

添付資料1 再循環サンプスクリーンバイパス試験の概要

1. はじめに

再循環サンプスクリーン（以下、「スクリーン」という）閉塞問題に対する国内 PWR 対応として、スクリーンを通過する異物の量及び性状を把握することを目的とするスクリーンバイパス試験を実施した。以下にその概要をまとめた。

2. 実施目的

原子炉格納容器内におけるデブリを含む冷却水の循環に関する概念図を図 2-1 に示す。スクリーンに到達する繊維デブリは、事故直後の“第 1 世代”、原子炉建屋内を循環して再度スクリーンに到達する“第 2 世代”と時間変化していくと考えられる。本試験では“第 1 世代”においてスクリーンをバイパスする繊維デブリ量を評価することを目的とした。

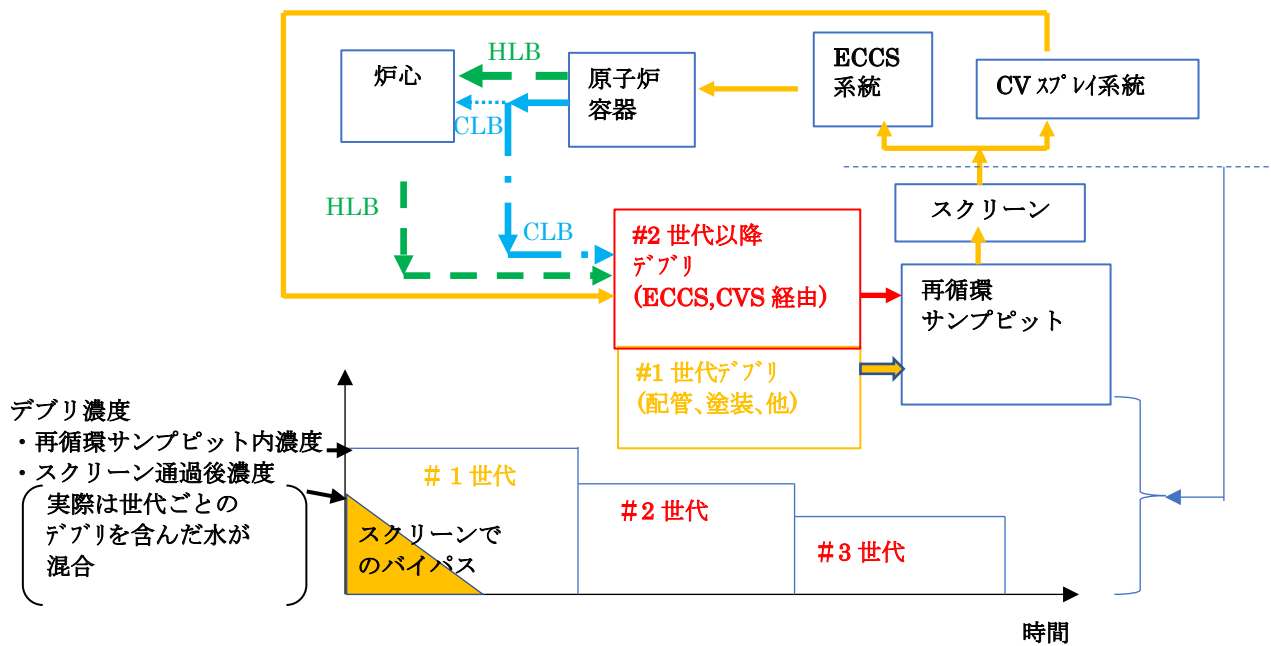


図 2-1 原子炉格納容器内におけるデブリを含む冷却水の循環に関する概念図

3. 試験装置概要

試験装置の概要図を図 3-1 に示し、試験装置の外観写真を図 3-2 に示す。スクリーンの多孔板における孔サイズ、孔間隔、開口率を実機と同一とし、ディスクサイズが小さく、ディスク数の少ない供試スクリーンを用いた。

また、スクリーン下流側で、バイパスした繊維デブリを回収できるようにバグフィルタユニットを設置した（試験中にフィルタ切替可能なように並列 2 台設置）。

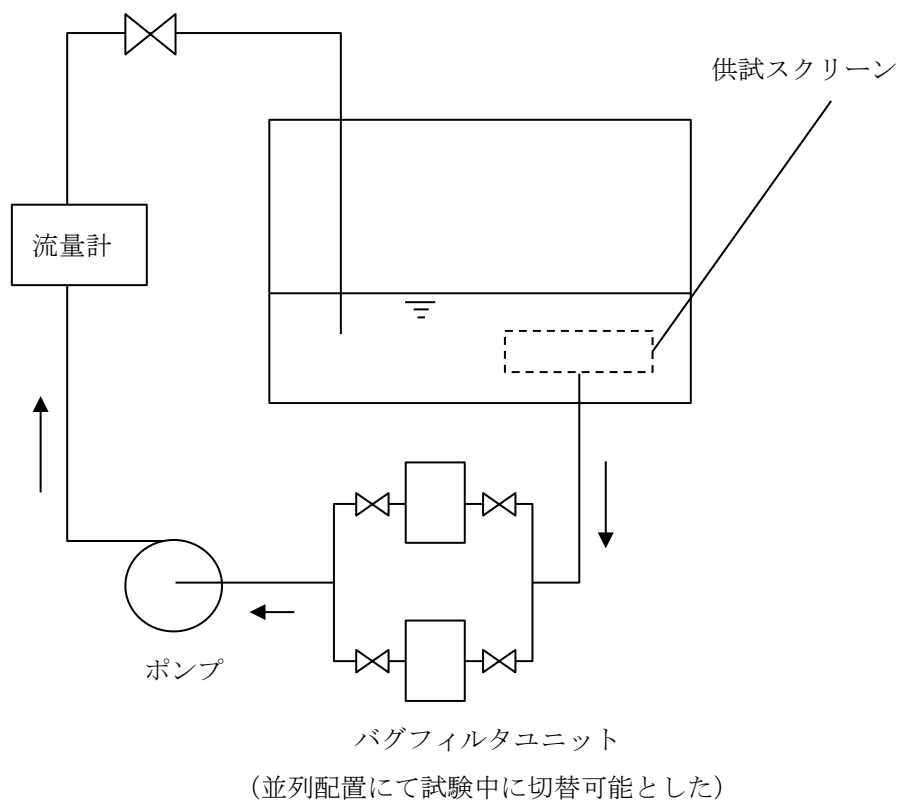
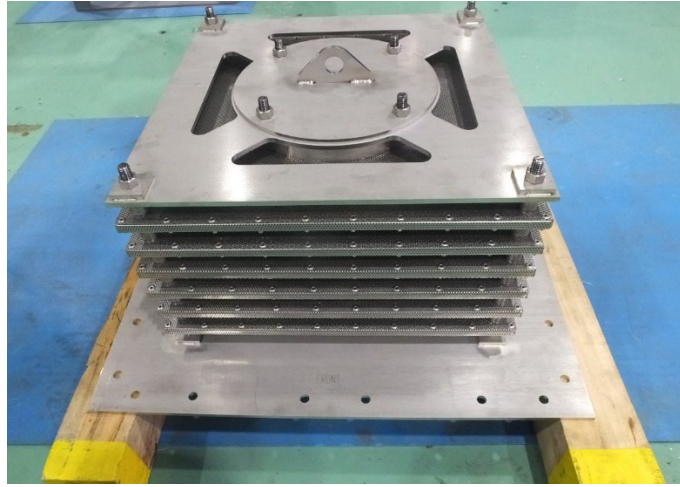
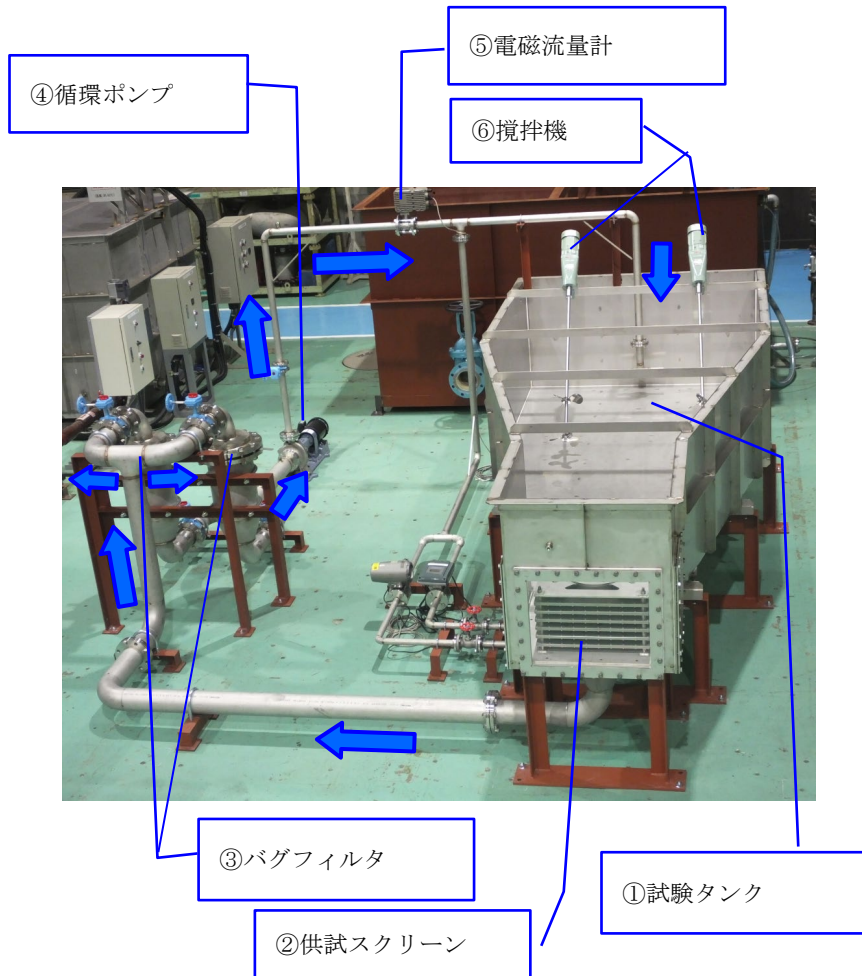


