本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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 （概要）

平成26年4月3日

北海道電力株式会社
関西電力株式会社
四国電力株式会社
九州電力株式会社

有効性評価に適用する解析コードの説明の流れと資料構成

（１）説明の流れ

①有効性評価において考慮すべき物理現象の抽出
事故シーケンスグループ等毎に事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定し、運転員操作への影響も考慮して解析モデルとして備えるべき物理現象を抽出。また、階層構造分析の手法を参考に、分解したプロセスと抽出した物理現象との対応を確認。

↓

②有効性評価への適用候補コード
①で抽出した物理現象を解析できると考えられるコードを適用候補として選定。

↓

③有効性評価に適用するコードの選定
適用候補の中から、事故シーケンスグループ等毎に有効性評価に用いるコードを選定。

↓

④重要現象の特定（各解析コード）
①で抽出した物理現象について、有効性評価における評価指標及び運転操作への影響の観点でランク付けを行い、重要現象を特定。

↓

⑤重要現象に対する解析モデル（各解析コード）
重要現象に対して、解析モデルの取扱いを説明。

↓

⑥重要現象に対する妥当性確認方法（各解析コード）
④で特定された重要現象に係る解析モデル毎の妥当性確認について、具体的な確認方法を記載。

↓

⑦各種試験・実機解析への適用性（各解析コード）
試験解析、ベンチマーク解析等により重要現象に係る解析モデルの妥当性、実機スケールへの適用性及び不確かさを確認

↓

⑧有効性評価への適用性（各解析コード）
評価指標及び運転操作の観点で、重要現象に対する解析コードの不確かさが有効性評価に及ぼす影響を考察し、その適用性を確認。

（２）資料の構成

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
- １．はじめに
- ２．有効性評価における物理現象の抽出
- ３．PWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認
- ４．適用候補とするコードについて
- ５．有効性評価に適用するコードの選定
- ６．選定されたコードの有効性評価への適用性について

第５部　ＣＯＣＯ

第４部　ＧＯＴＨＩＣ

第３部　ＭＡＡＰ

第２部　ＳＰＡＲＫＬＥ－２

第１部　Ｍ－ＲＥＬＡＰ５
- １．はじめに
- ２．重要現象の特定
  - 2.1　事故シーケンスと評価指標
  - 2.2　ランクの定義
  - 2.3　物理現象に対するランク付け
- ３．解析モデルについて
  - 3.1　コード概要
  - 3.2　重要現象に対する解析モデル
  - 3.3　解析モデル
  - 3.4　ノード分割
  - 3.4　入出力
- ４．妥当性確認
  - 4.1　重要現象に対する妥当性確認方法
  - 4.2～4.7　各種試験
  - 4.8　実機解析への適用性
- ５．有効性評価への適用性
  - 5.1　不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）
  - 5.2　不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）

①有効性評価において考慮すべき物理現象の抽出

（ｉ）物理現象の抽出

・評価対象の事故シーケンスグループ等毎に、事象の推移を記述。

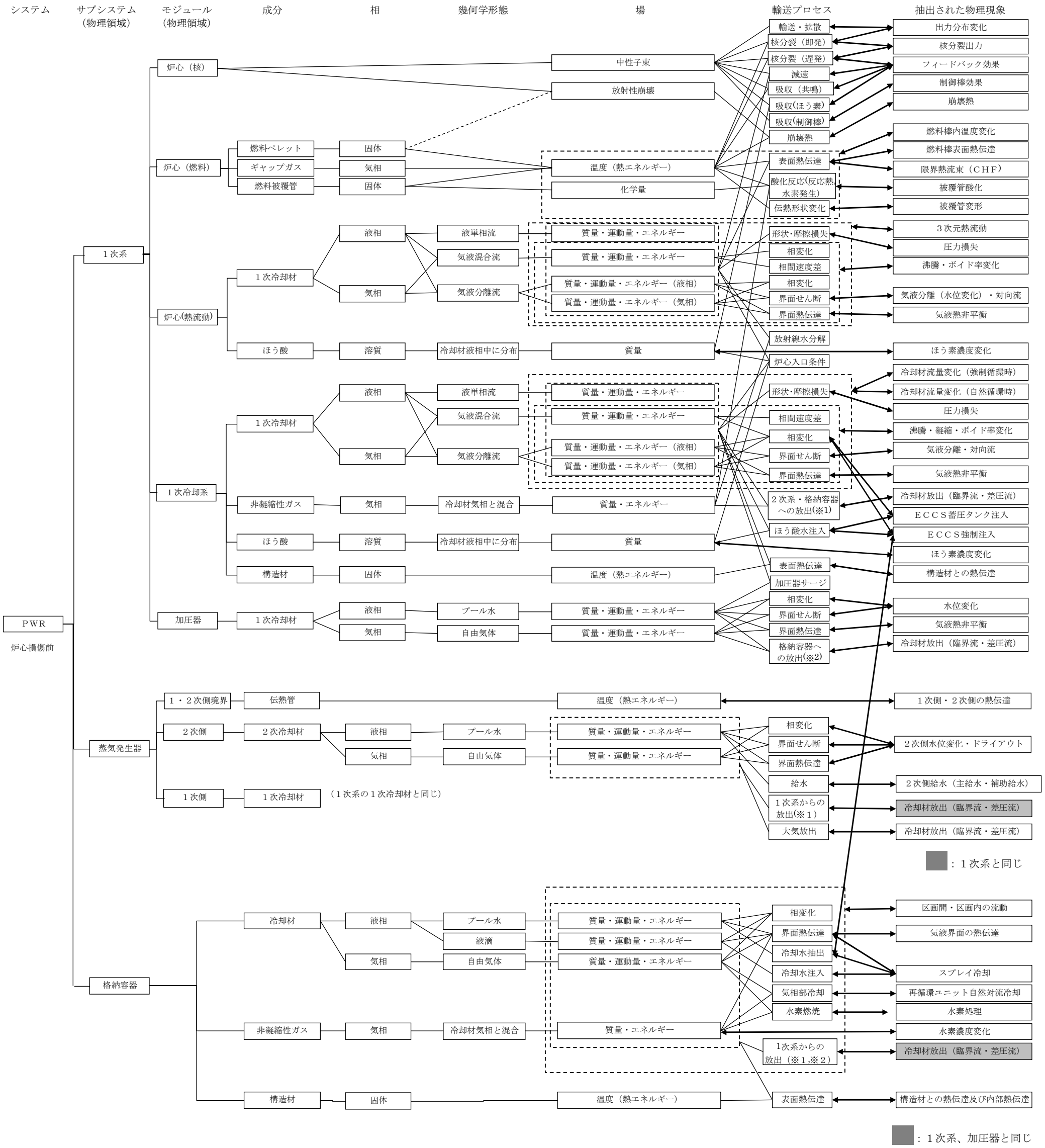
・事象進展を踏まえて注目する評価指標（燃料被覆管温度等）を選定し、運転操作の観点も考慮して、コードを用いた解析でモデル化が必要な物理現象を抽出。

（ii）PWRプラントシステムの階層構造分析

・日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準：2008」で用いられているEMDAP（Evaluation Model Development and Assessment Process）の階層構造分析を参考に、有効性評価で解析対象とする物理領域を階層化し、モデル化の対象となるプロセスに分解。

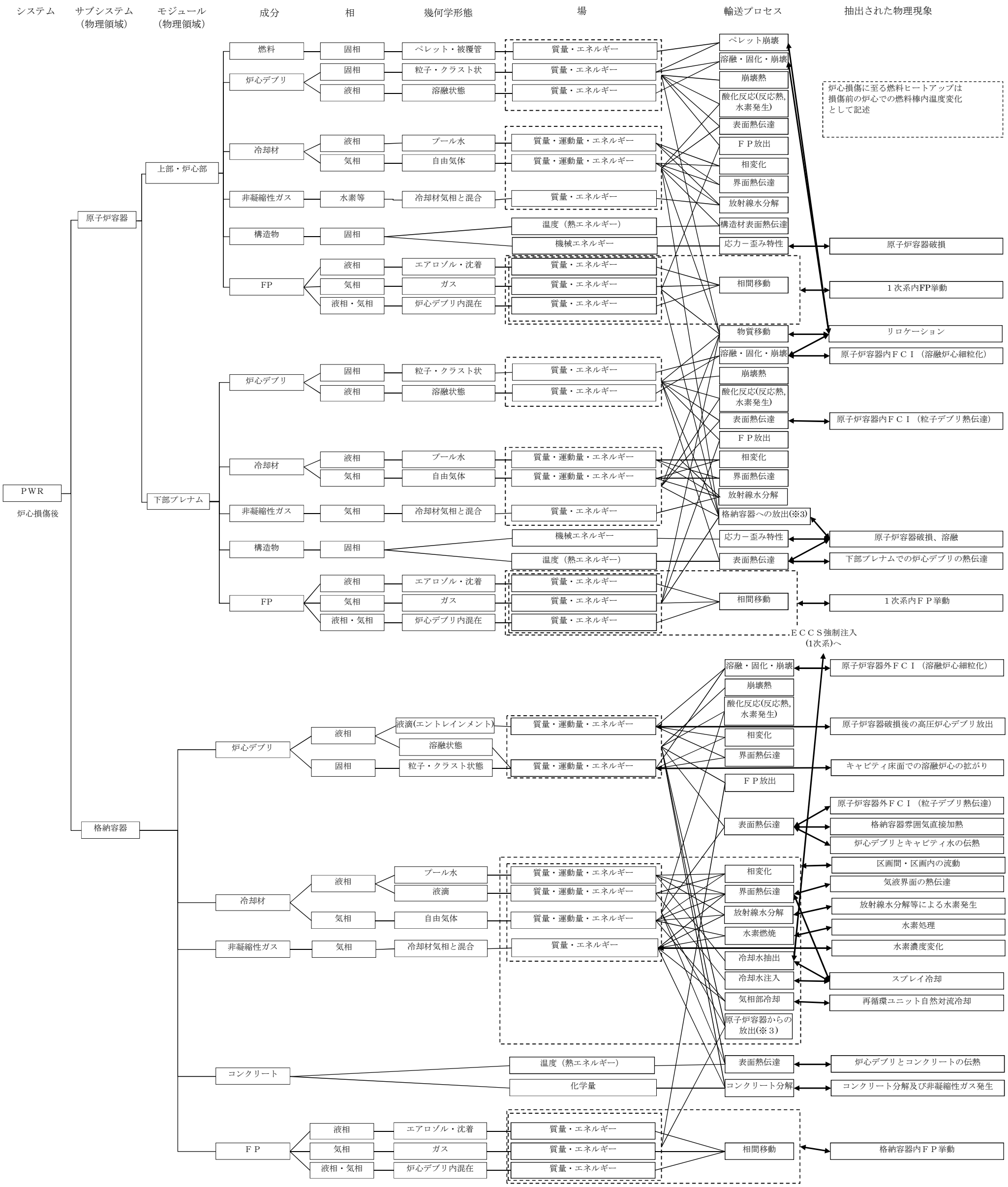
（iii）抽出した物理現象の十分性確認

・（ｉ）で抽出した物理現象と（ii）で分解したプロセスとの対応を確認し、抽出した物理現象が分解したプロセスの範囲に含まれていることを確認した。



※は輸送プロセスの接続を示す。（例えば、※１は１次系からの放出と、放出先である蒸気発生器及び格納容器との接続を示す。）

図１　有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理(1/2)



※は輸送プロセスの接続を示す。（例えば、※３は原子炉容器からの放出と、放出先である格納容器との接続を示す。）

図１　有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理(2/2)

②有効性評価への適用候補コード

（ｉ）適用候補としたコード

・国内PWRの原子炉設置（変更）許可申請書の添付書類十の安全解析において使用実績がある解析コード

・海外において許認可に適用された実績があるコード等の中から、有効性評価への適用が考えられる解析コード

国内で実績のあるコード	海外で実績があるコード
MARVELコード	M－RELAP5コード
SATAN－M（関連コードを含む）	SPARKLE－2コード*
SATAN－M（Small　LOCA）（関連コードを含む）	MAAPコード
COCOコード	GOTHICコード

＊プラント過渡解析モデルに関しては、M－RELAP5であり、ベースとしているRELAP5－3Dについては、欧米において実績がある。炉心部分のCOSMO－K／MIDACに関しては、国内外での適用実績は無いが、解析モデルの検証について、三菱重工業（株）による文献（MHI-NES-1052及びMHI-NES-1055）に記載がある。

（ii）適用候補としたコードの概要

・適用候補としたコードの概要を整理し、有効性評価に際して必要と思われるプラント挙動、格納容器挙動を評価可能なコードであることを確認。

③有効性評価に適用するコードの選定（1/3）

（ｉ）コード選定の考え方

・事故シーケンスグループ等毎に、有効性評価の解析で考慮すべき物理現象と適用候補コードにおける解析モデルの有無、模擬性能の優劣を比較検討して、適用するコードを選定。なお、選定にあたっては、コードの利便性も考慮。

抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
（例として原子炉停止機能喪失の一部を抜粋）

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M（関連コード）	SATAN-M（Small LOCA）	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	△	△	△	△	○	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－	－	○	－	－	－
	フィードバック効果	△	△	△	△	○	－	－	－
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○	－	－
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	－	－
炉	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	－	－

③有効性評価に適用するコードの選定（2/3）

（ⅱ）適用コードと選定理由

＜炉心損傷防止＞

事故シーケンスグループ	適用コード	選定理由
2次冷却系からの除熱機能喪失	M-RELAP5	1次系のフィードアンドブリード運転による炉心部や1次系の気液の熱非平衡、分離を考慮する必要があり、気液のエネルギーや運動量保存式を独立に取り扱える二流体あるいはそれに準じるモデルを持つ解析コードとして選定。
全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	M-RELAP5	SBO及びRCPシールLOCA発生時において2次系によるクールダウン操作を行うため、小LOCA事象の詳細な模擬が必要であり、評価で考慮すべき現象に必要となる全ての現象モデルを兼ね備えている解析コードとして選定。
	COCO	単ノードでの模擬であるが、大LOCAに比べて格納容器圧力上昇が緩やかであるため、格納容器内の状態量の分布は必要でなく、格納容器内自然対流冷却の成立性は、格納容器破損防止の雰囲気圧力・温度による評価で包含できると判断して実績のあるコードを選定した。
原子炉格納容器の除熱機能喪失	MAAP	LOCA時の格納容器先行破損防止策として格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するため、原子炉系モデルと格納容器モデルの両方を有しており、再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルを有する解析コードとして選定。
原子炉停止機能喪失	SPARKLE-2	原子炉停止機能が喪失した状態での燃料温度変化及び冷却材密度変化に伴う炉心の出力応答、蒸気発生器の2次側水位及び加圧器インサージ時の圧力上昇を適切に評価するため、核的挙動及び出力分布変化を同時に評価することが可能な3次元炉心動特性モデルを有することが望ましく、また、蒸気発生器水位や加圧器圧力についても、二流体モデル及び多ノード分割により、詳細評価が可能な解析コードとして選定。
ECCS注水機能喪失	M-RELAP5	中小LOCA時に高圧注入系の機能が喪失した場合に、2次系強制冷却により1次系を冷却・減圧し、蓄圧注入を促進させることで炉心冷却を行うため、中小LOCA事象の詳細な模擬が必要であり、評価で考慮すべき現象に必要となる全ての現象モデルを兼ね備えている解析コードとして選定。
ECCS再循環機能喪失	MAAP	再循環切替時には、水源である再循環サンプの状態が格納容器内の状態に依存することから、原子炉系モデルと格納容器モデルの両方を有し、長期間の解析が可能な解析コードとして選定。
格納容器バイパス	M-RELAP5	1次冷却材の漏えいの抑制と炉心冷却のためクールダウン＆リサーキュレーションを行うため、小LOCA事象の詳細な模擬が必要であり、評価で考慮すべき現象に必要となる全ての現象モデルを兼ね備えている解析コードとして選定。

③有効性評価に適用するコードの選定（3/3）

（ⅱ）適用コードと選定理由（続き）

＜格納容器破損防止＞

格納容器破損モード	適用コード	選定理由
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	MAAP	炉心損傷に至った場合の格納容器破損防止の観点で、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却等の有効性を確認するため、原子炉系、格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとして選定。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP	
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	MAAP	
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP	
水素燃焼	MAAP	炉心損傷に伴うジルコニウム－水反応等による水素の発生量と格納容器内の水素濃度分布の解析が必要であり、原子炉系、格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとして選定。
	GOTHIC	静的触媒式水素再結合装置等の水素処理装置の有効性評価にあたっては、格納容器内の水素濃度分布評価が必要である。物理的な区画の模擬に加え、空間分布を三次元で模擬可能であり、局所の水素濃度分布やドーム部での水素の成層化を取り扱うことができる解析コードとして選定。

＜運転停止中原子炉における燃料損傷防止＞

事故シーケンスグループ	適用コード	選定理由
崩壊熱除去機能喪失（RHRによる停止時冷却機能喪失）	M-RELAP5	余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するため、炉心損傷防止で選定した、プラント挙動を取り扱える解析コードであるM-RELAP5を共通に使用することとして選定。
全交流動力電源喪失	M-RELAP5	
原子炉冷却材の流出	M-RELAP5	

④重要現象の特定（各解析コード）

（ｉ）評価指標と解析で必要な物理現象の整理

・各解析コードについて、コードを適用する事故シーケンスグループ等毎に、①で抽出した物理現象と注目する評価指標を再整理

（ii）物理現象に対するランク付け及び重要現象の抽出

・ 事故シーケンスグループ等毎に各物理現象に対して、評価指標及び運転操作に対する影響の程度に応じてランク付けを行い、比較的高く分類された物理現象を重要現象として抽出

炉心損傷防止対策の有効性評価の重要現象のランク
（例としてSPARKLE-2の一部を抜粋）

分類	物理現象 ＼ 評価事象 / 評価指標			ATWS 原子炉圧力
炉心（核）	(1)	中性子動特性（核分裂出力）		**H**
	(2)	出力分布変化		L
	(3)	フィードバック効果	ドップラ効果	**H**
			減速材密度効果	**H**
			ほう素濃度効果	L
			動特性パラメータ	L
	(4)	制御棒効果		I*

⑤重要現象に対する解析モデル（各解析コード）

（ｉ）重要現象に対する解析モデル

・各解析コードのモデルを記述した上で、④で重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを整理

重要現象に対する解析モデル
（例としてSPARKLE-2の一部を抜粋）

分類	重要現象	必要な解析モデル
炉心（核）	中性子動特性（核分裂出力）	・３次元動特性モデル ・核定数フィードバックモデル
	ドップラフィードバック効果	
	減速材フィードバック効果	
	崩壊熱	・崩壊熱モデル
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	・非定常熱伝導方程式
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	・二相圧力損失モデル ・サブクールボイドモデル ・気液相対速度
加圧器	気液熱非平衡	・２流体モデル
	水位変化	

⑥重要現象に対する検証／妥当性確認方法（各解析コード）

（ｉ）重要現象に対する解析モデルの適用性の確認

・④で特定した重要現象について、試験解析や実機解析等による解析モデルの妥当性の確認方法を検討

重要現象に対する妥当性確認方法
（例としてSPARKLE-2の一部を抜粋）

			検証								妥当性確認				
分類	重要現象	解析モデル	TWIGLベンチマーク	LMW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	許認可コードTWINKLEとの比較	モンテカルロコードとの比較（減速材／ドップラフィードバック効果）	許認可コードFINEとの比較	OECD／NEA 主蒸気管破断ベンチマーク	SPERT―Ⅲ実験解析	炉物理検査	NUPEC管群ボイド試験解析	LOFT L6―1試験解析（負荷の喪失）	LOFT L6―5試験解析（主給水流量喪失）
炉心（核）	中性子動特性（核分裂出力）	・３次元動特性モデル ・核定数フィードバックモデル	○	○	○	○	○	―	―	○	○	―	―	―	―
	ドップラフィードバック効果		―	―	―	―	―	○	―	―		○	―	―	―
	減速材フィードバック効果		―	―	―	―	―	○	―	―	―	○	―	―	―
	崩壊熱*	・崩壊熱モデル	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	・非定常熱伝導方程式	―	―	―	―	―	―	○	―	○	○	―	―	―
[illegible]	[illegible]	・二相圧力損失モデル	[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]

⑦各種試験解析（各解析コード）

（ｉ）各種試験解析

・事故シーケンスグループ等毎に重要現象に分類された各物理現象に対して、各種試験解析を行うことにより、各解析コードのモデルの妥当性を確認

例）SPARKLE-2での重要現象の確認のための各種試験等の一部を抜粋

・モンテカルロコードとの比較によるドップラフィードバック効果の検証

・SPERT-Ⅲ E-core実験解析による中性子動特性、及び燃料温度変化を含むドップラフィードバック効果の妥当性確認

・LOFT L6-1試験解析による負荷の喪失発生時のプラント過渡解析モデルの妥当性確認

⑧実機解析への適用性（各解析コード）

（ｉ）実機解析への適用性

・⑦で実施した各種試験解析を踏まえ、実機解析への適用性を以下のような観点で検討

〇重要現象に対する解析モデル

〇実機解析のノーディングの妥当性

〇試験装置と2、３、４ループプラントのスケーリング比較

（ii）不確かさの整理

・（ｉ）の検討を踏まえ、重要現象に対する各コードの不確かさを整理

⑨有効性評価への適用性確認（各解析コード）

（ｉ）不確かさが有効性解析へ与える影響の検討

・評価指標の視点と運転操作の視点から、⑧で整理した不確かさが有効性評価解析へ与える影響を考察し、その適用性を検討

重要現象の不確かさの取り扱い
（例としてSPARKLE-2の一部を抜粋）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心（核）	中性子動特性（核分裂出力）	３次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラフィードバック効果の不確かさに含める	ドップラフィードバック効果による影響に含める。
	ドップラフィードバック効果		ドップラフィードバック効果：±10%	ドップラフィードバック効果を大きく評価すると、原子炉出力低下に伴う燃料温度低下時の正のドップラフィードバック効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、評価指標である原子炉圧力ピークへの感度がないが、加圧器安全弁が全開となる場合には、原子炉圧力ピークに影響を与える。
	減速材フィードバック効果		減速材温度係数： ±3.6pcm/℃	減速材フィードバック効果を小さく評価すると、1次冷却材温度上昇時の負の減速材フィードバック効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、評価指標である原子炉圧力ピークへの感度がないが、加圧器安全弁が全開となる場合には、原子炉圧力ピークに影響を与える。なお、減速材フィードバック効果は取替炉心のばらつきが大きいことから、実機解析においては不確かさに加えて取替炉心のばらつきも考慮する必要がある。
	[illegible]	[illegible]	[illegible]	評価にあたり、崩壊熱の不確かさ及び実機運用によるばらつきを考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用すること、原子炉圧力がピークとなる時 [illegible]

- 以降、有効性評価に使用した以下のコードについて、前述の④～⑧の具体的内容を記載

  - 第1部　M-RELAP5
  - 第2部　SPARKLE-2
  - 第3部　MAAP
  - 第4部　GOTHIC
  - 第5部　COCO

第1部　M-RELAP5

重要現象の特定(1)

