

熱流動部会セッション

国内における浮体式原子力発電の検討状況

Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

(2) 浮体式原子力発電における BWR 成立性の評価

(2) Feasibility Study of BWR for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*木野 千晶, 手塚 健一

エネ総研

1. 緒言

浮体式原子力発電は、円筒型の浮体構造物に、実証済の原子炉を搭載して沿岸から数十 km 沖合の洋上に浮かせるものであり、産業競争力の観点からも実現性が高く有望な原子力発電である。炉型としては BWR と PWR に加えて SMR 等の新型炉の適用も考えられる、新しいプラットフォームの提案である。従来、船や潜水艦など揺動場における炉型は PWR が主であるが、これまでの検討では BWR でも十分成立する見通しが得られている。本発表では、炉型として BWR (ABWR) を採用した際の工学的課題や設置許可に向けて今後必要となる実験・解析計画について、産業競争力懇談会 (COCN) にて検討された内容¹⁾を報告するとともに、今後の検討課題を整理する。

2. 浮体式原子力発電所の安全設備

2-1. 安全系区分分離の検討

陸上に設置された BWR (陸上 BWR) の安全審査においては、“安全機能を有する構築物、系統又は機器は、同位又は下位の重要度 (安全機能を有しないものを含む。) の構築物、系統又は機器の影響により所要の安全機能が阻害されないように、機能的な隔離若しくは物理的な分離又はこの両者の組合せが適切に考慮された設計”であることが求められている (以下、区分分離)。日本の BWR の安全系は、再循環配管破断など設計基準事故 (DBA: Design Basic Accident) に対応するための動的機器による安全系のみである。ABWR に採用された 3 区分安全系を図 1(a)に示す。自動減圧系(ADS)についても 3 区分設置されている。

浮体式 BWR の区分分離検討例を図 1(b)に示す。この安全系の特徴は、DBA 時に期待する動的機器を 4 区分として、オンラインメンテナンスが可能となっている点である。東京電力福島第一原子力発電所事故(1F 事故)では、非常用ディーゼル発電機(DG)の受電設備が同じ場所に設置されていたため、津波により同時に機能を喪失した。その経験を踏まえ、浮体式 BWR では DG 設置場所も別々にすることを検討している。過酷事故 (SA: Severe Accident) 時に稼働を期待する静的システムも設置しており、2 区分として多重性と多様性 (減圧系、注水系、溶融炉心冷却系) を持たせている。

今後の課題として、今回の区分分離案は安全性向上の観点より、区分分離及び安全系の数を単純に増やしているが、系統複雑化によるデメリット (コスト・リスク) の可能性にも留意した検討を進める事が必要となる。また、浮体式特有の事故シナリオ (例えば、浸水による大規模な傾斜、沈没など) も取り入れた確率論的リスク評価 (PRA: Probabilistic Risk Analysis) による炉心損傷頻度 (CDF: Core Damage Frequency) 評価・目標値の設定、並びにコスト評価なども実施する必要がある。

2-2. 海水を活用した静的な崩壊熱除去システムの成立性検討

浮体式 BWR では陸上 BWR よりも安全性を向上させるため、人の判断・作業に依存せず、浮力・重力などの自然力により燃料棒の崩壊熱を除去するシステム (静的システム) の導入を検討している。これにより、万一炉心が溶融した場合でも、溶融炉心を自然力で冷却し環境への放射能の漏洩を防ぐことができる。加えて、浮体式 BWR 周囲に豊富に存在する海水を利用することで、半永久的に稼働する静的システムを検討する (最新の軽水炉でも静的システム稼働時間は 3 日間程度)。

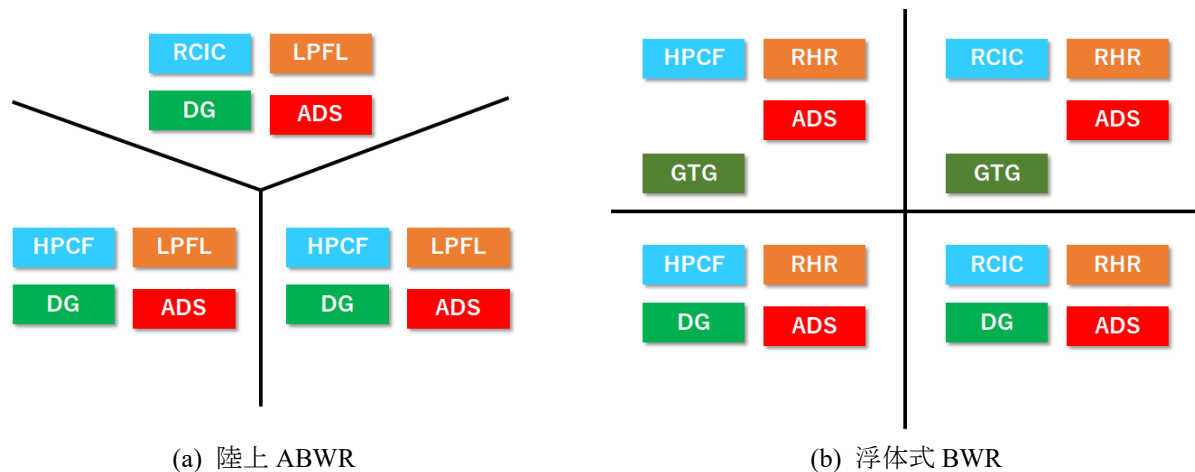


図1 陸上 ABWR および浮体式 BWR の安全系区分分離

(RCIC：原子炉隔離時冷却系、HPCF：高圧炉心注水系、LPFL：低圧炉心注水系、DG：非常用ディーゼル発電機、ADS：自動減圧系、GTG：ガスタービン発電機)

