

宇宙分野と原子力分野の対話：安全の考え方

PWR安全解析コードの概要と 革新軽水炉への適用例

三菱重工原子力技術資料：ｸﾗｽB

本資料は当社及び（又は）協力会社の商業機密を含んでおりますので、本提出（貸与）目的以外に使用されることご遠慮下さい。また、当社の同意なく本資料の全部又は一部を第三者に公開、開示されることのないよう願います。

三菱重工業（株） 原子力事業部

2025.10.9

三菱重工業株式会社

- カーボンニュートラルの実現やエネルギー安定供給などの社会課題の解決に資する為、革新軽水炉“SRZ-1200[®]”の設計を推進中。SRZ-1200[®]の安全解析には、最新知見反映及び設計裕度拡大を目的として、最適評価コードを適用予定である。
- 本発表では、安全確保の考え方として、MHIが開発している最適評価コード [1][2]を例に、解析コードの妥当性確認の方法を説明する。また、解析コードの適用例として、革新軽水炉“SRZ-1200[®]”の代表的な安全解析の結果を紹介する。

[1]三菱LOCA安全解析向けMCOBRA/RELAP5-GOTHIC コード及び統計手法について（MHI-NES-1081、2025年4月）

[2]三菱Non-LOCA安全解析向けSPARKLE-2コードについて（MHI-NES-1080、2025年4月）

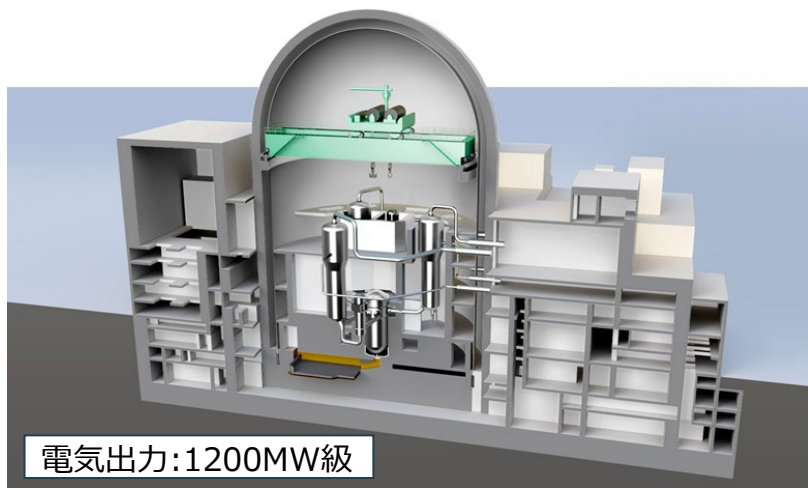
1. 革新軽水炉“SRZ-1200[®]”の概要
2. 安全解析への最適評価コードの適用
3. LOCA最適評価コードと適用例
4. Non-LOCA最適評価コードと適用例
5. まとめ

1. 革新軽水炉“SRZ-1200[®]”の概要

1.1 プラントコンセプト

- 革新軽水炉“SRZ-1200[®]”は、新設ならでの安全対策と革新技術を採用した世界最高水準の安全性を実現

革新軽水炉 “SRZ-1200[®]”



電気出力:1200MW級

- 新設ならでの安全対策と革新技術導入により大幅に安全性を向上。更に、高い経済性も確保
- 現行の規制基準に適合し、既に実用化段階

SRZ-1200

超安全

多種多様な安全設備の導入に加え、地震／津波などの自然災害に対する高い耐性

地球に優しく

CO₂を出さず、柔軟な出力調整で再生可能エネルギーと共存

大規模な電気を安定供給

国際情勢、天候に左右されない準国産エネルギー

名称のSRZにはそれぞれ以下の意味を含めています。

- S** : Supreme **S**afety (超安全)、**S**ustainability (持続可能性)
- R** : Resilient (しなやかで強靱な) light water **R**eactor (軽水炉)
- Z** : Zero Carbon (CO₂ 排出ゼロ) で社会に貢献する**究極型** (**Z**)

1. 革新軽水炉“SRZ-1200[®]”の概要

1.2 革新軽水炉“SRZ-1200[®]”の特徴

- 地震・津波その他自然災害への対応、大型航空機衝突・テロ対策、電源不要の受動的安全システム、シビアアクシデント対策等の世界最高水準の安全対策
- 再生可能エネルギーとの共存等の社会ニーズを踏まえたプラント機能向上

冷却・閉じ込め機能強化

炉心・格納容器冷却システム等の多重性・多様性を強化

パッシブ安全設備の導入

電源を必要としないパッシブ安全設備も用いて炉心冷却、溶融炉心対策

溶融炉心対策

万一の炉心溶融時にもデブリを専用設備（コアキャッチャ）に捕捉し、最終障壁である格納容器外への放出を防止

セキュリティ高度化

最先端技術を適用したサイバーセキュリティ

大型航空機衝突対策

航空機衝突に耐える格納容器の強靱化

耐震性向上

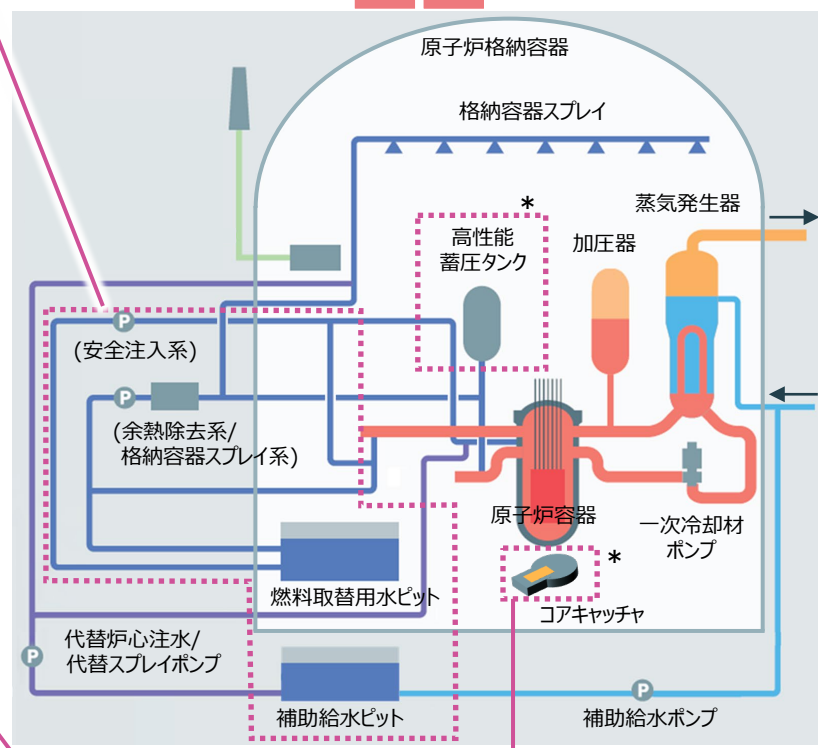
建屋頑健化、低重心化等

津波、その他自然災害への耐性

津波・竜巻・台風・火山等の自然災害への耐性を強化

再生可能エネルギーとの共存

出力調整機能（周波数制御、負荷追従）の強化



2. 安全解析への最適評価コードの適用

2.1 安全解析の概要

発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針より

➤ 解析の目的

- 原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、設計基準事象（「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」）について解析し、評価を行うことが必要。
- 解析評価により、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」それぞれの判断基準を満足することを確認する。

➤ 解析に当たって考慮すべき事項

- 想定された事象の解析に使用する計算プログラム等については、その使用の妥当性を確認しなければならない。
- 解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定しなければならない。