- 出力運転時の炉心損傷防止対策の事故シーケンスと評価指標
  - <u>2次冷却系からの除熱機能喪失</u>
    1次系が高い圧力で推移するため高圧注入系による注入が困難になる
    - 主給水流量喪失+補助給水失敗（全給水喪失）
  - <u>全交流動力電源喪失</u>
    安全機能を有する構築物、系統及び機器への全ての交流電源が喪失する
    - 外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却機能喪失
      +（1次冷却材ポンプ(RCP)シールLOCAあるいはRCPシールリーク）
  - <u>原子炉補機冷却機能喪失</u>
    RCPシールLOCA時に原子炉冷却材の補給に必要な原子炉補機冷却機能の確保に失敗する
    - 外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA
  - <u>ECCS注水機能喪失</u>
    LOCAの発生後ECCS注水機能を喪失する
    - 中小破断LOCA+高圧注入失敗

  燃料被覆管温度

  - <u>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</u>
    原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管隔離弁の誤開等により、1次冷却材が直接格納容器外へ流出する
    - 余熱除去系統からの1次冷却材の流出
  - <u>格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）</u>
    蒸気発生器の伝熱管が破損し、蒸気発生器を介して1次冷却材が格納容器外に放出される
    - 蒸気発生器伝熱管破損+主蒸気安全弁の開固着

  燃料被覆管温度、漏洩量

重要現象の特定(2)

- 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスと評価指標
  - 崩壊熱除去機能喪失（RHRによる停止時冷却機能喪失）
    原子炉の停止時に運転中のRHR又は原子炉補機冷却系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する
    - 「ミッドループ運転時の余熱除去機能喪失」あるいは「ミッドループ運転時の全交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」
  - 全交流動力電源喪失
    原子炉の停止時に外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源も機能喪失することにより崩壊熱除去機能が喪失する
    - 「ミッドループ運転時の余熱除去機能喪失」あるいは「ミッドループ運転時の全交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」
  - 原子炉冷却材の流出
    原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する
    - ミッドループ運転時の冷却材の流出

炉心水位、
燃料被覆管温度

物理現象に対するランク付け

- 事象進展及び運転員操作を踏まえ、被覆管温度並びに漏洩量に対する影響度合いに応じて、各事故シーケンスグループで生じるとして抽出された物理現象に対してランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出
  - 被覆管温度は炉心冷却、炉心水位、被覆管のヒートアップから影響を受けるため、これらに関する物理現象も相対的に高いランク
  - 運転員操作により2次系を強制的に減圧し、1次系の温度・圧力を低下させるシーケンスでは、1次系の減圧により蓄圧タンクからの注水、代替注入設備を含む強制注入系からの冷却水の注水による炉心冷却を期待するため、1次系の減圧に寄与する物理現象も相対的に高いランク

ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する
M	評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする
L	評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない
I	評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない

物理現象のランク
（出力運転時の炉心損傷防止対策）

分類	物理現象		評価指標	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	ECCS 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	蒸気発生器伝熱管破損
				燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度 漏洩量	燃料被覆管温度 漏洩量
炉心(核)	(1)	核分裂出力		L	L	L	L	L	L
	(2)	フィードバック効果		L	L	L	L	L	L
	(3)	制御棒効果		L	L	L	L	L	L
	(4)	崩壊熱		**H**	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
炉心(燃料)	(5)	燃料棒内温度変化		L	L	L	L	L	L
	(6)	燃料棒表面熱伝達		M	M	M	**H**	M	M
	(7)	限界熱流束（CHF）		L	L	L	L	L	L
	(8)	被覆管酸化		L	L	L	M	L	L
	(9)	被覆管変形		L	L	L	L	L	L
炉心(熱流動)	(10)	沸騰・ボイド率変化		**H**	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
	(11)	気液分離（水位変化）・対向流		**H**	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
	(12)	気液熱非平衡		L	L	L	L	L	L
	(13)	圧力損失		L	L	L	L	L	L
	(14)	ほう素濃度変化		L	L	L	L	L	L
1次冷却系	(15)	冷却材流量変化（強制循環時）		L	L	L	L	L	L
	(16)	冷却材流量変化（自然循環時）		L	**H**	**H**	L	**H**	**H**
	(17)	冷却材放出（臨界流・差圧流）		I	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
	(18)	沸騰・凝縮・ボイド率変化		L	M	M	M	M	L
	(19)	気液分離・対向流		L	**H**	**H**	L	**H**	L
	(20)	気液熱非平衡		L	L	L	L	L	L
	(21)	圧力損失		L	M	M	L	M	M
	(22)	構造材との熱伝達		L	L	L	L	L	L
	(23)	ほう素濃度変化		L	L	L	L	L	L
	(24)	ECCS 強制注入（充てん系含む）		**H**	M	M	**H**	**H**	**H**
	(25)	ECCS 蓄圧タンク注入		M	**H**	**H**	**H**	M	I
加圧器	(26)	気液非平衡		**H**	I	I	I	L	L
	(27)	水位変化		**H**	L	L	L	L	L
	(28)	冷却材放出（臨界流・差圧流）		**H**	I	I	I	**H**	**H**
蒸気発生器	(29)	1次側・2次側の熱伝達		**H**	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
	(30)	冷却材放出（臨界流・差圧流）		L	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
	(31)	2次側水位変化・ドライアウト		**H**	I	I	I	I	I
	(32)	2次側給水（主給水・補助給水）		I	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**

物理現象のランク
（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策）

分類	物理現象	評価指標	崩壊熱除去機能喪失（RHRによる停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
			炉心水位 燃料被覆管温度	炉心水位 燃料被覆管温度	炉心水位 燃料被覆管温度
炉心(核)	(4)	崩壊熱	**H**	**H**	**H**
炉心(燃料)	(5)	燃料棒内温度変化	L	L	L
	(6)	燃料棒表面熱伝達	M	M	M
	(7)	限界熱流束（CHF）	L	L	L
	(8)	被覆管酸化	L	L	L
	(9)	被覆管変形	L	L	L
炉心(熱流動)	(10)	沸騰・ボイド率変化	**H**	**H**	**H**
	(11)	気液分離（水位変化）・対向流	**H**	**H**	**H**
	(12)	気液熱非平衡	L	L	L
	(14)	ほう素濃度変化	L	L	L
1次冷却系	(17)	冷却材放出（臨界流・差圧流）	I	I	**H**
	(22)	構造材との熱伝達	L	L	L
	(23)	ほう素濃度変化	I	I	I
	(24)	ECCS 強制注入（充てん系含む）	**H**	**H**	**H**
	(25)	ECCS 蓄圧タンク注入	**H**	**H**	I

M-RELAP5コードの概要
（解析モデル）

- Ｍ－RELAP5は米国エネルギー省（DOE）及びアイダホ国立研究所（INL）により開発されたプラントシステム解析コードRELAP5－3Dを基に、PWRの中小破断LOCA解析に適用するため、10 CFR 50 Appendix K “ECCS Evaluation Models”（ECCS性能評価指針に相当する）にて要求される保守的なモデルを付加したコード

項　目		計算モデル
1次冷却系モデル	1次冷却系のモデリング	1次冷却系を多数のノードに分割 （ボリュームジャンクション法）
	流動の基本式 （2流体モデル）	非定常2流体6保存 気液各相に対し下記保存則を適用 ・質量保存則 ・エネルギー保存則 ・運動量保存則
	数値解法	半陰解法
	流動様式	水平方向・垂直方向で複数の流動様式を模擬 各流動様式に応じた気液界面積、界面熱伝達、界面摩擦を計算
	ボイドモデル	流動様式に応じた構成式により模擬（EPRIのモデル等）
	破断流モデル	サブクール臨界流：Henry-Fauske モデル 二相臨界流　　：Moody モデル （ECCS 性能評価指針に適合するモデル）
	1次冷却材ポンプの挙動	流体との相互作用を考慮した動的モデル
	ECCS モデル	ポンプ特性モデル（Q-H カーブ）
	蓄圧タンクモデル	蓄圧タンクの液相、非凝縮性ガスを模擬し、蓄圧タンク圧力・流量を評価
	蒸気発生器モデル	2次側を多ノード非平衡 壁面熱伝達モデルにより、伝熱管熱伝達を模擬 ポンプ特性モデルにより、主給水・補助給水を模擬 主蒸気逃がし弁・安全弁の蒸気放出の臨界流に Ransom-Trapp のモデルを使用
	加圧器モデル	水位を精緻に計算するため、軸方向に多数にノードを分割 加圧器逃がし弁・安全弁からの放出はサブクール、二相臨界流共に Henry-Fauske のモデルを適用

項　目		計算モデル
炉心燃料モデル	燃料棒表面熱伝達モデル	以下の熱伝達モードを考慮 ・液相流への強制対流熱伝達 ・核沸騰熱伝達 ・遷移沸騰熱伝達 ・膜沸騰熱伝達 ・蒸気流への強制対流熱伝達 ・限界熱流束（CHF）モデル
	炉心出力変化	1点炉動特性モデル。フィードバック計算による核分裂による熱発生と、崩壊熱モデルによる核分裂生成物及びアクチニドの崩壊熱を考慮
	ジルコニウム-水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用 ECCS 性能評価指針の基準値との比較のための計算においては Baker-Just の式を使用

Ｍ－RELAP5コードの概要
（入出力）

◆ インプットデータ

①原子炉容器、1次冷却材配管、加圧器、1次冷却材ポンプ及び蒸気発生器の幾何形状

②制御／保護系限界値

③初期条件（原子炉出力、原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材圧力）

④炉心仕様（幾何形状、圧力損失係数、崩壊熱）

⑤燃料仕様（燃料棒出力、初期状態、形状・物性）

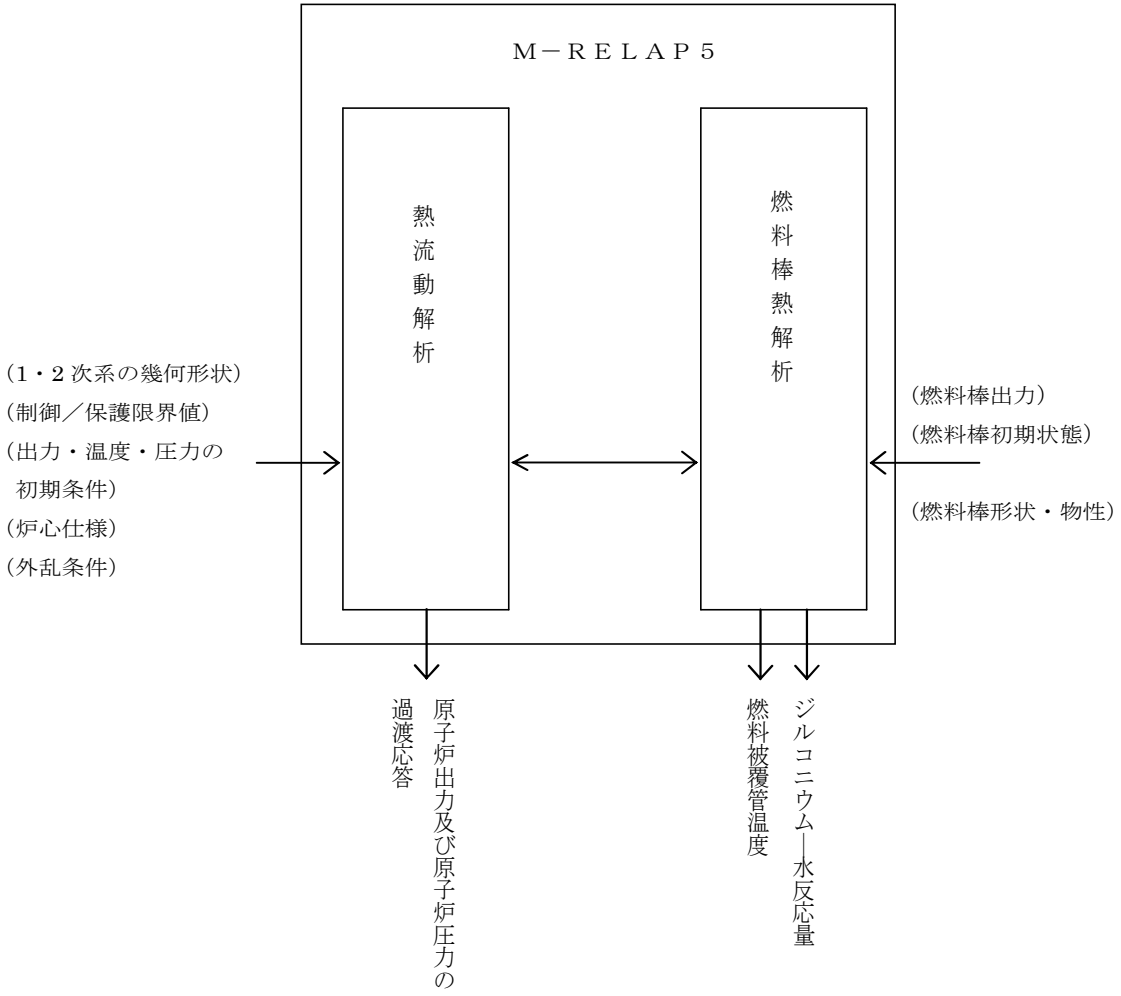
⑥外乱条件（破断条件等）

◆ アウトプットデータ

①原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答

②燃料被覆管温度

③ジルコニウム - 水反応量



重要現象に対する解析モデル

重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデル

分類	重要現象	必要な解析モデル
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル
	被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	ボイドモデル 流動様式
1次冷却系	冷却材流量変化（自然循環時）	壁面熱伝達モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル
	気液分離・対向流	流動様式
	圧力損失	運動量保存則
	ECCS 強制注入（充てん系含む）	ポンプ特性モデル
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル
	水位変化	2流体モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル
	1次側の凝縮	壁面熱伝達モデル
	2次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル

重要現象に対する妥当性確認方法(1)

●ORNL/THTF試験解析

ORNL/THTFの解析により、Ｍ－RELAP5が採用するEPRIのボイドモデルにより、炉心の二相水位への適用性を確認する。また、Ｍ－RELAP5が採用する膜沸騰熱伝達モデル（修正Dougall-Rohsenow、Bromley）の適用性を確認する。

● Marviken試験解析

LOCA時の破断流を模擬した試験解析を実施し、Ｍ－RELAP5の１次系からの冷却材放出への適用性を確認する。

● ROSA/LSTF SB-CL-18試験解析

実機４ループを模擬した中破断LOCAの総合効果試験の試験解析を実施し、Ｍ－RELAP5の炉心の二相水位、ヒートアップ挙動、蓄圧タンクからの注入挙動への適用性を確認する。また、有効性評価解析で対象とするシーケンスで緩和策として採用しているフィードアンドブリード運転での、加圧器からの冷却材放出における、高温側配管での二相流れの妥当性を確認する。

● ROSA/LSTF SB-CL-39試験解析

実機４ループを模擬した小破断LOCA及びその後の２次系強制冷却の運転員操作を模擬した総合効果試験の試験解析を実施し、Ｍ－RELAP5の２次系強制冷却時の炉心二相水位、蓄圧タンクからの注入挙動、及び１・２次系の熱伝達への適用性を確認する。また、有効性評価解析で対象とするシーケンスで緩和策として採用しているフィードアンドブリード運転での、加圧器からの冷却材放出における、高温側配管での二相流れの妥当性を確認する。

重要現象に対する妥当性確認方法(2)

● PKL/F1.1試験解析

実機4ループを模擬した小破断LOCA後の2次系強制冷却の運転員操作を模擬した総合効果試験の試験解析により、M－RELAP5の炉心の二相水位、ECCSの挙動、自然循環流量、リフラックス冷却挙動への適用性を確認する。

● LOFT L6-1試験解析

PWRを模擬したLOFT試験装置において、代表的な過熱／加圧事象である「負荷の喪失」を模擬したLOFT L6-1試験は、1次冷却材の過熱／加圧時の解析モデルの妥当性確認に有用である。「負荷の喪失」の解析により、M－RELAP5が加圧器水位の変化、加圧事象での1次系の冷却材温度・圧力変化挙動、つまり蒸気発生器での熱伝達へ適用できることを確認する。

● LOFT L9-3試験解析

蒸気発生器保有水量低下時の除熱量の低下、蒸気発生器における1次側と2次側のドライアウト時の熱伝達及び1次冷却材が膨張し加圧器が満水に至った場合の1次系圧力挙動、加圧器からの冷却材放出については、主給水流量喪失＋ATWSを模擬したLOFT L9-3試験により妥当性を確認することができる。

主給水流量喪失＋ATWSの解析により、M－RELAP5が加圧器水位の変化、蒸気発生器でのドライアウト熱伝達、2次系の温度・圧力変化挙動、つまり蒸気発生器での熱伝達へ適用できることを確認する。

●実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析（美浜2号機）

実機（美浜2号機）での蒸気発生器伝熱管損傷の解析により、M－RELAP5コードが1次系から2次系への冷却材放出へ適用できることを確認する。

重要現象に対する妥当性確認方法(3)

分類	重要現象	解析モデル	ORNL/THTF 試験解析	Marviken 試験解析	ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析	ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析	PKL/F1.1 試験解析	LOFT L6-1 試験解析(*5)	LOFT L9-3 試験解析(*5)	実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析（美浜2号機）
炉心	崩壊熱(*1)	崩壊熱モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	○	—	○	—	—	—		—
	被覆管酸化(*2)	ジルコニウム-水反応モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流 →炉心水位で確認	ボイドモデル 流動様式	○	—	○	○	○	—	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（自然循環時）	壁面熱伝達モデル	—	—	—	—	○	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	—	○	—	—	—	—	—	○
	気液分離・対向流 →1次系圧力の低下で確認	流動様式	—	—	—	○	○	—	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化 →1次系の温度・圧力で確認	2流体モデル 壁面熱伝達モデル				○	○	—	—	—
	圧力損失(*3)	運動量保存則	—	—	—	—	—	—	—	—
	ECCS 強制注入（充てん系含む）(*4)	ポンプ特性モデル	—	—	—	—	○	—	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス			○	○	—	—	—	—
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	—	—	—	—	—	○	○	—
	加圧器水位変化	2流体モデル	—	—	—	—	—	○	○	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	—	—	○	○	—	—	○	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達 →1次系の温度・圧力で確認	壁面熱伝達モデル	—	—	—	○	○	○	○	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）(*4)	臨界流モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	—	—	—	—	—	—	○	—
	2次側給水（主給水・補助給水）(*4)	ポンプ特性モデル	—	—	—	—	—	—	—	—

*1:崩壊熱に関する不確かさや実機運用による変動の考慮がなされた崩壊熱曲線を使用しており、被覆管温度を高めに評価する。

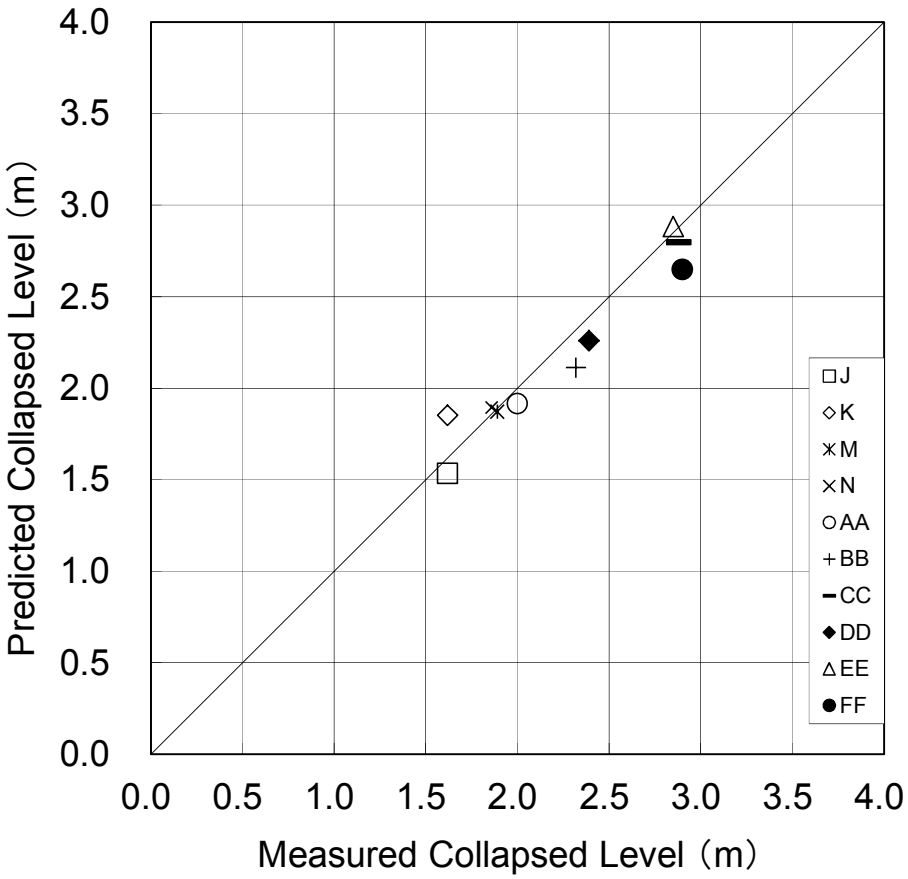
*2:反応量を過大に推定するように 95%信頼区間の上限の酸化量をカバーするように導出した酸化反応速度式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、被覆管温度を高めに評価する。

*3:RCP が定格回転時に熱設計流量が流れるように実際よりも大きい圧力損失を設定するため、自然循環流量が小さくなる設定となっているが、流量は炉心冷却に影響しないため被覆管温度には影響しない。

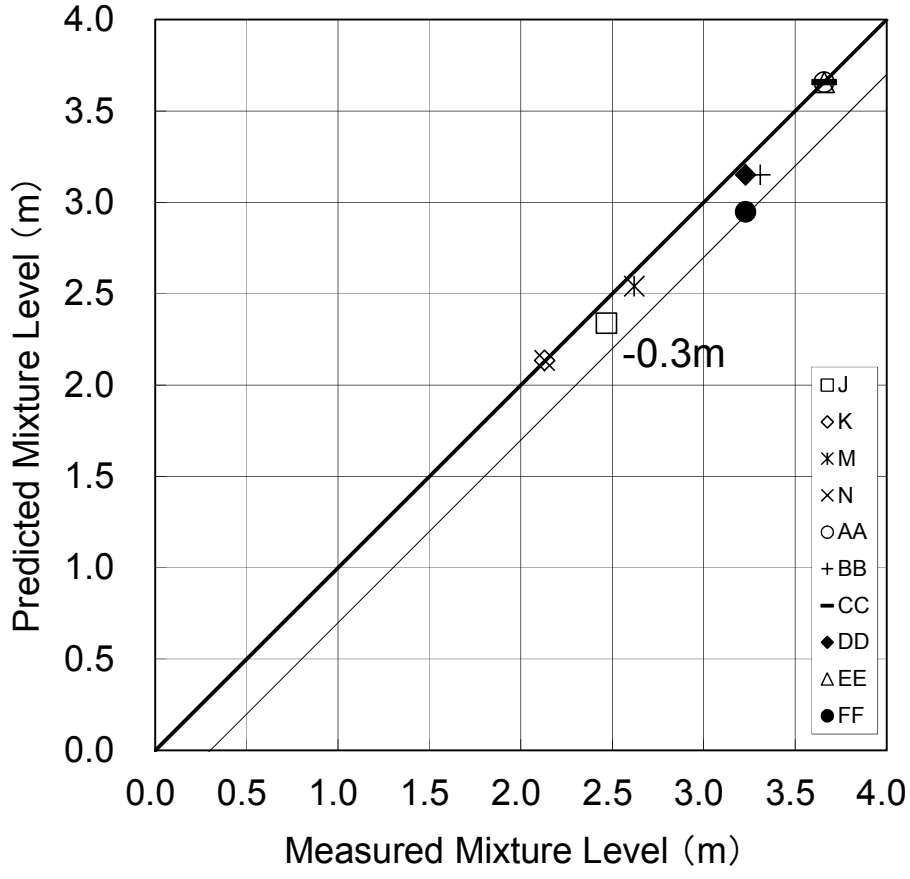
*4:設備設計に基づく作動圧力や流量を境界条件として与えることから、これらに対する妥当性確認は不要とした。

