

# 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020

(熱水力 RM 2020)

令和2年度報告書

令和2年9月

日本原子力学会 熱流動部会 「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略  
マップ検討」ワーキンググループ

## はじめに（改定にあたって）

日本原子力学会熱流動部会では、2007年に「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」特別専門委員会を設置し、2009年3月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009」を策定し、熱流動部会のホームページに公開した。その後、ロードマップのローリングのために熱流動部会に「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループを設置し、その下に「シビアアクシデント」「スケーリング」「プラント改良技術」のサブワーキンググループを設けた。しかしながら、2011年3月に東日本大震災および東京電力福島第一原子力発電所事故が発生した。その教訓をロードマップに取り入れるべく3つのサブワーキンググループを「シビアアクシデント」「安全評価」「基盤技術」に改組し、2015年3月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015（改訂版）」を策定した。その後、ロードマップの改訂を継続すべく、2016年9月に熱流動部会において「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループを設置し、ロードマップのローリングを行い、2017年3月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM 2017）」を発行した。さらに、3つのサブワーキンググループを「安全評価」と「熱水力」の2つに改組し、ローリングを進め、本報告書「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020（熱水力 RM 2020）」を完成させた。

本ロードマップは、原子力の熱水力分野における研究課題や研究実施の状況を網羅的に取り上げ、分類・整理し、まとめたものである。従って、本分野の研究の現状を俯瞰的に見渡すには最も適した資料となっている。また、ロードマップはローリングにより最新の状況を取り入れた改訂がなされることも重要である。ロードマップの活用方法としては、個別の研究課題の相対的な重要性の評価、原子力安全において重要な課題であるが現状の研究活動が十分ではない研究の隙間を見出すこと、などが考えられる。さらに、研究により得られた最新知見を原子力安全に反映することに活用することも考えられる。2011年の東京電力福島第一原子力発電所の事故の反省として、最新知見に対する取り組みが足りなかったことから、ロードマップをこうした取り組みに活用することがぜひとも必要である。

本ロードマップのローリングには、関係する研究者の多大な努力が費やされている。「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループの委員、「安全評価サブワーキンググループ」の委員、「熱水力サブワーキンググループ」の委員には厚くお礼を申し上げたい。さらに、取りまとめにあたって、2つのサブワーキンググループの主査、ワーキンググループおよびサブワーキンググループの幹事には、特に感謝申し上げる。

令和2年9月

越塚 誠一（ワーキンググループ主査）

## 改定の概要

### 1. 熱水カロードマップ (RM) とは

日本原子力学会は 2009 年 3 月に「**熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009(熱水カロードマップ 2009)**」を、軽水炉に係る熱水力分野の研究開発の到達点と課題を俯瞰して、取り組みのポイントを示した初めてのロードマップとして策定した。特に、当時の原子力立国計画(資源エネルギー庁)の趣旨を採用して、安全性と経済性の両立と向上を図る新型軽水炉の開発や国産安全評価手法の整備が主な課題に掲げられた。

同ロードマップは熱流動部会に引き継がれたが、改訂活動(ローリング)の途中で福島第一原子力発電所(1F)事故に遭遇したため、同事故を教訓とする抜本的改訂が行われて「**熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)**」が 2015 年 3 月に策定され、更に 2017 年 3 月には「**熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水カロードマップ 2017)**」<sup>1)</sup>へ改訂された。2015 年版では特に、**世界最高水準の安全性の実現とその継続的改善**を目指し、**安全裕度向上策および人材育成に必要なニーズとシーズのマッチング**を考慮して技術課題が選定・詳述された。2017 年版では同技術課題が更に見直され、**主要な技術課題の実施状況**の記載、原子力学会が資源エネルギー庁と策定した「**軽水炉安全技術・人材ロードマップ**」との対応の整理、**計算科学技術部会**の協力による 1F 事故の原因となった**外的事象対応の記述**の改訂など、記載が大幅に充実された。これらについては、**2018 年 4 月日本原子力学会誌 解説**<sup>2)</sup>に概要が示されている。

