

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

取り上げた現象・挙動、機器	頁
炉内炉心損傷挙動	P2～P7
水素挙動	P8～P11
熔融炉心／冷却材相互作用(FCI)	P12～P13
高圧融体放出／格納容器直接加熱(HPME/DCH)	P14～P15
熔融炉心／コンクリート相互作用(MCCI)	P16～P18
FP 挙動	P19～P28
熔融炉心の格納容器内冷却ないし保持	P29～P34
格納容器気密性維持(破損または漏洩)	P35
格納容器気密性維持(コンデンサ型静的冷却)	P36～P38
格納容器気密性維持(格納容器壁面冷却)	P39～P40
再臨界	P41～P42
計装	P43～P45
ドライアウト／バーンアウト	P46～p48
LOCA 時挙動	P49～P50

## 炉内炉心損傷挙動

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
①-1	炉心構成物質の相互作用	<ul style="list-style-type: none"> <li>主要な炉心構成物質の相互作用に関する実験データ(反応速度、共晶や溶解)は整備されているが、多成分系のデータは限定的である。</li> <li>チャンネルボックス、制御棒ブレード、中性子吸収材間の共晶反応による溶融過程のデータが得られている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>日本やドイツ等における基礎的な実験(Nucl. Technol., 87, 1989, NEA/CSNI/R(91)12, 1991, JAERI- Research 2001-009, 2001 等)</li> <li>欧州の COLOSS 計画(2000-2002 年)において基礎的なデータを取得(Nucl. Eng. Des., 235, 173-198, 2005)</li> <li>2014, 2015, 経済産業省事業「SA 時の燃料破損・溶融過程の高度化事業」において基礎的なデータを取得</li> </ul>	シビアアクシデント時の炉内及び格納容器内の状況(炉心の分布、デブリの性状等)や燃料からの難揮発性放射性物質の放出への影響が大	これらの現象の多くを考慮しているが、簡易的なモデルや入力において条件を設定する手法を使用	溶融物移行進展挙動を詳細に予測するための手法を開発中(JAEA)	中: 多成分系や過渡条件下の挙動に関して知見が不十分	中: 定常状態については熱力学的な評価手法が適用可能	中: 相状態図の整備が必要
①-2	炉心構造物の破損と溶融物の移行	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融した炉心の移行(径方向、高さ方向)に関して、主に炉内実験や電気加熱の炉外実験等に基づいて知見を整備しているが、関連する現象(キャンドリング、クラスト形成や破損、流路閉塞、溶融プール形成等)に係わる素過程の十分な解明には至っていない。</li> <li>PWR 体系に比べて B4C 制御材の影響、スペーサ、チャンネルボックスとの相互作用、ドライシーケンスの状況を含めた BWR を対象としたデータが少ない。</li> <li>炉心支持板のデブリ保持特性や破損条件に関する知見は殆どない。</li> <li>BWR では、燃料支持金具、制御</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>米国、カナダ、フランスにおける炉内実験(SFD 実験、FLHT 実験、PHEBUS 実験等)やドイツにおける炉外実験(CORA 実験)(NEA/CSNI/R(91)12, 1991, Advances in Nucl. Sci. Technol. 24, 283-315, 1996 等)</li> <li>TMI-2 の炉内調査による知見(Nucl. Technol, 87, 1989)</li> <li>欧州の COLOSS 計画(2000-2002 年)における燃料集合体体系の実験(Nucl. Eng. Des., 235, 173-198, 2005)</li> <li>TMI 事故や実験のレビュー(例えば、Advances in Nuclear Science and Technology, Vol.24, 1996)</li> </ul>				大: 現象が極めて複雑なため、不確かさの大きい点は多数	低: パラメトリックな解析手法が主流	高: 炉内状態を把握する上で重要であるが、詳細な評価は困難さを考慮すると不確かさ評価と組み合わせることが必要

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>棒案内管が、デブリ保持特性や破損条件にどのように寄与するかについて知見が不足している。</li> <li>下部プレナム内の落下挙動や下部ヘッド上への堆積挙動について知見が少ない。</li> <li>水蒸気濃度をパラメータとした制御棒ブレード崩落過程に関する知見が得られてきている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>経産省事業報告書や実験に関する論文 ( Journal of Nuclear Materials, Vol.500, 2018 pp.119-140 等)</li> </ul>						
①-3	溶融炉心の組成	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融炉心(デブリ)の物性や組成について実測例が限られている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主に TMI-VIP 計画における活動 ( Proc. Open Forum TMI-VIP, Boston, Oct. 20-22, 1993, NUREG/CR-6197 TMI V(93) EG10 EGG-2734, 1994 等)</li> <li>日本においても同計画により TMI デブリを入手し、熱物性の評価や組成の分析を実施 ( Proc. Open Forum TMI-VIP, Boston, Oct. 20-22, 1993 等)</li> </ul>				中: 炉心損傷や溶融進展に係わる不確かさを内在	中: 実測値や理論に基づいた評価を適用	中: 福島の前デブリサンプル分析が必要
①-4	炉心損傷状態における水素発生挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>急冷(冠水)時における損傷炉心の挙動(燃料崩壊、クラスト破損、炉心冷却等)や水素発生に関して知見が少ない。</li> <li>崩壊炉心状態等における炉内水素生成(Zr、ステンレス鋼、B4Cと水蒸気の反応)に関して知見が少ない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>LOFT 実験や JAEA の NSRR を用いた炉内の急冷実験やドイツにおける炉外 QUENCH 実験 ( NEA/CSNI-181, 1990, FZKA-6604, 2001, FZKA-6722, 2002 等)</li> <li>TMI-2 の炉内調査による知見 ( Nucl. Technol., 87, 1989, NUREG/CR-6197 TMI V(93) EG10 EGG-2734, 1994 等)</li> </ul>		総合解析コード	同上	中: 崩壊時のデブリ堆積状況や水素発生に寄与する Zr の量等の影響が大きい	低: 注水成功後の事故進展評価手法の整備の優先度は低い	中: 不確かさ評価で対応するのが妥当
①-5	溶融炉心の成層化状態(逆成)	<ul style="list-style-type: none"> <li>OECD/MASCA(JNES 参加)において溶融炉心の逆成層化が示</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>OECD/NEA の MASCA 計画(逆成層化に関するコリウム試験)</li> </ul>	地震時のドラム型 PWR で	過去のシステムコード	定常状態に対しては、	小: MASCA 試	高: 熱力学データ	低: 新たな研究

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
	層化)	された。(酸化物層の下に重金属層が生成され、RPV 他への熱流束増大の可能性) ・平衡状態に対しては、JNES データベースによる熱力学解析で評価可能。	・コリウム熱力学データベース構築: JNST, 42[8], 706 (2005). ・MASCA 試験解析による検証: JNST, 44[9], 1210 (2007). ・B&C の影響評価: JNST, 46[7], 724 (2009).	は、放出カテゴリ別条件付確率の約 90% が CV 過圧破損であり、IVR により CV 破損を防止できる可能性が高い。(H20 年度地震時レベル 2PSA 手法の整備 (PWR)、09 原シ報 - 0003)	(MELCOR1.8.5, MAAP3) では逆成層化はモデル化されていたが、近年のコード (MAAP5, ASTEC) ではモデル化されている。	CFD により、逆成層化も考慮できる手法が検討されている。トランジェントの評価手法は未検討。	験で実炉条件を概ねカバー	ベースにより 10% 弱の誤差で成層化割合を評価可能	の必要性は低い
①-6	溶融炉心の成層化状態(各層への FP 分配)	・各層への FP 分配は各層での発熱量に影響する重要な課題	同上				中: MASCA 試験では一部の FP の限られたデータがあるのみ	中: 熱力学解析で評価できるが、検証は不十分	中: 比較的结果を得やすい。
①-7	溶融炉心の成層化状態(温度分布)	・温度分布による影響やトランジェントについて検討は不十分。	平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)成果報告書等				大: 種々の条件が考えられるが、検討は不十分	低: トランジェントの評価手法は未確立	(高): IVR 採用時は重要であるが、試験は困難
①-8	溶融炉心の成層化状態(不確か実性)	・成層化状態は、炉心落下量、酸化割合、スチール溶融量等に大きく依存する。シナリオ解析コードに基づき不確かさを考慮する場合、コードやモデルによる違いは大。	・AP1000 の IVR に対する NRC の解析評価: NUREG/CR-6849 ・NEA/SARNET In-Vessel Coolability ワークショップ (NEA/CSNI/R(2010)11, 2010)				中: ①-1 ~ ①-3 の技術課題参照	中: 現状の知見が統合されているものの、炉心崩壊過程の信頼性は低い。	中: 不確かさとして扱う。
①-9	溶融炉心から容器への熱流束(順成層化時)	・順成層化時における熱流束については模擬流体を用いた大型試験等に基づく相関式有り。	・COPO 試験: Nucl. Eng. Des., 149, 401 (1994). ・BALI 試験: SARJ-98, 79 (1999). ・OECD RASPLAV 試験 (NEA/CSNI/R(98)18, 1998) ・AP1000 の IVR に対する NRC の解析評価 (NUREG/CR-6849)				小: 例えば、Steinberner と COPO-BALI の上方熱伝達相関式の差は 10%	高: 試験に基づく相関式が利用可能	低: 新たな研究の必要性は低い

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
①-10	溶融炉心から容器への熱流束(逆成層化時)	・逆成層化時の熱流束が必要。	・CFD による熱流束評価: JNST, 45[9], 873 (2008). ・1 点近似による熱流束評価 (NUREG/CR-6849)				大: 試験データはない	中: 検証は順成層化時におけるもののみ。	中: CFD 活用に期待。ただし、トランジェントの扱いが困難。
①-11	下部ヘッド外面冷却の限界熱流束	・容器壁から外部冷却水の熱伝達について、ULPU-2000 Configuration IV の試験で AP1000 の限界熱流束増加の実現可能性を証明 <sup>[1]</sup> 。 ・MIT においてナノフルイドを用いた限界熱流束の向上及び IVR への適用が研究されている <sup>[2]</sup> 。 ・ただし、限界熱流束は容器外部流路の形状や溶融炉心からの熱流束にも依存する。	[1] NUREG/CR-6849 [2] ICAPP '07-7106 ・ULPU 試験: Nucl. Eng. Des., 151, 247 (1994).				中: 他プラントに対しては新たな試験か適用性の検討が必要。	中: 相関式が作成されているが、他のプラントに対しては適用性の検討が必要。	高: IVR 採用時は、プラント条件に対する試験が必要。
①-12	圧力容器の腐食	・保持された溶融炉心と圧力容器の共晶・相変態等の相互作用による腐食の可能性。 ・気相部(溶融炉心の上)での圧力容器腐食の可能性。	・METCOR 試験: ICAPP '06-6054 (2006). ・熱力学評価: JNST, 46[7], 724 (2009).				中: 国内プラント条件の試験はない	低: 熱力学解析による評価の妥当性は未検討。	中: 小規模試験による検討が可能
①-13	下部ヘッド・ペネトレーション破損	・想定される破損モードは概ね把握されているが、それらの発生条件や破損面積の予測に困難さあり ・ペネトレーション内へのデブリ流入やそれに伴う破損に関して試験は少ない ・三次元熱流動解析と構造解析の連成解析による圧力容器破損箇所の推定が行われている。	・SNL 等における下部ヘッド破損試験 (NEA/CSNI/R(2002)27, 2002, NEA/CSNI/R(2003)1, 2003) ・FEM を用いた詳細な構造解析あり (NEA/CSNI/R(2003)1, 2003, NUREG/CR-6197 TMI V(93) EG10 EGG-2734, 1994 等) ・ Proceedings of 23rd International Conference on	原子炉容器の破損タイミングや破損面積に関連するため、格納容器内の現象への影響が大	簡易的なモデルや入力において条件を設定する手法を使用 ペネトレーション内へのデブリ流入は未考慮	3次元流体コードと構造解析コードを連成させて破損挙動を評価	大: 負荷の評価やデブリの熱流動挙動等において不確かさが大きい	低: パラメトリックな解析手法が主流	高: 破損条件の明確化や負荷を評価する手法の検討が重要

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
			Nuclear Engineering (ICONE 23), Chiba, Japan, 2015, ICONE23-1534, 7p., in DVD-ROM.等 ・エネ総研・KAERI による下部ヘッド貫通管損傷試験 (Annals of Nuclear Energy Vol.118, August 2018, pp.212-219.)						
①-14	原子炉冷却系の減圧	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PWR に関しては高圧シーケンスにおける過熱蒸気自然循環や SG 伝熱管を含めた原子炉冷却系配管等の破損に係わる研究が実施されているが、BWR についてはほとんどなし(1F1 においては、炉内計装管等、圧力容器下部ヘッド以外の部位が先行破損し原子炉容器が減圧した可能性あり)</li> <li>・PWR では高圧シーケンスにおける DCH の発生を防止するため、炉心損傷判断時に加圧器逃し弁を開操作する手順を整備。また、SBO 時に上記操作の確実性を高めるため、直流電源、及び代替制御用空気供給用の窒素ポンペを準備。</li> <li>・BWR では原子炉圧力容器の高圧破損防止のため、代替直流電源及び代替窒素供給系を設置し、信頼性のある減圧系を用いた手動減圧の手順を整備。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ウェスティングハウスや JAEA における過熱蒸気自然循環実験 ( JAERI-Research 99-067, 1998, NUREG-1781, 2003, NUREG-1788, 2004)</li> <li>・JAEA 等における配管材料のクリーブ破損に係わる研究 (J. Nucl. Sci. Technol., 36(19), 923-933, 1999, J. Nucl. Sci. Technol., 37(6), 518-529, 2000)</li> <li>・State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project (NUREG/CR-7110,(2012))</li> </ul>	高圧シーケンスで下部ヘッドが破損すると HPME/DCH の発生が懸念されるため、格納容器破損への影響が大	配管のクリーブ破損に関しては損傷累積の考えに基づいたモデルがあり、総合解析コード ( MELCOR 等)において使用	炉内熱流動に関しては CFD コード、配管破損に関しては有限要素法解析コードが適用可能	大: 炉心損傷や溶融進展に強く依存するため不確かさが大きい	低: 先行破損する部位を合理的に評価できる手法は無し	高: 破損条件の明確化や熱伝達、高温・高圧条件下における圧力バウンダリの構造挙動を考慮した評価が必要