2. 安全解析への最適評価コードの適用

2.2 安全解析手法

- 安全解析には「保守的安全評価手法」と「統計的安全評価手法」があり、以下を計画。
 - LOCA：統計的安全評価手法（現実的入力値＋最適評価コード＋統計処理）
 - Non-LOCA：保守的安全評価手法（保守的入力値＋最適評価コード）
- 最適評価コードを採用する場合、いずれの手法においても、不確かさを定量的に把握した上で、設計基準事象への適格性を確認することが必要。

	保守的安全評価手法	統計的安全評価手法
評価対象事象	指針等で定義される設計基準事象（異常な過渡変化及び設計基準事故）	
評価シナリオ	評価すべき事象の前提、仮定、その他の条件は予め定めて解析する（決定論的） 設計の妥当性を担保するために保守的に設定される（例：単一故障等）	
入力値	保守的に設定 （包絡条件を設定）	現実的に設定 （解析モデル、コード、実機運転経験や試験等 知見レベルに基づき不確かさを考慮）
解析コード	不確かさを十分に包絡する保守的なコード、 もしくは、 不確かさが定量的に把握された 最適評価コードを採用	不確かさが定量的に把握された最適評価コードを採用
統計処理	なし	評価手法における不確かさ及び安全評価値を 決定するために統計処理を実施

2. 安全解析への最適評価コードの適用

2.3 最適評価コードの適格性確認

- 日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準：2021（AESJ-SC-S001：2021）」の付属書A.3「最適評価コードの適格性評価」を参考に、最適評価コードの適格性を確認する。
- 適格性確認の主要なプロセスは以下の通り。

最適評価コードの
模擬性能に対する
要求定義

- 適用シナリオの選定
- 注目パラメータの選定
- 原子炉施設の構成要素と物理現象の整理
- 重要現象の特定（PIRTの作成）

試験データベース
の構築

- PIRTに基づく評価マトリクスを作成
- 試験データの網羅性を確認

最適評価コードの
構成の整理

- 数値解法、構成式などを整理
- PIRTで抽出された重要現象との対応を確認

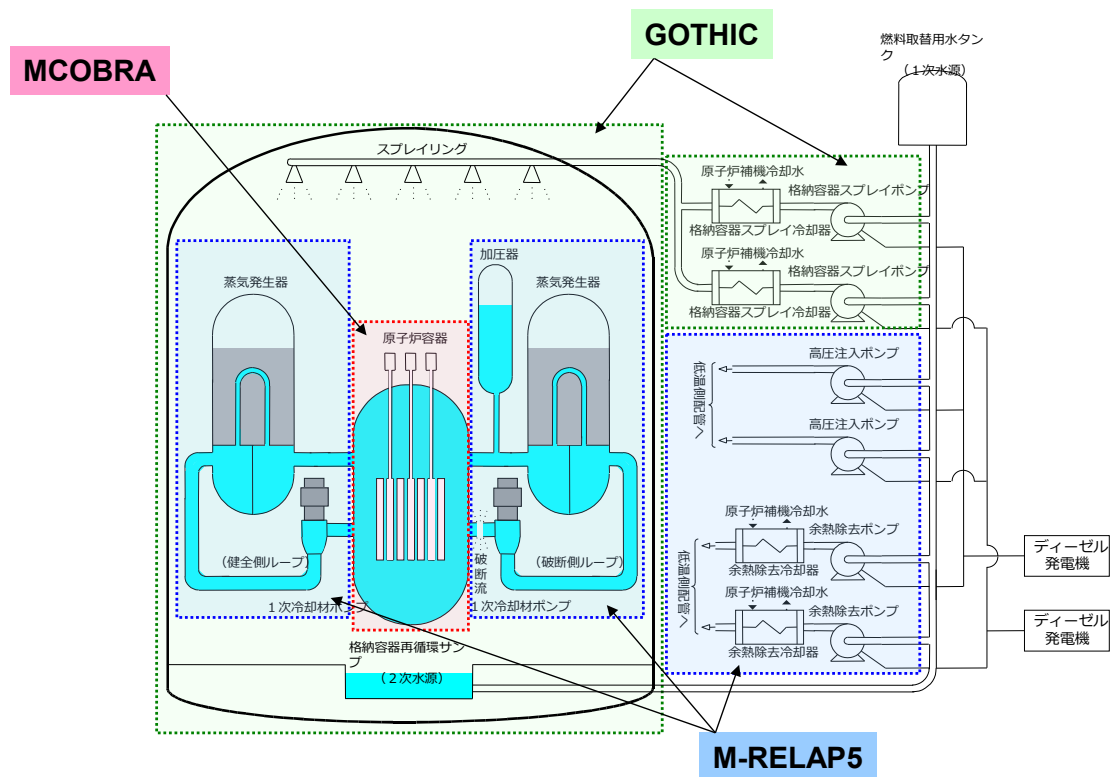
適格性評価

- 試験データとの比較により、不確かさや包絡性を確認

3. LOCA最適評価コードと適用例

3.1 MCR5-Gコードの概要

- MHIにて最適評価LOCA解析コードMCOBRA/RELAP5-GOTHIC (MCR5-G) コードを開発。
- 大破断LOCA安全解析では、本コードによる統計的安全評価手法 (BEPU) を適用する計画



