

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

(4) NEXIP における浮体式炉の熱流動研究と過酷事故の実質的排除への展望

(4) Study on Thermal-Hydraulics related to OFNP in NEXIP
and Perspectives toward Practical Elimination of Severe Accidents*宇井 淳¹¹ 電中研

1. 緒言

産業競争力懇談会(COCN)の浮体式原子力発電プロジェクトにて抽出し検討している課題の一部を、NEXIP (Nuclear Energy×Innovation Promotion)事業のひとつである資源エネルギー庁の社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業において補助いただきながら、浮体式原子炉の成立性に関する研究を進めている。同事業における熱流動試験、受動的安全系の検討内容を紹介すると共に、沖合で稼働する浮体式原子炉の過酷事故や放射性物質の大規模放出に繋がる事故シナリオの実質的排除への展望を述べる。

2. NEXIP における浮体式原子炉の成立性に関する調査・研究

2021 年度は、浮体揺動における BWR の成立性を確認する研究として、大気圧二重管体系での流量・出力振動試験、過去の原子力船の技術、国内の規制要件、及び浮体揺動の実験的研究の調査、航空機衝突やテロ対策の検討、受動的安全系の構成の検討、及び工学的安全施設のレイアウトの検討等を実施した。

2.1. 浮体揺動を想定した流量・出力振動試験

浮体式原子炉が沖合で揺動した場合に生じる炉心流量の変動及びそれに伴う出力変動を想定して試験条件を設定し、通電加熱で発熱する模擬燃料棒から発生する気泡の径やボイド率の変化を高速度ビデオカメラ、光学ダブルプローブ、光ファイバ等を用いて計測し、解析コードの妥当性確認に用いた (図 1)。今年度は高温高压でのバンドル体系での揺動試験を行うとともに、浮体式炉の通常運転時における揺動の影響を実験的に確認していく予定である。

