

大規模流動試験による LOCA 後長期炉心冷却性の実証

Demonstration on Post LOCA Long-Term Core Cooling by Large-Scale Test



緒方 智明*1
Tomoaki Ogata

白土 雄元*2
Yugen Shiratsuchi

東 慧*3
Kei Higashi

寺前 哲也*1
Tetsuya Teramae

榎本 健*4
Takeshi Enomoto

坂田 英之*5
Hideyuki Sakata

PWR の設計基準事故の一つである原子炉冷却材喪失事故で発生するデブリ(保温材の破砕片、塗装片及び化学析出物)を含んだ冷却材が、再循環運転時に原子炉容器内へ供給される。その際、デブリが炉心入口部の冷却流路を閉塞し、炉心崩壊熱の除去を阻害することが懸念されている。この懸念に関して、実寸大の燃料集合体 2 体を用いた体系により流動試験を実施し、デブリによる冷却流路の閉塞影響が軽微であることを実証した。その後、試験結果を基に流動解析を実施し、炉心に十分な冷却材が供給され、炉心崩壊熱が適切に除去されることを明らかにした。

1. はじめに

PWR(加圧水型軽水炉:Pressurized Water Reactor)の設計基準事故の一つである原子炉冷却材喪失事故(Loss of Coolant Accident, 以下 LOCA)においては、出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等が破断し、破断口から冷却材が系外に流出することで炉心の冷却能力が低下する事象を想定している。ここで、破断口から噴出した高温高压の冷却材が原子炉格納容器内の保温材や塗料等を破損させることで、保温材の破砕片(繊維デブリ又は粒子デブリ)、塗装片(粒子デブリ)を生成させる。また、LOCA 発生から数時間後には、LOCA 発生直後より冷却材に溶解していた金属イオンが添加薬剤(pH 調整剤等)とともに析出(化学デブリ)する。これらのデブリを含んだ冷却材は原子炉格納容器内に設置された再循環サンプルに溜まり、長期炉心冷却を目的として、原子炉容器や格納容器スプレイ系へ供給される。このとき、冷却材に含まれるデブリは再循環サンプルに設置されたスクリーンにより捕集されるが、一部のデブリはスクリーンを通過し、原子炉容器へ流入する可能性がある。このデブリにより炉心内の冷却流路が閉塞された場合、炉心への冷却材の供給量が低下し、炉心崩壊熱の除去を阻害することが懸念される(図 1)。

米国では Generic Safety Issue (GSI)-191 として、上記に関する研究を 20 年近く継続しており、実機を簡略化した体系による流動試験を基に、炉心入口部の閉塞に対する寄与が大きい繊維デブリに関して、原子炉容器内へ流入する繊維デブリの許容量を燃料集合体当たりで数十 g(2 章で述べるオプション 2a に基づく実績の例)に制限している⁽¹⁾。この試験では実機を簡略化した体系を用いていることから、得られた試験結果は過度な保守性を含んでいる。

一方、国内 PWR プラントにおいて原子炉容器内に流入する可能性がある繊維デブリ量は、保守的に見積もった場合、燃料集合体当たりで 1600g⁽²⁾と推定され、米国と同様の試験体系では保守性が大きく、繊維デブリを除去するための大規模な改修工事(繊維保温材の取替工事)が必要となる。

*1 原子力セグメント 炉心・安全技術部 首席技師

*2 原子力セグメント 炉心・安全技術部

*3 総合研究所 流体研究部

*4 原子力セグメント プラント設計部 首席技師

*5 総合研究所 原子力研究推進部 次長 技術士(機械部門)

このため、上記とは異なるアプローチとして、本事象の流動現象をより精緻に模擬した試験体系を考案し、デブリによる流路閉塞への影響を流動試験により実証した。さらに、この試験結果に基づく流動解析により LOCA 後に発生するデブリが長期炉心冷却に影響を及ぼさないことを明らかにした⁽²⁾。