項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
①-15	海水注入影響(腐食)	・圧力容器が海水中の塩化物イオンにより腐食する可能性。	・一般に、圧力容器を構成する低合金鋼は塩化物イオンが存在する環境で腐食が進行することが知られている。	腐食減肉により構造強度を保持できない場合、圧力容器内に水張りできなくなる可能性あり。また、放射性物質が漏洩する可能性もあるため、影響が大。	圧力容器内の推定環境での腐食試験により腐食量を評価。	圧力容器の肉厚を非破壊検査で測定し、構造健全性を評価。	大：炉内環境の制度良い推定が困難なため不確かさが大きい。	中：腐食試験法は確立できているが、環境推定の確度が低い。肉厚測定の手法はあるが、対象物に近づく方法に課題あり。	高：放射性物質格納のために、腐食寿命評価と構造健全性の評価が必要。
①-16	海水注入影響(腐食以外の影響)	・海水注入が長引いた場合、ボイルオフにより高濃度化し、炉心部(出入口含む)析出し、流路を閉塞する可能性がある。下部ヘッドデブリベッドの除熱特性に影響を及ぼす可能性あり。(ホウ酸との混合状態についても同様の問題が考えられる) ・溶融塩とコリウムの2層化による影響	・ホウ酸析出については、VVER440に関する実験あり。 ・電中研「海水及びホウ酸注入影響評価試験」(規制庁委託事業、2012～2017) (Nucl. Eng. Des., Vol. 375, No.1, 2021, Nucl. Eng. Des., Vol. 341, No.1, 2019, Ann. Nucl. Energy, Vol. 129, 2018)	AM 対策としての海水注入の方法に影響を与える。	海水、ホウ酸水混合物の物性取得。	炉心及びデブリベッドにおける析出形態の同定及び伝熱への影響把握。	中：特別な現象ではないが、実炉条件での影響は確認されていない。	中：適切な評価手法は確立されていない。	高：海水を用いるのは我が国特有のAM策と考えられ、影響の確認が必要。

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## 水素挙動

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
②-1	水素混合	<ul style="list-style-type: none"> <li>水素混合についての実験と解析は多く実施されている。</li> <li>OECD 国際標準問題 ISP47 (ThAI 実験)で CFD コードにより He 成層化が再現できず、乱流混合や凝縮等に課題残存。</li> <li>原子炉建屋内の水素蓄積(長期 SBO 時)に係わる対策が不十分(適切な換気方法の検討等) PWR 格納容器内での水素成層化リスクに対して、水素処理の確実性を高めるため、格納容器上部ドーム頂部付近にイグナイタを設置。</li> <li>PWR では格納容器内の成層化や局所偏在性について審査時論点となったが、解析評価面での解明が十分でなく、保守的な設備対応を実施。</li> <li>PWR の原子炉建屋(アニュラス部)の水素濃度は、格納容器からの設計漏えい率を想定した場合、7日間の継続を考慮しても燃焼領域(4%)を下回るため、換気空調系設備によって排気するとして現行対応は妥当。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CV 内水素分布につき実験、CFD 解析など公開文献あり。</li> <li>混合実験:NUPEC 実験</li> <li>混合解析:JNES における CFD 解析(DEFINE コード、~H17)。</li> <li>OECD/THAI(日本不参加)で格納容器(CV)内水素分布、3D 流動、ヨウ素化学等に関する複合実験を実施中</li> <li>NRA「軽水炉の重大事故に係る知見の整備 RREP-2018-2002」</li> <li>NRA 技術情報検討会(第 26 回、第 32 回)</li> <li>国プロ「水素安全対策高度化(2016~)」</li> <li>「三菱 PWR 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて(MHINES-1064)」</li> </ul>	水素処理設備の開発も進んでおり、CV 破損頻度への影響は小さい。しかし、爆轟(DDT)発生時の影響は CV 早期破損に至り環境影響は大きい。	MAAP,MELCOR といった総合解析コードにて水素混合解析可能。	CFD などにより詳細な多次元解析が可能。PWR における新規規制基準対応の有効性評価では、MAAP コードを境界条件とした汎用熱流動解析コード(GOTHIC)により格納容器内の水素混合や蒸気凝縮等の現象を考慮。	小: 実炉スケール実験が実施済み。	高: 解析コードの種類や評価実績も多い。	低: 水素混合についての実験と解析は既に多く実施されている。



項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
②-2	水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃焼限界、燃焼形態、火炎伝播(方向・速度)、爆轟について、それぞれ実験が行われ、理論構築、解析モデルが開発されている。</li> <li>・スプレイ作動時における水素燃焼に関しては知見が少ないが、現在 OECD/NEA の THAI2 計画で実験を実施中</li> <li>・国内軽水炉は、爆轟(DDT)防止を目的として、現状は(平均的な)水素濃度および酸素濃度により規制されるが、局所的な高濃度領域での火炎加速有無等についての評価技術が必要。</li> <li>・国プロにて実機体系への適用を念頭において CFD(Fluent, Open FOAM)によって拡散から燃焼(火炎加速評価含む)を一連で取り扱う技術構築を研究中</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・CV 内水素分布につき実験、CFD 解析など公開文献あり。</li> <li>・爆燃実験:NUPEC 実験、NTS 実験、BMC 実験、LSVCTF 実験。</li> <li>・爆轟実験:SNL 実験、BNL 実験。RUT 実験。</li> <li>・爆轟解析:JNES-CV 内爆轟解析にて CV 健全性確認。</li> <li>・国プロ「水素安全対策高度化(2016~2020)」</li> </ul>		MAAP,MEL COR といった総合解析コードにて水素燃焼解析可能。	SODIV など火炎伝播を扱う個別現象詳細解析コードあり。PWR における新規制基準対応の有効性評価では、汎用熱流動解析コード(GOTHIC)により格納容器内の水素燃焼を考慮。	中: 実炉スケール実験実施済み。DDT に関して爆轟管でのベント影響には不確かさあり。	中: 爆燃・爆轟とも解析コードが開発されているが、爆轟評価の成熟度は低い。	低: 水素燃焼についての実験が行われ、理論構築、解析モデルの開発が既に行われている。
②-3	水素処理設備(空気雰囲気)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・イグナイタ、触媒(PAR)による水素処理設備が実機配備されている。</li> <li>・国内既設 PWR では、格納容器内に PAR 及びイグナイタを設置済</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・イグナイタの着火限界について実験結果あり。</li> <li>・PAR の性能(処理速度、被毒影響)につき実験及び CFD 解析など公開文献あり。(NUREG/CR-6580,NEA/CSNI/R82010)3)</li> </ul>		MAAP,MEL COR といった総合解析コードにてイグナイタや PAR 解析可能。	PWR における新規制基準対応の有効性評価では、汎用熱流動解析コード(GOTHIC)により水素処理設備(PAR、イグナイタ)を考慮。	小: 実験による性能検証実施済み。	高: 解析コードに組み込まれており、評価実績も多い。	低: 既にイグナイタ、触媒(PAR)による水素処理設備が実機配備されている。

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
②-4	水素生成量	<ul style="list-style-type: none"> <li>金属-水反応、溶融炉心/コンクリート相互作用(MCCI)、水の放射線水分解及び金属腐食により水素が発生する。</li> <li>水素の生成は SA の状態に依存するため、水素生成の総量を把握するのが難しい。</li> <li>燃料集合体加熱時の水蒸気流入量をパラメータとした水素生成量計測等が行われている。</li> </ul>	<p>金属-水反応:金属-水反応速度式について公開文献あり。TMI 事故時の酸化量調査。</p> <p>・H30 年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業(SA 時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)」など</p>	水蒸気濃度による酸化膜の成長度合いが、チャンネルボックスなどの構造物強度に影響を与えるため、溶融事象進展に与える影響は大きい。	MAAP,MELCOR といった総合解析コードにて水素生成量の解析可能。水の放射線水分解は別途。	実験結果を基にした酸化・水素吸放出挙動解析コードあり。	中: SA の状態に依存するため、水素生成の総量を正確に把握するのは困難。 水の放射線分解にかかる生成割合(G 値)の不確かさが審査マターとなっている	中: 複雑な事象進展に依存する点を考慮すると成熟度は高いとはいえない。	中: SA 条件での水素生成量を的確に評価することは、水素挙動を把握する上で重要。
②-5	水素処理設備(不活性化雰囲気)	<ul style="list-style-type: none"> <li>BWR の格納容器体積は小さいので、事故晚期では、金属-水反応だけでも、水素が格納容器内に高濃度(約 45%)で残留し加圧状態を維持</li> <li>BWR は窒素ガス置換による不活性化された環境下にあるため、放射線分解により水素・酸素が発生しても水素過剰な状態が継続</li> <li>事故後晚期の水素と放射能漏洩の抑制が必要</li> <li>ベント時の水素放出の抑制</li> <li>外部電源不要で passive な水素処理設備に関する研究は少ない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>PAR に関しては、SA 相当の高濃度反応阻害物質、格納容器スプレイ、低酸素濃度の各影響を試験で確認 PAR 電共研試験 原学会和文誌, Vol.1, No.1 (2002)</li> <li>BWR の不活性化雰囲気では、水素透過膜やアンモニア合成触媒適用による水素処理の研究例がある。</li> <li>アンモニア合成法は圧力抑制ブールをアルカリ性にし、ガス状ヨウ素の再放出抑制効果もあり。</li> </ul>	事故晚期の水素加圧による FP 漏洩(ソースターム)や事故収束(防護対策の解除)に影響 BWR の格納容器は窒素ガスで不活性化されているため、PWR と異なる方式の水素処理設備の開発が必要。	不活性化雰囲気下の水素処理技術は、総合解析コードに含まれていない	個別現象解析コードはない(PAR に関する SA 事故条件下での水素除去データ/モデルや、酸素枯渇条件下での窒素との反応を利用した水素除去に関するデータ/モデルは一部あり)	大: 不活性化雰囲気下の水素処理性能は、除去メカニズムとガス雰囲気に対する依存性が大 BWR 事故晚期のような酸素枯渇条件下での水素除去効果(窒素と水素を反応させ、アンモニア合成による水素	低: 実験による効率的な水素吸収法の確立と除去効率相関式の開発が必要 相関式ができれば、循環流を評価するのは困難ではない。 被毒による性能劣化の評価が必要。	高: 事故晚期の格納容器圧力高圧維持による水素及び FP 漏洩の抑制や水素爆発の防止の観点から重要

項番	技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
							処理法など) のメカニズム 及び水素除 去効率等		

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## 溶融炉心／冷却材相互作用(FCI)

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
③-1	粗混合過程	<ul style="list-style-type: none"> <li>多くの実験を通じて、溶融炉心の水中におけるブレイクアップ、蒸気発生、溶融炉心と冷却材の混合、溶融炉心の固化等、水蒸気爆発過程の初期条件に係わる知見が得られ、解析コードの整備が進展</li> <li>溶融炉心内金属成分(Zr や U)の酸化による水素発生や酸化熱による水蒸気発生の増大については説明不十分</li> <li>溶融物物性による粗混合過程での微粒化と凝固に関する知見が不十分</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物を主成分とした溶融物を用いた大規模実験は多数 (ALPHA、FARO、KROTOS、COTELS、TROI 実験等) (JAERI-conf 97-011, 1998, Nucl. Eng. Des., 189, 1999, NEA/CSNIR(2007)11, 2006 等)</li> <li>鉛ビスマスや錫等の低融点金属を用いて発生条件や機構解明を目的とした小規模実験も多数</li> <li>炉心内金属成分の酸化については解析検討がされつつある (NED346, 2019)</li> <li>粗混合過程に限らず、各フェーズに対する技術課題がまとめられている (NEA/CSNI/R(2017)15)</li> </ul>	水蒸気爆発による格納容器の早期破損や MCCI による格納容器閉じ込め機能の劣化に関連し影響が大きい	ジェットブレイクアップによる溶融炉心の粒子化は考慮しているが詳細な粗混合過程の解析はスコープ外	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融炉心のブレイクアップを含めた混相流解析コードの整備が進展</li> <li>JASMINE、MC3D、TEXAS コード等による評価が可能</li> </ul>	大: 水蒸気及び水素の発生や水蒸気爆発の規模を支配する溶融炉心のブレイクアップ挙動等に不確かさあり	中: 評価手法の基本的な枠組みは構築済み	中: 短時間の蒸気や水素発生による格納容器の過圧を合理的に評価することが重要
③-2	溶融炉心の冷却性	<ul style="list-style-type: none"> <li>MCCI 軽減策として格納容器に水張りするアクシデントマネジメントに関連し、溶融炉心ジェットの水中におけるブレイクアップ長さに係わる研究が主</li> <li>冷却性を評価する上で重要な格納容器床面における溶融炉心の拡がり堆積挙動については知見が不十分</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>水蒸気爆発の有無やジェットブレイクアップについて ALPHA、FARO、KROTOS、COTELS 実験等のデータが有り (JAERI-conf 97-011, 1998, Nucl. Eng. Des., 189, 1999, NEA/CSNIR(2007)11, 2006 等)</li> <li>PULiMS 実験床面に拡がる層状体系でトリガリング発生の指摘 (NUTHOS10-1316,2014)</li> <li>キャビティでのデブリ拡がりやデブリ冷却の知見拡充を目的とし</li> </ul>	溶融炉心の床面堆積やそれに応じた冷却挙動のモデル化は未実施	粗混合過程に係わる詳細解析コードを適用するのが一般的	JASMINE コードによる評価が可能	中: 床面における溶融炉心の拡がりや溶融・固化粒子が混在する状況下の粒子堆積等について知見が不足	中: 評価手法の基本的な枠組みは構築済みであるが、素過程のモデル化に十分とは言えない点あり	中: MCCI の防止を格納容器内の水張りに頼る場合には、信頼性の高い評価が必要