図2に海水を利用した半永久的に稼働する静的システムアイデアの例を示す。図2(a)は、ICS (Isolation Condenser system) ,PCCS (Passive Core Cooling System) で発生した蒸気を上部に設けた熱交換器(熱交)により凝縮し、重力によりプールへ戻すことにより、ICS,PCCS のプール水の容量を一定に保つことが可能である。蒸気の冷却には海水の自然循環が利用されている。ただし、蒸気を凝縮する熱交が大きくなる課題がある。図2(b)は、ICS,PCCS のプールを海と連結することにより蒸発分は供給される。課題は、海水による PCCS 熱交換器の腐食、熱交表面への塩の析出による伝熱阻害、そして熱交が破損すると、放射性物質に汚染された水が直接海に放出される可能性がある。そのため、FBR(Fast Breeder Reactor)の蒸気発生器のように伝熱管を二重管にすることなどの工夫が必要である。また、PCCS,ICS に流入する蒸気に含まれる非凝縮ガスの蓄積により伝熱が阻害され RPV,PCV の蒸気を凝縮できなくなる可能性がある。ESBWR(Economic Simplified BWR)そして SBWR(Simplified BWR) では非凝縮ガスを自動的に排出されるような構造を取り入れているが、今回のように長期間稼働した場合、何らかの影響がある可能性があり、非凝縮ガスの蓄積に配慮する必要がある。

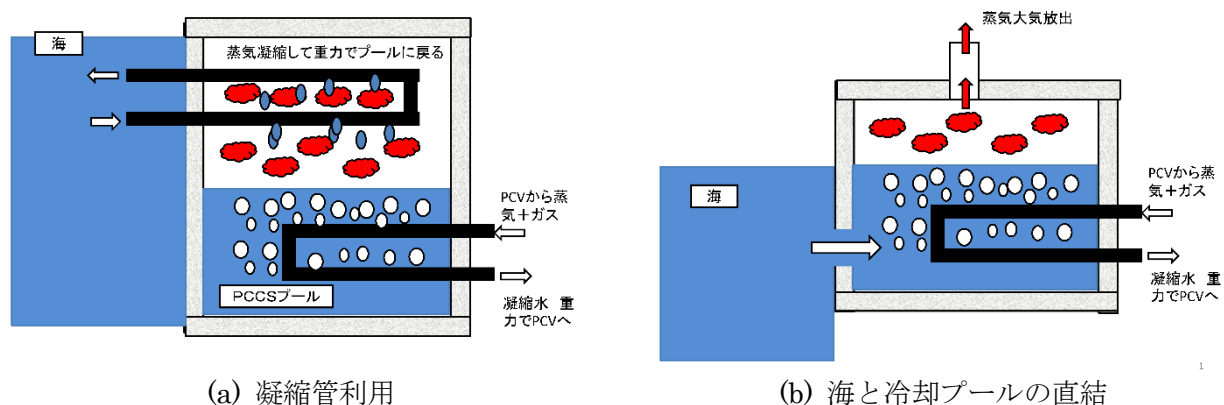


図2 海水を利用した半永久的に稼働する静的システムアイデア

また、浮体式 BWR では、“多重性 多様性を持った熔融炉心冷却システム”として、「熔融炉心の RPV 内閉じ込め」、「コアキャッチャーでの RPV 外表面からの熔融炉心冷却」を検討している。「熔融炉心の RPV 内閉じ込め」において、BWR では RPV 下部に制御棒駆動機構(CRD)があり、RPV 下部外表面を冷却する流れを

阻害する可能性がある点に留意する必要がある。これらを用いても事故が収束しない場合は、海と二重構造 PCV とを爆破弁を備えた配管で連結させた「PCV 二重壁構造内の冠水冷却」を検討している。

今後の課題として、海水を長期間利用する静的システムでは塩の析出による配管の閉塞や熱伝達の劣化についての評価が必要となる。海中に設置する機器については、フジツボなど海生物の付着や腐食などを考慮したメンテナンスの容易さも考慮しなくてはならない。また、傾斜や揺動が静的システムに与える影響についても引き続き検討が必要となる。

3. 浮体揺動場における BWR 炉心の成立性検討

3-1. 揺動が BWR 炉心内熱流動に与える影響

BWR は炉心内にある冷却材（水）を燃料棒で直接沸騰させることで主蒸気タービンを駆動するための蒸気を発生させる。一般に水を沸騰する過程で熱負荷が過度になると、沸騰様式が変化することにより伝熱性能が急激に下がる遷移現象が知られている。洋上の場合、揺動が BWR 炉心内における沸騰様式や伝熱性能などに影響を与え、結果的に出力変動が発生する可能性がある。