本報では、上記の流動試験及び流動解析に基づくサンプスクリーン下流側炉内影響に関する評価について報告する。

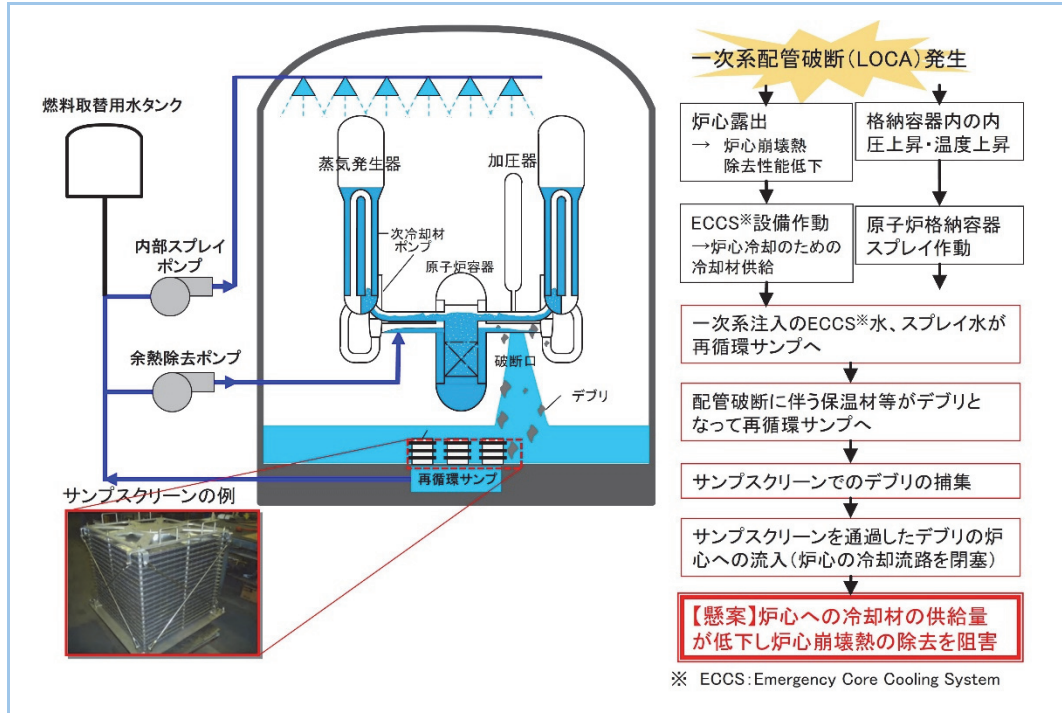


図1 LOCA 後の長期炉心冷却の概要

2. LOCA 後の長期炉心冷却の概要

米国における当初の検討では、繊維デブリ、粒子デブリ及び化学デブリが同時に原子炉容器内に流入すると仮定した流動試験により、原子炉容器内へ流入する繊維デブリの許容量を燃料集合体当たり 15g に制限していた。しかしながら、この制限を満足できる PWR プラントが少なかったことから、米国原子力規制委員会 (NRC: Nuclear Regulatory Commission) は GSI-191 の解決に向け、プラント固有の情報を用いた追加試験及び解析を許容するオプション 2a を提示した⁽³⁾。このオプション 2a に従い、PWROG (Pressurized Water Reactor Owners Group) は追加の流動試験を実施した。この試験では、化学デブリが析出するまでの時間遅れを考慮し、化学デブリが析出するまでは繊維デブリ及び粒子デブリのみが原子炉容器内に流入するとした。この仮定により、原子炉容器内へ流入する繊維デブリの許容量は当初の検討から緩和された⁽¹⁾。本報でもこのオプション 2a の想定に基づき検討を進めており、オプション 2a に基づく炉心閉塞事象に関する概念図を図 2 に示す。また、この概念図に記載された流動試験及び炉内流動解析における想定について以降にまとめる。