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
			た ROSAU プロジェクトが進行中 (2019-2024 予定)						
③-3	伝播膨張過程	<ul style="list-style-type: none"> <li>実験データベースや解析手法の整備は進展しているものの、溶融炉心内金属成分 (Zr や U) の酸化熱発生による爆発の大規模化や爆発の規模に及ぼすポイド率の影響に関して課題が残存</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>米国 ANL において溶融ジルコニウムを用いた水蒸気爆発実験 (ZREX 実験) を実施し、大規模な爆発が発生 (Nucl. Eng. Des., 155, 405-412, 1995, JAERI-conf 97-011, 595-604, 1998)</li> <li>OECD/NEA の SERENA2 計画 (JNES 参加)、ICE 計画、PuLiMS 実験、SES 実験等で、コリウム組成等の影響評価中</li> <li>(NEA/CSNI/R(2007)11, NEA/CSNI/R(2014)15, )</li> </ul>		現象が極めて速いため、総合解析コードでは取り扱わないのが一般的	<ul style="list-style-type: none"> <li>粒子の微細化、圧力波の伝播、膨張等を考慮した混相流解析コードの整備が進展</li> <li>JASMINE、MC3D、TEXAS コード等による評価が可能</li> </ul>	大: 計測の困難さ等により、トリガリング、粒子の微細化等、一連の素過程に不確かさが残存	中: 評価手法の基本的な枠組みは構築済み	中: 不確かさを考慮して、水蒸気爆発のエネルギーについて適度に保守的な評価を指向するのが妥当

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## 高圧融体放出／格納容器直接加熱(HPME/DCH)

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
④-1	原子炉容器の破損面積	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉からの高速蒸気流の速度は、RV 破損面積に依存する。</li> <li>RV 壁の破損箇所、初期面積、拡がり挙動は明確になっていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>破損形態と破損面積は原子炉容器壁の温度分布(メルトの状態)、下部ヘッド貫通部デザインとその設置位置、RV 内圧力及び高温での RV 材料の物性に依存。</li> <li>破損孔はメルトの流出に伴うアブレーションにより拡大。最終的な大きさはメルト流出時間に依存。</li> <li>破損形状はクリープ変形後の亀裂拡大形態(Fish-mouse)となる。</li> <li>中圧状態での原子炉容器破損試験:LHF 実験、FOREVER 実験。</li> <li>比較的高圧シナリオであったと思われる 1F1 号機でも、炉内計装管や主蒸気管などからの漏洩が先行していたとの評価もあり、RV 破損に伴う DCH の可能性は低い。</li> </ul>	DCH による CV 破損可能性は低いとされている一方、DCH が起こる場合には CV 早期破損に至り環境影響は大きい。	—	—	大: 実験例が少なく、解析による予測も困難。	低: クリープ挙動は解析可能だが、3 次元的な破損位置と破損面積の同定は困難。	高: DCH に限らず、FCI においても重要課題である。
④-2	デブリ分散が発生する原子炉圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>高速ガス流による液滴発生限界、液滴発生率、液滴径は評価可能。</li> <li>キャビティ内での液滴捕獲効果は、キャビティ形状(ガス流路)に依存するが、液滴運動は評価可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>液滴発生モデルは提唱されており(例えば臨界 We 数モデル)、CFD による液滴挙動評価も可能。</li> <li>液滴挙動及び液滴径分布の把握:パデュー大学実験(低温、模擬溶融物質)、KAERI 実験。</li> <li>原子炉圧力が約 2MPa 以下なら</li> </ul>		MAAP(総合解析コード)では液滴エンテインメント条件に基づく分散発生モデルあり。	—	小: 個別効果実験による現象解明が成されている。	高: モデル開発とコードへの組み込みが行われている。	低: 既に十分な知見が得られている。



項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
			ば分散発生を防止できる(原安協 CV ガイドライン)。 <ul style="list-style-type: none"> <li>カットオフ圧力: BNL 実験結果、DOE の ARSAP 指標、EPRI の ALWR 要求指標、EUR 指標。N. K. Tutu, et al., "Low Pressure Cutoff for Melt Dispersal from Reactor Cavities", 4<sup>th</sup> Proc. Of Nucl. Thermal Hydraulics, ANS Meeting, Oct. 30-Nov. 4, 1988</li> </ul>						
④-3	デブリ分散時の圧力・温度上昇	・液滴と雰囲気ガスの相互作用、上部ドーム部への飛散割合に基づく圧力・温度の計算は可能。	<ul style="list-style-type: none"> <li>DCH 時の CV 内圧上昇は大きい結果となっており、米国では研究が終わっている。NUREG/CR-6338</li> <li>DCH 実験(高温、化学反応、RV 圧力高条件): SNL 実験、ANL 実験(UO<sub>2</sub> 使用)、FAI 実験など。</li> <li>キャビティ形状の違い(ウェスティングハウス、CE など)に着目した実験、スケール効果試験(SNL、FAI、ANL)あり。</li> <li>DCH 解析モデル: Simple-Cell Equilibrium (SCE)モデル、Two-Cell Equilibrium (TCE)モデル、Convection-Limited Containment Heating (CLCH)モデル</li> <li>DCH 解析コード: CONTAIN、MAAP、MELCOR、ASTEC。</li> </ul>		MAAP(総合解析コード)では分散液滴による CV 圧力温度モデルあり。	CFD(CFX、STAR-CD)は個別プロセスに適用。	小: 実炉スケール実験が実施済み。	高: モデル開発とコードへの組み込みが行われている。	低: 既に十分な知見が得られている。

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## 溶融炉心/コンクリート相互作用(MCCI)

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
⑤-1	デブリ上面クラストの強度評価	・金属成分の少ないクラストに関しては破損強度とヤング率の相関式を作成済み。クラストが破損しにくい金属成分の多い試験データが不足。	・WETCORE, SWISS, MACE, COTELS, MCCI-1 試験, COMET-L3, ECOKATS-2, COTELS(D)が公開データとして有り。	格納容器破損頻度に対するペースマツト溶融貫通破損モードの影響は大きい。 ・ Farmer et al., ICAPP ' 2007 (7544) ・ 原安協、CET 委員会報告書 ・ Sugiyama et al., ICAPP ' 08 (8156) ・ BWR ペDESTAL 貫通破損・炉容器転倒落下を評価する必要がある。	・金属成分の少ないクラストに関しては破損強度とヤング率の相関式有り。 ・ MELCOR, MAAP では実験結果に基づく経験的なモデルによるクラスト形成、浸水、破損の評価	・熱バランスによりクラストの成長・再溶融を評価 ・沸騰曲線に基づく相関式 ・デブリ内圧によるクラストへの応力評価 ・ OECD/MCCI 計画のデータを基にしたクラストひび割れ時の熱伝達相関式あり。 ・ COCO ・ CORCON ・ CORQUENCH ・ MEDICIS ・ WECHSL ・ SAMPSON	中： データの範囲・数が十分でない。	低： 解析コードによるコンクリート侵食試験結果の予測制度は十分とは言えず、より実炉に近い条件下での分離効果試験データによる実験相関式を作成し解析コードへ組み込み、さらなる検証が必要。	高： レベル 2PRA では、現状の AM 策として考慮されているキャビティ事前水張に失敗し、デブリ上面への注水する場合の評価手法の確立が必要
⑤-2	浸水効果を考慮したクラスト上面沸騰熱伝達率	・コンクリート侵食に伴うガス発生によるクラストのひび割れ又はクラストの破損による浸水効果又はデブリ噴出による冷却促進効果のデータが不足。	・ OECD-MCCI-2 計画の非公開データがあり。 ・ クラストからのデブリの噴出挙動に関して K. R. Robb, M. L. Corradini の模擬流体による試験研究報告						

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
⑤-3	溶融デブリの対流熱伝達率	コンクリート侵食に伴うガス発生による対流熱伝達率の増加のデータが不足。溶融デブリの流動物性(ビンガム流体)の影響の検討が不足。	OECD MCCI 計画		・MELCOR 等	・デブリの組成、温度に応じた対流挙動評価 ・詳細コードでは、一応考慮。	中： 実測は不可能で相似試験や数値実験に基づくが検証が不十分。	—	高： ・MCCI 解析コードの改良 ・多くの新型プラントにコアキャッチャーが設置される可能性大
⑤-4	侵食のシステム挙動	・良く MCCI が抑制される、現象が複雑な早期上方注水試験データが不足。 ・BWR ドライウェル床面のドレインピットの影響に関して検討が不十分 ・侵食には異方性があるがそのメカニズムについては解明不十分	・SURC-4 実験 SNL で実施された。コード検証のための国際標準問題となっている (ISP-24)		・システムコードに含まれているが、不十分。詳細コードは別途あり。	開発・改良中。	大： 試験結果に再現性が乏しいが、その理由の解明が不十分。	—	・なおコアキャッチャーはあくまで MCCI の進行を遅らせるものであり、完全な停止のためにはデブリへの注水が必要。
⑤-5	高温熱物性	・溶融デブリの液相・固相線温度は JNES データベースによる熱力学平衡解析により評価できるものの、検証は不十分。 ・固液混合状態の粘性係数モデルの検証も不十分	・ACE 試験での粘性測定レポート：ACE-TR-C37 ・溶融スラグの粘性に対する Urbain モデル、Riboud モデル		—	・溶融デブリの液相・固相線温度については JNES データベースによる熱力学平衡解析手法がある。 ・詳細コードでは、一応考慮。	中： SiO <sub>2</sub> を含むコンクリートの場合には、溶融スラグの粘性係数評価が難しい。	中： コリウムが含まれる場合の検証は特に不足	中： MCCI 評価の精度向上に必要
⑤-6	溶融燃料の床コンクリート上での堆積と	「⑦-1 デブリ落下・移行挙動」または「⑦-3 デブリの拡がり格納容器壁面との接触」の欄と同様。							

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
	流動								
⑤-7	MCCI の検出	事故時に MCCI が生じているか否か、侵食深さはどの程度か知ることができない。熱電対をコンクリート中に多数設置することで把握可能。	—	本件は、現象の解明ではないので、該当せず。					— 研究の必要はない。

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## FP 挙動

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
⑥-1	高燃焼度燃料・MOX 燃料からの FP 放出	・高燃焼度燃料や MOX 燃料からの FP 放出については知見が少	・UO <sub>2</sub> 燃料を旧原研の VEGA 計画やフランスの VERCORS 計画の実験、米国オークリッジ国立研究所の VI 実験等(J. Nucl. Materials, 380, 126-143, 2008 等) ・VEGA 計画では MOX 燃料を用いた実験を実施	ソースタームは公衆・環境影響評価の根幹  立地評価においても重要	FP 放出モデルは組み込まれているが高燃焼度燃料や MOX 燃料に着目したモデルは無し	—	中： 燃焼度がそれほど高くない UO <sub>2</sub> 燃料に関しては現象の理解が進展	中： 既存実験の結果を反映した半経験的なモデルが主	中： 既存モデルの適用性検討が必要
⑥-2	特定 FP(特に Ru)の挙動	・特定の FP(特に Ru)では高い酸素ポテンシャル(空気浸入条件)において揮発性が大幅に増大する可能性あり	・欧州 SARNET 第 1 期計画において多くの研究を実施し、第 2 期計画でも継続(酸化 Ru の蒸気圧が高いため空気浸入条件下では Ru 放出が増大)( <a href="http://www.sar-net.eu/">http://www.sar-net.eu/</a> 等) ・OECD/NEA において国際協力研究計画(STEM 計画)を実施中		—	熱化学平衡論に基づいた解析モデルを適用可	大： 多成分系の化学反応やその温度依存性、化学反応に寄与する炉内構成物質の発生量等に不確かさあり	低： 熱化学平衡論に立脚した評価手法はあるが、妥当性の検証は不十分	高： 実機条件下の実験や化学反応データベースの整備、速度論的な取り扱いの必要性検討が重要
⑥-3	炉内構造物・化学物質等の影響	・制御材や他の炉心構成物質のヨウ素、セシウム、テルル等の化学への寄与に関して解明不十分	・PHEBUS-FP 計画の FPT3 実験(B4C 制御材の存在により気体状ヨウ素の割合が増大)(Nucl. Eng. Des., 239, 1162-1170, 2009) ・B4C の水蒸気による酸化に関する実験は多数(J. Nucl. Materials, 336, 185-193, 2005, Nucl. Eng. Des., 235, 173-198, 2005 等) ・PHEBUS-FP 計画で、セシウムが Cs <sub>2</sub> MoO <sub>4</sub> の化学形を取りえる		MAAP5 では Cs <sub>2</sub> MoO <sub>4</sub> を考慮可能				