*5:LOFT 試験については SPARKLE-2 コードでの確認方法と同じ

ORNL/THTF炉心露出熱伝達試験[1]解析(1)



コラプスト水位比較

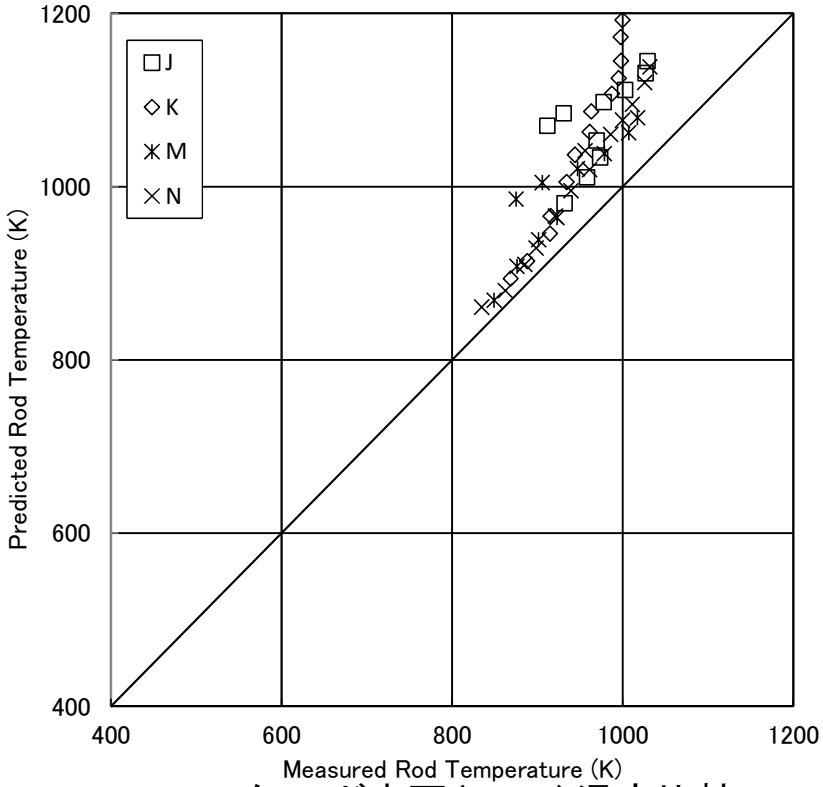


二相水位比較

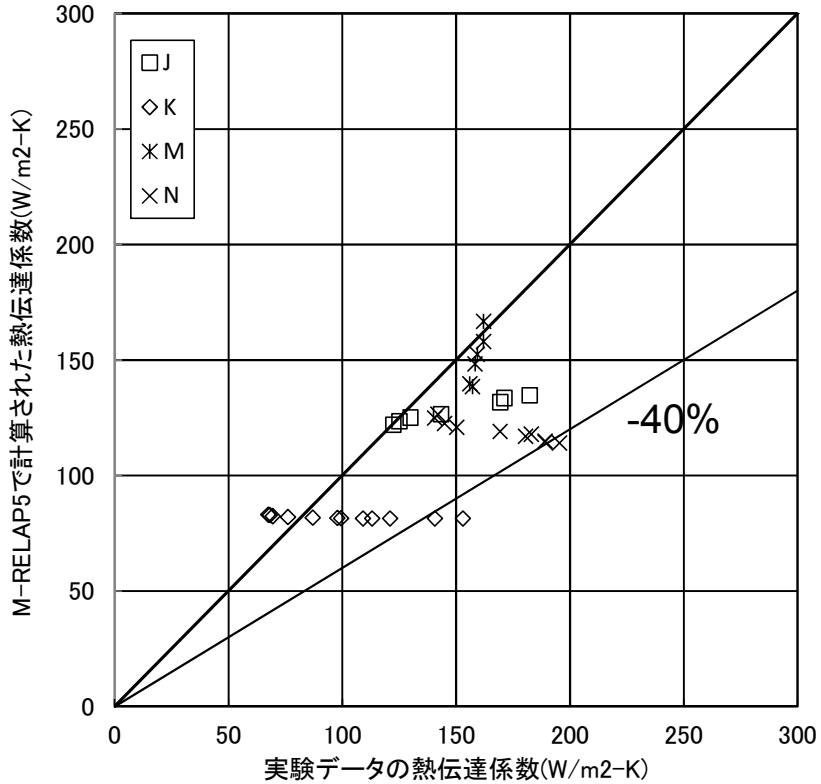
- 何れの試験ケースについても試験とコード計算の水位は同等である。なお、AA、CC、EEの3ケースについては、発熱部上端まで低ボイド率であり、二相水位は満水である。
- 炉心水位の不確かさは0~-0.3mである。

[1] T. M. Anklam, R. J. Miller, and M. D. White, "Experimental Investigations of Uncovered-Bundle Heat Transfer and Two-Phase Mixture Level Swell Under High-Pressure Low Heat-Flux Conditions," NUREG/CR-2456, ORNL-5848, March 1982.

ORNL/THTF炉心露出熱伝達試験[1]解析(2)



ヒータロッド表面（FRS）温度比較

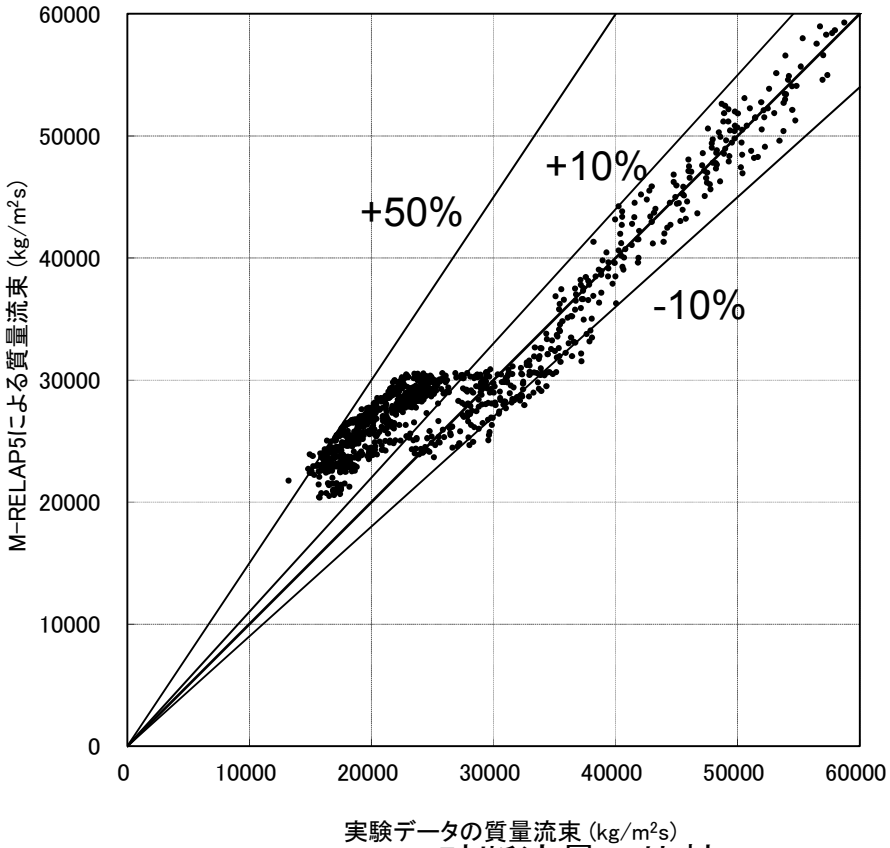


熱伝達係数比較

- 膜沸騰熱伝達についてBromley及び修正Dougall-Rohsenowモデルを採用していることにより炉心露出部の熱伝達を小さく計算し、温度を高く計算。
- 実験では発熱バンドルを格納するシュラウドから外部への熱損失が温度の高い上部ほど大きく、下部からの熱損失は小さいが、解析では、軸方向に一様に熱が系外に損失すると仮定しており、結果として発熱バンドルの低い位置での熱損失を大きく見積り、高い位置と比較すると相対的に温度を低く予測する傾向。
- 全体として、M－RELAP5コードはFRS温度を十分に高く予測しており、熱伝達モデルは被覆管温度を高く評価すると判断でき、熱伝達係数の不確かさは0%～-40%である。

[1] T. M. Anklam, R. J. Miller, and M. D. White, "Experimental Investigations of Uncovered-Bundle Heat Transfer and Two-Phase Mixture Level Swell Under High-Pressure Low Heat-Flux Conditions," NUREG/CR-2456, ORNL-5848, March 1982.

Marviken臨界流試験[1][2]解析

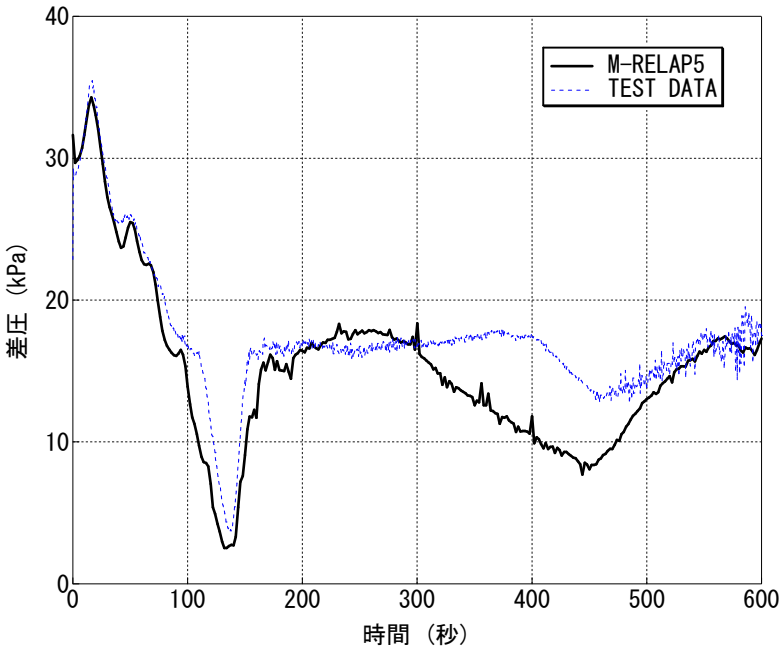


Marviken破断流量の比較

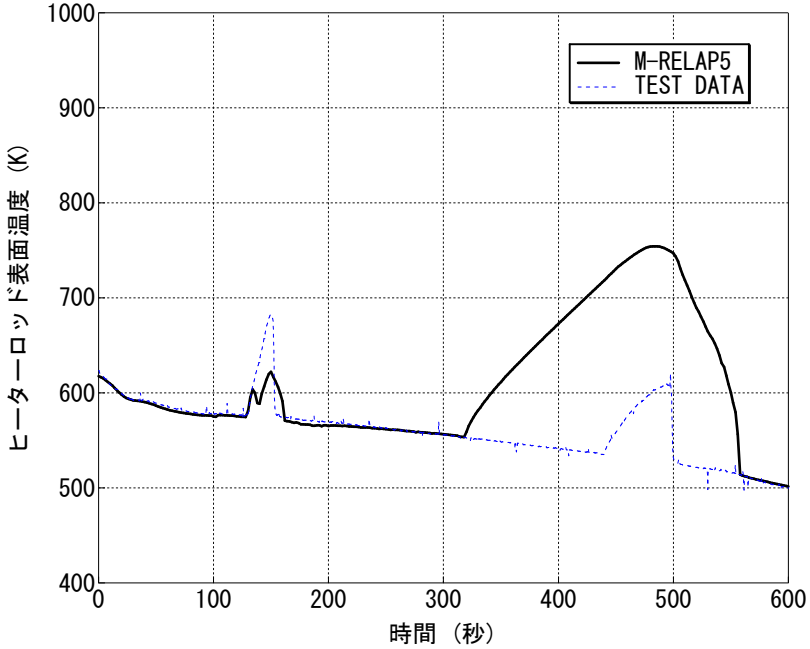
- サブクール臨界流から二相臨界流への切り替えが約25000~30000kg/m^{2}sで起こる。サブクール臨界流の不確かさは±10%程度である。
- 30000kg/m^{2}s以下の領域をすべて二相臨界流領域とした場合、不確かさは-10%～+50%程度である。
- 実機プラント解析では破断サイズについてスペクトル解析を実施し、不確かさの被覆管温度への影響について評価･考察している。
- Ｍ－RELAP5は有効性評価解析における原子炉冷却材の系外への流出に関して妥当に評価できる。

[1] "The Marviken Full Scale Critical Flow Tests, Third Series, Description of the Test Facility," MXC-101, December 1979.
[2] "The Marviken Full Scale Critical Flow Tests, Description of the Test Facility," MXC-102, December 1979.

ROSA/LSTF SB-CL-18試験[1]解析(1)



炉心差圧

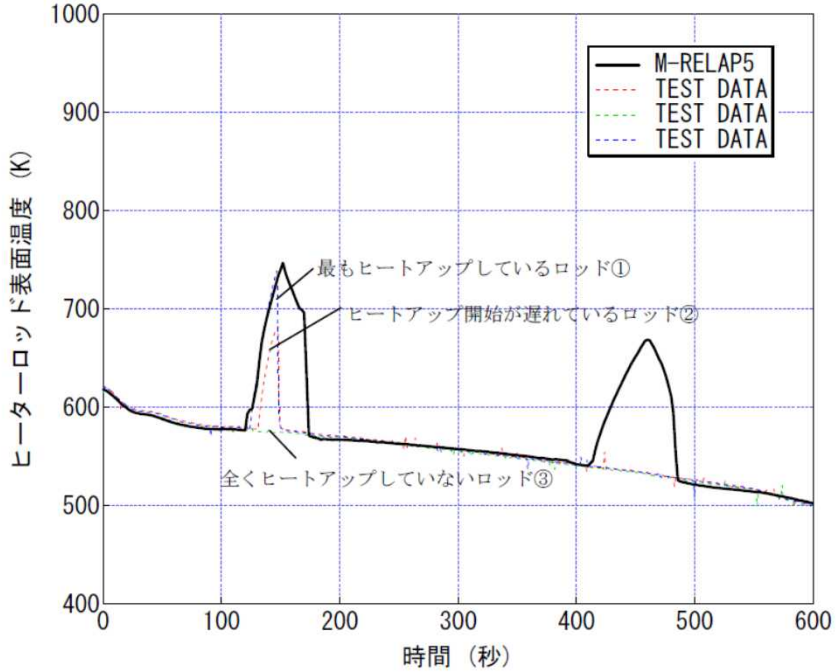


ヒーターロッド表面温度 3.05m (試験データ),
3.17m (M－RELAP5)（炉心上部）

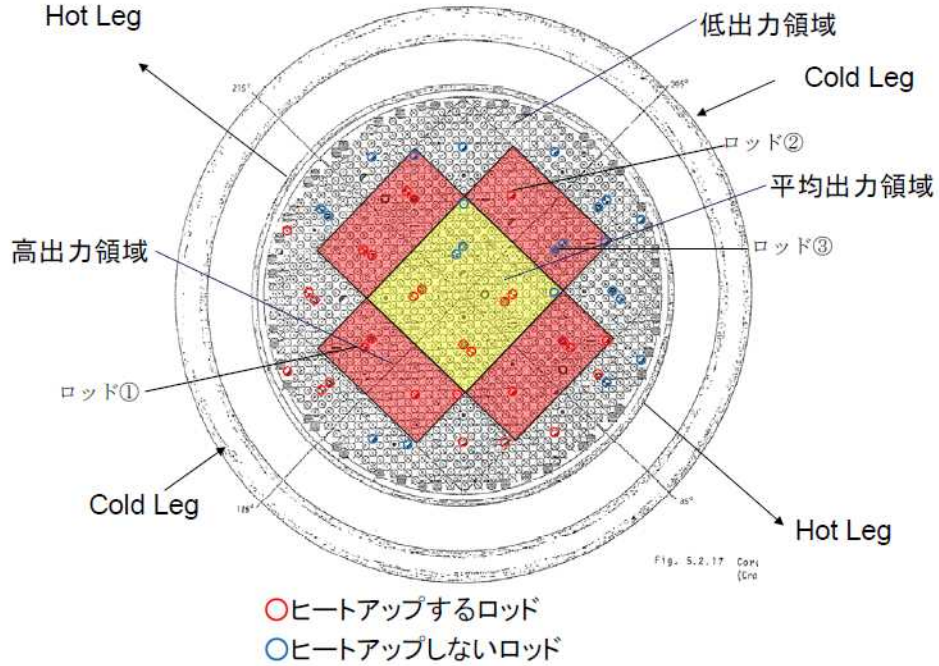
- 約100～160秒のループシールによる炉心水位の低下及び回復は、コードにより正確に模擬される。
- M－RELAP5はループシール解除に係るクロスオーバレグの界面摩擦を小さく予測する。蒸気発生器出口配管での気液界面摩擦が小さめに評価され、炉心に供給される冷却材を少なく予測するため、約300秒から蓄圧注水開始となる約450秒までの期間、炉心水位を低く予測している。
- ヒーターロッド温度の比較では、コードは膜沸騰熱伝達モデルによる影響に加え、炉心水位を低めに予測し、炉心露出期間がより長いため、炉心上部から炉心中央部に至るまで試験より高く評価する。
- ボイルオフでのヒートアップを100秒程度早く予測しており、実機での破断サイズを考慮すると、不確かさは数百秒となる可能性がある。

[1] Kumamaru, H., et al., 1989, "ROSA-IV/LSTF 5% Cold Leg Break LOCA Experiment RUN SB-CL-18 Data Report," JAERI-M 89-027.

ROSA/LSTF SB-CL-18試験[1]解析(2)



ヒーターロッド表面温度 1.83m (試験データ),
1.82m (M－RELAP5)
（炉心中心付近）

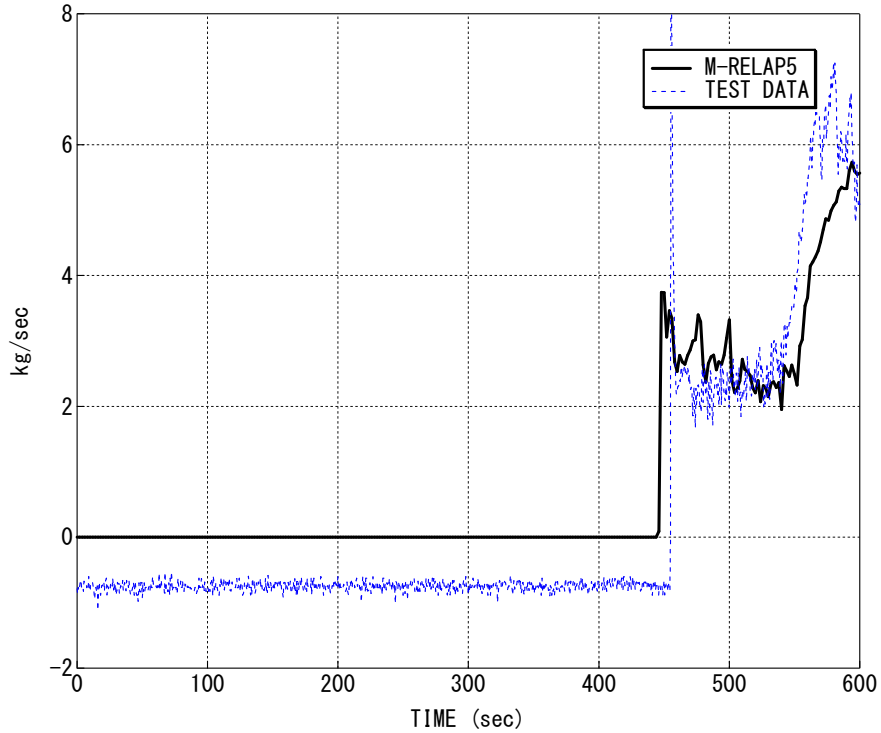


SB-CL-18試験のループシール期間におけるヒートアップ位置

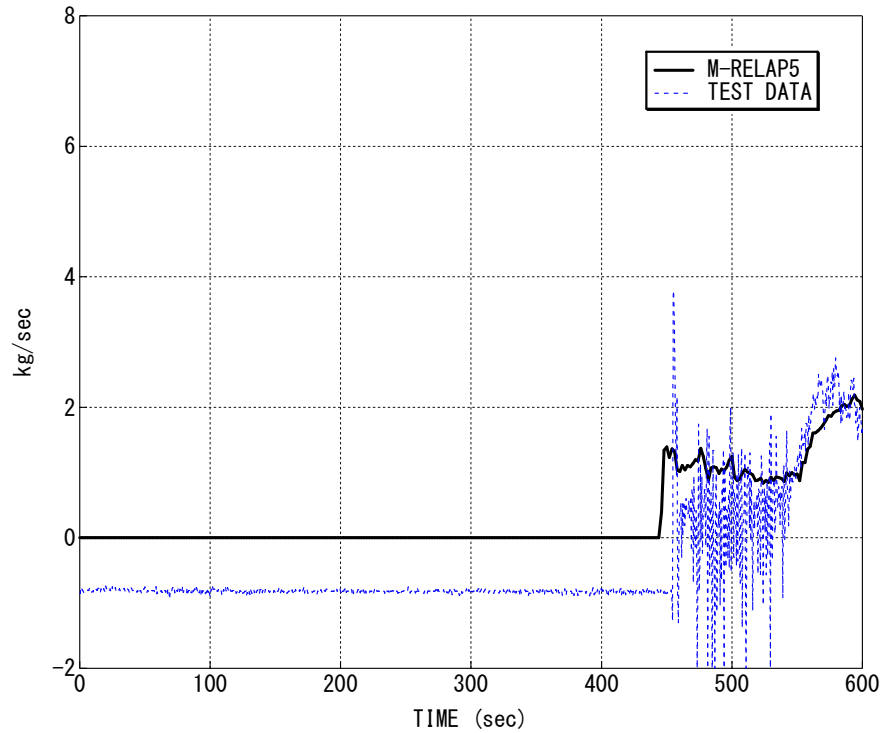
- 試験では、ループシール期間中は高温側配管からの分布を持った落水の影響で、炉心内での冷却が不均一となり、ヒータロッドごとにヒートアップの有無、量が異なる。
- M－RELAP5では、炉心冷却に不均一性が存在した場合でもヒートアップ挙動を模擬できる改良AECL-UO Look-up Tableを組み込んでいるため、M－RELAP5では試験において最もヒートアップしているロッドより高い温度を計算している。
- 実機スケールでの炉心冷却の不均一はROSAに比べてより顕著になる可能性があるが、体系が大きいためボイド率が高くなり、改良AECL-UO Look-up Tableの効果が大きくなるため、ヒートアップに対するM－RELAP5の予測は実機解析に適用できる。

[1] Kumamaru, H., et al., 1989, "ROSA-IV/LSTF 5% Cold Leg Break LOCA Experiment RUN SB-CL-18 Data Report," JAERI-M 89-027.