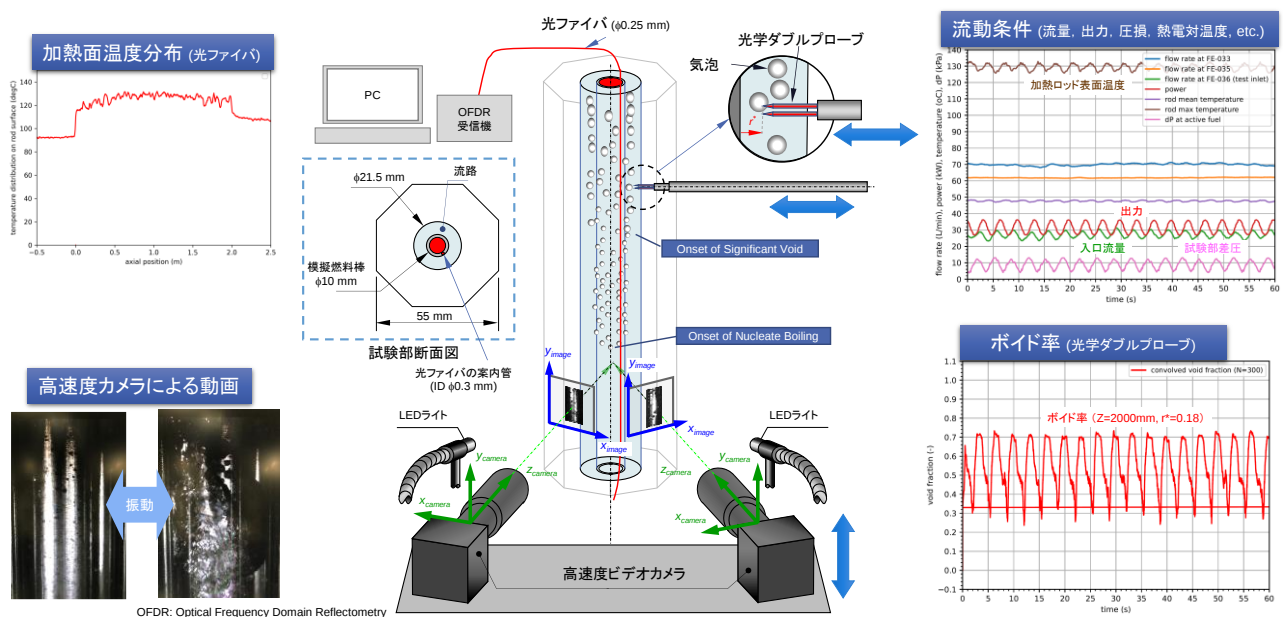


図 1 浮体揺動を想定した流量・出力振動試験とその計測結果の例

2.2. 受動的安全系の構成の検討

新型炉等において採用される受動的安全系や自然循環冷却系の構成や特徴を調査・分類し（図2）、高い信頼性を有し将来の設計変更にも柔軟に対応できる浮体式原子炉の受動的安全系として、非常用復水器と周辺海水を利用した外部冷却型の受動的格納容器冷却系を選定した（図3）。また、選定した受動的安全系やその他の工学的安全施設等の浮体構造へのレイアウトについて検討を行った。

現在、新規規制基準適合性審査の有効性評価の一つである炉心損傷に至るおそれのある事故のいくつかのシナリオについて、浮体式原子炉に非常用復水器等の受動的安全系が設置された条件での評価を進めている。