図 3-1 試験装置の概念図



(a) 供試スクリーン



(b) 試験ループ

図 3-2 試験装置の外観写真

4. 試験条件及び試験方法

4.1. デブリ

国内 PWR プラントで適用されている以下の繊維系保温材を使用した。

- ・ロックウール
- ・グラスウール
- ・セラミックフェルトン

4.2. スクリーン通過流速

国内 PWR プラントでの条件を包含するため、国内 PWR プラントにて最も速い流速である 2.3 mm/s とした。

4.3. 投入手順及び投入総量

NEI 推奨手法である 1/16 インチ以下のデブリベッド生成に該当する、1 バッチあたりのデブリ投入量を算定し、各デブリで 1 バッチ毎でのスクリーン通過バイパス量をバグフィルタで回収（バッチ毎にバグフィルタを切り替えられるように並列に設置したバグフィルタを使用）した。デブリ総量として国内プラントを包絡する最大量を投入した。（バッチ間のインターバル時間は、デブリ付着による圧損上昇が安定する時間を確保するために、3 ターン（30 分）とした。）

5. 試験結果

図 5-1 に各バッチでのバイパス率の時系列変化とその際のデブリ付着状況を示す。ここでは、国内 PWR プラントで最も使用量の多いロックウールについての試験結果を例として示す。

デブリ投入直後は、スクリーンをバイパスする繊維デブリが多いものの、スクリーンにデブリが付着していくことで付着した繊維がデブリを通過しにくくする“自己フィルタ化”が進み、デブリ通過量が減っていることが確認できる。

図 5-2 に投入デブリ総量に対するバイパス率（グロス％）を評価した結果（横軸に各バッチで投入した繊維デブリ体積をフィルタ面積で除した「理論デブリ層厚」、縦軸に各バッチまでの投入量に対するバイパス率とした結果）を示す。

試験結果を基に実機プラントで想定されるデブリ量および不確かさを考慮してバイパス率を評価するとバイパス率は 10～25% となった。

なお、ロックウール以外の保温材についても、同様に試験を実施して実機でのバイパス率を評価したところ、同程度のバイパス率となった。

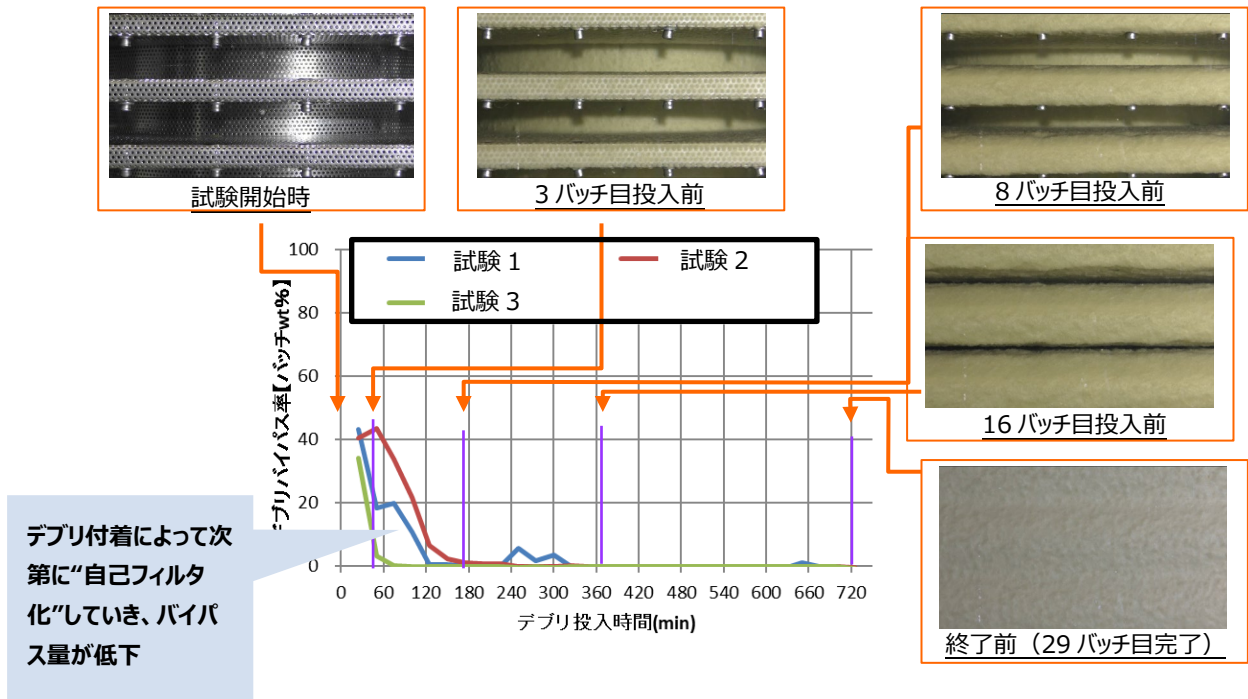


図 5-1 試験結果（外観写真と概要）

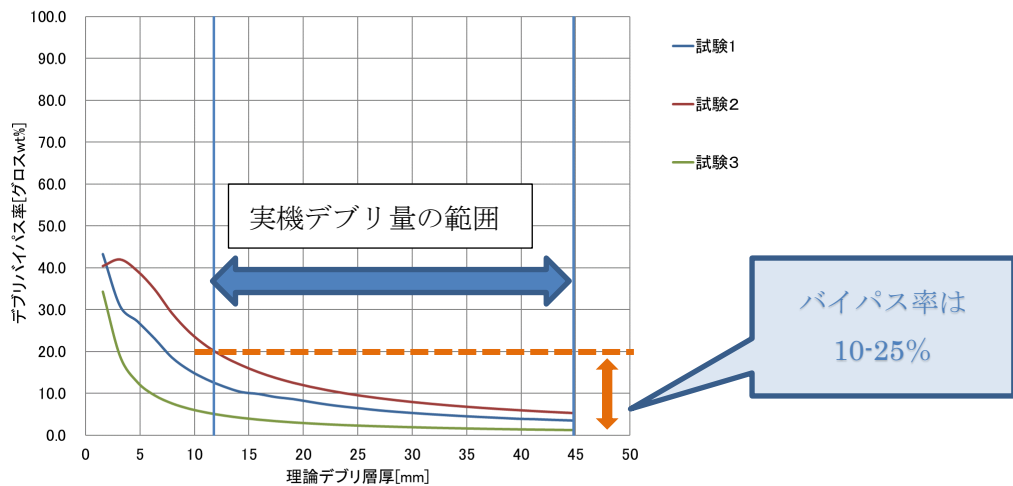


図 5-2 試験結果（実機デブリ量との比較）

添付資料2 被覆管表面へのデブリ付着による影響に関する検討

1. はじめに

再循環サンプスクリーンを通過したデブリが炉心へ流入した場合、一部は炉心入口部で捕捉されるが、炉心入口部を通過したデブリはグリッド部、または燃料棒の被覆管表面に付着し、被覆管表面からの伝熱性能を低下させることが懸念される。米国では、燃料集合体のグリッド部、及びバンドル部における燃料棒被覆管表面を対象に、デブリによる伝熱性能への影響を評価し、それらの影響が軽微であることを確認している。

ここでは、国内プラントを対象に米国と同様の評価⁶⁾を行い、燃料棒の被覆管表面に付着したデブリが伝熱性能へ与える影響を評価した。

2. 評価結果の概要

2.1. デブリ付着による燃料健全性への影響

2.1.1. 概要

燃料集合体を用いた流動試験（本文 4.2 項参照）の結果から、非化学デブリ（繊維デブリ及び粒子デブリ）は被覆管表面には付着しないが、燃料集合体のグリッドに付着することが確認されている。このグリッド部に付着したデブリにより被覆管表面の伝熱性能が低下し、被覆管温度が上昇することが懸念される。

上記のことから、グリッド部の被覆管表面にデブリが付着した場合の被覆管温度の増加量を評価した。

2.1.2. 評価方法

燃料棒の被覆管内面から冷却材までの径方向の熱移動を考慮し、デブリの厚さ及びデブリ熱伝導率をパラメトリックに変更した際の被覆管温度への影響を、1次元の熱伝導方程式により評価した。

評価条件として、炉内流動解析より得られた再循環運転時の最大崩壊熱を考慮し、デブリの厚さはグリッドを考慮した際の燃料棒被覆管間の距離（燃料棒 1 体あたり 50mils）を最大値として設定した。またデブリ熱伝導率は米国の知見より、非化学デブリ及び化学デブリの熱伝導率を包絡するよう 0.1~0.9 Btu/(hr-ft-F)の範囲で影響を確認した⁶⁾。

2.1.3. 評価結果

図 2-1 にデブリ厚さ及びデブリ熱伝導率をパラメトリックに変更した際の燃料棒の被覆管温度を示す。評価結果より、グリッド部のデブリ最大厚さまでデブリが付着した場合においても、被覆管温度は腐食、水素吸収による顕著な影響が生じない長期冷却の制限温度 800F (約 427°C) 以下となり、燃料健全性への影響はないことが確認できた。

2.2. 被覆管表面への化学デブリ付着による伝熱性能への影響

2.2.1. 概要

再循環過程において被覆管表面では冷却材の沸騰が生じており、冷却材に含まれる化学デブリが被覆管表面に付着する可能性がある。また、付着した化学デブリにより被覆管表面が覆われ、被覆管表面の伝熱性能が低下することが懸念される。

上記のことから、LOCA 発生から 30 日間の被覆管表面への化学デブリの付着厚さを評価し、保守的に仮定した熱伝導率を用いて被覆管温度の増加量を評価した。

2.2.2. 評価方法

燃料被覆管表面で沸騰が生じた場合、冷却材に含まれる全ての化学デブリが被覆管に付着するとし、蒸発量と化学デブリ濃度の積を経過時間で積算することにより付着厚さを評価した。また、この化学デブリの厚さの評価結果を基に 1 次元の熱伝導方程式により被覆管温度を評価した。燃料被覆管表面の酸化膜及び化学デブリ内は熱伝導、化学デブリの表面から冷却材へは熱伝達により熱が伝わるとした。

ここで、下記の保守的な仮定をおいて化学デブリの厚さを評価した。

- ・ 冷却材が蒸発しても化学デブリの濃度は低下しない
- ・ 蒸発した冷却材に含まれる全ての化学デブリが被覆管表面に付着する
- ・ 一度付着した化学デブリは被覆管表面から剥離しないと仮定
- ・ 沸騰する冷却材の量が多いほうが化学デブリの付着量が増加することから、燃料の線出力密度を保守的に高めに仮定
- ・ 時間の経過とともに崩壊熱が低下することで被覆管表面での沸騰が終了した場合、化学デブリの付着速度は沸騰時の 1/80 に低下する
- ・ 沸騰収束に要する時間は国内プラントでは 1～2 日程度であるが、保守的に 8 日間とする