ROSA/LSTF SB-CL-18試験[1]解析(3)



ループA 蓄圧タンク流量

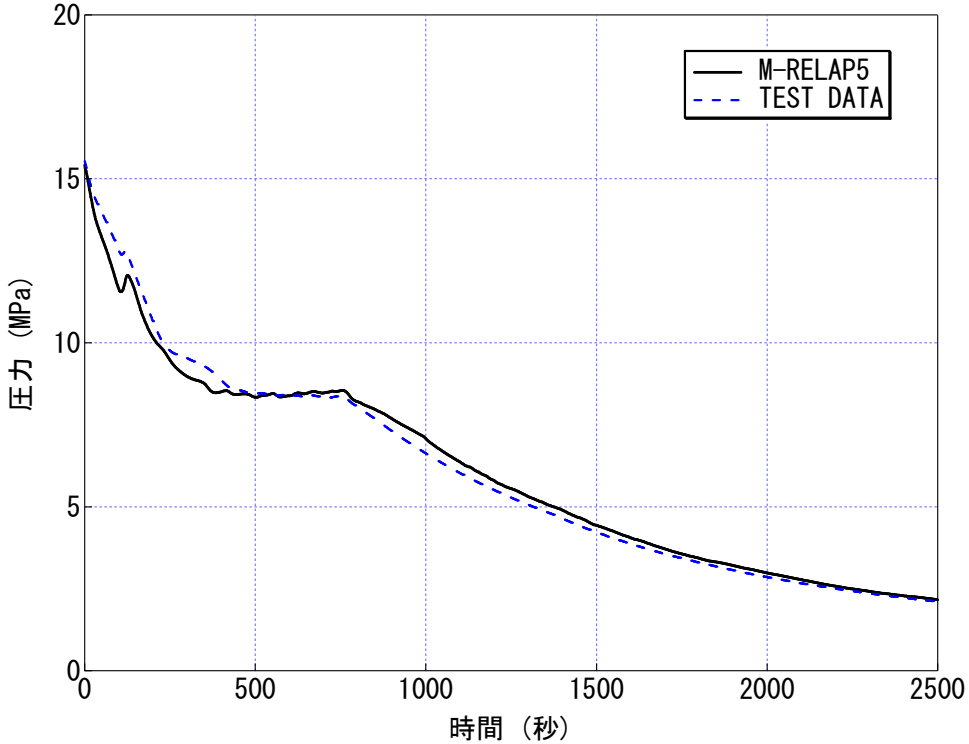


ループB 蓄圧タンク流量

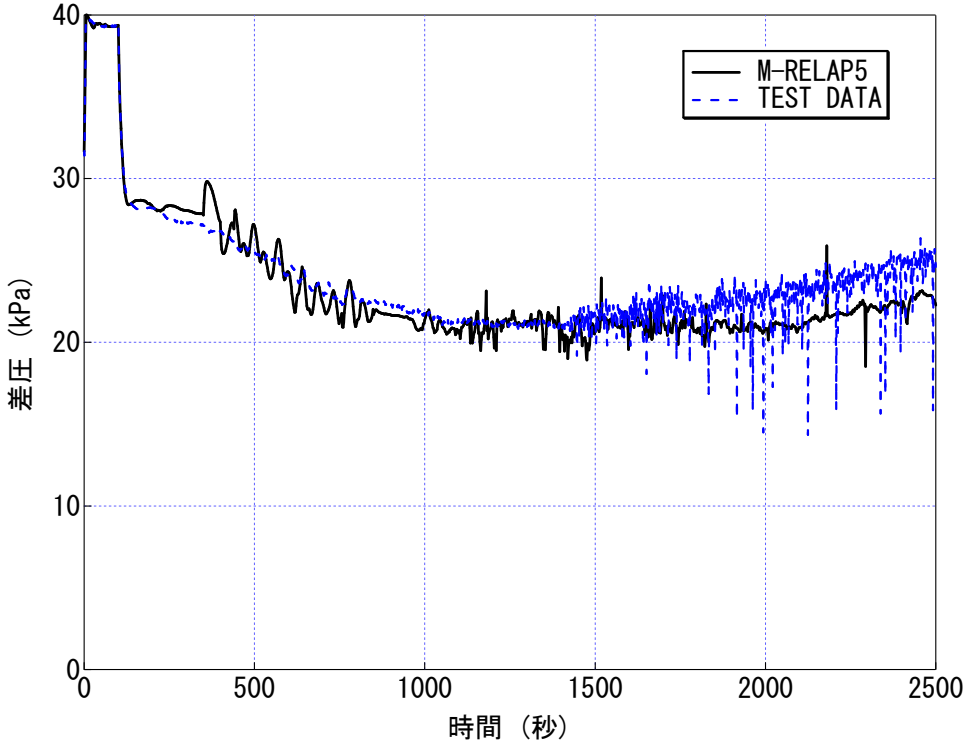
- 圧力低下に伴う、蓄圧タンク流量をM－RELAP5が正しく模擬できている 。
- 蓄圧タンク流量の不確かさは圧力損失に依存するが、有効性評価で対象とする事象では蓄圧タンク圧力と1次系圧力は均圧するため、圧力損失の不確かさは影響しない。

[1] Kumamaru, H., et al., 1989, "ROSA-IV/LSTF 5% Cold Leg Break LOCA Experiment RUN SB-CL-18 Data Report," JAERI-M 89-027.

ROSA/LSTF SB-CL-39試験[1]解析(1)



加圧器圧力

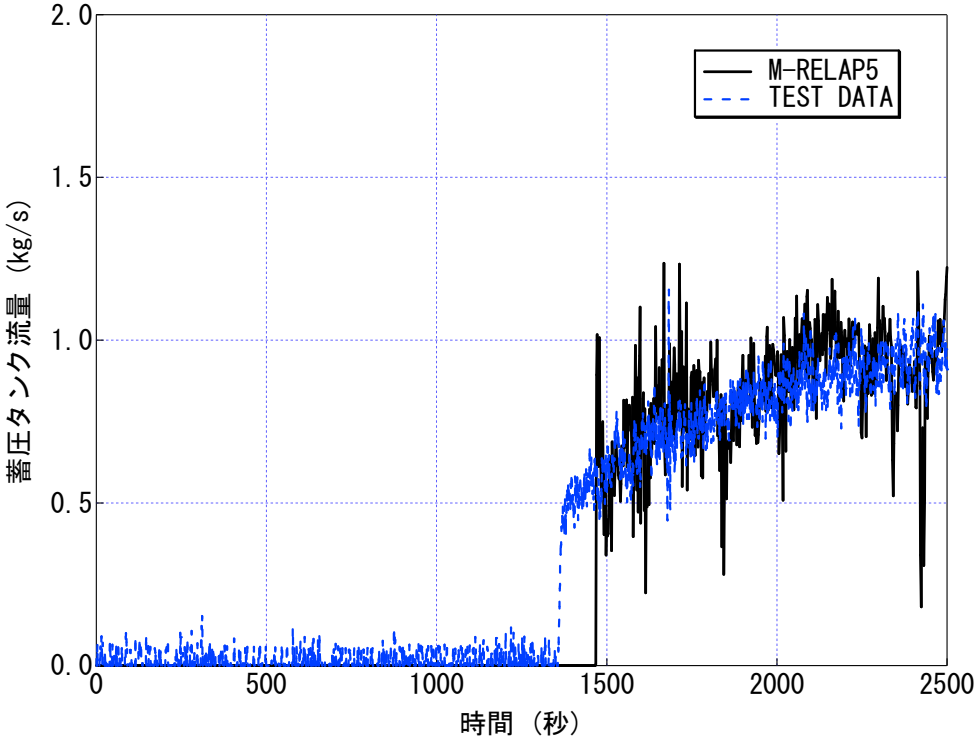


炉心差圧

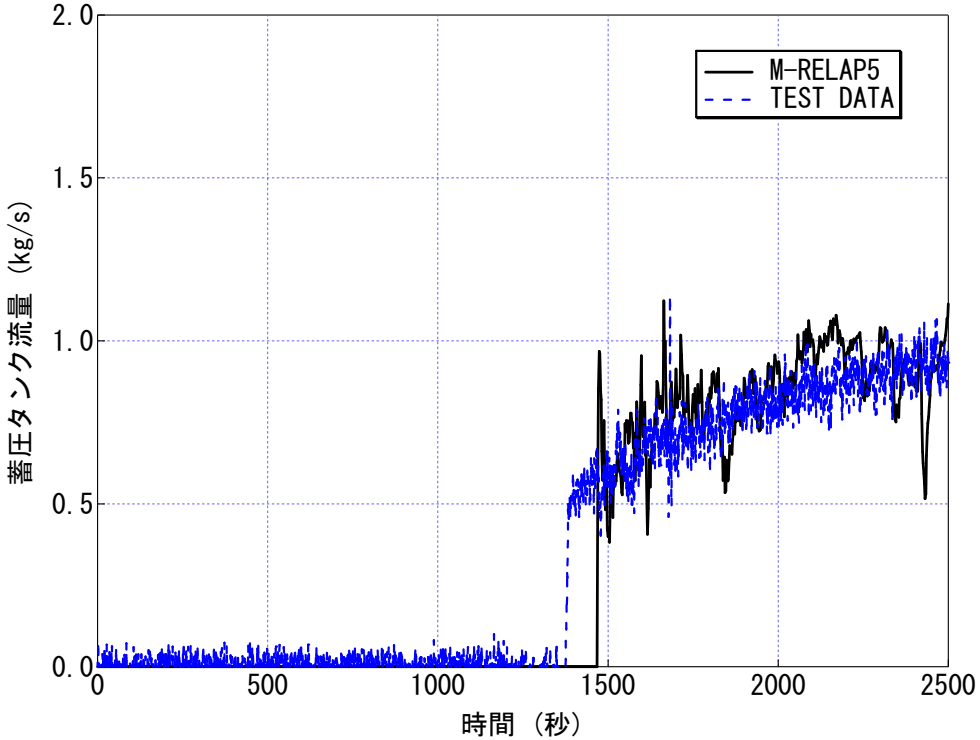
- 小破断LOCA及びその後の2次系強制減圧の運転員操作のシーケンスにおいて、炉心水位、蓄圧タンクの注入挙動、及び1次系の圧力低下挙動を模擬できる。
- M－RELAP5では試験データと比較して減圧が遅くなっており、2次系強制減圧時の1次側と2次側の熱伝達が、試験と比較してM－RELAP5では小さくなっていると考えられる。
- 1次側、2次側の熱伝達の不確かさに起因する1次系圧力の不確かさは最大で+0.5MPaである。

[1] JAEA, "Final Data Report of ROSA/LSTF Test 5-1 (Primary Cooling through Steam Generator Secondary-side Depressurization Experiment SB-CL-39 in JAEA)," July 2008.

ROSA/LSTF SB-CL-39試験[1]解析(2)



ループA 蓄圧タンク流量

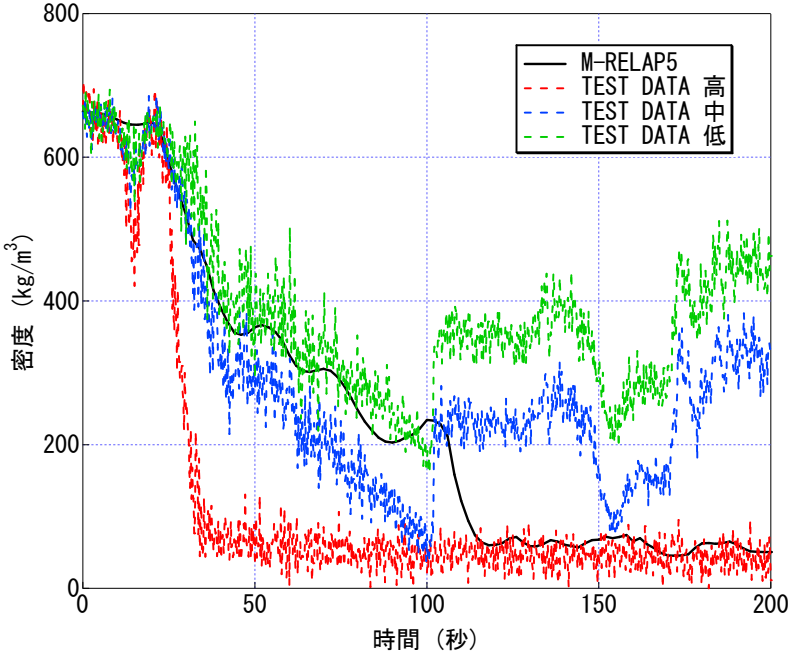


ループB 蓄圧タンク流量

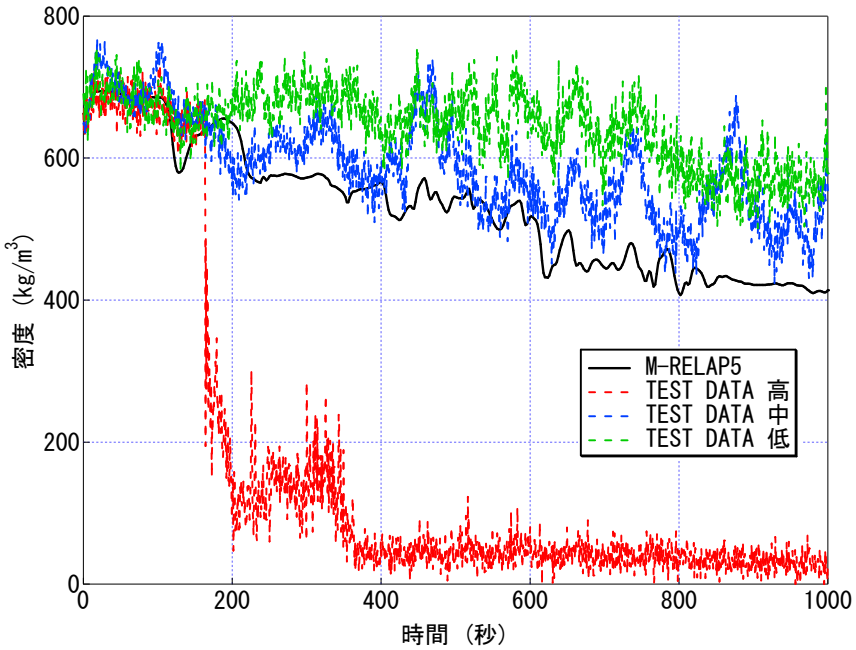
- 1次側と2次側の伝熱の影響による減圧速度の違い、及び試験中の熱伝達による蓄圧タンク圧力の上昇の2つの理由により、M－RELAP5では蓄圧タンク注入のタイミングが遅れている。
- 注入開始後の蓄圧タンク流量は振動を有するものの、試験と同等であるため、蓄圧タンクの不確かさは確認された。

[1] JAEA, "Final Data Report of ROSA/LSTF Test 5-1 (Primary Cooling through Steam Generator Secondary-side Depressurization Experiment SB-CL-39 in JAEA)," July 2008.

ROSA/LSTF 試験[1][2]解析（高温側配管の二相流）



高温側配管密度(SB-CL-18)



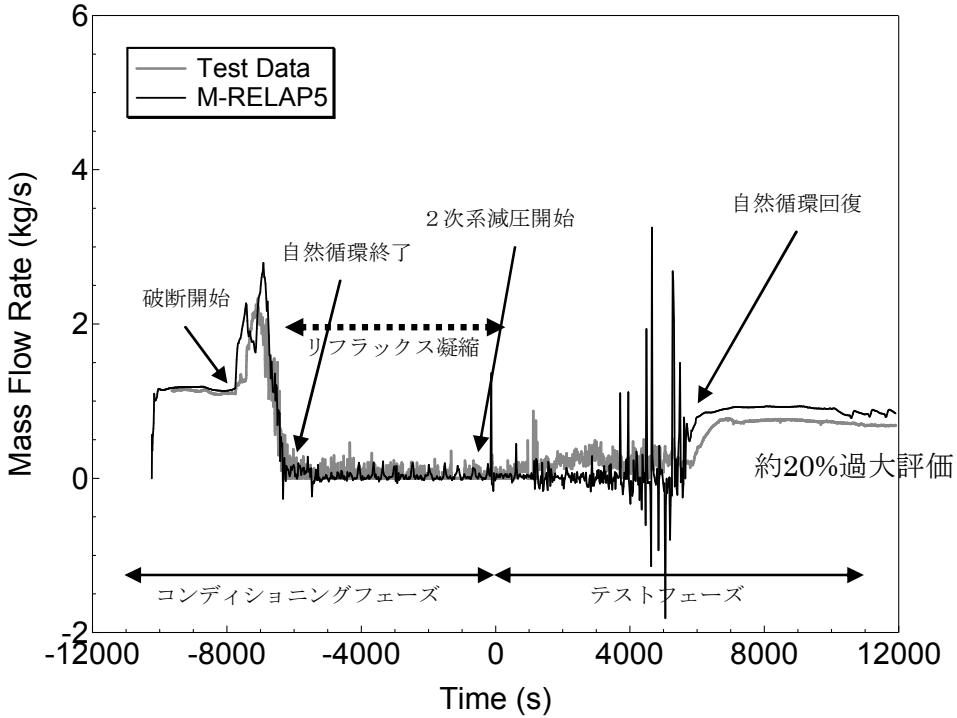
高温側配管密度(SB-CL-39)

- 高温側配管での気液二相流動を概ね良好に予測するものの、並行流（~100sec)ではそのボイド率を若干低く予測し、対向流状態(100sec~)では、高温側配管での蓄水を過小評価する傾向がある。(SB-CL-18)
- 断面平均の密度の低下傾向を良く模擬できており、密度の値は試験データの高い位置・中間位置と低い位置の密度の間に入っており、概ね良く模擬できている。(SB-CL-39)
- 並行流における高温側配管でのボイド率をM－RELAP5は良く予測できるものと考えられる。

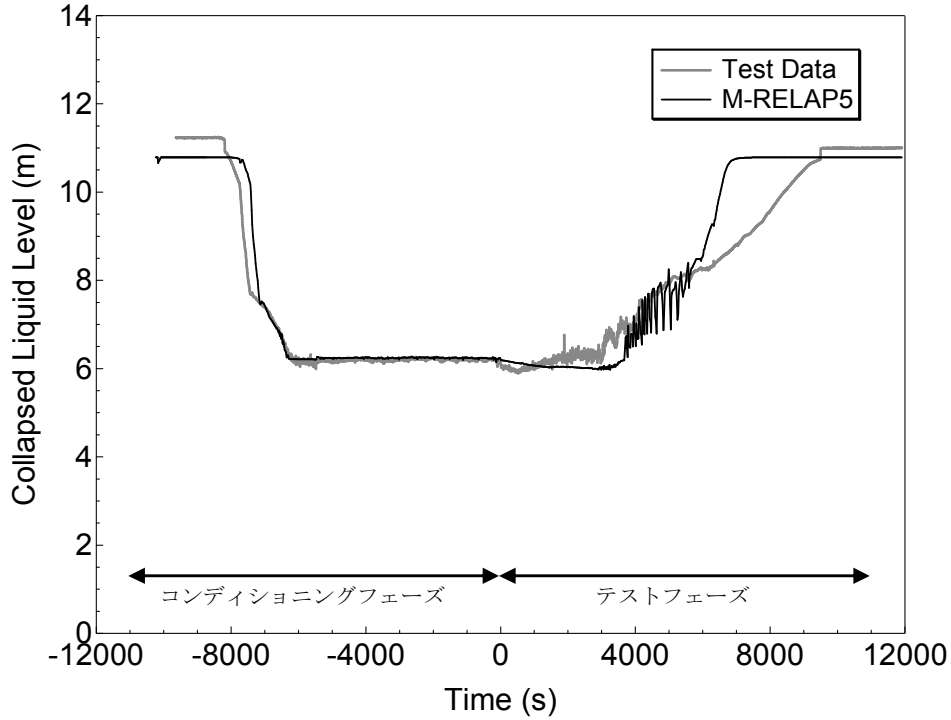
[1] Kumamaru, H., et al., 1989, "ROSA-IV/LSTF 5% Cold Leg Break LOCA Experiment RUN SB-CL-18 Data Report," JAERI-M 89-027.

[2] JAEA, "Final Data Report of ROSA/LSTF Test 5-1 (Primary Cooling through Steam Generator Secondary-side Depressurization Experiment SB-CL-39 in JAEA)," July 2008.