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
			<p>ことを示唆 (Proc. EUROSAFE 1999, b8, Nucl. Eng. Des., 239, 1162, 2009)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>核分裂生成物化学データベース(ECUME)。BWR に関連する化学種がデータベースに組み込まれた。セシウム(Cs)-ヨウ素(I)-ホウ素(B)-モリブデン(Mo)-酸素(O)-水素(H)の反応の化学反応とその速度論定数のデータセットが装備されている。(Proc. NURETH-20, 4796-4809, 2023, JAEA- Data/Code, 2019-017, 2020, Mech. Eng. J., 7,3, 19-00537, 2020)</li> <li>原子炉圧力容器表面上の CsOH の化学吸着に関する堆積メカニズムに関する知見 (Proc. NURETH-20, 4796-4809, 2023)</li> <li>燃料からの Ba や Mo などの特定の半揮発性核分裂生成物の放出に対するガス雰囲気の影響 (Proc. NURETH-20, 4796-4809, 2023)</li> </ul>						
⑥-4	再冠水時の挙動	・再冠水時の FP 放出(未酸化のジルコニウムと水蒸気の反応による一時的なデブリ温度上昇や構造材表面からの再蒸発等)に関してほとんど知見なし	・TMI-2 事故や LOFT 実験における限定的な知見のみ (NEA/CSNI-181, 1990)		当該現象を念頭に置いたモデルは無し	—	中: 関連する既存知見に基づいてある程度の現象の類推が可能	—	中: 既存モデルの適用性検討や福島デブリサンプルの分析が必



項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
⑥-5	溶融固化後の再加熱の影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融固化後の再加熱による FP 放出はこれまで想定されていない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>TMI-2事故のデブリ分析により残存 FP 等に関する知見 (Proc. Open Forum TMI-VIP, Boston, 1993, NUREG/CR-6197 TMI V(93) EG10 EGG-2734, 1994 等)</li> </ul>				能		要
⑥-6	格納容器内ヨウ素挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>水相内不純物の影響や高水温条件下のヨウ素化学、低酸素濃度雰囲気条件下 (BWR) における水相内反応、気相ペイント壁やエアロゾル表面におけるヨウ素の吸着及び有機ヨウ素の生成等が残存課題</li> <li>水相内ヨウ素化学に及ぼす海水の影響については知見なし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>'80-'90年代の OECD ヨウ素ワークショップや ISP41 関連資料 (ORNL-5824(NUREG/CR-2493), 1982, Nucl. Technol., 129, 297-325, 2000, NEA/CSNI/R(91)15, 1992, NEA/CSNI/R(96)6, 1996, NEA/CSNI/R(2000)6, 2000, NEA/CSNI/R(2001)17, 2001, NEA/CSNI/R(2004)16, 2004 等)</li> <li>RTF 試験(カナダ)、PHEBUS 試験(フランス)等のデータ (NEA/CSNI/R(2007)1, 2007 等)</li> <li>OECD/BIP(JNES 参加)で壁面吸着、有機ヨウ素生成の実験を実施 (NEA/CSNI/R(2011)11, 2012)</li> <li>BIP は BIP-2 として継続予定</li> <li>JNES と JAEA が、SA 晩期の照射下のヨウ素再放出挙動に関する実験を実施 (J. Nucl. Sci. Technol., 47(3), 229-237, 2010 等)</li> <li>フランスの EPICUR 実験等で気相ペイント壁とヨウ素の相互作用</li> </ul>	化学反応を考慮しないか若しくは簡易的な取り扱い	放射線場における化学反応に関しては速度論的に取り扱い、気液の物質伝達や壁面との相互作用は相関式ベース	大: 気相反応、壁面反応、海水を含めた不純物の影響等に関する説明が不十分	中: 評価手法の基本的な枠組みは構築済み	高: 総合解析コードにおけるモデルの高度化(詳細解析コードの解析に基づいた合理的な簡易モデルの導入等)が重要	

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
			に関するデータを取得						
⑥-7	エアロゾル挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却系内及び格納容器内移行に係わる主要なエアロゾル挙動に関する技術基盤は概ね十分</li> <li>格納容器バイパス事象(SGTR等)について知見(複雑流路におけるエアロゾルの沈着等)が蓄積されつつある</li> <li>高湿度場における CsI や CsOH 等の親水性エアロゾルの粒径成長(吸水・吸湿や凝結)については、知見が僅少である。粒径は重力沈降やプールスクラビング等の FP 除去に係わる重要パラメータである。</li> <li>高湿度場(過飽和状態)では、ミストが発生する。このようなミストと FP エアロゾルの相互作用(ミストによる FP 除去効果)については知見がない。</li> <li>MCCI 等により発生したコンクリートエアロゾル等の非放射性エアロゾルは量的に大きく、フィルタの目詰まりの原因となる他、コンクリートはアルカリ性であるため化学反応にも影響する。FP エアロゾルが注目されがちであるが、機械的・化学的には非放射性エアロゾルの挙動が重要である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>'80 以降、日本、欧米諸国において多数の実験を実施 (NEA/CSNI/R(2009)5, 2009 等)</li> <li>これらの実験データに基づいて解析コードを整備(米国の VICTORIA や日本の ART 等) (NEA/CSNI/R(2009)5, 2009 等)</li> <li>原子力学会の「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」特別専門委員会で詳細なレビューを実施</li> <li>スイス PSI の ARTIST 実験 (SGTR 時のエアロゾル挙動) (Nucl. Eng. Des., 241, 357-365, 2011 等)</li> <li>エアロゾル粒径成長に関する文献: Effect of Selected Binary and Mixed Solutions on Steam Condensation and Aerosol Behavior in Containment</li> </ul>		<p>詳細解析コードあるいはその簡略版をモジュール化して導入</p> <p>エアロゾルの生成、凝集、沈着、沈降等、重要な挙動を網羅</p> <p>エアロゾル粒径成長(吸水・吸湿、凝結)についてのモデル (Mason 方程式等)は存在するが、適用性については検討が必要である。</p>	<p>中: 想定されるエアロゾル挙動は概ね既知であり、多分野の研究も含めて現象の理解は進展</p> <p>大: エアロゾル粒径はエアロゾル挙動に影響が大である。特に、サブミクロンから数10ミクロンの範囲でエアロゾル挙動が大きく変</p>	<p>高: 種々のメカニズムはモデル化されており、その多くは検証済み</p> <p>低: 原子炉過酷事故を想定したような高湿度場(水蒸気100%雰囲気)でのエアロゾル粒径成長に関する実験は僅少である。計測そのもの</p>	<p>中: 化学的挙動については十分に解明されていない点あり</p> <p>高: エアロゾル粒径、特にサブミクロンから数10ミクロンの範囲は FP エアロゾルの挙動(除去効果)に対して感度が高い粒径範</p>	

項番	技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えら れる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
							<p>化するため、この粒径範囲に関する知見の拡充が必要である。</p> <p>サブナノから数 10 ナノの範囲では、エアロゾル挙動は周囲の流動場に支配されるため、エアロゾル挙動の不確かさは小さい。</p> <p>100 ミクロン以上の粒径範囲では、重力沈降による減衰が大きく不確かさは小さい。</p> <p>原子炉過酷事故を想定したような高湿度場(水蒸気 100% 雰囲気)でのエアロゾル粒径成長に関</p>	<p>が非常に難しい。</p>	<p>困である。この範囲のエアロゾル粒径について解析精度を向上することは、FP 放出量の予測精度向上につながる。</p>

項番	技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えら れる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
							する実験は 僅少である。		
⑥-8	Cs 粒子 (CsMP)挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1F 事故によって原子炉から放出されたCsの形態としてSiO<sub>2</sub>を主成分とする放射性 CsMP がある。</li> <li>・CsMP(Type-A): 直径数 um、<sup>137</sup>Cs 数 Bq/粒子、2号機由来と推定</li> <li>・CsMP(Type-B): 直径数十～数百 um、<sup>137</sup>Cs 数百～数万 Bq/粒子、1号機由来と推定</li> <li>・<sup>134</sup>Cs/<sup>137</sup>Cs 放射能比に基づき、放出源が推定されている。</li> <li>・個々のCsMPの分析によって明らかになってきた物理・化学的性質から、生成過程および材料、事故時の原子炉内の状況などが推定されている。(ただし、単離の難しさから報告例は少ない)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・IRID 報告書「廃炉・汚染水対策事業費補助金」平成29年度成果報告 P44-52 これまでに明らかとなっているCsMP(Type-A)の物理・化学的性質を基に、放出源(材料)や放出量、モデルへの組み込みを行っている。</li> <li>・Igarashi, Y. et al. A review of Cs-bearing microparticles in the environment emitted by the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. J. Environ. Radioact. 205, 101-118 (2019). 環境試料から単離されたCsMPの<sup>134</sup>Cs/<sup>137</sup>Cs放射能比に基づき放出源を推定し、個々のCsMPの分析から物理・化学的性質、陸域での飛散地域分布などのデータがまとめられている。</li> </ul> <p>(文献A) Higaki, S.; Kurihara, Y.; Yoshida, H.; Takahashi, Y.; Shinohara, N., Discovery of non-spherical heterogeneous radiocesium-bearing particles not derived from Unit 1 of the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant, in residences five</p>	不溶性であり、一粒子あたりの放射性Csの放射能が高いこと、また、避難区域で使用されていたマスク(文献A)や河川水中から(文献B)CsMPが発見されていることから、環境への放出量や移行過程によっては環境・人体への影響は大きくなる。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・CsMP (Type-A) 粒子生成モデルのSAMPSONへの組み込みがされているが再現は十分ではない。</li> <li>・CsMP (Type-B) なし。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・CsMP (Type-A) IRID 報告書により粒子生成モデルが開発されている。</li> <li>・CsMP (Type-B) なし。</li> </ul>	大: 事故進展の仕方によって生成される粒子の性質が異なる(1号機と2号機の違い)ため、不確かさは大きい。	低: CsMP(Type-A)はIRID報告書において、粒子生成モデルをSAMPSONに組み込んでいるが再現が十分ではない。  CsMP(Type-B)は未だ評価手法が無い。	中 CsMP(Type-A)、CsMP(Type-B)の物理・化学的性質は理解しつつあるが、モデルへの組み込みとその検証が必要。

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
			years after the accident. Journal of Environmental Radioactivity 2017, 177, 65-70.  (文献 B) Miura, H. et al. Discovery of radiocesium-bearing microparticles in river water and their influence on the solid-water distribution coefficient (K-d) of radiocesium in the Kuchibuto River in Fukushima. Geochem. J. 52, 145-154 (2018).)						
⑥-9	FP 除去(プールスクラビング)	<ul style="list-style-type: none"> <li>比較的水温が低い定常条件下のスクラビング効果やスプレーによる除去など主要な挙動に関する技術基盤は概ね十分</li> <li>プールスクラビングによる FP 除去効果に関する実験データは存在するが、実験体系・使用する粒子の性質(溶解度、粒径分布)が異なる。さらに計測方法(オンライン計測 or オフライン計測)が異なるため、データのばらつきが大きい。</li> <li>格納容器ベント時に起こりうるプール水の急減圧下、減圧沸騰下でのプールスクラビングによる FP 除去効果に不確かさがある。また、(福島第一の 3 号機のように)炉容器の減圧と格納容器ベントがほぼ同時に行なわれる場合に想定される、サブプレッション</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>減圧時のプール水からの FP の飛沫同伴(エントレインメント)に関する試験やモデル式が報告(J. Cosandey, Ph.D thesis, ETH-13414, 1999)</li> <li>欧州の格納容器フィルタベントシステムに関する基礎試験、実証試験結果等が OECD レポートとして報告(NEA/CSNI-148,1988, NEA/CSNI-156,1988)</li> <li>米国 EPRI が主催した ACE 計画においてフィルタベントの除去に係わる実験を実施(原則非公開)</li> <li>フィルタベントー原子力安全の切り札を徹底解説ー 日本機械学会 編 フィルタベントワーキング</li> </ul>	<p>ソースタームは公衆・環境影響評価の根幹</p> <p>SA/AM 対策の妥当性評価においても重要</p>	<p>定常条件下でのスクラビング効果やスプレー除去効果について、MELCOR、MAAP 等へ反映</p> <p>ただし、急減圧下や高温ガス流入下での FP 除去効果に関するモデルは無い</p>	<p>定常条件下でのスクラビング効果について、SPARC, SUPRA 等</p> <p>急減圧条件下等のモデルは無い(エントレインメントに関するモデルはあり)</p> <p>個々のフィルタベントシステムの DF が評価されている</p>	<p>大: プールスクラビング(二相流動)の計測・モデル化が難しい上に、気泡中の粒子挙動が加わると、現象はさらに複雑となり、不確かさが大きい。</p> <p>大: 特に、格納容器ベント時に起こりうる急減圧/減圧</p>	<p>低: 左記条件下での定量的な FP 除去に関する評価手法が不十分</p> <p>中: 既存の知見からの評価がどこまで可能か要検討</p>	<p>高: ソースタームの不確かさが大きく、環境影響評価上重要</p> <p>高: SA 対策(環境影響評価)上重要</p>