一方、TRACE コードを用いて揺動がプラント全体の流動変動に与える影響を評価した結果、浮体揺動加速度が 0.8G と保守的に仮定した場合でも、炉心入口流速の変化は±4%の範囲に限定されていることが COCN 内で実施された解析結果²⁾より明らかにされた。MIT の評価³⁾では、北海において 1 万年に 1 回の頻度で発生すると評価された嵐であっても、水平および及び垂直方向の浮体揺動加速度は 100 gal (約 0.1 g)未満に抑えられるとされている。さらに、2020 年度の COCN の評価⁴⁾では、過去の文献調査より以下の知見が得られている。

- 210-520gal で加振した場合でも、炉心内ボイドの成長に対してほとんど影響しない⁵⁾。
- 一般的に加速度の増大とともに限界熱流束(CHF)は低下するが、100gal 未満であれば CHF の減少は僅か⁶⁾。
- BWR の定格運転における高圧・高流量条件下において、垂直状態から傾斜角が 10°未満であれば、CHF の減少の影響は小さいと推定される⁷⁾。

よって、揺動が BWR 炉心内熱流動に与える影響は軽微であると考えられる。

3-2. 設置許可申請に向けた今後の研究開発計画

表 1 には、ABWR の原子炉設置許可申請書の添付書類八及び十を対象に、揺動・傾斜で影響すると考えられる代表的な安全評価パラメータを抽出した。

表 1 原子炉設置許可申請書における安全評価項目と揺動・傾斜に影響される熱水力パラメータ

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

設置許可申請において原子炉炉心の動特性（安定性）などに関する基本設計はプラント動特性解析コード（以下、プラント解析コード）を用いて評価されることが一般的である。プラント解析コードは、原子炉の各コンポーネント（例えば、パイプ、弁、ジェットポンプ、ベッセルなど）における熱水力モデルと炉心におけ

る核動特性モデルを備えており、通常運転および事故時におけるプラント過渡の熱水力挙動を把握することができる。現在のプラント解析コードは陸上に設置された原子炉を念頭に開発されており、特に熱水力モデルについては、揺動場へ適用可能かどうか実験との比較を通じて検証される必要がある。

主な熱水力モデルとしては、流動様式、界面・壁面熱伝達、CHF、リフラッディング、界面・壁面摩擦、液滴エントレインメントなどが挙げられる。各モデルはレイノルズ数や流量をパラメータとして構成されていることから、振幅・周期の大きい流量変動の影響は、モデルを構成する無次元数の変化を通じて考慮可能であると予想される。一方で、加速度や傾斜の影響を受ける熱水力現象の場合、モデル式の修正・微調整が必要となると考えられることから、実験による加速度や傾斜の影響を評価したデータが必要となる。

4. 結言

炉型として BWR (ABWR) を採用した際の工学的課題や設置許可に向けて今後必要となる実験・解析計画について、検討課題を整理した。特に、安全設備 (安全系区分分離・静的システム)・炉心安定性について浮体式特有の課題を抽出した。

安全系区分分離においては、1F 事故の経験も踏まえ、4 区分を基本アイデアとする。一方で、浮体式特有の事故シナリオ (例えば、浸水による大規模な傾斜、沈没など) も取り入れた PRA による炉心損傷頻度 CDF 評価・目標値の設定、並びにコスト評価が必要となる。静的システムでは周囲に豊富に存在する海水の利用を前提とするが、塩の析出による配管の閉塞や熱伝達の劣化についての評価、メンテナンスの容易さについて今後検討を深める必要がある。また、傾斜や揺動の影響についても引き続き検討が必要となる。

BWR 炉心の安定性については、過去の文献調査やシステム解析より、揺動が BWR 炉心の安定性に与える影響は軽微であると考えられる。ただし、実際の設置許可の申請に際しては、具体的な実験・解析結果に基づく立証が求められる可能性がある。設置許可申請で重要となるプラント解析コード内の熱水力モデルについては、揺動場へ適用可能かどうか実験との比較を通じて検証される必要がある。

参考文献

- 1) 産業競争力懇談会 2021 年度推進テーマプロジェクト「浮体式原子力発電」最終報告書, (2022).
- 2) 古谷正裕, ”核熱結合を考慮した BWR プラント揺動解析”, 日本原子力学会 2022 年秋の大会, 2L_PL03, (2022).
- 3) 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, pp. 129-145, (2018).
- 4) 産業競争力懇談会 2020 年度研究会「浮体式原子力発電研究会」最終報告書, (2021).
- 5) 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 年春の年会, C49, (1996).
- 6) 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).
- 7) S. Rouge, “SULTAN test facility for large-scale vessel coolability in natural convection at low pressure”, Nuclear Engineering and Design, 169, 185-195, (1997).

*Chiaki Kino and Kenichi Tezuka