MCOBRA-TF

- 原子炉容器内熱流動
- 燃料棒熱解析

M-RELAP5

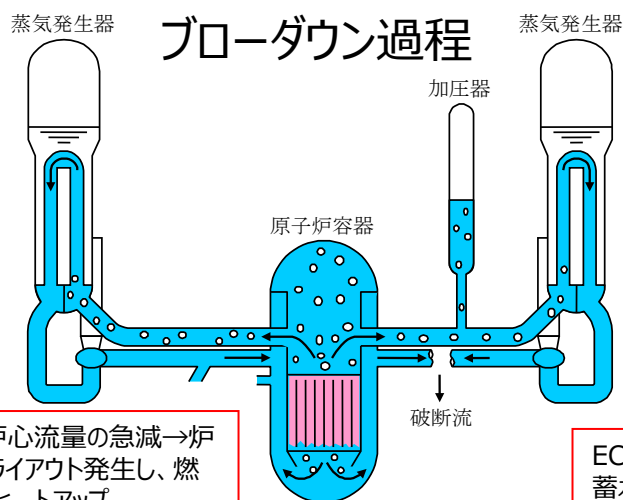
- 1次系ループ熱流動
- 2次系熱流動

GOthic

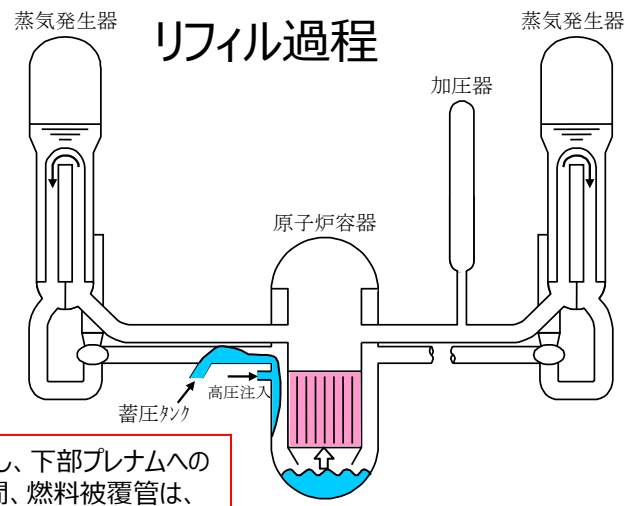
- 原子炉格納容器

3. LOCA最適評価コードと適用例

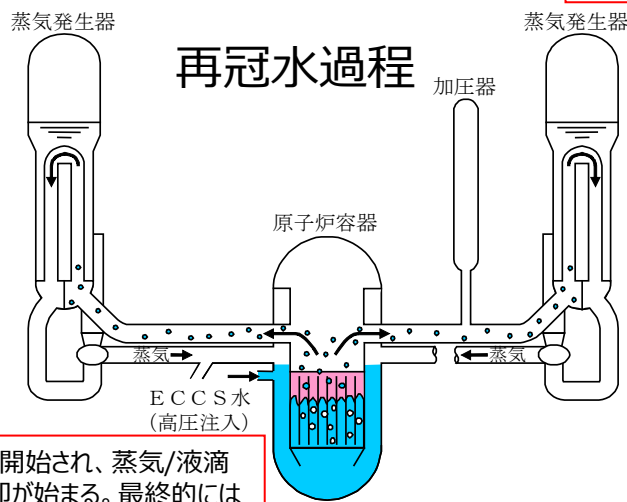
3.2 適用シナリオと注目パラメータの選定



破断による炉心流量の急減→炉心燃料のドライアウト発生し、燃料被覆管がヒートアップ



ECCバイパスが終了し、下部プレナムへの蓄水が始まる。その間、燃料被覆管は、再び、ヒートアップを開始。



炉心再冠水が開始され、蒸気/液滴による炉心冷却が始まる。最終的には炉心はクエンチし、事象は終息。

軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針 (ECCS性能評価指針) の判断基準より、注目パラメータとして**燃料被覆管最高温度**を設定

3. LOCA最適評価コードと適用例

3.3 重要度ランクテーブル (PIRT) の作成 (1/2)

PIRT：着目する事象の中で生じる現象を物理領域ごとに抽出し、注目パラメータへの影響度の大きさを尺度として分類し整理した表

物理領域	物理現象	ブローダウン	リフィル	再冠水
燃料棒	蓄積熱	H	M	M
	核分裂反応熱	M	L	L
	崩壊熱	M	M	H
	ギャップ熱伝達	M	L	L
	燃料被覆管の酸化	L	M	H
	燃料被覆管の変形	L	H	M
炉心	DNB	M	I	I
	リウエット	M	M	I
	核沸騰熱伝達	L	I	L
	Post-CHF熱伝達	H	H	I
	再冠水時熱伝達	I	I	H
	蒸気自然循環	I	L	I
	輻射熱伝達	L	L	I
	3次元流れ	H	L	M
	逆流及び流れの停滞	H	I	I
	ボイド生成/分布	H	L	M
	エントレインメント/ディエントレインメント	M	L	H
原子炉頂部	流路閉塞	L	L	L
	フラッシング	H	M	I
	バイパス流	I	I	L
上部プレナム	高温壁	L	L	L
	高温燃料集合体装荷位置	H	M	L
	エントレインメント/ディエントレインメント	L	L	M
	気液分離	L	L	M
	対向流/落水	L	L	M
	二相対流	L	L	L

H：安全評価パラメータに対する影響が大きいと考えられる現象
M：安全評価パラメータに対する影響が中程度と考えられる現象
L：安全評価パラメータに対する影響が小さいと考えられる現象
I：安全評価パラメータに対し影響を与えない現象

} 試験解析による妥当性確認を実施

3. LOCA最適評価コードと適用例

3.3 重要度ランクテーブル (PIRT) の作成 (2/2)

物理領域	物理現象	ブローダウン	リフィル	再冠水
高温側配管	エントレインメント/ディエントレインメント	L	L	L
	逆流	M	L	I
	ボイド分布	L	L	L
	二相對流	L	L	L
	初期水位	M	L	I
加圧器	アウトサージ流	M	L	I
	フラッシング	L	L	I
	伝熱管熱伝達	L	L	H
蒸気発生器	差圧・形状損失	L	L	L
	二相特性	M	L	L
1次冷却材ポンプ	差圧・形状損失	L	L	H
	安全注入水の流量	I	H	H
低温側配管/蓄圧タンク	安全注入水の混合	I	M	M
	安全注入水による凝縮	I	H	M
	非凝縮性ガス	I	I	M
	エントレインメント/ディエントレインメント	L	H	M
ダウンカマ	安全注入水による凝縮	I	H	L
	高温壁	L	L	H
	飽和核沸騰	L	L	L
	二相對流	L	L	L
	非平衡・スラグ流	L	H	L
	3次元流れ	M	H	L
	水位振動	I	I	M
	高温壁	L	L	M
下部プレナム	スウィープアウト	I	M	I
	3次元流れ	L	L	L
	臨界流	H	M	I
破断口	原子炉格納容器内圧力	I	M	H
	二相圧損	H	L	L
ループ	流量振動	I	L	L
	破断口への流量配分	H	M	L

3. LOCA最適評価コードと適用例

3.4 試験データベース（評価マトリックス）の構築（1/3）

評価マトリックス：着目する現象に対する最適評価コードの模擬性能を確認するために、PIRTに基づいて整理した重要な現象と個別効果試験・総合効果試験などとの対応関係を整理した表

ブローダウン期間

			炉心 DNB	炉心 Post-CHF熱伝達	炉心 リウエット	炉心 3次元流れ	炉心 ボイド生成/分布	炉心 逆流及び流れの停滞	高温側配管 逆流	1次冷却材ポンプ 差圧/形状損失	破断口 臨界流	ループ 破断口への流量配分
SET	ORNL/THTF膜沸騰熱伝達	定常膜沸騰	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ORNL/THTFブローダウン	ブローダウン	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	G-1 Blowdown	ブローダウン冷却	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-
	G-2 Blowdown		-	○	○	-	-	-	-	-	-	-
	Marviken	臨界流	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
IET	LOFT	1/60 PWRシステム応答	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

○：現象に対する妥当性確認が可能となる試験
 -：該当なし

3.4 試験データベース（評価マトリックス）の構築（2/3）

リフィル期間

リフィル期間			炉心 Post-CHF熱伝達	炉心 リウエット	低温側配管/蓄圧タンク 安全注入水による凝縮	ダウンカマ エントレインメント/デイレインメント	ダウンカマ 凝縮	ダウンカマ 非平衡・スラグ流	ダウンカマ 3次元流れ	下部プレナム スウィープアウト	破断口 臨界流	ループ 破断口への流量配分
SET	WSWM	1/3 安全注入水による凝縮	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
	UPTF 8	1/1 安全注入水による凝縮	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
	UPTF 25	1/1 ダウンカマ挙動	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-
	UPTF 6	1/1 ECCバイパス	-	-	-	○	○	○	○	-	-	-
	Marviken	臨界流	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
IET	LOFT	1/60 PWRシステム応答	○	○	○	○	-	-	○	○	○	○
	CCTF (DVI)	1/25 PWRシステム応答 (DVI)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-