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		<p>プールへの FP 蒸気を含む高温ガスが大量に流入する状況下における知見はほとんどない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・欧州に設置されている格納容器フィルタベントシステム(ベンチュリースクラバー、SUS ファイバー、砂/砂利、等)の FP 除去効果については、設計時に想定した事故条件下でデータが取得されているが、より広い範囲の知見蓄積が望まれる。また、新しいフィルタを採用する場合には、FP 除去に関するデータを取得する必要がある。</li> <li>・実機への適用に際しては、水蒸気凝縮後の水素対策や除染後における水相からの FP(ヨウ素)再放出防止を検討する必要あり。</li> <li>・銀ゼオライトによる有機ヨウ素除去については、小規模での評価が主である。小口径管(内径 25mm 程度まで)に銀ゼオライト充填した試験体を用いる。この試験体にヨウ化メチルを含む非凝縮性ガス-蒸気混合(任意割合)を供給し、入口と出口での有機ヨウ素濃度から DF を得る。実体系は数トンの銀ゼオライトを有し、ベント初期もしくはセカンドベント時に銀ゼオライトが湿潤状態となり所定の性能が得られない可能性がある。実体系における銀ゼオライト状態(乾燥・湿潤)につい</li> </ul>	<p>グループ 著(主査 奈良林 直 監修)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・電中研フィルタベント試験(エネ庁国プロ H24~H28、</li> <li>① Taizo KANAI, et.-al., “Development of an aerosol decontamination factor evaluation method using an aerosol spectrometer”, Nuclear Engineering and Design 303, pp58-67 (2016)</li> <li>② Taizo KANAI, et.-al., “Develop of Technical Basis for Filter Containment Venting System in CRIEPI, JAPAN-Outline of FCVS research in CRIEPI -”, International Workshop/Post-Fukushima Challenges on Severe Accident Mitigation and / Research Collaboration (SAMRC), (2019-11), pp.1-8. (USB).</li> <li>③ 金井大造他、‘フィルタベント性能評価のための基盤技術の開発と活用’、日本保全学会 第 16 回学術講演会 2019 年 7 月)</li> <li>・東電フィルタベント試験(川村 慎一他、“原子炉格納容器フィルタベント用の有機ヨウ素フィルタの開発”、原子力学会和文誌、</li> </ul>			<p>沸騰条件下や高温ガス流入下での FP 除去効果</p> <p>中: 設計条件を超えるフィルタベントシステムの FP 除去効果 (DF) や液相中に除去された FP(ヨウ素)の再放出挙動等 重力沈降、壁面吸着については、体系依存性(重力沈降であれば、空間の大きさ、壁面沈着では、壁面の材質など)が高く、不確かさが大きい。</p>			



項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		てデータ取得が必要である。	2016 年 15 巻 4 号 p.192-209 他)  ・粒子状放射性物質及び無機ヨウ素の除去性能試験(JAVA 試験、JAVA <sup>PLUS</sup> 試験)。Frametome(当時 Siemens)社は、1980 年代後半から 1990 年にかけて、ドイツのカールシュタインにある試験施設(以下、「JAVA」という。)にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会(RSK)、その他第三者機関立会の下、フィルタ装置の粒子状放射性物質、無機ヨウ素および有機ヨウ素(JAVA <sup>PLUS</sup> 試験)に対する除去性能試験を行っている。						
⑥-10	環境へのリークパスにおける FP の除去効果	・フランジや CV 貫通部等からのリーク時における DF について実験的知見が得られている。一方で実験はフランジ・ガスケットや電気貫通部に限られており、エアロゾルの条件も限定的である。そのため SA 時に考えられる様々な狭隘部に適用可能な評価モデルの開発が必要。 ・格納容器から放出された FP は建屋などを通過して環境へ放出される。建屋の中には様々な複雑構造物や狭隘部(ドアの隙間、貫通部等)を通過し、多くの FP の沈着除去効果が期待されるが、定量的に明らかにされていない	・CV リーク時のエアロゾル DF に関する知見(渡部 他, AESJ 和文誌 vol.8, 2009) ・マルチノードエアロゾル移行試験(VANAM 試験) ・LACE 試験(ISLOCA 時の FP 除去効果) ・SOARCA プロジェクトにおける建屋モデリングの検討(NUREG7110 vol.2) ・NUPEC 総合試験を補完しパラメトリックな評価式を構築するためのエアロゾル DF 試験 (M. Koga, K. Takanishi, T. Matsumoto, W. Liu, K. Morita, K. Nakamura, T. Kanai, "Experimental Study on	リーク開始のタイミングやリーク面積は環境への FP 放出に直結  建屋における FP 除去量は環境への放出量に直結	代表的部位について実験に基づく DF が評価されている  エアロゾルの基本メカニズム(粒径、沈着など)は成熟。ただし建屋への適用性(低温、多湿雰囲気、壁面材料等)	—	中: 部位やリークの態様に依存	低: 純粋な経験則を用いる手法が主  低: 単純なノード設定による解析	中: 経験則と理論的な考察を結びつけることが必要  高: SA 解析コードの建屋への適用性評価・拡張が必要

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・建屋の FP 挙動評価のためには格納容器内向けに作成された SA 総合解析コードのモデルの適用性評価・拡張が必要。</li> <li>・福島第一原子力発電所 2、3 号機のシールドプラグ近傍では高線量率が観測され、NRA 評価によると数十ベタベクレルオーダーの汚染が存在する可能性が指摘されている。様々な機関によりその要因追及が行われている。</li> </ul>	<p>Aerosol Migration Behavior in Rectangular Penetrations", Proc. of 12th Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS12), N12P1042, 2022.10., K. Nakamura et al., "Experimental study on removal effect of radioactive materials in the course of the leakage through the equipment hatch" (Under review), The 11th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR2024), KTH, Stockholm, Sweden, May 13-16, 2024)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・Terttaliisa Lind et al., "OECD/NEA ARC-F Project: Summary of Fission Product Transport", Proc. of 20th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-20), p.4796-4809, Aug 2023.</li> <li>・K. Nakamura et al., "Analysis of Fission Products Distribution on the Operating Floor of Unit 2 in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident", N12P1053, Proceeding of NTHAS12, Miyazaki, Japan, October 30 - November 2, 2022.</li> </ul>		は未検証				

項番	技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えら れる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
⑥-11	燃料から注入 水への放射性 物質移行	・1F 事故においては、損傷炉心を 冷却した注入水が格納容器外に 流出したが、燃料から水相への FP の直接移行はこれまでは想 定外	—	固相内の拡 散支配と考 えられるため 水相へのFP 移行量は小 さいと推定	—	—	中： 想定外の現 象であるた め理解不十 分	低： 廃炉におけ る検討での 進捗が期待 される。	中： 理論的な検 討（拡散）に 基づいた概 算が必要

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## 溶融炉心の格納容器内冷却ないし保持

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
⑦-1	デブリ落下・移行挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器下部ヘッド(LH)の破損挙動は、TMI VIP 計画や種々の実験や解析を通じて知見が得られており、実機 LH の破損挙動は、これまでの知見を反映した総合解析コード(MAAP 等)でモデル化されている。</li> <li>福島第一事故における各号機の原子炉圧力容器破損モードは解明されておらず、落下デブリの温度、落下流量、落下タイミング、性状等については、炉内での溶融進展や下部ヘッド周りのヒートシンク効果等により大きく影響を受け、事故シナリオへの依存性が想定される。福島第一事故の知見の反映が望まれる。</li> <li>EPR では、事故シナリオの不確かさを考慮して、2時間程度原子炉ピットでデブリを保持しデブリ全量を溶融状態にしてから Discharge channel を介してコアキャッチャへ移行する方法を採用している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>下部ヘッド破損に関しては Rempe 等による解析 (NUREG/CR-5642) や Henry 等による MAAP4 コードの開発等がある。</li> <li>EPR のコアキャッチャについては、原子炉ピットでの犠牲コンクリートの侵食試験(KAPOOL) やコアキャッチャへのデブリ拡がり挙動試験等がある。</li> <li>福島第一事故の解明や総合解析コードの高度化を目的として、JAEA にて BWR 下部ヘッド構造物を詳細に模擬した三次元解析が実施されている。</li> <li>MPS 法による下部ヘッド配管部溶融流出解析の取り組みが行われている。</li> </ul>	格納容器破損頻度または大規模放出頻度に対するベースマト溶融貫通破損モードやその破損モードに対するデブリ落下挙動の影響は大きい。また、緩和対策としてのコアキャッチャ等の性能評価上重要である。	原子炉容器下部ヘッドの破損モードは MELCOR、MAAP、SAMPSON 等のシステム解析コードに組み込まれている。	<ul style="list-style-type: none"> <li>SAMPSON を個別現象評価に適用することは可能。</li> <li>MPS 法による移行挙動評価が開発されている。</li> </ul>	大：落下デブリ条件に事故シナリオに依存した不確かさがある。	中：下部ヘッド破損モデルについては各種データにより検証されている。落下デブリ条件評価については福島事故の知見の反映が望まれる。	高：BWR の RPV 破損に係る研究は優先度高
⑦-2	ジェットインピジメントによる侵食	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融ジェットが構造体に衝突する場合に構造体を溶融侵食する現象で、短期的な格納容器破損モードになり得る。</li> <li>高温流体の二次元平板垂直衝</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融物と構造体に種々の物質を使用した実験が行われ、解析モデルの提案が行われている。</li> <li>M. Epstein 等による、層流モデルによる理論式と実験研究</li> </ul>	Farmer et al., ICAPP-7544 原安協、CET 委員会報告書 Sugiyama et al., ICAPP-8156	高温流体の垂直衝突噴流のよどみ点の熱伝達相関式にて	—	大：格納容器底部床への落下デブリ条件の不確か	低：既存相関式の適用範囲に制限があり、実機デブ	高：格納容器底部床に設置するコアキャッチャ等の耐

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		<p>突噴流のよどみ点の熱伝達現象として取り扱われ、理論的、実験的な熱伝達相関式や侵食速度式が提案されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器底部床の侵食を抑制するため耐熱材や犠牲材が設置される場合、溶融ジェットの温度や凝固点、構造体の融点等に大きく影響を受けるため、構造体として耐熱材等を使用した知見が必要となる。</li> </ul>	<p>(AIChE J. 26 (5) (1980)) 水ジェット-固体オクタン、固体水銀を使用。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>M. Saito 等による Epstein モデルの乱流ジェットへの拡張のための実験研究 (Nuclear Eng. &amp; Design 121(1990)) 溶融 NaCl-スズ板、溶融 Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SUS を使用。</li> <li>D. Powers 等による実験研究 (Nucl. Sci. Engrg. 88 (1984) ) スチールとアルミナの混合メルト-スチールプレートまたは UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-SS の混合メルト-スチールプレートを使用。</li> </ul>		評価可能。		<p>さや耐熱材や犠牲材の溶融浸食挙動の不確かさがある。</p>	<p>り条件や構造体材質に対して適用可能な解析モデルが望まれる。</p>	<p>熱材や犠牲材に溶融ジェットが直接衝突する構造の場合には、高</p>
⑦-3	デブリの拡がり格納容器壁面との接触	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリ拡がりによりデブリ冷却性を確保する対策(EPR 等)では重要な現象となる。</li> <li>ドライ条件でのデブリ拡がり挙動は、種々の実験、解析が行われ、解析モデル(MELTSPREAD コード等)の提案が行われている。</li> <li>LOCA 後や水張り操作をした場合のウェットな条件でのデブリ拡がり挙動についての研究は極めて少ない。また、ウェット条件では、デブリ拡がり制限される一方、水蒸気爆発の懸念がある。近年、JASMINE コードにより双方の挙動を評価する試みが行われている。併せ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Mark-I シェルアタック問題を想定した研究として以下がある。Kazimi, Nuclear Science &amp; Tech., Vol.103, (1989) Sienicki (1991)や Chudanov(1994)による解析研究 Theofaneous 等の研究 (NUREG/CR-5423, 1990) Suzuki 等による研究(ICONE-2 1993)</li> <li>Veteau 等による CORINE 実験研究(1995)</li> <li>EPR コアキャッチャ上のデブリ拡がりを想定した研究として VULCANO, KATS, COMAS 等の実験研究や Sehgal 等の実験</li> </ul>		<p>MAAP および MELCOR では簡易的な扱いであるが、SAMPSON は三次元評価可能。</p>	<p>MELTSPREAD、SAMPSON、JASMINE コードや MPS 法コード等で評価可能である。</p>	<p>中： 落下デブリ条件に事故シナリオに依存した不確かさがある。 デブリ拡がりに関しては、支配パラメータであるデブリの固化割合に関して不確かさがある。 デブリの性状と物性(特に粘性)に不</p>	<p>中： 種々の実験によりモデルは検証されている。</p>	<p>高： 狭隘流路におけるデブリ固化距離については、高</p>

