱い）

7.2.1. 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。また、国内担保法として、原子炉等規制法等が整備されている。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する必要がある。そのため、ロンドン条約・議定書、原子炉等規制法等を調査し、関連する検討を実施した。本検討の詳細な検討結果については、付録 14 に纏めている。

7.2.2. 調査・検討内容

調査・検討内容のイメージ図を図 36 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⁴⁶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と仮定し、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、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。

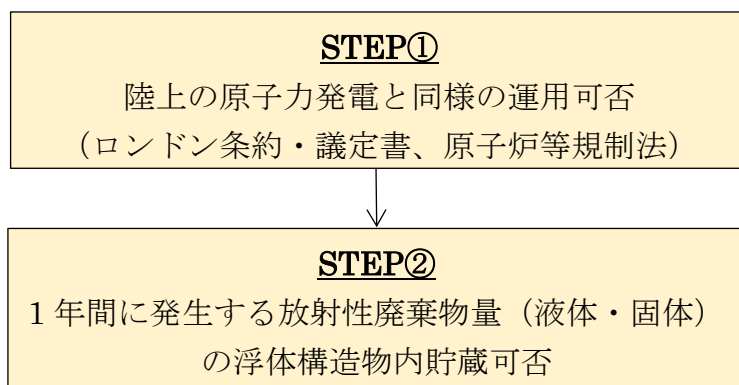


図 36 調査・検討内容のイメージ図

⁴⁶ 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。

7.2.3. 調査・検討結果

■ 陸上の原子力発電と同様の運用可否（図 36 の STEP①関係）

ロンドン条約・議定書、原子炉等規制法等を確認した結果、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（詳細は付録 14 参照）。

■ 貯蔵するために必要なスペースの確保可否（図 36 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（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。

液体については、米国の公開情報等から、1 年間の放出量を 6,000,000 liters (6,000m³) 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）。

固体については、柏崎刈羽原子力発電所 7 基分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。その結果、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。

7.2.4. 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。一方、放出の可否は法律を遵守すればよいだけではなく、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。

8. 浮体式原子力発電関連の知見収集

8.1.1. 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 を搭載した船舶炉について検討している。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。本検討の詳細については、付録 15 に纏めている。

8.1.2. 調査対象文献

22 の文献の内容を確認した。

8.1.3. 調査結果

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として、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。各文献の概要は付録 15 に添付している。

9. 産業競争力強化のための提言および施策

本プロジェクトで検討した浮体式原子力発電は新しい炉型を提案するものではなく、新しいプラットフォームを提案するものである。原子力の根源的な課題である崩壊熱除去に利用可能な海水に囲まれており、海水を活用した安全システムの構築が容易であることや、人が居住する地域から大きな離隔を確保することができる浮体式原子力発電では、原子力発電の大きな課題の一つである社会的受容性に一定の改善が期待できる。

また、浮体式原子力発電では、陸上の原子力発電が持つ事業リスクの一つである「供用期間中の新たな活断層確認による突発的な廃炉」を排除することができる（陸上と異なり、別の場所に移動させることができるため）。

さらに、コスト面で課題がある洋上風力発電について、送電設備を浮体式原子力発電の送電設備と共同利用することにより、洋上風力発電のコスト低減に貢献することも可能と考えられる。

本プロジェクトでは、事業に向けた検討として、「実現までのスケジュール」と「建造費（概算）」を検討した。実現までに要する期間は14.5年と評価し、建造費は陸上の原子力発電と大きく変わらないと評価している。実現までに要する期間は陸上原子力発電でも同程度の期間が必要と考えられ、既設炉の運転可能期間を考慮すると、既設炉の更なる運転期間延長の検討に加え、新設に関する検討が必要であり、浮体式原子力発電が候補の一つとなる。

今後、2021年度に実施した15の検討事項の内、検討途中の件名について継続して進めると同時に設計を進めたい。また、規制（特に海洋利用関係）について、課題を整理すると共に、実現に向けた提案を目指し、検討を進めていく。

以下に本プロジェクトの提言および施策として、以下の4点を挙げる。

- ・ 産業界は、浮体式原子力発電の設計の具体化、安全性高度化を推進する組織を構築する。
- ・ 大学・研究機関は、浮体式原子力発電技術から派生する研究開発を活性化し人材育成につなげる。
- ・ 国は、国際的な協力体制の構築を図る。また、浮体式原子力発電の実現に向けた船舶安全法等の関連法の整備や原子力発電の環境影響評価方法の整備を実施すること。
- ・ 規制当局は、浮体式原子力発電による、安全性向上のための意見交換の場を作ること。

付録一覧

- 付録 1 浮体式原子力発電の課題リスト
- 付録 2 実現までの概略スケジュール検討
- 付録 3 浮体式原子力発電の建造費概略評価
- 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】
- 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】
- 付録 6 浮体式原子力発電（炉型：ABWR）のレイアウト検討
- 付録 7 洋上における浮体式原子力発電設備の保守
- 付録 8 長期運用を考慮した浮体構造物等の設計・保守
- 付録 9 浮体式原子力発電に適した位置保持技術
- 付録 10 浮体揺動における BWR 成立性の評価
- 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
- 付録 12 過酷事故時の原子炉減圧機能の多様化
- 付録 13 過酷事故時の原子炉水位計測の多様化
- 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）
- 付録 15 浮体式原子力発電関連の知見収集

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