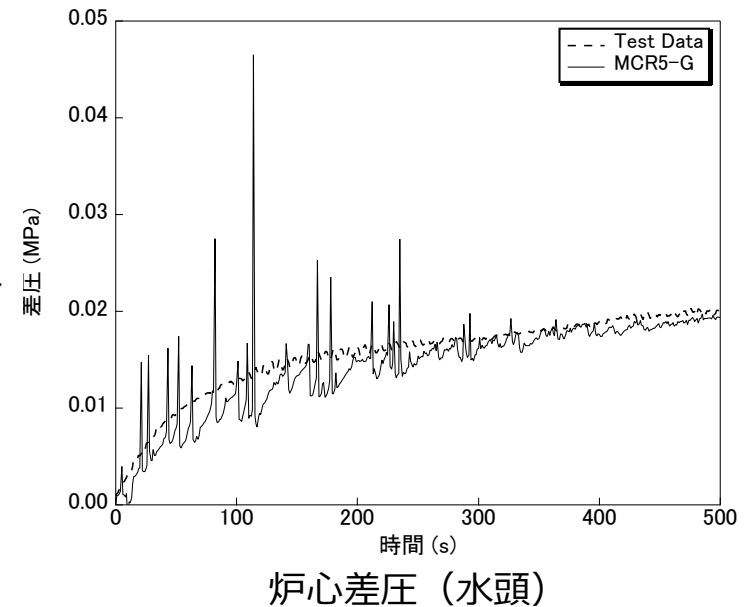
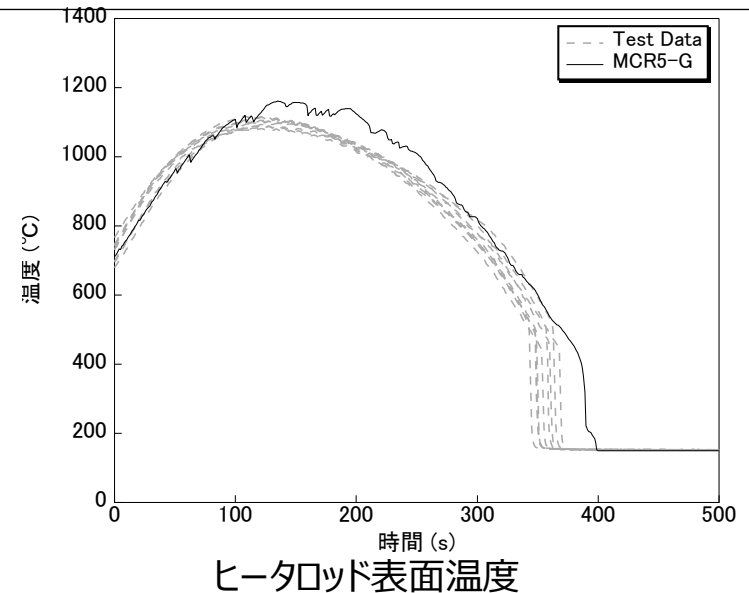
3.4 試験データベース（評価マトリックス）の構築（3/3）

再冠水期間

			炉心 再冠水熱伝達	炉心 エントレインメント/デイレントレインメント	中性子反射体 エントレインメント/デイレントレインメント	上部プレナム エントレインメント/デイレントレインメント	上部プレナム 対向流/落水	蒸気発生器 伝熱管熱伝達	1次冷却材ポンプ 差圧・形状損失	低温側配管/蓄圧タンク による凝縮	ダウンカマ エントレインメント/デイレントレインメント	ダウンカマ 高温壁	ダウンカマ 水位振動	下部プレナム 高温壁
SET	FLECHT-SEASET	再冠水冷却	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	FLECHT-LFR		○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	FLECHT-SKEWED		○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	WH G-2 Reflood		○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	UPTF 10	1/1上部プレナム/高温側配管挙動	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	UPTF 29		-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	UPTF 25	1/1 ダウンカマ挙動	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○
	JAERIダウンカマ試験	ダウンカマ沸騰	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-
	FLECHT-SEASET/SG	蒸気発生器熱伝達	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
IET	LOFT	1/60 PWRシステム応答	○	○	-	○	○	-	○	○	○	○	○	○
	CCTF	1/25 PWRシステム応答	○	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○
	CCTF (DVI)	1/25 PWRシステム応答 (DVI)	○	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○

3.5 適合性確認の例

- 妥当性確認ケース
 - FLECHT-SEASET
(LOCA時再冠水を模擬した試験)
- 事象の推移
 - 再冠水開始を起点
 - 冷却材が空の高温状態の模擬炉心に下部から冠水
 - 炉心全体がクエンチし、事象が収束
- 重要現象
 - 炉心の再冠水熱伝達
 - 炉心のエントレインメント/ディエントレインメント
- 妥当性確認結果
 - 炉心の水位回復挙動及び炉心の燃料被覆管（ヒータロッド）表面温度を適切に模擬

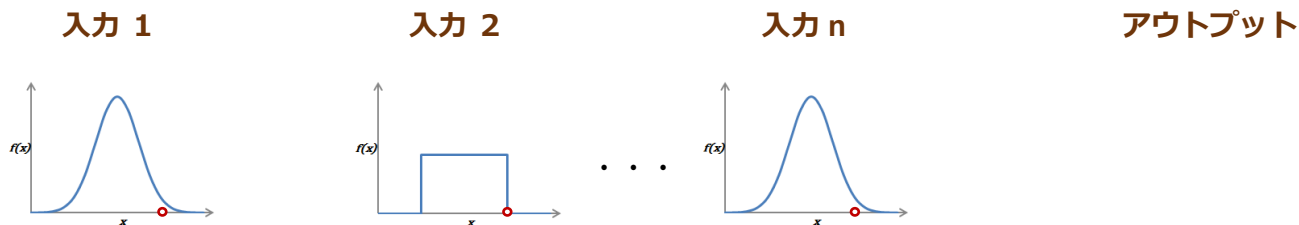


3. LOCA最適評価コードと適用例

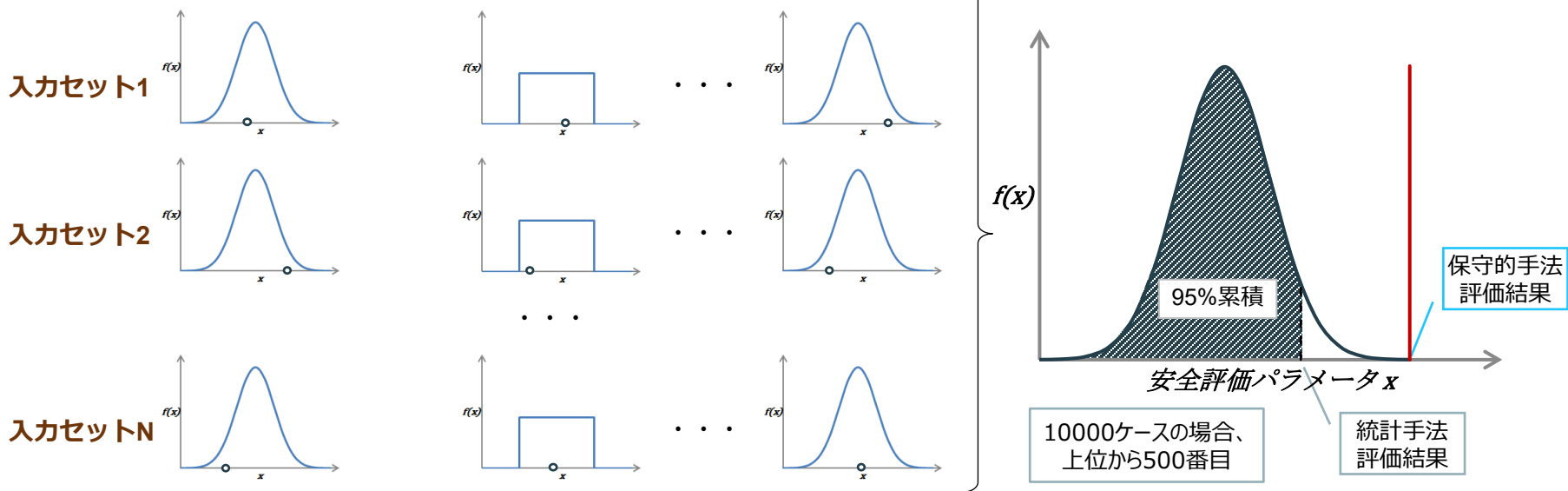
3.6 統計的安全評価手法 (1/2)

