

【浮体式原子力発電研究会】

2021年2月12日

【エグゼクティブサマリ】

1. 本研究会の基本的な考え方

第 203 回国会における菅内閣総理大臣の所信表明演説（2020 年 10 月 26 日）において、2050 年のカーボンニュートラル、脱炭素社会の実現を目指すことが宣言された。二酸化炭素排出量が世界で 5 番目に多い我が国が気候変動問題に取り組むことは、将来世代に対する責任であり、中でも排出量の 40% を占める電力部門の脱炭素化は最重要課題である。

電力部門の脱炭素化のためには、再生可能エネルギーの大量導入を可能にする必要がある。しかしながら、天候の影響を受ける再生可能エネルギーのみで全ての電力を賄う場合、発電停止時のバックアップなど安定的な電力供給のための追加設備コストが増加し、電力価格が上昇してしまう。

総理所信表明演説の中でも、「再生可能エネルギーを最大限導入するとともに、安全最優先で原子力政策を進める」との方針が述べられており、それを受けて昨年末に公表されたグリーン成長戦略では、安全性に優れた次世代炉開発は電力部門の脱炭素化のための一つの柱と位置付けられた。

ここで、福島第一原子力発電所事故を起こしてしまった我が国の原子力産業の責務は、再生可能エネルギーの限界という理由でやむを得ず原子力発電を行うというものではなく、事故の経験を踏まえて格段に安全性を向上させた次世代炉を開発して社会に提供することであると考える。

本研究会では、マサチューセッツ工科大学の Michael Golay 教授や Jacopo Buongiorno 教授らが提案する浮体式原子力発電[1~4]を検討対象とした。浮体式原子力発電所は、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 沖合の洋上に浮体させるものであり、以下の様な長所がある。

- (1) 津波、地震の原子力発電所に対する影響を大幅に小さくできる
- (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位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し係留場所に展開することで品質向上やコストダウンが図れる

本研究会では、浮体式原子力発電の安全性向上の可能性を確認するとともに、その実現のために今後必要な検討事項を整理して報告した。

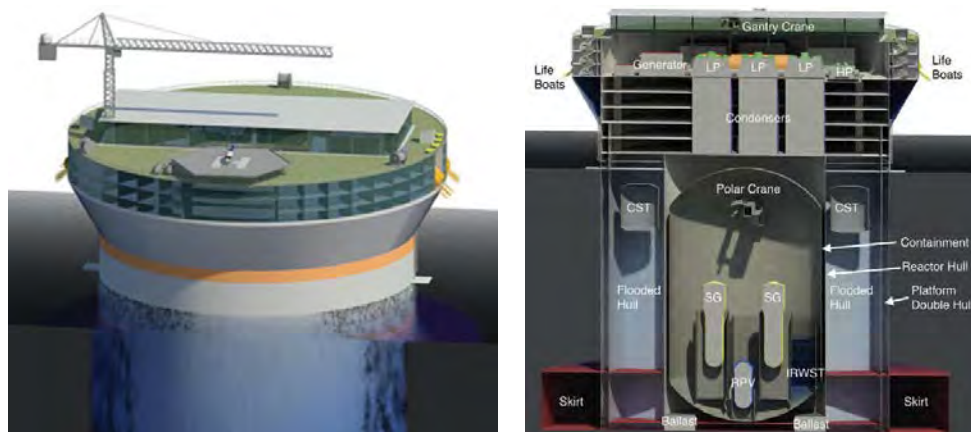


図 MIT が提案する浮体式原子力発電（OFNP）

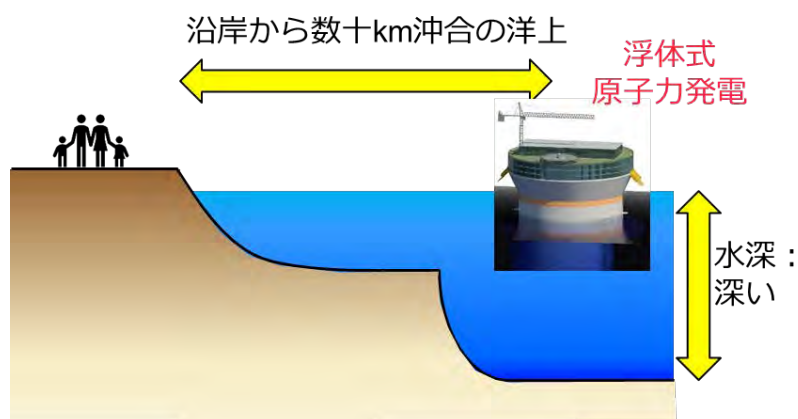


図 浮体式原子力発電の立地イメージ

2. 検討結果

研究会では、MIT の Golay 教授の Web 講演による勉強会を実施し、基本的な浮体式原子力発電の概念を理解した後、本研究会への参加者が考える検討課題を集約した。それらの検討課題を踏まえ、本研究会で検討する事項として以下の 4 つに取り組んだ。

① 規制要求に照らした課題抽出

原子力規制（設置許可基準規則、安全設計指針）に対する浮体式原子力発電の適合性と各条・指針で要求されている内容について、陸上の原子力発電と比較し、課題・優位性を検討した。適合性については、様々な検討すべき課題が存在するが、適合可能であると評価した。

また、海洋規制（原子力船特殊規則）に対する適合性と課題についても検討した。浮体式海洋石油・ガス生産貯蔵積出設備（FPSO）の避難方法等を参考に洋上での避難方法を検討する必要があるが、これを解決することにより、適合可能と評価した。

② 確率論的リスク評価（PRA）を用いた優位性の推定

浮体式原子力発電所の内的事象における全炉心損傷頻度は、海水を最終ヒートシンクとする自然循環型の非常用復水器式の系統を有すると想定した場合、炉心損傷が回避され、リスクは低減することが期待できる。

津波については、原子力発電所に作用する津波の大きさ、津波に伴う浮体構造物自体の変動様相・浮体式原子力発電所が本来具備すべき機能を総合的に考えると、津波のリスクはほぼ無くなり、洋上での炉心損傷頻度は大幅に低減することが見込まれる。

③ 海上での地震動（海震）の影響の推定

船舶の設計要件には海震への対策はなく、海震被害の報告は体験自体が非常に稀なため限定的ではあることを確かめた。被害事例については船舶自体が大破したという例は少ないが、陸上同様に活断層近傍を回避した立地を考慮する必要がある。

また簡易的なモデルケースによる数値解析では、地表面と比べて海面における振動は低減し、浮体式構造物での影響は緩和される可能性があることが示唆された。

更に浮体式の長所として、万一新たに近傍に活断層や海底火山などが見つかった場合でも遠方に移動させることによってリスクを低減出来るという優位性がある。

今後、浮体式構造物に与える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を検討することで更に安全性を向上させる余地がある。

④ BWR における浮体揺動影響の推定

揺動に対する BWR 炉内のボイド率の変化や CHF(Critical Heat Flux, 限界熱流束)への影響について、文献調査及び核熱水力動特性計算による感度解析を実施し、定性的には BWR 安定運転時では揺動の影響は小さいと結論付けた。

3. 提言

グリーン成長戦略では 2050 年に向けて洋上風力発電が主力電源と位置づけられており、本研究会と並行して「革新的浮体式洋上風力発電」の検討が進められている。洋上風力発電は社会的受容性が高いが、洋上での建設や長距離の海底送電設備などコスト面での課題が大きい。

一方、原子力発電は発電原価では優位であるが、福島第一原子力発電所事故により社会的受容性が課題である。浮体式原子力発電所は津波や地震のような自然災害に対して安全性が大きく向上できる見通しがあることと人が居住する地域から大きな離隔を保つことで、社会的受容性の面でも一定の改善が期待される。

更に、浮体式原子力発電の送電設備を浮体式洋上風力発電が送電設備として利用（ハイブリッド）することで、洋上風力発電の主力電源化の大きな課題であるコスト軽減も図ることができる。

以上の通り浮体式原子力発電は、我が国の電源のゼロエミッション化のためへの貢献が期待される。

設計面での今後の取り組みとして、浸水を防止するための設計、究極の事態である沈没を想定した設計、浮体構造をとりまく海水を使った受動的な崩壊熱の除去システムの設計、燃料交換機と使用済み燃料や廃棄物の搬出装置の設計などを進め、更に候補の炉型を想定した全体配置設計を進めたい。

一方、実現のためには設計面に加え、排他的経済水域の海上利用の法整備、浮体式原子力発電所に対する原子力規制基準の整備などが必要となる。

以下に、国と民間の大きな取り組みを整理して示す。

国が主体になって取り組むこと

- (1) 政府、経産省、文科省、環境省、原子力委員会などが、安全性を向上させた原子力発電所の新增設やリプレースを推進すること
- (2) 国民への安全性の説明を活性化すること
- (3) 必要となる規制や法体系の整備
- (4) 国際的な開発協力体制の形成
- (5) 国立研究所などでの研究開発の促進（実験設備やスパコンの提供など）
- (6) 財政支援

民間が主体になって取り組むこと

- (1) 今回 COCN での検討に加わった組織をはじめとする多くの企業の協力体制の構築
- (2) 上記協力体制の下での基本設計
- (3) 大学での原子力人材育成の支援

- (4) 産業界や学会による幅広い議論と国内外の原子力関係機関・学会・シンポジウム等への情報発信
- (5) 民間研究所などでの関連する研究開発の促進

- [1] J. Buongiorno et al., “The Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) Concept,” Nucl.Tech., vol.194, pp.1-14 2016.
- [2] Y. Zhang et al., “Safety Analysis of a 300-MW(electric) Offshore Floating Nuclear Power Plant in Marine Environment,” Nucl.Tech., vol.00, pp.1-17 2018.
- [3] J. Conway et al., “Physical Security Analysis and Simulation of the Multi-Layer Security System for the Offshore Nuclear Plant (ONP),” Nuc. Eng. Design, 352, 2019.
- [4] J. Jurewicz, J. Buongiorno, M. Golay, N. Todreas, “Design and Construction of an Offshore Floating Nuclear Power Plant”, CANES Report ANP-TR-160, Massachusetts Institute of Technology (2015).

【目 次】

【研究会メンバー】	1
1. 研究会の背景・目的	3
1.1. 本研究会の背景	3
1.2. 本研究会の目的	4
2. 本研究会の進め方	5
3. 実現のための課題列挙、検討事項の選定	6
3.1. 課題の列挙	6
3.2. 検討事項の選定	8
4. 検討結果	10
4.1. 検討事項①規制・規制要求に照らした課題抽出	10
4.1.1. 対象とした規制	10
4.1.2. 結果	11
4.1.3. まとめ	18
4.2. 検討事項②PRA・確率論的リスク評価（PRA）を用いた優位性の推定	19
4.2.1. 緒言・目的	19
4.2.2. 検討方法	20
4.2.4. まとめ	27
4.3. 検討事項③海震・海上での地震動（海震）の影響の推定	28
4.3.1. 耐震に対する浮体式原子力発電への期待	28
4.3.2. 海震の定義と文献調査による現状の理解	28
4.3.3. 海震の地震動特性に関する試検討	29
4.3.4. まとめ	32
4.4. 検討事項④BWR 揺動・BWR における浮体揺動影響の推定	34
4.4.1. 揺動における BWR の懸念事項	34
4.4.2. 検討方法及び検討項目	35
4.4.3. 文献調査および及び感度解析計算の結果	35
4.4.4. まとめ	37
5. 浮体式原子力発電の実現に向けた本研究会からの提言	39

【研究会メンバー】

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	: 伊地知 雅典	(株式会社 IHI)
(COCN 会員, 五十音順)	小池 大介	(株式会社 IHI)
	森山 善範	(鹿島建設株式会社)
	門馬 隆弘	(鹿島建設株式会社)
	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)
	後藤 正治	(東京電力ホールディングス株式会社)
	小藪 健	(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)
	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)
	露木 陽	(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)
	安田 賢一	(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)
	宮口 仁一	(三菱重工業株式会社)
	田中 太一	(三菱重工業株式会社)
	鈴木 清照	(株式会社三菱総合研究所)
	藤山 翔乃	(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)
	師岡 慎一	(早稲田大学)
(COCN 非会員, 五十音順)	手塚 健一	(一般社団法人エネルギー総合工学研究所)
	都築 宣嘉	(一般社団法人エネルギー総合工学研究所)
	木野 千晶	(一般社団法人エネルギー総合工学研究所)
	吉田 裕彦	(関西電力株式会社)
	大神 隆裕	(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)
	森松 秀文	(関西電力株式会社)

原 哲也	(中部電力株式会社)
稲垣 博光	(中部電力株式会社)
田畑 邦浩	(中部電力株式会社)
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)
南 清和	(東京海洋大学)
藤田 昭	(日揮株式会社)
嶋田 秀充	(日揮株式会社)
森本 泰臣	(日揮株式会社)
大和矢 秀成	(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
藪内 典明	(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)
上澤 伸一郎	(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
早船 浩樹	(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)
古塚 伸一	(一般社団法人日本原子力産業協会)
土平 広樹	(一般社団法人日本原子力産業協会)
村部 良和	(日本原子力発電株式会社)

COCN 事務局長 : 中塚 隆雄

COCN 副事務局長 : 五日市 敦 (株式会社東芝)

佐藤 桂樹 (トヨタ自動車株式会社)

【本文】

1. 研究会の背景・目的

1.1. 本研究会の背景

気候変動問題は、「気候変動に関する政府間パネル（IPCC）」の第5次評価報告書、1.5℃特別報告書の通り、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。我が国の二酸化炭素排出量の内、エネルギー転換部門（発電所、製油所等）が40%を占めており¹、電力部門の脱炭素化は最重要課題である。そのため、再生可能エネルギーの大量導入が必須であるが、天候の影響を受ける再生可能エネルギーのみで全ての電力を低廉かつ安定的に供給することには多くの課題が存在する²。特に電気料金の上昇は我が国の産業競争力を損なう要因であり、国民生活において最も重要な課題と言っても差し支えない。変動性再生可能エネルギー増加による追加的費用の試算結果の一例として、図1に示すように再生可能エネルギーが50%を超えると電力系統の安定性維持のための費用が加速度的に増加することが示されており、我が国の産業競争力の維持・向上のためには原子力発電を選択肢から除くことはできないことがわかる。

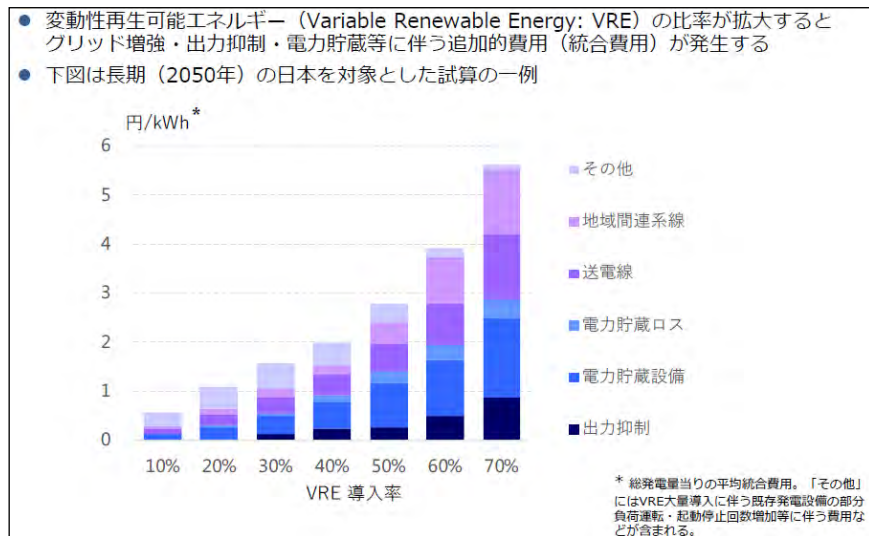


図1 変動再生可能エネルギー増加に伴う統合費用の試算結果³

しかしながら、2011年の福島第一原子力発電所事故の経験を踏まえると、地震や津波に対して次元の異なる耐性を有し、大規模な避難が必要となる放射性物質の大量拡散のリスクを根本的に排除した原子力発電が求められる。マサチューセッツ工科大学（MIT）のMichael Golay教授やJacopo Buongiorno教授らが提案する浮体式原子力発電（OFNP）は、図2、図3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沖合の洋上に浮体させるものであり、次に示す4点の長所が挙げら

¹ 国立研究開発法人国立環境研究所「2018年度（平成30年度）の温室効果ガス排出量（確報値）について」

² 資源エネルギー庁第33回総合資源エネルギー調査会基本政策分科会資料「2050年カーボンニュートラルの実現に向けた検討」

³ 一般財団法人日本エネルギー経済研究所第432回定例研究報告会「内外の再生可能エネルギー情勢の展望」

れる。

浮体式原子力発電の長所

- ① 津波、地震の原子力発電所に対する影響を大幅に小さくできる
- 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位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し係留場所に展開することで品質向上やコストダウンが図れる

浮体式原子力発電は、地震や津波に対しての影響を大幅に小さくでき、大規模な避難が必要となる放射性物質の大量拡散のリスクを根本的に排除した原子力発電であり、また、製造拠点（例えば、造船所）で建造し、係留場所に展開が可能のため、産業競争力の観点からも有望な原子力発電である。

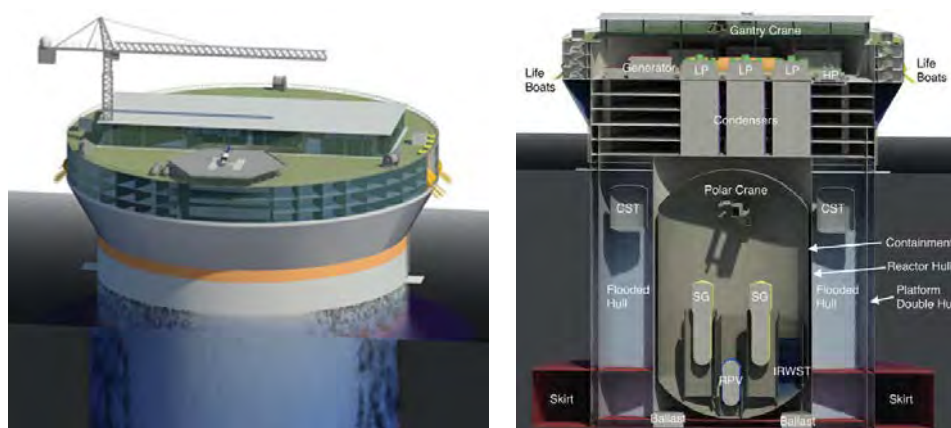


図 2 MIT が提案する浮体式原子力発電（OFNP）⁴

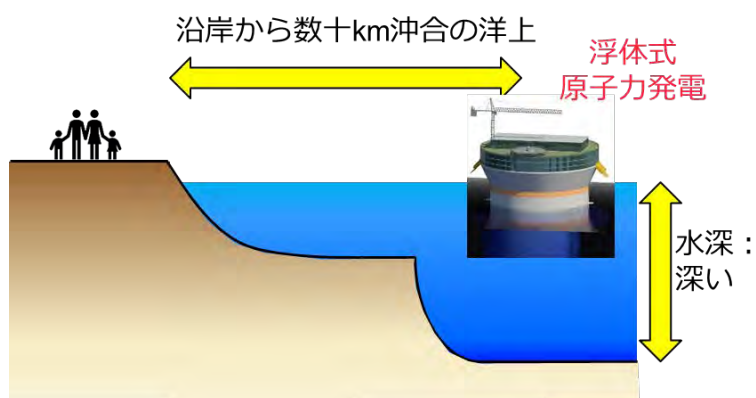


図 3 浮体式原子力発電⁴の立地イメージ

1.2. 本研究会の目的

浮体式原子力発電の長所を確認すると同時に、実現のための課題を洗い出し、課題解決に向けた施策を検討し、我が国への導入の意義を明確にすること。

⁴ J. Buongiorno et al., “The Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP) Concept,” Nucl.Tech., vol.194, pp.1-14 2016.

2. 本研究会の進め方

2020 年度は、図 4 に示す進め方で実施した。はじめに MIT の Michael Golay 教授、Jacopo Buongiorno 教授らと浮体式原子力発電のコンセプトについて Web 講演による勉強会を実施した。これを受け各参加機関より実現のための課題を列举した。列举した課題を踏まえて本研究会の中で本年度中に検討する事項を選定した。

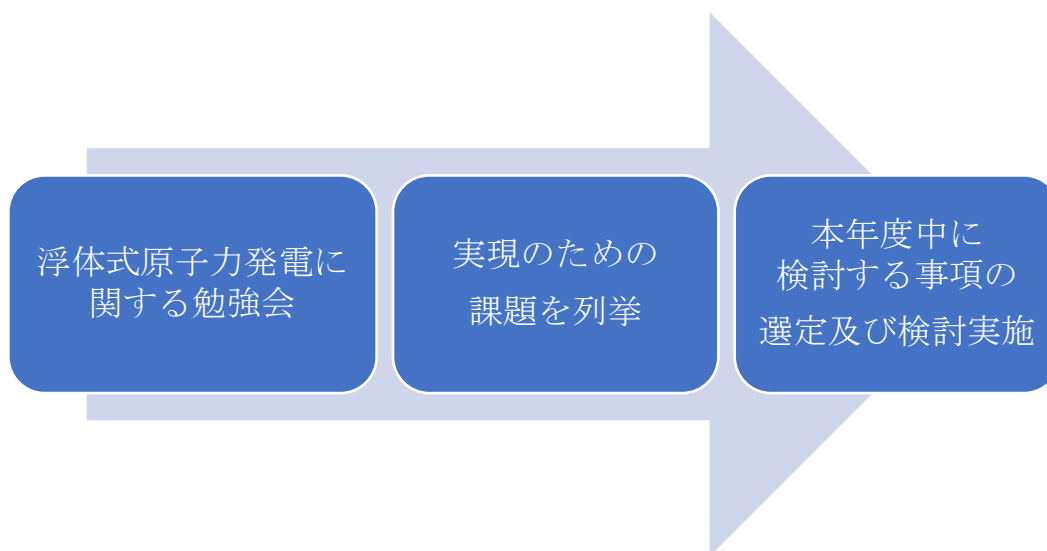


図 4 2020 年度の進め方

3. 実現のための課題列挙、検討事項の選定

3.1. 課題の列挙

MIT の Michael Golay 教授らと浮体式原子力発電のコンセプトについて Web 講演による勉強会を実施後、参加機関より実現のための課題を列挙した。111 件の課題が列挙され、図 5 に示すように分類毎に整理すると自然現象・人為現象、異常事象・事故対応、核物質防護、揺動、規制全般に関する件数が多く、その他に有効性評価、浮体構造、コスト、保守、廃止措置、工法、塩害、立地、外部電源、淡水確保、サプライチェーン他に関する課題が列挙された。これら課題は、原子力発電所の立地環境調査から廃止措置に関する課題であり、今後検討が必要である。各分類の課題の一部を表 1 に示す（付録 1 に課題一覧を掲載）。

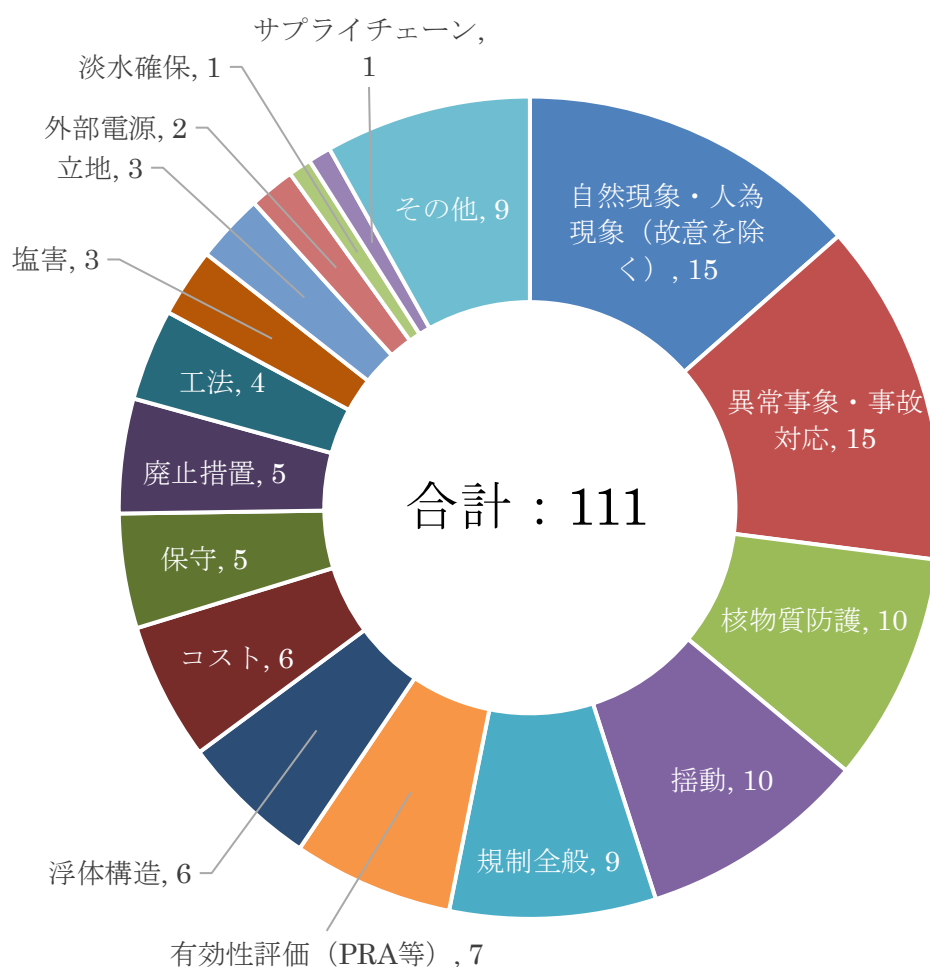


図 5 分類毎の課題件数

表 1 分類毎の課題（一部）

分類	課題内容
自然現象・人為現象（故意を除く）	- 既設炉の審査では、基準津波について、その対策が求められたが、洋上の津波高さの程度や設備への影響の程度に関する評価が必要 - 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

分類	課題内容
	計の考え方の整理が必要。
異常事象・事故対応	・ 既設炉の審査では、緊急時対策所の耐性強化で、離隔距離や位置的分散等を求められたが、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 ・ 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求められたが、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が必要
核物質防護	・ 海上であっても漁船等の接近の可能性があるので、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の検討 ・ 航空機衝突、船による衝突など設計上考慮すべきテロ行為の検討
揺動	・ 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
規制全般	・ 考慮すべき規制要求の整理が必要
有効性評価（PRA等）	・ 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
浮体構造	・ 係留方式、アンカーの構造の検討が必要
コスト	・ 日本で建設する際のコストの確認が必要
保守	・ 浮体式原子力発電所の洋上でのメンテナンスの実現性
廃止措置	・ 廃止措置、大規模保修等を行う場所・施設をあらかじめ確保することが必要であり、その場合の規制上の位置づけの明確化が必要
工法	・ 日本で大型海洋構造物を建造できる場所の確保が必要
塩害	・ 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
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)
外部電源	・ 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）
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
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が課題
その他	・ 環境への影響の把握（生態系、漁業、海上利用）