なお、上記の評価方法は米国で実施された評価手法と同等である⁶⁾。

2.2.3. 評価結果

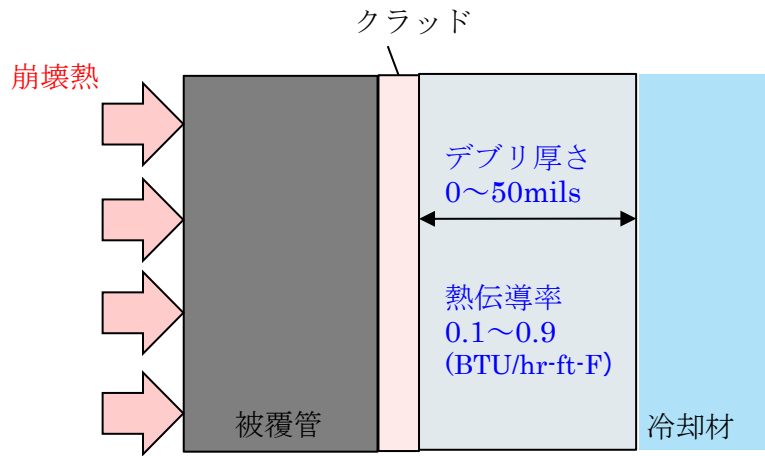
図 2-2 に被覆管温度と化学デブリの付着厚さの時間変化を示す。また、化学デブリの付着がない場合の被覆管温度も併せて示す。

時間の経過とともに化学デブリの付着厚さは増加し、沸騰が終了する 8 日後以降は化学デブリの付着速度が大幅に低下する。また、LOCA 発生から 30 日後の化学デブリ厚さは約 360 μm であった。

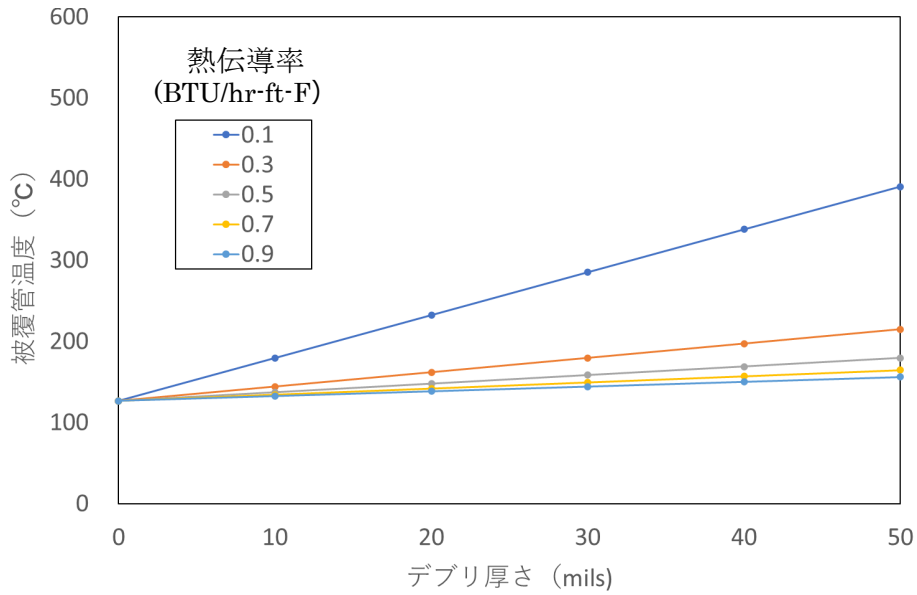
上記の通り、化学デブリの付着厚さは時間とともに増加しているが、被覆管温度は時間とともに低下し、事象初期の被覆管温度が最大となっていることが分かる。この被覆

管温度の低下は崩壊熱の低下によるものであり、化学デブリの付着による熱伝導率の低下よりも崩壊熱の低下量のほうが上回っていることを示している。また、化学デブリの付着を考慮しない場合の被覆管温度と比較すると 10℃程度の差であり、化学デブリの付着による影響が小さいことが分かる。

以上のことから、再循環運転時において化学デブリの付着による被覆管温度への影響は軽微であり、また被覆管温度は崩壊熱の低下に伴い低下することから、崩壊熱が最大となる再循環開始直後で被覆管温度は最大となり、燃料健全性への影響はないことが確認できた。

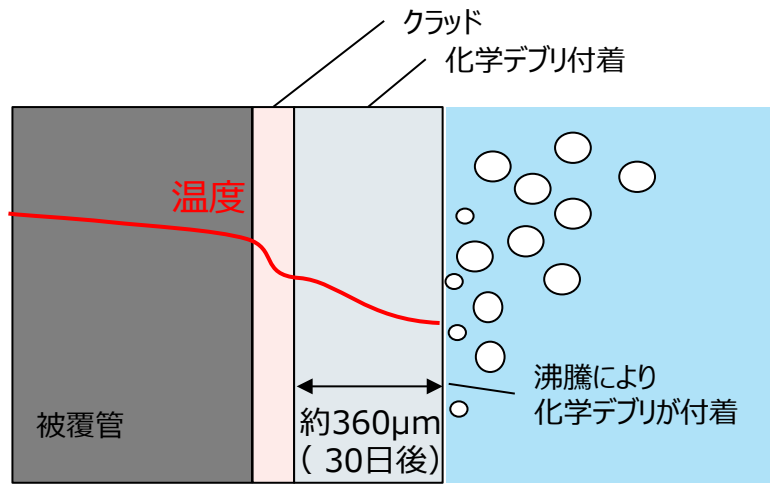


(a) 評価モデル

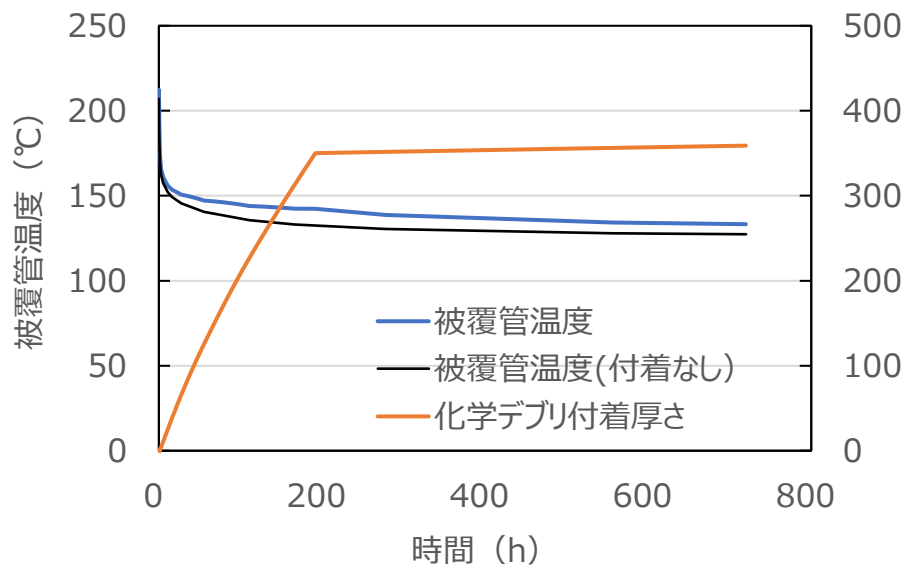


(b) 被覆管温度

図 2-1 デブリ付着による燃料健全性への影響



(a) 評価モデル



(b) 化学デブリ付着厚さ及び被覆管温度

図 2-2 被覆管表面への化学デブリ付着による伝熱性能への影響

添付資料3 LOCA デブリによるほう酸析出への影響

1. LOCA 後のほう酸析出の評価について

1.1. ほう酸析出の現象について

低温側配管破断条件での LOCA 後の再循環モードでは、非常用炉心冷却系から原子炉容器にほう酸水が供給される一方で、炉心上部からは炉心で発生した蒸気のみが高温側配管、蒸気発生器を経由して低温側配管破断口から抜けていくため、原子炉容器及び炉心のほう素濃度は時間とともに増加する。

原子炉容器内では、蒸気流れによる混合（気泡の上昇に伴い周囲のほう酸水が上方へ移動）とほう酸水の密度差による混合（高濃度で密度の大きいほう酸水が下方へ移動）の効果により原子炉容器内部でほう酸の混合が進むが、図 1-1 のとおり、炉心上部、原子炉容器内の上部プレナム部の領域でほう素濃度が最も高くなる。この上部の最も高いほう素濃度が析出限界を超えてほう酸が析出した場合には、蒸気が抜けにくくなり、炉心冷却に悪影響を及ぼす可能性が考えられることから、長期の炉心冷却性の維持の観点からほう素濃度が評価されている。

このため、事故時の運用において、原子炉容器内上部でほう酸析出が生じる前に、非常用炉心冷却系による注水の一部を高温側配管から行うこと（高温再循環切替）で、炉心の上部から高濃度ほう酸水を攪拌、あるいは下部プレナム経由で低温側配管破断口から排出させ、炉心で発生した蒸気の破断口までの流路を確保することとしている。

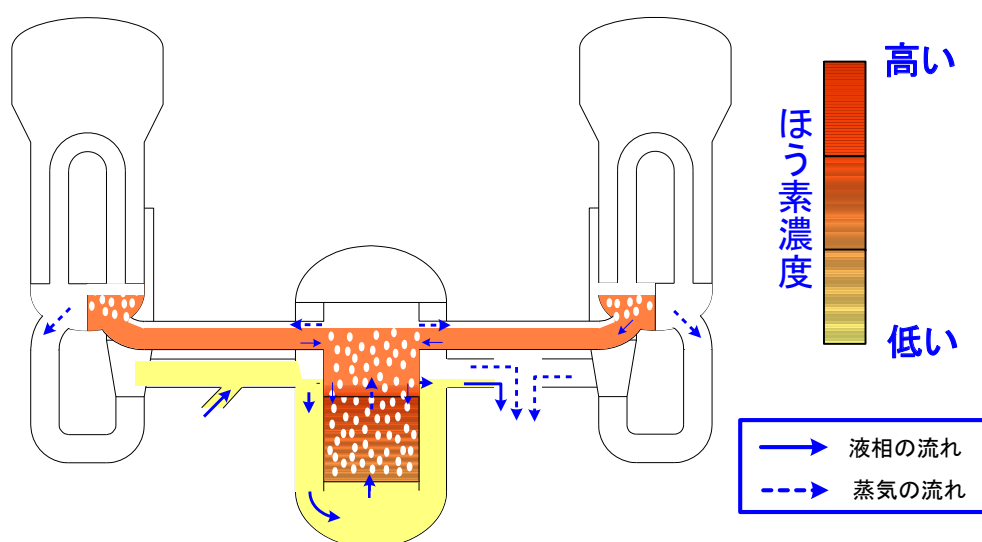


図 1-1 LOCA 後の原子炉容器内のほう素濃度分布の様子（低温側配管破断時）

1.2. ほう酸析出評価

上述の炉内でのほう酸水の混合挙動をモデル化した EXLOBOCON コードにて LOCA 後の時間経過に伴う原子炉容器内のほう素濃度分布を解析し、高温再循環切替時間までにほう酸の析出が生じないことを評価している。