- 不確かさのあるコードモデルやプラントパラメータについて、それぞれの確率分布に従いサンプリング
- サンプリングした値を組み合わせNケースの入力セットを作成し、すべての入力セットをコードにて解析
- 得られたN個の安全評価パラメータ (PCTなど) から95%累積確率値を抽出し評価値とする

保守的手法



統計的手法

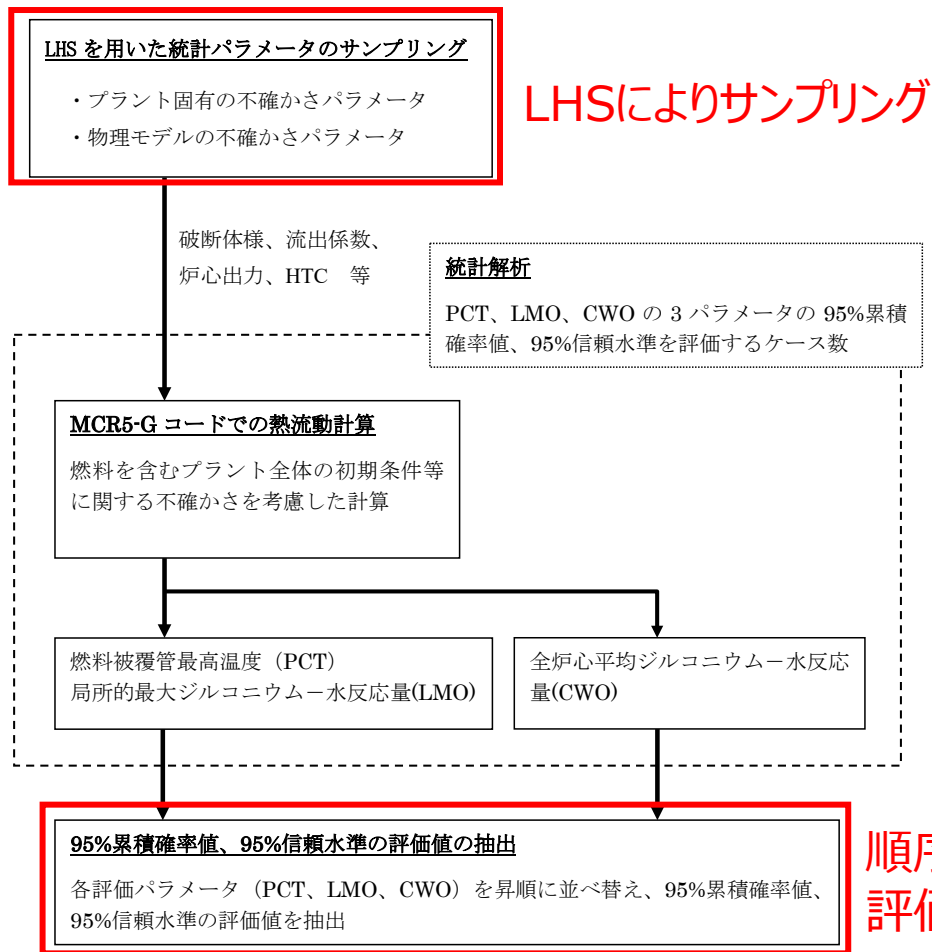


各入力の値はデータの確率分布型に基づいてサンプリングにより決定

3. LOCA最適評価コードと適用例

3.6 統計的安全評価手法 (2/2)

- 日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準：2021」に準拠
- 順序統計法は、有限回の試行で95%累積確率値を導出できる手法、安全解析の計算コストを省力化
- ラテン超方格サンプリング (LHS) は、実験計画法の一種で、できるだけ均一にサンプリングする手法



3. LOCA最適評価コードと適用例

3.7 革新軽水炉“SRZ-1200[®]”への適用例 (1/2)

パラメータ	取扱い	分布形状
1次系圧力	統計的	一様分布
1次冷却材温度	統計的	一様分布
1次系流量	保守的	-
蓄圧タンク水量	統計的	一様分布
安全注入流量	保守的	-
安全注入遅れ	保守的	-
全炉心出力	統計的	一様分布
高温燃料棒ピーキング係数	統計的	正規分布
崩壊熱	保守的	-
破断位置	保守的	-
破断体様	統計的	一様分布
破断口断面積	統計的	一様分布
外部電源の有無	保守的	-
単一故障	保守的	-
流出係数	統計的	ヒストグラム

3.7 革新軽水炉“SRZ-1200[®]”への適用例 (2/2)

統計的安全評価手法による大破断LOCAの評価結果

	評価結果	判断基準
燃料被覆管最高温度	適合	1200℃以下

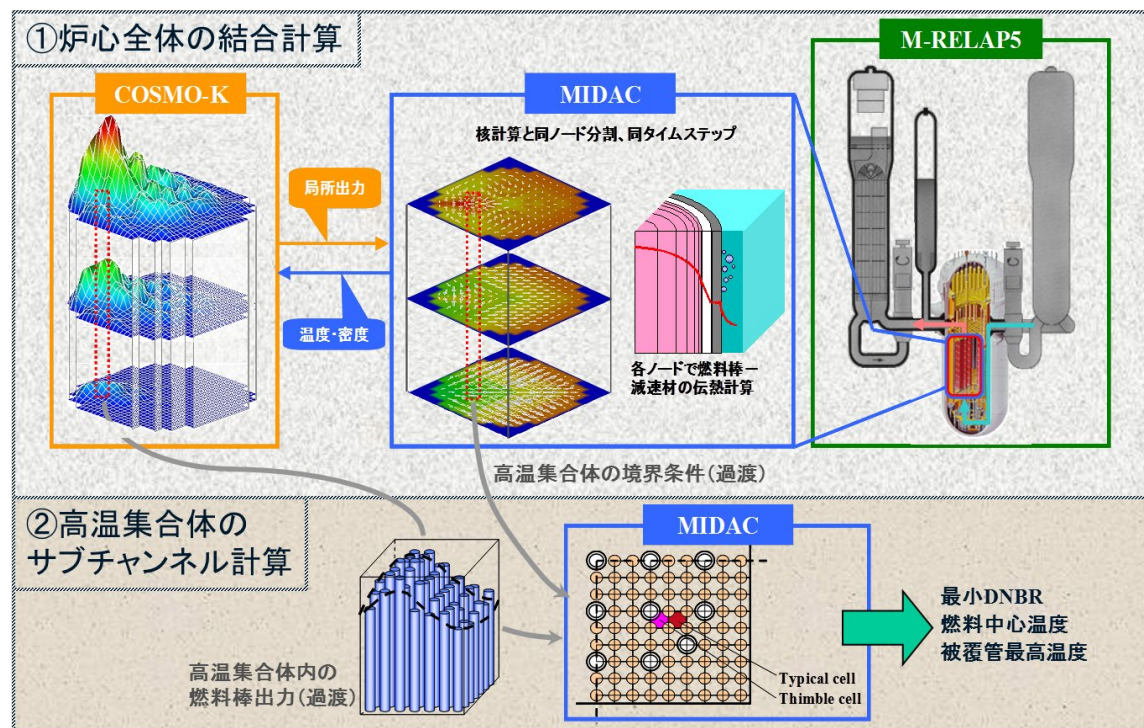


燃料被覆管最高温度 (PCT) の評価結果の分布

4. Non-LOCA最適評価コードと適用例

4.1 SPARKLE-2コードの概要

- MHIにて炉心 3次元核熱結合評価コードSPARKLE-2 を開発。SPARKLE-2 コードは、汎用二相流コードM-RELAP5 の炉心動特性計算（1点炉近似動特性モデル）を3次元動特性コードCOSMO-K/MIDACに変更した最適評価コード。
- Non-LOCA安全解析では、本コードによる保守的安全評価手法（保守的入力値+最適評価コード）を採用