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		<p>て、原子力規制庁により決定論的解析コード体系 THERMOS の開発が進められている (RREP-2018-2001)。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ MPS 法を活用して溶融物の拡がり現象の理解深耕の取り組みが行われている。</li> <li>・ デブリのサンプル流入抑制のためコリウムシールドを設置する対策が採られる場合があり、狭隘流路におけるデブリの固化距離の評価が必要になるが、知見は十分ではない。</li> </ul>	<p>研究がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ デブリ拡がり解析について、ANL で MELTSPREAD コードを使用して種々の実験データに対するベンチマーク検証解析が行われている。</li> <li>・ JASMINE コード改良に際しては、DEFOR 試験、PULIMS 試験とのベンチマークが実施されている。</li> <li>・ MPS 法を用い、VULCANO 試験との溶融物拡がり挙動評価に関するベンチマークが実施されている。</li> </ul>				確かさがある。		
⑦-4	溶融プールの対流熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ コアキャッチャ等に堆積し発熱している溶融プールの自然対流熱伝達は、デブリ周りの熱流束を支配するため重要である。</li> <li>・ IVR 研究にて、溶融プール周りの熱伝達分布の実験的・解析的研究がなされており、種々の熱伝達式が提案されており、格納容器床で形成された溶融プールに対しても適用可能である。</li> <li>・ 溶融プール形状に依存した自然対流熱伝達評価が必要である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ IVR の半球形状の溶融プールの自然対流熱伝達の研究が多数行われており、主なものとして以下がある。 フィンランドの COPO II 試験 米の ACOPO 試験 スウェーデンの SIMECO 試験 仏の BALI 試験 OECD/RASPLAV, MASCA 試験</li> </ul>		半球形状や直方体形状の溶融プールの場合、Ra 数で整理された実験式等により評価可能。	任意形状の溶融プールに対しては CFD 解析等により評価可能である。	小：IVR 研究にて十分知見が得られている。	高：単純な溶融プール形状については相関式が検証されている。任意形状に対しては、CFD 解析による評価が可能である。	低：溶融プールの自然対流熱伝達に関する相関式は幅広く取得されている。
⑦-5	溶融物の成層化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 溶融物の成層化により、金属層が分離し、熱伝導が良いため金属層と接触している構造物に熱集中がおこり浸食が促進される可能性がある。</li> <li>・ デブリの早期の冷却が行われる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器内の溶融物の成層化に関する試験として、仏 VULCANO VBS-U 試験がある。</li> </ul>		MELCOR では溶融物の成層化をモデル化。	広範囲な条件での成層化を評価できるツールはない。	大：デブリ落下条件やデブリ冷却条件により成層化挙動には大	低：溶融物成分の密度差や対流、熱化学反応を考慮した成層	低：デブリへの注水により早期に冷却する場合には、成層化の可



項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		<p>場合は、溶融物の外周部から固化していくため、十分な成層化は起こりにくいと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ デブリ接触部に高融点の耐熱材が設置される場合には、金属層が形成されても熱的に浸食されにくく、IVR ほど成層化による熱集中が問題になることはないと考えられる。</li> </ul>					<p>きな不確かさがある。</p>	<p>化評価が必要である。</p>	<p>能性は小さく、優先度は低い。</p>
⑦-6	注水方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 従来は、デブリ上にポンプ等を使用し、動的に注水する方法が主。</li> <li>・ US-ABWR や EPR 等で静的な注水方法が採用されている。</li> <li>・ COMET 概念では、コンクリート侵食が進むと下部プラグから注水される方式を採用。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ US-ABWR DCD</li> <li>・ US-EPR DCD</li> </ul>		注水方法に応じて注水タイミングや注水流量は評価可能。	同左	<p>小：注水方法が決まれば注水条件は決まる。</p>	<p>高：注水条件の評価は容易に可能。</p>	<p>低：物理現象への依存性は小さい。</p>
⑦-7	FCI	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 初期ドライなコアキャッチャ概念においても、溶融物の落下シナリオによっては、FCI も想定される。</li> <li>・ COMET 概念やウェットキャビティ概念のように、溶融物と水の直接接触が主たる冷却機構である場合は、大規模な FCI が発生しない確認が必要となる。</li> </ul>	<p>コアキャッチャ等を想定したものとして以下の研究がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ COMET 概念の実験研究 (その他は炉外 FCI の項参照)</li> </ul>		MELCOR 及び MAAP では、FCI による圧力スパイク評価は可能である。	TEXAS-V や PMALPHA、JASMINE 等の粗混合、圧力伝播解析、LS-DYNA 等の構造応答解析コードの組合せで評価可能。	<p>大：デブリ落下条件や水プール条件は事故シナリオにより大きな不確かさがある。溶融物成分により FCI 自体の発生に大きな不確かさがある。</p>	<p>中：解析コードの組合せにより評価可能であるが、十分に検証されてはいない。</p>	<p>高：冷却方式の概念に依存する。溶融物と水の直接接触が生じる可能性の大きい方式では相対的に高くなる。</p>
⑦-8	デブリ冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ デブリの上面の冷却については、OECD/MCCI 試験等の実験研究があり、解明されつつある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ デブリ上面の熱流束に関する研究としては OECD/MCCI 試験がある。</li> </ul>		MAAP コードでは、デブリ上面の熱流束モ	下部からの冷却は、流路形状に応じた沸	<p>大：デブリ条件、堆積形状や</p>	<p>高：コンクリート侵食を伴わ</p>	<p>中：概ね評価方法は確立さ</p>



項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>水中に落下して一部粒子化して堆積したデブリの冷却性は十分に解明されていない。</li> <li>コアキャッチャ等の場合は、コンクリート侵食によるガス発生やコンクリート成分の含入が無いなど、MCCI と状況が異なることに留意する必要がある。</li> <li>デブリを下面から冷却する場合は、下向き加熱の熱伝達現象となり、流路形状や傾斜角に応じた熱伝達試験が実施されている。傾斜角を持った沸騰冷却流路に対しては IVR 下部ヘッド冷却試験が参考にされている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリ下面の沸騰流路冷却については以下の試験がある。 EPR – BENSON 試験 ESBWR – MAC 試験 EU-ABWR – 東芝試験</li> <li>IVR 下部ヘッド外部冷却に関しては、以下の研究がある。 Theofaneous 等の ULPU 試験、 仏の SULTAN 試験</li> </ul>		<p>デルに、OECD/MCCI 試験等の知見を反映した CORQUENCH H 相当のモデルが組み込まれている。コアキャッチャ等のデブリ冷却解析モデルは、既知モデルの組合せで評価可能である。</p>	<p>騰熱伝達式により評価可能。  Top flooding のデブリ冷却場合の上面熱伝達は、CORQUENCH、WECHSEL コード等により評価は可能である。</p>	<p>冷却条件により不確かさがある。</p>	<p>ないデブリ上面の熱伝達については十分な検証が行われていない。</p>	<p>れている。</p>
⑦-9	流れの安定性	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリを下部から冷却する場合に、沸騰冷却流路の熱負荷等の不均一により流れの不安定性が生じる可能性がある。</li> </ul>	<p>下部沸騰冷却に関して、以下の研究がある。 EPR – BENSON 試験 ESBWR – MAC 試験 EU-ABWR – 東芝試験</p>		<p>MAAP では冷却流路をモデル化可能であるが、簡易モデルとなっている。</p>	<p>平行チャンネルの場合は、熱水力解析コードや周波数応答安定性評価等により評価可能。</p>	<p>小： デブリからの熱負荷の分布に不確かさがある。</p>	<p>高： 沸騰流路の安定性については、評価手法が確立されている。</p>	<p>低： 既往知見にて評価可能。</p>
⑦-10	デブリによる侵食	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリによる構造物の熱的な溶解侵食や化学的な侵食が想定される。</li> <li>コンクリートの種類に依っては、侵食の異方性がある。</li> <li>構造体材質に依っては、共晶反応や還元反応により化学的に侵食される場合がある。</li> <li>共晶反応によりデブリの熱物性(固化温度)が変化する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>コンクリートの侵食に関する研究としては OECD/MCCI 試験、NUPEC/COTELS 試験や CEA/VULCANO VB 試験がある。</li> <li>EPR を対象にした原子炉ピットのコンクリート層の浸食とジルコニア層の安定性の実験的研究として SICOPS 試験、CORESA 試験がある。</li> </ul>		<p>熱的な侵食はシステム/個別解析コードで評価可能。</p>	<p>但し、構造体の材質によりデブリと共晶反応する場合には、デブリの融点に変化するため、熱化学平衡評価により、共晶物質を評価する</p>	<p>大： コンクリートの侵食挙動に、コンクリート材質や堆積性状に起因して不確かさがある。 耐熱材の侵</p>	<p>低： 耐熱材の高温の熱物性を考慮した侵食評価が必要。 共晶体の熱的物性は、熱化学平衡解析により予</p>	<p>中： コンクリート侵食の異方性については感度解析で影響の程度は評価可能。 耐火材侵食については、</p>

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>実炉材質による化学的安定性の確認試験が実施されている。</li> <li>化学的侵食は、熱化学平衡解析によりある程度予測可能である。</li> <li>ZrO<sub>2</sub> 耐火材については、高温物性値、デブリとの相互作用に関する温度依存性などの実験データが得られている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐火材とデブリの相互作用および耐火材の侵食に関する研究として、日本原子力学会 2014 秋 I12、ICONE23-1329、ICAPP2018_139-24011 がある。</li> </ul>			必要がある。	食挙動に不確かさがある。	測可能。	2020 年度まで国プロで実施中。
⑦-11	構造耐性	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリ冷却構造に加わる熱応力や FCI 等の動荷重に対して、構造耐性があることを示す必要がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱応力や熱変形に対する構造耐性は、ABAQUS 等の FEM 解析で予測可能。</li> <li>FCI による動荷重に対する構造耐性は、TEXAS-V (Corradini) や PMALPHA (Theofaneous) 等の粗混合、圧力伝播解析、LS-DYNA 等の構造応答解析コードの組合せにて評価可能。</li> </ul>		MAAP, MELCOR, SAMPSON では構造応答の評価は不可。	<p>衝撃的荷重に対しては、LS-DYNA コード等により評価可能。</p> <p>準静的な荷重については FEM コードで評価可能。</p>	<p>小：準静的な荷重については、不確かさが小さい。</p> <p>高：準静的な荷重を対象にした解析コードは、実験等により検証されている。</p>	低：荷重条件を反映した評価が可能である。	

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## 格納容器気密性維持(破損または漏洩)

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
⑧-1	CV 漏洩	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器設計条件を超えた圧力・温度条件における漏洩率に不確かさが大きい。</li> <li>事故進展に伴い小破損が生じた場合の漏洩箇所、形状、及び寸法の把握が困難。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>PCCV では加圧に対して 2.0Pd まで 0.5%/day, 2.5Pd で 2%/day 程度。(SNL 1/4 試験 (NUREG/CR-6906))</li> <li>RCCV では加圧に対して 3Pd 程度まで漏洩は微小。(SNL 1/6 試験(NUREG/CR-6906))</li> <li>金属貫通部はシビアアクシデント条件でも漏洩無し(原研)</li> <li>有機シール材貫通部は 250°C 程度でリーク発生。リーク面積の解析評価から周長 1m あたり約 10 mm<sup>2</sup> 程度。(NUPEC「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)」に関する総括報告書 JH15 年 3 月)</li> </ul>	高: シビアアクシデント時格納容器からの漏洩による土地汚染、避難/移住、経済影響において重要。	有機シール材貫通部の周長あたりの漏洩面積を解析的に評価した事例はあるが、総合コードではモデル化されていない。	—	大: 貫通部個別には損傷挙動は予測できるが、貫通部設計や温度変化履歴の違いにも依存するので、総合的には不確かさが残る。	低: システムコードではモデル化されていない。	中: 既に十分な公開データ、知識ベースがある。しかし、影響度が大きいこと、東電福島事故を踏まえるとこれまでのデータの再検証が必要。
⑧-2	CV 破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>代表的な格納容器型式を模擬した耐性試験及び解析が行われている。</li> <li>BWR ベント管のベローズに着目した研究は少ない。</li> <li>PWR の原子炉格納容器は、重大事故等においては、圧力 2Pd, 温度 200°C 以下での閉じ込め機能を損なわないとしている。(PWR プラント設置変更許可申請書等)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>鋼製 CV では加圧に対して 3Pd 程度まで顕著な漏洩無し、5Pd 程度で破裂もしくは亀裂発生。(SNL 1/8 試験, 1/10 試験 (NUREG/CR-6906))</li> <li>RCCV では 2Pd 以上の耐圧性能を有する。(電力共研 1/6 試験、(NUREG/CR-6906))</li> <li>JSME 構造健全性評価ガイドライン&lt;BWR 鋼製格納容器編、PWR 鋼製格納容器編、PWR プレストレストコンクリート製格納容器編、BWR 鉄筋コンクリート製格納容器編&gt;</li> </ul>		総合解析コードによる詳細な弾塑性大変形解析が可能	FEM コードによる一般的な評価手法は JSME によりガイドラインの形で示されている。	小: ライク及びライクアンカの挙動や局所的な応力集中等には不確かさが残る。	高:	

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## 格納容器気密性維持(コンデンサ型静的冷却)