3.2. 検討事項の選定

本研究会では参加者から 111 件の課題（付録 1 参照）を集約し、それらを踏まえて本年度には以下の 4 つの事項を選定して検討を深めた。

① 規制要求に照らした課題の抽出（以降、検討事項①規制）

浮体式原子力発電に適用される規制は整備されていないが、浮体式原子力発電は、原子力発電を浮体構造物内に格納したものであり、陸上の原子力発電に適用される規制内容の大部分は浮体式原子力発電にも適用されると考えられる。そのため、原子力規制の観点から浮体式原子力発電に致命的な技術課題が存在しないかを確認するため、選定した。

② 確率論的リスク評価（PRA）に照らした優位性の推定（以降、検討事項②PRA）

原子力発電の安全評価として、確率論的リスク評価（PRA）が活用されており、事故の発生頻度が評価されている。事故の発生頻度の観点から既存の陸上の原子力発電と比較し、浮体式原子力発電の安全性が高いのかを定量的に確認するため、選定した。

③ 海上での地震動（海震）の影響の推定（以降、検討事項③海震）

海震の特徴を踏まえると設備への影響は小さいと考えられるが、この影響を定量的に示すことにより浮体式原子力発電の安全性が高いのかを確認するため、選定した。

④ BWR における浮体揺動影響の推定（以降、検討事項④BWR 揺動）

船用炉や原子力潜水艦では PWR が採用されており、洋上における BWR の実装は未だない。BWR を浮体式原子力発電の炉型に採用した場合、まず波浪などに起因した揺動によって通常運転時にどの程度安全性に影響するか確認するため、選定した。

各検討事項では、図 6 に示す内容について検討した。

「検討事項①規制」では、大きく分けて原子力に関する規制（以下、「原子力規制」と言う）と海洋に関する規制（以下、「海洋規制」と言う）に分けて実施した。原子力規制では、陸上の原子力発電に適用されている規制への適合性、陸上の原子力発電と比較した場合の課題・優位性の 2 点を検討した。なお、検討の前提条件として、陸地から 30km 以上離れた沖合に立地しており、図 7 に示すように燃料取替は洋上で実施し、乾式貯蔵キャスクの貯蔵施設は浮体式原子力発電所内に設置しないこととし、また放射性廃棄物は洋上で別の船舶に積込むこととした。海洋規制では、浮体式原子力発電で適用される可能性のある規制を調査し、浮体式原子力発電を MIT の OFNP とした場合の海洋規制に対する浮体式原子力発電の適合性、課題の有無を検討した。

次に、「検討事項②PRA」では、既存の陸上の原子力発電で実施されている確率論的リスク評価の結果をベースに津波、地震などの自然災害に対して陸上の原子力発電よりも影響が緩和される程度を簡易的に定量評価した。

「検討事項③海震」では、海中での地震波の伝播について文献調査等により知見を拡充した。

最後に「検討事項④BWR 揺動」では、浮体式原子力発電の炉型が沸騰水型軽水炉（BWR）の場合、洋上に浮体していることで発生する揺動による原子炉内の熱流動に与える影響について文献調査し、また簡易的な核熱水力動特性解析を実施した。

検討事項① 規制	検討事項② PRA	検討事項④ BWR揺動
原子力規制 - 陸上の原子力規制への適合性評価 - 陸上原子力発電と比較し、優位性、課題を整理	津波、地震などの自然災害に対し、陸上原発よりも影響が緩和される程度を定量化	炉型がBWRの場合、浮体揺動が原子炉内の熱流動に与える影響について文献調査
海洋規制 - 浮体式原子力発電の設計で考慮が必要な規制を整理 - 海洋規制に対するMITの浮体式原子力発電の適合性、課題有無を整理	検討事項③ 海震 海中での地震波の伝搬（海震）についての知見拡充	

図 6 検討の実施内容

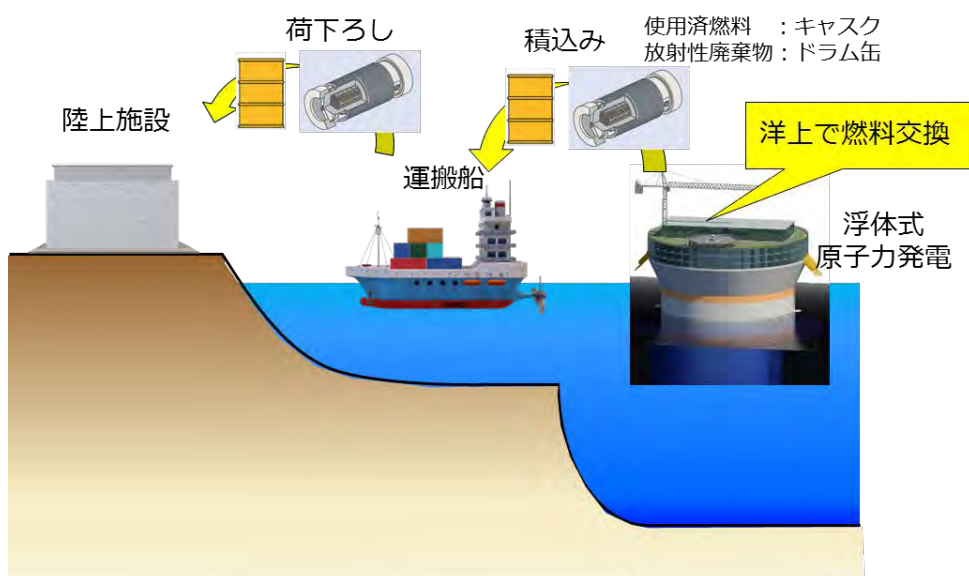


図 7 使用済燃料・放射性廃棄物の取扱いイメージ

4. 検討結果

4.1. 検討事項①規制 - 規制要求に照らした課題抽出

4.1.1. 対象とした規制

対象とした規制については、浮体式原子力発電所の設計に大きく影響を及ぼすと考えられる以下の規制を対象とした。

原子力規制については、原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（設置許可基準規則）」、旧原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（安全設計指針）」を対象とした。設置許可基準規則は、福島第一原子力発電所事故後に制定されたものであり、原子炉の設置許可を受けようとする場合には、本規則に適合することが要求されていることから対象とした。

また、福島第一原子力発電所事故前に制定されたもので、設置許可申請に係る安全審査において、安全性確保の観点から設計の妥当性をについて判断する際の基礎を示すことを目的として定められた安全設計指針も対象とした。

一方、海洋規制については、表 2 に示す検討結果から国土交通省「船舶安全法」、原子力規制委員会「原子力船特殊規則」、日本海事協会「鋼船規則 P 編 海洋構造物等」を対象とし、2020 年度は、浮体式原子力発電を MIT の OFNP とした場合の原子力船特殊規則に対する浮体式原子力発電の適合性及び課題の有無を検討した。

表 2 対象とする海洋規制の候補と選定結果

規則名（所管）	規則の概要	対象となる船舶	選定結果（理由）
船舶の実用炉則 ※1 （原子力規制委員会）	・ 設置、運転等について規定	・ 試験研究用等原子炉を設置した船舶（原子炉等規制法より） ・ 船舶の定義は船舶法と同じと考えられる	対象外 （技術的な内容が規定されていないため）
船舶運転計画規則 ※2 （原子力規制委員会）	・ 運転計画について規定		
原子力船特殊規則 （原子力規制委員会）	・ 原子力船で施設すべき事項について規定	・ 推進機関に軽水減速軽水冷却型原子炉を使用する船舶	対象 （船体構造等について規定されているため）
船舶安全法 （国土交通省）	・ 船舶の安全基準を規定	・ 機械力により運航する船舶（船舶法より） ・ ただし、浮体式風力発電も対象となっている	対象 （船舶の安全基準について規定されているため、なお省令についても検討が必要）
臨時船舶建造調整法 （国土交通省）	・ 建造許可について規定	・ 機械力により運航する船舶（船舶法より）	対象外 （技術的な内容が規定されていないため）
SOLAS 条約	・ 第 8 章で原子力船について規定	・ A nuclear ship is a ship provided with a nuclear power plant.	

規則名（所管）	規則の概要	対象となる船舶	選定結果（理由）
		・ 例外規定として、Ships not propelled by mechanical means	
鋼船規則 P 編海洋構造物等 （日本海事協会）	・ 海洋構造物等の船体構造、電気設備等について規定	・ 海洋構造物等（原則として、長期間又は半永久的に着底又は位置保持される船舶及び構造物）	対象 （船舶構造等について定められているため）

※1：船舶に設置する原子炉（研究段階にあるものを除く）の設置、運転等に関する規則

※2：船舶に設置する軽水減速加圧軽水冷却型原子炉であつて研究開発段階にあるものの運転計画に関する規則

4.1.2. 結果

以下に各実施内容の検討結果を示す。

■ 原子力規制に対する適合性

設置許可基準規則の各条に対する浮体式原子力発電の適合性について検討した結果、第3条（設計基準対象施設の地盤）、第38条（重大事故等対処施設の地盤）を除き、後に示すように様々な検討すべき課題が存在するが、これらを解決することで適合可能と評価した。なお、第3、38条では、基準地震動に対し対象施設を十分に支持できる地盤に設けること等を要求しているが、図8に示すように浮体式原子力発電の特徴（洋上に浮体）から本要求は不要と考えられる。

安全設計指針についても、後に示すように様々な検討すべき課題が存在するが、これらを解決することで全指針に対して適合可能であると評価された。

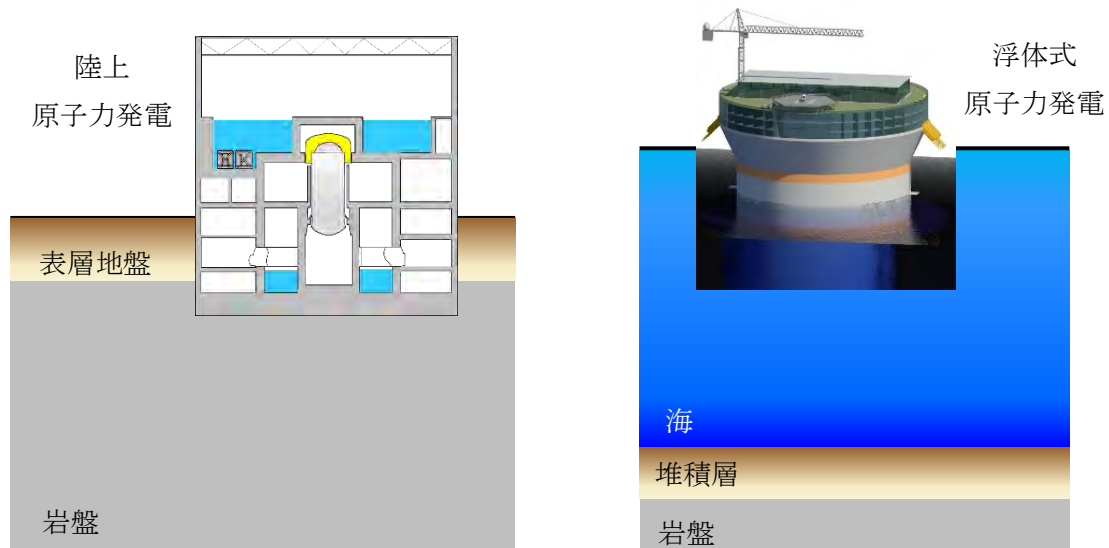


図8 陸上原子力発電と浮体式原子力発電の立地イメージ

■ 原子力規制に対する陸上原子力発電との比較による課題・優位性の整理

設置許可基準規則の各条で要求されている内容について、陸上の原子力発電と比較し、課題・優

位性を検討した結果を表 3 に示す。なお、課題については、対策の方向性が見えており、対策することで陸上と同等であると考えられる課題と今後も検討が必要な課題に分けられ、同表に示す課題は後者を示す。24 の条文で今後も検討が必要な課題、19 の条文で優位性が挙げられ、これらの内訳を図 9 に示す。

今後も検討が必要な課題として、シビアアクシデント対策として設置が要求されている可搬型設備に関する課題、揺動に関する課題等が挙げられた。可搬型設備に関する課題については、例えば、第 49 条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）では図 10 に示すように陸上の原子力発電で可搬型設備として用意されている消防車の扱いが挙げられる。陸上の原子力発電では、可搬型設備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実施しているが、浮体式原子力発電の場合は、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上で係留する等の対応を検討する必要がある、専用船の場合には、荒天時の浮体式原子力発電への接続性についての課題が挙げられる。また、離隔以外の方法として、大型航空機衝突等に対して頑健性を有する浮体式原子力発電を設計することが考えられ、検討する必要がある。これら課題は、従来の原子力発電所の設計の見直し等により対応が可能と考えられる課題であり、浮体式原子力発電の実現を阻害するほどの課題ではないが、今後検討していく必要がある。

優位性として、海水を活用した受動安全設備の設置による安全設備の多様化が可能となること、また、津波や海震等に対する優位性が挙げられた。海水を活用した受動安全設備の例を挙げると、第 47 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）の設備として、図 11 に示すように緊急時の最終手段として弁の開操作一つで周囲に無限に存在する海水を圧力容器内に注入する設備が考えられる。海水を活用した受動安全設備の設置が可能なことは、福島第一原子力発電所事故において対応が困難であった減圧と注水に対して大きな優位性を持つことを示している。

安全設計指針の各指針に対して課題・優位性を評価した結果を表 4 に示す。15 の条文で今後も検討が必要な課題、9 の条文で優位性が挙げられ、これらの内訳を図 12 に示す。今後も検討が必要な課題として、設置許可基準規則でも挙げられた揺動に関する課題が大部分を占めており、その他の課題についても設置許可基準規則で挙げられた課題と同じ内容であり、これら課題は、浮体式原子力発電の実現を阻害するほどの課題ではないが、今後検討していく必要がある。優位性についても設置許可基準規則で挙げられた内容と同じものであった。

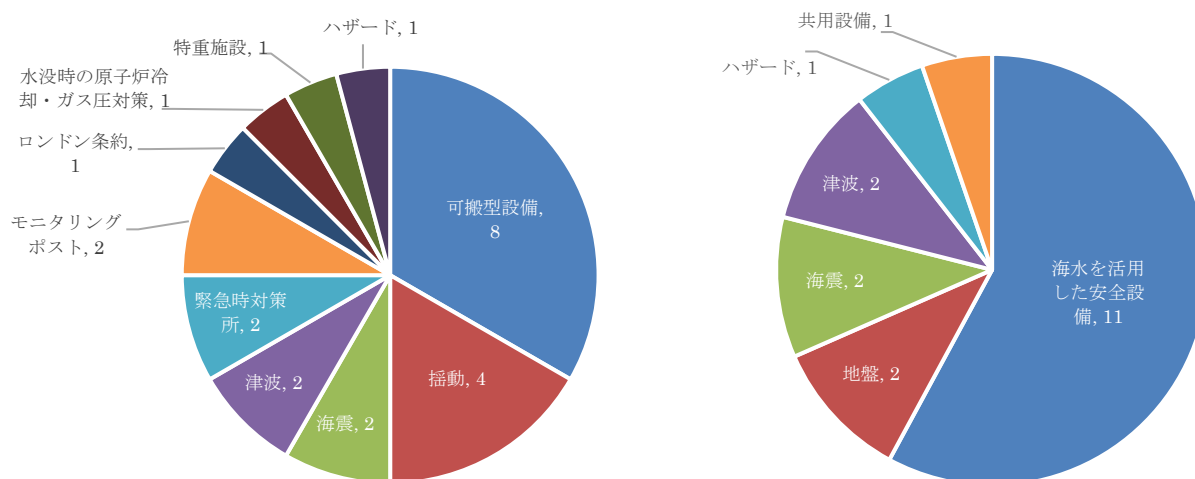


図 9 設置許可基準規則の各条で挙げられた今後も検討が必要な課題（左）と優位性（右）の内訳

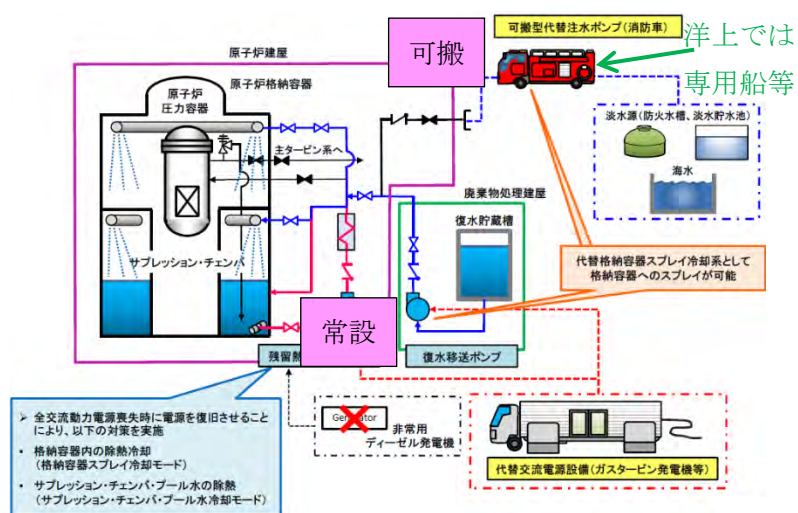


図 10 課題の一例⁵

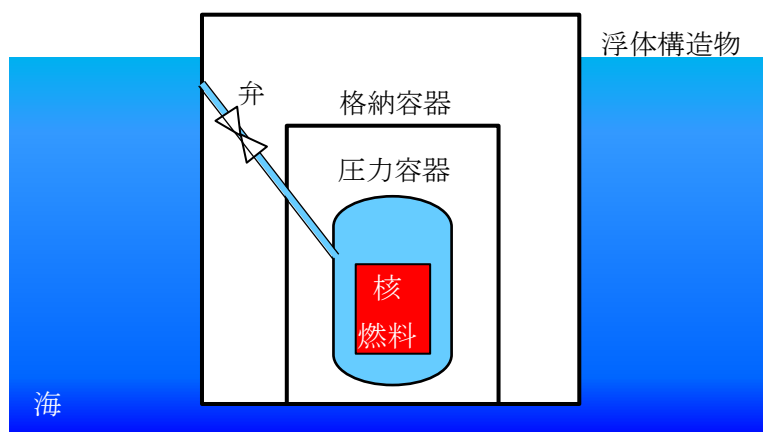


図 11 優位性の一例

⁵ 平成 29 年度第 41 回原子力規制委員会資料 1（一部加筆）

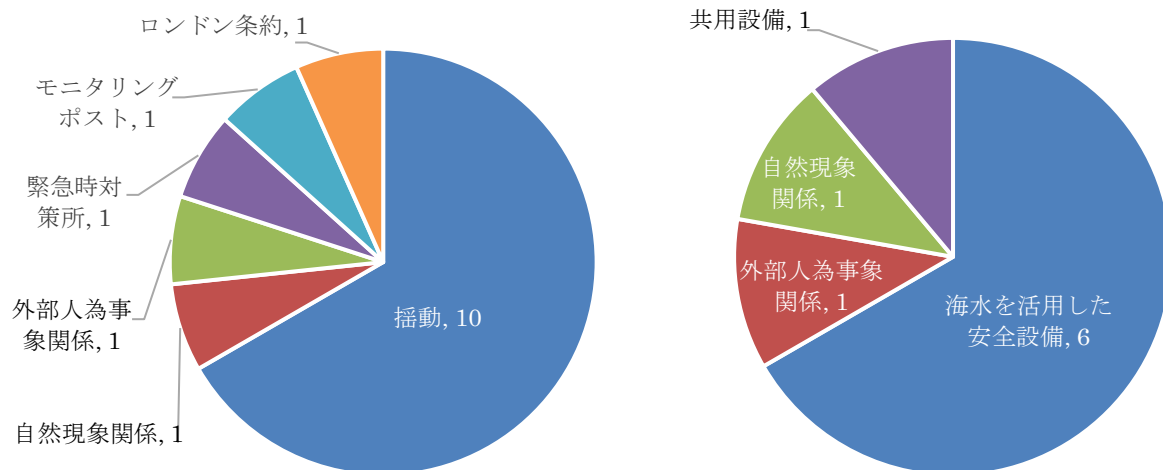


図 12 安全設計指針の各指針で挙げられた今後も検討が必要な課題（左）と優位性（右）の内訳

表 3 設置許可基準規則要求内容に関する陸上の原子力発電との比較結果

条	見出し	今後も検討が必要な課題	優位性
3	設計基準対象施設の地盤	－	・ 新たな活断層確認による突発的な廃炉リスクゼロ
4	地震による損傷の防止	・ 海震の詳細検討	・ 地震ではなく海震（水平動成分なし）の考慮が必要なため、陸上原子力発電と比較すると地震動は小さいと考えられる ・ 斜面崩壊の考慮不要
5	津波による損傷の防止	・ 津波（警報が発表されない可能性がある津波含む）の設備への影響 ・ 短時間の水没に耐えられること	・ 水深が深いため、津波高さが低い
6	外部からの衝撃による損傷の防止	・ 個々のハザードの設備への影響	・ 陸上原子力発電と比較してハザードの種類が減少
12	安全施設	－	・ 既設炉と異なり、新たに設計することになるため、共用しない設計とすることが可能
13	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	・ 揺動の考慮が必要（BWR においては揺動による反応度投入事象が発生の可能性）	－
15	炉心等	・ 第 13 条と同じ ・ 燃料取扱中に揺動することを前提とした設計が必要 ・ 揺動による通常運転時／スクラム時の制御棒挿入性	
16	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	・ 原子炉圧力容器からの燃料取出し時の揺動対策	
19	非常用炉心冷却設備	－	・ 海水を活用した受動安全設備が考えられ、多様化が可能
21	残留熱を除去することができる設備		・ 第 19 条と同じ
22	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備		
25	反応度制御系統及び原子炉制御系統	・ 揺動による通常運転時／スクラム時の制御棒挿入性	－
28	放射性廃棄物の貯蔵施設	・ ロンドン条約※、ロンドン議定書※の遵守	
31	監視設備	・ 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	
32	原子炉格納施設	・ 水没時の原子炉の自然冷却と発生したガス圧を逃がす方法	・ 第 19 条と同じ
34	緊急時対策所	・ 設置場所（陸上、専用船等）	－
38	重大事故等対処施設の地盤	－	・ 第 3 条と同じ
39	地震による損傷の防止	・ 第 4 条と同じ	・ 第 4 条と同じ
40	津波による損傷の防止	・ 第 5 条と同じ	・ 第 5 条と同じ
42	特定重大事故等対処施設	・ 本施設に要求されている機能を整理し、必要有無の整理が必要 ・ 必要な場合は専用船、一部機能を陸上に設置、頑健な浮体構造物内に収納等の陸上原子力と異なった視点での検討が必要 ・ 潜水艦のテロ対策、浮体構造物毎国外に持出しされるシナリオへの対策	－
43	重大事故等対処設備	・ 可搬型設備の扱い ・ 荒天時における可搬型設備の作業性	
46	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	－	・ 第 19 条と同じ
47	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	・ 第 43 条と同じ	

条	見出し	今後も検討が必要な課題	優位性
48	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		
49	原子炉格納容器内の冷却等のための設備		
51	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備		
54	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		
55	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		
56	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	—	・ 第 19 条と同じ
57	電源設備	・ 第 43 条と同じ	—
60	監視測定設備	・ 第 31 条と同じ	
61	緊急時対策所	・ 第 34 条と同じ	

※「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）」は、水銀、放射性廃棄物などの有害排気物を限定的に列挙し、これらの海洋投棄を禁止していた。その後、世界的な海洋環境保護の必要性への認識高まりを受けて、条約による海洋汚染の防止措置を更に強化するために「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）」が採択され、発行している。同議定書では、廃棄物等の海洋投棄及び洋上焼却を原則禁止した上で、例外的に下水汚泥等の海洋投棄できる品目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（外務省 HP より）。

表 4 安全設計指針の要求内容に関する陸上の原子力発電との比較結果

指針	見出し	今後も検討が必要な課題	優位性
2	自然現象に対する設計上の考慮	・ 海震の詳細検討 ・ 短時間の水没に耐えられること ・ 個々のハザードの設備への影響検討	・ 地震ではなく海震の考慮が必要であるが、海震の特徴（水平動成分なし）より、陸上と比較すると地震動は小さいと想定 ・ 斜面崩壊の考慮不要 ・ 水深が深いため、津波高さが低い ・ 陸上原子力発電と比較してハザードの種類が減少
3	外部人為事象に対する設計上の考慮	・ 個々のハザードの設備への影響 ・ 陸上と異なり海に囲まれていることを考慮した、防護対策（周辺監視区域、防護区域等の設定）	・ 陸上原子力発電と比較してハザードの種類が減少
7	共用に関する設計上の考慮	—	・ 既設炉と異なり、新たに設計することになるため、共用しない設計とすることが可能
11	炉心設計	・ 揺動の考慮が必要（BWR においては揺動による反応度投入事象が発生の可能性）	—
12	燃料設計	・ 燃料取扱中に揺動することを前提とした設計の検討	
13	原子炉の特性	・ 指針 11 と同じ	
14	反応度制御系		
15	原子炉停止系の独立性及び試験可能性		
16	制御棒による原子炉の停止余裕		

指針	見出し	今後も検討が必要な課題	優位性
17	原子炉停止系の停止能力		
18	原子炉停止系の事故時の能力		
19	原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性		—
24	残留熱を除去する系統		
25	非常用炉心冷却系		
26	最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統		
27	電源喪失に対する設計上の考慮		
32	原子炉格納容器熱除去系		
44	原子力発電所緊急時対策所	・ 設置場所（陸上、専用船等）	—
49	燃料の貯蔵設備及び取扱設備	・ 原子炉圧力容器からの燃料取出し時の揺動対策	
53	放射性液体廃棄物の処理施設	・ ロンドン条約、ロンドン議定書の遵守	
59	放射線監視	・ 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	

■ 海洋規制に対する MIT の浮体式原子力発電の適合性

浮体式原子力発電として MIT の OFNP を考えた場合の原子力船特殊船規則各条に対する適合性を評価した結果、第 6 条の一部と第 7 条を除く全てに適合可能と評価した。例えば、第 3 条では、隣接する 2 区画室が浸水した場合にも必要な浮力、復原力を有するように船体を区画することを要求しているが、MIT の文献⁶から適合することを確認した。なお、適合しないと評価した第 6 条の一部とは、第 1 項「原子力船に備える操だ設備、航海用具及び電気設備は、二組の動力による操だ装置を備える等衝撃及び座礁を防ぐため必要な措置が施されたものでなければならない」を指し、OFNP は操だ設備を有しないため、適合しないが（船灯、通信連絡設備等は適合可能）、動力を有しない OFNP に対して本要求は不要と考えられ、今後規制所管箇所への確認が必要と思われる。また、第 7 条は、非常推進動力に関する要求であるが、上記と同様のことが考えられる。