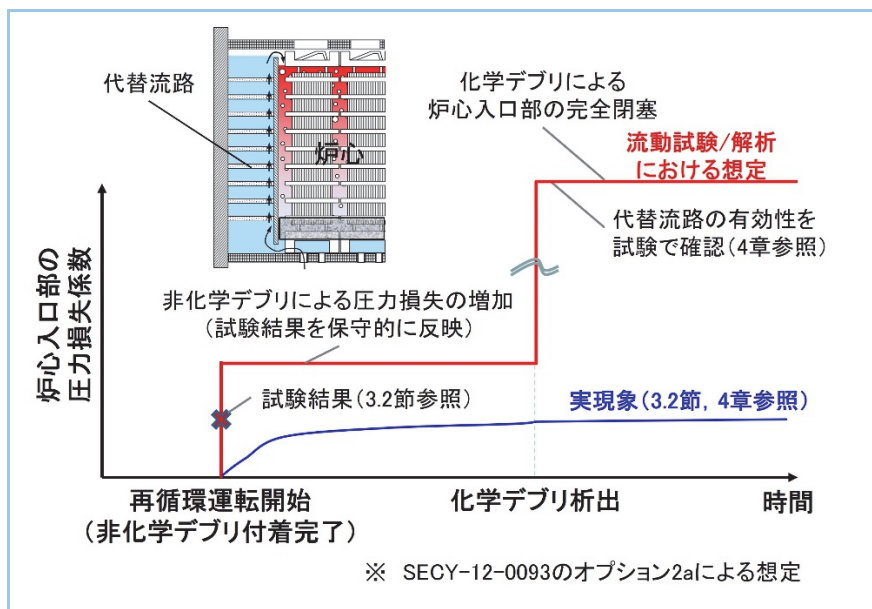


図2 炉心閉塞事象に関する概念図

2.1 LOCA 後の再循環運転

LOCA が発生した場合、非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンク(又はピット)内の冷却材が低温側配管から注入されることで炉心が冷却される。また、原子炉格納容器内の内圧増加の抑制及び放射性よう素の除去を目的とし、原子炉格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器内に pH 調整剤(水酸化ナトリウム及びヒドラジン)を含む冷却材がスプレイされる。スプレイ水や破断口から流出した冷却材は原子炉格納容器内の再循環サンプルに溜まっており、燃料取替用水タンク内の水位が低下してきた場合、取水源を再循環サンプル内の冷却材に切り替え、原子炉容器及び格納容器に注入及びスプレイされる。この再循環サンプルから原子炉容器及び格納容器スプレイ系へ冷却材を供給する運転(以降、再循環運転と称す)を継続することにより LOCA 後の長期炉心冷却が行われる。

2.2 非化学デブリによる炉心冷却流路の閉塞

再循環運転の開始後は、冷却材とともに非化学デブリ(以降、繊維デブリと粒子デブリを合せて非化学デブリと称す)が原子炉容器に注入される。この非化学デブリが炉心入口部(下部ノズル)に捕捉されることで冷却流路が部分的に閉塞し、炉心への冷却材の供給量が低下する。しかしながら、炉心入口部に一定程度の非閉塞流路が存在する場合、その流路をデブリと冷却材が通過するため、閉塞による圧力損失の増加は限定的となり、炉心入口から冷却材の供給が継続される。この非化学デブリによる炉心入口の圧力損失の増加量は流動試験(3.2 節参照)で確認する。

2.3 化学デブリによる炉心冷却流路の閉塞

LOCA 後に高温の冷却材と接触した保温材及び構造材が腐食し、これらに含まれる金属イオンが徐々に冷却材へと溶解していく。この金属イオンはスプレイ水に含まれる pH 調整剤と化学反応を起こし、水温低下による溶解度の低下に伴いコロイド状の化学物質(アルミニウム水酸化物、アルミノ珪酸ナトリウム、珪酸亜鉛等であり、以降、化学デブリと称す)が析出する。この際、冷却材の温度が低下し化学デブリが析出するまでには時間を要し、LOCA 発生から数時間の遅れを伴うが、化学デブリが炉心入口部の非化学デブリ層に捕捉された場合は、炉心の冷却流路が完全に閉塞され冷却材を通さなくなると仮定する。しかしながら、炉心外周のバッフルバレル間に存在する代替流路を経由し、炉心への冷却材の供給が継続される。化学デブリ析出後も代替流路が有効であることはバッフルバレル流動試験(4 章参照)により確認する。

上記の試験結果を基に解析条件を設定し、LOCA 後の長期炉心冷却に関する流動解析を実施する。この解析結果から、被覆管温度のヒートアップは生じないことを確認することで、デブリによる LOCA 後の長期炉心冷却への影響が軽微であることを示す。

3. 非化学デブリ試験

3.1 基礎試験

非化学デブリによる炉心入口部の閉塞に関して基礎的な知見を得るため、炉心入口部の流路を模擬した基礎試験を実施した。

試験装置及び供試体の概要を図3に示す。下部ノズルのプレート中央部(1/4領域)を供試体とする下部ノズル 1/4 体の体系では、海外知見⁽¹⁾を参考に模擬している。また、燃料集合体の下部に設置された下部ノズルを2体並列に設置した下部ノズル2体の体系では、実機プラントと同様に下部ノズル周辺に存在するギャップ流路を模擬している。