解析では、ほう酸水のほう素濃度が 55000ppm 以上になると、ほう酸析出が生じるとしている。この値は、非常用炉心冷却系注水口からダウンカマ部の水頭等を考慮した炉内の圧力下での沸点に相当するほう素の溶解の限界濃度から定めている。

なお、55000ppm を超えただけにほう酸の析出が生じるものではなく、PWR 電力共同研究で実施した BACCHUS (バックス) 試験等では最大 68000ppm の濃度でも析出がみられなかった事例も確認されている。

2. デブリ閉塞によるほう酸析出への影響

2.1. デブリの炉心閉塞によるほう酸混合挙動への影響

炉心入口部でのデブリ閉塞で流動抵抗が増加すると、原子炉容器内のほう酸混合挙動のうち、密度差による高濃度ほう酸水の下方への移動混合を干渉し、原子炉容器内炉心部のほう素濃度が増加しやすくなる。

2.2. 解析による評価

EXLOBOCON による解析において、炉心入口部でのデブリ閉塞による影響として流動抵抗を増加させ、高温側配管への非常用炉心冷却系による注水切り替え時間までにほう酸の析出が生じないことを確認した。

ここで、デブリによる炉心部での流動抵抗の増加については、化学デブリ析出試験の結果を反映した。24 時間まで化学デブリ析出は生じないとし、非化学デブリのみの閉塞による炉心入口部の圧損増加を考慮している。

2.3. 解析結果

ほう素濃度評価が厳しくなる条件としては、以下が挙げられる。

- ・崩壊熱が高いプラント (55GWd/t 二酸化ウラン/MOX 燃料装荷プラント)
- ・燃料取替用水タンクのほう素濃度が高いプラント
(55GWd/t 二酸化ウラン/MOX 燃料装荷プラント、ほう酸注入タンク (BIT) のないプラント)

以上を考慮して、既許可の PWR プラントでほう酸析出評価が特に厳しいと考えられる以下のプラントを対象に解析を実施した。

- ・標準 4 ループプラント A :
55GWd/t 二酸化ウラン燃料装荷、BIT なし、高温再循環切替 24 時間
- ・標準 3 ループプラント B :

55GWd/t 二酸化ウラン/MOX 燃料装荷、BIT なし、高温再循環切替 12 時間
・標準 3 ループプラント C :

55GWd/t 二酸化ウラン/MOX 燃料装荷、BIT あり、高温再循環切替 24 時間

各プラントについて、高温再循環切替までの原子炉容器内で最大となるほう酸水濃度の時間変化を、図 2-1～図 2-3 に、デブリによる炉心閉塞の考慮のあり、なしのそれぞれを併記する形で示す。

各プラントとも、デブリ閉塞によりほう素濃度は高めに推移するものの、高温再循環切替時間までに析出判断となる濃度を超過することなく、ほう酸析出は生じないと評価される。

再稼働対象の PWR プラントは、既許可の炉心等の条件の範囲において、3 プラントの解析結果で包含されると考えられ、デブリ閉塞の影響を踏まえても、ほう酸析出による LOCA 後の長期の炉心冷却性について問題はないと評価できる。

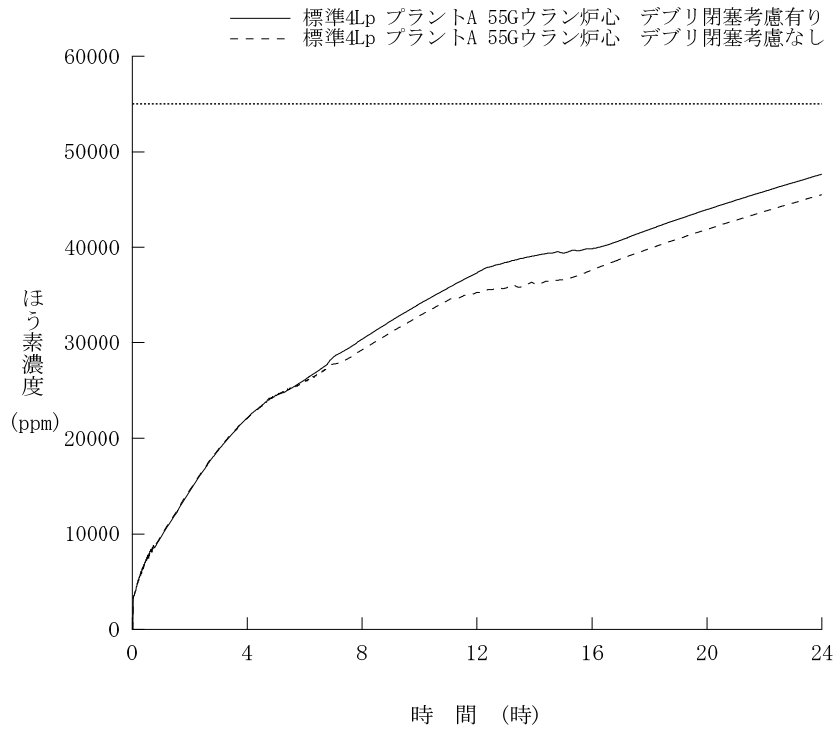


図 2-1 標準 4 ループ 55GWd/t 二酸化ウラン炉心 解析結果
(RWST2800ppm、BIT なし)

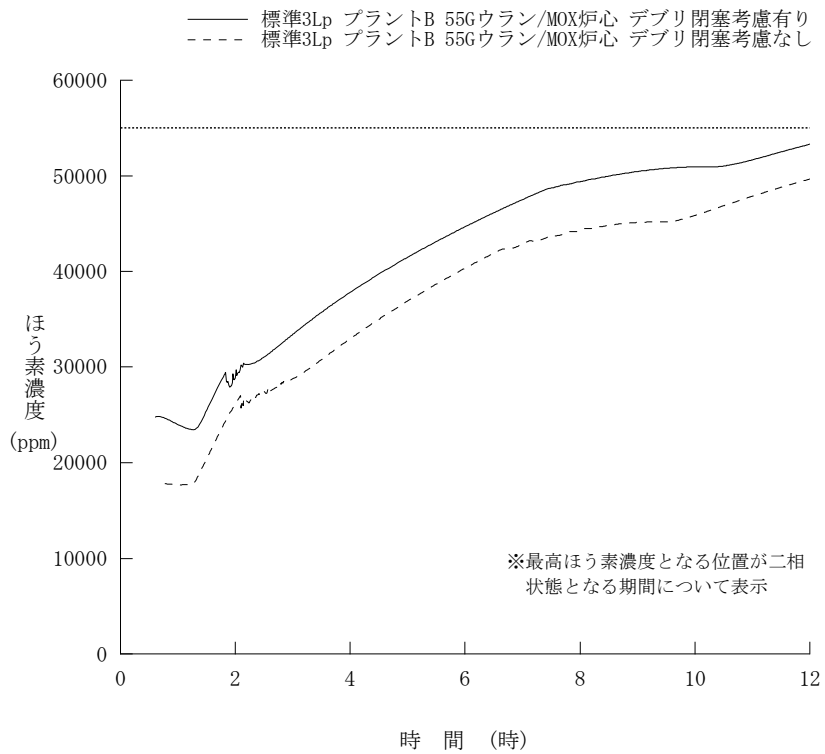


図 2-2 標準 3 ループ 55GWd/t 二酸化ウラン/MOX 炉心 解析結果
(RWST4400ppm、BIT なし)

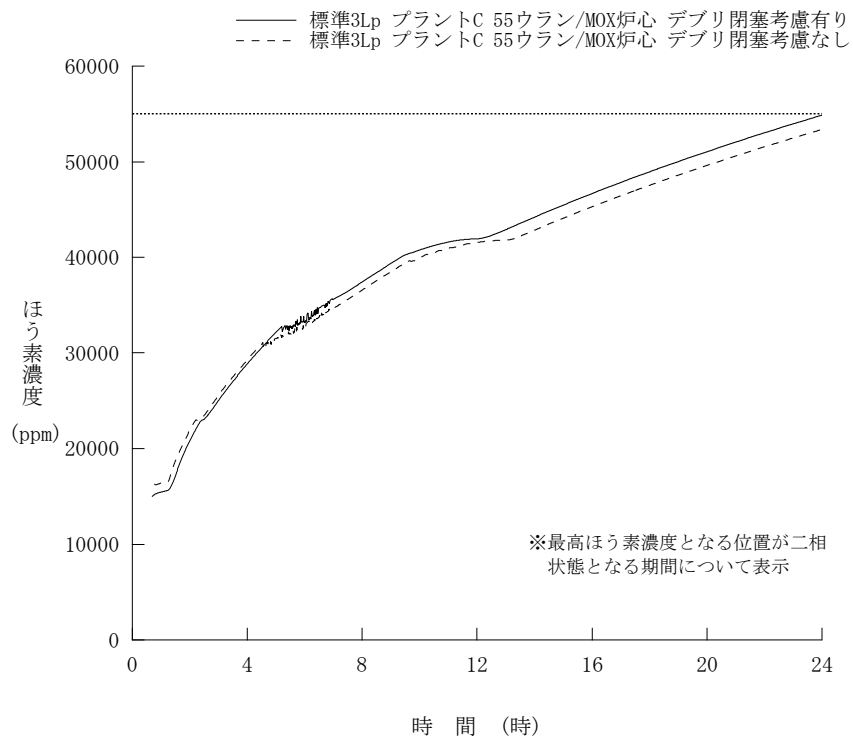


図 2-3 標準 3 ループ 55GWd/t 二酸化ウラン/MOX 炉心 解析結果
 (RWST3300ppm、BIT 有り)

添付資料4 流動試験における A 型 17×17 Zry グリッド燃料の代表性

1. はじめに

本資料は、試験に使用した A 型 17×17 ジルカロイ (Zry) グリッド燃料が、国内で使用されている全ての A 型燃料に対して、代表的にデブリ閉塞時の長期炉心冷却性の維持の評価へ適用ができることについてまとめる。

2. 炉心入口部で冷却流路が確保される箇所

流動試験の結果より、デブリによって冷却流路の閉塞が生じず、安定した冷却流路が形成された炉心入口部の流路は、主に以下の 3 箇所である。冷却流路のイメージ図を図 2-1 に示す。

(a) 下部ノズル及びグリッドのコーナ部の流路

下部ノズル及びグリッドのコーナ部には面取りが施されており、燃料が炉内に装荷された際、燃料集合体 4 体の境界部に面取りにより大きな流路が存在する。流動試験では燃料集合体 2 体の体系で実施したが、このコーナ部の冷却流路ではデブリによる閉塞は認められなかった。