■ 海洋規制に対する MIT の浮体式原子力発電の課題

MIT の OFNP に対して原子力船特殊規則を照らし合わせた場合の課題について検討した結果、第 6 条で要求されている「救命設備は非常時に放射線障害を防止するため乗船者が安全・迅速に避難可能なこと」に対する課題として、洋上での避難方法（例：救命艇への避難方法等）が挙げられた。

4.1.3. まとめ

原子力規制（設置許可基準規則、安全設計指針）に対する浮体式原子力発電の適合性と各条・指針で要求されている内容について、陸上の原子力発電と比較し、課題・優位性を検討した。適合性については、様々な検討すべき課題が存在するが、これらを解決することにより、地盤関係を除き適合可能であると評価した。地盤については、浮体式原子力発電の特徴から本要求は不要と考えられる。課題・優位性については、今後も検討が必要な課題が挙げられたが、浮体式原子力発電の成立性を阻害するような課題は確認されなかった。

また、優位性については、今後詳細検討が必要であるが、津波、地震（洋上の場合は海震）に対して優位性を持ち、また、福島第一原子力発電所事故において対応が困難であった減圧と注水に対して大きな優位性を持つことが示された。今後、他の原子力規制に対して同様の整理を実施する必要がある。

浮体式原子力発電として MIT の OFNP を考えた場合の海洋規制（原子力船特殊規則）に対する適合性と課題を検討した。適合性については、今後、浮体式海洋石油・ガス生産貯蔵積出設備（FPSO）の避難方法等を参考に洋上での避難方法を検討する必要があるが、これを解決することにより、適合可能と評価した。洋上での避難方法については今後検討が必要である。

今後、他の原子力規制に対して同様の整理を実施する必要がある。

⁶ J. Jurewicz et al., “Design and Construction of an Offshore Floating Nuclear Power Plant”, CANES Report ANP-TR-160, Massachusetts Institute of Technology (2015)

4.2. 検討事項②PRA - 確率論的リスク評価（PRA）を用いた優位性の推定

4.2.1. 緒言・目的

本節では、浮体式原子力発電所のリスクを考察することを目的とする。

原子力安全の基本的な目的は、人と環境を、原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである。広義の産業活動の安全の概念と比べ、原子力安全では放射線に対する安全に着目している点に特徴がある。原子炉の事故による人や環境への放射線影響に関わるリスクの度合いを定量化する手法のひとつとして、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）が活用されている。PRA では、リスクを「望まない事象の発生度合い」と「当該事象が発生した際の影響度合い」の積として定義しており、これは起因事象発生頻度と緩和系の失敗確率の積に相当する。起因事象とは、偶発故障や人的過誤に起因する内的事象と、地震や津波などに起因する外的事象に分類できる。

浮体式原子力発電所のリスクを考察するに当たっては、陸上の原子力発電所とくらべ、洋上ではどのようなハザードを想定すべきかを考えるところが出発点となる。外的事象の PRA の評価の流れのイメージを図 13 に示す。①想定すべきハザードの選定、②選定したハザードの強さとそれが発生する頻度や確率の定量化（ハザード評価）、③そのハザードが原子炉施設を襲った場合のその施設に与える影響の評価（フラジリティ評価）、④それにより原子炉施設の構造物、系統及び機器（SSC）の故障や機能喪失による事故シーケンスの評価を行い、それぞれのシーケンスにおいて炉心損傷に至る発生頻度の総和を求めることの 4 段階でリスクを定量化する。

洋上原子力発電のリスク評価の事例が少なく、またその詳細は公開されていないが、IAEA の会合で紹介されていたロシアの浮体式原子力発電所の PRA として、通常運転時の内的起因事象の炉心損傷頻度は、 10^{-7} /炉年以下であり、低出力及び停止時の炉心損傷頻度は、 3×10^{-9} /炉年という結果が記されている^{7, 8, 9}。このような事例から、洋上での原子力発電は、十分リスクを抑えた設計、製造及び運用が達成できることが期待される。

以下では、浮体式原子力発電所のリスクの考察のための検討方法及び結果を順に記す。

⁷ IAEA, “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, 2020 Edition”, https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf

⁸ Rostekhnadzor, “General safety provisions for nuclear power installations of ships and other vessels,” NP-022-17, <http://en.gosnadzor.gov.ru/framework/nuclear/federal-rules-and-regulations/>

⁹ I. A. Bylov, “Safety Provisions for the KLT-40S Reactor Plant Floating Power Unit,” Proc. Of 6th INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability, IAEA (2013), <https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df6/Session%20202/MS%20Presentations/6-russia.pdf>

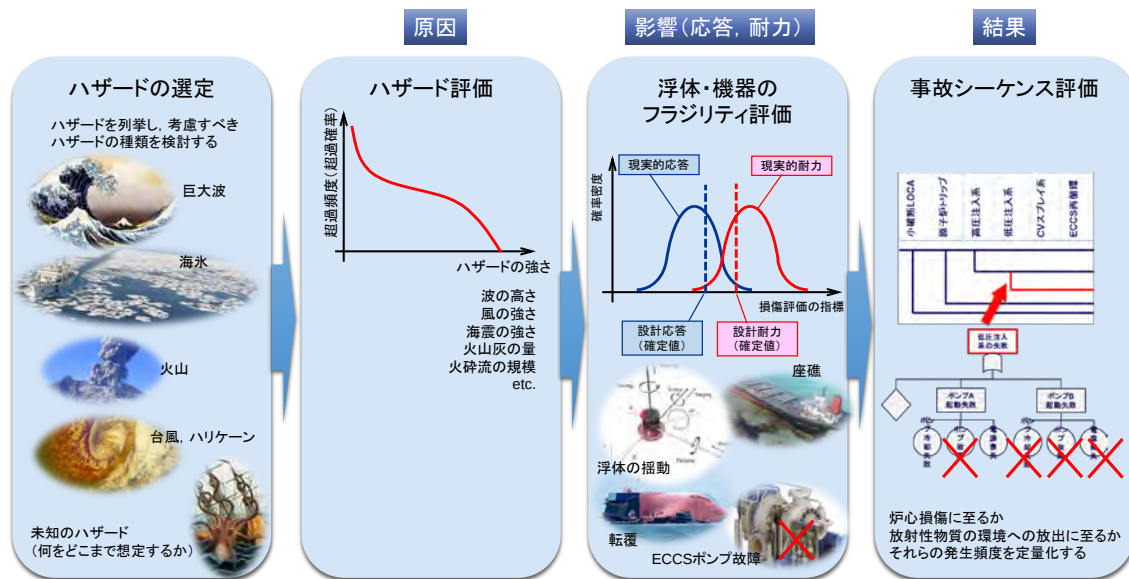


図 13 外的事象 PRA の流れ

4.2.2. 検討方法

原子力砕氷船や浮体式原子力発電所等の民生用洋上原子力発電設備の PRA の実施経験は、国際的にも限定的であり、利用可能な情報も限られている。また、洋上原子力発電所の運用実績も限られていることから、先行の実施例や運転経験等の知見は入手困難である。そこで、既設の陸上設置型原子力発電所を基に浮体式原子力発電所のリスクの定性分析を行う。

はじめに、分析上の観点、分析を行う上で想定する浮体式原子力発電所が有する性能等分析の前提を整理する。それを踏まえ、新規性基準適合性審査時の東京電力柏崎刈羽原子力発電所 7 号機（以下、「KK-7」という。）¹⁰、及び第一回安全性向上評価時の関西電力高浜発電所 3 号機（以下、「KTN-3」という。）の PRA¹²を参考にリスクの定性分析を行う。

なお、PRA で対象とする主な事象として、内的事象 PRA、内部火災 PRA、内部溢水 PRA、地震 PRA 及び津波 PRA がある。このうち、内部火災 PRA 及び内部溢水 PRA は、区分分離、配管の取り廻し等設計・建造に強く依存する一方で、浮体式固有の影響は想定し難いと考えられるため、本検討では取り扱わず、ここでは、内的事象、地震及び津波に対するリスク、及び新たに重要なリスク要因として想定される波浪によるリスクについて分析する。

また、本検討では、原子力システムに関連するリスクのみを対象とし、船体・船殻の損傷に起因する事象は対象としない。船体・船殻の損傷に起因する事象は、発電所自体の沈没や転覆、あるいは浸水による安全設備の損傷等、浮体式原子力発電所固有の新たなリスク要因となり得るが、海難審判庁「海難レポート」によると船舶事故の多くが人的過誤に起因するもの¹³であり、発電所の地上付帯施設からの移動時

¹⁰ 東京電力株式会社、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」，平成 27 年 7 月

¹¹ 東京電力株式会社、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 確率論的リスク評価 (PRA) について」，平成 27 年 7 月

¹² 関西電力株式会社、「安全性向上評価届出書（高浜発電所 3 号機）」，平成 30 年 1 月 30 日

¹³ 小田野, et al. "放射性輸送物の海上輸送におけるリスク評価に関する研究--リスク評価のための海難事故データの整備." 海上技術安全研究所報告 10.3 (2010): 315-328.

や設置中の周辺監視等の運用面での寄与が大きいと考えられ、ハザードやシステム上の特性とは異なる議論となるため、今回の検討からは除外する。

4.2.2.1. 分析上の観点、想定する浮体式原子力発電所が有する性能の整理

リスクの定性分析に先立ち、本研究会において抽出された「付録1 課題リスト」から浮体式原子力発電設備の安全性に係り得る事項を抽出した（表 5、Appendix 2-3）。また、浮体式原子力発電所が具備することが期待される機能・運用要件として以下を想定した。

- ・ 船舶・漂流物・大型海生生物の衝突や取水性に影響し得る事象を予防するための周辺監視区域の設定及び継続的な周辺監視を行う。
- ・ 外部からの浸水対策が講じられている。
 - 船体開口部にあっては多重の止水扉、止水ダンパ等を有し、また、船体内各区画の貫通部・開口部は止水処理・止水扉等の浸水防止対策が適切に講じられている。
- ・ 全ての設備及び必要な資機材（水源・軽油等燃料を含む）は船体内に内包される。
- ・ 屋外・外気吸入に係る構造物、系統及び機器（SSC）に対して塩害対策が講じられている。あるいは、当該設備の機能確認試験や点検頻度の塩害を考慮した設定がなされている。
- ・ 船体及び全ての安全系 SSC は、設計基準以下の波浪・海面変動による揺動・傾斜に対する耐性を有する。
 - 構造・支持部は、設計基準以下の揺動・傾斜時に対して損傷・機能低下を来さない。
 - 安全系機器は、設計基準以下の揺動・傾斜時に対して、その機能を維持する。あるいは損傷を防止するための保護機構を有する。
 - スロッシング等によるプールやタンク等からの溢水及び吸込み性能の低下を起こさない。また、一時的な設計基準を超える揺動・傾斜に対しても、空気の吸い込み等による機能不全に至らないような機構を有する。
- ・ 沈没時あるいは転覆時に原子炉停止し、かつそれを維持する機能を有し、また、沈没時に水压等により放射性物質の閉じ込め機能を喪失することが無い。

表 5 浮体式原子力発電設備の安全性に係り得る事項

リスクを低下させ得る特性	リスクを増加させ得る特性		リスクを低下・上昇の判断に詳細な分析が必要な特性
	想定した機能・運用要件により影響の低下が見込まれる事項	想定した機能・運用要件により影響の低下が見込まれない事項	
・ 最終ヒートシンクへの良好なアクセス性を有する。 ・ SSC・リソース（淡水・非常用発電機等の燃料等）が水密性を有する）浮体式構造物内に設置される。 ⇒ [SSC の被水・没水等による損傷からの保護] ・ 設置場所が人口密集地から離れている。 ⇒ [事故時の公衆の健康影響] ・ 発電所自体が可動性を有する。 ⇒ [予見可能あるいは影響の到達に時間を要するハザードの発生源からの離脱等] ・ 発電所自体が水面変動に追従して動く。 ⇒ [高潮・津波等長周期の水面変動を伴うハザードに対する耐性]	・ 周辺が海水に囲まれている。 ⇒ [SSC の塩害、海生生物の影響等] ・ 発電所自体が可動性を有する。 ⇒ [漂流・座礁等] ・ 発電所自体が水面変動に追従して動く。 ⇒ [設計基準強さ以下でのプラント特性、SSC の信頼性等] ・ 浮体構造物上に原子炉設備が設置されている。 ⇒ [転覆・沈没]	・ 設置空間が制限される。 ⇒ [機器配置・区分分離の制約、位置的分散、緩和設備数・リソース保有量の制約] ・ 海底ケーブルを介してグリッドと接続する。 ⇒ [外部電源の冗長性・信頼性の低下等] ・ 外部からのアクセス性が低い。 ⇒ [事故時の外部支援の困難化] ・ 発電所自体が水面変動に追従して動く。 ⇒ [設計基準強さ以下でのプラント特性、SSC 特性等]	・ 外部ハザード及びその発生頻度／強度が陸上と異なる。 ・ 海震 ・ 津波 ・ 波浪、他

4.2.2.2. 浮体式原子力発電所のリスクの定性的検討

浮体式原子力発電所のリスクを評価する際には、まずは洋上でのハザードの選定とそれらのハザード強さを定量的に評価していく必要がある。ハザードの選定の一例を表 6 に示す。日本の沿岸や近海におけるこれらのハザードの強さについて、今後データを収集していくことになるが、定性的な傾向として陸上と比べ洋上でこれらのハザードが強くなるのかあるいは弱くなるのかの傾向を記した。たとえば、陸上では考慮している地震は、海上では揺動や海震となって船体への影響を与えるため、考慮する必要があると考える。津波については、波高が高くなる沿岸に比べ、水深の深い沖合であればその影響は小さくなると考えられる。そのような傾向を踏まえ、以下で PRA の定性分析を行う。

表 6 洋上でのハザードの選定の一例

ハザード	陸上での考慮	陸上と比べた洋上でのハザード強さの推定	備考
地震（海震）	考慮している	低下，もしくは同等 →	海震については別途，要検討
津波	考慮している	低下 →	沖合では波は折れにくい
風（台風）	考慮している	高，もしくは同等 →	沖合での風況は高まる
竜巻	考慮している	同等 →	
低温	考慮している	同等 →	
降水	考慮している	同等 →	
積雪	考慮している	低下 →	
落雷	考慮している	同等 →	
火山	考慮している	低下 →	移動によりハザードの回避 30km沖合，海底火山のない海域
火災	考慮している	同等 →	
海氷・流氷	考慮していない	スクリーニング可	オホーツク海等でなければ回避可能
スラミング	考慮していない	スクリーニング可	OFNPは喫水が深く船底で生じにくい
巨大波・フリーク波	考慮していない	高 →	沖合であれば発生頻度低
下降流突風（ダウンバースト）	考慮している	高 →	浮体への影響は小さいと推察
他の船舶や漂流物等との衝突	考慮していない	高 →	沖合で停泊する位置に依存
テロ，その他，未知の事象	深層防護第4層で対応	低下，もしくは同等 →	テロはアクセスしにくい，攻撃されると回避しにくい可能性あり

まずは、陸上の原子力発電所のリスクを評価して事例として、公開されている PRA の結果を整理した。KK-7（ABWR）における主要な事故シーケンス（SA 対策なし）を表 7 に、KTN-3（PWR）における主要な事故シーケンスグループ（SA 対策あり）を表 8 に示す。KK-7 においては、内的事象及び地震では崩壊熱除去機能喪失シーケンス、津波では海水系が機能喪失し建屋内の電源盤が機能喪失する事故シーケンスが上位を占めている。KTN-3 においては、内的事象における ECCS 注水機能喪失シーケンスグループがトップとなり、全交流動力電源喪失や 2 次冷却系からの除熱機能喪失、原子炉補機冷却機能喪失が上位を占めている。

表 7 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉における主要な事故シーケンス（SA 対策なし）¹⁴

順位	内的事象 PRA	地震 PRA	津波 PRA
1	過渡事象+崩壊熱除去失敗 5.0×10^{-6} [／炉年]	過渡事象+崩壊熱除去失敗 5.3×10^{-6} [／炉年]	最終ヒートシンク喪失 +全交流電源喪失（電源盤浸水） +RCIC 失敗 1.0×10^{-4} [／炉年]
2	通常停止+崩壊熱除去失敗 2.7×10^{-6} [／炉年]	原子炉建屋損傷 3.8×10^{-6} [／炉年]	最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗 8.7×10^{-5} [／炉年]
3	サポート系喪失+崩壊熱除去失敗 5.5×10^{-7} [／炉年]	全交流電源喪失 （外部電源喪失+DG 喪失） 3.5×10^{-6} [／炉年]	最終ヒートシンク喪失 +全交流電源喪失（電源盤浸水） +直流電源喪失（電源盤浸水） 3.5×10^{-6} [／炉年]
4	過渡事象+SRV 再閉鎖失敗 +崩壊熱除去失敗 3.8×10^{-7} [／炉年]	格納容器・圧力容器損傷 8.9×10^{-7} [／炉年]	最終ヒートシンク喪失 +全交流電源喪失（電源盤浸水） +SRV 再閉鎖失敗 8.9×10^{-7} [／炉年]
5	小 LOCA+崩壊熱除去失敗 5.0×10^{-8} [／炉年]	全交流電源喪失+RCIC 失敗 3.7×10^{-7} [／炉年]	最終ヒートシンク喪失 +SRV 再閉鎖失敗 3.7×10^{-7} [／炉年]
全 CDF	8.7×10^{-6} [／炉年]	1.5×10^{-5} [／炉年]	2.1×10^{-4} [／炉年]

¹⁴ 当該 PRA では、設計基準対象施設及びプラント運転時より備えている手段・設備を対象とし、アクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した緊急安全対策及び重大事故等対処施設は含まれない。そのため、津波対策で有効である防潮堤や水密扉等の止水対策は含まれない。

表 8 高浜発電所 3 号機における主要な事故シーケンスグループ (SA 対策あり)

順位	内的事象 PRA	地震 PRA	津波 PRA
1	ECCS 注水機能喪失 3.3×10^{-7} [／炉年]	全交流動力電源喪失 6.6×10^{-8} [／炉年]	原子炉補機冷却機能喪失 1.3×10^{-7} [／炉年]
2	全交流動力電源喪失 1.4×10^{-7} [／炉年]	原子炉補機冷却機能喪失 3.2×10^{-8} [／炉年]	複数信号系損傷 1.7×10^{-8} [／炉年]
3	2 次冷却系からの除熱機能喪失 9.5×10^{-8} [／炉年]	原子炉格納容器損傷 (外部電源喪失+DG 喪失) 3.0×10^{-9} [／炉年]	全交流電源喪失 1.6×10^{-8} [／炉年]
4	原子炉補機冷却機能喪失 7.2×10^{-8} [／炉年]	2 次冷却系からの除熱機能喪失 2.5×10^{-9} [／炉年]	
5	ECCS 再循環機能喪失 5.4×10^{-8} [／炉年]	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損) 2.0×10^{-9} [／炉年]	
全 CDF	7.2×10^{-7} [／炉年]	1.1×10^{-7} [／炉年]	1.6×10^{-7} [／炉年]

原子炉設備・関連設備の設計が確定していないため、基本的には陸上設置型原子力発電所と同様の安全機能・設備、資機材を有し、同等の SSC や人間行動の信頼性を有するとする。ただし、浮体式原子力発電所の優位性の一つである最終ヒートシンクへの良好なアクセス性を考慮するため、最終ヒートシンクを海水とした非常用復水器様式のパッシブな系統（以下、「IC」という。）を有するものとする。なお、これらのシステムは一次系冷却材バウンダリが健全のときに、設計基準事故対処設備等従前の安全系と独立して機能するものと仮定する。

(1) 内的事象 PRA

内的事象 PRA では、機器の偶発故障や人的過誤によって生じる事象を対象としている。

そこで、偶発故障や座礁・漂流による船体・船殻の損傷、塩害や定常的な揺動・傾斜による機器の故障率への上昇、海生生物・漂流物による取水性への影響、原子力システムの設置上の空間的制約、並びに外部電源の信頼性の低下が考えられるが、表 5 及び上記の想定により、浮体式にすることによる著しいリスクの上昇は想定され難い。

一方で、IC 様式の系統により、KK-7 の場合には表 7 に示す内的事象 PRA の 1 位から 3 位までの事故シーケンスにおいて、IC による炉心損傷回避が期待されその発生頻度が IC 等のシステムの非信頼度を乗じた値となる。そのため、内的事象における全炉心損傷頻度が 10^{-7} オーダーに低減することが期待される。

KTN-3 においては、一次系バウンダリの健全性については事故シーケンスグループの情報のみでは判断つかないところであるが、表 8 に示す内的事象 PRA の 2 位から 4 位まで事故シーケンスグループの一部に対してリスクの低減が期待される。

(2) 地震（海震）PRA

ここでは、着床式ではなく浮体式を対象としていることから、地盤を介した地震動の伝播は生じないが、海水を介して地震動が発電所に作用する。そこで、地震に代わり、海震を対象としたリスク評価が必要となる。海震におけるリスクを評価する際には、地震と同様に SSC が動揺により損傷・機能喪失となるため、建屋の損傷を船殻の損傷に読み替える等の必要があるものの、想定される起因事象や事故シナリオは地震と同様となると考えられる。このとき、地震 PRA と海震 PRA とで生じる差異はハザードの発生頻度及び SSC の脆弱性となる。

ハザードや脆弱性の評価においては、海震現象に対する理解が必要であり、検討事項③として

4.3 節において現象の特性を分析している。しかしながら、未解明な部分もあることから、ここでは海震の影響が陸上設置型原子力発電所への地震と同様・同程度に作用するとする。

KK-7 の場合には、表 7 の地震 PRA に示すとおり、崩壊熱除去失敗シーケンスが地震による全炉心損傷頻度の 1/3 を占め、建屋等の損傷、全交流電源喪失事象と続く。今回想定した IC は、一次系バウンダリが健全な状態での崩壊熱除去失敗シーケンス及び全交流電源喪失事象において期待されるため、1 位、3 位及び 5 位の事故シーケンスの発生頻度の減少が期待され、ハザード・フラジリティが陸上設置と同等であるならば、地震によるリスクは 1/2 から 1/3 程度に減少する可能性がある。KTN-3 の場合では、1 位、2 位及び 4 位の事故シーケンスグループの一部において、リスクの低減が期待される。

なお、KK-7 及び KTN-3 においては、それぞれ原子炉建屋及び格納容器等構造物が上位に上がってきている。これら構造物の設置、構造・材料等は陸上設置型と異なることが考えられることから、さらなる分析が必要なリスクに作用する事項と考える。

(3) 津波 PRA

津波の高さはグリーンの法則により、水深の比の 4 乗根に比例した値となる。そのため、水深が深い沖合に設置した場合、そこで観測される津波高さは沿岸地点で観測される津波よりも有意に低くなる。たとえば、柏崎刈羽原子力発電所の場合、1 号炉取水口前面での津波高さ（上昇側）約 6 m の時の年超過確率は 4×10^{-5} [／年] 程度であるが、基準津波策定地点（水深 100 m、沖合 7 km）での 6 m の津波は 2×10^{-7} [／年] 程度と二桁以上小さくなる。沖合に設置することによって、到達する津波ハザードは陸上設置に比べ明らかに小さくなる。また、津波の波長は数 km と浮体長さに比べ長いこと水位変動時に浮体の前後での水位差は小さくなるため、発生する浮体構造物の傾斜は小さいと考えられる。

続いて、津波の発電所への影響という観点で考える。

陸上設置型原子力発電所の津波 PRA では津波によるプラントへの影響として主に、以下のシナリオを考慮している。

- ・ 水位低下：循環水ポンプの取水機能喪失による隔離事象や補機冷却海水系ポンプの取水機能喪失による最終ヒートシンク喪失
- ・ 水位上昇：起動変圧器の没水による外部電源喪失や補機冷却海水系ポンプ電動機等の海水系設備没水による最終ヒートシンク喪失。水位の上昇に伴い、原子炉建屋等の止水対策高超からの建屋内浸水による電源盤等の没水による直流電源喪失や全交流動力電源喪失等。

浮体式原子力発電所は水面変動に応じて上下動するため、水位低下に伴う取水機能への影響の発生は考え難い。水位上昇に伴う設備への影響についても、水面変動に伴う上下動、及び、SSC の十分な被水・浸水対策がなされているとの想定から、やむを得ず屋外に設置されている設備（海底電源ケーブル等）以外の SSC の損傷は考え難い。

海底電源ケーブルが損傷した場合には外部電源喪失が発生するが、その他の SSC が津波による機能喪失に至らず、その発生頻度もさして大きくないことから、内的事象の外部電源喪失の評価で包含することも可能であろう。

原子力発電所に作用する津波ハザードの大きさ、津波に伴う浮体構造物自体の変動様相や浮体式原子力発電所が具備していると想定される機能を総合的に考えると、いくつかの原子力発電所でみられるような防波壁等を設置しなくとも津波に対するリスクはほぼ無くなり、KK-7 での津波による炉心損傷頻度

2.1×10^{-4} [／炉年]、KTN-3 での 1.6×10^{-7} [／炉年] は大幅に低減することが見込まれる。

(4) 波浪 PRA

陸上設置の原子力発電所において、到達した際のプラントへの影響としては設備等の損傷・機能喪失モードとして浸水を想定しているものの、波浪は影響の原子力発電所への到達性の観点から、一般に PRA は実施されていない。一方で到達した際のプラントへの影響としては、設備等の損傷・機能喪失モードとして浸水を想定している。

浮体式原子力発電所においては、発電所自体が海水を被ることによる被水・浸水影響とともに、海面変動に応じて発電所自体が揺動・傾斜する。前者については、止水対策を講じることで対処可能であり、海上に設置する以上本来具備すべき機能と考えられるため、ここではその影響は除外する。

そこで、以降では揺動・傾斜について考える。

揺動・傾斜の受動的安全系を含む安全設備への熱水力学的挙動の観点での影響については、Zhang らにより 300 MW 級浮体式原子力発電プラント OFNP-300 で検討がなされている¹⁵。最大角 20°での揺動、あるいは、30°の傾斜下でのバウンディング評価において、一部の受動的安全系統において正しく機能しない場合があるものの、安全性にはほとんど影響を与えないと結論付けている。一方で SSC の機能維持の観点での影響、すなわち傾斜に晒された SSC の耐力に関する知見は無い。

SSC の傾きによる損傷・機能喪失モードを考慮する PRA は断層変位 PRA で考えられており、技術開発・PRA 標準¹⁶の整備が進められている。その標準案では動的機能維持の現実的耐力評価において、「船舶の設計基準である鋼船規則 (D 編 1.3 機関に対する一般要件)」を参考にできるとし、そこでは、「原動機について横方向に 15°、縦方向に 5°の静的な傾斜の条件下で作動するように設計することが求められている」としている。

ここで、OFNP-300 の最大震動振幅及び加速度 (表 9) を参考に、リスクについて検討してみたい。円筒オフショア型浮体構造物では横・縦の向きを指定はできないため、いずれの方位にも 15°の傾斜条件下でも動的機器は機能維持するものと想定した場合、表 9 に示す OFNP-300 における 10,000 年再現期間の 8.4°に対して、大きな裕度を有することが確認できる。また、加速度を見ると、10,000 年再現期間で水平 0.86 m/s²、鉛直 0.75 m/s²となっている。たとえば、KK-7 の基礎底盤上面での応答加速度は、水平 NS 方向 6.28 m/s² (Ss-3)、水平 EW 方向 7.26 m/s² (Ss-2)、鉛直 UD 方向 7.74 m/s² (Ss-1) となっており、波浪による浮体構造物に作用する加速度はこれに比べ非常に小さい。そのため、波浪によって生じる加速度による発電所への影響については、有意でないと考えられる。

現状入手可能な情報では、波浪によるリスクは浮体式構造物の安全性の観点からの成立性を否定するものではないものとする。一方で、SSC の傾斜時の損傷条件に関する情報等の不足もあり、傾斜によるプラントへの影響については一概に軽視できるものではなく、従来見られて来なかったものであり、これまでに為されてきた外部ハザードと異なるリスクプロファイルを示す可能性がある。そのリスク情報は、今後の仕様や運用を検討する上での重要な情報を提供すると考えられ、将来的に詳細なリスク評価を実施することが望まれる。

¹⁵ Zhang, Yaoli, et al. "Safety analysis of a 300-MW (electric) offshore floating nuclear power plant in marine environment." *Nuclear Technology* 203.2 (2018): 129-145.