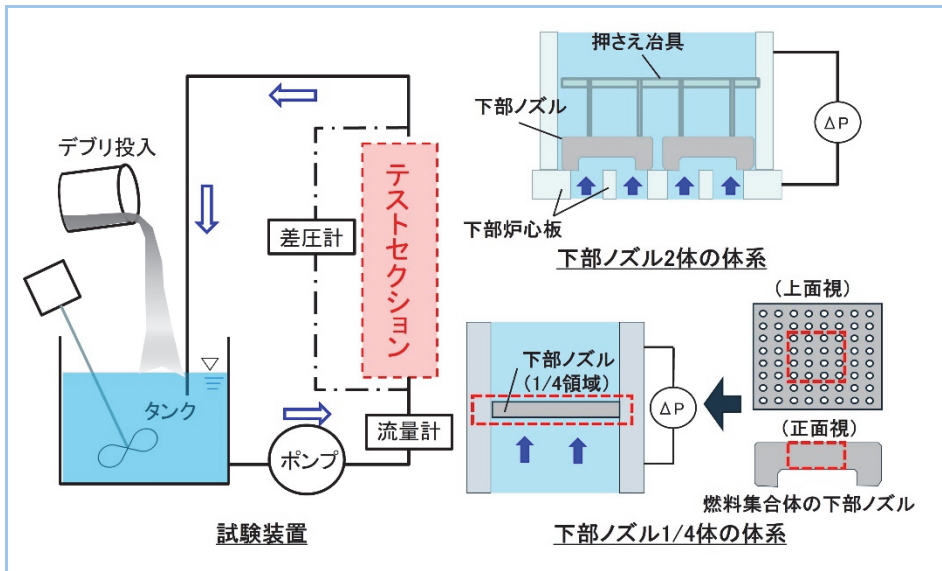


図3 試験装置及び供試体の概要図(基礎試験)

試験体系の違いに関する差圧の計測結果を図4に示す。下部ノズル 1/4 体の体系では供試体の上流と下流間の差圧(以降、供試体間差圧と称す)が経過時間とともに急速に増加し、試験開始から4800秒程度で約200kPaに達する。一方、下部ノズル2体の体系における供試体間差圧は1kPa未満に留まる。

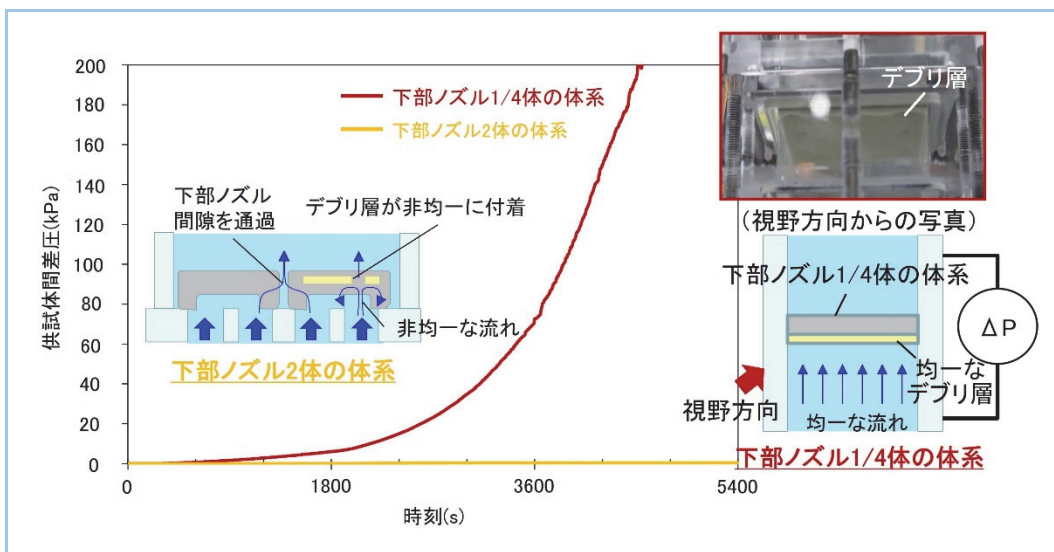


図4 試験体系の違いに関する供試体間差圧の計測結果

下部ノズル 1/4 体の体系は下部ノズル間ギャップ及びテストセクション間ギャップが存在しないことから、テストセクション内は一様な流れとなり、下部ノズル下面に均一なデブリ層が形成され、供試体間差圧が大きく増加したと考えられる。一方、下部ノズル 2 体の体系では下部炉心板(燃