M-RELAP5

- ・プラント過渡挙動

COSMO-K

- ・炉心 3次元核動特性挙動

MIDAC

- ・炉心 3次元熱流動挙動

4. Non-LOCA最適評価コードと適用例

4.2 適用シナリオと注目パラメータの選定

➤ Non-LOCA事象の適用シナリオと注目パラメータは以下の通り。

注目パラメータ	過冷却				過加熱				流量低下			反応度添加					保有水変化				
	蒸気発生器への過剰給水	蒸気負荷の異常な増加	2次冷却材系の異常な減圧	主蒸気管破断	負荷の喪失	外部電源喪失	主給水流量喪失	主給水管破断	原子炉冷却材流量の部分喪失	原子炉冷却材流量の喪失	軸固着	原子炉冷却材ポンプの	制御棒の異常な引き抜き	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	制御棒の落下及び不整合	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	原子炉冷却材中のほう素濃度の異常な希釈	制御棒飛び出し	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	原子炉冷却材系の異常な減圧	蒸気発生器伝管破損
最小限界熱流束比	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○
燃料中心温度													○		○	○					
燃料エンタルピ												○					○				
1次系圧力					○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○			
被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量											○						○				
1次冷却材漏えい量																					○

4. Non-LOCA最適評価コードと適用例

4.3 重要度ランクテーブル (PIRT) の作成 (1/2)

➤ 物理現象が着目パラメータに与える影響を分析することで、重要現象を抽出。

物理領域	物理現象	過冷却				過加熱				流量低下			反応度添加					保有水変化				
		蒸気発生器への過剰給水	蒸気負荷の異常な増加	2次冷却材系の異常な減圧	主蒸気管破断	負荷の喪失	外部電源喪失	主給水流量喪失	主給水管破断	原子炉冷却材流量の部分喪失	原子炉冷却材流量の喪失	軸固着	原子炉冷却材ポンプの	制御棒の異常な引き抜き	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	制御棒の落下及び不整合	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	原子炉冷却材中のほう素濃度の異常な希釈	制御棒飛び出し	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	原子炉冷却材系の異常な減圧	蒸気発生器伝管破損
1次冷却系	冷却材流量変化	I	I	I	M	I	H	H	H	H	H	H	I	I	I	H	I	I	I	I	I	M
	圧力損失	I	I	I	M	I	H	H	H	H	H	H	I	I	I	H	I	I	I	I	I	M
	沸騰・ボイド率変化	I	I	M	M	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	L
	下部プレナム混合	L	I	H	H	I	I	M	M	I	I	I	I	I	I	M	I	I	I	I	I	M
	ECCS等強制注入	I	I	H	H	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	H	I	H	I	I	M
	冷却材放出	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	M	I	I	I	H
加圧器	気液非平衡	M	M	M	M	H	H	H	H	M	M	M	M	M	M	M	M	M	M	M	H	M
	水位変化	M	M	M	M	H	H	H	H	L	L	L	L	M	M	M	M	L	M	M	M	M
	冷却材放出	I	I	I	I	H	H	H	H	L	L	L	L	M	L	M	I	L	I	I	H	M
蒸気発生器	熱伝達	H	H	H	H	H	H	H	H	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L
	水位変化	H	I	I	M	I	H	H	H	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	H
	冷却材放出	I	H	H	H	H	H	H	H	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	H

4. Non-LOCA最適評価コードと適用例

4.3 重要度ランクテーブル (PIRT) の作成 (2/2)

物理領域	物理現象	過冷却				過加熱				流量低下			反応度添加						保有水変化		
		蒸気発生器への過剰給水	蒸気負荷の異常な増加	2次冷却材系の異常な減圧	主蒸気管破断	負荷の喪失	外部電源喪失	主給水流量喪失	主給水管破断	原子炉冷却材流量の 部分喪失	原子炉冷却材流量の喪失	軸固着	原子炉冷却材ポンプの	制御棒の異常な引き抜き	出力運転中の 制御棒の異常な引き抜き	制御棒の落下及び不整合	停止ループの誤起動	原子炉冷却材系の ほつ素濃度の異常な希釈	原子炉冷却材中の 制御棒飛び出し	出力運転中の 非常用炉心冷却系の誤起動	原子炉冷却材系の 異常な減圧
炉心 (核)	中性子動特性	M	M	M	M	M	M	M	M	M	M	M	H	M	M	M	M	H	M	M	M
	出力分布変化	L	M	H	H	L	L	L	L	M	M	M	H	H	H	M	M	H	L	L	L
	反応度帰還効果	H	H	H	H	M	M	M	M	M	M	M	H	H	H	H	H	H	M	L	L
	制御棒反応度効果	H	M	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	I	H	H	H	H	H	H
炉心 (燃料・熱流動)	燃料棒内温度変化	M	M	H	H	M	M	M	M	M	M	H	H	H	H	H	L	H	M	M	M
	限界熱流束 (CHF)	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	I	H	H	H	H	H	H	H	H
	3次元熱流動	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	L	H	H	H	H	H	H	H	H
	圧力損失	L	L	L	M	L	H	M	M	H	H	H	L	L	L	M	L	M	L	L	M
	沸騰・ポイド率変化	M	M	M	H	M	M	M	M	M	M	H	M	M	M	M	M	H	M	M	M

4. Non-LOCA最適評価コードと適用例

4.4 試験データベース（評価マトリックス）の構築（1/2）

➤ 重要現象を網羅するような試験データベースを構築

解析コード	物理領域	重要現象	OECD/NEA 主蒸気管破断ベンチマーク	LOFT L6-1試験解析 (負荷の喪失)	LOFT L9-3試験解析 (主給水流量喪失+ATWS)	実機起動試験 (負荷遮断)	実機試験(1次冷却材ポンプ コーストダウン)	実機事故事象 (蒸気発生器伝熱管破損)	Semi-scale試験解析 (主給水管破断)	下部プレナム混合試験
MIRELAPS	1次冷却系	冷却材流量変化					○			
		圧力損失					○			
		沸騰・ボイド率変化						○		
		下部プレナム混合								○
		ECCS等強制注入						○		
	加圧器	冷却材放出						○		
		気液非平衡	○	○	○	○	○	○		
		水位変化	○	○	○	○	○	○		
	蒸気発生器	冷却材放出			○					
		熱伝達	○	○	○	○	○	○		
水位変化		○								
		冷却材放出					○	○		