¹⁶ 日本原子力学会, “原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準: 202X”, AESJ-SC-P00X: 202X, (公衆審査版)

なお、揺動や傾斜の度合いは、浮体構造物の形状により変わり、また、地震・津波と異なり波浪の場合は予報によりある程度の時間余裕をもって予見することが可能であり、ハザード到達前に出力低下・原子炉停止等の対策が打てる可能性がある。そのため、波浪については仕様・設計及び運用により、リスク低減を図れると考えられる。

表 9 OFNP-300 プラットフォームにおける最大震動振幅及び加速度

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.

(論文 15 より引用)

4.2.4. まとめ

本節では、検討事項②PRA として、浮体式原子力発電所のリスク評価において想定すべきハザードの選定及び PRA の実施の考え方を示した。

さらに、陸上と洋上の原子力発電のリスクの考察として、リスクに影響し得る浮体式原子力発電所の特性を整理し、浮体式原子力発電所の設計基準及び運用として想定される事項について考察するとともに、リスクの定性的な検討を行った。

- ・ 浮体式原子力発電所の内的事象における全炉心損傷頻度は、海水を最終ヒートシンクとする自然循環型の非常用復水器式の系統を有すると想定した場合、陸上の原子炉よりも炉心損傷が回避され、リスクは低減することが期待できる。
- ・ 地震（海震）については、SSC への影響度合いや発電所への作用するモードが不明瞭なところがあるため、現状ではリスクを見積もることはできず、今後の課題である。
- ・ 津波のリスクについては、原子力発電所に作用する津波の大きさ、津波に伴う浮体構造物自体の変動様相・浮体式原子力発電所が本来具備すべき機能を総合的に考えると、津波のリスクはほぼ無くなり、洋上での炉心損傷頻度は大幅に低減することが見込まれる。
- ・ 波浪に関するリスクについては、一概に軽視できるものではないと考えられるため、今後の詳細なリスク評価を実施すべきである。
- ・ 沈没についても重要課題として設計で考慮しておくべきである。

4.3. 検討事項③海震 - 海上での地震動（海震）の影響の推定

4.3.1. 耐震に対する浮体式原子力発電への期待

浮体式原子力発電施設では陸上施設のように地盤を介した地震動の伝播の影響は生じないが、海水を介した地震動すなわち海震による影響については考慮する必要がある。海震はせん断剛性をほとんど持たない海水を媒質として伝播することから、陸上での地震動では最も影響が大きな横波（せん断波）は殆ど伝播せず、主には縦波（疎密波）が浮体式構造物に入力する。すなわち、原子力施設に対しては、基本的には陸上立地の場合よりも小さな地震動が入力するものと想定される。また、陸上立地では立地地点ごとの地盤特性に大きな違いがあるため、それらの影響を個別に考慮する必要があるが、海上の浮体式構造物では均質な媒質である海水の影響を考えることとなるため、耐震設計に関する諸条件の不確実性が低減できることが期待される。これらの特徴により、浮体式原子力発電施設では陸上立地の場合よりも耐震安全性を高められる可能性があり、地震リスクを低減できることが期待される。更に浮体式原子力発電所の長所として、万一新たに近傍に活断層や海底火山などが見つかった場合でも遠方に移動させることによってリスクを低減出来るという優位性がある。

なお、万一地震動の影響で原子力施設の損傷が生じた場合、甚大な影響を及ぼす可能性があることから、そのリスクを低減させることは極めて重要であり、耐震対策は厳重に行う必要があることは論をまたない。そのことは、陸上立地であっても海上での浮体式原子力施設であっても同様である。現状の耐震基準においては設置地点における諸条件を十分に考慮したレベルの地震動を設定し安全対策を講じることとなっているが、海上施設であっても同様の対策は必要である。

4.3.2. 海震の定義と文献調査による現状の理解

海震とは、地震あるいは火山活動等によって生じた振動が、海水を媒体として伝搬し、水中・水上において観測される地震動である。海震は海底面の振動そのものが音波として船舶や海洋構造物に動揺や衝撃を与えることが特徴であり、あたかも座礁した様な衝撃を受けたという報告例が世界中で存在する。海水中の音波は疎密波であり進行方向にのみ振動する。従って、海底面での地震動を水平動と上下動に分けて考えた場合、主に海底面の上下動成分が浮体式構造物へ影響することとなり、水平動成分による浮体式構造物への影響は低減される。

海震は、地震と比較すると被害報告数は非常に限られており、津波と異なり現在の船舶や海洋構造物の設計に反映されていないことを本推進テーマに参加している海洋専門家から確認した。また二重船殻構造を採用され始めた第2次大戦以降の船舶の被害事例を調査した結果、たとえば日本では阪神淡路大震災後に行った100隻以上の船舶の異常体験に関する調査では、座礁の様な衝撃の体験が数多く報告されたが、大破した船舶はなかった¹⁷⁾。さらに加速度波形や応答スペクトルなどの定量的な情報は世界でもほとんど例がないものの、2011年東北地方太平洋沖地震時に偶然に震源域直上を航行していたフェリー船の船上において最大加速度が300～600galほどの海震が観測された。この際、船体は動揺や衝撃を受けたが、航行に影響を与えるほどの損傷は受けていない¹⁸⁾。一方、Ambraseys (1985)によると1969年にジブラルタル沖で発生した地震の断層近傍を航行していた船舶が、海震によって深刻な構造的な損傷

¹⁷⁾ 兵庫県南部地震の際の船舶乗組員及び漁業関係者の異常体験に関するアンケート調査” 石田と千頭 (2013)

¹⁸⁾ “航行船舶が捉えた東日本震災時の海震の計測” 塩谷と笹 (2013)

を受けた事例が報告されている。ここでは 3 地震の例を示したが、震源域での海震が船舶に及ぼす影響は軽微なものから深刻とされるものまで様々であり、これには海震の特性や船舶の構造など種々の要因が関係しているものと考えられる。但し、いずれにしても震源域の直上では洋上であっても陸域のように大きな揺れが生じることは確かであり、活断層調査とその影響評価を実施することによって、活断層近傍など将来の地震発生が想定される地点を避けて立地地点を選択することは必要であろう。

海震の理論研究によれば過去の海震被害事例を説明する一つの仮説として、音波の共振現象が提示されている。これは地震動によって誘起された音波が、海水面あるいは浮体式構造物の底面部と海底面の間で反射を繰り返すことで共振を起こすという説である¹⁹。90 年代前後に盛んに海震の理論研究が行われていたが、共振現象によって海面に存在する浮体式構造物が地震波から受ける力に関する精緻な情報は現在でも不足している。また海底面を剛体でなく弾性体として扱うと共振は起こりにくいという報告²⁰も存在するが、海底面付近の地質構造や海底面の形状などによる共振現象への影響もまだ十分には解明されていない。2000 年以降から共振の観測に関する研究も増加しており、近年展開された海底の地震計および水圧計の観測網のデータから共振によるスペクトルピークが報告されている^{21 22}。なお、共振現象は水深が浅ければ短周期成分が卓越し、水深が深くなるにつれてピーク周期は長周期側に遷移するものと考えられる。従って、浮体式構造物の立地する地点の水深により考慮すべき共振現象の影響は異なることになる。

以上のことより、洋上の施設であっても、地震動の影響は海震として考慮する必要があることがわかる。一方で海震は陸上の地震動に比べて観測例が乏しく、また理論的にも未解明な部分が多いことが文献調査を通じて確認された。しかし、海震は海底面の地震動によって生じるものであるから、陸上の場合と同様に震源域ごく近傍での立地を回避するなどの対策により影響を軽減することが可能である。さらに、海震の揺れとしては、水中での振動伝搬特性により海底面の地震動のうち主に上下動の影響が卓越しやすく、陸上での地震動よりも小さな揺れとなることが考えられる。震源近傍での立地を避けることは陸上と同様であるが、立地した後に震源近傍であることが判明した場合でも発電施設自体を移動させることが洋上ならば可能である。海水の存在により構造物へ強震動が入力する可能性が低くなることが期待される点及び発電施設を立地した後からでも震源近傍を回避出来る点の 2 つにおいて、浮体式構造物の地震動に対するリスクについては陸上よりも優位性があると言えよう。

ここまで、海震の基本的な性質について述べてきた。次節の 4.3.3 では海震の浮体式構造物への影響を想起しやすくするための例示として、東京電力柏崎刈羽原子力発電所で設定されている基準地震動を用いた試験検討を行い、かなり定性的ではあるが海震との影響評価を試みる。

4.3.3. 海震の地震動特性に関する試験検討

前述の通り、海震は海底面の地震動が海水を振動させ、疎密波（音波）が伝播して水上や水中を振動させたものである。その性質から、海震の振動方向は波動の進行方向と一致することとなる。従って、海震の発生には海底面への地震波の進行方向が影響することになる。海域に限らず地球の最表層部は地震が

¹⁹ 例えば、“海震の 3 次元伝搬特性”，清川哲志(1989)

²⁰ 例えば，“超大型浮体式海洋構造物における海震時の応答推定法に関する研究(第 4 報)”，高村ら(2001)

²¹ “海底津波計のリアルタイム観測データに含まれる水圧擾乱の特性”，松本・林・金田(2010)

²² “新型自己浮上式海底水圧計の開発”，平田・山崎・対馬.(2015)

発生する地下数 km～数十 km の範囲に比べると地震波速度が小さい。そのため、震源で発生した地震波は地表に近づくにつれて屈折し、地表や海底面付近では、表面に対して垂直に近い角度で進行することになる。そこで、本節では簡便のために海底面では鉛直に地震波が伝播していると仮定する。

一方、現状では、原子力施設の耐震設計に用いる基準地震動は水平動成分と上下動成分の地震動として定義されている。以下の試算ではこれらの地震動を検討に用いるが、前述の海底面付近での地震波の進行方向を考慮すると、基準地震動のうち水平動成分は進行方向にほぼ垂直、すなわち海水に対しては横波成分となるため海水中にはほとんど伝播しない。一方、上下動成分はほぼ地震波の進行方向に振動しているために、海水に対しては縦波として伝播することになる。従って、海震の発生源としては、主に海底面の上下動成分の振動を考えれば良いことになる。なお、基準地震動はあくまで地震動の振動方向として水平動成分と上下動成分それぞれで設定されるものであり、波動の相（P 波、S 波、表面波など）を特に区別していない。従って上下動成分は P 波だけを意味しないことを念のために付記しておく。

次に、入力として使用する地震動について簡単に述べる。ここでは、東京電力柏崎刈羽原子力発電所（KK 地点）の 5～7 号炉の基準地震動²³のうち、Ss-2 として定義されている地震動波形を試算に用いた。この地震動は KK 地点沖の F-B 断層が活動した場合に考えられている地震動である。

基準地震動は地中における硬質地盤である"解放基盤面"で定義されたものである。そのため海水面での海震を試算するためには、解放基盤面～海底面の地盤中の地震波動伝播、海底面～海面の海水中での音波の波動伝播を考慮する必要がある。このうち、地盤での波動伝播の計算には何らかの地下構造を仮定する必要があるが、ここでは仮に、KK 地点付近の日本海での海底構造を水平成層構造として考慮した（付録 3 参照）。また、前述の通り地震波は解放基盤面から海底面に向かって鉛直に入射する状況を考える。

次に、海底面～海面（浮体式構造物）の海水中の波動伝播については、横波であるせん断波は全く伝播しないものと仮定する。上下動成分については安全側を考慮し、海底面の上下動がそのまま音波として浮体式構造物に伝わると仮定し試算を行う（図 14 参照）。この様な計算条件の下、海面での地震動がどの程度のレベルとなるか検討した。なお、海水中での共振現象の効果はここでは考慮していないが、立地地点の海水深、海底地形、施設の大きさや重要施設の固有周期などの諸元が明らかになれば、影響を考慮する必要もあろう。また、陸上の原子力発電所の場合には地盤と建屋間に相互作用があり、洋上では地震波の直接入力と比較して設計用地震入力が低減される効果が期待されるが、本検討では考慮しない。

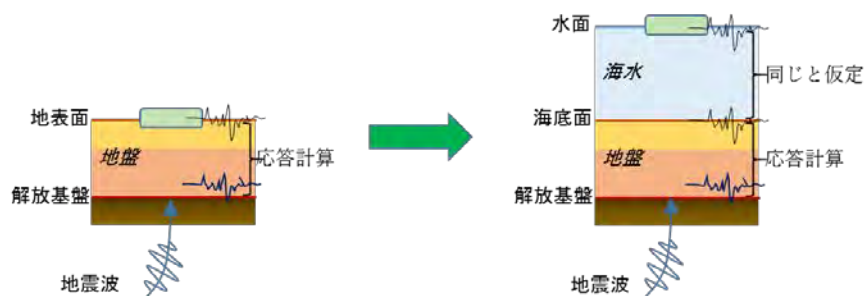


図 14 地表面（左）と水面（右）に設置された原子力発電所に地震波が届くまでの概念図

²³ 『柏崎刈羽原子力発電所設置変更許可申請書（6 号及び 7 号原子炉施設の変更）』，東京電力ホールディングス株式会社，2017 年

この様な簡便な評価方法ではあるが、海震による水面での振動に関する検討結果を図 15 および図 16 に示す。図 15 は解放基盤面と浮体式構造物に伝わる地震波の速度波形を示したものであり、2 成分の水平動波形と 1 成分の上下動波形についてそれぞれ表している。水平動成分は解放基盤面で最大振幅 65.6cm/s に対して、浮体式構造物では横波成分がないので 0 になる。これに対して上下動成分は、解放基盤面と浮体式構造物でほぼ同等の地震動レベルとなる（図 15 の上パネル参照）。また地震動の発生開始 10 秒から 40 秒における水平動と上下動方向の 2 次元平面上に射影すると、解放基盤面では水平動成分が上下動成分よりも卓越していることが確認できるのに対して、浮体式構造物では上下動方向にのみ振動することになる（図 15 の下パネル参照）。鉛直方向への地震波伝播のケースに限れば、このように解放基盤面で見られる水平動成分が海面ではなくなることから、浮体式構造物が地震波から受ける力が弱まるだけでなく、力が加わる方向もほぼ一方向のみに単純化するため対策もしやすくなることが予想される。より安全性を追求するために、浮体構造物の直下に伝搬してくる音波を緩和する対策の一つとして、たとえば浮体構造物底面部の形状を工夫することが考えられる。なお、浮体式構造物の形状などの影響によっては、回転・並進運動など相互作用的な応答により構造物上では水平動成分を含んだ複雑な振動成分を生じる可能性も考えられる。これらはより具体的な検討が進んだ段階では検討項目となるだろう。

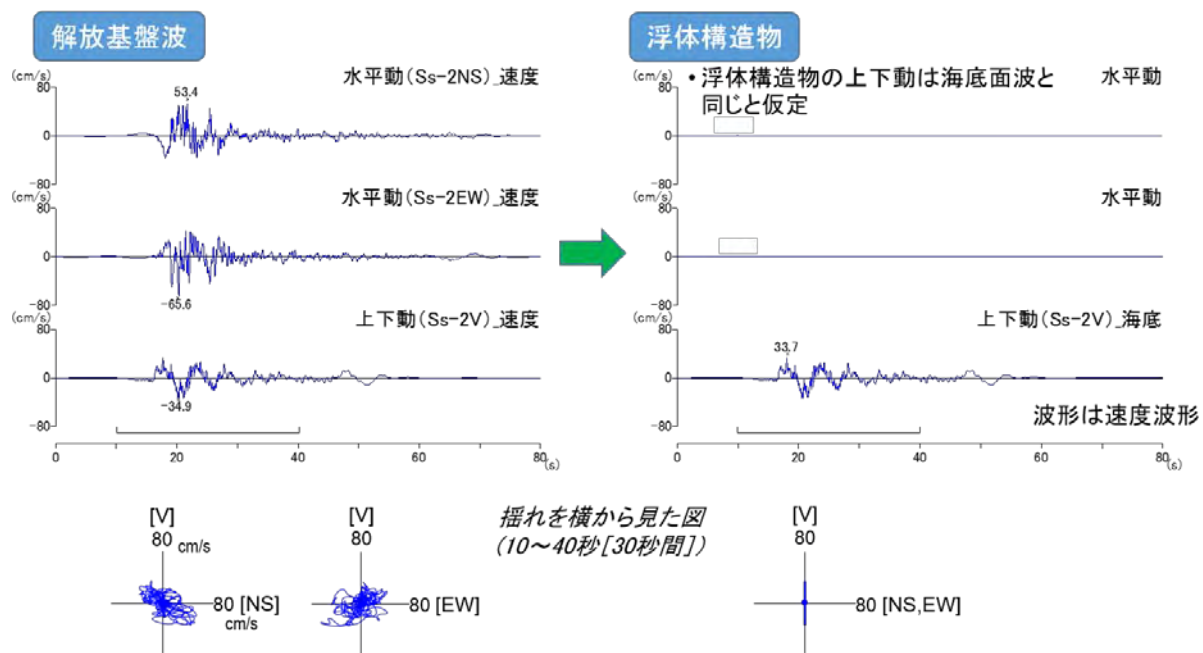


図 15 解放基盤面と浮体式構造物における Ss-2 の速度波形（上）および 2 次元平面上に射影した速度波形の振幅の時間変動（下）の比較

次に海震による振動エネルギーの目安として、速度波形の 3 成分を合成した絶対振幅を図 16 の左パネルと右パネルにそれぞれ示す。この図から洋上では縦波に対応する上下動成分のみが伝搬するため、結果的に陸上で想定される地震動に比べて速度振幅の最大値は 40%以下になることが見て取れる。ここでの結果は極めて簡便な試検討であり、詳細な検討では地盤条件や想定される浮体構造物のサイズなどを設定した上で検討する必要がある。当然のことながら定量的には結果は変わることになるが、陸上立地に比べて地震動の影響は低減されるという定性的な結論は変わらないことを注記する。

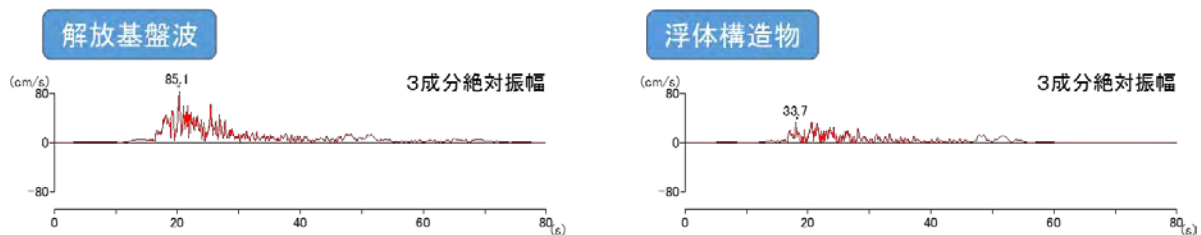


図 16 水平動と上下動を合成した解放基盤面の速度波形の振幅（左）との浮体式構造物の速度波形の振幅（右）の比較

4.3.4. まとめ

検討事項③海震は、陸上の耐震要求に対応する課題である。本研究会内では、まず研究会内の海洋専門家と情報交換や文献調査を行い、現状の海震に関する知見を整理した。その結果、船舶の設計要件には海震への対策はなく、海震被害の報告は体験自体が非常に稀なため限定的ではあることを確かめた。被害事例については船舶自体が大破したという例は少ないが、陸上同様に活断層近傍を回避した立地を考慮する必要がある。

また海底面の主に上下動成分が地震波として海水中に音波の形態で伝搬し、浮体式構造物に伝搬することになる。鉛直入射を仮定した簡易的なモデルケースによる数値解析では、地表面と比べて海面における振動は低減し、浮体式構造物での影響は緩和される可能性があることが示唆された。

更に浮体式原子力発電所は、万一新たに活断層や海底火山などが見つかった場合には、移動することによってリスクを低減出来る点で陸上と比較して優位性がある。

以上の検討より陸上に比べて洋上に原子力発電所を設置することで、耐震対策は依然必要ではあるが、陸上に設置された原子炉と比較して耐震上の余裕が大きくなることが推定される。

今後の課題として、浮体式構造物に与える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である。そのための課題解決方針を図 17 に示す。解決方針には大きな分類として設計と立地に関する対策があると考えた。そしてこの対策を進めていく上で、分野を横断した協力体制、例として造船メーカー、研究機関、ゼネコンおよび事業者、を敷くことを考えた。長期的な海震対策として先に浮体の構造による音波の緩和策の調査を行い、その製造に関する技術的な課題やコスト評価について各分野の専門家で協議する必要がある。協議が進み協力体制内で合意が取れたのちに、海震を緩和しやすい立地の調査を本格的に実施することが適切であると考ええる。設計に関する検討は、まず浮体式構造物の底面形状による免震可能性に関する調査のための実験から開始することが望ましいと考える。また共振現象やその他の海震に付随する現象については、設計段階では留意しなければならない。

今後の海震に対する対策

1. 浮体の構造による対策

- 浮体底面部の形状
- 浮体底面部に緩衝材付加
- 浮体構造物全体の寸法
- 二重底構造および二重船殻構造の有効性の確認
- 原子力発電に関する主要な内部機器の現行の耐震対策の有効性の確認など

協力体制
内の合意



2. 立地による対策

- 海底プレートからの距離に応じたP波の減衰調査
- 海底面付近の断層調査
- 海底面の底質など

図 17 海震の課題解決方針案

4.4. 検討事項④BWR 揺動 - BWR における浮体揺動影響の推定

4.4.1. 揺動における BWR の懸念事項

浮体式原子力発電所（浮体式プラント）による発電可能性を検討するには、既に確立したものである陸上に建設する原子力発電所（陸上プラント）との条件の相違に注目し、その条件の相違により発生する事象を網羅的に検討して、浮体式プラントが十分安全であり、十分有用であることを示すことが必要になる。

洋上における原子炉の運転実績は、原子力潜水艦、原子力空母さらに原子力船が挙げられる。原子力船に関しては、我が国でも「むつ」による試験航行が実施され、近年ではロシアの KLT-40S 型加圧水型軽水炉が 2020 年に 52MW を 2 基搭載した発電所として運転が開始された。これら潜水艦、空母及び船舶は、炉型に PWR（加圧水型原子炉）を採用しており、BWR（沸騰水型原子炉）による洋上原子炉は未だ前例がないのが現状である。

BWR は圧力容器内で水を沸騰させて蒸気を発生する仕組みになっているが、蒸気の気泡（ボイド）が占める体積比（ボイド率）が減少すると核分裂反応が促進される特徴を持つ。しかし、BWR は一般に大きな負の出力反応度係数を持ち、反応度の外乱に対して自己制御性を持っており、制御特性とあいまって出力振動に対し、十分な減衰特性を有する設計としている。また水を沸騰する過程で熱負荷が過度に増加すると核沸騰を維持できなくなり、燃料棒表面の伝熱性能が急激に低下する現象が知られている。この遷移点における熱流束を限界熱流束（CHF：Critical Heat Flux）と呼ぶが、燃料の健全性を確保するために通常運転では CHF を超えない様に、冷却材である水の流量を調整するなどの制御をしている（詳細は図 18 参照）。

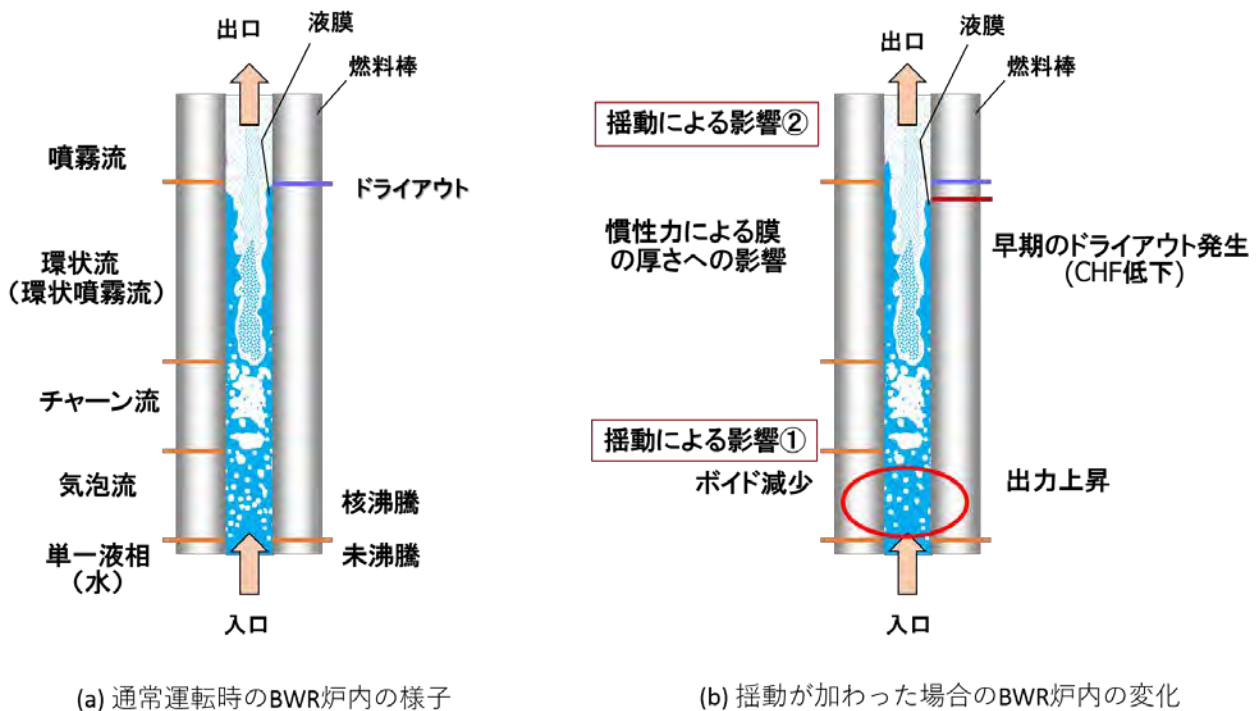


図 18 BWR におけるボイド率の変化と CHF の影響

特に沸騰水型原子炉（BWR）の場合、揺動の影響によって原子炉停止に至るプロセスがある可能性が、懸念事項として本研究会内で課題として挙げられた。浮体式プラントが商業的に用いられる場合、定期検査時や事故、あるいは甚大な被害が予想される天災に巻き込まれる場合を除いて、基本的には炉停止することなく安定安全運転を継続できる必要がある。そこで、浮体式プラントに BWR を適用する場合に、海洋での運転時に揺動が炉心に影響を与えるプロセスの中でも、主にボイド率による炉出力の変化や CHF への影響について詳細に検討する必要がある。