### 2. 熱水力 RM のローリングと課題について

熱水力 RM は、RM の役割を次の 5 点と説明している：

- (a) 技術課題の意義や役割、内容の適切性を広く国民と共有し、プロセスの透明性を確保するためのプラットフォーム、
- (b) 技術課題の到達点、重要度評価、R&D の内容や実施策、実施に必要な技術基盤、成果活用策、関係者(実施者、予算提供者)、計画や成果の評価法などを示し、関係者間で共有するためのコミュニケーションツール ～ 他分野とのインターフェイス、
- (c) 課題取り組みの進捗や成果利用を評価・確認し、改定の検討を行うための計画管理表、
- (d) 研究者のテーマ探索等に資するライブラリ兼ガイドブック ～ ニーズとシーズのマッチング、
- (e) R&D をはじめ関係組織における人材育成への参考資料。

ところが、それらの実施の中心的役割を担う技術マップにおいて、例えば安全評価では情報記載と整理の点で十分でなかった。このため、2020 年版熱水力 RM への改訂では、技術マップの改訂に重点を置いた取り組みが行われた。

2017 年版迄、熱水力 RM には関与する分野に応じた 3 種類の技術マップ(基盤、安全評価、シビアアクシデント(SA))があったが、まず基盤と安全評価のフォーマットを大幅変更・統合して「安全評価技術マップ」へ、炉心損傷後を対象とした SA では炉心損傷前まで拡張して「**基盤 R&D 技術マップ**」とした。ここで「安全評価技術マップ」では、課題を漏れなく抽出できることに重点をおき、事故シナリオから安全評価技術へたどり着けるフォーマットにすると共に、R&D 成果の大部分が収斂する解析コードや分析モデルの機能の記述の充実、性能目標の明示、個別現象の解明や基盤技術 R&D 等、課題をより明確に整理・表示した。特に、技術課題のブレークダウンでは解析コードに組み込まれるモデルにまで分解して研究ニーズの所在を記載し、複数項

目を1つに纏めているものが有ったが各項目と1対1に対応する様にした。更に、「基盤 R&D 技術マップ」には項番をつけて「安全評価技術マップ」とリンクがとれる様にした。

2020 年版の熱水力 RM は、この様な技術マップの大幅改訂により、例えば重要課題である SA 解析コードの機能の記述が充実・改訂して目指す性能目標が明確化されるなど、熱水力分野の一層の基盤構築に資するロードマップとして格段にパワーアップした。ただし、安全評価技術マップは膨大になってエクセルファイルとして提供され、必要に応じて行や列を展開／畳み込みして目標の情報を確認する形式となった。また、ロードマップの基本的構成部分である導入シナリオと時系列ロードマップのほか、主要な技術課題の整理(SA 時の必要機能の記述を含む)、その詳細を記載する個票(関連個別事業の進捗、外的事象対応を含む)、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応、等の部分は、次年度以降に改訂を実施・検討することとなった。

### 3. 2020 年版熱水力 RM の活用の方法について

今回の 2020 年版の熱水力 RM は、新たに改定された 2 つの技術マップの内容とそのガイドに特化した内容で構成される。一方、熱水力 RM は軽水炉に関わる熱水力の課題の全体を俯瞰するため、ロードマップの主要な構成要素である導入シナリオと時系列ロードマップならびに技術マップ(課題整理表)、1F 事故の反省を考慮した R&D 等での課題抽出と内容説明の課題調査票(個票)、さらに「情報収集」課題として外的事象への考え方や対処法等について、その時点までの RM 利用の実績等と共に記載している。このため、今回の 2020 年版は、2017 年版と組み合わせてご覧いただくことで、個々の R&D の位置付けと今後の方向性がより鮮明に理解できる。

熱水力 RM は長いローリングの歴史を有するが、今回パワーアップされた 2020 年版がとりわけ、今後の軽水炉利用とその R&D、そして継続的な安全性向上に必要とされる解析技術を含む様々な技術の検討に有効に利用され、具体的な展開に資することが期待される。

#### 参考文献

- 1) 熱流動部会 HP : [http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM\\_r.pdf](http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf)
- 2) 原子力学会誌 Vol.60(4)(2018)33

中村 秀夫 (ワーキンググループ幹事代表)

## 改定方針

### 安全評価技術マップ

原子力の安全評価は、総合的な安全評価コードまた、個別現象を詳細に評価できる評価コードなどによる解析結果をベースとして議論される。原子力発電所が遭遇する可能性のある事故進展としては、福島第一原子力発電所事故の経過をみるまでもなく、詳細に見てゆけば多様な現象が多数の機器・場所で、しかも時系列の異なるタイミングで起こる可能性がある。2017年版迄では、熱水力RMに関連する分野に応じた3種類の技術マップ(基盤、安全評価、シビアアクシデント(SA))として整理されていた。しかし、安全評価においては重要な現象を体系的に整理し、モデル化してコードに組み込まれており、現象のモデル化の重要度分類やその知見を有機的に結合する必要がある。このため、安全評価ツールとしての活用実態を最上位とし、基盤と安全評価の技術マップを大幅に変更・統合するべきであると判断される。