PKL/F1.1試験[1]解析(1)



ループ流量

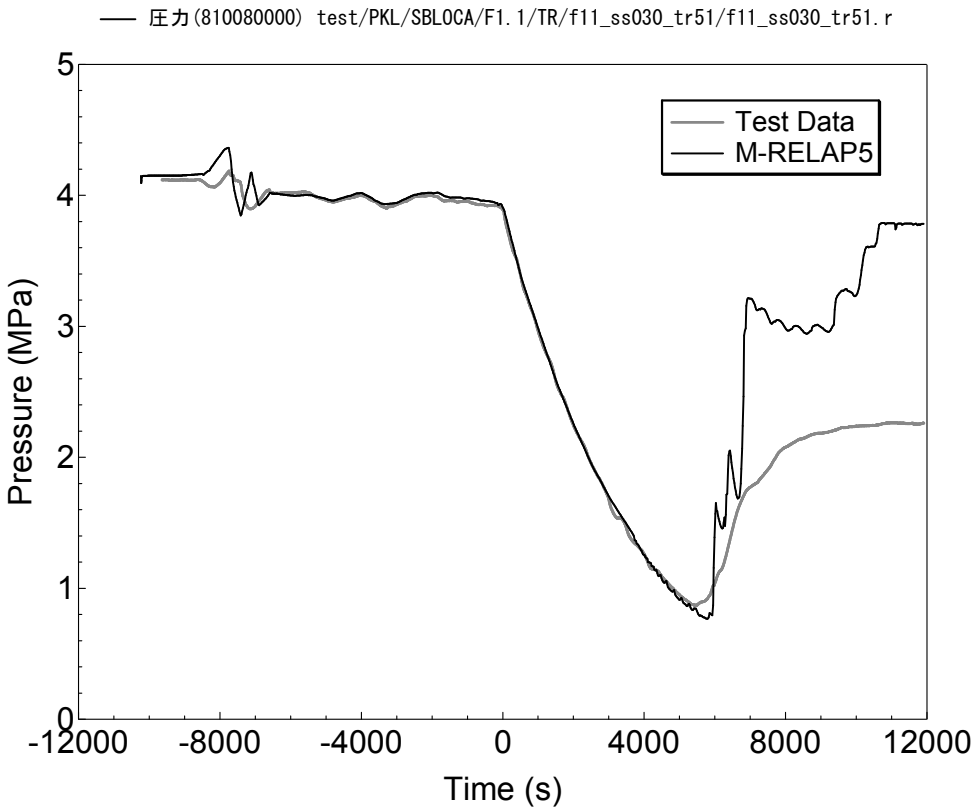


原子炉水位

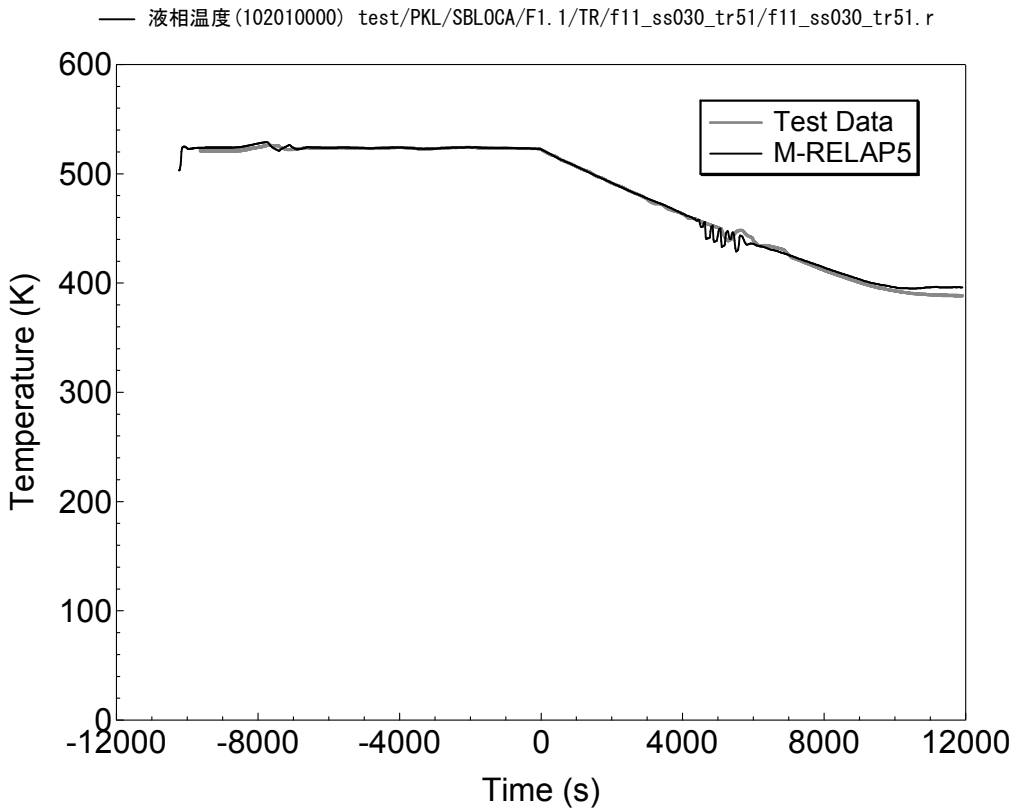
- Ｍ－RELAP5は自然循環回復前のリフラックス冷却期間でのループ流量及び自然循環回復のタイミングを適切に模擬する。
- 自然循環流量の不確かさは、約20%過大評価となる。自然循環の有無は炉心冷却に寄与するが、自然循環状態が維持できていれば、炉心は強制対流熱伝達状態、核沸騰状態により冷却でき、蒸気発生器で2次側の流体に与えられる熱量は変わらないため、1次系の流量の大小は炉心冷却へ影響しない。
- 自然循環回復前の炉心水位挙動、自然循環回復に伴う炉心水位上昇の挙動を妥当に模擬する。

[1] T. Mull et al., "Test PKL III F1.1: Inherent Boron Dilution during SB-LOCA (Break: 21cm2/145 in Cold Leg, ECC Injection by 1 HPSI Pump via Header into all 4 Cold Legs, Cooldown at 56 K/h) in a Non-German Design PWR," FANP NGTT1/05/en/05 Rev.A, December 2005.

PKL/F1.1試験[1]解析(2)



加圧器圧力

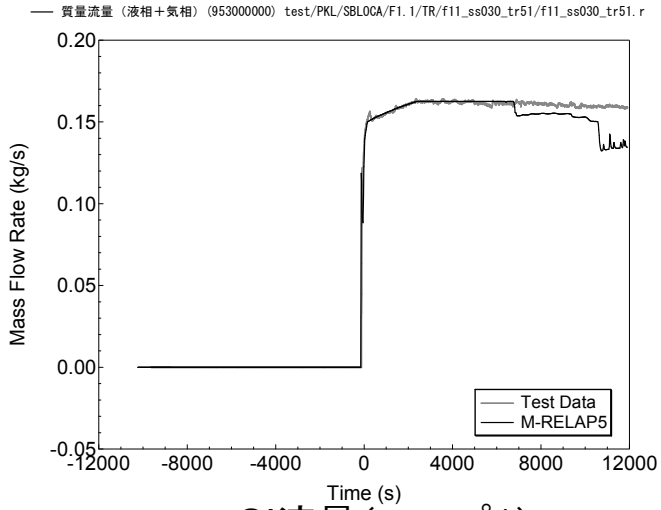


上部プレナム水温

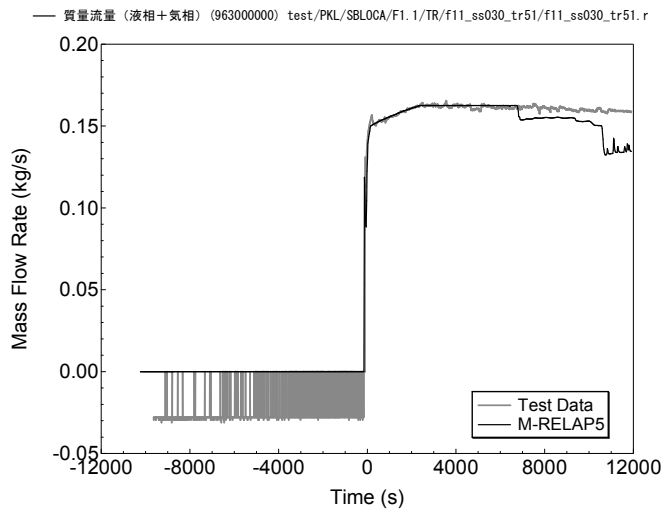
- 破断に伴う減圧と、ECCSからの注水挙動、蒸気発生器2次系冷却の減圧に伴う1次系の温度・圧力の低下、そして、原子炉1次系内のインベントリ分布を適切に予測ており、２次系の強制冷却による1次系の減圧挙動、減温挙動が模擬できている。

[1] T. Mull et al., "Test PKL III F1.1: Inherent Boron Dilution during SB-LOCA (Break: 21cm2/145 in Cold Leg, ECC Injection by 1 HPSI Pump via Header into all 4 Cold Legs, Cooldown at 56 K/h) in a Non-German Design PWR," FANP NGTT1/05/en/05 Rev.A, December 2005.

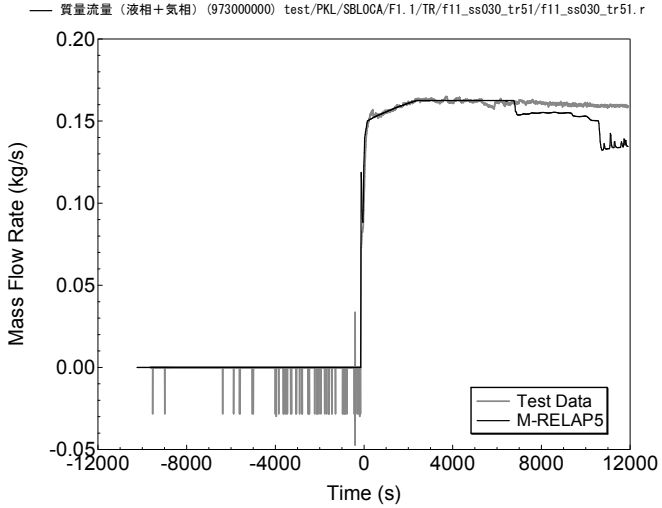
PKL/F1.1試験[1]解析(3)



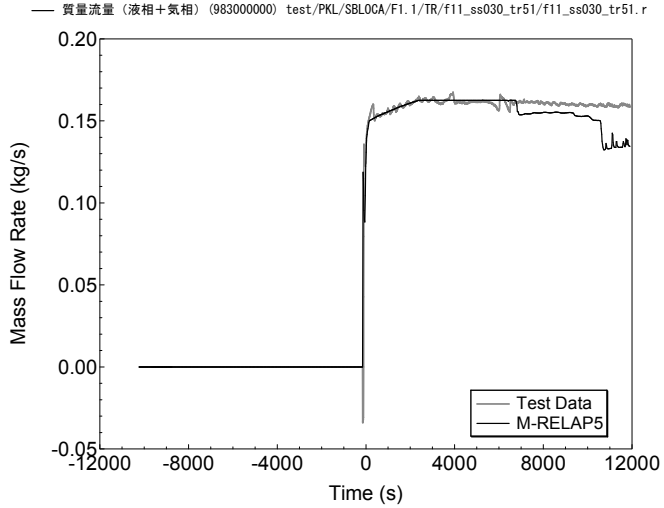
SI流量（ループ1）



SI流量（ループ2）



SI流量（ループ3）

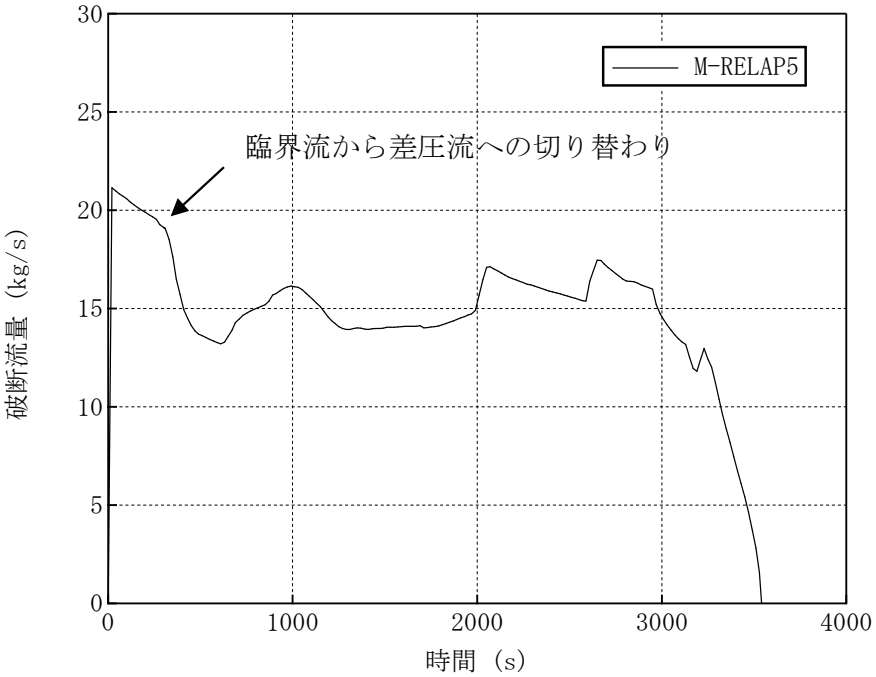


SI流量（ループ4）

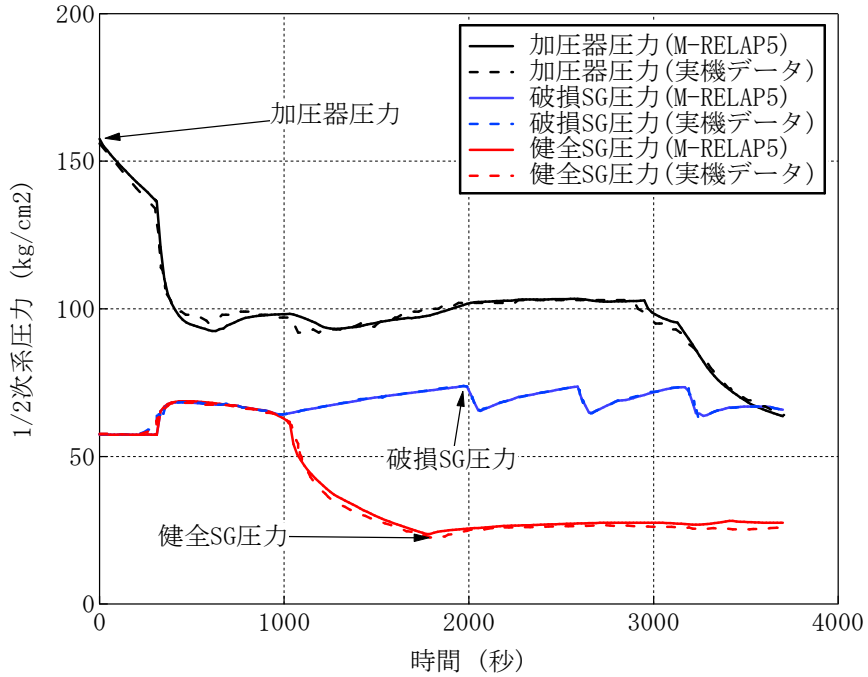
- SI流量についても良く模擬できている。
- 実機解析でのECCS注入流量については注入特性を適切に設定することにより模擬できる。

[1] T. Mull et al., "Test PKL III F1.1: Inherent Boron Dilution during SB-LOCA (Break: 21cm2/145 in Cold Leg, ECC Injection by 1 HPSI Pump via Header into all 4 Cold Legs, Cooldown at 56 K/h) in a Non-German Design PWR," FANP NGTT1/05/en/05 Rev.A, December 2005.

実機での蒸気発生器伝熱管損傷（美浜2号機）[1]解析



蒸気発生器伝熱管損傷における破断流量の応答



蒸気発生器伝熱管損傷における1・2次系圧力

- 破断流量の推移に応じた加圧器圧力の推移となっており、加圧器圧力の推移は実機測定データと良く一致していることから、臨界流による破断流量についても適切な予測ができている。

[1] 関西電力㈱美浜発電所2号機　蒸気発生器伝熱管損傷事象について，　通商産業省資源エネルギー庁，　平成3年11月

実機解析への適用性(1)

- 炉心水位（沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流）
  - 流動の不確かさにより、Ｍ－RELAP5は炉心水位の低下開始を数百秒早く予測する可能性があるものの、炉心が露出した場合の炉心の二相水位を精度よく予測し、沸騰・ボイド率変化、及び気液分離・対向流に適用できる。
- 燃料棒表面熱伝達
  - 膜沸騰熱伝達モデルについて、Bromley、修正Dougall-Rohsenowの相関式を用いており、Ｍ－RELAP5は被覆管温度を高く予測するため、燃料棒表面熱伝達に適用できる。
- 冷却材流量変化（自然循環時）
  - ２次系強制冷却の運転員操作時の自然循環流量、炉心水位の回復挙動を良く模擬しており、自然循環時の冷却材流量変化に適用できる。
- リフラックス冷却（１次系の気液分離・対向流）
  - ２次系強制冷却の運転員操作時において、リフラックス時の物理挙動、炉心での不均一な冷却が存在する場合のヒートアップ挙動を模擬できる。なお、実機解析においては、水位は上部プレナムの高い位置に維持されているため、不均一なヒートアップは発生しない。

実機解析への適用性(2)

- １次系からの冷却材放出
  - １次系から2次系への冷却材の放出について、実機美浜2号機の事故時解析により、破損SG水位の上昇速度がＭ－RELAP5と実機データで同等であり、放出流量は精度よく計算できている 。
  - １次系からの冷却材放出は不確かさが大きいが、有効性評価解析ではスペクトル解析を実施することで不確かさの被覆管温度への影響について評価・考察する、漏洩量に関して過大評価するように入力設定をする、または、漏洩量を大きく評価するように入力を設定するため、Ｍ－RELAP5は1次系からの冷却材放出に適用できる。

実機解析への適用性(3)

- 加圧器の気液熱非平衡、水位変化、加圧器からの冷却材放出
  - LOFT L9-3試験解析では種々の冷却材放出過程を経るが、何れの期間においても、加圧器水位は事象初期から試験結果と差が拡大しておらず、加圧器満水状態での加圧器インサージによる圧力上昇も模擬できていることから、加圧器水位変化及び加圧器からの冷却材放出が模擬できている。
  - Ｍ－RELAP5は並行流では減圧に伴う高温側配管での密度又は水位の低下を精度よく計算できるが、対向流においては、気液界面摩擦を小さく計算することにより、ボイド率を大きく模擬する。有効性評価解析のフィードアンドブリード運転では、高温側配管の流れは並行流が主流であり、高温側配管のボイド率計算の不確かさの影響は大きくない。
  - Ｍ－RELAP5では、高温側配管からサージラインをつなぐジャンクションの流れについては、高温側配管のボイド率状態の二相流体（ボイド率約0.2の二相流体）が、ほぼ均質流でサージ管に流れ込む模擬としている。実際には、高温側配管が成層化おり、エントレインがあったとしても、蒸気の方が多くサージ管側に流れ込むため、蒸気放出量が多くなり、減圧が早くなる。そのため、Ｍ－RELAP5による有効性評価解析は、有効性評価でのフィードアンドブリード運転時には、１次系の圧力が下がりにくく、ECCSからの注入が遅れ、炉心が露出しやすい評価となる。

実機解析への適用性(4)

- 強制注入系特性、蓄圧タンク注入特性
  - ECCS注入流量については、実機解析においては適切なポンプ特性（Q-Hカーブ）を設定し、入力する。
  - 有効性評価解析においては、入力にて蓄圧タンクの初期圧力・水量・水温の不確かさを考慮することにより、Ｍ－RELAP5は蓄圧タンク注入特性に適用できる。
- １次側・２次側の熱伝達
  - ROSA/LSTF SB-CL-39では、減圧操作時の１次系の減圧時に、最大で0.5MPaの不確かさがあり、Ｍ－RELAP5では試験と比較し減圧が遅い。
  - LOFTの試験解析より、加圧事象での１次系温度・圧力をそれぞれ2℃、0.2MPaの不確かさで模擬できている。
- ２次側水位変化・ドライアウト
  - LOFT L9-3の試験解析において、蒸気発生器保有水量に対する除熱量について、Ｍ－RELAP5は不確かさが小さく、Ｍ－RELAP5は2次側水位変化に対するドライアウト特性に適用できる。

実機解析への適用性(5)

- 妥当性確認結果は、2,3,4ループ共通の妥当性確認として適用性を有するとともに、得られた不確かさについても、実機PWRの有効性評価解析に適用できる。重要現象に対するM－RELAP5コードの不確かさを表に示す。

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	不要	入力値に含まれる
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTF ROSA SB-CL-18	0%~-40%
	被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	不要	95%信頼区間の上限
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTF ROSA SB-CL-18	炉心水位：0m~-0.3m コードでは、炉心水位低下が数百秒早く評価する可能性あり
1次冷却系	冷却材流量変化（自然循環時） 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL/F1.1	約 20%過大評価
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	Marviken 実機での蒸気発生器伝熱管損傷（美浜2号機）	サブクール臨界流：±10% 二相臨界流：-10%~+50%
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF SB-CL-39 PKL/F1.1	原子炉圧力：0~+0.5MPa
	気液分離・対向流	流動様式	ROSA/LSTF SB-CL-39 PKL/F1.1	原子炉圧力：0~+0.5MPa （凝縮量または熱伝達の不確かさについて、1次系圧力で定量化）
	ECCS 強制注入（充てん系含む）	ポンプ特性モデル	PKL/F1.1	入力値に含まれる
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	ROSA/LSTF SB-CL-18 ROSA/LSTF SB-CL-39	入力値に含まれる
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1 LOFT L9-3	1次冷却材温度：±2℃ 原子炉圧力：±0.2MPa
	水位変化	2流体モデル	LOFT L6-1 LOFT L9-3	
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	LOFT L9-3	
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF SB-CL-39 PKL/F1.1 LOFT L6-1 LOFT L9-3	減圧時 原子炉圧力：0~+0.5MPa 加圧時 1次冷却材温度：±2℃ 原子炉圧力：±0.2MPa
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	不要	入力値に含まれる
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L9-3	ドライアウト特性を適切に模擬 1次冷却材温度：±2℃ 原子炉圧力：±0.2MPa
	2次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	不要	入力値に含まれる

有効性評価への適用性

不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）（1／2）

(1) 崩壊熱

– 評価目的に応じて不確かさを崩壊熱を大きくするように考慮しているため、有効性評価解析では被覆管温度は高めに評価される。

(2) 燃料棒表面熱伝達

– Bromley及び修正Dougall-Rohsenowモデルを採用していることにより、有効性評価解析では被覆管温度は高めに評価される。

(3) 被覆管酸化

– 酸化量・酸化反応熱を高めに評価するモデルを採用しているため、被覆管温度を高めに評価する。

(4) 炉心水位（沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流）

– 炉心水位の0.3m程度の不確かさが考えられるが、有効性評価解析、運転操作の余裕への影響は小さい。有効性評価解析ではボイルオフでの水位低下開始を数百秒早く評価する可能性があり、被覆管温度を高めに評価する可能性がある。

(5) 自然循環（冷却材流量変化（自然循環時）、圧力損失）

– 自然循環流量を、約20%過大評価するが、自然循環状態が維持できていれば、1次系の流量の大小には大きく依存せず炉心の冷却は維持される。

(6) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[1次冷却系]

– 破断流モデルは不確かさが大きいが、「ECCS注水機能喪失」では、破断面積のスペクトル解析を実施し破断流量の不確かさの被覆管温度への影響をについて評価・考察している。

– 「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」では、初期の破断流量が実機の設計破断流量となるように入力で調整するため、事象初期の不確かさの影響は無いが、二相臨界流については試験データより多めに評価することから、実際の破断流量は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなる。

– 「蒸気発生器伝熱管損傷」の破断流量は適切に評価できている。

(7) ECCS強制注入（充てん系含む）

– 評価目的に応じ、被覆管温度を高く評価するように、または漏洩量を大きく評価するように設定する。

(8) ECCS蓄圧タンク注入

– 入力条件にて初期水量・温度・圧力の不確かさを考慮し、流量が小さくなるように設定するため、被覆管温度は過大評価となる。

有効性評価への適用性

不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）（２／２）

(9) 加圧器の重要現象

- 「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、解析コードにおいては、1次系温度及び圧力は試験データと良く一致しているが、1次系温度に対して±2℃、1次系圧力に対して±0.2MPaの不確かさがある。
- 「インターフェイスシステムLOCA」「蒸気発生器伝熱管損傷」については、加圧器逃がし弁からの放出は蒸気単相であり、不確かさは小さい。

(10) １次側・2次側の熱伝達

- 「2次冷却系からの除熱機能喪失」については、蒸気発生器保有水量低下に伴う加圧時の不確かさは、加圧器の重要現象の不確かさと合わせ、1次系温度に対して±2℃、1次系圧力に対して±0.2MPaである。
- 「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」「ECCS注水機能喪失」「インターフェイスシステムLOCA」「蒸気発生器伝熱管損傷」については蒸気発生器での1次側・2次側の熱伝達を小さく評価している可能性があり、1次系の減圧速度を遅く評価している可能性がある。蒸気発生器での1次側・2次側の熱伝達の不確かさはECCSからの注入を遅くするため、M－RELAP5は被覆管温度を高く、漏洩量を多く評価する。

(11) ２次側給水（主給水・補助給水）

- 2次系強制冷却の運転操作時の1次系の減圧速度を遅くするように入力で設定する。

(12) ２次側水位変化・ドライアウト

- 高めの崩壊熱を用いていることと合わせると、ドライアウト時間への余裕は増える方向であり、問題ない。さらに、2次側水量の不確かさは小さいことをLOFT試験解析にて確認できている。

(13) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[蒸気発生器]