4.4.2. 検討方法及び検討項目

本検討は主に論文調査を中心に揺動の浮体式プラントへの影響の検討をし、検討項目を「揺動場サブクール沸騰の課題点整理」、「浮体揺動様相の把握」及び「揺動時沸騰様式・CHF の評価」の 3 つに整理した。さらに論文調査から一步進んで、BWR 炉内の沸騰様式が過渡現象を起こした際の出力変化と安定性について、核熱水力動特性計算による感度解析を実施した。サブクール沸騰領域（図 18 の未沸騰と核沸騰の間の領域）サイズ、水と蒸気のための熱伝達率などを簡易的に変化させた計 5 パターンについて検討した。次節では検討結果の概要を示す（詳細は付録 4 参照）。

4.4.3. 文献調査および感度解析計算の結果

(1) 「揺動場サブクール沸騰の課題点整理」

「揺動場サブクール沸騰の課題点整理」に関しては、過去の既設の陸上プラントにおいて地震加速度高以外の理由で原子炉緊急停止（スクラム）した原因を推測したものを中心に 4 本の論文を調査した。以下がそのまとめである。

- 揺動のために発生する炉内での事象に関しては、主に揺動によるボイドの離脱促進と、そのために発生するボイドの消滅が挙げられている²⁴。しかしボイドの離脱促進を起こすためには、非現実的な水平動が必要であることも調査の結果が判明した。
- 福島第一原子力発電所 1/3/5 号機、および女川原子力発電所 1 号機において、1990 年前後に地震時に中性子束が上昇してスクラムした事象は、地震動によるボイド率の変化が要因ではなく、主に地震により燃料集合体の間隔が過渡的に 1–2 mm 程度変化し反応度が上昇したことが原因であると考えられている²⁵。これに関しては対応策がとられており²⁶、浮体式プラントで最新型の BWR を適用する場合には問題とならない。

(2) 「浮体揺動様相の把握」

「浮体揺動様相の把握」に関しては、他国の計画中浮体式原子炉や日本の原子力船「むつ」での揺動をまとめた論文 3 本を調査した。以下がそのまとめである。

- マサチューセッツ工科大学 (MIT) が提唱する浮体式プラント、OFNP-300 に関する検討として、

²⁴ 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。

²⁵ 例えば、東北電力ホームページ，https://www.tohoku-epco.co.jp/electr/genshi/data/4_f.html。

²⁶ NUCIA，“1，3，5 号機地震に伴う中性子束高による原子炉自動停止について”：東京電力，NUCIA 1987-東京-M002，<http://www.nucia.jp>。

北海での 100 年に一度の嵐を想定した条件での揺動の度合いが見積もられている²⁷。円筒型の浮体構造物であれば、北欧において 1 万年に 1 回の頻度で発生する嵐であっても、水平および垂直方向の加速度は 100 gal (約 0.1 g) 未満に抑えられる（詳細は表 10 参照）。

- 「むつ」の原子力航行中の試験において、船体の揺動振動数が $5 \times 10^{-2} \sim 2.8 \times 10^{-1}$ Hz の範囲とされている²⁸。「むつ」の原子炉の負荷追従性（原子炉出力変動を引き起こす周波数領域）が 1×10^{-2} Hz 以下であるために、「むつ」の航行中の揺動による原子炉への影響は無いとされている。一方、船体揺動が蒸気発生器の水位や給水流量などに関連する計測器そのものに影響を与えたという問題が報告がされており、この点については設計時に注意が必要である。

表 10 OFNP-300 で想定されている嵐の発生頻度（再現期間）と揺れの振幅と加速度の最大値

再現期間	1 年	10 年	100 年	10000 年
水平動 (m)	3.92	5.22	6.55	9.25
上下動 (m)	1.02	1.91	3.78	10.14
揺れの角度 (deg)	2.64	3.21	3.82	8.40
上下動加速度 (m/s ²)	0.23	0.27	0.36	0.75
水平動加速度 (m/s ²)	0.59	0.66	0.73	0.86

(3) 「揺動時沸騰様式・CHF の評価」

「揺動時沸騰様式・CHF の評価」としては、圧力、流量などの様々な物理条件における水平あるいは垂直加振、さらには定常的な傾き条件下に関する実験と理論研究合わせて 14 本の論文を調査した。沸騰様式はボイドの振舞いだけでなく流動不安定性において主要な密度波振動に関する理論研究も調査した。理論研究では回転に関する影響についても議論されている。以下がそのまとめである。

- 水平加振では約 1 Hz 以上の振動数、100 gal 以上の大きな加速度の下で観測が行われている。10 Hz 以上の大きな振動数になるとボイドが大きく減少する結果が示され、0.75–20 Hz 程度ではサブクール度^(*)によって温度境界層の振る舞いに変化する²⁹。一方、210–520 gal で加振した場合でも、ボイドの成長に対して加振はほぼ影響しない³⁰。

(*) ある圧力における液体の飽和温度と実際の液体の温度との差

- 垂直加振では、「むつ」の原子炉を前提とした振動条件で実験が行われており、加速度の増大とともに CHF は一般に低下し、加速度変動がヒーター部分からのボイドの離脱にも強く影響を及ぼすとしている³¹。100 gal 未満であれば CHF の減少は僅かと推定されるが、圧力や流量など

²⁷ Y. Zhang, J. Buongiorno, M. Golay, N. Todreas, “Safety Analysis of a 300-MW(electric) Offshore Floating Nuclear Power Plant in Marine Environment”, Nuclear Technology, **203-2** (2018), pp. 129–145.

²⁸ 田中, 京谷, 徳永, 森, “船体動揺による原子炉出力への影響（出力上昇試験航海時の炉雑音解析）”, JAERI-M 91-021 (1991).

²⁹ S.-W. Chen, T. Hibiki, M. Ishii, M. Mori, F. Watanabe, “Experimental investigation of void fraction variation in subcooled boiling flow under horizontal forced vibrations”, International Journal of Heat and Mass Transfer, **115** (2017), pp. 954–968

³⁰ 川村, 折井, 唐沢, 西田, 曾根田, “サブクールボイド挙動に及ぼす水平加振の影響評価”, 日本原子力学会「1996 春の年会」, C49, 大阪大学, 1996 年.

³¹ 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).

の条件を変更した場合により反応度投入の可能性があり、フィージビリティスタディで更なる検討が必要と考えられる。

- さらに密度波振動に関する理論検討では、不安定化した流動振動現象による冷却材の流量増加とそれに伴う出力増加が、どのような揺動の場合に起きやすくなるかについて論文調査を実施した³²。その結果、垂直方向の加振に加え、船舶正面方向を軸にした回転も影響を考慮する必要があることが判明したが、100 gal 未満、回転角 10° 未満を前提とすれば、揺動の影響は小さい。
- 一方、定常的な傾きに関する実験から、熱流束と傾き角の間にある経験的な評価式を導いた文献がいくつか存在する。これらの実験は低圧条件下で行われているが、BWR の定格運転における高圧条件下、高流量下においても垂直状態からの傾斜角が 10° 未満であれば、CHF の減少の影響は小さいことが推定される³³。ただし、最終的には実験あるいは解析での検証が必要と考える。
- 全体の傾向として、水平加振に関しては、地上プラントでの地震を前提に置いた実験が多く、浮体式プラントの条件から見れば、比較的高振動数・高加速度である。その中でも、10 Hz 以上とならなければ大きな影響が出ないという結果は得られている。

(4) 核熱水力動計算核熱水力動特性計算による感度解析

3次元核熱水力動特性コードを用いて、定格出力運転状態から熱水力計算に影響するパラメータが変化した場合の過渡現象について簡易的な感度解析により評価した結果をこの節では述べる。定格出力から一時的にサブクール沸騰領域が全て消失する様な非常に極端な場合でも、元の定格運転の状態に安定することを確認した。このとき出力は一時的に最大 120%以上まで上昇するが、サブクール沸騰領域のボイド率を瞬時に 0 とする当該感度解析の仮定は保守的すぎると考えられる。一方、その他の検討項目でも船上の揺動効果と比較しても厳しい過渡現象を想定しているが、出力は約 103~105%の範囲に収まっている。以上により、当該解析からも BWR が浮体式プラントの有力な選択肢にあることを示した。

4.4.4. まとめ

揺動に対する BWR 炉内のボイド率の変化や CHF への影響について、文献調査及び核熱水力動計算核熱水力動特性計算による感度解析を実施し、定性的には BWR 安定運転時では揺動の影響は小さいと結論付けた。これまでの検討から得られた成立性評価まとめと今後の検討課題について、表にまとめた(表 11 参照)。主に垂直方向の揺れや浮体の定常的な傾きに伴う、燃料棒表面からのボイドの離脱や入口流量の変動がどの程度出力に影響を与えるかについては、BWR 実機条件下での実験データが少ないため定量的な評価は難しい。しかし、MIT が提唱する円筒型の浮体構造物は、揺動に対して高い復原性を示し、荒天時であっても揺動の角度や加速度は非常に小さいため BWR 炉の定格運転時に与える影響は定性的には小さいと考えられる。

概念設計では、フィージビリティスタディで検討した BWR 適用性の結果を反映しながら、PWR だ

³² 例えば、D. Liu, W. Tian, M. Xi, R. Chen, S. Qiu, G.H. SU, "Study on safety boundary of flow instability and CHF for parallel channels in motion", Nuclear Engineer and Design, 2018, 335, 219-230

³³ S. Rouge, "SULTAN test facility for large-scale vessel coolability in natural convection at low pressure", Nuclear Engineering and Design, 169, 1997, 185-195

けでなく BWR についてそれぞれの安全性の強化策が課題である。福島第一原子力発電所事故の教訓をよく吟味し、浮体構造物を踏まえたシステム設計と配置設計を考えることによって、既存炉に比べて安全性が飛躍的に増加する可能性が大いにある。また実施体制には新たにゼネコンだけでなく、造船メーカーが加わる必要がある。これは大規模な原子力発電事業としては国内初めての試みである。そのため、過去に船舶と原子力の両方の事業に関わった経験を持つ機関に参加してもらうことで、より強固な協力体制を築くことを第一に考える必要があり、その必要性は BWR と PWR に共通している（図 19 参照）。

表 11 成立性評価まとめと今後の検討課題

成立性評価まとめ	【評価 1】揺動時の原子炉内挙動に着目した研究は数が限られており、特に浮体式 BWR の揺動条件にマッチした研究は見当たらなかった。 【評価 2】論文に限られている事、流動様式・浮体特性あるいは外部ハザード条件の算定方法が不明確などの懸念はあるが、浮体固有周期・揺動周波数/加速度が地震より小さく、最新プラントでは横揺れに対する地震対策が施されていることから、定性的には揺動が浮体式 BWR 炉心及び安定運転に及ぼす影響は小さいと考えられる。ただし、特に縦揺れ(heaving)の場合は入口流量の変動による CHF 低下が実験的に確認されており、更なる検討が必要である。
今後の検討課題	【課題 1】浮体縦揺：縦揺れ時の入口流量・壁面熱伝達率・ボイド離脱様式の変化等に起因する過渡的出力上昇や限界熱流束低下の詳細評価 ※横揺れ(rolling)と複合揺動を含む 【課題 2】浮体傾斜：荒天時の浮体傾斜（角度）による重力方向変化等の影響評価 【課題 3】BWR 実機条件での評価：既存の研究は主に大気圧・横揺れ・高周波帯域・高加速度下で実施。上記課題解決には実機浮体式条件で水平・垂直加振の数値流体解析（CFD）・核熱連成解析が必要

BWR特有の課題及び解決方法（案）

項目	浮体式BWRのフィジビリティスタディ 【成立性の見通しは確認済。概念設計へ設計条件整備】
体制	研究機関、大学、事業者、プラントメーカー
課題と解決方法	課題：縦揺れ ⇒ 課題：浮体傾斜 ⇒ 課題：複合揺動 (a)小規模CFDによる詳細熱水力条件の把握 ・ 入口流量、重力加速度 ・ ボイド挙動、クオリティ、壁面熱伝達率 ※商用CFD等 (b)簡易モデルによる核-熱カップリング解析 ・ 出力分布、ボイド率分布 ・ CHF裕度評価 ※TRAC/SKETCH等 (c)理論計算によるCHF予測 ・ 実験相関式などをベースとした理論的な評価 ・ CHF裕度評価

プラント全体の課題

項目	プラント全体の概念設計
体制	プラントメーカー、ゼネコン、造船メーカー、事業者（研究機関、大学）
解決すべき課題	BWR及びPWRそれぞれに対して、より安全な原子炉を目指すためには、浮体構造を踏まえたシステム設計及び配置設計が課題となる。

図 19 BWR を搭載した浮体構造物特有の事象として洗い出された課題への対応

5. 浮体式原子力発電の実現に向けた本研究会からの提言

エネルギーの問題は、豊かで持続可能な国民生活と我が国の産業競争力に直結する重要事項であることは論を俟たない。同時に、切迫する地球環境問題の抑制のためにエネルギー源のゼロエミッション化（低炭素化）を求めることは国際的にも合意済の事項で、各国がそれぞれの目標に向かって具体的な行動を進めている。

地球温暖化が原因とみられる自然災害の頻発を受け、各国は、温室効果ガスの削減目標を前倒しし、再生可能エネルギーの開発を加速している。一方、我が国においては、国土面積の制約から陸上での再生可能エネルギーの導入ポテンシャルには限界があり、実際の導入にも遅れが見られる。このような状況下、洋上風力の開発にかける期待は大きく、陸上での遅れを解消して将来の主力電源の一つと目されている。COCN でも浮体式洋上風力発電のプロジェクトが開始されている。洋上風力発電は社会的受容性が高いが、洋上での建設や長距離の海底送電設備などコスト面での課題が大きい。

一方、原子力発電は発電時に温室効果ガスを発生しないゼロエミッション且つ競争力を有する電源として期待され、海外においては、第三世代プラスといわれる大型軽水炉の建設に加え、SMR（Small Modular Reactor）などの小型炉の技術開発も進められている。しかしながら、我が国においては、福島第一原子力発電所事故後、2050 年以降を担う次世代原子炉の新規開発の必要性についての本格的な議論がなされていないのが現状である。

その一つの原因は、福島第一原子力発電所の事故の影響から「可能な限り原発依存度は低減する」とエネルギー基本計画に記載されるなど、事故影響の側面が強調され、「原子力は実用段階にある脱炭素化の選択肢」という側面が省みられない状況にあるためと考えられる。

本報告書内で述べられている通り、再生可能エネルギーを主力電源として、その割合が増加するに従って蓄電などの追加コストが大きくなる特性がある。そのため、先進工業国であるわが国の国際競争力を維持・向上させるためには、安全と脱炭素を大前提に、経済性のあるエネルギーの安定確保は急務で、実用段階にある脱炭素化の選択肢として原子力発電への期待を放棄することはできない。

そこで「可能な限り原発依存度は低減する」理由ともなっている津波や地震という原子力発電に対する外部リスクを根源的なレベルで解消するため、2020 年 7 月から浮体式原子力発電という概念について COCN の研究会として検討してきた。（原子炉が船舶に搭載され安全に運用されてきた実績に加え、）検討の結果から、（大型の発電プラントに適用した場合も）陸上プラントに比し、大きな安全性の向上が期待できることに加え、浮体式原発を実現する上で大きな技術開発要素が見当たらないことも確認できた。

福島第一原子力発電所事故の原因分析や反省を踏まえて、原子力発電をより安全なものにしていく努力が続けられている。とりわけ、既存炉の改良・修正の範囲を超えて、新たに原子力発電所を設計するプロセスに事故から得られた知見を盛り込むことができれば、大幅に安全性が向上した新しいプラットフォームを採用した原子力発電所を世界に先駆け実現することが期待できる。

浮体式原子力発電所は、事故の直接原因である津波による浸水での全電源喪失と地震による船内の常用電源設備の大規模な損壊を回避できる。また、浮体構造をとりまく海水を使った受動的な崩壊熱の除去システムを導入することで、原子炉設備の弱点であった長期間の崩壊熱の冷却についても、信頼性が大きく向上する。更には、陸上から一定の距離を保って設置することによって、万一の事故時にも周辺住民がいらないため大規模な避難が必要なくなるなどの利点も大きく、社会的受容性の面でも一定の改善が期待される。

建設の面では、造船所などの生産拠点において原子炉システムを組み込んだ浮体構造を集中して製造することが可能であり、現状のようにそれぞれ環境条件が異なる立地点で長期間にわたる建設作業を継続する必要がなくなり、工場生産の習熟効果、工程管理や品質管理など様々な面で有利である。

更に、浮体式原子力発電の送電設備を浮体式洋上風力発電が送電設備として利用（ハイブリッド）することで、洋上風力発電の主力電源化の大きな課題であるコスト軽減も図ることができる。

以上の通り浮体式原子力発電は、我が国の電源のゼロエミッション化のためへの貢献が期待される。

設計面での今後の取り組みとして、浸水を防止するための設計、究極の事態である沈没を想定した設計、浮体構造をとりまく海水を使った受動的な崩壊熱の除去システムの設計、燃料交換機と使用済み燃料や廃棄物の搬出装置の設計などを進め、更に候補の炉型を想定した全体配置設計を進めたい。

一方、実現のためには設計面に加え、排他的経済水域の海上利用の法整備、浮体式原子力発電所に対する原子力規制基準の整備などが必要となる。

以下に、国と民間の大きな取り組みを整理して示す。

国が主体になって取り組むこと

- (1) 政府、経産省、文科省、環境省、原子力委員会などが、安全性を向上させた原子力発電所の新增設やリプレースを推進すること
- (2) 国民への安全性の説明を活性化
- (3) 必要となる規制や法体系の整備
- (4) 国際的な開発協力体制の形成
- (5) 国立研究所などでの研究開発の促進（実験設備やスパコンの提供など）
- (6) 財政支援

民間が主体になって取り組むこと

- (1) 今回 COCN での検討に加わった組織をはじめとする多くの企業の協力体制の構築
- (2) 上記協力体制の下での基本設計
- (3) 大学での原子力人材育成の支援

- (4) 産業界や学会による幅広い議論と国内外の原子力関係機関・学会・シンポジウム等への情報発信
- (5) 民間研究所などでの関連する研究開発の促進

付録 1 課題リスト

No	分類	検討課題
1-1	規制全般	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		福島第一原子力発電所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基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。 新規基準で NRA から要求されている要求(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		送電網整備に関する制度確認
1-7		港則法等に基づく港湾区域での許可申請等
1-8		【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、陸上原発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。
1-9		【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
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、地元への理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

No	分類	検討課題
		・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		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）
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経済性の評価
3-5		最新技術の適時適用による発電コスト低減
3-6		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が課題
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	【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
6-2		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）
6-3		【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。
6-4		【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。
6-5		【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。
6-6		【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
6-7		【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りますが、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と考えます
6-8		【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）の整備を求められたが、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
6-9		【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
6-10		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】 既設炉の審査では、基準地震動に対する耐震性を求められたが、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
7-3		【耐震・耐津波性能】 基準津波について、その対策が求められたが、洋上の津波高さの程度や設備への影響はどの程度か
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。

No	分類	検討課題
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		【火災に対する考慮】 (火災対策は設計段階から盛り込むことで実現可能) ※浮体式施設は水密性のある隔壁構造であり、既設炉の安全対策と同様の考え方で内部火災の対策を盛り込むことについて特に問題はない
7-9		【自然現象に対する考慮：森林火災】 (森林火災対策は森林がないため考慮不要)
7-10		【自然現象に対する考慮：火山】 (火山対策は設計段階から盛り込むことで実現可能) ※浮体式施設は水密性のある隔壁構造であり、既設炉の安全対策と同様の考え方で火山の降灰対策を盛り込むことについて特に問題はない
7-11		【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）
7-12		【自然現象に対する考慮：竜巻】 既設炉の審査では、設計竜巻に対する対策を求められたが、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
7-13		【内部溢水に対する考慮】 (内部溢水対策は設計段階から盛り込むことで実現可能) ※浮体式施設は水密性のある隔壁構造であり、既設炉の安全対策と同様の考え方で内部溢水の対策（壁、水密扉、堰等の設置）を盛り込むことについて特に問題はない
7-14		【その他設備の性能：がれき撤去】 (がれき撤去用重機（ブルドーザー）は不要) ※外部からのアクセスルートは海上に限られるため、アクセスルート上にがれき等はなく、撤去用重機は不要である
7-15		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）
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

No	分類	検討課題
		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
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と考えます
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？
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と考えます
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ことを確認する必要があると考えます
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ます
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）

No	分類	検討課題
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
13-5		【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
13-6		【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

No	分類	検討課題
13-7		【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
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		浮体式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
14-5		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保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必要がある。また、一部要員の施設外への退避が

No	分類	検討課題
		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		浮体式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
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】 既設炉の審査では、緊急時対策所の耐性強化で、離隔距離や位置的分散等を求められたが、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求められたが、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		【格納容器破損防止対策】 (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
17-1	その他	日本における浮体式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

No	分類	検討課題
		・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。
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

付録 2 浮体式原子力発電所のリスクの考察

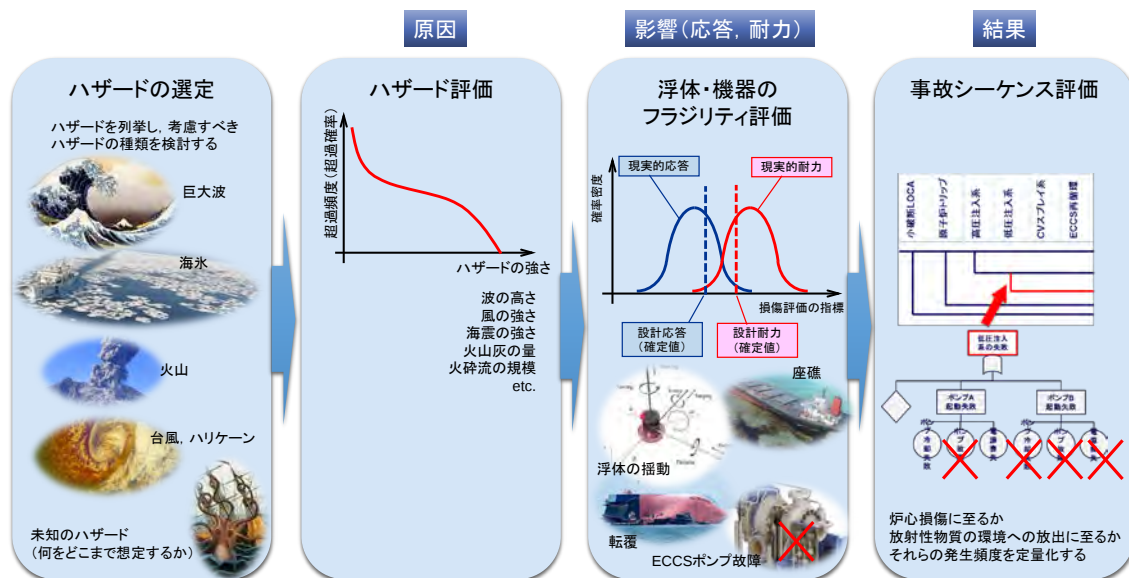
Appendix2-1. PRA の概要

原子力安全の基本的な目的は、人と環境を、原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである。広義の産業活動の安全の概念と比べ、原子力安全では放射線に対する安全に着目している点に特徴がある。

安全の度合いを直接定量化することは難しいため、安全の裏返しとなるリスクの度合いを定量化することが一般的である。その手法のひとつとして、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）が活用されている。PRA は、人や環境への放射線影響に関わる炉心損傷（レベル 1PRA）や格納容器機能喪失（レベル 2PRA）の発生頻度等をリスクの指標として、それらを定量化する方法論である。PRA により原子炉システムの脆弱点を特定し、対策によりリスクの顕在化を抑制することで、安全性向上に役立てることが期待されている。

PRA では、リスクを「望まない事象の発生度合い」と「当該事象が発生した際の影響度合い」の積として定義しており、これは起因事象発生頻度と緩和系の失敗確率の積に相当する。起因事象とは、偶発故障や人的過誤に起因する内的事象と、地震や津波などに起因する外的事象に分類できる。

外的事象の PRA では、①想定すべきハザードの選定、②選定したハザードの強さとそれが発生する頻度の定量化（ハザード評価）、③そのハザードが原子炉施設を襲った場合のその施設に与える影響の評価（脆弱性評価）、④それにより原子炉施設の構造物、系統及び機器（SSC）の故障や機能喪失による事故シーケンスの評価を行い、それぞれのシーケンスにおいて炉心損傷に至る発生頻度の総和を求めることの 4 段階でリスクを定量化する（附図 2-1）。



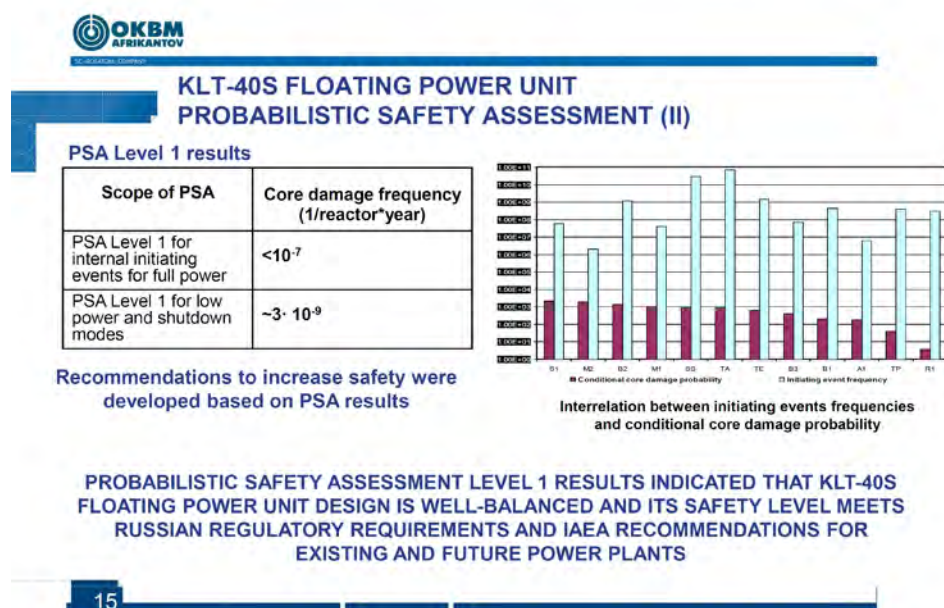
附図 2-1 外的事象 PRA の流れ

Appendix2-2. 洋上原子力発電のリスク評価の事例

洋上原子力発電のリスク評価の事例が少なく、またその詳細は公開されていない。IAEA の会合で紹介されていたロシアの浮体式原子力発電所の PRA の結果を以下に紹介する。