(b) 隣接下部ノズル間の流路

隣接する下部ノズル間のギャップ及び下部ノズルとテストセクションとのギャップは、試験中及び試験後に部分的なデブリの付着が認められたものの、一面にわたりデブリが閉塞することはなく、安定した冷却流路が確保された。

なお、隣接するグリッド間のギャップでは、グリッドの外ストラップの凹部や開口部（グリッドばねやディンプルの加工による）が存在するため、端部に繊維デブリが捕捉されやすく、比較的になめらかな下部ノズル間のギャップほどの顕著な冷却流路の確保は確認できなかった。

(c) 下部ノズル内及びグリッド内流路

下部ノズル及びグリッド内流路は、上記流路より狭く、非化学デブリで徐々に流路が閉塞していくが、流路の閉塞につれ冷却材の流速が増加するため、ある程度閉塞が進むとデブリによる閉塞が生じにくくなる。このため、下部ノズル及びグリッド内流路においても一部の安定した冷却流路が確保される。

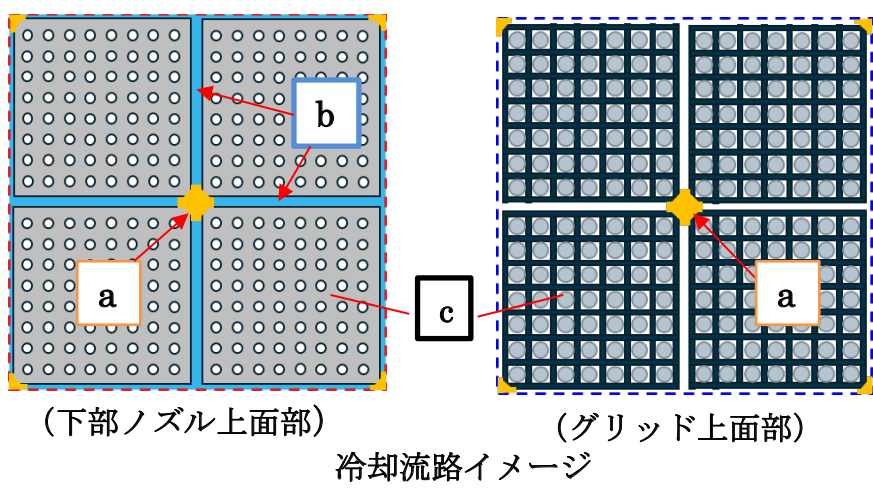
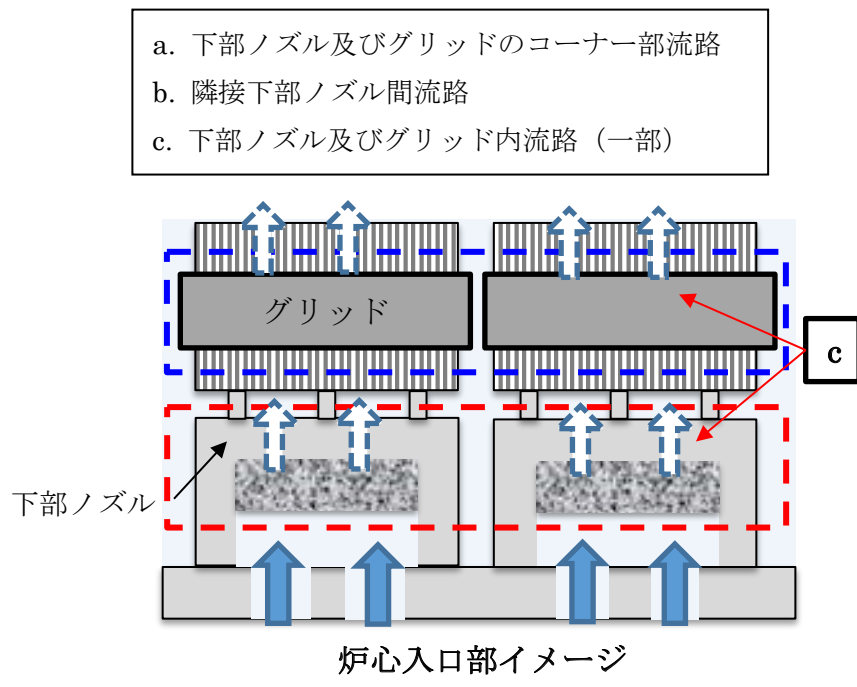


図 2-1 炉心入口部における冷却流路概念図

3. 17×17型 Zry グリッド燃料の代表性

2.項で示した冷却流路について、17×17型 Zry グリッド燃料と、他のタイプの A 型燃料（15×15型インコネル（Inco）グリッド燃料、14×14型インコネル（Inco）グリッド燃料）の整理結果を表 3-1 に示す。なお、17×17型燃料には、Inco グリッド燃料も存在するが、冷却流路の観点では Zry グリッド燃料の方が小さくなる。

炉心全断面に占める流路割合が小さいほど、デブリによる影響で圧力損失の増加が生じやすくなるが、この整理結果より、流動試験で用いた 17×17型 Zry グリッド燃料が他のタイプの燃料と比べて、冷却流路のいずれにおいても面積割合が小さくなっており、デブリによる流路閉塞の観点から、保守的な条件と判断できる。

また、炉内流動解析において、デブリにより炉心入口部（下部ノズル及び下部グリッド）が 99.5%閉塞し、かつ閉塞部で圧損を無限大として冷却材が通水しないと仮定した場合でも、炉心入口部で 0.5%程度の非閉塞部があれば、炉心はヒートアップせず長期冷却が可能であり、17×17型 Zry グリッド燃料の冷却流路（a）と（b）だけでも冷却流路の約 1.9%（>0.5%）が確保できていることから、長期な炉心冷却が可能であることが確認できる。

表 3-1 冷却流路の整理結果

		17×17 型	15×15 型	14×14 型
炉心入口部で冷却流路が確保される箇所： →炉心全断面に占める面積割合で比較	(a)下部ノズル、グリッドのコーナ部の流路	小	中	大
	(b)隣接下部ノズル間の流路面積割合	小	小	大
一部に未閉塞部が残される箇所： →流路孔の大きさを比較	(c)下部ノズル内部及びグリッド内流路	小	大	大

添付資料5 化学デブリ析出に関する基礎試験

1. 概要

1.1. 再循環サンプスクリーン下流側炉内影響における化学デブリの概要

LOCAが発生した場合、破断口から噴出した高温高压の蒸気により保温材（繊維、ケイ酸カルシウム）が破損し、原子炉格納容器内に飛散する。飛散した保温材は冷却材と共にサンプピットへ流れる。また、原子炉格納容器内の構造材も破断口から噴出した冷却材と接触することとなる。

構造材や保温材は冷却材と接触することで腐食し、構造材や保温材に含まれる金属イオンが徐々に冷却材へと溶解する。この金属イオンは格納容器スプレー系に含まれる pH 調整材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デブリとして析出する。この化学デブリの成分としては主にアルミニウム水酸化物、アルミノ珪酸ナトリウム、珪酸亜鉛であると考えられている¹³⁾。

化学デブリが再循環サンプスクリーンを通過し、原子炉容器内へと流入した場合、化学デブリは燃料集合体の下部に形成した非化学デブリ（繊維デブリ、粒子デブリ）の層に捕捉される。これにより、炉心入口の圧力損失が大幅に増加することが懸念されている。化学デブリにより炉心入口部が閉塞に至るまでの経緯を図 1-1 に示す。

ここで、保温材や構造材の腐食により冷却材内の金属イオン濃度が増加するのには時間を要す。また、冷却材の水温低下による溶解度の低下にも時間を要すことから、化学デブリは LOCA 発生から数時間の遅れを伴い析出する。

この化学デブリ析出に要する時間（以降、化学デブリ析出時間と称す）を炉内流動解析に考慮し、再循環開始直後は非化学デブリのみが炉内に流入すると仮定することにより、再循環開始直後の炉心入口の圧力損失の増加幅を大幅に緩和することができる。

国内プラントを対象とした炉内流動解析では化学デブリ析出時間を考慮しており、この析出時間が解析結果に影響することから、化学デブリ析出時間を試験等により明らかにしておくことは重要である。

1.2. 米国での取り組み¹³⁾

米国において、化学デブリ析出時間に関するオートクレーブを用いた試験が実施されている。本試験では、実機における格納容器内の冷却材温度履歴及び pH 履歴を模擬した水溶液に格納容器の構造材及び保温材を投入し、定期的に抽出したサンプル水の濾過時間を基に化学デブリ析出の有無が評価されている。米国におけるオートクレーブ試験の概要図を図 1-2 に示す。

また、化学デブリの生成に寄与する構造材としてアルミニウム及び亜鉛メッキ、保温材としてはケイ酸カルシウム、ロックウール、グラスファイバー、ケイ酸アルミニウムが選定されている。また、pH 調整材としては水酸化ナトリウム、NaBT、TSP が用いられて

いる。

米国には多数のプラントが存在することから、保温材、構造材の量及び pH 調整材の種類を基に類似プラントをグルーピングすることで網羅的な試験を実施している。

試験の結果、大半のプラントにおいて LOCA 発生から 24 時間は化学デブリが析出しないことが確認されている。ただし、化学デブリの主成分であるアルミニウムを大量に使用した限られたプラントでは試験開始から 4 時間後に化学デブリの析出が認められている。米国オートクレーブ試験の結果を図 1-3 に示す。

1.3. 国内プラントの特徴

国内 PWR プラントにおける大半の保温材はロックウール、ケイ酸カルシウムであり、米国で実施された試験においてもこれらの保温材が考慮されている。また、pH 調整材としては水酸化ナトリウムとヒドラジンがあり、水酸化ナトリウムは米国の試験で考慮されているが、ヒドラジンについては国内プラントでしか使用されていない。したがって、ヒドラジンが化学デブリ析出に与える影響を確認しておくことが重要である。

構造材としては米国と同様であり、アルミニウム、亜鉛メッキを考慮することで良いが、アルミニウムの量が米国よりも少ないことから炭素鋼の影響が大きくなる可能性が指摘されている。したがって、本試験においては炭素鋼を考慮することとした。

1.4. 原子炉格納容器内の冷却材温度及び pH

実機における原子炉格納容器内の冷却材温度履歴を図 1-4 に示す。LCOA 後、冷却材温度が 100°C 以上となる時間が数時間あり、最高温度は約 120°C 程度となる。その後、冷却材温度は 90~80°C に低下する。