- 設計圧力で設計流量が放出されるように入力で設定し、2次系からは蒸気単相のみが臨界流として放出されるため、不確かさの影響は無い。

➢ 重要現象の不確かさ、被覆管温度を過大評価、又は漏洩量を過大評価する方向に寄与し、有効性評価解析は評価指標の観点で厳しい評価となっている。

有効性評価への適用性

不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）

（1） 2次系強制冷却

– 運転操作の起点への影響

- 実機ではM-RELAP5の評価よりインベントリが多い状態で蓄圧タンク、低圧注入からの炉心注入が期待できるため、破断流量の不確かさは問題無い。

– 運転操作後の減圧への影響

- Ｍ－RELAP5の評価より実際の減圧速度が速くなるため、減圧後の蓄圧タンク隔離弁の閉止操作が早くなる可能性がある。この操作は2次系強制冷却開始後十分時間が経過した後であり、運転員は十分操作を実施できるため、コードの不確かさは運転操作の可否には影響しない。
- 「インターフェイスシステムLOCA」における加圧器逃がし弁の開閉操作、ECCSから充てん系への切替操作等に影響を与えるが、2次系強制冷却開始後十分時間が経過した後であり、操作が早くなったとしても運転員は十分操作を実施できるため、コードの不確かさは運転操作の可否には影響しない。

– 運転操作後に発生する自然循環への影響

- Ｍ－RELAP5は自然循環流量を約20%過大評価するが、自然循環が発生している場合、Ｍ－RELAP5は2次側の状態を良く模擬できているため、自然循環流量の不確かさが運転操作に与える影響は無い。

（2） フィードアンドブリードの運転操作

– 運転操作の起点への影響

- 蒸気発生器の広域水位0%を起点に実施するが、LOFTの L9-3で確認した通り、Ｍ－RELAP5の蒸気発生器保有水量評価の不確かさは小さいため、この運転操作への影響も小さい。
- フィードアンドブリード操作に対して、圧力評価に0.2Mpaの不確かさがあり、蒸気発生器水位を低めに評価しており、運転員操作の開始が早くなるが、実機の操作の観点からは問題ない。

– 運転操作後の影響

- フィードアンドブリード後のRHR運転への移行については、2次系強制冷却の運転操作と同様に、十分時間が経過した後であり、操作が早くなったとしても運転員は十分操作を実施できるため、コードの不確かさは運転操作の可否には影響しない。

➢ 以上より、運転員操作への影響を考慮しても、実機運用上は時間余裕が増える方向であり、有効性評価解析で確認できた運転員操作の妥当性については実機運転においても適用できる。

有効性評価への適用性

重要現象の不確かさ(1/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる	評価目的に応じた不確かさを大き目に考慮した崩壊熱曲線を採用するため、有効性評価解析では被覆管温度を高めに評価する。また、炉心の冷却水の蒸散を大きくするため、有効性評価解析では炉心水位を低く評価する。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	0%~-40%	燃料棒表面熱伝達は最大で 40%程度低めに評価している可能性があるため、有効性評価解析では炉心露出部の被覆管温度を高く評価する。 炉心露出時の熱伝達係数の不確かさは被覆管温度への影響は大きいが、炉心・1次系の流動（炉心水位）への影響は大きくない。
	被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	95%信頼区間の上限	評価目的に応じた、不確かさの範囲で酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用するため、酸化発熱を大きく評価し、有効性評価解析では被覆管温度を高めに評価する。被覆管酸化は炉心露出時に顕著となるため、炉心・1次系の流動（炉心水位）への影響は大きくない。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	ボイドモデル 流動様式	炉心水位： 0m~-0.3m コードでは、炉心水位低下が数百秒早く評価する可能性あり	解析コードにおいては、炉心水位を最大 0.3m 低めに評価し、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性があることから、炉心露出を早めに評価することとなる。よって、炉心水位に対する不確かさにより、実際の炉心水位は高めとなることから、炉心露出に対する進展は遅くなり、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。
1次冷却系	冷却材流量変化（自然循環時） 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	約 20%過大評価	解析コードにおいては、自然循環流量を約 20%過大に評価するが、自然循環の発生は流量の大小に係わらず炉心で発生した崩壊熱を蒸気発生器で除熱できていることを示していることから、炉心冷却に直接の影響はない。

有効性評価への適用性

重要現象の不確かさ(2/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
1次冷却系	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	サブクール臨界流：±10% 二相臨界流：-10%~+50%	「ECCS 注水機能喪失」は、破断面積のスペクトル解析を実施し破断流量の不確かさの被覆管温度への影響をについて評価・考察している。 「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCP のシール LOCA 又はシールリークを仮定するが、初期の破断流量が実機の設計破断流量となるように入力で調整するため、事象初期においては、不確かさの影響は無いが、二相臨界流については試験データより多めに評価することから、実際の破断流量は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系温度、圧力の低下が抑制される。 「蒸気発生器伝熱管損傷」の破断流量は適切に評価できていることを確認している。 「インターフェイスシステム LOCA」については、各プラントの実力評価と比較し、設定した破断面積では破断流量が大きくなることを確認しており、有効性評価では、漏洩量を大きく評価する。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	原子炉圧力：0~+0.5MPa	「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」「ECCS 注水機能喪失」「インターフェイスシステム LOCA」「蒸気発生器伝熱管損傷」については、減圧時に1次系圧力が高い領域では1次系圧力を最大 0.5MPa 高めに評価する。よって、1次系圧力に対する不確かさにより、実際の1次系圧力は低めとなることから、漏えい量が少なくなることで炉心露出に対する進展は遅くなり、1次系保有水量の低下が抑制され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。
	気液分離・対向流	流動様式	原子炉圧力：0~+0.5MPa （凝縮量または熱伝達の不確かさについて、1次系圧力で定量化）	「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」「ECCS 注水機能喪失」「インターフェイスシステム LOCA」では、リフラックス冷却状態が発生する可能性がある。リフラックス冷却状態は崩壊熱、蒸気発生器での凝縮量、CCFL に依存する。崩壊熱、CCFL はそれぞれ適切なモデルを使用しているため、不確かさの影響は無い。そのため、リフラックス冷却の不確かさは蒸気発生器での凝縮量（除熱）に依存する。不確かさ及びその影響は蒸気発生器の1次側・2次側の熱伝達で確認している。 リフラックス冷却時の炉心での不均一な冷却が生じた場合でもヒートアップを模擬できるモデルを使用するが、「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」においては炉心は冠水しており、このモデルの影響は受けない。

有効性評価への適用性

重要現象の不確かさ(3/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
1次冷却系	ECCS 強制注入（充てん系含む）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	強制注入系の流量特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力し、ポンプ流量の不確かさの範囲で被覆管温度を高めに、漏洩量を大目に評価するように設定する。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる	入力条件として、初期温度・圧力・水量の不確かさを考慮し、初期条件の不確かさの範囲で被覆管温度を高めに評価するように設定する。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	1次冷却材温度： ±2℃ 原子炉圧力： ±0.2MPa	「2次冷却系からの除熱機能喪失」については、加圧器の重要現象の不確かさは、蒸気発生器での熱伝達の不確かさと合わせ、1次系温度及び圧力は試験データと良く一致しているが、不確かさは1次系温度に対して±2℃、1次系圧力に対して±0.2MPa である。 よって、1次系温度及び圧力に対する不確かさの影響は以下の通りとなる。 温度圧力を過大評価している場合、実際の1次系圧力及び温度は低めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入系による炉心注水量が多くなるため、炉心露出に対する進展は遅くなり、1次系保有水量の低下が抑制され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。 温度圧力を過小評価している場合、実際の1次系圧力及び温度は高めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が多く、高圧注入系による炉心注水量が少なくなるため、炉心露出に対する進展は早くなり、1次系保有水量の低下が促進され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなる。
	水位変化	2流体モデル		
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル		「2次冷却系からの除熱機能喪失」については上記の通りである。 「インターフェイスシステム LOCA」「蒸気発生器伝熱管損傷」については、加圧器逃がし弁からの放出は蒸気単相であり、不確かさは小さい。

有効性評価への適用性

重要現象の不確かさ(4/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	減圧時 原子炉圧力: 0~+0.5MPa 加圧時 １次冷却材温度: ±2℃ 原子炉圧力: ±0.2MPa	「2次冷却系からの除熱機能喪失」については、蒸気発生器保有水量低下に伴う加圧時の不確かさは、加圧器の重要現象の不確かさと合わせ、1次系温度に対して±2℃、1次系圧力に対して±0.2MPa である。よって、1次系温度及び圧力に対する不確かさの影響は以下の通りとなる。 温度圧力を過小評価している場合、実際の1次系圧力及び温度は高めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が多く、高圧注入系による炉心注水量が少なくなるため、炉心露出に対する進展は早くなり、1次系保有水量の低下が促進され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなる。 温度圧力を過大評価している場合、実際の1次系圧力及び温度は低めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入系による炉心注水量が多くなるため、1次系保有水量が多くなることで、炉心露出に対する進展は遅くなり、1次系保有水量の低下が抑制され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。 「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」「ECCS 注水機能喪失」「インターフェイスシステム LOCA」「蒸気発生器伝熱管損傷」については、2次系強制冷却の運転操作時に1次系圧力が高い領域では原子炉圧力を最大 0.5MPa 高めに評価するため、ECCS からの注入を遅くし、被覆管温度を高めに、漏洩量を多めに評価する。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	入力値に含まれる	有効性評価解析では、設計圧力で設計流量が放出されるように入力で設定し、2次系からは蒸気単相のみが臨界流として放出されるため、不確かさの影響は無い。
	２次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	ドライアウト特性を適切に模擬 １次冷却材温度: ±2℃ 原子炉圧力: ±0.2MPa	LOFT 試験解析にて、加圧事象を模擬できており、高めの崩壊熱を用いていることと合わせると、運転操作の余裕は増える方向であり、問題ない。「2次冷却系からの除熱機能喪失」での運転操作は広域水位 0%、つまり蒸気発生器2次側水量無しを起点としており、2次側水量の不確かさは小さいため、運転操作への影響も小さい。
	2次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	2次側給水の流量は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力し、ポンプ流量の不確かさの範囲で被覆管温度を高めに評価するように設定する。

第2部　SPARKLE-2

重要現象の特定

【事故シーケンスと評価指標（1/2）】

○SPARKLE－2コードが適用される事故シーケンスグループは原子炉停止機能喪失（ATWS）であり、事故シーケンスとして「主給水流量喪失＋ATWS」が選定されている。

○「主給水流量喪失＋ATWS」の事象進展

・主給水流量喪失時の原子炉トリップ失敗を想定するため、高出力状態が維持され、蒸気発生器2次側保有水が減少し、蒸気発生器の除熱能力が著しく低下。

・補助給水が蒸気発生器に供給されない場合、原子炉圧力が増加し、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損の可能性が生じる。

・ATWS緩和設備として、主蒸気ライン隔離により主蒸気を遮断し、1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度フィードバック効果により原子炉出力の抑制を図り、その後、補助給水により炉心の冷却を確保し、事象収束に向かう。

重要現象の特定

【事故シーケンスと評価指標(2/2)】

○主給水流量喪失＋ATWSと同様に、2次系の除熱が悪化し、原子炉圧力が増加する事象である「負荷の喪失＋ATWS」の有効性評価にも、SPARKLE－2コードが適用される。

・主給水流量喪失＋ATWSでは、ATWS緩和設備による主蒸気ライン隔離により原子炉出力が低下するのに対し、負荷の喪失＋ATWSでは、蒸気負荷の喪失により原子炉出力が事象開始直後に低下する点は異なる。

・しかし、1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度フィードバック効果により原子炉出力が抑制されること、補助給水が蒸気発生器に供給されないと原子炉圧力の増加により原子炉冷却材圧力バウンダリの破損の可能性が生じることなど、その他の事象進展は主給水流量喪失＋ATWSと同様。

○このような事象進展を踏まえ、「主給水流量喪失＋ATWS」および「負荷の喪失＋ATWS」における重要現象の抽出にあたっては、原子炉圧力を評価指標とする。

※：以下、本資料では、「主給水流量喪失＋ATWS」と「負荷の喪失＋ATWS」を合わせて「ATWS」という。

物理現象に対するランク付け

事象進展を踏まえ、ATWSを対象に、評価指標である原子炉圧力及び運転操作への影響度合いに応じて、ATWS事故シーケンスグループで生じるとして抽出された物理現象をランク付け。「H」／「M」に選定された物理現象を重要現象として抽出。

－原子炉圧力に直接影響を与える物理現象に加え、1次冷却材の膨張量に影響を与える1次冷却材温度変化及び原子炉出力変化に係る物理現象も相対的に高いランク

ランク	ランクの定義	取り扱い
H	評価指標及び運転操作に対する影響度が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する
M	評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする
L	評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない
I	評価指標に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない

物理現象のランク

ATWSを対象に、評価指標である原子炉圧力に対する影響度合いに応じて、ランクをH／M／L／Iに分類。H／Mに選定された物理現象を重要現象と分類。

物理領域	物理現象			ランク
炉心（核）	(1)	中性子動特性（核分裂出力）		H
	(2)	出力分布変化		L
	(3)	フィードバック効果	ドップラ効果	H
			減速材密度効果	H
			ほう素濃度効果	L
			動特性パラメータ	L
	(4)	制御棒効果		I
	(5)	崩壊熱		M
炉心（燃料）	(6)	燃料棒内温度変化		H
	(7)	燃料棒表面熱伝達		L
	(8)	限界熱流束(CHF)		I
炉心（熱流動）	(9)	3次元熱流動		L
	(10)	沸騰・ボイド率変化		H
	(11)	圧力損失		L
	(12)	ほう素濃度変化		L

物理領域	物理現象		ランク
1次冷却系	(13)	冷却材流量変化 (強制循環時／自然循環時)	L
	(14)	沸騰・凝縮・ボイド率変化	L
	(15)	圧力損失	L
	(16)	構造材との熱伝達	L
	(17)	ほう素濃度変化	L
加圧器	(18)	気液熱非平衡	H
	(19)	水位変化	H
	(20)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	H
蒸気発生器	(21)	1次側・2次側の熱伝達	H
	(22)	冷却材放出（臨界流・差圧流）	H
	(23)	2次側水位変化・ドライアウト	H
	(24)	2次側給水(主給水・補助給水)	H

SPARKLE－2コードの概要

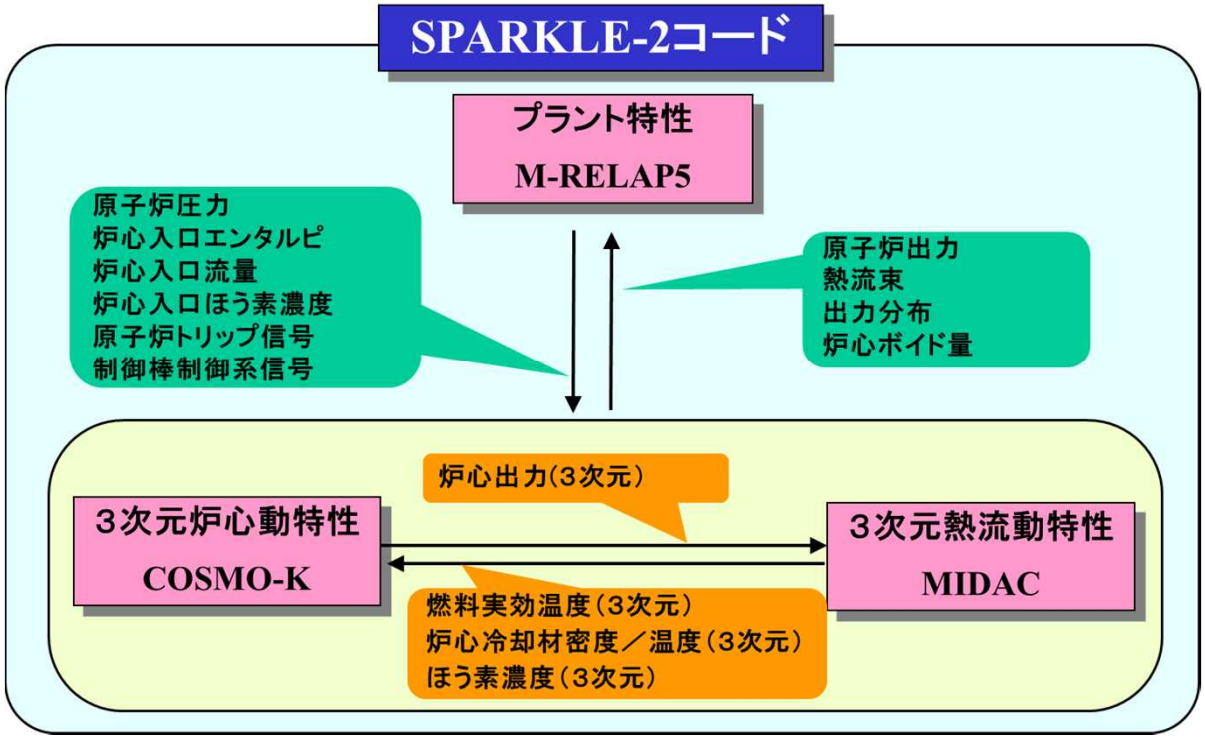
【SPARKLE－2コードの概要】

３つの要素コードを動的に結合し、１次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細プラント過渡特性解析コード

－プラント特性コード　　M－RELAP5

－3次元炉心動特性コード　　COSMO－K

－3次元炉心熱流動特性コードMIDAC



SPARKLE－2コードの概要

【SPARKLE－2コードの解析モデル】

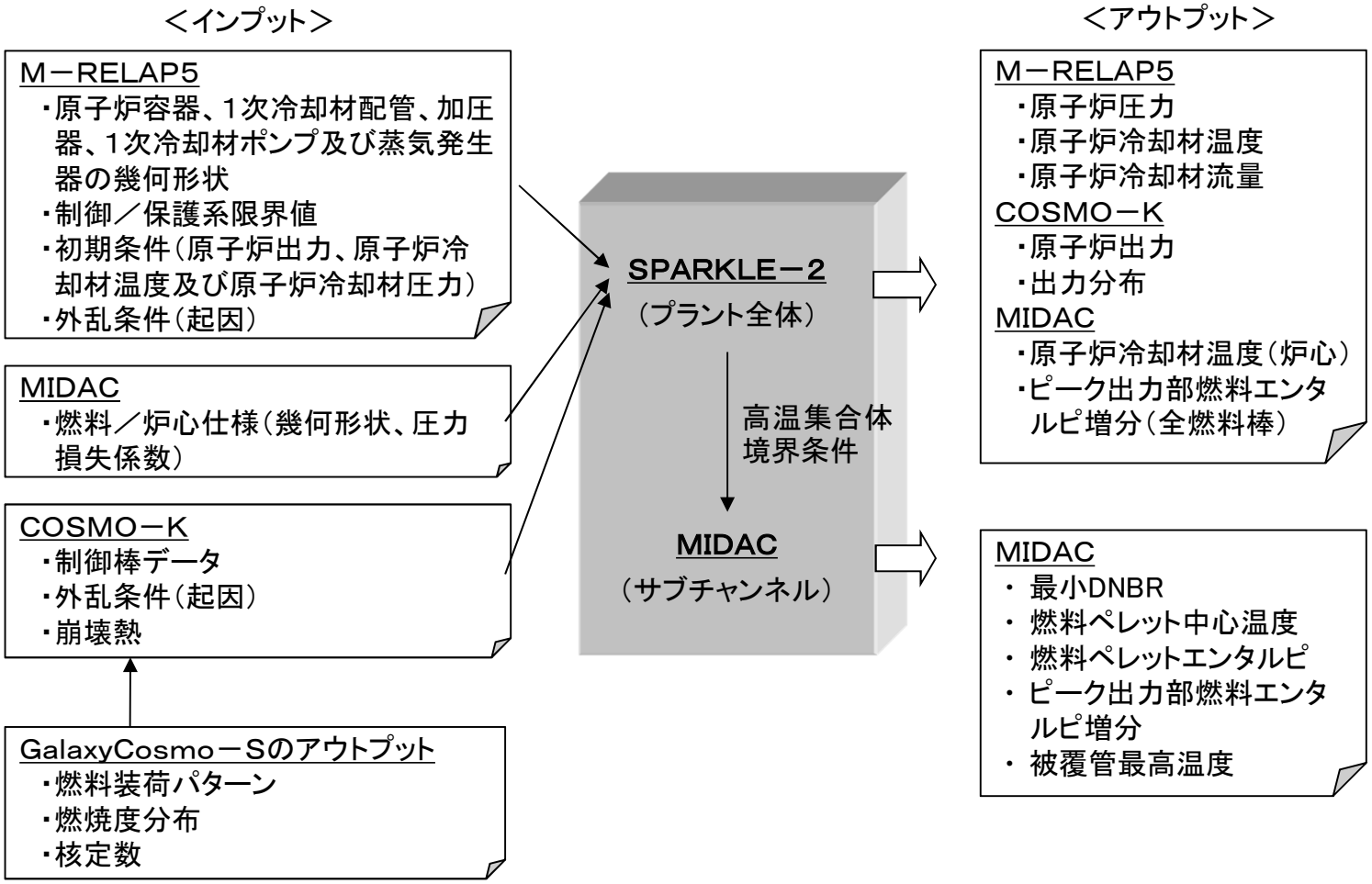
項　目		計算モデル
プラント特性 (M-RELAP5)	1次冷却系の モデリング	1次冷却系を多数のノードに分割 (ボリュームジャンクション法)
	流動の基本式	非定常2流体6保存、気液各相に対し質量、エネルギー、運動量保存則を適用
	流動様式	水平方向・垂直方向で複数の流動様式を模擬
	ボイドモデル	流動様式に応じた構成式により模擬 (Chexal-Lellouche)
	数値解法	半陰解法
	臨界流モデル	サブクール臨界流：Henry-Fauskeモデル 二相臨界流：Moodyモデル 蒸気単相：Ransom-Trappモデル
	1次冷却材ポンプの 挙動	流体との相互作用を考慮した動的モデル
	加圧器モデル	水位を精緻に計算するため、軸方向に多数にノードを分割 加圧器逃し弁・安全弁からの放出はサブクール、二相臨界流共にHenry-Fauskeモデルを適用
	蒸気発生器モデル	2次側を多ノード非平衡／伝熱管熱伝達モデル／ポンプ特性モデル

項　目			計算モデル
炉心動特性 (COSMO-K)	モデリング		3次元
	中性子束計算		3次元2群拡散、6群遅発中性子
	数値解法	空間	解析的多項式ノード法
		時間	周波数変換法+θ法
	ノード内の中性子束の 取り扱い		解析的多項式ノード法 燃料棒出力再構築法
	核定数フィードバック モデル		マトリックス形式の核定数テーブル化 2次ラグランジュ補間による核定数内挿
	崩壊熱モデル		多項指数関数による崩壊熱モデル
熱流動特性 (MIDAC)	モデリング		3次元
	基本 モデル	流体	非定常二相ドリフトフラックスモデル (混合相3保存則＋気相質量保存則)
		燃料温度	非定常径方向1次元熱伝導方程式
	数値解法	熱流動	コントロールボリューム法 完全陰解法(PISO)
		燃料温度	コントロールボリューム法 完全陰解法
	二相圧力損失モデル		EPRI
	サブクールボイド モデル		気泡離脱点：修正Saha-Zuber 蒸気生成率：Lahey
	気液相対速度 (ドリフトフラックス 相関式)		圧力12.5MPa以上：均質流 圧力10MPa以下：Chexal-Lellouche 圧力10～12.5MPa：内挿
	被覆管表面熱伝達		強制対流：Dittus-Boelter 核沸騰：Thom