ロシアでは、離隔地の電源として、人工浮島型の原子力発電所を建設し、運用している。東シベリアのペベクにて発電する KLT-40S 型加圧水型軽水炉(PWR)は、熱出力 150MW_tの原子炉を 2 基搭載した洋上原子力発電所である。

ロシアの規制当局は、運転開始前に PRA を実施し、安全解析書として提出することを要求している[2]。同原子炉のベンダーである OKBM Afrikantov の資料[3]によると、KLT-40S では、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炉心損傷頻度までを導出するレベル 1PRA を実施している。通常運転時の内的起因事象の炉心損傷頻度は、 10^{-7} /炉年以下であり、低出力及び停止時の炉心損傷頻度は、 3×10^{-9} /炉年という結果が記されている(附図 2-2)。評価の具体的な条件までは記されていないが、IAEA のレベル 1PSA のガイドに適合している(すなわち、IAEA SSG-3 に準拠している)と記されていることから、洋上での原子力発電は、十分リスクを抑えた設計、製造及び運用が達成できるものと期待できる。



附図 2-2 ロシア KLT-40S 浮体式原子力発電所の PSA 結果

Appendix2-3. 浮体式原子力発電所のリスク評価に係り得る特性の整理

本研究会において抽出された「付録 1 課題リスト」から浮体式原子力発電設備の安全性に係り得る事項を抽出・整理した。

(1) リスクに影響し得る浮体式原子力発電所の特性の整理

① 洋上設置に起因する特性

(a) 洋上に設置することに起因する特性

陸上とは異なる自然現象(海底火山、海上竜巻)・海象に晒される(検討課題[7-1~7-3,7-9~7-12])。また、発電設備は、陸上設置型と比べ近距離で海水に囲まれることになる。そのため、外部に設置された設備及び外部からの給気を要する設備については絶縁不良や腐食・劣化等の塩害(検討課題[9-

1~9-3]) のリスクが高まる。また、海生生物の付着等による取水性能の劣化等（検討課題[9-2]）の懸念がある。

一方で、発電設備の至近に海水が存在する。これは残留熱除去の最終ヒートシンクとなる。陸上設置型原子力発電所では海水ポンプで取水口から海水を吸上げる必要があるが、洋上設置の場合には海水へのアクセスが容易なため、自然循環等により動力を要しない長期炉心冷却システムを構成できる可能性がある。

(b) 浮体構造物内への設置に起因する特性

洋上に原子力発電所を設置する以上、発電設備は船体あるいは浮体構造物（以下、「浮体構造物」という。）内に設置される。そのため、浮体構造物自体の偶発的な故障、座礁や船舶等の漂流物の衝突等の転覆・沈没に付随して原子力発電システムに影響が及ぶ可能性が考えられる。逆に、高温配管破断や熔融燃料の接触等の高温・高圧事象が浮体構造物自体に影響（検討課題[13-6]）を及ぼすことも考えられる。

また、浮体式原子力発電所では陸上のサイトに比べ設置空間は限られる。そのため、機器配置（発電機タービンから安全上重要な設備への内部ミサイル等）の区分分離・位置的分散への制約、事故緩和設備の数量及び位置的分散の制約、緊急時対策所の配置（検討課題[16-6, 16-7, 17-6]）、淡水源・重油等燃料等リソースの保有量の制約、原子炉格納容器の大きさの制約（検討課題[12-3, 16-8]）が考えられる。

(c) 陸地からの離隔に起因する特性

浮体式原子力発電所の検討にあたり、本研究会では陸地から 30 km 以上の沖合での設置を想定している。そのため、陸上設置に比べ外部電源の冗長性確保への制約や信頼性の低下の懸念、また復旧の困難化が見込まれる（検討課題[11-1, 11-2]）。また、外部からのアクセス性が低下することから、事故時の外部支援が困難化になると考えられる（検討課題[16-3, 16-13]）。

②浮体式に起因する特性

本研究会で検討する洋上原子力発電所は、着床式でなく浮体式を念頭において検討を進めている。原子力発電所及びその付帯設備は接地していないことから、地盤を介した地震動の影響は受けず、海水を介して地震動を受けることとなる（検討課題[7-2~7-4]）。また、浮体式であることから必ずしも設置場所に拘束されず移動可能である。そのため、予見可能でありかつ影響の到達に時間を要するハザードに対してはその発生源からの離脱や、万一原子力発電所が事故に至った際にその進展が遅い場合には人口密集地からの離隔の確保（検討課題[13-3]）が可能となり得る。一方で、浮体式原子力発電所自体の発電所自体の漂流・座礁（検討課題[12-4~12-6]）が発生するリスクが新たに生じる。

また、浮体構造物は水面の変動に影響を受けて、その位置を変える。そこで、高潮等の長周期の水面変動において追従して変動することにより、長周期の水面変動による安全裕度への影響は小さいものと考えられる。一方で、浮体内に設置された原子力発電システムは水面変動とそれに伴う浮体の揺動・傾斜に常に晒される。これにより、SSC（構造物、系統及び機器）の故障・（重力を用いた）計装の機能喪失（検討課題[8-7, 8-9]）、制御棒挿入性への影響（検討課題[8-6, 8-9]）、原子炉容器内での流動様式の変化に伴う原子炉動特性への影響（検討課題[8-3, 13-5]）、熱水力挙動への影響（検討課題[8-4, 8-8]）、並びに、純水・ろ過水、ほう酸水タンクや使用済燃料プール等からの溢水やスロッシング、潤滑

油タンク等からの吸込み機能の低下等（**検討課題[8-2, 8-10]**）の影響が発生する可能性が考えられる。

Appendix2-4. まとめ

本節では、PRA の概要を紹介し、PRA の実施の考え方を示した。また、ロシアの洋上原子力発電所のリスク評価の事例を紹介した。さらに、本研究会にて抽出した「付録 1 課題リスト」から浮体式原子力発電設備の安全性に係り得る事項を抽出・整理した。

- [1] IAEA, “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, 2020 Edition”, https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf
- [2] Rostekhnadzor, “General safety provisions for nuclear power installations of ships and other vessels,” NP-022-17, <http://en.gosnadzor.gov.ru/framework/nuclear/federal-rules-and-regulations/>
- [3] I. A. Bylov, “Safety Provisions for the KLT-40S Reactor Plant Floating Power Unit,” Proc. Of 6th INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability, IAEA (2013), <https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df6/Session%202/MS%20Presentations/6-russia.pdf>

付録 3 海震の地震動特性に関する試検討の計算条件

ここでは 4.3.3 節で紹介している試検討の計算条件の一つである海底構造について述べる。日本海での海底構造探査の結果によれば、最浅部では縦波速度 V_p が 1600～1900m/s になる層が推定されている。堆積層は解放基盤に相当しないものと考えて、仮にこれらの層の下面を解放基盤面と考えて、4.3.3.節の試検討では応答計算を実施した。そのためにまず KK 地点付近の日本海での海底構造を構築するために文献調査を行った。たとえば西坂・他（2001）によれば、堆積層部分について厚さ 400～1000m に対して $V_p = 1600 \sim 1900 \text{m/s}$ と報告しており、比較対象として引用されている Nishizawa & Asada (1999) と Shinohara et al.(1992) も値自体に大きな相違はなかった。これらの先行研究を参考に、附表 3-1 に示した水平成層構造を仮定して試検討を行った。ここで、附表 3-1 の伝達関数 Q_p は、地震動の周波数 f に依存した関数で表されると仮定している。

附表 3-1 4.3.3 節で仮定した KK 地点付近の日本海での海底構造の特徴まとめ

深度 [m]	厚さ [m]	縦波速度 V_p [m/s]	密度 [t/m^3]	縦波の伝達関数 Q_p
0	200	1600	1.8	$10f^{0.7}$
200	400	1700	1.9	$10f^{0.7}$
600	—	1800	2.0	$50f^{0.7}$

付録 4 BWR における浮体揺動影響の調査報告の詳細

浮体式原子力揺動時の BWR 安定運転検討に係る公開論文リストと OFNP への展開

1. 調査結果概要

揺動時原子炉特性やトラブル事例に関する従来研究の論文調査・理論検討により、浮体式原子力炉型候補として BWR プラントの適用可能性・成立性を評価し今後の課題を纏めた。

成立性評価と今後の課題まとめ	■成立性評価まとめ ・揺動時の原子炉内挙動に着目した研究は数が限られており、特に浮体式 BWR の揺動条件にマッチした研究は見当たらなかった。 ・論文が限られている事、流動様式・浮体特性あるいは外部ハザード条件の算定方法が不明確などの懸念はあるが、浮体固有周期・揺動周波数/加速度が地震より小さく、最新プラントでは横揺れに対する地震対策が施されていることから、定性的には揺動が浮体式 BWR 炉心及び安定運転に及ぼす影響は小さいと考えられる。 ただし、特に縦揺れの場合は入口流量の変動による CHF 低下が実験的に確認されており、更なる検討が必要である。 ■今後の検討課題 【課題 1】浮体縦揺：縦揺れ時(heaving)の入口流量・壁面熱伝達率・ボイド離脱様式の変化等に起因する過渡的出力上昇や限界熱流束低下の詳細評価（※横揺れ Rolling と複合揺動を含む） 【課題 2】浮体傾斜：荒天時の浮体傾斜（角度）による重力方向変化等の影響詳細 【課題 3】BWR 実機条件：既存の研究は主に大気圧・横揺れ・高周波帯域・高加速度下で実施。上記課題解決には実機浮体式条件で水平・垂直加振の CFD・核熱連成解析が必要
----------------	---

2. 調査論文リスト

調査した論文リストと概要並びに抽出された課題や浮体式の成立性評価結果を纏めた。

執筆者	公開論文名	論文の概要	主な知見	BWR 適用性への課題と知見 課題：BWR として更なる検討が必要な事項 成立性：BWR 成立性を示唆する情報
(a)揺動場サブクール沸騰の課題点整理				
福島第一 地震スクラム 1/3/5 号機	【1987】 ■NUCIA 1,3,5 号機地震に伴う中性子束高による原子炉自動停止について(1987-東京・M002) ■Wikipedia 福島第一 1/3/5 号機スクラム https://ja.wikipedia.org/wiki/福島第一原子力発電所 【注：東京電力 HD の HP には本情報が見当たらず】	■NUCIA： ・1/3/5 号機定格出力運転中 1987 年 4 月 23 日 5:13 に M6.5 の地震に伴い「中性子束高高」の信号が発生、原子炉自動停止、運転中 4/6 号機は APRM 指示に有意な変化なし ・プラント診断システム等のデータから、本事象では実際に反応度が投入されたと推定されたため、BWR 電力各社とプラントメーカーによる共同研究により、BWR プラントにおいて、地震時に炉内中性子束が上昇し原子炉自動停止に至る可能性がある以下 5 項目の要因に着目し、発生メカニズムの調査、安全性の評価、炉内中性子束上昇抑制対策の検討が行われた。 【自動停止要因】 [1] 燃料集合体の間隔変化	■NUCIA：自動停止要因の調査 ・[1]は制御棒側と反制御棒側の燃料集合体間隔に差があるプラント（D 格子）では、地震の横揺れにより水平方向の加速度が加わった場合、チャンネルファスナー板バネが変形し一時的につぶれ、燃料集合体上部の間隔が変化することにより中性子束が上昇し、原子炉自動停止に至ることを確認 ・自動停止推定要因[2]～[5]は炉心内状態変化による中性子束への影響を評価、可能性がないことを確認 ■NUCIA：事象の原因 ・1,3,5 号機は D 格子プラントで燃料集合体上部のチャンネルファスナのバネにより制御棒をはさんだ燃料集合体同士の間隔が広く、一方制御棒をはさまない燃料集合体同士の間隔は狭い設計であった。 ・間隔が異なるタイプの燃料集合体を使用している原子炉で	【課題 1】 浮体式でも縦揺れ（heaving）の場合は不要なスクラムが発生する可能性があるため揺動を考慮する必要がある 【成立性 1】 チャンネルファスナーの改良により、水平方向加速度が加わった場合でも、燃料集合体の間隙変化が抑制されるため、浮体式原子力でも同様の設計を用いれば、揺動による不要なスクラムが発生する可能性は低いと考えられる

執筆者	公開論文名	論文の概要	主な知見	BWR 適用性への課題と知見 課題：BWR として更なる検討が必要な事項 成立性：BWR 成立性を示唆する情報
		[2]サブクールボイドの消滅 [3]L P R Mの燃料集合体の間隔変化 [4]圧力波の共鳴 [5]ボイドの移動 ■Wikipedia： ・定格出力で運転中，APRM が 98 ↑ 118%に上昇し、 1F1/3/5 号機が原子炉自動停止。1F4/6 号機は運転継続	は、地震により燃料集合体の間隔が変化して中性子の量が増加することを共同研究で確認 ■NUCIA：再発防止対策 本事象は安全上の問題はないことが確認されたが、不要な原子炉停止を回避する観点から「チャンネルファスナのばね押付力増加」により、地震時の燃料集合体の間隙変化を抑制する。詳細設計を進め実機への影響を確認後、順次導入することとなった。 ■Wikipedia： ・地震スクラム警戒値 220Gal を超えることは無かった ※横揺れ・入口流量変動が観測されなかったため横揺れのみに着目した研究が実施された	
東芝自社研	【1989】Pressure flucutiation and behavior of vapor bubbles for a one-component two-phase flow in a vertical tube, induced by longitudinal excittion1989 ASME-WAN, International symposyum on gas-liquid two phase flows	BWR 沸騰様式に対する地震の影響を調べる実験【垂直加振：0.5～1g、5～50Hz】・試験体：二重円管流路（内径 29mm の非加熱管に加熱棒外径 29mm,加熱長さ 3m の加熱棒を挿入）・圧力脈動計測、ボイド観察（0.5～39%）、ボイド率プローブによるボイド率測定・常温大気圧、フレオン 113	・垂直加振により圧力が上昇そして下降を繰り返す。・二相流下では単相流に比較して圧力脈動伝搬が小さい・振動数が低い領域では単相・二相流共に、圧力脈動伝搬が小さい・圧力上昇時に気泡径が小さくなり（ボイド率減少）、圧力減少時に気泡径が増加（ボイド率増加）することが可視化試験より確認された。気泡径は 15Hz 、0.5 to 1g で、平均気泡径に対して最大 4 0 %程度減少。・サブクール領域（ボイド率：0.5～2.2%）では圧力脈動がボイド径に影響を及ぼすが、熱的非平衡のためにボイドが完全に凝縮・消失する訳では無い	【成立性 2】浮体式に縦揺れ（heaving）の揺動が印可されたとしても、浮体の固有周波数は 0.1Hz 以下であるため、本実験で観測された圧力脈動、それに付随するボイド径変化等は発生しないと考えらえる
女川 1 号機 地震スクラム	【1993】 ■NUCIA 地震に伴う原子炉自動停止について （1993-東北-T002） ■東北電力 HP 女川 1 号機スクラム https://www.tohoku-epco.co.jp/electr/genshi/data/4_f.html	■NUCIA： ・地震加速度は、R/B 2 階において最大で東西方向の 121gal ・東西方向の変位応答スペクトルは 0.2～0.3 秒の周期帯（燃料集合体の固有周期：約 0.24 秒）に大きなピークあり ・APRM6 チャンネル全てが 18%に上昇 ・LPRM B レベルは全ストリング共に炉心半径方向ほぼ一様に上昇しており、上昇量は APRM の上昇量にほぼ等しい。 ・APRM 指示上昇に引き続き、原子炉圧力等の熱出力に依存するパラメータもわずかながら上昇 ■東北電力 HP	■NUCIA：原因の推定 ・調査結果から、本事象では実際に反応度が投入されたと推定 ・炉心内の要因（LPRM と燃料間の距離変化、燃料集合体間隔の変化、サブクールボイドの消滅、チャンネルボックス内のボイドの偏り、圧力波の共鳴）により中性子束が実際に上昇 ・これらの要因が複合的に発生し、中性子束が上昇（LPRM 指示値上昇）し「APRM 高高」により原子炉自動停止に至ったものと推定 ■NUCIA：再発防止対策 ・詳細なメカニズムが完全に究明されていないため、今後更に炉心の中性子束レベルの監視強化のため以下の措置を講じた 1. 炉心軸方向の中性子束レベル監視強化のためプラント診	【課題 1】 浮体式でも縦揺れ（heaving）の場合は不要なスクラムが発生する可能性があるため揺動を考慮する必要がある 【成立性 1】 NUCIA では中性子束が上昇した根本原因が確定していないとしているが、東北電力 HP では福島第一と同様に水ギャップ変化が原因としているため、チャンネルファスナーの改良により燃料集合体の間隙変化が抑制されるため、浮体式原子力でも同様の設計を用いれば、揺動による不要なスクラムが発生する可能性は低いと考える。

執筆者	公開論文名	論文の概要	主な知見	BWR 適用性への課題と知見 課題：BWR として更なる検討が必要な事項 成立性：BWR 成立性を示唆する情報
		1993 年 11 月 27 日 地震に伴う原子炉自動停止 ・定格出力で運転中「中性子束高高」で原子炉自動停止 止	断システムへの LPRM 信号入力点を追加 2. 将来的には、同システムへ全 LPRM 信号を入力する方向で検討 ■東北電力 HP： 制御棒側と反制御棒側の燃料集合体間隔に差のある 1 号機において、地震の揺れによって燃料集合体間隔が変化（拡大） したことにより、水による中性子の減速効果が高まり、一時的に中性子束が上昇したことが原因と推定される。 【参考予稿】燃料集合体振動時の中性子束変化に関する研究 日本原子力学会 1996 春 A44	
成合先生	【1994】 振動する加熱棒周りのサブクール 沸騰ボイド率, Void fraction of subcooled flow boiling around oscillating heater rod 1994 原子力学会春の大会 J36	福島女川の地震スクラムを受けて、サブクール沸騰水の地震時挙動を評価 【水平加振：100～3,700gal ^(*) 、 2.5～12.5Hz】 ・Φ6mm の加熱用 SUS 管＋ポリカーボネート管 ^(*) 加熱棒振幅：4/6mm から推定(2.5/12.5Hz) ・局所ボイド計測（1～15%） ・大気圧、60/80℃、熱流束（0.3-1.8MW/m2）	・揺動振動数が 5～10Hz ではボイド率は変化しない ・揺動振動数 10Hz を超えると局所ボイド率が減少する	【成立性 3】 船体の固有振動数は 0.1Hz 以下であり、かつ、加速度も 100gal 以下であるため、浮体揺動に起因するボイド率変化は小さいと考えられる
(b)浮体揺動様相の把握				
JAEA	【1991】 船体揺動による原子炉出力への影響（出力上昇試験航海時の炉雑音解析） JAERI-M 91-021	船体動揺が原子炉出力にどのような影響があるか調査するため、「むつ」の航行中の原子炉と船体動揺（ピッチングとローリング）の信号データを用いて時系列（炉雑音）解析を行った。	・船体に搭載された原子炉の負荷追従性は 10 ⁻² Hz よりも低周波数領域。 ・航行中は、5 x 10 ⁻² ～ 2.8 x 10 ⁻¹ Hz の範囲に船体動揺周波数が存在。 ・原子炉の負荷追従性と船体動揺は周波数特性がズレているので影響はなかった。 ・パワースペクトル解析から、一見コヒーレンスがある様に見えるが、船体揺動が機器自体の出力に影響を与えている見かけ上の効果だった。 ・蒸気発生器水位計、蒸気流量、給水流量、炉外中性子束検出器など計測器出力に影響があったため、結果として原子炉内外の中性子束に影響が出た	【成立性 4】 航行中は、5 x 10 ⁻² ～ 2.8 x 10 ⁻¹ Hz の範囲に船体動揺周波数が存在。 【成立性 5】 浮体式とむつの揺動周波数が同程度であるため、計測器への影響は考えられるが、実際の炉心熱流動への影響は無いと考える。
MIT	【2018】 1-3 Safety analysis of a 300	海洋環境下における OFNP-3000 の諸特性評価 ・RELAP5-3D で揺動時特性を評価	・Seven Marine の北海での嵐のデータをベースに浮体の傾き角・加速度を評価	【成立性 6】 嵐による揺動加速度は地震と比較して十分に

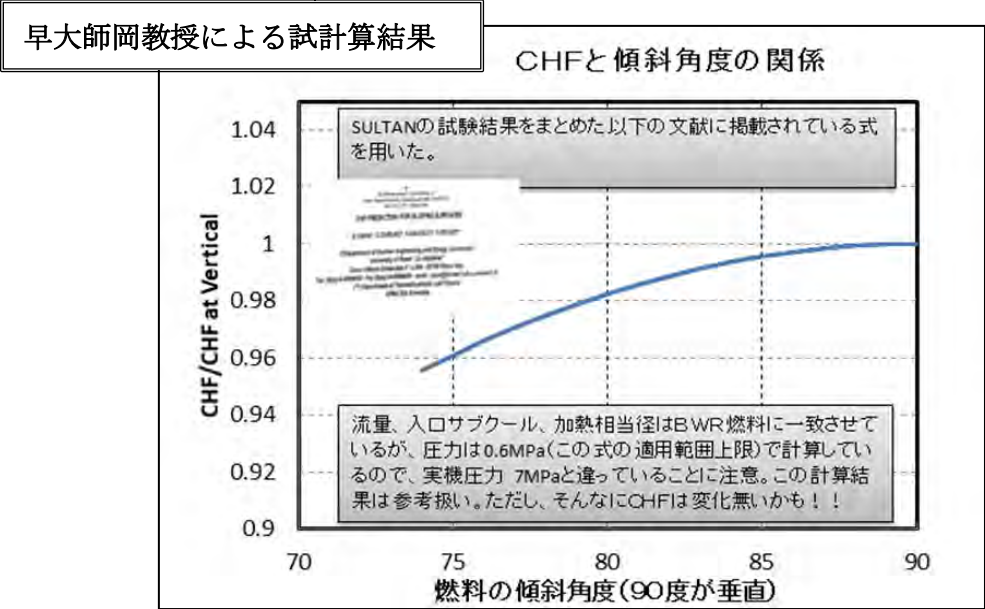
執筆者	公開論文名	論文の概要	主な知見	BWR 適用性への課題と知見 課題：BWR として更なる検討が必要な事項 成立性：BWR 成立性を示唆する情報
	MWe offshore floating nuclear power plant in marine environment Nuclear Technology	・ LOCA、SBO も評価	Pith 角　：2.64～8.40 deg 垂直方向：0.23～0.75(m2/s) 水平方向：0.23～0.86(m2/s) ※Return period 1～10,000 年で評価 【注：算出方法不明】	小さい ・地震：数百 Gal ・嵐　：数十 Gal 【課題 2】 傾斜角度については要検討
MIT	【2015】 1-25 Hydrodynamic Analysis of the Offshore Floating Nuclear Power Plant 修士論文	揺動の影響を受ける浮体の水力学的評価 ・浮体特性の評価 ・各種波を受けた時の評価	・静止時と波を受けた時の浮体固有振動数を算出している (ONFP-300,1100,Coke) 縦揺れ (heabing)　：24.5～74.54 (秒) =0.01～0.04 (Hz) 前後揺れ (pitching)：23.7～46.2 (秒) =0.01～0.02 (Hz) ピッチングの角度：5.5 度 (係留時 mooring) ・波の到来周期とは離れているので影響が少ない 【注：算出方法不明】 ※ピッチング角度は嵐に起因する傾斜であり、浮体式においては原子炉停止せずに運転継続が可能な傾斜角となるか確認する	【成立性 7】 船体の固有振動数は地震と比較して十分に小さい ・地震：数 Hz~数十 Hz ・浮体：0.01～0.04Hz 程度 【課題 2】 傾斜角度については要考慮 (5.5 度)
(c)揺動時沸騰様式・CHF の評価				
神戸商船	【1984】 Critical Heat Flux of Forced Convection Boiling in an Oscillating Acceleration Field - I. General Trends Nuclear Engineering and Design 71 (1982) 15-26	この研究の目的は、垂直加振する加速度による CHF への振幅、平均流量そして入口サブクールの影響を明らかにする。 【垂直加振：0.1～0.25g、0.15Hz (6.6s)】 ・試験体：二重円管流路 (内径 22mm の非加熱管に外径 10mm,加熱長さ 1300mm の加熱棒を挿入) ・流体はフレオン 113 ・P:3bar,Mass flux 510 to980 kg/m2/s サブクール:1 to 60K	・船の揺れは　0.1 to 0.5Hz と明記されている。 ・垂直加振すると、液膜ドライアウトそして DNB の場合でも、CHF は非加振の場合に比較して減少する。静止時限界熱流束に対する動揺時限界熱流束の比は(1-a/ge)^(1/4)に比例する。a:加速度、ge:earth gravity ・CHF 発生点のクオリティが大きく、液膜ドライアウトにより CHF が発生する場合、垂直加振により入口流量が振動し、これが CHF 減少の要因と推定される。 ・CHF 発生点のクオリティが負あるいは小さく　DNB 現象で CHF が発生する場合は、入口流量が振動せず、CHF は減少する。	【課題 1】 垂直加振により　CHF は減少するため、浮体式でも検討が必要である 【成立性 8】 船の揺れは　0.1 to 0.5Hz と明記されている。
神戸商船	【1983】 Critical Heat Flux of Forced Convection Boiling in an Oscillating Acceleration Field-- II. Contribution of Flow Oscillation	この研究の目的は、Nuclear Engineering and Deign(Vol71),JEARI-M89-216)で実験より得られ垂直加振によりクオリティが大きな領域で　入口流量が変動し　CHF が減少した実験事実を解析により確認すること。	・　Transfer function derived with linearization technique で入口流量の振動が予測でき,垂直加振により CHF が減少することも予測することができた。	【課題 1】 入口流量振動により CHF が減少は、既存の研究結果があり、船の揺動（垂直加振）で入口流量が変動するかを解析で確認する必要がある。