セッション当日は、これらの取組みについて紹介する。

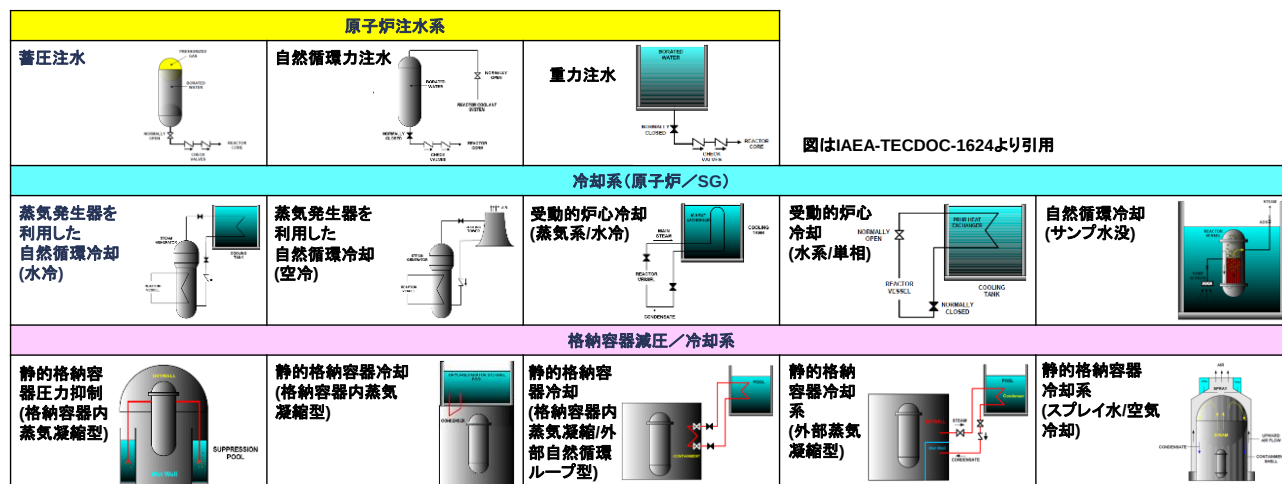


図2 受動的安全系や自然循環冷却系の構成の分類

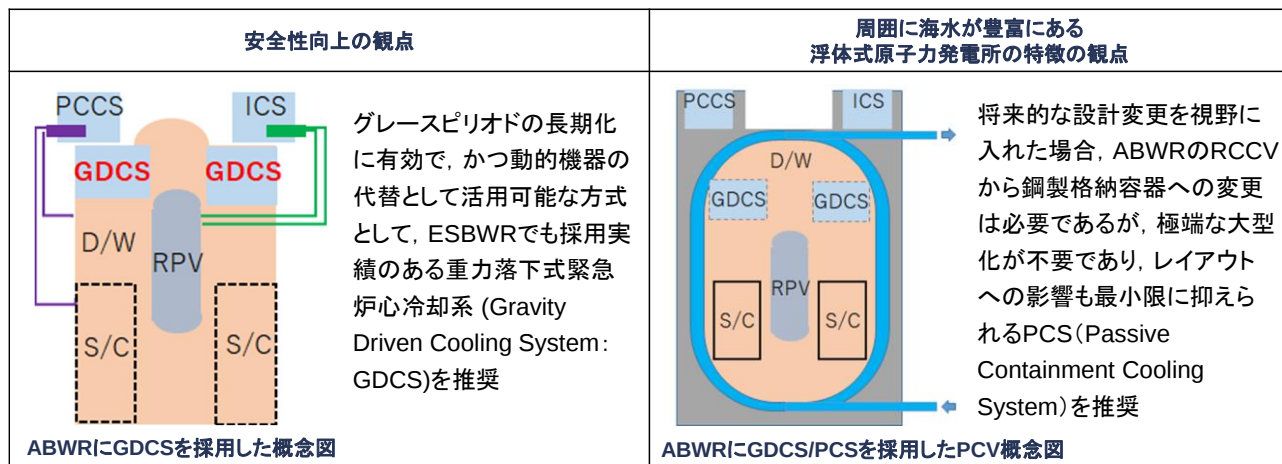


図3 浮体式原子炉概念における受動的安全系の選定案

3. 沖合での浮体構造の特性を活かした概念検討と過酷事故の実質的排除への展望

IAEA^[1]やWENRA^{[2][3]}は、“放射性物質の大規模放出となる事故の実質的な排除”(Practical Elimination, PE)を目指す設計を求めている。PEの定義は機関によって若干差はあるが、IAEA SSR-2/1の解釈に相当する文書^[4]では、PEとして対処すべき事象や現象を5つのカテゴリーに分類してそれぞれに対応した設計や対策を求めている。具体的には、①原子炉の炉心損傷とそれに伴う早期の格納容器破損につながる可能性のある事象（原子炉冷却システムの大型機器の故障、制御不能な反応度事故）、②格納容器の早期破損につながるようなシビアアクシデント現象（格納容器の直接加熱（DCH）、大規模な水蒸気爆発、水素爆発）、③格納容器の晩期破損につながるようなシビアアクシデント現象（溶融炉心コンクリート相互作用（MCCI）、格納容器熱除去の喪失）、④格納容器バイパスを伴うシビアアクシデント、⑤燃料貯蔵プール（SFP）内の燃料の著しい損傷、

を挙げている。

PE は、2 つの概念に基づいている。第一は物理的不可能性を踏まえた決定論的なものであり、実際には特殊なケースに限定される。第二の概念は確率論的なものであり、高い信頼性を持ってその状態が著しく発生しにくいことである。放射性物質の大規模放出に関わる上記の PE の 5 つのカテゴリーは、主にレベル 2 PRA にて扱う事象に相当している。

これまでの商業軽水炉の確率論的リスク評価(PRA)の結果の傾向としては、炉心損傷頻度(CDF)が高い設計の状態、格納容器機能喪失頻度(CFF)だけを数桁下げること、すなわち炉心が溶融したあとで格納器側で放射性物質の環境への放出を護りきる設計や対策は、難易度が高くなる。炉心損傷後の現象は未だ不確かさが大きく、想定外の事故進展もあり得るので、対策がうまくいかない場合も考慮しなければならず、その結果保守性が重なりコストも増加しやすい。一方、CDF を下げる設計とすれば、格納容器直結事象など一部のシナリオを除けば CFF も基本的に追従して下がる。深層防護第 4 層の対策も当然実装するが、第 3 層への対策の強化で CDF を下げる（炉心損傷の実質的な排除を目指す）設計とすることで、後段のレベル 2 PRA のリスクも含め、トータルとしてリスクを下げる構成にできると期待される。深層防護のどの層にどれだけの設備を配置し、どのような対策を採るかのバランスを考えることは重要であり^[5]、その設計方針は安全性及び経済性に影響する。