SPARKLE－2コードの概要

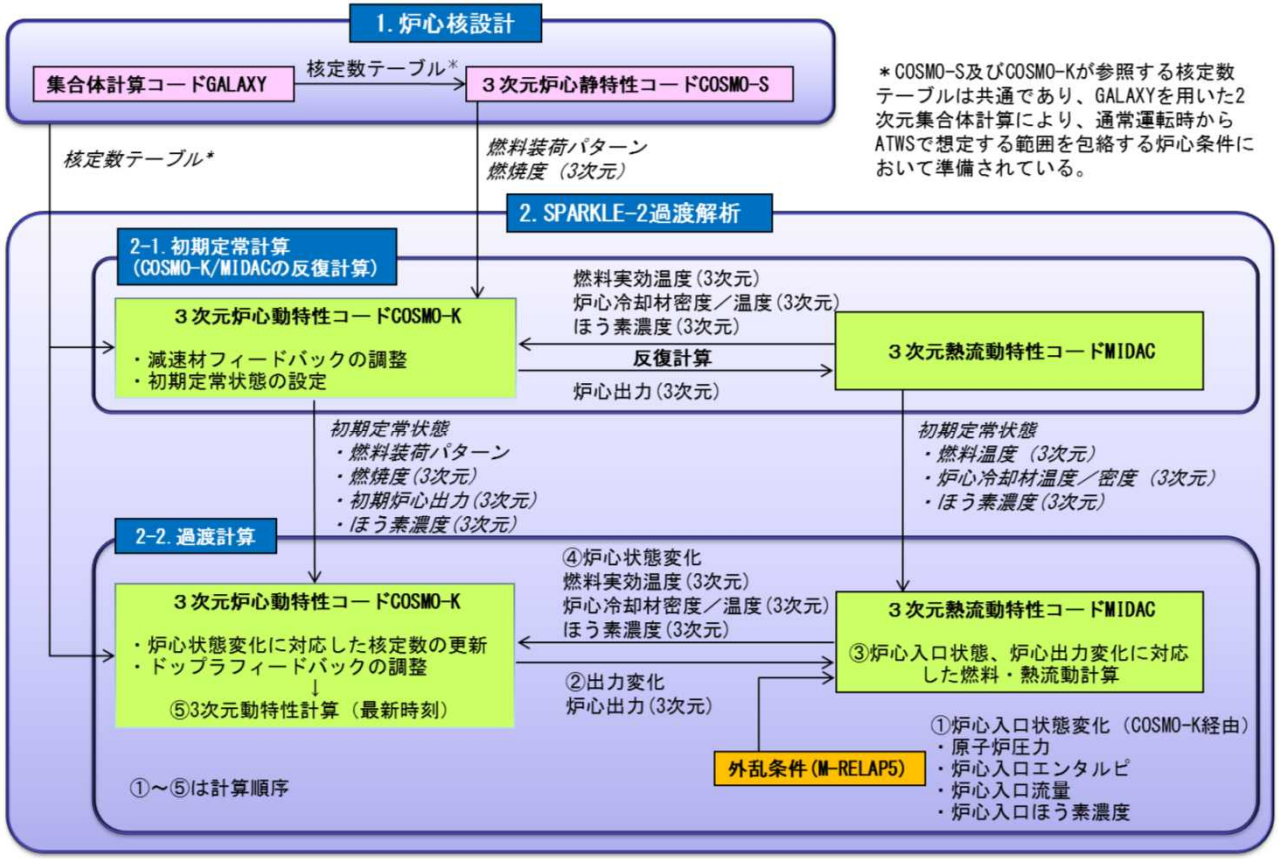
【SPARKLE－2コードの入出力】

SPARKLE－2コードのインプットは、各要素コードのインプットデータで構成



SPARKLE－2コードの概要

【SPARKLE－2コードの炉心計算方法（詳細）】



※減速材フィードバックに保守性や包絡性を考慮する場合は、初期定常計算時にほう素濃度調整により初期減速材温度係数を任意の値に設定し、中性子バランスを補正して定常状態を達成する。これらの調整に伴うドップラフィードバック特性への影響はない。

また、ドップラフィードバックに保守性や包絡性を考慮する場合は、過渡計算においてタイムステップごとの核定数を更新する際にドップラフィードバック量の調整を行うが、この調整は他のプラント特性に影響を与えない。

重要現象に対する解析モデル

重要現象に分類した物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルは以下のとおり。

物理領域	重要現象	必要な解析モデル
炉心（核）	中性子動特性（核分裂出力）	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル
	ドップラフィードバック効果	
	減速材フィードバック効果	
	崩壊熱	崩壊熱モデル
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル
	水位変化	
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	二相／サブクール臨界流モデル
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル
	2次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル

重要現象に対する検証／妥当性確認方法

○炉心（核）

炉心（核）に対する重要現象（中性子動特性、ドップラフィードバック効果、減速材フィードバック効果）を評価する解析モデルとして、SPARKLE－2コードでは、3次元動特性モデル、核定数フィードバックモデル（ドップラフィードバック効果及び減速材フィードバック効果）を採用。

－3次元動特性モデル：正しい核定数が与えられた条件で、中性子束の空間及び時間応答が妥当であることを確認し、空間及び時間に対する中性子束計算が適切であることを確認する。

⇒ ・空間に対する中性子束計算：COSMO－Kと機能が同一であるCOSMO－Sに対し、実機炉物理検査により妥当性が確認されている。

・時間に対する中性子束計算：中性子動特性ベンチマーク（TWIGL、LMW）により、核定数が与えられた条件で、緩やかな出力応答から急峻な出力応答までの中性子束計算が適切であることを確認。

・中性子束分布の局所的な変化を伴い、且つ急峻な出力応答が得られるSPERT-Ⅲ E-core実験解析により、中性子動特性の妥当性を確認。

重要現象に対する検証／妥当性確認方法

○炉心（核）（続き）

－核定数フィードバックモデル：３次元動特性モデルの妥当性が確認されていることを前提に、中性子束計算の入力となる核定数が妥当であることを確認する。

➡ ドップラフィードバック効果：

・連続エネルギーモンテカルロコード（MVPコード）を用いて、種々の燃料種類、組成及び燃焼度に対し、燃料温度変化に起因する反応度変化を比較することにより、MVPコードとのドップラフィードバック効果の差異が、広範な条件下で拡大しないことを確認。

・SPERT−Ⅲ E−core実験解析により、フィードバックモデルの妥当性を確認。

減速材フィードバック効果：

・ MVPコードを用いて、事象進展中の炉心状態（減速材密度）を包絡する範囲で、種々の燃料種類、組成及び燃焼度に対し、減速材密度変化に伴う反応度変化を比較することにより、MVPコードとの減速材フィードバック効果の差異が、広範な条件下で高温零出力状態（実機炉物理試験実施条件）から拡大していないことを確認。

・実機炉物理試験（減速材温度係数測定検査）により、フィードバックモデルの妥当性を確認。

－崩壊熱：評価目的に応じた崩壊熱曲線を外部入力することとしており、崩壊熱に関する不確かさや実機運用による変動の考慮がなされた崩壊熱曲線を使用している。ATWSへの崩壊熱の影響については別途考察する。

重要現象に対する検証／妥当性確認方法

○炉心（燃料及び熱流動）

－燃料棒内温度変化：燃料棒設計コードFINEとの比較により燃料棒内温度分布の計算手法（非定常熱伝導方程式）を検証。さらに、SPERT-Ⅲ E-core実験解析により、燃料温度変化を含むドップラフィードバック効果の妥当性として確認。

－沸騰・ボイド率変化（炉心冷却材密度変化）：NUPEC管群ボイド試験結果との比較により、ボイドモデル（二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度）の妥当性を確認。

○加圧器及び蒸気発生器

－加圧器気液熱非平衡／水位変化、蒸気発生器1次側・2次側熱伝達：負荷の喪失を模擬したLOFT L6-1試験解析及び主給水流量喪失＋ATWSを模擬したLOFT L9-3試験解析にて、モデル（加圧器2流体モデル、蒸気発生器伝熱管熱伝達モデル）の妥当性を確認。

－加圧器逃がし弁／安全弁からの冷却材放出、蒸気発生器の2次側水位変化・ドライアウト：LOFT L9-3試験解析にてモデル（加圧器二相／サブクール臨界流モデル、蒸気発生器2流体モデル）の妥当性を確認。

－蒸気発生器逃がし弁／安全弁からの冷却材放出、2次側給水（主給水・補助給水）：設備設計に基づく入力値を評価目的に応じて外部入力する。

重要現象に対する検証／妥当性確認方法

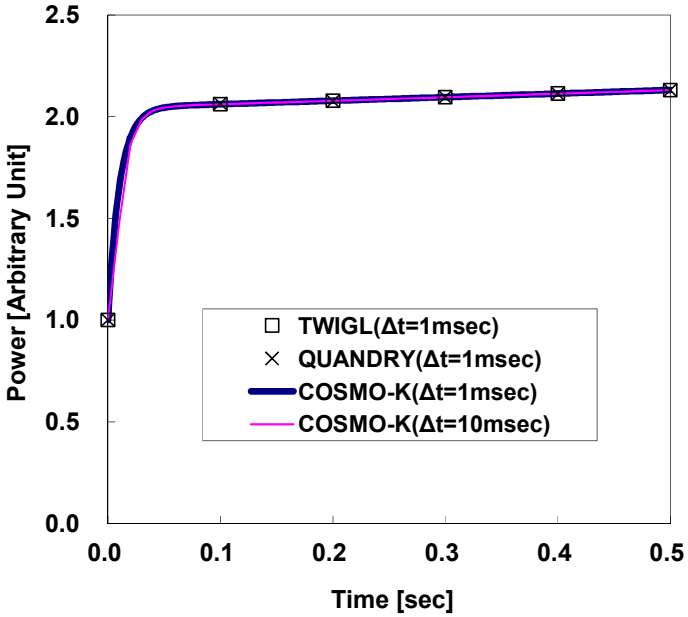
物理領域	重要現象	解析モデル	TWIGLベンチマーク	LMWベンチマーク	モンテカルロコードとの比較（減速材／ドップラフィードバック効果）	許認可コードFINEとの比較	SPERT—II実験解析	炉物理検査	NUPEC管群ボイド試験解析	LOFT L6—1試験解析（負荷の喪失）	LOFT L9—3試験解析（主給水流量喪失+ATWS）
炉心（核）	中性子動特性（核分裂出力）	・3次元動特性モデル ・核定数フィードバックモデル	○	○	—	—	○	—	—	—	—
	ドップラフィードバック効果		—	—	○	—	○	○	—	—	—
	減速材フィードバック効果		—	—	○	—	—	○	—	—	—
	崩壊熱*	・崩壊熱モデル	—	—	—	—	—	—	—	—	—
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	・非定常熱伝導方程式	—	—	—	○	○	○	—	—	—
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	・二相圧力損失モデル ・サブクールボイドモデル ・気液相対速度	—	—	—	—	—	—	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	・2流体モデル	—	—	—	—	—	—	—	○	○
	水位変化		—	—	—	—	—	—	—	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	・二相／サブクール臨界流モデル	—	—	—	—	—	—	—	—	○
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	・伝熱管熱伝達モデル	—	—	—	—	—	—	—	○	○
	2次側水位変化・ドライアウト	・2流体モデル	—	—	—	—	—	—	—	—	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）*	・臨界流モデル	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	2次側給水(主給水・補助給水)*	・ポンプ特性モデル	—	—	—	—	—	—	—	—	—

＊崩壊熱並びに蒸気発生器における冷却材放出及び2次側給水は、解析では評価目的に応じた入力値を使用。

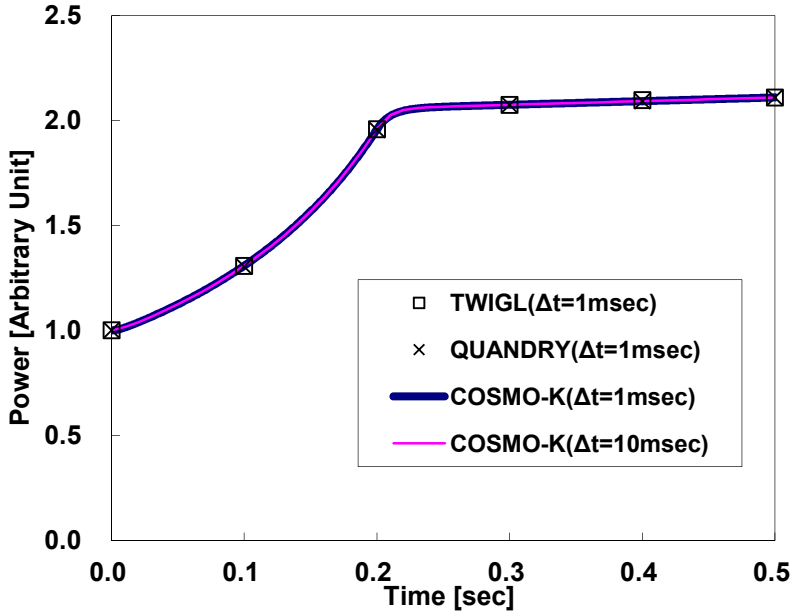
TWIGLベンチマーク問題

【目的】

COSMO-Kコードの中性子動特性モデルの検証として、TWIGLベンチマーク[1]の解析を実施し、反応度変化の時間スケールが1秒以下の早い事象進展に対して、核定数が与えられた条件において中性子動特性を適切に評価できることを検証。



TWIGLベンチマーク炉心出力応答の比較
（ステップ状反応度添加）



TWIGLベンチマーク 炉心出力応答の比較
（ランプ状反応度添加の場合）

[1]B. Yasinsky, M. Natelson, and L.A. Hageman,. “TWIGL- A Program to Solve the Two-Dimensional, Two-Group, Space-Time Neutron. Diffusion Equations with Temperature Feed- back,” WAPD-TM-743 (1968).

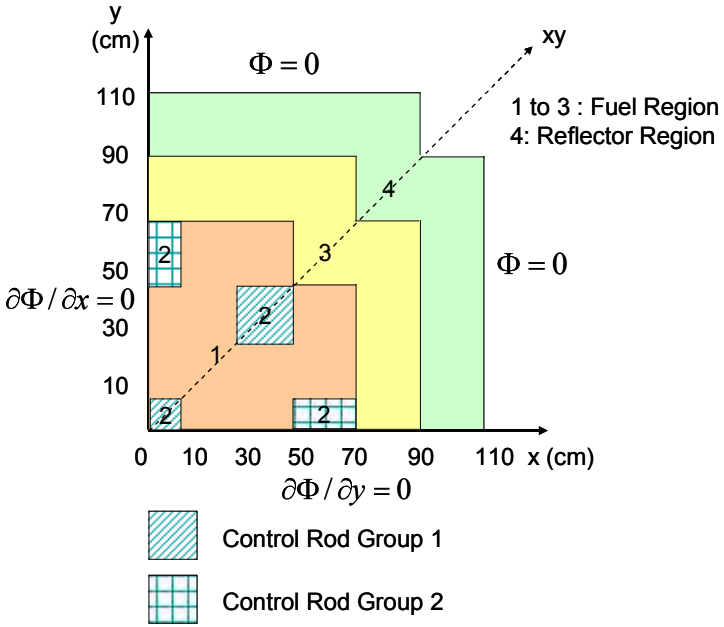
【解析結果】

反応度変化の時間スケールが1秒以下の早い事象進展に対して、時間ステップ幅に依存せず、核定数が与えられた条件において中性子動特性を適切に評価できることを確認。

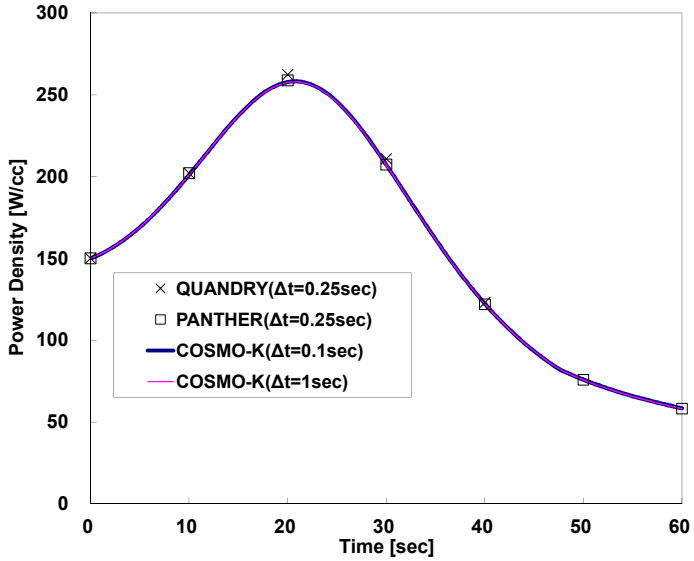
LMWベンチマーク問題

【目的】

COSMO-Kコードの3次元中性子動特性モデルの検証として、LMWベンチマーク[1][2]の解析を実施し、反応度変化の時間スケールが数十秒オーダーの緩やかな事象進展に対して、核定数が与えられた条件において中性子動特性を適切に評価できることを検証。



LMWベンチマーク問題体系図



LMWベンチマーク 炉心出力応答の比較

[1]S.Langenbuch, W. Maurer, and W. Werner, "Coarse-Mesh Flux-Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large Light Water Reactor Cores", Nuclear Science and Engineering: 63, (1977)

[2] K. S. Smith, "An Analytic Nodal Method for Solving the Two-group, Multidimensional, Static and Transient Neutron Diffusion Equations," MS Thesis, Massachusetts Institute of Technology, March (1979).

【解析結果】

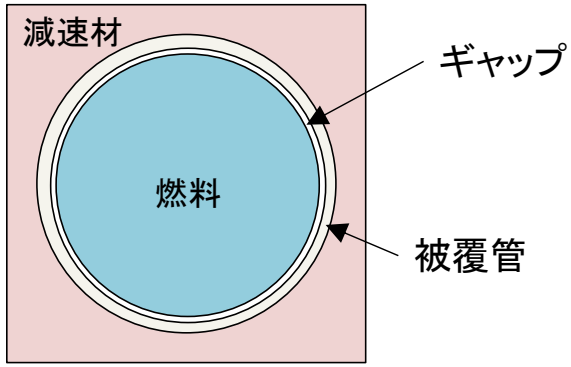
反応度変化が緩やかな事象進展に対して、時間ステップ幅に依存せず、核定数が与えられた条件において中性子動特性を適切に評価できることを確認。

モンテカルロコードとの比較（ドップラフィードバック）

【目的】

SPARKLE-2コードの核定数の算出に用いるGALAXYコードに対し、ドップラフィードバックに関連する核定数変化が適切に取り扱われることを確認するため、連続エネルギーモンテカルロコードMVPとの比較により、燃料温度変化に起因する反応度変化（ドップラ温度係数）が適切に予測できることを検証。

実機炉心解析で考えられる燃料種類、組成及び燃焼度を包絡する条件に対して検証するため、ドップラフィードバック効果のベンチマークとして広く利用されているDoppler-Defect Benchmark[1]に加え、燃焼燃料に対する検証を実施。



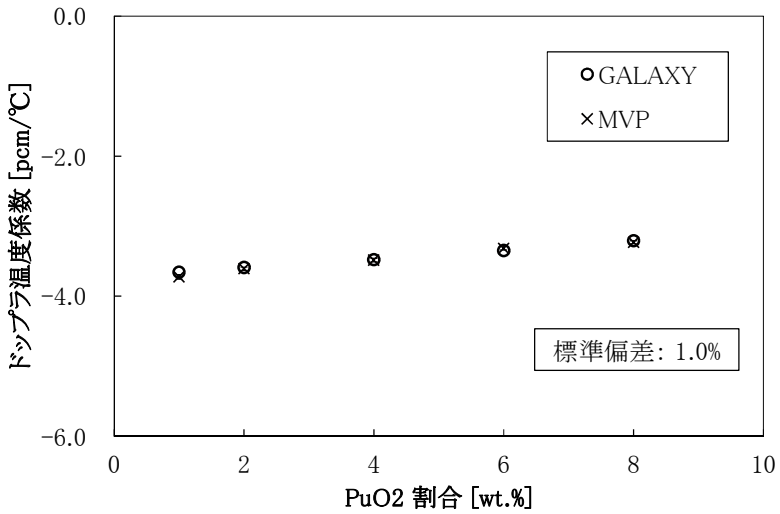
検証体系（ピンセル体系）

項目	評価条件
評価体系	燃料ピンセル体系（図 4-7）
燃料タイプ	①ウラン燃料 ②MOX燃料
燃料組成 (wt%)	①ウラン濃縮度： 0.711, 1.6, 2.4, 3.1, 3.9, 4.5, 5.0 ②PuO_2濃度：1.0, 2.0, 4.0, 6.0, 8.0
燃焼度(GWd/t)	0 0,20,40,60,80(5.0wt%ウラン燃料で実施)
減速材温度 (K)	600 K
燃料温度 (K)	600 (HZP), 900 (HFP)
ほう素濃度(ppm)	1400
核データ	ENDF/B-VII.0

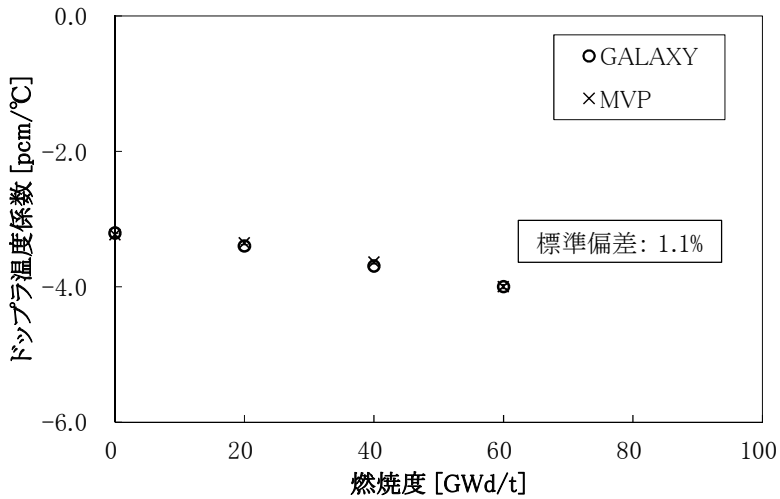
[1]Russell D. Mosteller, “The Doppler-Defect Benchmark: Overview and Summary of Results,” LA-UR-07-1000

モンテカルロコードとの比較（ドップラフィードバック）

【解析結果】



MOX燃料に対するドップラ温度係数の比較



燃焼MOX燃料に対するドップラ温度係数の比較

ATWSで発生する燃料温度の範囲（約600～約900K)において、MVPコードとの比較により、燃料種類、組成及び燃焼度に対して、MVPコードとの差異が拡大することがないことを確認。

実機炉心のように、様々な種類の燃料が混在する場合においても、ドップラフィードバック効果は差異が拡大することなく適切に取り扱うことができるといえる。

モンテカルロコードとの比較（減速材フィードバック）

【目的】

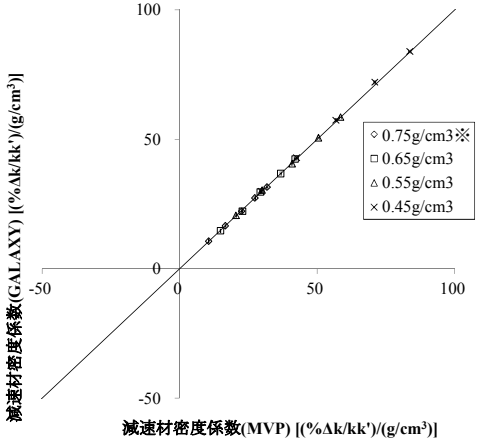
SPARKLE-2コードの核定数の算出に用いるGALAXYコードに対し、減速材密度変化に伴う核定数変化が適切に取り扱われることを確認するため、連続エネルギーモンテカルロコードMVPとの比較により、減速材密度が変化した際の反応度変化である減速材密度係数を適切に予測できることを検証。