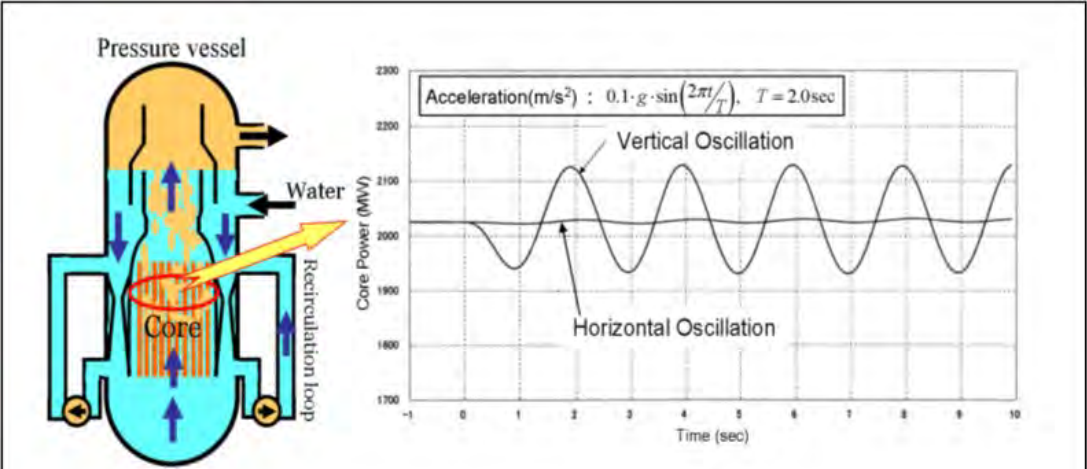
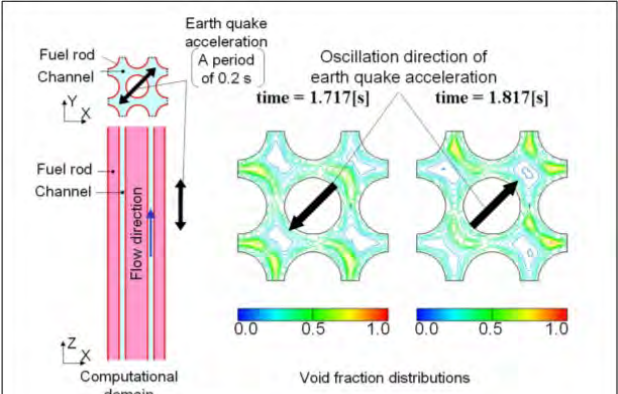
執筆者	公開論文名	論文の概要	主な知見	BWR 適用性への課題と知見 課題：BWR として更なる検討が必要な事項 成立性：BWR 成立性を示唆する情報
	Nuclear Engineering and Design 76 (1983) 13-21			
神戸商船	【1984】 Critical Heat Flux of Forced Convection Boiling in an Oscillating Acceleration Field - III. Reduction Mechanism of CHF in Subcooled Flow Boiling Nuclear Engineering and Design 79 (1984) 19-30	この研究の目的は、Nuclear Engineering and Deign(Vol71),JEARI-M89-216)で実験より得られ ” CHF 発生点のクオリティが負あるいは小さく DNB 現象で CHF が発生する場合、入口流量が振動し なくても CHF は減少する。” この要因を実験（可視 化）により明らかにする。 【垂直加振：0.3g、周期（6.）】 ・試験体：二重円管流路（内径 22mm の非加熱管に加 熱棒外径 10mm,加熱長さ 1300mm の加熱棒を挿入） 流体はフレオン 113 ・ P:3bar,Mass flux :980 kg/m2/s ,サブクール: 45K, 熱流束:247 kW/m2 ,出口クオリティ：-0.07 ・気泡の挙動は 高速度カメラで可視化	・この条件ではC H F が約 4%減少 ・この条件では 入口流量変動は測定されていない。 ・加速度が平均値よりも小さくなると気泡が大きくなること が観察された。 ・気泡が大きくなると 何故 CHF が減少するメカニズムにつ いては明確な説明はされていない。	【成立性 9】 DNB の CHF 発生は、大きな気泡と加熱棒の 間の液膜がドライアウトすることによると考 えられている。このメカニズムによると大き な気泡が、液膜が乾く前にC H F 発生する加 熱管出口から排出された場合は、C H F に至 らない。つまり、気泡が大きいほど C H F は減少する可能性がある。
JAEA/ 神戸商船大	【1988】 加速度変動時の限界熱流束に関す る実験（その 1）（加速度変動が サブクール沸騰領域の気泡の挙動 に及ぼす影響 第 2 報：静止時及 び動揺時の気泡挙動）JAERI-M 88-244	船体運動で限界熱流束が受ける影響を評価 【垂直加振：0.1～0.25g、0.15Hz（6.6s）】 ・フレオン 113 を使用したサブクール領域評価 ・16mm×16mm×120mm の矩形流路 ・0.3MPa、40-70℃	・揺動に伴い見かけ上の重力加速度が変化 ・動揺時の気泡挙動の観測＝気泡サイズ、離脱過程と加速度 の関係 ・低加速度の動揺時に気泡が大きくなることが確かめられた が、プロセスは未確認	【課題 1】 垂直加振により CHF は減少するため、浮 体式でも検討が必要である 【成立性 1 0】 加速度変動が気泡径に影響を及ぼすため、浮 体式でも検討が必要であるが、船体が受ける 加速度は 0.1 g 以下なので、影響は少ないと 考えらる。
JAEA/ 神戸商船大	【1989】 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	船体運動に伴う重力加速度の変化によって、限界熱流 束が受ける影響を定量的に評価 【垂直加振：0.1～0.25g、0.15～3Hz】 ・フレオン 113 を使用したサブクール領域に注目 ・10mm×1000mm の二重円形流路 ・0.5MPa、サブクール度 0～50K	・動揺時の気泡挙動の観測＝気泡サイズ、離脱過程と加速度 の関係 ・加速度振幅の増大と共に限界熱流束は一般に低下する ・静止時限界熱流束に対する動揺時限界熱流束の比は見かけ 重力加速度の最低値の 1/4 条に比例するという保守的相関式を 構築 ・加速度変動はヒーターからの気泡離脱に最も強く影響を及 ぼすと推論	【課題 1】 垂直加振により CHF は減少するため、浮 体式でも検討が必要である 【成立性 1 0】 加速度変動が気泡径に影響を及ぼすため、浮 体式でも検討が必要であるが、船体が受ける 加速度は 0.1 g 以下なので、影響は少ないと 考えらる
東京電力/日立 電共研	【1996】サブクールボイド挙動 に及ぼす水平加振の影響評価 日 本原子力学会 1996 春 C49	加振によるサブクールボイド挙動の影響を評価【水平 加振：210～520gal】・大気圧条件下【電共研報告書は 入手不可】	・加振時の測定値は、静止時のバラツキの範囲内・単一気泡 の時間変化（成長及び凝縮過程）に対して加振による顕著な 違いはない	【課題 1】浮体式でも縦揺れ（heaving）の 場合は不要なスクラムが発生する可能性があ るため揺動を考慮する必要がある【成立性 1

執筆者	公開論文名	論文の概要	主な知見	BWR 適用性への課題と知見 課題：BWR として更なる検討が必要な事項 成立性：BWR 成立性を示唆する情報
				1】揺動より船体を受ける加速度は数十 Gal 以下であるため揺動によるボイド率変化は小さいと考えられる
東京電力/東芝 電共研	【1996】 燃料集合体振動時の中性子束変化 に関する研究 日本原子力学会 1996 春 A44	加振による燃料集合体及び中性子束変化を評価 【水平加振：約 100gal:グラフから読み取り】 ・4 体の燃料模擬燃料集合体を加振 ・3 次元炉心動特性解析コードで中性子束挙動を解析 【電共研報告書は入手不可】	・地震波加振により集合体間隔が過渡的に 1～2 mm 程度変化 ・集合体間隔変化に伴って中性子束が 2 0 % 程度上昇 ・過去に観測された地震時の中性子束上昇事象の原因が本メ カニズムによることを確認	【成立性 1】 BWR・5 以降では水ギャップが均一である設 計となっているため、浮体式 BWR におい ても揺動スクラムの可能性は低いと考えられる
Purdue 大	【2017】 Experimental investigation of void fraction variation in subcooled boiling flow under horizontal forced vibrations	地震時のサブクール沸騰領域の挙動を示す実験 【水平加振：0.32～0.69g、0.75～20Hz】 ・円管流路 Φ38mm×2.67m 大気圧、DTSub = 5-20 C ・サブクール領域=ボイド率 10%程度（5%以下誤差 大）	揺動により温度境界層の厚みと流体温度が変化し、熱伝達係 数やボイド様相に影響を及ぼすことで以下の事象が発生する ・高サブクール度： 温度境界層が厚くなり、ボイド率と流体温度が減少（高サ ブクール水が壁面に近づくため） ・低サブクール度： 熱境界層が薄くなり、ボイド率と流体温度が増加（温度分 布が平坦になるため） ・飽和沸騰領域ではボイド率や流体温度への影響は見られな かった	【成立性 1 2】 揺動によりサブクール領域での温度境界層が 薄くなりボイド率が減少する可能性がある が、揺動より船体を受ける加速度は 100gal 以下であるため影響は小さいと考えられる
インド工科大 Indian Institute of Technology	【2015】 Subcritical and supercritical bifurcations for two-phase flow in a uniformly heated channel with different inclinations [International Journal of Heat and Mass Transfer 93 (2016) 235-249]	一様加熱を受ける配管の傾斜角が密度波振動による高 圧二相流安定判別・臨界移行に与える理論検討 ・一般的な不安定発生要因：Ledinegg、, 圧力損失振 動、密度波振動 ・Karve+'98 と同様の解析手法を用いて、定常解と動 的特性計算を行った。 ・サブクール領域は解いていない。 ・定常解の安定性境界は、先行研究である Saha の実 験結果と良く一致し、他の理論の先行研究とも定性的 に再現している。 ・線形解析だけでは系が真に安定か否かは判断出来な いので、非線形解析によって超臨界か亜臨界なのか準 解析的に求めた。 ・解析条件：72 気圧、チャンネル長 3.8m、流速 1m/s、管直径 1.4x10^-2、摩擦抵抗損失 1.0	・二相流の安定判別をサブクール数と相変化数(phase change number)平面上に、各傾斜角毎（0, 30, 45, 60,90）に示した ・傾き 45° のときに超臨界領域と亜臨界領域が複数現れる。 ・垂直には Hopf 点は存在しなかった。 ・圧力損失の重力寄与部分によって、傾斜が水平と垂直の場 合で安定性の違いを大きく生んでいる。 ・入口が低サブクール条件下では角度変化が安定性へ与える 影響がほとんど無いが、垂直以外は安定性近傍でリミットサイ クルは存在しないので注意が必要。 ・傾斜が垂直の場合の安定性境界の結果が、他の論文と一致 しないことが懸念事項である。二相流部分のエネルギー保存 に対応する式(12)が他の論文と式が違う、摩擦抵抗係数が違 うことが原因と推察される様(Yan+'18)だが、この点も注意が必 要。 ・一般的にサブクール領域を考慮するとより安定化する。	【成立性 1 3】 BWR 炉心入口は低サブクール数（約 0.5-2 程度）かつ相変化数も（約 5-8）であり、垂 直流路であり想定される浮体傾斜角度が小さ いため、安定領域から逸脱することは無く、 浮体式 BWR には影響が少ないと考えられる （※注） 他の論文と比較すると解析結果の傾向が大き く異なる。解析条件が変わった場合に傾斜角 の影響が大きくなるか否かは、さらなる調査 が必要。また本解析手法が実験を再現する かも注意を払う必要がある。
Liu+'18Xian, JiaotongUniv	【2018】 Study on safety boundary of flow instability and	・理論解析により、傾きや heaving などの海洋条件下 における密度波振動や CHF の影響を調査した論文で	【inclination, pitching, heaving, rolling に関する理論解析】・ 傾きおよび rolling に関する validation は、実験と比較すると	【成立性 1 3】 通常運転時の傾きや揺動より も厳しい条件でも、流体安定性についてはほ

執筆者	公開論文名	論文の概要	主な知見	BWR 適用性への課題と知見 課題：BWR として更なる検討が必要な事項 成立性：BWR 成立性を示唆する情報
ersity	CHF for parallel channels in motionNuclear Engineer and Design, 2018, 335, 219-230	ある。・流体の解析条件は、圧力 8-12MPa, 流量 1000-2500kg/s/m^2, サブクール度 20-170° の 2 チャンネルである。・気液の速度差を加味した drift-model を採用し、サブクール領域は解いていない。・想定している海洋からの影響は、inclination 20° , heaving 加速度 0.2g, 周期 10s, pitching 角度 20° , 周期 10s, rolling 角度 20° , 周期 10s ・ CHF は dry-out 機構を考慮した評価式を採用している。・ subcool number と phase change number の 2 次元平面上における流体安定性境界および流量毎の CHF 曲線の変更度合いについて、調査している。	誤差 15%未満には収まっている。(Fig. 5) ・密度波振動の不安定性に関しては、海洋運動の影響は全て 1%未満だった。(Fig. 10-17) ・一方 CHF に関して、inclination は 2 つのチャンネルの流量になる様に傾けた場合(transverse)と rolling については、それぞれ 4%と 3%減少するため、流体不安定よりもこちらの方が深刻という結論だった。(Fig. 14, 17) ・定量的に値を信用していいか判断は難しいが、定性的な傾向として傾きと rolling が共に CHF の方に影響がありそうなことは重要な知見。・加速度 0.2g や角度 20° にたいして、流体不安定性が 1%程度の影響しかないのは、高圧のためかチャンネル数が 2 つあるためか、他に原因があるのか更なる調査は必要。・一般的にサブクール領域を考慮するとより安定化する。	とんど問題がなさそうであり、CHF 自体も影響は少ないことが期待される。【成立性 1 4】さらに低 subcool number の場合は、ほとんど安定に運転できることが期待される。
中山大 Sun Yat-sen University	【2017】 Investigation of the density wave oscillation in ocean motions with reduced order models [Annals of Nuclear Energy 111 (2018) 262-270]	揺動を受ける船体の密度波振動に起因する二相流安定性を周波数領域・次数低減モデルを用いた解析で検討 ・一様加熱を受ける燃料の入口流量変動により密度波振動が発生し、浮体式 SMR などにおいて非線形の二相流不安定性を引き起こす ・サブクール領域は解いていない。 ・定常解を理論的に求め、phase change number(Zuber number)と subcool number による stability map 内の密度波振動に対する安定性境界が、揺動に対してどの様に变化するかを調査した論文になっている。 ・想定している海上の揺動はかなり激しい。heaving は加速度 1 g、周期 3-14s。rolling も角度 60° 、周期 3-14s。 ・熱流体の物理量に関する情報は記載なし。	・大きな rolling(60°)かつ比較的短い周期(3s)が発生した場合不安定性が大きくなる ・rolling や heaving の入力値は、MIT の値とは 1 オーダー大きい値になっている。 ・heaving や pitching への影響は少なく、rolling も pitching 同様 20° であれば、影響は小さい。 ・加速度 1g の heaving の影響は圧力損失を 20%変化させた場合と同等である。 ・一般的にサブクール領域を考慮するとより安定化する。	【成立性 1 5】 現在着目している heaving や pitting は変化角度も小さく流動不安定性の影響は少ない 【課題 1】 解析条件が変わった場合に heaving と rolling の影響が大きくなるか否かは、さらなる調査が必要。また本解析手法が実験を再現可能かも注意を払う必要がある。
上海海洋大・ 上海交通大 Shanghai Maritime University,Sh anghai Jiaotong University	【2020】 Flow boiling heat transfer under marine motions: A comprehensivereview[Annals of Nuclear EnergyVolume 143, August 2020, 107455]	船体運動下における伝熱（レビュー論文）・過去に行われてきた船体運動に伴う熱伝達、CHF、圧力損失、不安定性、ボイド離脱挙動、流動様式に関する包括的なレビュー（山本移動：知見欄⇒概要欄）■各種論文レビューの結論・熱伝達率：船体の揺動に伴い変動、文献ごとに結論が異なる・限界熱流束：船体の揺動に伴い変動、メカニズムの説明が不明確・圧力損失：船体の揺動に伴い変動、文献ごとに結論が異なる・不安定性：熱水力/船体揺動に起因する連成機構が不明確、統	・Heaving は、実験(神戸商船大)と数値計算(Hwang+’ 13)の結論は近く、比較的再現出来ている。・Rolling は、理論は準解析的手法と熱流動計算の間に結果の相違が多少あるが、共に影響が少ないと予想している。ただし、チャンネル数が違う影響も調べないといけない。・実験側も実験条件が揃っていないためか、CHF が増加・減少の相反する報告していい 2 つのレポートがある。・rolling は流量が上がると圧力損失への影響が大きい傾向にある。・vapor quality の値によって摩擦損失の増減は変わる。・傾斜実験は単一チャンネルのみの報告だ	【成立性 1 6】船体揺動方向が複合した場合の熱水力特性については評価が必要だか、加速度・周波数等が小さいため線形に重ね合わせられると仮定すれば、浮体式への影響は小さいと考える

執筆者	公開論文名	論文の概要	主な知見	BWR 適用性への課題と知見 課題：BWR として更なる検討が必要な事項 成立性：BWR 成立性を示唆する情報
		一した結論なし・ボイド及び流動様式：離脱力学モデルと観察実験の結果が異なる■今後の課題・アクション・現象とメカニズムの明確化・各種予測関連式の確立・船体揺動方向が複合した場合の検討・作動流体が水以外の検討（冷媒、炭化水素（石油）、LNG など）	が、垂直方向の方が水平よりも圧力損失は大きい。・流体不安定性の調査は rolling に関する理論解析が多く、解析手法によって不安定化の度合いが異なる。・実験もチャンネル数や圧力の違いのためか、rolling の影響の度合いが異なる。・気泡のサイズは heaving では大きく、rolling では小さくなる傾向にあり、傾斜はサイズに影響しないことがそれぞれの実験で確認されている。ただし比較が足りないので参考程度にすべき。・流体パターンへの影響は実験では流量の小さいときによく見られる。・slug や churn では浮力と慣性力の相互作用による影響が大きくなる実験報告もある。	
フランス	【1997】 SULTAN test faciity for large-scale vessel coolability in natural convection at low pressure Nuclear Engineering and Design, 169, 1997, 185-195	・フランスの実験設備 SULTAN のベンチマークテストとして、矩形流路、長さ 4m, 異なる流路幅と傾斜角(90°、10°)の CHF そして圧力損失の結果を報告した。 ・SULTAN は強制循環と自然循環の2つの実験が可能である。 ・今回は、強制循環下で、圧力 0.1-1 Mpa, 入口温度 50-180℃, 流量 5-5,000kg/s/m^2, 熱流束 0.1-1MW/m^2 の範囲で実験条件を設定する。	傾斜角 10° の場合のみ記載する。 ・低い流量 (5-50kg/s/m^2) のときには、CHF はほとんど一定値に漸近している。 ・流量の増加に伴い CHF が上昇することは垂直(90°)の場合と定性的には同じだが、サブクール度が低い場合はより依存性が大きくなる。(Fig. 9 と Fig.13 参照) ・圧力損失の特徴から、自然循環にすると熱流束の低い場合以外は CHF を避けられなくなることが予想される。しかし出口部分にパイプを追加すると、流量が大きく増大する可能性があり、精緻な CHF の実験結果を得るために検証が必要である。 ・低熱流束かつ低流量の場合、この実験ではスラグ流が観測され、dryout する前に液膜を供給する猶予がある。しかし熱流束を上げていくと、dryout の方が液膜による濡れ効果より早く起きる。 他の論文*1.2 には、SUSLTAN 試験結果を用いて、CHF と傾斜角を関連づけた式を作成している。 *1 NUTHOS-5 "CHF prediction for sloping surface" *2 S. Rougé, I. Dor, G. Geffraye "Reactor Vessel External Cooling for Corium Retention SULTAN Experimental Program and Modelling with CATHARE Code" Workshop on in-vessel core debris retention and coolability Garching, Germany, 3rd - 6th March, 1998	【課題 2】 管状流路の姿勢が水平に近い状況で、高流量の際に dry-out が起こりやすいかどうか、他の実験条件で確認する必要がある。 試験圧力が 1MPa であり、BWR 定格運転 (P=7MPa)への外挿は難しい。ただし、参考にはなると思われる。 BWR の場合は冷却材炉心入口流速が高いため (約 2m/s)、傾斜角の変化が CHF の変化に及ぼす影響は少ないと推定される。
東芝 ESS,関西電力	【2020】 Development of critical heat flux correlation for in-vessel retentionJournal of	・PWR の炉心溶融後も in-vessel retention が機能するか、圧力や流量などの条件を変えて、実験によって CHF を計測した。 ・AP1000 を参考に炉心溶融中の冷	・本論文の CHF のシナリオは dry-out ではなく DNB を採用しているため、局所的な状況を仮想して実験を行っている。 ・管状流路の傾斜角と CHF の関係について調査した論文であ	【課題 2】・管状流路の姿勢が水平に近い状況では、CHF の減少率を抑えるために流量をどの程度調整すればいいか、他の設定条件



執筆者	公開論文名	論文の概要	主な知見	BWR 適用性への課題と知見 課題：BWR として更なる検討が必要な事項 成立性：BWR 成立性を示唆する情報
	Nuclear Science & Technology, 2020, 57, 951-962	却は、圧力容器面の外側を水を循環させて冷却することを想定している。・圧力容器底部の形状はほぼ半球面のため、局所的には傾いた管状の流路を水が流れるとみなして、実験を行っている。・実験条件は、圧力 0.15-0.6MPa, 傾斜角 15-90°、流量 360-5500kg/s/m^2、ヒーターブロックは銅を用いた・先行研究 ULPU の結果を再現しながら、IVR にも適用可能な経験的 CHF の定式化を行い、実験との誤差は 10% 未満かつ R 地も 0.978 のものを得られた。その式の適用範囲は P: 0.1-0.6 (MPa); m: 430-1900 (kg/m2s); x: -2.6 × 10-2 to 3.1 × 10-3; θ: 50-90 (°)	り、圧力一定下では傾きを 90° から 50° に変化させると CHF は、約 30-40%減少する。(Fig. 10、11)・傾斜角と流量についても同様の傾向は見られる。・何故傾斜角が水平になっていくと CHF が下がるのかについて、具体的な記述はないので参考文献を追う必要がある。・垂直から 20° 傾いたときに CHF は 15%程度下がり他の文献と比較すると大きい。しかし傾斜角と CHF がほぼ線形の関係であるため、傾斜 5° 程 +D23 度ならば減少率は 3-4%となり、重大事故時でなければ大きな問題にはならないと予想。・また、ヒーターに相当する溶融金属が銅ではないため一概に比較できないが、AP1000 に関する先行研究の解析では、50° の熱流束は 600kW/m^2 未満であり、今回計測した CHF と比較するとまだ余裕がある。(Fig. 2, 3)	で確認する必要がある。また SA の場合には、設計段階の検討で CHF に達する前に冷却可能にすることが必要。・試験圧力が BW R 定格圧力 7MPa よりかなり小さく、DNB 対象なので、参考にはなるが BWR 燃料が傾いた場合の CHF を定量的に評価するのは無理があると考える。【成立性 1 4】通常運転時の傾きは垂直から 10° よりも小さいことが予想されるため、CHF の減少率もその分抑えられると予想され、BWR の成立性を損なわない。
(d)BWR 適用可能性レビューと今後の課題纏め				
東大	【2012】 原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション（東京大学大学院工学系研究科 吉村 忍） 日本原子力学会計算科学技術部会 ニュースレター 第 18 号	核熱連成解析コード（TRAC/SKETCH）と二相流解析コード（ACE-3D）による燃料集合体内沸騰流解析手法の紹介および解析例	・”地震によってプラントは揺すられ続けるという状況が起こる。特に沸騰水型原子炉（BWR）の場合、冷却水の流動変動やそれに伴う炉心ボイド率の変動などが生じ、炉心付近の流動状況が通常時と比べ大きく変化することが考えられるため、炉心の安定性が損なわれるかどうかの見極めが重要である。”との記述あり。 サブチャンネル内のボイド率分布の変化を図示 ・正弦波状の加速度応答入力に対する炉心出力応答解析結果より、”水平加振ではほとんど炉心出力は変化しない。垂直加振では、5 %程度の炉心出力変化	【課題 1】 垂直加振により 炉出力が増加・CHF は減少するため、浮体式でも検討が必要である 【課題 3】 既存の研究は主に大気圧・横揺れ・高周波帯域・高加速度で行われている。近年の解析技術の高度化を踏まえると、今後は実機浮体式条件で水平・垂直加振の CFD・核熱連成解析が必要である
		図 5. 正弦波状の加速度応答入力に対する炉心出力応		
		図 7. 地震加速度に揺れる燃料集合体内の気液二相流のボイド分布		

浮体式原子力揺動時の BWR 安定運転検討報告書 概要

(振動場における流体解析チーム)
エネルギー総合工学研究所
早稲田大学
日立GEニュークリア・エナジー
東京電力ホールディングス

原子力発電の新たな可能性を模索する一つの方向性として、海洋に配置する浮体の中に原子力発電のための装置・機器を収めて、その浮体で発電し、海底ケーブルを通して陸上に配電する浮体式原子炉（以降、浮体式プラント）がある。その浮体式プラントによる発電可能性を検討するには、既に確立したものである陸上に建設する原子力発電所（陸上プラント）との条件の相違に注目し、その条件の相違により発生する事象を網羅的に検討して、浮体式プラントが安全で有用であることを示すことが必要になる。

浮体式プラントは、海洋の波による揺動の影響を受けるため、その揺動の影響を詳しく検討しなければならない。そこで、浮体式プラントに BWR を適用する場合に、海洋での運転時に揺動が炉心性能に影響を与えるプロセスに関して検討するための文献調査を行った。

揺動の浮体式プラントへの影響を以下の 4 つの項目に分けて検討した。「揺動場サブクール沸騰の課題点整理」に関しては、既設の陸上プラントにおいて地震時に、地震加速度高以外の理由でスクラムした原因を推測したものを中心に 4 本の論文を、「浮体揺動様相の把握」に関しては、他国の計画中の浮体式原子炉や日本の原子力船“むつ”での揺動をまとめた論文を 3 本、「揺動時沸騰様式・CHF の評価」としては、様々な条件における水平あるいは垂直加振条件下におけるボイドの振舞いに関してまとめたものを中心に 14 本の論文を、「BWR 適用可能性のレビューと今後の課題纏め」としては、熱核連成計算について示したレターを 1 本、それぞれ文献調査して、その内容をまとめた。

その結果、

論文が限られている事、流動様式・浮体特性あるいは外部ハザード条件の算定方法が不明確などの懸念はあるが、浮体固有周期・揺動周波数／加速度が地震より小さく、最新プラントでは横揺れに対する地震対策が施されていることから、定性的には揺動が浮体式 BWR 炉心及び安定運転に及ぼす影響は小さいと考えられる。