2020年度版の改定においては、この判断を基に、2017年版に含まれる3種類の技術マップのうち基盤技術マップと安全評価マップを変更・統合させた上で、現行許認可等で使われている安全評価ツールについて、そのモデルの再整理を実施した。

今般の改定により、原子力熱流動、安全評価分野の進展の一助となれば幸いである。

功刀 資彰 (安全評価サブワーキンググループ主査)

### 基盤 R&D 技術マップ

2017年版に含まれる3つの技術マップのうち基盤技術マップでは、原子力発電所で想定される事象進展を炉心損傷前、炉心損傷後(圧力容器破損前)、圧力容器破損後(格納容器破損前)、格納容器破損後、および使用済燃料などのフェーズに分け、それぞれの事象進展に対応して施される緩和策などに関連した現象が記載されていた。また、安全評価マップでは、同じく事象進展をフェーズに分け、そこで起こりうる現象がそれを評価する解析コードや着目する物理量などの観点から整理されていた。一方で、2017年版に付録として掲載されたシビアアクシデント(SA)技術マップ(2013年度作成)では、SA時に起こりうる現象について、その現状での知識レベル、不確かさ、解析コードなどがまとめられていた。

上記のように、基盤技術マップでは安全対策設備などの視点、安全評価マップでは安全評価コードの視点から関連する重要な現象が体系的に整理されていたものの、必ずしもSA技術マップとの対応関係が分かるようには記載されていなかった、また、SA技術マップは、その名称からも判るように、炉心損傷前のフェーズは対象としていなかった。そこで今回改定した2020年版では、SA技術マップを2020年度時点での最新の知見に基づいて内容を拡充するとともに、炉心損傷前の重要現象についても追記した。また、その名称を「基盤 R&D マップ」に変更し、従前の基盤技術マップと安全評価マップを統合した「安全評価技術マップ」と対を成すマップとして対応関係が分かるように工夫を図った。

今般の改定により、原子力熱流動、安全評価分野の進展の一助となれば幸いである。

守田 幸路 (熱水力サブワーキンググループ主査)

## 2つの技術マップの見かた

安全評価 SWG、熱水力 SWG 幹事団

### 1. 安全評価技術マップ (くく 下記の記述に、インデントをつけてみました)

表記マップの項目について、その意味と意図するところを以下に示す。

- プラント状態： 通常運転，運転時の異常な過渡変化，事故，または重大事故に分類して記載
- 判断条件・基準： それぞれのプラント状態の判断基準等を記載
- 想定事象： 安全評価または有効性評価の想定事象をカテゴリに分類して記載
- 事故シーケンス： 事象シーケンス名を記載
- 熱水力現象： 当該事象シーケンスにおける着目する現象を記載
- 物理領域・機器： 当該現象が生じる範囲，場所，機器等を記載
- 着目する物理量： 当該熱水力現象において着目する物理量（温度，圧力，流量等）を，原因と結果に分けて記載
- 具体的対策： 炉心損傷及び格納容器機能喪失の発生防止または影響緩和の具体的対策を記載
- 影響度合い： 当該事故シーケンスにおける着目する物理量の影響度合いまたは発生頻度を記載
- 不確かさ： 当該事故シーケンスにおける当該熱水力現象の知識レベルを記載
- 試験設備： 当該事故シーケンスや当該熱水力現象を扱うことができる試験設備を記載
- 手法（コード）： 当該事故シーケンスや当該熱水力現象を扱うことができる手法や解析コードを記載
- 重要度： 当該事故シーケンスや当該熱水力現象に対するモデルや解析コードの重要度を記載
- 成熟度： 当該モデルや解析コードの成熟度（認知レベル）を記載
- 開発状況： 当該解析手法の開発状況を記載
- BEPU, V&V, スケーリング： 当該モデルや解析コードの BEPU, V&V, スケーリングに関する成熟度（認知レベル）を記載
- 高度化に向けた展望（知見）： 当該モデルや解析コードの高度化に向けての展望や必要となる知見を記載
- 基盤 R&D 技術マップとの対応： 基盤 R&D 技術マップの対応する項番を記載