料集合体当たり4孔)及び下部ノズル周辺のギャップ流路を模擬していることから、供試体へ流入する流れは非均一となり、それに応じて試験水中のデブリも供試体へ非均一に付着・堆積する。このことから、供試体各部において部分的に流路が確保され、供試体間差圧は1kPa未滿で概ね一定となったと考えられる。

上記より、下部ノズル1/4体の体系は実機プラントに対し過度な保守性を有し、一方、下部ノズル2体の体系では、下部炉心板及び下部ノズル周辺のギャップ流路を模擬することで実機プラントと同等の流動現象を模擬でき、適切な評価が可能であることが分かった。

なお、その他の試験パラメータ(試験水温度、流速、粒子デブリ径、P/F、デブリ投入順序)に関する感度試験も実施しており、下部ノズル2体の体系であればこれらのパラメータの感度が小さいことを確認している⁽²⁾。ここで、P/Fとは粒子デブリ(P)と繊維デブリ(F)の重量比を意味する。

3.2 燃料集合体を用いた流動試験

前章の基礎試験の結果を基に下部炉心板及び下部ノズル周辺のギャップ流路を模擬した体系として実寸大の燃料集合体を2体並列に設置した流動試験を実施した。この試験により、実機プラントで想定される非化学デブリが炉内へ流入した場合においても、冷却流路が長期炉心冷却に必要な通水性を有することを確認する。

試験装置及びテストセクションの概要を図5に示す。本試験では、ケース1:国内PWR代表プラント条件(繊維デブリ約1.6kg/FA、粒子デブリ約4.9kg/FA投入)、ケース2:繊維デブリ先行投入条件(繊維デブリ約2.6kg/FA、粒子デブリ約7.9kg/FA投入)、ケース3:国内PWRプラント包絡条件(繊維デブリ約2.6kg/FA、粒子デブリ約8.3kg/FA投入)を実施した。ここで、ケース2は、デブリ投入方法に対する感度を確認するため繊維デブリを先行して投入し、その後に粒子デブリを投入する条件である(ケース1、ケース3は繊維デブリと粒子デブリを同時に投入している)。なお、kg/FAとは燃料集合体(Fuel Assembly)当たり投入したデブリの重量(kg)を意味する。

試験結果を図6に示す。供試体間差圧 ΔP (燃料集合体の上流と下流間の差圧)は、ケース3で最も高くなり約4.6kPaであり、長期炉心冷却のために許容される圧力損失(目安値)20kPaと比較して十分に小さく、炉心の冷却性に十分な余裕を有していることが分かった。

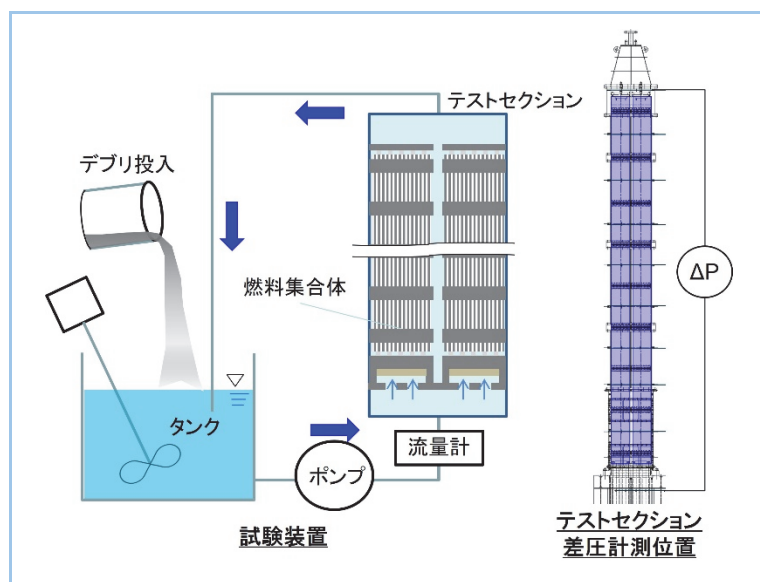


図5 試験装置及びテストセクションの概要図(燃料集合体試験)