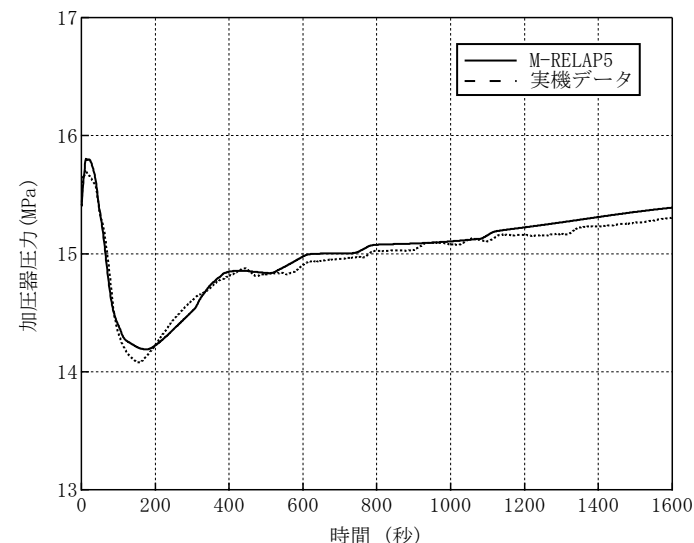
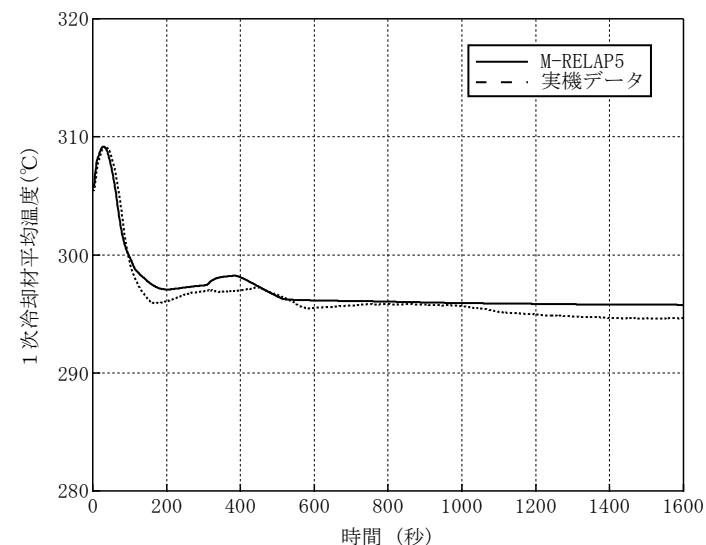
4. Non-LOCA最適評価コードと適用例

4.4 試験データベース（評価マトリックス）の構築（2/2）

解析コード	物理領域	重要現象	TWIGLベンチマーク	LWベンチマーク	OECD/NEA CRP PWR制御棒飛び出し ベンチマーク	OECD/NEA/NRC PWR MOX炉心過渡解析ベンチマーク	モンテカルロコードとの比較	OECD/NEA 主蒸気管破断ベンチマーク	SPEED-1目実験解析 E-core	炉物理検査	熱伝導厳密解との比較	管群DNB試験	Wstinghouse社 管群流路閉塞試験	PWR管群温度混合試験	NUPEC 管群ポイド試験解析	ISPR 管群二相流分布試験		
			COSMOIK	炉心（核）	中性子動特性	○	○	○	○		○	○						
出力分布変化		○			○	○		○	○									
反応度帰還効果								○		○	○							
制御棒反応度効果								○			○							
MIDAC	炉心（燃料・熱流動）	燃料棒内温度変化							○	○	○							
		限界熱流束（CHF）										○						
		3次元熱流動							○					○	○			
		圧力損失							○					○	○			
		沸騰・ポイド率変化														○	○	

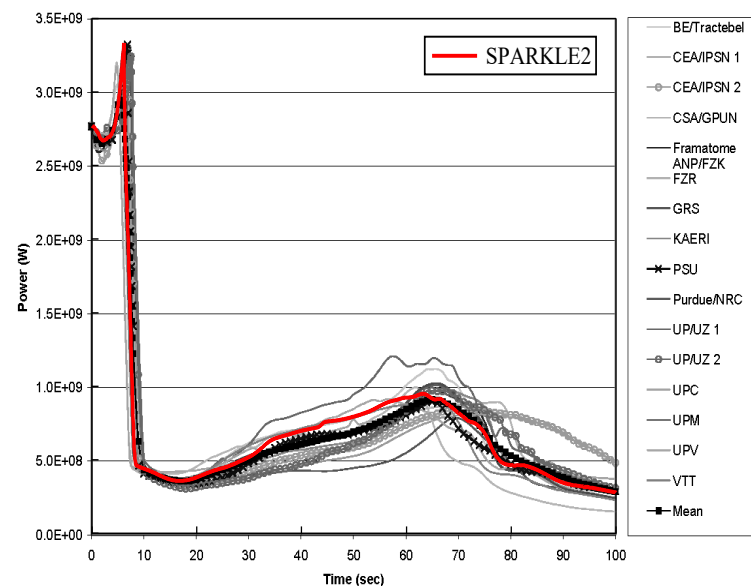
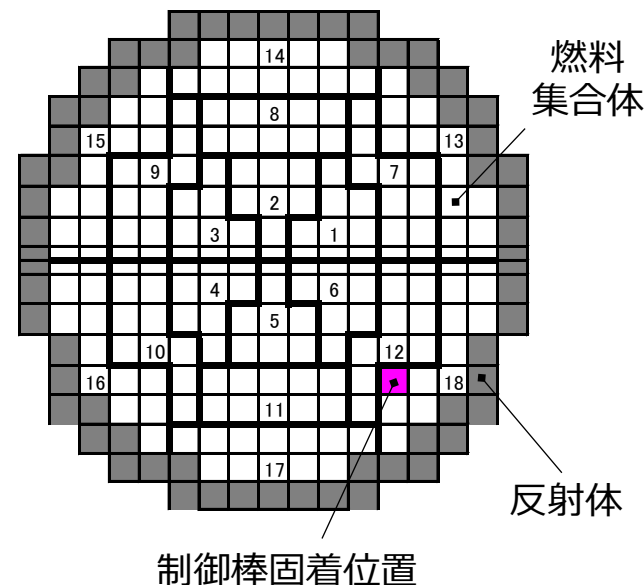
4.5 適合性確認の例 (1/2)

- 妥当性確認ケース
 - 実機起動試験 (負荷遮断)
- 事象の推移
 - 100%出力負荷遮断が発生
 - 制御棒制御系により炉心出力が低下
 - タービンバイパス弁により蒸気負荷が確保され、温度、圧力の変化は整定
- 重要現象
 - 蒸気発生器熱伝達
 - 加圧器水位変化 (圧力変化)
- 妥当性確認結果
 - 1次冷却材平均温度及び加圧器水位の挙動より、蒸気発生器熱伝達と加圧器水位変化の妥当性を確認



4.5 適合性確認の例 (2/2)

- 妥当性確認ケース
 - OECD/NEA主蒸気管破断ベンチマーク
- 事象の推移
 - 定格運転時に主蒸気管が破断
 - 過冷却により原子炉出力が上昇することで、原子炉トリップするが制御棒 1 本が固着して挿入できないことを想定
 - 一時的に未臨界となるが、過冷却が継続することで再臨界に至る
- 重要現象
 - 中性子動特性
 - 3次元熱流動
- 妥当性確認結果
 - 原子炉出力の挙動より、中性子動特性、3次元熱流動の妥当性を確認