尚、安全評価技術マップについては、巨大なエクセルスプレッドシートとなっており、折込（グループ化）機能を用いて全体像の把握と見たい部分へのアクセスを容易にしている。折込の例を図 1 に、安全評価技術マップの構成を表 1 に示している。

### 2. 基盤 R&D 技術マップ

表記マップの項目について、その意味と意図するところを以下に示す。

- 項番： 安全評価技術マップとの連関を示すための番号。基盤 R&D 技術マップは現象や挙動などを基軸として整理したものであるため事象進展において複数の場面で表出する可能性があり、安全評価技術マップにおいても複数の項目で引用される場合がある。
- 技術課題のブレイクダウン： 各現象、挙動中の細分化された技術課題
- 技術課題の現状： 各技術課題の知見の現状
- 公開データや知識ベース： 各技術課題の現状を知ることができる文献など

① 重要と考えられる影響：

技術課題が影響を及ぼす可能性のある影響（PIRT でいうところの Figure of Merit）

② 評価方法： 技術課題を評価するための解析技術など。総合コードと個別現象詳細解析コードに分けて記載

③ 不確かさ： 現象そのものの不確かさと、評価モデルとしての成熟度に分けて記載

研究実施の優先度： ①の影響の度合いや、②の評価技術の現状、および③の不確かさの観点からみた研究の優先度を記載

1	2	3	4	A	B	C	D	E	I	J	O	V	W	X	Y	Z
1				プラント状態	判断条件・基準	想定事象	事故シーケンス		物理量	リモ	モデル	基礎R&D技術マップの対応	参考文献			その他
2				プラント状態のカテゴリを記載	(A)成功の基準(守るべきものとしての基準)を記載 (冷却材保持、炉心損傷防止、格納容器損傷防止、被曝低減など)	プラント状態の詳細なカテゴリを記載	(B)左記状態になる原因事象を記載		変換深さ、流量などを記載 目となる物理量 見となる物理量						設置許可申請書	SRP, GI, RG
3																
+	4															
+	27															
+	392															
+	537															
+	742															
	1552															
	1553															

図1 安全評価技術マップのスプレッドシート（「+」をクリックして展開する）

表 1 安全評価技術マップの構成

<b>通常運転</b>	
動特性	チャンネル熱水力的安定性 (B) 炉心安定性 (B) 領域安定性 (B) プラント安定性 (PB)
<b>運転時の異常な過渡変化 (PWR)</b>	
反応度添加過渡	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き (P)
反応度添加過渡	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (P)
反応度添加過渡	制御棒の落下及び不整合 (P)
過渡加熱	原子炉冷却材系の部分喪失 (P)
過渡加熱	外部電源喪失 (P)
流量減少過渡	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 (P)
サブクール過渡	蒸気負荷の異常な増加 (P)
サブクール過渡	蒸気発生器の過剰給水 (P)
圧力上昇過渡	主給水流量の喪失 (P)
圧力上昇過渡	負荷の喪失 (P)
圧力減少過渡	2次冷却系の異常な減圧 (P)
保有水変化	原子炉冷却材系の異常な減圧 (P)
<b>運転時の異常な過渡変化 (BWR)</b>	
制御棒過渡	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き (B) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (B)
流量減少過渡	原子炉冷却材系の部分喪失 (B) 外部電源喪失 (B)
流量増加過渡	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 (B) 原子炉冷却材系流量制御系の誤動作 (B)
サブクール過渡	給水加熱喪失 (B) 給水制御系の故障 (B) 給水流量の全喪失 (B)
圧力上昇過渡	負荷の喪失 (B) 主蒸気隔離弁の誤閉止 (B)
圧力減少過渡	原子炉圧力制御系の故障 (B)
<b>事故</b>	
原子炉冷却材の喪失または炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失 原子炉冷却材流量の喪失 原子炉冷却材ポンプの軸固着 主給水管破断 (P) 主蒸気管破断 (P)
反応度の異常な投入または原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し (P) 制御棒落下 (B)
環境への放射性物質の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損 蒸気発生器伝熱管破断 (P) 主蒸気管破断 燃料集合体の落下 原子炉冷却材喪失 制御棒飛び出し (P) 制御棒落下 (B)
原子炉格納容器内圧、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失 可燃性ガスの発生 動荷重の発生 (B)
<b>重大事故</b>	
炉心損傷防止対策の有効性評価 (PWR)	2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 原子炉格納容器の除熱機能喪失 原子炉停止機能喪失 ECCS注水機能喪失 ECCS注水機能喪失再循環機能喪失 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破断) 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失
炉心損傷防止対策の有効性評価 (PWR)	2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 原子炉格納容器の除熱機能喪失 原子炉停止機能喪失 ECCS注水機能喪失 ECCS注水機能喪失再循環機能喪失 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破断)
炉心損傷防止対策の有効性評価 (BWR)	高圧・低圧注水機能喪失 (B) 高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 LOCA時注水機能喪失 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)
格納容器破断防止対策の有効性評価 (PWR)	過圧破損 (P) 過圧破損 過温破損 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱 溶融燃料 - 冷却材相互作用 水素燃焼
燃料プールにおける燃料破断防止対策の有効性評価	溶融炉心・コンクリート相互作用 想定事故1: 冷却機能または注水機能喪失 想定事故2: サイフォン現象SFP LOCA
運転停止中原子炉における燃料破断防止対策の有効性評価	崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉冷却材の流出
格納容器破断防止対策の有効性評価 (BWR)	格納容器過圧・過温破損 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱 溶融燃料 - 冷却材相互作用 水素燃焼 溶融炉心・コンクリート相互作用