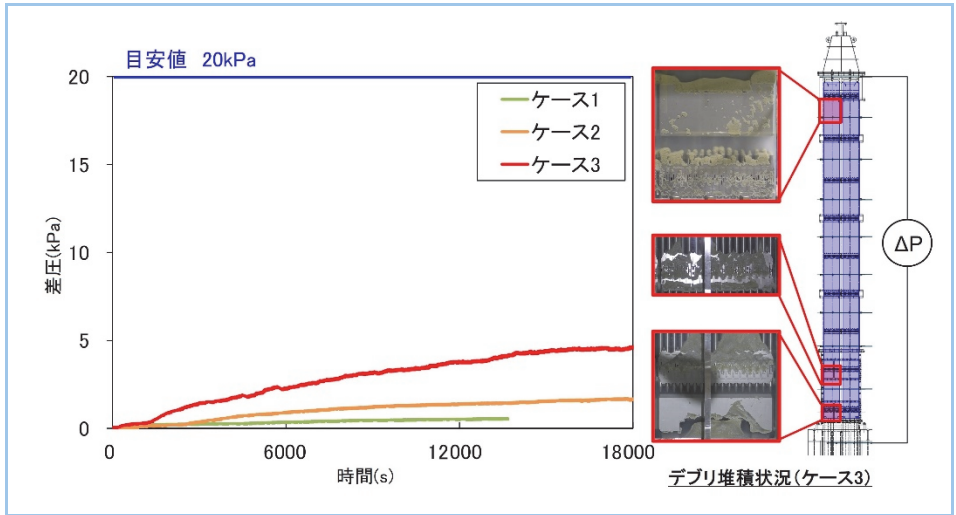


図6 燃料集合体を用いた流動試験の計測結果

4. 化学デブリ試験(バッフルバレル流動試験)

実寸大の燃料集合体 1 体と模擬バッフルバレル流路を設置し、非化学デブリに加え、化学デブリが炉内へ流入したことにより炉心入口部が完全に閉塞した場合であっても、代替流路(バッフルバレル流路)から長期炉心冷却に必要な冷却材が供給できることを確認する。

試験装置及びテストセクションの概要を図 7 に示す。本試験では、ケース 1:バッフルバレル流路の確認試験、ケース 2:燃料集合体及びバッフルバレル流路の確認試験を実施した。ケース 1 は、燃料集合体への試験水の流れを遮断し、投入した全デブリがバッフルバレル流路へ流入する保守的な条件である。また、試験では流量をパラメータとしてデブリ投入前後での供試体間差圧の変化を確認している。ケース 2 は、燃料集合体及びバッフルバレル流路に試験水を通水し、非化学デブリが燃料集合体に十分捕捉された後、化学デブリを投入し、燃料集合体及びバッフルバレル流路での通水状況を確認している。

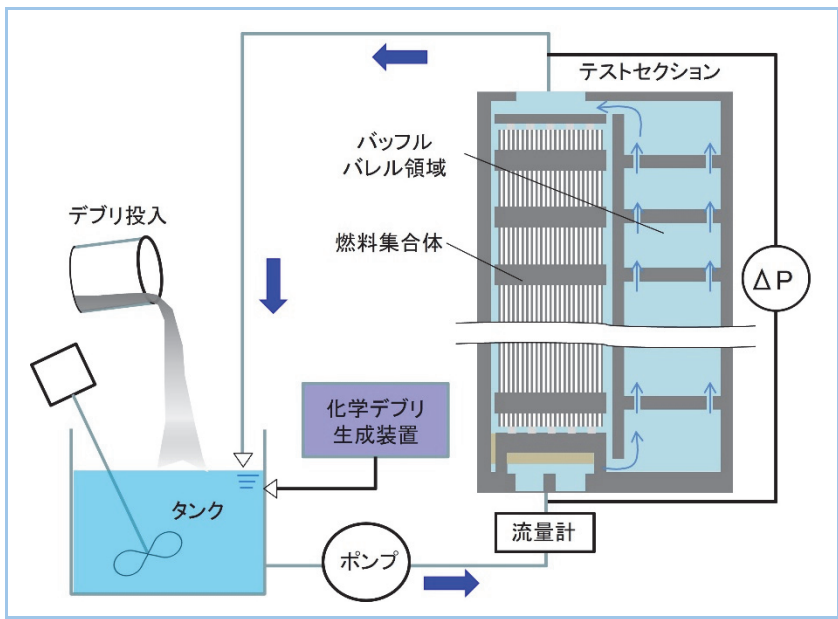


図7 試験装置及びテストセクションの概要図(バッフルバレル流動試験)