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
⑨-1	伝熱管単体性能	・伝熱管単体性能(不凝縮性ガス混在下の蒸気凝縮性能、圧損特性)は確認され、解析モデルを構築・検証済み。	[縦型 PCCS] ・UC Berkeley ・GIRAFFE 等 [横型 PCCS] ・NTHAS2(2000) ・日本機械学会 2002 秋 等	SBO 時等にも駆動源に依存せず格納容器破損やベントを回避するために十分な除熱性能を有する必要がある。 また、格納容器破損頻度に対するガス蓄積による過圧破損モード(PCCSで防止可能)の影響は大きい。	[縦型・横型]凝縮熱伝達相関式が TRAC コードに組み込まれ検証されている。	伝熱管内熱流動は TRAC コードで評価可能 二次側流動は CFD コードにより評価可能	小: 伝熱管内の挙動は十分に把握されている。 システムとしての除熱性能は格納容器との連成挙動に依存。	高: 解析コード (TRAC/RELAP5)検証済み	低: 既往知見により除熱性能評価が可能
⑨-2	伝熱管群の影響	・PCCS 伝熱管群試験にて除熱性能・圧損特性を確認・解析モデル検証済み。 ・二次側伝熱特性確認済み。 ・二次側ボイド率の除熱性能に与える影響を確認済み。	[縦型 PCCS] ・PANTHERS (SIET) [横型 PCCS] ・ICAPP' 03-3133(2003) ・ICONE10-22442(2002) ・日本原子力学会 2002 秋 L46 等	また、格納容器破損頻度に対するガス蓄積による過圧破損モード(PCCSで防止可能)の影響は大きい。 ・Nagasaki et al., ICAPP' 02 (1090) ・Sugiyama et al., ICAPP' 08 (8156)	[横型]凝縮熱伝達相関式が TRAC/RELAP5 コードに組み込まれ検証されている。	同上	同上	同上	低: 既往知見により除熱性能評価が可能
⑨-3	エアロゾル付着挙動とその影響	・PCCS 伝熱管へのエアロゾル付着モデルを構築。 ・エアロゾル付着による伝熱劣化評価モデルに基づき、PCCS 除熱能力への影響は小さいことを確認。 ・PWR の格納容器再循環ユニットは、冷却操作を開始する前に、格納容器スプレイ又は代替格納容	[縦型 PCCS] ・AIDA (PSI) ・ICONE6(1997) [横型 PCCS] ・日本原子力学会 2005 秋 G34, G35		システム解析コードには組み込まれていないが、個別現象詳細評価で影響が小さいことが確認されている。	FLUENT コードへの伝熱管へのエアロゾル付着モデル構築例がある。	大: 付着量の不確かさは大きいですが、エアロゾル発生はコンクリート分解によるものが支配的で、コアキ	低: 実験との比較による解析モデルの検証は十分でない	中: 設計上の方策により、不確かさの影響を減ずることが可能。

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		器スプレイ操作を実施する手順が整備されており、(熔融炉心を冠水させ)気相部冷却の有効性を高めるとともに、伝熱管へのエアロゾル付着軽減が図られる。					ヤッチャ等で MCCI を抑制すれば、現象そのものの影響緩和が可能である。		
⑨-4	格納容器内システム挙動	・縦型・横型 PCCS について、システム挙動試験が実施され、システム応答に対する解析コードも検証済み。	[縦型 PCCS] GIRAFFE, PANDA, PUMA 等 ・ ICONE-3(1994) ・ 23rd WRSM(1995) ・ NUTHOS-5(1997) 等 [横型 PCCS] 日本原子力学会 2014 春 L07、 2014 秋 J24、2015 秋 C07、 2016 秋 K15、K16		[縦型] システム挙動は TRAC コードで検証されている。 SA 時挙動は TRAC と MAAP の比較により検証されている。 [横型] システム挙動は TRAC コードによるシステム試験解析で検証されている。 TRAC と MAAP の比較により実機システム挙動を検証している。 ・PWR の格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内の	—	[縦型] 小: [横型] 小: システムとしての除熱性能は格納容器との連成挙動に依存	[縦型] 高: [横型] 高: システム試験により解析コード検証済み	低 横型 PCCS を採用する場合、D/W から蒸気を導入するタイプについては優先度低。 不凝縮性ガス排気用の空間を有し W/W から蒸気を導入するタイプについては、システム挙動試験及び、解析コードの検証が必要。

項番	技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えら れる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
					過渡応答は MAAP コード にて評価して いる。				

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## 格納容器気密性維持(格納容器壁面冷却)

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
⑩-1	格納容器内面、外面の熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>AP600 の条件において、事故条件での格納容器内面の凝縮熱伝達、水冷時の外面の水膜の熱伝達などのデータを要素試験により取得。試験結果が予測結果と一致することを確認。</li> <li>AP600 の格納容器のスケールモデル試験とスケール則の適用により、AP1000 における除熱性能を実証。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>AP600/AP1000に関する試験・解析レポート(WCAP-15706)</li> <li>加熱面上の水膜挙動、熱伝達評価試験</li> <li>水膜分布計測試験</li> <li>凝縮熱伝達計測試験</li> <li>空気蒸気流路の圧損計測試験</li> <li>プラント周辺の地勢や気象が気流に与える影響を評価する風洞実験</li> <li>小規模総合試験</li> <li>大規模(1/8 スケール)総合試験 ARS94 vol.1, p.249-256(1994)</li> </ul>	SBO 時等にも駆動源に依存せず格納容器破損やベントを回避するために十分な除熱性能を有する必要がある。格納容器破損頻度に対するガス蓄積による過圧破損(PCCS で防止可能)の影響は大きい。	自然対流除熱モデルが格納容器解析コード GOTHIC に組み込まれている。	小規模総合試験に対して MAAP4 の検証が行われている。	小: 壁面冷却に関する基本的な熱伝達挙動は把握されている。	高: 予測手法は検証済み(GOTHIC/MAAP4)	低
⑩-2	格納容器外面を水冷する際の水膜挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>AP600/AP1000 の格納容器形状に対して、安定に水膜が形成されることを実験的に確認。</li> <li>格納容器形状が異なるプラントに対しては水膜挙動の確認が必要。</li> <li>既設 BWR において、フランジ部からの過温リーク発生防止のためドライウェルトトップヘッド冷却(プール水冷却)が採用される可能性あり</li> </ul>	水膜形成割合に関する定量的データは公開されていない。	<ul style="list-style-type: none"> <li>Nagasaka et al., ICAPP'02 (1090)</li> <li>Sugiyama et al., ICAPP'08 (8156)</li> </ul>	汎用モデル化はされていない。(実験に基づき水膜形成割合を実効伝熱面積として扱う)	同左	小: 形状に対する依存性が大	低: AP600/AP1000 と異なる格納容器形状に対する冷却性能評価を行う場合は、水膜の挙動検証が必要	高: AP600/AP1000 と異なる格納容器形状を採用する場合は高
⑩-3	格納容器気相成層化	<ul style="list-style-type: none"> <li>温度成層化のデータ取得に着目した試験が実施されている。</li> <li>成層化層の均質化要因(Spray, Cooler, Heater)も試験結果あり</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>TOSQAN (IRSN)</li> <li>ThAI (Becker Technologies)</li> <li>MISTRA (CEA)</li> <li>PANDA (PSI)</li> </ul>	非凝縮性ガス(NCG)分布に影響あり(PWR→水)	総合コードでの汎用モデル化は難しい。	CFD コード評価可能。(但し、Cooler による成層化均)	中: 事故シーケンス(成層化の要因)への	中: 成層化の要因が特定できれば CFD コード	中: PCV Spray の成層化均質化効果は



項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>り。</li> <li>・ Spray は攪拌効果大で比較的评价が容易だが、Cooler, Heater は効果が局所的で CFD 等での評価が困難(継続検討必要)。</li> <li>・ 凝縮/再蒸発、乱流、低流速時の対流壁熱伝達、放射伝熱及び Spray の乱流影響等の物理モデルには改良の余地あり。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SPOT (JSC Akrifantov OKB)</li> <li>・ HYMIX (IBRAE-RAN)</li> <li>・ [解析研究] ERCOSAM (EURATOM) / SAMARA (ROSATOM)</li> </ul>	素燃焼挙動に影響)。PCV 壁面凝縮に期待する場合、NCG 分布が PCV 除熱量、PCV 圧力挙動に影響する可能性あり。		質化効果は局所的で評価難)	依存性が大	による評価は可能	概ね評価可能。但し Heater (PCV 内 PAR) や Cooler 採用時は優先度高
⑩-4	BWR-S/P 液相成層化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ GOTHIC に有効熱源(EHS)及び有効運動量源(EMS)モデルを付加することで液相成層化をある程度解析で再現可能(但し解析は EMS 値に非常に敏感との事)。</li> <li>・ チャギング域のような、凝縮に伴い大きな攪拌運動量が発生する系の解析は困難。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ PSTF 試験の一部(成層化データ)</li> <li>・ PUMA (Purdue Univ.)</li> <li>・ POOLEX, PPOOLEX (LUT)</li> </ul>	S/P 水の温度成層化は、発生すると PCV 圧力への影響大(S/P 水による吸収熱容量にも影響有)。	GOTHIC+ EHS/EMS モデルで評価可能だが EHS/EMS 値の設定が困難。	同上(但し、細かい蒸気ジェットの影響評価は詳細メッシュ必須で計算負荷大)	同上	低: 蒸気ジェットスケールやジェット流入に伴う EHS/EMS 値に解析結果が大きく依存	高: 蒸気ジェット流量小の長期 PCV 圧力評価や、動的な攪拌機構の無い静的安全炉で重要。

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## 再臨界

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
⑪-1	原子炉容器内炉心部未臨界性評価及び再臨界影響評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉内に残存している燃料の量および残存形態が不明であるため、再臨界評価時の不確かさが大きい。</li> <li>ホウ酸水注入により再冠水時の再臨界を防止することが可能である。</li> </ul>	炉内再臨界の評価では、制御材が10%程度以上残存すれば、未臨界維持は可能との知見がある。 <ul style="list-style-type: none"> <li>- Mosteller et al., Nucl. Technol. Vol.110 (1995)</li> <li>- Frid et al. "Severe accident recriticality analyses (SARA)", Nucl. Engrng. and Design, 209, 97-106 (2001).</li> <li>- UK EPR, PCSR – Sub-chapter 16.2 – Severe accident analysis (2011).</li> </ul> JAEA が国プロにてデブリ性状調査に着手済	炉心部に多くの燃料が残存している場合、崩壊熱を超える出力が発生し、格納容器の加圧を加速するため、格納容器破損への影響大。	<ul style="list-style-type: none"> <li>解析対象の形状、組成がモデル化可能であれば3次元モンテカルロ法を用いた解析</li> <li>PCV内の核分裂生成物ガスモニタによる未臨界性評価</li> </ul>	同左	大：炉内に残存している燃料の量、残存している燃料の形態、制御棒の状態などが不明。保守的モデルで対応。	低：核計算手法は確立されているが、デブリ性状(組成、空孔率など)の知見が不足	中：デブリ状態の調査および、再臨界のシナリオ検討、影響評価を国プロで実施中。
⑪-2	原子炉容器内下部プレナムでのリロケーション未臨界性評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>下部プレナムヘリロケーションした溶融燃料の再臨界性は、溶融燃料水中落下時の分散挙動、デブリ堆積性状、デブリ内への浸水挙動等に影響を受ける。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>リロケーションした溶融燃料の再臨界性に関して、以下の知見がある。</li> <li>・TMI-2 accident</li> <li>・UK EPR, PCSR – Sub-chapter 16.2 – Severe accident analysis (2011).</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の軽水炉のように低濃縮燃料を用いた熱中性子炉での溶融燃料の再臨界性は、非常に小さいと考えられるため、影響小。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・解析対象の形状、組成がモデル化可能であれば3次元モンテカルロ法を用いた解析</li> <li>・PCV内の核分裂生成物ガスモニタによる未臨界性評価</li> </ul>	同左	大：溶融燃料の再臨界性は、溶融燃料水中落下時の分散挙動、デブリ堆積性状、デブリ内への浸水挙動等に影響を受け、不確かさ大。保守的モデルで対応。	低：核計算手法は確立されているが、デブリ性状(組成、空孔率など)の知見が不足	中：デブリ状態の調査および、再臨界のシナリオ検討、影響評価を国プロで実施中。

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
⑪-3	原子炉容器外でのリロケーションデブリの未臨界性評価	・原子炉容器から原子炉キャビティ等へ落下した溶融燃料の再臨界性は、溶融燃料落下時の分散挙動、キャビティでの水張り状態、デブリ堆積性状、デブリ内への浸水挙動等に影響を受ける。	・原子炉キャビティ等へ落下した溶融燃料の再臨界性に関して、以下の知見がある。 ・UK EPR, PCSR – Sub-chapter 16.2 – Severe accident analysis (2011).	・現行の軽水炉のように低濃縮燃料を用いた熱中性子炉では、再臨界の可能性は非常に小さいと考えられるため、影響小。	・解析対象の形状、組成がモデル化可能であれば3次元モンテカルロ法を用いた解析 ・PCV内の核分裂生成物ガスモニタによる未臨界性評価	同左	大： 溶融燃料の再臨界性は溶融燃料落下時の分散挙動、デブリ堆積性状、デブリ内への浸水挙動等に影響を受け、不確かさ大。保守的モデルで対応。	低： 核計算法は確立されているが、デブリ性状（組成、空孔率など）の知見が不足	中： デブリ状態の調査および、再臨界のシナリオ検討、影響評価を国プロで実施中。