ただし、特に縦揺れの場合は入口流量の変動による CHF 低下が実験的に確認されており、更なる検討が必要である。

以上のように、更なる検討事項はあるものの、全体として浮体式プラントには BWR の採用も考えられうると結論する。

浮体式原子力揺動時のBWR 安定運転検討報告書

(振動場における流体解析チーム)

エネルギー総合工学研究所

早稲田大学

日立GEニュークリア・エナジー

東京電力ホールディングス

1. 背景

原子力発電の新たな可能性を模索する一つの方向性として、海洋に配置する浮体の中に原子力発電のための装置・機器を収めて、その浮体で発電し、海底ケーブルを通して陸上に配電する浮体式原子炉（以降、浮体式プラント）がある。その浮体式プラントによる発電可能性を検討するには、既に確立したものである陸上に建設する原子力発電所（陸上プラント）との条件の相違に注目し、その条件の相違により発生する事象を網羅的に検討して、浮体式プラントが十分安全であり、十分有用であることを示すことが必要になる。

浮体式プラントと陸上プラントとの大きな相違の一つに、揺動がある。浮体式プラントでは、周囲の波の影響を受け、浮体全体が常に揺動する。一方、陸上に建設して岩盤に固定をすることを前提として設計された陸上プラントは、海洋で受ける揺動を想定しておらず、浮体式プラントの可能性検討のためには、その揺動による発電所としての安定運転への影響を考慮しなくてはならない。また、浮体式プラントでは津波や嵐・地震などのために大きな揺れに遭遇する可能性がある。陸上プラントの場合にも地震の影響は考えられているが、比較的早く揺動する地震に対する陸上プラントの場合とは異なり、岩盤への固定が無く、プラントと岩盤との間に海水が入りクッションのように振舞うと考えられる浮体式プラントの場合には、揺れの振動数が小さくなる代わりに、揺れが重なって振幅が大きくなる可能性がある。浮体式プラントの商業運転の可能性検討のためには、その揺動の影響を詳しく検討しなければならない。

浮体式プラントの可能性を検討しているこの COCN「浮体式原子力発電研究会」の第 3 回会合において、特に沸騰水型原子炉（BWR）の場合、揺動の影響によって原子炉停止に至るプロセスがある可能性が、早稲田大学 師岡によって指摘された。浮体式プラントが商業的に用いられる場合、定期検査時や事故、あるいは甚大な被害が予想される天災に巻き込まれる場合を除いて、基本的には炉停止することなく運転を継続できる必要がある。そこで、浮体式プラントに BWR を適用する場合に、海洋での運転時に揺動が炉心に影響を与えるプロセスに関して詳細に検討する「振動場における流体解析チーム」を立ち上げた。そのチームの検討活動に関して、以下に報告する。なお、本チームの活動としては、主に文献調査を行った。そこで扱った文献調査結果の詳細は、添付の資料 1 に示す。この報告書では、その中で特に代表的なものに関してのみ、結果をまとめて示す。

2. 揺動場サブクール沸騰の課題点整理

海上で受ける揺動の原子炉への影響に関しては、過去にも原子力船に搭載する加圧水型原子炉（PWR）に関して検討が行われている。一方、BWR に関しては、いまだ原子力船に搭載する型として採用されて

おらず、先行例は報告者の調査した範囲では無い。揺動による原子炉の影響に関しては、原子力船に搭載した PWR に関しての検討例と、陸上プラントの地震に関しての検討例を参考にして、検討していく。

その揺動（水平揺動）が原子炉に影響を及ぼすプロセスとして、成合ら[1]は、地震による BWR 炉心のサブクール沸騰領域でのボイドの過渡的消滅を挙げている。すなわち、地震での水平揺動時にサブクール沸騰領域において燃料棒から離脱したボイドあるいは燃料棒近傍のボイドが、水平揺動によりサブクール水と接触することにより凝縮し消滅することを検討している。ボイドが消滅すると、中性子の減速効果が高まり、反応度つまり出力が上昇し炉心反応度高により原子炉緊急停止（スクラム）の原因となり得る。このようなプロセスは浮体式プラントでの揺動でも発生する可能性がある。このプロセスが 師岡が COCN 浮体式原発研究会 第 2 回会合で指摘したものであり、これに関する検討が、この「振動場における流体解析チーム」の主たる目的の一つとなる。

また、地震により、地震加速度高以外の理由で陸上プラントを止めた（スクラムが発生した）事例としては、1987 年の福島第一原子力発電所 1/3/5 号機のスクラム、および、1993 年の女川原子力発電所 1 号機のスクラムがある。それぞれの事例においてスクラムに至った原因は、1987 年の福島第一の例では、地震による揺動のために冷却水の流量が影響を受け、正の反応度が加わったと推測されている[2]。また、1993 年の女川 1 号機の例では、地震の水平揺動によってバイパス領域の燃料集合体の間隔が変化(拡大)したことにより、水による中性子の減速効果が高まり、一時的に中性子束が上昇したことが原因だと考えられている[3]。

また、東京電力の検討として、福島第一発電所 1/3/5 号機のスクラムの件で、(1) 燃料集合体の間隔変化、(2) サブクールボイドの消滅、(3) LPRM と燃料集合体の間隔変化、(4) 圧力波の共鳴、(5) ボイドの移動 の 5 項目に関して検討を行い、その結果、水平揺動により(1) の燃料集合体上部のバイパス領域の間隔が変化することにより中性子束が変化し原子炉自動停止に至ることが確認されたという事が、原子力施設情報公開ライブラリー (NUCIA) に資料として公開されている[4]。また、(2)―(5) は原子炉自動停止に至った可能性は無いとしている。一方、同様の検討を東北電力が女川発電所 1 号機のスクラムに関して行っており[5]、東北電力は上記の (1)―(5) のいくつかが複合的に組み合わさって中性子束が上昇したと推定している。他に、東京電力と東芝の共同研究によって、燃料集合体の振動試験とそれによる中性子束上昇の解析評価が行われている。発電所で観測された地震波に基づく地震波加振試験を行い、その結果、燃料集合体の間隔が過渡的に 1―2 mm 程度変化したことが捉えられた。その変位を 3 次元炉心動特性解析コードに入力して解析したところ、中性子束が 20% 上昇するという評価結果が得られている[6]。一方、BWR 5 以降の原子炉では、この事象への対応策として、制御棒側と非制御棒側の水ギャップが同じになるように設計されている。また、文献[4]によれば、チャンネルファスナーを改良して、そのばね押し付け力を増加させた事により、地震時の燃料集合体の間隙変化を抑制するようになっている。よって、浮体式に BWR が採用された場合にもその設計が用いられることになると考えられる。そのような対策をとることにより水平揺動による燃料集合体のバイパス領域の間隔が過渡的に変化することによる中性子束上昇によるスクラムは発生しないと考えられる。

3. 浮体揺動様相の把握

浮体式プラントでの揺動が原子炉に及ぼす影響を検討するためには、まずは浮体式プラントにどの程度の揺動が発生する可能性があるかを検討する必要がある。

アメリカで検討中の 300 MW 級浮体式原子力発電プラント、OFNP-300 に関して、海洋条件による浮体の安全解析をした論文を Massachusetts 工科大学 (MIT) の Zhang らが記している[7]。円筒型の浮体で、本体部は直径 約 45 m、排水量 約 12 万トンという OFNP-300 の場合で、北海を想定した場合の、1 年、10 年、100 年、10000 年の単位で考えられる最大の波の高さ・周期・速度等、あるいはそれによる浮体の揺動（水平のうねり・上下への揺れ・縦揺れの角度と上下・水平方向の加速度）に関して検討した結果が記載されている。ここでの OFNP の揺動の評価に関して、Zhang らは Sevan Marine 社に評価を依頼し、その Sevan Marine が北海の嵐に関して持つ膨大なデータから計算コードを用いて評価したものである。10000 年に一度の嵐でも、水平・上下動が 10 m 程度、揺動の角度は 10 度以内、加速度は 1 m/s^2 以下という結果になっている。

表 OFNP-300 で想定した嵐の発生頻度（再現期間）と揺れの振幅と加速度の最大値[7][参考 1]

再現期間	1 年	10 年	100 年	10000 年
水平動 (m)	3.92	5.22	6.55	9.25
上下動 (m)	1.02	1.91	3.78	10.14
揺れの角度 (deg)	2.64	3.21	3.82	8.40
上下動加速度 (m/s^2)	0.23	0.27	0.36	0.75
水平動加速度 (m/s^2)	0.59	0.66	0.73	0.86

この結果から、Zhang は、再現期間 100 年の嵐の条件を考慮して設計基準事象を考えるとともに、それを超えて最大角 20° での揺れを加振、あるいは、 30° 静的に傾けての検討を行い、OFNP-300 ではその場合でも問題無いという結論を導き出している。このチームで炉停止しない程度の揺動として考慮する条件に関しても、この文献[7]の再現期間 100 年程度のものを考えることとする。その一方、ここで考慮している嵐のレベルであれば、一万年に一度の再現期間の嵐でも数十 gal 程度の揺れであり、地震で考慮している数百 gal の揺れと比較して、瞬時の揺れとしては原子炉の安全性には影響を与えないレベルであることが明らかとなった。

また、浮体式プラントと同じく海洋に浮かぶ原子炉を持った構造物としては、原子力船がある。日本で建造した原子力船は「むつ」が唯一のものであるが、むつに関して、船体揺動による原子炉出力への影響を検討した、日本原子力研究所（当時）の論文がある[8]。なお、むつは PWR 型の炉心を用いている。その原子力船での海洋における船体揺動によって、原子炉出力にどのような影響があるかを確認するべく、時系列的な炉雑音の解析を行っている。むつの出力上昇試験における原子力航海中に収録した計装データを対象として、時系列（炉雑音）解析として多変量解析を行ってその評価を行ったものである。その結果、航行中のむつの船体揺動振動数は $5 \times 10^{-2} - 2.8 \times 10^{-1} \text{ Hz}$ の範囲であるとした。むつの原子炉が減速材

反応度フィードバック効果によって原子炉内外の中性子束を変化させる周期は約 1×10^{-2} Hz より低周波数域であるとし、船体揺動は原子炉の物理的な因果関係に影響を与えないとしている。この論文で考えている影響に関しては、浮体の固有振動数に関係するものであり、浮体の設計が終了してから検討されるべきものだと考えられる。また、この論文では、船体の揺動が計測器の出力に影響を与えるという報告もある。船体揺動の機械的な作用により、検出器出力に影響が表れ、物理現象に全く起因しない事象が混入するという事であり、浮体式プラントの場合にも注意が必要である。

4. 揺動時沸騰様式・CHF の評価

2 章での成合らの研究において、水平揺動によりボイドが消滅し反応度の上昇が指摘されている。このように燃料棒近傍で発生したボイドの発生条件・燃料棒からの離脱そしてサブクール水によるボイドの凝縮は反応度に影響し、ひいては原子炉の安定運転に影響するため、揺動によるボイド発生状況の変化、沸騰様式の変化、特に限界熱流束（CHF: Critical Heat Flux）の変化は、詳細に検討しておく必要がある。以降に、その沸騰様式の変化に関してまとめる。それぞれの文献による揺動様式のまとめを表に示す。なお、前述のとおり、この報告書で扱ったものは代表的な文献のみである。詳細には添付資料を参照したい。

表 各種論文における振動（揺動）様式の比較

執筆者	実験体系	加振方向	加速度、周波数
成合 他	二重円筒、中央にヒーター	水平加振	2.5－12.5 Hz
Chen 他	二重円筒、中央にヒーター	水平加振	0.32－0.69 <i>g</i> , 0.75－20 Hz
日立／東京電力 （電力共研）	不明、燃料集合体のみの可能性あり	水平加振	210－520 gal
JAEA／ 神戸商船大学	矩形流路、うち一面がヒーター	垂直加振	0.1－0.25 <i>g</i>
神戸商船大学	二重円筒、中央にヒーター	垂直加振	（不明）
フランス （SULTAN）	矩形流路	傾斜のみ、 垂直（90°）	N/A

関連する過去の沸騰様式・限界熱流束（CHF）に関する研究としては、先述の成合ら[1]の論文にも記載がある。この成合らの実験では、ポリカーボネイトとステンレス管の二重円筒で、ステンレス管に通電して直接加熱し、ステンレス管から 1 mm 離れたところに設置した触針式ボイド計でボイド率を測定するとともに、ビデオカメラによる観測を行っている。それを偏心カム機構によって上部を水平加振する構造となっている。加振の振幅は 4, 6 mm、振動数は 0－12.5 Hz となっている。加振方向と、加振と垂直方向の主に 2 方向に分けて分析し、加振の後ろ側に当たる方向ではボイド率上昇、全面方向ではボイド率がほぼゼロ、加振と垂直方向ではほぼ一定の値となると結論している。また、成合らは揺動振動数が 10 Hz を超えるとボイド率が著しく減少すると結論している。これを浮体式プラントの条件に合わせて検討

してみると、浮体式プラントの場合、揺動が 10 Hz を超える事は考えにくく、かつ加速度も 100 gal 以下と小さいため、それらを考慮すれば成合らが指摘するプロセスでのボイドの消滅・反応度上昇の可能性は低いと考えられる。

また、地震時によるサブクール沸騰領域の挙動に関して、Purdue 大 Chen らの論文がある[9]。Chen らは、パイレックスガラスの円管流路の中央に電気ヒーターが入ったテスト部を用いて、下から上に流体を流しサブクール沸騰領域を作り出すとともに、そのテスト部の下部を軸で固定、上部から水平に加振して、その時のサブクール沸騰の挙動を電気式ボイド率計で観測している。その加振の加速度は $0.32\text{--}0.69\text{ g}$ 、振動数は $0.75\text{--}20\text{ Hz}$ である。結論としては、加振によりヒーター付近を含めた全域での温度分布が平準化されるため、サブクール度の大きい条件では、相対的にヒーター付近の温度が低下、温度境界層が薄くなる傾向が見られ、ボイド率が小さくなる傾向があり、サブクール度の小さい条件では、相対的にヒーター付近の温度が上昇し、温度境界層が厚くなり、ボイド率も大きくなる傾向があったとした。一方、その変化に関しては不明な点も多く、さらなる研究が必要だとしている。浮体式プラントにおいても、同様の影響は考えられるものの、通常時の船体の揺動による加速度は 100 gal 以下となる可能性が高く、この Chen らの論文で示されている温度境界層の変化は、浮体式プラントにおいては影響が小さい可能性が高いとみられる。

東京電力と日立の電力共研として[10]、加振場におけるサブクール沸騰のボイド挙動を計測した例もある。日本原子力学会の予稿として公開されているのみで詳細不明だが、水平加振で $210\text{--}520\text{ gal}$ で加振し、その時のボイドの挙動を高速カメラによって計測し、気泡の成長曲線を出している。その結果は、加振による気泡の成長の変化は、加振しない静止時のばらつきの範囲内に収まるとしている。この論文に関しては、揺動による気泡の成長への影響は小さいということで、浮体式プラントへの BWR 適用成立性を支持する結果となっている。

また、原子力船「むつ」に関して、船体揺動の加速度による CHF への影響を検討した、日本原子力研究所(当時)と神戸商船大学の共同研究に関する報告書がある[11][12]。作業流体にはフロン 113 を用い、矩形流路の一面にヒーターを取り付け、電気式ボイド率計とヒーター面と垂直な対向する 2 面のガラス窓からの写真撮影で沸騰の様子を観測している。この実験では、そのテスト部全体を吊るして垂直加振している。その時の最大加速度は $0.1\text{--}0.25\text{ g}$ であった。結論として、加速度の増大とともに CHF は一般に低下し、また、加速度変動はヒーターからの気泡の離脱にも強く影響を及ぼすとしている。浮体式プラントの条件で考える場合、この研究で用いられた条件の最大加速度 0.1 g は、3 章で挙げた OFNP-300 の浮体で考えられる最大揺動 100 gal に匹敵しており、条件として重なる部分がある点には注意しなければならない。

また、同じく神戸商船大学の論文として、垂直加振による CHF への影響を、加振の加速度、振幅等に関して明らかにしている[13]。この実験では二重円筒流路の中央にヒーターを置き、フロン 113 でサブクール沸騰状態を作り出している。なお、この論文で船の固有振動数は $0.1\text{--}0.5\text{ Hz}$ とされている。この場合も振動によって CHF は減少した。浮体式プラントの場合にも当てはまる可能性のある条件なので、注意が必要となる。

同じ著者の別の論文では[14]、先述の論文で明らかにした垂直加振での CHF 減少のデータのうちクオ

リティの大きい領域での結果を用いて、その CHF 減少の度合いを予測することに成功している。その結果では、垂直加振による入口流量の変動が見られている。

さらに別の論文では[15]、同じデータのうち、クオリティの小さい、あるいは負の領域の結果から、CHF が核沸騰限界 (DNB) で発生する場合には入口流量の変動を伴わなくても CHF が減少することを、気泡の挙動を可視化することにより明らかにしている。

それぞれ、垂直加振では振動による CHF の減少が見られており、注意が必要である。クオリティの大きな条件では、CHF の減少とともに入口流量の変動も見られており、入口流量の計測をすることで CHF 減少の把握の手助けとなる可能性がある。

また、密度波振動に関しての二相流安定性を次数低減モデルを用いて解析した研究がある[16]。ここでは、一様に加熱されるヒーターのテスト部入口で流量が変動する事による密度波振動が、非線形の二相流不安定性を引き起こすとしている。中国で SMR を浮体式プラントに適用する場合に、そのような影響があるものとして主に理論的に検討したものである。その結果、海面での揺動に関しては、大きな rolling (横揺れ) でなければ流動安定性への影響は少なく、また、heaving (上下揺れ) が若干テスト部での圧力損失挙動に影響する可能性が有るという事だった。本チームでの検討の条件に当てはめた場合、上限としている pitching、heaving がこの論文で検討しているものよりも小さく、影響は小さいと考えられる。

また、加熱体が傾斜した場合の CHF の変化を計測した例として、フランスの SULTAN 試験装置を利用した例がある[17]。この論文は、圧力容器 (RPV: Reactor Pressure Vessel) の外壁を冷却材で冷却することにより溶融炉心を RPV 内に閉じ込める IVR (In-Vessel Retention) を対象として検討されたものである。本論文では強制対流で、圧力 0.1–1 MPa, 流量 5–5,000 kg/m² s, 熱流束 0.1–1 MW などの条件で実験を行っている。異なる流路幅と、垂直を 90°とした時に 10°まで傾斜させて、CHF の変化を計測している。また他の論文[18][19]で、その試験結果を用いて CHF と傾斜角を関連付けた式を作成している。その結果、傾斜角 10°とかなり水平に近い状況では、CHF の上昇の割合が大きくなり、サブクール度が低い場合はさらに依存性が大きくなる結果となった。浮体式の成立条件として考えると、水平付近まで傾斜する事は考えづらいが、当該の実験結果を用いて作成した式[18]で傾斜角の小さい条件での予測をする限り、CHF の変化は小さく、傾斜による浮体式プラントへの影響も少ないと見られる。ただし、試験圧力は BWR 圧力 7 MPa より低いので、その点に注意が必要である。

5. BWR 適用可能性レビューと今後の課題纏め

浮体式プラント、特に BWR の海洋での運転時において、波や嵐による船体の揺動への影響、ならびにその揺動による、主にサブクール沸騰領域においてボイドが消滅することへの影響を、文献調査によって行った。

結論としては、

更なる検討事項はあるものの、全体として浮体式プラントには BWR の採用も考えられうると結論する。

以下に 本調査結果の検討結果そして課題点を示す。

[揺動場サブクール沸騰の課題点整理]

- 揺動のために発生する炉内での事象に関しては、主に水平揺動によるボイドの離脱促進と、そのために発生するボイドの消滅が検討されている[1]。
- 福島第一発電所 1/3/5 号機、および女川発電所 1 号機の、地震動が要因でない中性子束高が原因でのスクラムに関しては、主に地震により燃料集合体のバイパス領域の間隔が過渡的に 1–2 mm 程度変化したことが原因であると考えられている[3]–[6]。これに関しては対応策がとられており[4]、浮体式プラントで最新型の BWR を適用する場合には問題とならない。

[浮体揺動様相の把握]

- アメリカの浮体式プラント、OFNP-300 に関する検討として、北海での 100 年に一度の嵐を想定した条件での揺動の度合いが見積もられている[7]。
- 原子力船むつの原子力航行中の試験において、船体の揺動振動数が $5 \times 10^{-2} - 2.8 \times 10^{-1}$ Hz の範囲とされている[8]。むつの原子炉の負荷追従性が 1×10^{-2} Hz 以下であるために、むつの航行中の揺動による原子炉への影響は無いとされている。一方、船体揺動の機械的な作用により、検出器出力に影響が表れ、物理現象に全く起因しない事象が計測器出力に混入するという報告もなされている。

[揺動時の沸騰様式・CHF の評価]

- 加振時のサブクール沸騰様式・CHF の変化に関して、水平加振では約 1 Hz 以上の振動数、100 gal 以上の大きな加速度の下で観測が行われている。10 Hz 以上の大きな振動数になるとボイドが大きく減少する結果が見られているが[1]、0.75–20 Hz 程度ではサブクール度によって温度境界層の振る舞いが変わる[9]。また、210–520 gal で加振した場合でも、気泡の成長には加振はほぼ影響しない[10]。垂直加振では、むつの原子炉を前提とした振動条件で実験が行われており、加速度の増大とともに CHF は一般に低下し、加速度変動がヒーターからのボイドの離脱にも強く影響を及ぼすとしている[11]–[15]。また、密度波振動に関する理論的な検討[16]でも、ここで検討している条件を前提とすれば、揺動の影響は小さい。
- 全体の傾向として、水平加振に関しては、地上プラントでの地震を前提に置いた実験が多く、浮体式プラントの条件から見れば、比較的高振動数・高加速度である。その中でも、10 Hz 以上とならなければ大きな影響が出ないという結果が得られている。垂直加振では、むつの原子炉を前提とした実験で、加速度が CHF の減少につながり、ボイドの離脱に影響するという結果となっている。反応度投入の可能性があり、検討が必要かと考えられる。

その結果、垂直加振でのヒーターからのボイドの離脱の影響、揺動の角度の決定などに課題があるものの、それぞれが BWR 炉の運転に与える影響はさほど大きくは無いと考えられる。一方、既存の研究は主に大気圧下、陸上プラントの地震を想定した高周波領域、高加速度で行われている。浮体式プラントへの BWR 適用可能性の正確な評価のためには、浮体式プラントの実機条件を用いた詳細な解析が必要となる。例えば、東京大学の吉村らは、核熱連成解析コード、TRAC/SKETCH と二相流解析コード ACE-3D を連成させて、燃料集合体内沸騰流解析手法の解析例を示している[20]。将来このような、例えば CFD と核熱連成解析コードを用いた解析を浮体式プラントの実機条件で行えば、さらに詳細な適用可能性の検討が行えるものと考えられる。

このように、更なる検討事項はあるものの、全体として浮体式プラントには BWR の採用も考えられうると結論する。

- [1] 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.
- [2] Wikipedia, <https://ja.wikipedia.org/wiki/福島第一原子力発電所> .
- [3] 東北電力ホームページ, https://www.tohoku-epco.co.jp/electr/genshi/data/4_f.html .
- [4] NUCIA, 1, 3, 5号機地震に伴う中性子束高による原子炉自動停止について: 東京電力, NUCIA 1987-東京-M002, <http://www.nucia.jp> .
- [5] NUCIA, 地震に伴う原子炉自動停止について: 東北電力, NUCIA 1993-東北-T002, <http://www.nucia.jp> .
- [6] 川村, 古志, 服部, 片山, 藤本, 工藤, 燃料集集体振動時の中性子束変化に関する研究, 日本原子力学会「1996 春の年会」, A44, 大阪大学, 1996 年.
- [7] Y. Zhang, J. Buongiorno, M. Golay, N. Todreas, Safety Analysis of a 300-MW(electric) Offshore Floating Nuclear Power Plant in Marine Environment, Nuclear Technology, **203-2** (2018), pp. 129–145.
- [8] 田中, 京谷, 徳永, 森, 船体動揺による原子炉出力への影響 (出力上昇試験航海時の炉雑音解析), JAERI-M 91-021 (1991).
- [9] S.-W. Chen, T. Hibiki, M. Ishii, M. Mori, F. Watanabe, Experimental investigation of void fraction variation in subcooled boiling flow under horizontal forced vibrations, International Journal of Heat and Mass Transfer, **115** (2017), pp. 954–968.
- [10] 川村, 折井, 唐沢, 西田, 曾根田, サブクールボイド挙動に及ぼす水平加振の影響評価, 日本原子力学会「1996 春の年会」, C49, 大阪大学, 1996 年.
- [11] 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).
- [12] 楠, 横村, 大辻, 井川, 黒沢, 加速度変動時の限界熱流束に関する実験 (その 1) (加速度変動がサブクール沸騰域の気泡の挙動に及ぼす影響 第 2 報: 静止時及び動揺時の気泡挙動), JAERI-M 88-244 (1988).
- [13] T. Otsuji, A. Kurosawa, Critical Heat Flux of Forced Convection Boiling in an Oscillating Acceleration Field -I. General Trends, Nuclear Engineering and Design, **71** (1982), pp. 15–26.
- [14] T. Otsuji, A. Kurosawa, Critical Heat Flux of Forced Convection Boiling in an Oscillating Acceleration Field -II. Contribution of Flow Oscillation, Nuclear Engineering and Design, **76** (1983), pp. 13–21.
- [15] T. Otsuji, A. Kurosawa, Critical Heat Flux of Forced Convection Boiling in an Oscillating Acceleration Field -III. Reduction Mechanism of CHF in Subcooled Flow Boiling, Nuclear Engineering and Design, **79** (1984), pp. 19–30.
- [16] B.-H. Yan, R. Li, Investigation of the density wave oscillation in ocean motions with reduced

order models, *Annals of Nuclear Energy*, **111** (2018), pp. 262–270.

[17] S. Rougé, SULTAN test facility for large-scale vessel coolability in natural convection at low pressure, *Nuclear Engineering and Design*, **169** (1997), pp. 185–195.

[18] M. Caira, G. Caruso, A. Naviglio, S. Rouge, CHF prediction for sloping surfaces, International topical meeting on nuclear thermal hydraulics operations and safety (NUTHOS-5), Beijing, China, 13th–16th April, 1997.

[19] S. Rougé, I. Dor, G. Geffraye, Reactor Vessel External Cooling for Corium Retention SULTAN Experimental Program and Modelling with CATHARE Code, Workshop on in-vessel core debris retention and coolability, Garching, Germany, 3rd–6th March, 1998.

[20] 吉村, 原子力発電プラントの地震耐力シミュレーション, 日本原子力学会計算科学部会ニュースレター 第 18 号 (2012), pp. 24–33.

[参考 1] J. Buongiorno et al., Safety of the Offshore Floating Nuclear Plant (OFNP), Proc. Int Congress Advances in Nuclear Power Plant (ICAPP '16), San Francisco, California, 17th–20th April, 2016.

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 中塚隆雄