試験結果を図 8 に示す。ケース 1 では、流量に対する供試体間差圧の変化がデブリ投入前後で同等であり、机上評価による予測差圧とも良い一致を示している。したがって、バッフルバレル流路ではデブリによる閉塞が生じず、バッフルバレル流路(代替流路)により長期炉心冷却が可能であることが分かった。

また、ケース 2 は非化学デブリ投入後に供試体間差圧が増加し、燃料集合体流路へ流入する流量がやや低下するが、化学デブリの投入後は流量の変化はなく、燃料集合体流路に 85% 程度の流量が流入している。このことから、非化学デブリが燃料集合体に捕捉・付着することで形成された燃料集合体各部の流路(流速が比較的速い流路)は化学デブリ投入後も有効であり、実機プラントにおいて化学デブリが析出した後も燃料集合体部の流路は完全閉塞には至らないことが分かった。

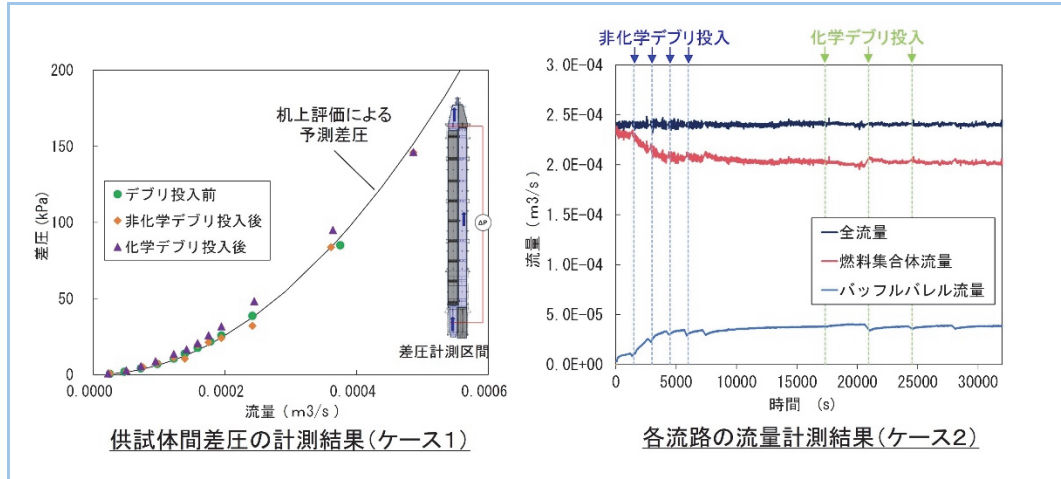


図8 バブルバレル流動試験の計測結果

5. 炉内流動解析

非化学デブリによる圧力損失の増加、炉内水温低下に伴う化学デブリ析出による圧力損失のさらなる増加を条件として炉内の流動解析を実施する。なお、流動解析コードは原子炉容器内の熱流動を詳細に評価できる最適評価コードの MCOBRA/RELAP5-GOTHIC を使用している。

ここで、非化学デブリによる圧力損失の増加として、燃料集合体を用いた流動試験の結果(3.2 節参照)の 2 倍をステップ状に与える。また、オプション 2a の仮定に基づき、化学デブリは再循環運転開始から約 60 分後に析出するとし、化学デブリ析出後は炉心入口部が完全に閉塞し、炉心入口部からの冷却材の通水が瞬時に絶たれるとした保守的な仮定とする。これにより、炉心入口に替わりバブルバレル流路から冷却材が供給される。なお、実際に化学デブリが析出し始めるのは再循環運転開始から 24 時間以降であり⁽¹⁾、化学デブリ析出後も炉心入口の流路が有効であると推定されているが⁽²⁾、ここでは保守的に約 60 分後に化学デブリが析出し、同時に炉心入口部が完全に閉塞すると仮定した。