一方、LOCA 直後の原子炉格納容器内の冷却材はほう酸が含まれることから酸性であり、pH は 4 程度である。その後、格納容器スプレー系に含まれる pH 調整材によりアルカリ性へと変化し、冷却材の pH は 1 時間程度で 7.0~9.4 に達する。原子炉格納容器内の冷却材 pH の概念図を図 1-5 に示す。

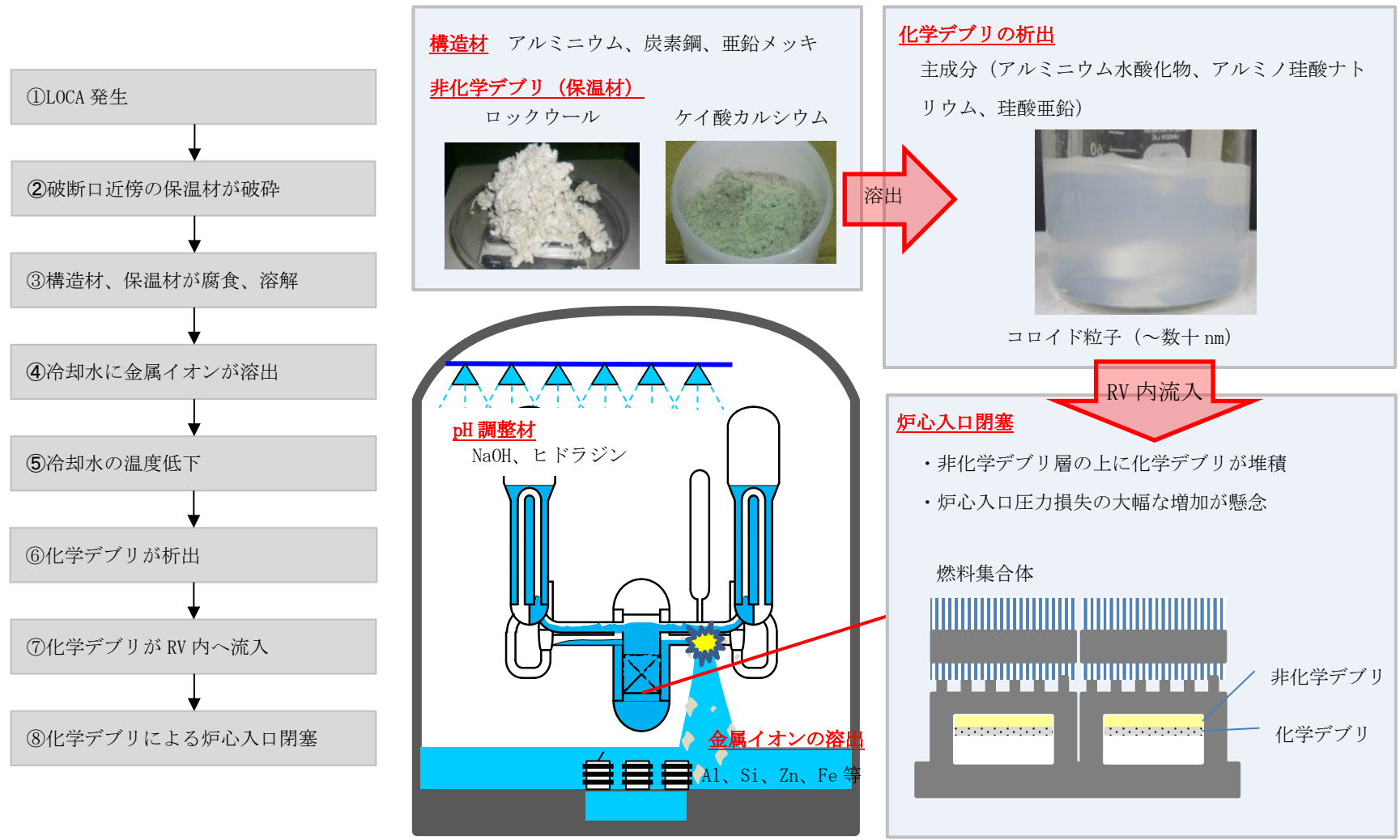


図 1-1 化学デブリにより炉心入口部が閉塞に至るまでの経緯

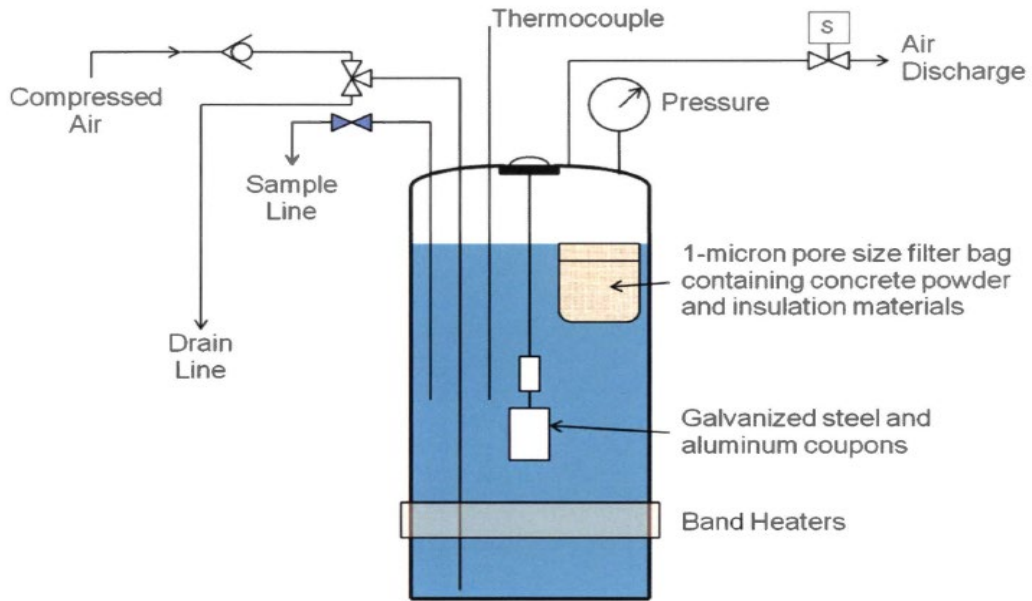


図 1-2 米国のオートクレーブ試験装置の概要図¹³⁾

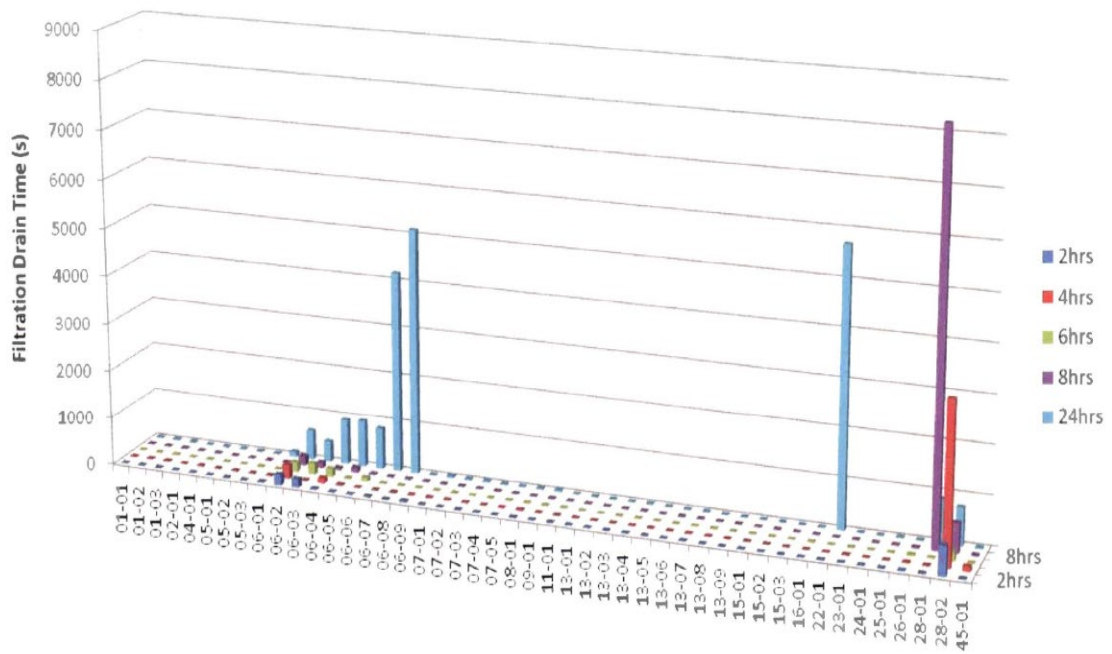


図 1-3 米国のオートクレーブ試験結果 (pH 調整材 : 水酸化ナトリウム)¹³⁾

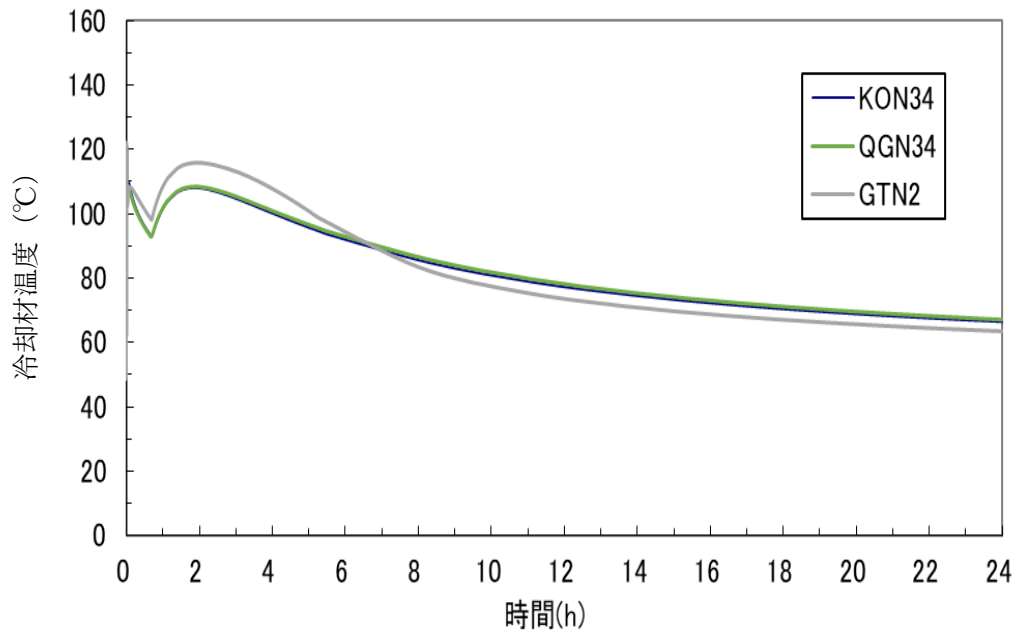


図 1-4 原子炉格納容器内の冷却材温度履歴

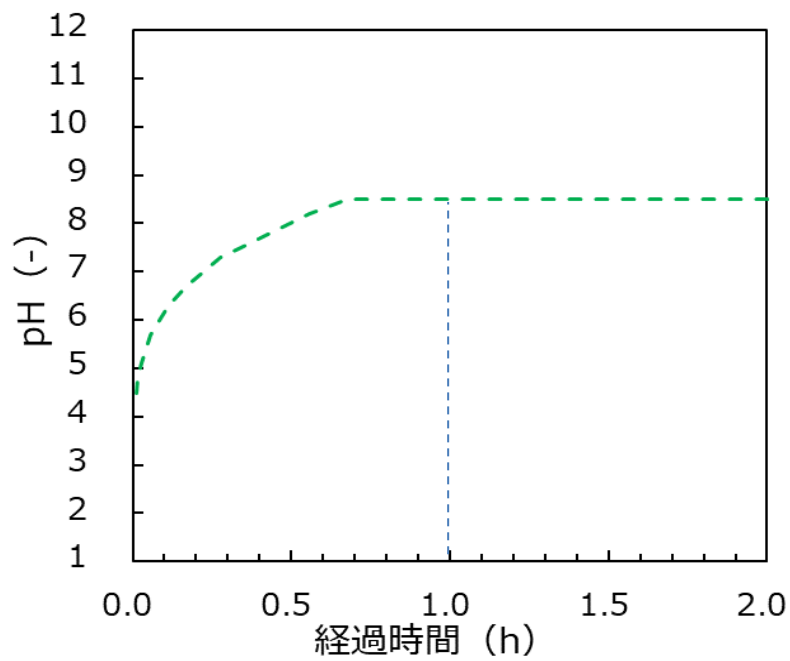


図 1-5 原子炉格納容器内の冷却材 pH 履歴

2. 試験方法

試験装置の概念図を図 2-1 に示す。実機における原子炉格納容器内の冷却材温度履歴及び pH 履歴を模擬した水溶液に構造材及び保温材を投入し、約 24 時間後の化学デブリ析出の有無を目視により確認する。具体的には、ビーカー内のほう酸水に構造材及び保温材を投入し、恒温槽にビーカーを設置することで、実機プラントにおける冷却材の温度履歴を模擬した。また、試験中に pH 調整材（水酸化ナトリウム、ヒドラジン）を投入することで pH を調整した。

上記の水溶液を恒温槽内に 24 時間程度保管した後、ビーカーを取り出して自然放冷させた。水溶液温度の低下とともに目視による観察を行い、白濁が生じた場合に化学デブリが析出したと判断した。

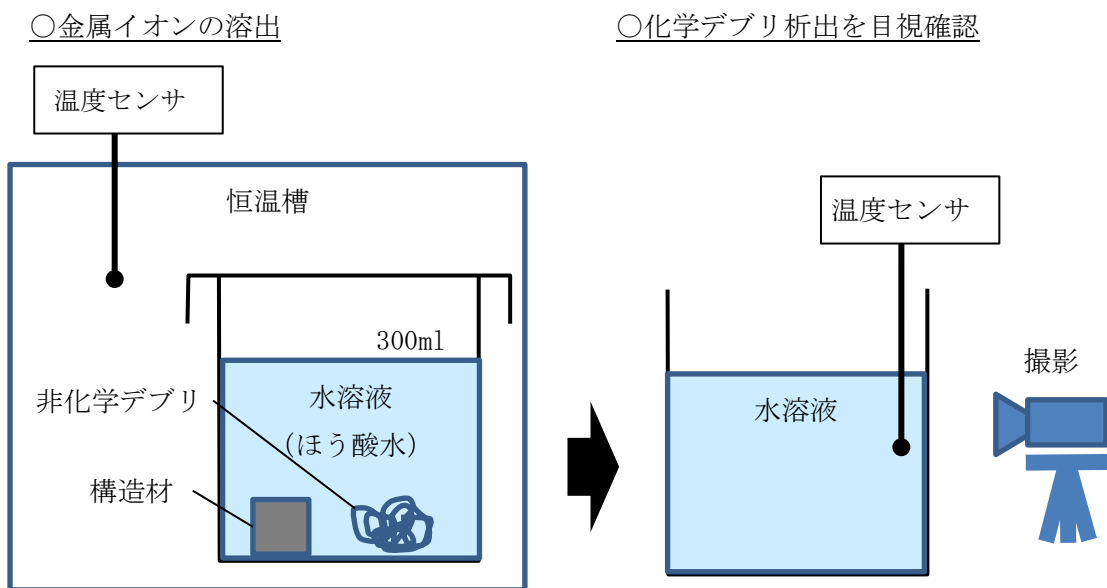


図 2-1 化学デブリ析出試験装置の概念図

3. 試験条件

3.1. ヒドラジン影響試験

国内プラントの特徴であるヒドラジンが化学デブリ析出へ与える影響を確認するため、構造材及び保温材を同条件の水溶液に溶解させ、水酸化ナトリウムを投入した場合とヒドラジンを投入した場合の差異を確認した。

ヒドラジン影響試験に関する試験条件一覧を表 3-1 に示す。また、ヒドラジン影響試験における温度履歴、pH 履歴の概念図を図 3-1 に示す。

LOCA 発生から 24 時間の原子炉格納容器内の冷却材温度は概ね 90℃以下であることから、試験では保守的に 90℃一定とした。また、実機においてヒドラジンによる pH 調整後の冷却材は pH7.0 となることから、試験においても pH7.0 となるように水酸化ナトリウム或いはヒドラジンを投入した。

構造材としてアルミニウム、亜鉛メッキ、炭素鋼を投入し、水溶液量に対する表面積を国内 PWR の包絡量とした。また、保温材としてロックウール、ケイ酸カルシウムを投入し、代表プラントのサンプル内の濃度を包絡する量とした。また、ほう酸濃度は代表プラントの燃料取替ピット内の濃度と同等である 2900ppm とした。