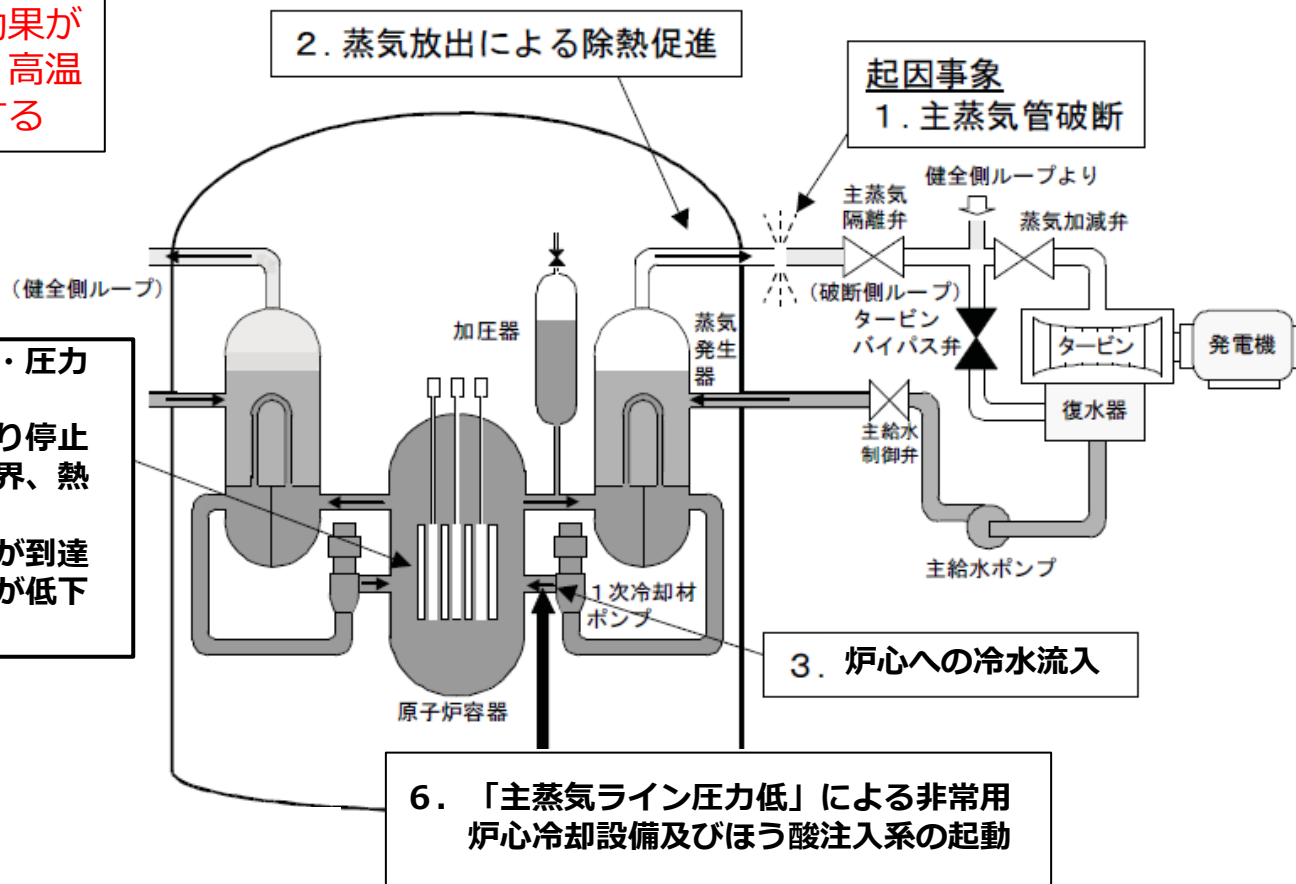
4. Non-LOCA最適評価コードと適用例

4.6 革新軽水炉“SRZ-1200[®]”への適用例 (1/2)

➤ 主蒸気管破断事象の概要

安全解析では過冷却の効果がより厳しくなるように、高温停止状態を初期条件とする

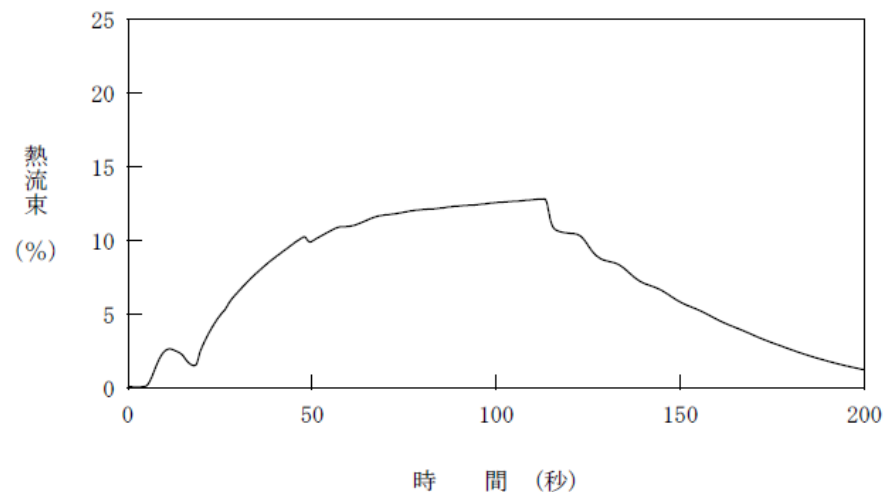
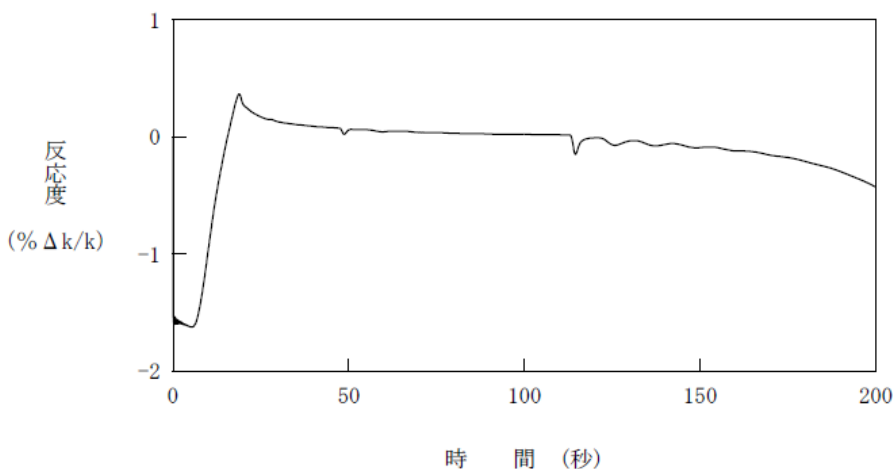
- 4. 1次冷却材温度・圧力が低下
- 5. 反応度添加により停止余裕が減少し臨界、熱流束増加
- 7. 炉心へほう酸水が到達し、原子炉出力が低下する



4.6 革新軽水炉“SRZ-1200[®]”への適用例 (2/2)

➤ 主蒸気管破断事象の解析結果

- 1次冷却材の冷却に伴って正の反応度が炉心に添加され、初期の停止余裕がなくなると炉心は臨界に達し、原子炉出力が上昇する。
- 事故後約2.0秒後に「主蒸気ライン圧力低」による非常用炉心冷却設備及びほう酸注入系の作動限界値に到達し、ほう酸水が炉心に注入されることで、原子炉出力は低下する。
- 熱流束の上昇にともないDNBRは低下するが、最小DNBRは許容設計限界1.22を十分上回ることを確認。



- 安全確保の考え方として、MHIが開発している最適評価コードを例に、解析コードの妥当性確認方法を説明。
- 解析コードの適用例として、革新軽水炉“SRZ-1200[®]”の代表的な安全解析結果を紹介。
- 今後、代表事象以外の安全解析を実施し、安全設計の網羅的な確認を実施する予定である。

MOVE THE WORLD FORWARD

**MITSUBISHI
HEAVY
INDUSTRIES
GROUP**