解析対象は標準 4 ループプラントとし、破断位置は炉心冷却の観点で、厳しめとなる低温側配管破断事象を対象とする。また、国内 PWR プラントで現状最も標準的な高燃焼度(55GWd/t)二酸化ウラン燃料炉心を対象として炉心崩壊熱を考慮する。

図 9 に標準 4 ループプラントを対象とした流動解析の結果を示す。再循環運転の開始直後(LOCA から 1200 秒後)での非化学デブリによる炉心入口部の圧力損失の増加及び再循環運転開始から約 60 分後(LOCA から 4800 秒後)での化学デブリ析出による圧力損失の増加が起こっても、炉心の平均的挙動として、代替流路から炉心へ供給される冷却流量は蒸散量(ボイルオフ流量)を下回ることなく、炉心部の圧力損失の増加に伴う被覆管温度のヒートアップは生じないことが確認された。

なお、事象の後半において被覆管温度は一時的に局所で上昇しているが、上昇の度合いは判断基準値(1200℃)に比べて僅かであり、その後直ちに初期温度に戻ることから、流路閉塞による長期的な炉心冷却に対して問題となることはない。

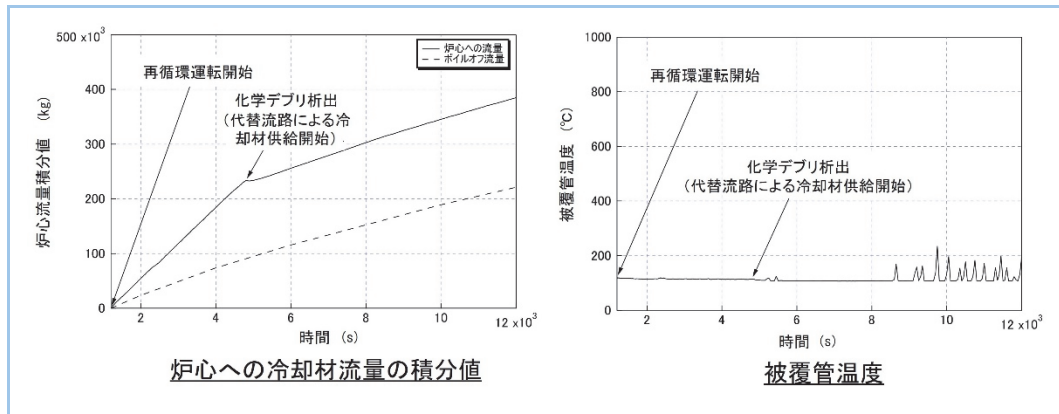


図9 標準4ループプラントを対象とした流動解析結果

6. まとめ

国内 PWR プラントの LOCA 時に発生する大量のデブリが再循環運転時に原子炉容器に流入した際、炉心入口部を閉塞し、炉心崩壊熱の除去を阻害することが懸念されていた。

これに対し、本事象の流動現象を適切に模擬した試験体系を考案し、デブリによる冷却流路の閉塞影響が小さいことを流動試験により実証した。また、代替流路（バッフルバレル流路）を模擬した流動試験から、非化学デブリ及び化学デブリが代替流路に流入しても流路閉塞には至らないことを実証した。さらに、これら試験結果に基づく、LOCA 後の長期炉心冷却に関する流動解析を実施し、その解析の結果、燃料被覆管の温度上昇は僅かであり LOCA 後の長期炉心冷却に対して問題とはならないことを明らかにした。

これらの試験及び解析の結果が妥当であることは原子力規制委員会（NRA：Nuclear Regulation Authority）にて了承⁽⁴⁾された。

参考文献

- (1) Comprehensive Analysis and test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) – Subscale Head Loss Test Program Report, WCAP-17788-NP Volume 6 Rev. 1, December 2019
- (2) 三菱重工業株式会社ほか、PWRにおけるLOCA時に発生するデブリの長期炉心冷却性への影響について、MHI-NES-1076 改0, 2023年1月
- (3) NRC, Closure Options for Generic Safety Issue - 191, Assessment of Debris Accumulation on Pressurized-Water Reactor Sump Performance, SECY-12-0093, July 2012
- (4) 原子力規制委員会、サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する事業者からの意見聴取結果と今後の対応について、第54回技術情報検討会、資料54-1-2-3, 2022年7月28日