3.2. 化学デブリ析出時間の確認試験

先行する米国試験による 24 時間以内に化学デブリが析出しないとの結果が国内プラントでも有効であることを示すことを目的とし、国内の原子炉格納容器内の温度、pH を模擬した水溶液に構造材、保温材を投入する試験を実施した。

化学デブリ析出時間の確認試験に関する試験条件一覧を表 3-2 に示す。化学デブリ析出時間の確認試験に関する温度履歴、pH 履歴の概念図を図 3-2 及び図 3-3 に示す。

LOCA 発生から 24 時間の原子炉格納容器内の冷却材温度は概ね 90℃以下であることから、ケース 3、4 においては保守的に 90℃一定とした。また、実機における pH 変化を模擬し、pH 調整材により pH4.5 から段階的に pH を増加させ、最終的に pH8.5、9.4 となる 2 ケースの試験を実施した。

また、LOCA 後数時間の冷却材が高温となる時間帯の影響を把握することを目的とし、初期の温度履歴を包絡するように温度変化させた条件でも試験を実施した(ケース 5、6、7)。ただし、試験開始から 6 時間程度は大気圧における飽和温度(約 100℃)を超えることから、恒温槽から溶液を取り出して pH 調整材を投入することは難しく、試験開始時に pH 調整材を投入して pH を 7.0、8.5、9.4 とした。化学デブリの主成分であるアルミニウムは高温かつアルカリ性で溶解速度が高いことから、試験開始時からアルカリ性とすることは安全側の取扱いである。

構造材としてアルミニウム、亜鉛メッキ、炭素鋼を投入し、保温材としてロックウール、ケイ酸カルシウムを投入した。いずれも国内 PWR を包絡する量を投入した。また、ほう酸濃度は国内 PWR における燃料取替ピット内の最大濃度である 4700ppm とした。

表 3-1 試験条件（ヒドラジン影響試験）

No.	pH	冷却材 温度	構造材	保温材	pH 調整材	ほう酸 濃度	試験時間
1	4.5→7.0	90℃ (一定)	アルミニウム (56 mm ² /l) 亜鉛メッキ (14750 mm ² /l) 炭素鋼 (440 mm ² /l)	ロックウール (0.38 kg/m ³) ケイ酸カルシウム (0.12 kg/m ³)	NaOH	2900 (ppm-B)	5.5 時間
2					ヒドラジン		

表 3-2 試験条件（化学デブリ析出時間の確認試験）

No.	pH	冷却材 温度	構造材	保温材	pH 調整材	ほう酸 濃度	試験時間
3	4.3→8.5	90℃ (一定)	アルミニウム (56 mm ² /l) 亜鉛メッキ (14750 mm ² /l) 炭素鋼 (440 mm ² /l)	ロックウール (0.6 kg/m ³) ケイ酸カルシウム (0.16 kg/m ³)	NaOH	4700 (ppm-B)	24 時間
4	4.3→9.4						
5	7.0	120→90℃ (包絡)					
6	8.5						
7	9.4						

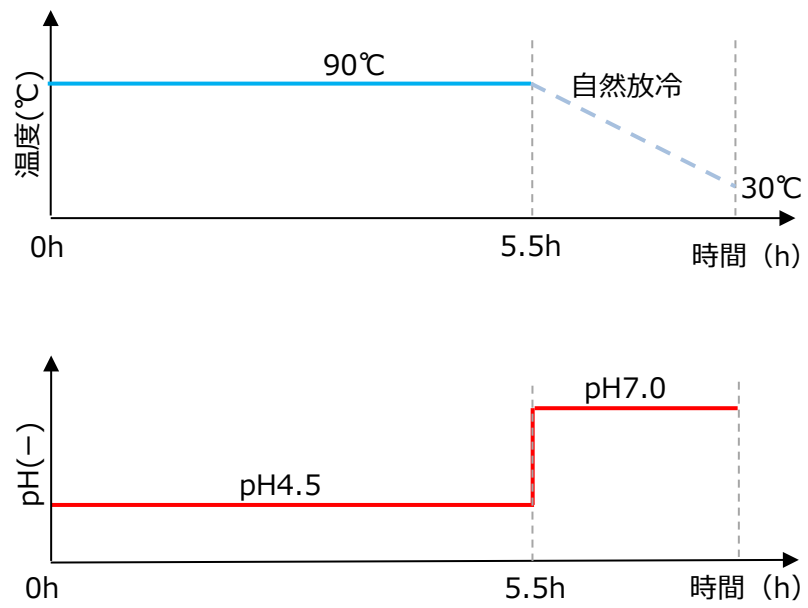


図 3-1 水溶液の温度履歴及び pH 履歴 (ヒドラジン影響試験)