上述の PE の観点で、現状想定される All Modes, All Hazards に対して多重性や多様性を有する設計とすれば、炉心損傷を実質的に防止し、過酷事故を排除できると言えるレベルの設計に近づけられるものと期待される。深層防護の前段否定という考え方があるが、系統分離や位置的分散により共通原因故障の回避を意識した設計とし、洋上での All Modes, All Hazards に対して多重性や多様性を有した設計としていくことは、事象発生時においても、第 3 層の安全系統がいくつか生き残り、第 4 層の設備や対策として機能する可能性も高まる。

翻って沖合で稼働する浮体式原子炉においては、炉心や格納容器の冷却用の水源、最終ヒートシンク、スクラビングによる放射性物質閉じ込め、 γ 線等の遮蔽、いずれにも活用できる海水が、直ぐ手の届くところに大量に存在する環境での稼働となる。その周辺の大量の海水を活用し、まずは炉心損傷防止に注力する設計思想として PE を目指すとともに、種々のリスクを下げる戦略を検討できる。大規模震災等において物資の補給や陸上のインフラが活用できない状態でも、周辺の大量の海水の活用次第で、陸上の原子炉に比べて固有の安全性を持つシステムを比較的容易に設置できると考える。東電福島事故直後の事故対策として、冠水（水棺）の可能性が一時期検討されたが、浮体式炉では炉心や格納容器を喫水より低い位置に設置することにより、そのような事故対策も注入弁の系統を多重化すれば信頼性を高めて実現できると考える。

浮体式炉では、転覆、沈没、海震など陸上とは異なる脅威や事故シナリオが存在する。しかしながら、原子力船「むつ」に導入されていた、転覆時にも制御棒が抜けない構造、沈没時にも原子炉容器や格納容器を圧壊させない圧力調整弁の設置、大型タンカーが衝突しても炉心を護れる強度を持たせる設計とすることで浮体構造物の船殻が第二の格納容器の役目も果たすと期待されることなど、過去の設計や原子力船特殊則の要件等から安全上重要な設備や機能を学ぶことができる。人と環境を放射線影響から護ることが原子力安全の基本であるが、浮体式炉が浮いていても沈んでも、また外部電源や所内電源が喪失した状態でも、周辺の海水を利用した自然循環冷却で炉心や格納容器を長期間安定して冷却し続け、放射性物質を環境に放出するリスクを著しく下げ、実質的に排除できると言えるレベルの設計は、これまでの検討では実装可能と考えている。また、陸上にて大規模震災が発生した場合でも、オフサイトからの支援無く、洋上にて単独で安全に運転継続あるいは停止後の長期炉心冷却が達成される設計を目指す。

期待した設計となるかどうかは、安全評価、有効性評価、洋上のハザードの選定とそれを踏まえた PRA 等の実施により今後確認していく。引き続きより具体的な検討を進め、基本設計のレベルに引き上げていきたいと考えている。

4. 結言

小型モジュール炉（SMR）に分類される原子力発電所の中で最初に商業運転を開始したのはシベリアのペベクで稼働するロシアの浮体式原子力発電所（Akademik Lomonosov）である。中国や韓国も洋上で稼働する浮体式原子炉の開発を進め、渤海等での稼働に向けて取り組んでいる。我が国でも、立地の選択肢の拡大にも資する浮体式原子炉は、大きな可能性を秘めていると考えるが、いかがだろうか。

参考文献

- [1] IAEA, “Safety of Nuclear Power Plants: Design”, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1, Rev. 1 (2016)
- [2] WENRA, “Report Safety of new NPP designs” (2013)
- [3] WENRA, “Report Practical Elimination Applied to New NPP Designs – Key Elements and Expectations” (2019)
- [4] IAEA, “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants”, IAEA-TECDOC-1791 (2016)
- [5] 日本原子力学会原子力発電部会「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ報告書 (2020)

*Atsushi Ui¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)