**「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ委員**

主査	東京大学	越塚誠一
委員	北海道大学	三輪 修一郎
委員	筑波大学	阿部 豊
委員	東京大学	山口 彰
委員	東京大学	岡本孝司
委員	東京工業大学	木倉宏成
委員	東京都市大学	横堀誠一
委員	東京都市大学	村松 健
委員	電気通信大学	大川富雄
委員	福井大学	渡辺 正
委員	京都大学	功刀資彰
委員	京都大学	齊藤泰司
委員	神戸大学	富山明男
委員	九州大学	守田幸路
委員	日本原子力研究開発機構	杉山智之（途中退任）
委員	日本原子力研究開発機構	竹田武司（杉山智之氏後任）
委員	日本原子力研究開発機構	中塚 亨
委員	日本原子力研究開発機構	吉田啓之
委員	原子力安全推進協会	河井忠比古（途中退任）
委員	電力中央研究所	西村 聡
委員	原子力安全システム研究所	西田浩二
委員	関西電力	江田学司（途中退任）
委員	関西電力	菅原 淳（江田学司氏後任）
委員	東京電力ホールディングス	溝上伸也
幹事	電力中央研究所	西 義久
幹事	日立 GE ニュークリア・エナジー	木藤和明
幹事	三菱重工	大貫 晃
幹事	東芝エネルギーシステムズ	岩城智香子
幹事	京都大学	伊藤 啓（西田明美氏後任）
幹事	日本原子力研究開発機構	中村秀夫
幹事	日本原子力研究開発機構	西田明美（途中退任）

## 安全評価サブワーキンググループ委員

主査	京都大学	功刀資彰
委員	エネルギー総合工学研究所	茶木 雅夫
委員	早稲田大学	山路哲史
委員	グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン	金沢 徹
委員	原子燃料工業	久保雄一郎
委員	東芝エネルギーシステムズ	小島良洋
委員	東京大学	糸井達哉
委員	茨城大学	田中伸厚
幹事	エネルギー総合工学研究所	鈴木 博之
幹事	日本原子力研究開発機構	中村秀夫
幹事	京都大学	伊藤 啓
幹事	日立 GE ニュークリア・エナジー	山田雄士
幹事	三菱重工	秦泉寺竜志
幹事	電力中央研究所	宇井 淳

## 熱水力サブワーキンググループ委員

主査	九州大学	守田 幸路
委員	原子力安全システム研究所	中村 晶
委員	東芝エネルギーシステムズ	亀井一央
委員	三菱重工	大貫晃
委員	日本原子力研究開発機構	中村秀夫
委員	エネルギー安全技術研究所	岡田英俊
委員	大阪大学	帆足英二
幹事	電力中央研究所	中村康一
幹事	日立 GE ニュークリア・エナジー	木藤和明
幹事	三菱重工	上田謙一郎
幹事	日本原子力研究開発機構	逢坂正彦
幹事	東芝エネルギーシステムズ	岩城智香子
幹事	日立製作所	上遠野健一
幹事	電力中央研究所	西 義久
幹事	日本原子力研究開発機構	山下 晋