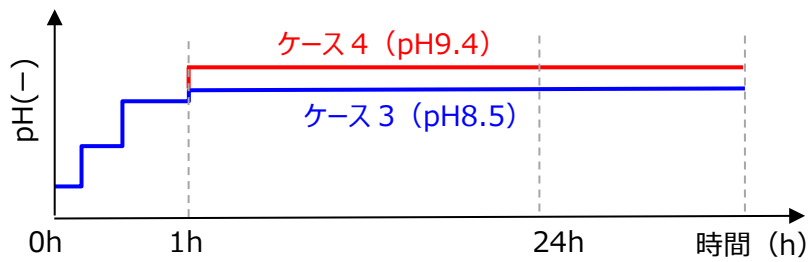
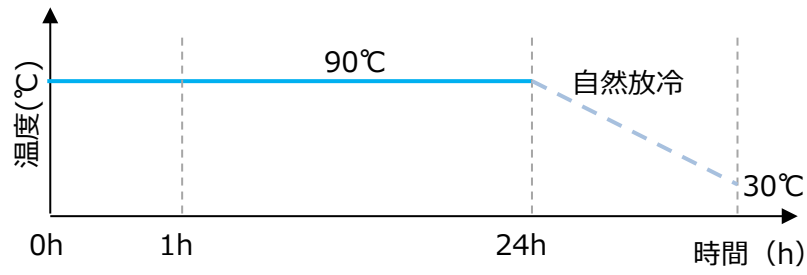


図 3-2 水溶液の温度履歴及び pH 履歴 (化学デブリ析出時間の確認試験)

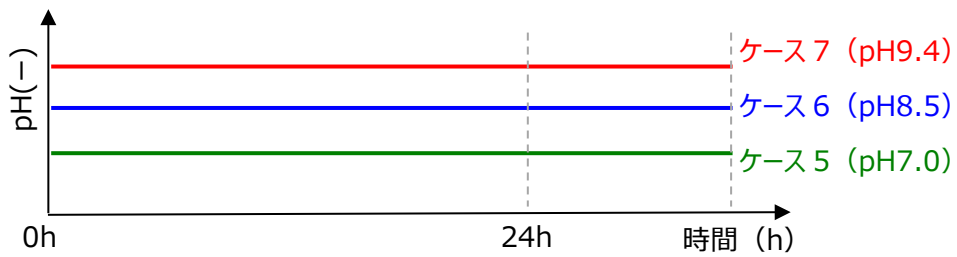
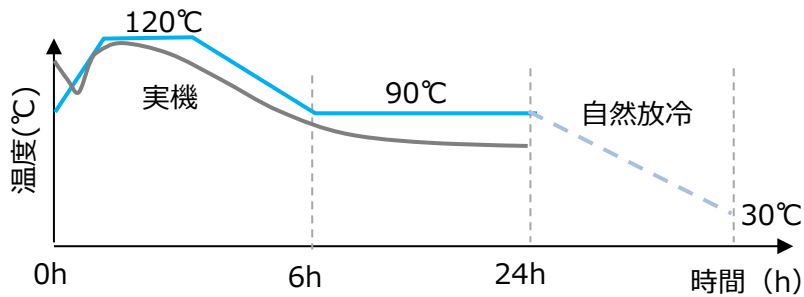


図 3-3 水溶液の温度履歴及び pH 履歴 (化学デブリ析出時間の確認試験)

4. 試験結果

4.1. ヒドラジン影響

水酸化ナトリウム或いはヒドラジンを投入後、水溶液の温度が約 80℃となった時点及び 30℃となった時点の水溶液の写真を図 4-1 に示す。両水溶液は 80℃及び 30℃において無色透明であり、化学デブリは析出していないことが確認できた。

上記のことから、pH 調整材として水酸化ナトリウム或いはヒドラジンを使用した場合の両条件にて化学デブリは析出せず、ヒドラジンを使用したことにより化学デブリが析出する時間が早まるということが確認できた。ヒドラジンによる化学デブリ析出への影響は軽微であり、以降の試験では水酸化ナトリウムを用いた pH 調整により代表させることが可能であると判断した。

4.2. 化学デブリ析出時間の確認試験

原子炉格納容器内の冷却材条件を模擬したケース 3、4 の試験結果を図 4-2 に示す。pH 調整材を投入直後（約 1 時間後）、恒温槽から取り出した直後（約 24 時間後）及び自然放冷後に 30℃に達した時点において水溶液は無色透明であり、化学デブリは析出していないことが確認できた。

原子炉格納容器内の冷却材温度履歴を包絡した条件であるケース 5、6、7 の試験結果を図 4-3 に示す。恒温槽から取り出した直後（約 24 時間後）は全水溶液は無色透明であり、化学デブリが析出していないことが分かる。

ここで、溶液の pH を 9.4 としたケース 7 においては水溶液の温度が 30℃となった時点でわずかではあるが白濁の析出物が確認された。化学デブリの主成分であるアルミニウムは高温、かつ、アルカリ性で溶解速度が速くなる傾向があることから、pH を 9.4 とした水溶液はアルミニウムの濃度が高くなり、温度低下による溶解度の低下に伴い化学デブリが析出したものと考えられる。しかしながら、国内の実機の原子炉格納容器においてアルミニウム材は米国に比べて少なく、30℃まで温度低下するにしても 24 時間程度は要することから、24 時間程度までは化学デブリはほとんど析出することはないと判断した。

上記の試験結果より、米国と同様に国内 PWR プラントにおいても LOCA 後 24 時間以内では化学デブリが析出しないことが分かった。




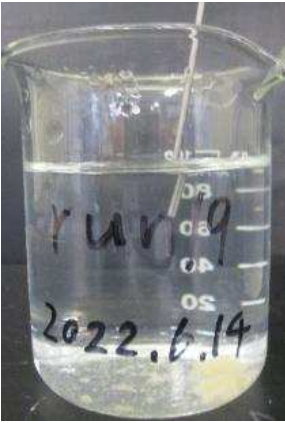
	水溶液温度 約 80℃、pH7.0	水溶液温度 約 30℃、pH7.0
ケース 1 (NaOH)	 <p>白濁なし (析出なし)</p>	 <p>白濁なし (析出なし)</p>
ケース 2 (ヒドラジン)	 <p>白濁なし (析出なし)</p>	 <p>白濁なし (析出なし)</p>

図 4-1 ヒドラジン影響試験の結果 (ケース 1、2 のビーカー写真)

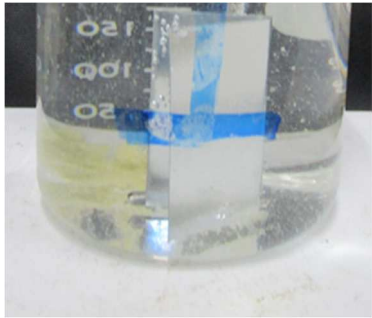


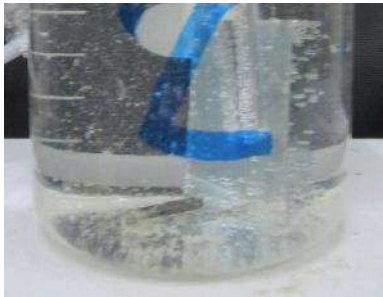
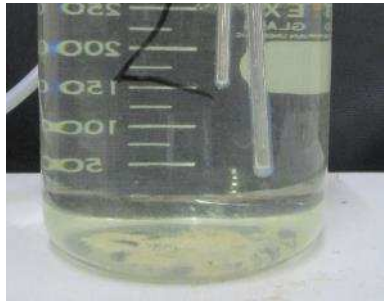

	1 時間後 (水溶液温度 約 90℃)	24 時間後 (水溶液温度 約 90℃)	24 時間後 (水溶液温度 約 30℃)
ケース 3 (pH4.3→ 8.5)	 <p>白濁なし (析出なし)</p>	 <p>白濁なし (析出なし)</p>	 <p>白濁なし (析出なし)</p>
ケース 4 (pH4.3→ 9.4)	 <p>白濁なし (析出なし)</p>	 <p>白濁なし (析出なし)</p>	 <p>白濁なし (析出なし)</p>

図 4-2 化学デブリ析出時間の確認試験の結果 (ケース 3、4 のビーカー写真)

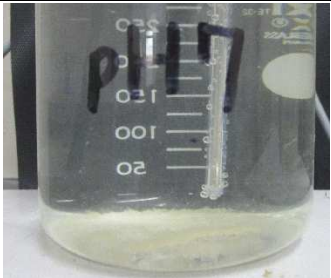
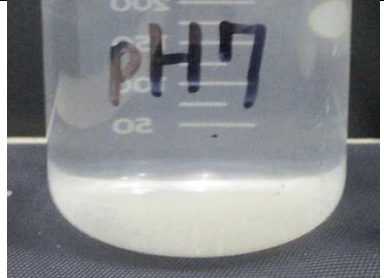
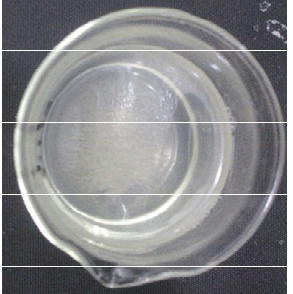
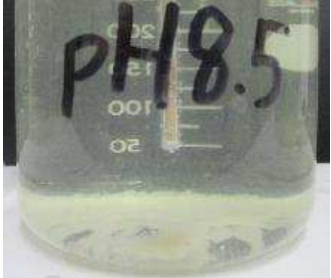


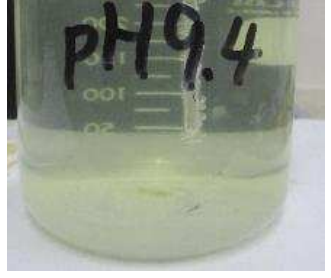
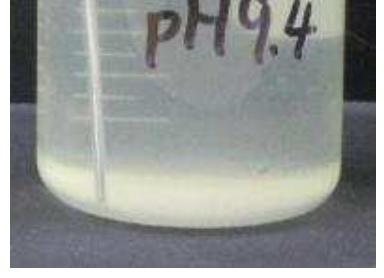

	24 時間後 (水溶液温度 約 90℃)	24 時間後 (水溶液温度 約 30℃)	
ケース 5 (pH7.0)	 白濁なし (析出なし)	 白濁なし (析出なし)	
ケース 6 (pH8.5)	 白濁なし (析出なし)	 白濁なし (析出なし)	
ケース 7 (pH9.4)	 白濁なし (析出なし)	 白濁 (析出)	

図 4-3 化学デブリ析出時間の確認試験の結果 (ケース 5、6、7 のビーカー写真)