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## 計 装

項番	技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えら れる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
⑫-1	過酷事故時に 使用可能な原 子炉水位計測	<ul style="list-style-type: none"> <li>計装配管の基準水の蒸発により、正確な計測ができなかった。</li> <li>設備は多重化されていたが、上記の共通要因により、何れも正確な計測ができなかった。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過酷事故計装国プロにて基準水に頼らない方式を開発。 [ヒータ付き熱電対式水位計]</li> <li>300°C、8.62MPaでの耐久性試験、腐食試験などの過酷事故環境を想定した試験を実施。技術の有効性を確認済み。</li> <li>[超音波式水位計]</li> <li>原理確認のみ実施</li> <li>[放射線式水位計]</li> <li>コンセプト提案および、水位条件に応じた解析結果から、機械学習を使って結果から水位が推定可能かどうかを検証。</li> </ul> Ref: <ul style="list-style-type: none"> <li>日本原子力学会 2015 年春の年会「過酷事故用計装システムの研究開発の現状と展望」</li> <li>ICONE23 “Development of Instrumentation System for Severe Accidents”</li> <li>日本原子力学会 2018 年秋の大会「放射線計測による炉心冷却状態監視システム」</li> </ul>	原子炉水位は燃料冷却状態の把握に重要であり、影響大。	—	—	小: 基準水の喪失が原因であることは実機で確認済み。	中: 現状で一定の評価が可能	低: 国プロでの研究開発は完了し、実機実装検討フェーズに移行
⑫-2	過酷事故環境での格納容器内計装	<ul style="list-style-type: none"> <li>水位: 計測点が離散的でかつ計測点数が限られており必要な水位計測ができなかった。</li> <li>水素濃度:</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過酷事故計装国プロにて多様な方式を開発。 [光ファイバ式水位計]</li> <li>300°C、1MPa、3 日間の耐久性試験、ヨウ素雰囲気での腐食試験、</li> </ul>	格納容器内計装は、プラント状態の把握に重要であり、影響	—	—	小: 水位は設計の問題、水素濃度は電源と冷却水	中: 現状で一定の評価が可能	低: 国プロでの研究開発は完了し、実機実装検討フェ

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
		<p>サンプリング方式のため、電源喪失及び冷却水喪失により計測できなかった。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PWR(空気雰囲気)向け水素濃度計は、国プロにて開発された固体電解質方式の他に、触媒反応を応用した接触燃焼式、および熱伝導率式の計器が開発済。</li> </ul> <p>(ICAPP2017 “In-containment Hydrogen Sensor System against Harsh Environment during a Severe Accident”)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PWR では原子炉格納容器内の水素処理を目的として、PAR およびイグナイタを設置しているが、これら水素処理設備の動作状態確認のために、PAR 温度監視装置、及びイグナイタ温度監視装置を設置している。</li> <li>・PWR では原子炉格納容器内の水素濃度が規制基準である 13vol%以下となることが監視可能となるように、酸素リッチな条件にて水素濃度 0~20vol%程度の計測レンジを有する水素濃度計測設備を設置。</li> </ul>	<p>放射線試験を実施。技術の有効性を確認済み。</p> <p>[熱電対式 PCV 温度計] 1000°C環境での耐久性を確認済み。</p> <p>[電極式水位温度計] ヨウ素環境での腐食することを確認。実装技術開発にて対策。</p> <p>700°C、0.9MPa での耐久性試験、腐食試験などの過酷事故環境を想定した試験を実施。技術の有効性を確認済み。</p> <p>[PCV/CV 内水素濃度計] 水素吸蔵材式、固体電解質式 2 種、電気化学式の多様な方式において過酷環境での試験を実施。水素吸蔵材式は技術の有効性を確認済み。</p> <p>[放射線計測] 光ファイバ式および電離箱について過酷環境での計測成立性を確認。</p> <p>[圧力計測] ひずみゲージ式について、過酷環境での試験を実施。原理的に問題ないことを確認。</p> <p>[ヒータ付き熱電対式 ICIS シンプル配管室水位計] 過酷環境での計測試験により、機能維持が見込まれることを確認。</p> <p>Ref: ・日本原子力学会 2015 年春の年会「過酷事故用計装システムの研究開発の現状と展望」</p>	大。			の問題であり、不確かさはない。		ーズに移行。

項番	技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
					総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
			・ICONE23 “Development of Instrumentation System for Severe Accidents”						
⑫-3	過酷事故時用 R/B 計装	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PCV からの水素漏洩により R/B で水素爆発がおきたと推定。</li> <li>・R/B 内に水素濃度計測設備がなかった。</li> <li>・PWR では、R/B の水素濃度は、原子炉格納容器内の水素濃度以下となることを想定し、酸素リッチな条件にて水素濃度 0~20vol%程度の計測レンジを有する水素濃度計測設備を設置。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・過酷事故計装国プロにて多様な方式を開発。(PCV/CV 内水素濃度計を参照)</li> <li>・既存品での適用可能。</li> </ul>	R/B 内の水素爆発は放射性物資の放出につながるため影響大。	—	—	小: 計装計画の問題であり現象の不確かさはない。	中: 現状で一定の評価が可能	低: 国プロでの研究開発は完了し、実機実装検討フェーズに移行。
⑫-4	過酷事故時に使用可能な SFP 水位計測	・過酷事故時に SFP 水位計測が困難であった。	過酷事故時に使用可能な方式を実機適用済み [ヒートサーモ式水位計] 過酷事故時の条件を想定した試験を実施し、技術の有効性を検証済み。	SFP 水位は使用済み燃料管理の把握において重要	—	—	小: 不確かさはないと評価	高: 実機導入の計測原理であり、成熟している。	低: 過酷事故向け SFP 水位計導入済

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## ドライアウト/バーンアウト

項番	技術課題の ブレークダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					統合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
⑬-1	サブクール沸騰 現象把握	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 機構論的なサブクール沸騰モデル(沸騰開始条件、伝熱モデル等)が不十分</li> <li>- サブクール沸騰開始点近傍の水平断面内ポイド率分布を含む、3次元ポイド率分布計測データ無し</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 実圧条件での代表的な計測データ: Saha-Zuber 円管、二重円管</li> <li>- 電中研「燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発」(エネ庁委託事業、2015~) (J. Nucl. Sci. Technol., DOI: 10.1080/00223131.2021.1954561, 2021, Nucl. Eng. Des., Vol.381, 2021)</li> </ul>	燃料損傷への影響度は低いが、ポイド発達への影響大	- システム解析コード (TRAC、RELAP、TRACE 等)、サブチャンネル解析コード (CTF, NASC A, MIDAC 等) にモデルが含まれる。	—	中: データが不十分	低: 伝熱沸騰メカニズムが十分に解明されておらず、モデル検証が不十分	中: 燃料損傷への直接的な影響度は低いが、メカニズムが十分に解明されていない(説明性が低い)
⑬-2	バンドル内の詳細ポイド率分布把握	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 流体混合モデルや現象論的なモデルであるポイドドリフトモデル、気液界面抗力等の構成方程式の検証が不十分</li> <li>- 燃料棒配置不均質(PLRなど)の影響評価が不十分</li> <li>- スペーサの影響有無評価が不十分</li> <li>- 軸方向出力分布(定常/過渡変化)による影響が明らかになっていない(履歴効果)</li> <li>- 実圧条件でクロスフロー量を直接計測した試験データ無し</li> <li>- 部分長燃料棒がクロスフローへ及ぼす影響を評価したデータ無し</li> <li>- 非発熱管周囲の検証が不十分</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- NUPEC 「最大熱負荷実証試験」1978-1989</li> <li>「管群ポイド実証試験」1987-1994</li> <li>「BWR燃料集合体管群ポイド試験」1989-2000</li> <li>「PWR燃料集合体管群ポイド試験」1987-1994</li> <li>「高燃焼度9×9型燃料信頼性実証」1992-2005</li> <li>「燃料集合体過渡時熱伝達試験」1995-2001</li> <li>- OECD/NEA-2006 “NUPEC BWR Full-size Fine-mesh Bundle Test(BFBT) benchmark”, 2006</li> </ul>	ドライアウト、DNB、燃料損傷に影響	- サブチャンネル解析コード (CTF, NASC A, MIDAC 等) に構成方程式が含まれ、コード毎に異なる。	—	中: 低ポイド領域のデータが不足。燃料棒形状の依存性データも不足。	低: 従来燃料の範囲では、高ポイド率領域では±10%程度。低ポイド率領域の予測精度はさらに悪い。断面内では非加熱ロッド周辺で特に精度が悪い。構成方程式毎に個別要	中: 低ポイド領域のデータが不足している。新型燃料解析に必要。



項番	技術課題の ブレークダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					統合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
		- 試験装置と実機燃料の差(5×5バンドル、壁面の有無など)の影響評価が不十分	“OECD/NEA Benchmark based on NUPEC PWR Subchannel and Bundle Tests(PSBT)”, 2009 - JAERI-Data/Code 96-004 「サブチャンネル解析コードのベンチマーク解析」 - “CTF Validation and Verification”, North Carolina State University, 2017.					素試験で検証されているが、実機バンドル体系での検証は不十分	
⑬-3	限界出力／限界熱流束／沸騰遷移挙動把握	- 液膜挙動(進展・後退)、液滴発生、付着のモデルセットが多数提案されている。 - 環状流遷移クオリティと遷移時の液滴液膜分配が機構論的に明らかになっていない。 - 高圧・高流量のDNB領域では機構論モデル開発に必要な現象理解に至っていない。 - スペーサ効果が機構論的に明らかになっていない。 - 軸方向出力分布による限界出力への影響が機構論的に明らかになっていない - 実機で出現し得る多様な軸方向出力分布の検証が不十分 - ドライアウト時の液膜挙動が明らかになっていない。 - 過渡事象が扱えていない - ATWSへの適用性は検討中 - 不確かさを考慮した統計的アプローチの確立	- 電中研「燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発」(エネ庁委託事業、2015～) (Mech. Eng. J., Vol. 8, 4, pp. 21-00001, 2021)	ドライアウト、DNB、燃料損傷に影響	- システム解析コード(TRAC、RELAP、TRACE等)、サブチャンネル解析コード(CTF、NASC、MIDAC等)に構成方程式、DNB相関式が含まれ、コード毎、燃料毎に異なる。	—	中： 従来燃料のDBA範囲以外のデータが不足。現象把握のための詳細データが不足。機構論的モデルを検証する要素試験が不足。	中： 従来燃料のDBA範囲では検証されているが、機構論的モデルではないため、検証範囲を超えた適用には注意を要する。新燃料評価には対応できない。	高： MCPR ・ DNBR 評価 / 安全性向上評価 / ATWS 解析 / 10×10燃料の過渡解析に必要(TRAC等システム解析コード)

項番	技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					統合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
⑬-4	Post-BT熱伝達率	- 液滴伝熱モデルの不確かさ - ATWSへの適用性は検討中				—			
⑬-5	リウエット挙動把握	- ATWSへの適用性は検討中 - リウエットフロントの伝播に関するデータと現象理解が不十分		燃料損傷への影響度は低いが、炉心冷却性への影響大		—	中： 過渡事象であり、計測の困難さから現象把握のための詳細データが不足。  低： 伝熱沸騰メカニズムが十分に解明されておらず、現状は指針要求に従った保守的なモデルを採用	中： 燃料損傷への直接的な影響度は低いが、メカニズムが十分に解明されていない	

## 課題の整理とプライオリティ付け(基盤 R&amp;D 技術マップ)

## LOCA 時挙動

項番	技術課題の ブレークダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考えられる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					統合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
⑭-1	リウエット(再冠水)	LOCA時再冠水過程における膜沸騰から核沸騰への復帰(リウエット)について、信頼するに足る相関式や実験データが乏しい	・ECCS性能評価指針 解説I 4.5(2)	燃料損傷への影響度は低いが、炉心冷却性への影響大	システム解析コード(TRAC、RELAP、TRACE等)、サブチャンネル解析コード(CTF,NASCA, MIDAC等)に構成方程式、DNB相関式が含まれ、コード毎、燃料毎に異なる。		中: 過渡事象であり、計測の困難さから現象把握のための詳細データが不足。	低: 伝熱沸騰メカニズムが十分に解明されておらず、現状は指針要求に従った保守的なモデルを採用	中: 燃料損傷への直接的な影響度は低いが、メカニズムが十分に解明されていない
⑭-2	スプレー冷却	・CCFL(counter-current flow limitation)の発生  ・SFPでの冷却特性	・Wallis, G.B., One-dimensional two-phase flow, MacGraw-Hill, New York, 336-345 (1969) ・Bankoff, S.G. and Lee, S.C., A Critical Review of the Flooding Literature, NUREG/CR-3060, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C.(1983) 一般的にはWallisの式や Kutateladze数で整理できることが知られている。  ・新規制基準対応として新たに設置され(常設または可搬型)、ピッ	CCFLにより冷却水の供給が阻害される  燃料集合体の冷却性と再臨	—	RELAP TRACなど  TRACE GOTHIC	大: 体系依存であり、不確かさは大きい。  中	中: 課題となる体系での実験相関式は取得できたが、体系依存を克服できていない。  低	中: 課題となる場合に実験相関式を得ることで対応できる。  高

項番	技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①重要と考え られる影響	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
					統合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
			ト脇からの放水となるため、SFP 全体でのスプレイ分布と実効的な 集合体内スプレイ流入量に関する データが必要。またECCSより は流量が少ないため、冷却特性 を把握しておく必要がある。 ・N. Tsukamoto, “Study on Modeling of Spray Cooling for Spent Fuel Pool Accidents,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 56, pp. 945-952, 2019. ・山田他、「可搬型スプレイ放水時 の燃料集合体内部の流動に関する 研究」、日本原子力学会2017 年秋の大会、1E05. ・S. Nishimura, et al., “Study on Loss-of-Cooling and Loss- of-Coolant Accidents in Spent Fuel Pool (5) Investigation of Cooling Effects of SFP Spray and Alternate Water Injection Using MAAP Code,” Proc. of ICONE27, ICONE27-1603, Ibaraki, Japan, 2019.	界	MELCOR				