17×17燃料集合体体系（4.8wt%ウラン／10wt%Gd入り4.8wt%ウラン／代表組成 MOX）を対象に、通常運転状態（高温零出力～高温全出力）からATWSにおける減速材密度変動範囲を包絡する条件の範囲（減速材密度0.4～0.8g/cm^3）において、減速材密度係数を評価。なお、この範囲は、妥当性確認に用いた零出力時炉物理検査（減速材温度係数測定検査）時の減速材密度条件（約0.75g/cm^3）を包絡。（解析条件の詳細は下表の通り）

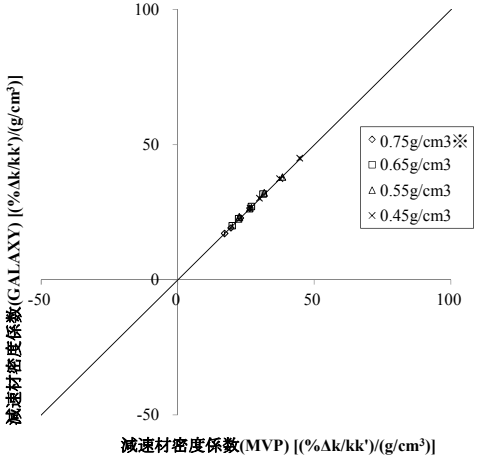
項目	評価条件
評価体系	17行17列燃料集合体
燃料タイプ	①4.8wt%ウラン燃料集合体 ②10wt%Gd入り4.8wt%ウラン燃料集合体 ③代表組成 MOX燃料集合体
燃焼度(GWd/t)	①4.8wt%ウラン燃料集合体：0, 20,40,60,80 ②10wt%Gd入り4.8wt%ウラン燃料集合体：0, 10, 20 ③代表組成MOX燃料集合体：0, 20,40,60
ほう素濃度 (ppm)	0, 1500, 3000
減速材密度(g/cm^3)	0.4, 0.5, 0.6, 0.7, 0.8
減速材温度(℃)	286.85
燃料温度(℃)	286.85
核データ	ENDF/B-VII.0

モンテカルロコードとの比較（減速材フィードバック）

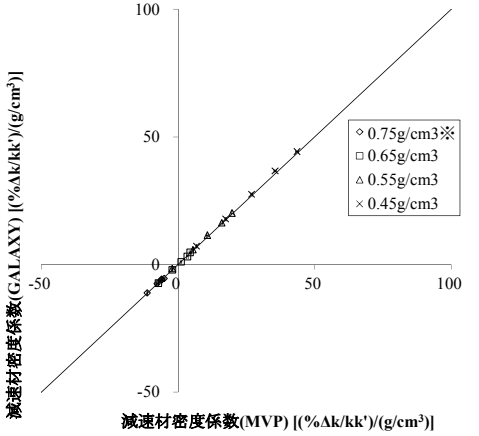
【解析結果】



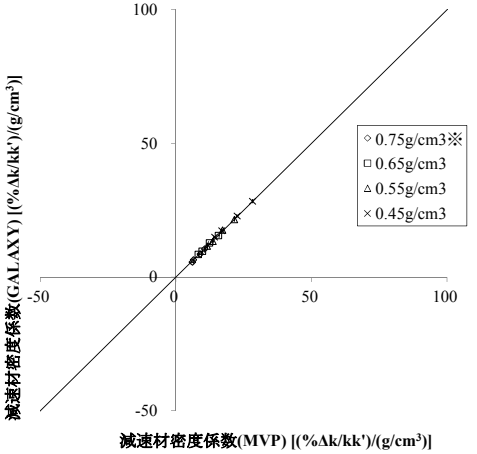
減速材密度係数の比較結果（ウラン燃料、0ppm条件）



減速材密度係数の比較結果（MOX燃料、0ppm条件）



減速材密度係数の比較結果（ウラン燃料、3000ppm条件）



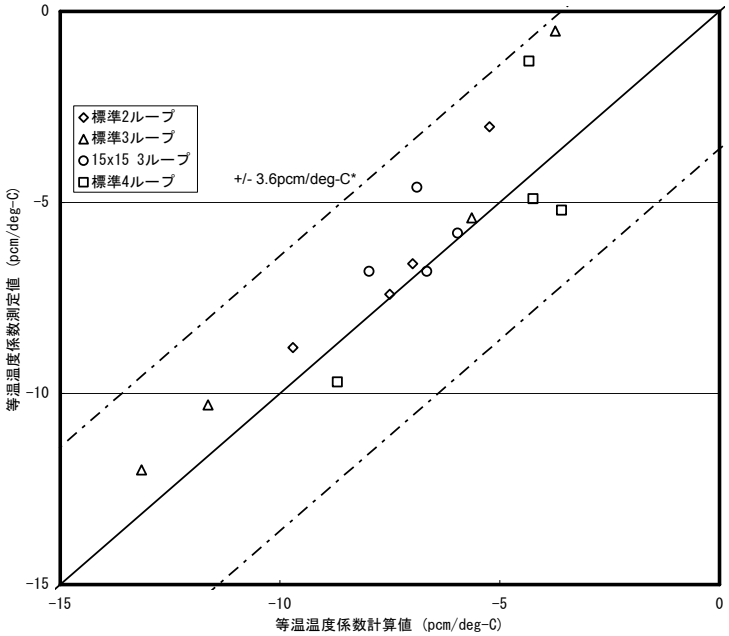
減速材密度係数の比較結果（MOX燃料、3000ppm条件）

種々の燃料タイプ及び燃焼度に対して、ATWSで想定する減速材密度の範囲において、いずれのほう素濃度状態においてもMVPコードの結果と特異な傾向なく一致しており、異なる条件下においてもMVPコードとの差異が拡大しないことを確認。

炉物理検査解析（減速材温度係数測定検査）

【目的】

炉心体系における減速材フィードバック効果の妥当性確認として、高温零出力時炉物理検査における減速材温度係数測定検査結果（等温温度係数）に対し、COSMO-Sコードの解析結果と測定結果を比較。



等温温度係数の測定値と計算値の比較

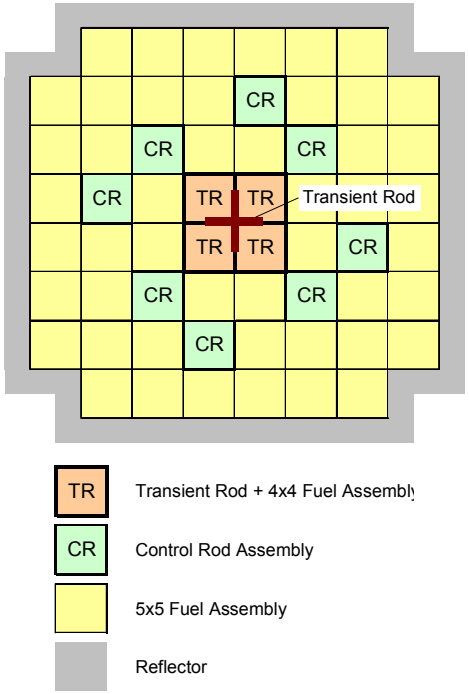
【解析結果】

COSMO－Sによる計算値と測定結果は、減速材温度係数測定検査の判断基準である±3.6pcm/℃の範囲で測定値と一致していることから、3.6pcm/℃を減速材フィードバック効果の計算の不確かさとして取り扱う 。

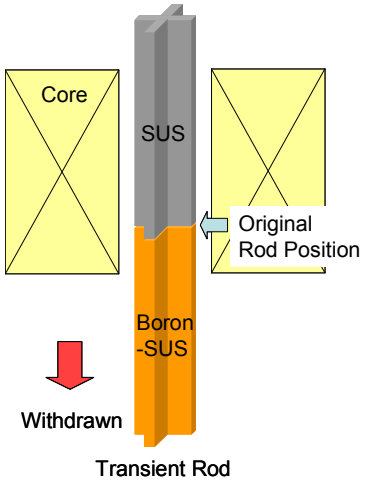
SPERT-Ⅲ E-core実験解析

【目的】

SPARKLE－2コード（COSMO－K及びMIDACコード）の中性子動特性、及び燃料温度変化を含むドップラフィードバック効果を中心とした核熱結合計算の総合的な妥当性確認として、SPERT-Ⅲ E-core[1]実験解析を実施。



SPERT-Ⅲ E-core実験体系



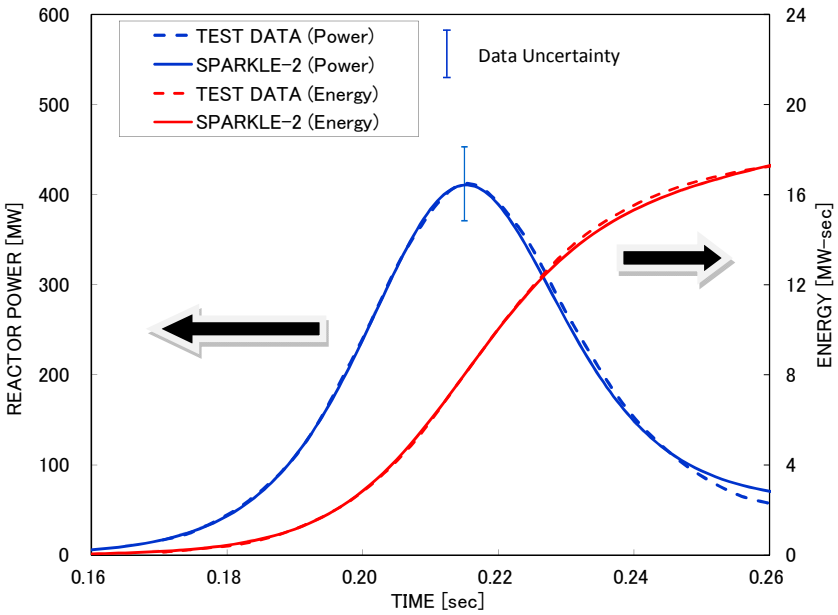
反応度添加のための制御棒引抜イメージ

[1]"Reactivity Accident Test Results and Analyses for the SPERT III E-Core-A Small, Oxide-Fueled, Pressurized Water Reactor," IDO-17281, U.S. Atomic Energy Commission, March 1969.

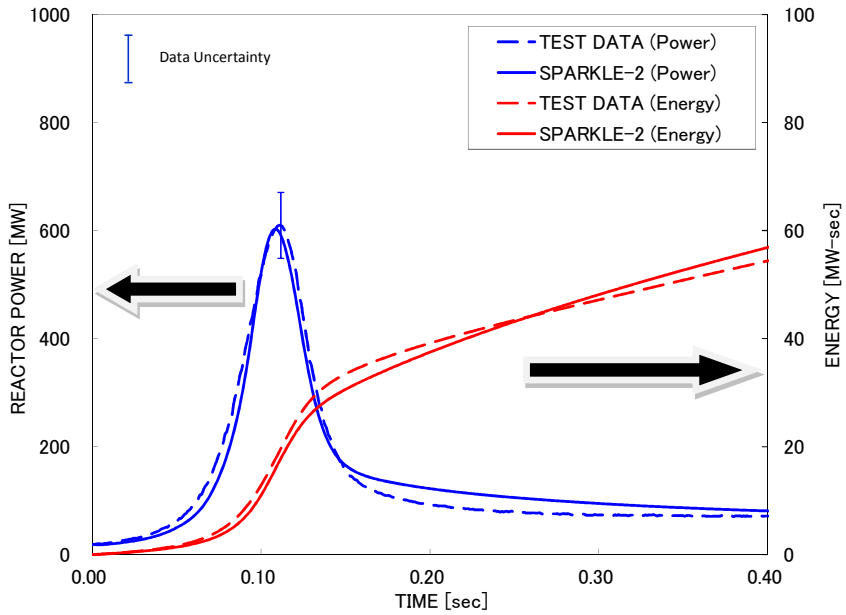
ATWSで対象とする燃料温度変化範囲のドップラフィードバック効果の妥当性確認として有効な、TEST60、TEST62（高温零出力からの反応度添加実験）及びTEST 86（高温全出力からの反応度添加実験）を対象に解析実施。

SPERT-Ⅲ E-core実験解析

【解析結果】



炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較（TEST60）



炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較（TEST86）

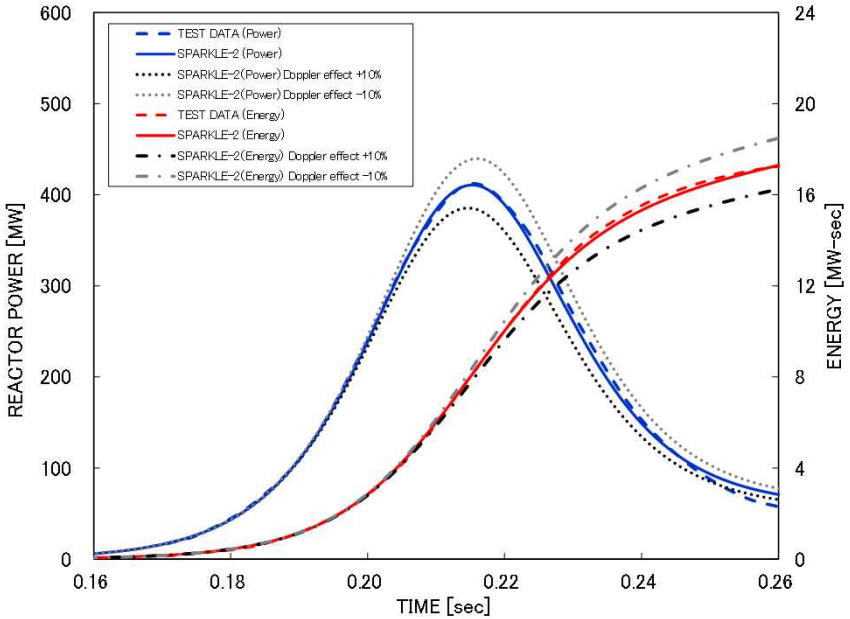
ATWSでの燃料温度変化（約300℃）を包絡する広範な燃料温度変化*に対して、SPARKLE－2コードによる解析結果は、ドップラフィードバック効果が特に重要となるピーク出力値、ピーク以降の出力変化、放出エネルギーの時間変化を含め、測定値と実験誤差の範囲内で一致。

＊：TEST60：高温零出力から約140℃の上昇、TEST86：高温全出力から約430℃の上昇

SPERT-Ⅲ E-core実験解析

【ドップラフィードバック効果の不確かさについて】

先に確認した通り、Doppler-Defect Benchmark（参加機関の評価結果の標準偏差は10%以内）と同一の条件でモンテカルロコードとGALAXYコードを比較し良好に一致していることなどから、ドップラフィードバック効果の不確かさとして従来から用いられてきた10%を適用することができると考えるが、この不確かさがSPERT-Ⅲ E-core実験に対しても矛盾しないことを確認するため、TEST60の解析にて、ドップラフィードバック効果を10%変化させた解析を実施し、影響を確認 。



炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較（TEST60, ドップラフィードバック効果±10%変化）

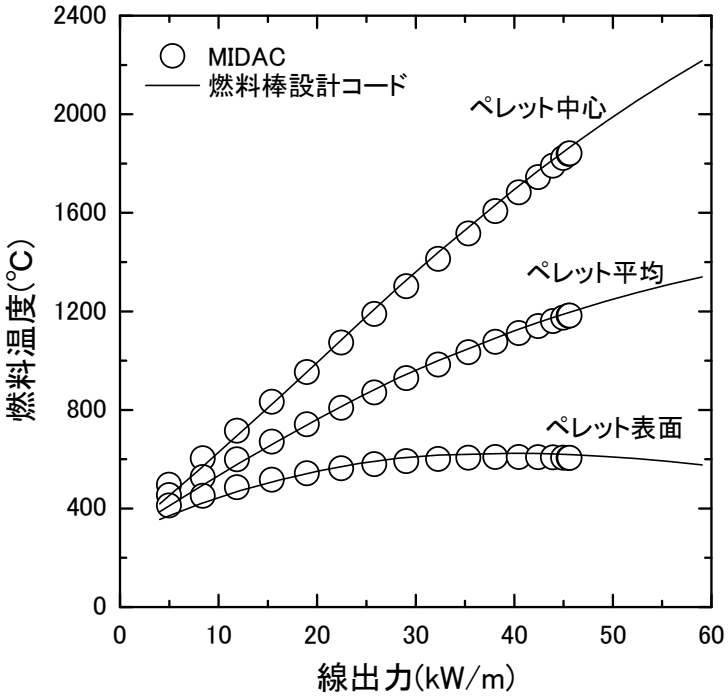
ドップラフィードバック効果を10%変化させた場合、測定データからの差が拡大し実験誤差と同程度の明らかな差異を発生させていることから、中性子動特性、燃料温度変化を含むドップラフィードバック効果の不確かさは10%程度と推定でき、SPERT-Ⅲ E-core実験に対しても矛盾はない。

ただし、SPERT-Ⅲ E-core実験の実験誤差が比較的大きいこと等を考慮し、ドップラフィードバック効果について10%を上回る範囲で変動させたATWSの実機感度解析を実施し、原子炉圧力に対する影響を確認する（後述）。

許認可コードFINEとの比較

【目的】

燃料棒内温度モデルの検証として、定常状態でのMIDACコードの燃料棒内温度評価結果を、既設PWRプラントの許認可で使用されている燃料棒設計コードFINE[1][2]と比較し、MIDACコードの燃料棒内温度分布の計算手法の検証を行う。



定常時燃料温度評価結果の比較（17×17燃料、燃焼初期）

[1]三菱PWRの燃料設計計算コードの概要, MAPI-1019改1, 三菱原子力工業, 昭和63年
[2]三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料の機械設計, MNF-1001改1, 三菱原子燃料, 平成23年

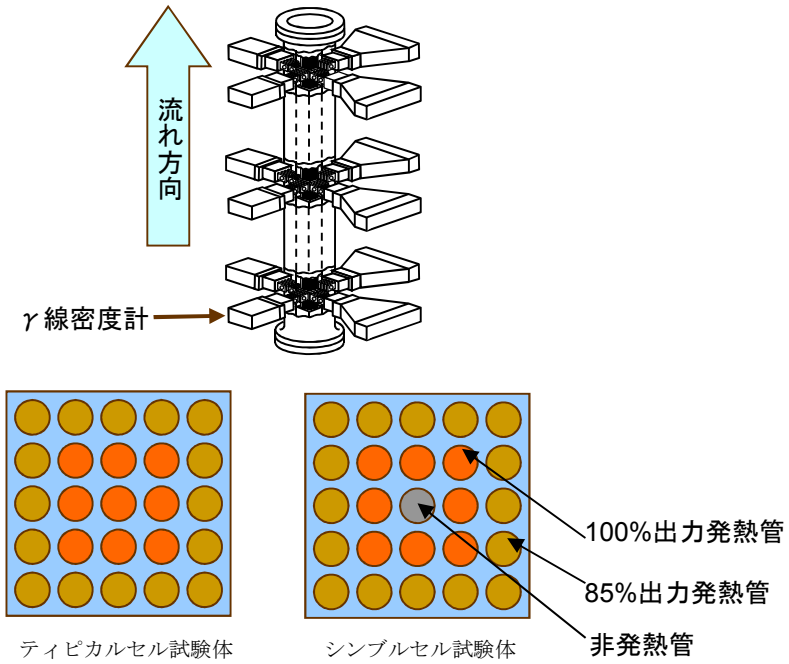
【解析結果】

実機燃料を対象としたMIDACコードによる燃料棒内温度の評価結果はFINEコードの解析結果を模擬できており 、MIDACコードの燃料棒内温度分布の計算手法が適切であることを確認。

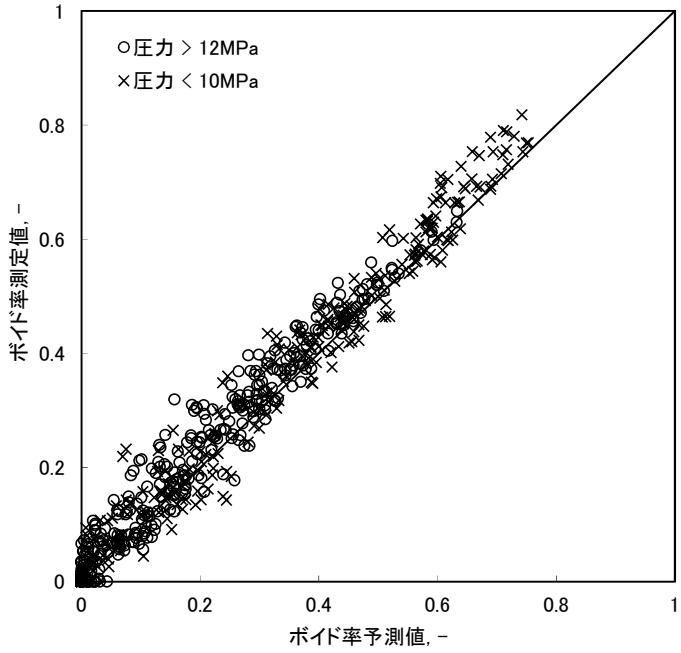
NUPEC管群ボイド試験

【目的】

炉心の沸騰・ボイド率変化（二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度）に関する妥当性確認のため、NUPECで実施した管群ボイド試験[1]の解析を実施。



NUPEC管群ボイド試験装置



NUPEC管群ボイド試験解析結果　圧力影響（定常試験）

[1]平成6年度燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（PWR燃料集合体管群ボイド試験）（総合試験編），（財）原子力発電技術機構，平成7年

【解析結果】

低圧・高圧条件を含む試験条件の全てのボイド率範囲で特異な傾向を持つことなく試験結果を予測。

NUPEC管群ボイド試験に対する予測値と測定値の差の標準偏差は約4%であり、MIDACコードの沸騰／ボイド率変化の不確かさは2σ（約95%確率）を考慮すると約8%となる。

LOFT L6－1、L9－3試験解析

【目的】

代表的な過熱／過圧事象である負荷の喪失を模擬したLOFT L6-1[1]試験解析及び主給水流量喪失＋ATWSを模擬したLOFT L9-3[2]試験解析により、以下のとおり、加圧器及び蒸気発生器の重要現象に係るモデルの妥当性を確認。

○加圧器に係る重要現象

－負荷の喪失（L6-1試験）または主給水流量喪失（L9-3試験）に伴う1次冷却材温度上昇により、加圧器液相部へ低温流体がインサージする。その際の加圧器水位上昇、加圧器気相部圧縮による加圧器圧力上昇の応答を試験結果と比較することにより、加圧器水位変化および気液熱非平衡に係るモデルの妥当性を確認。

－L9-3試験解析における加圧器逃がし弁／安全弁からの冷却材放出流量を試験結果と比較することにより、加圧器からの冷却材放出（臨界流・差圧流）に係るモデルの妥当性を確認。

○蒸気発生器に係る重要現象

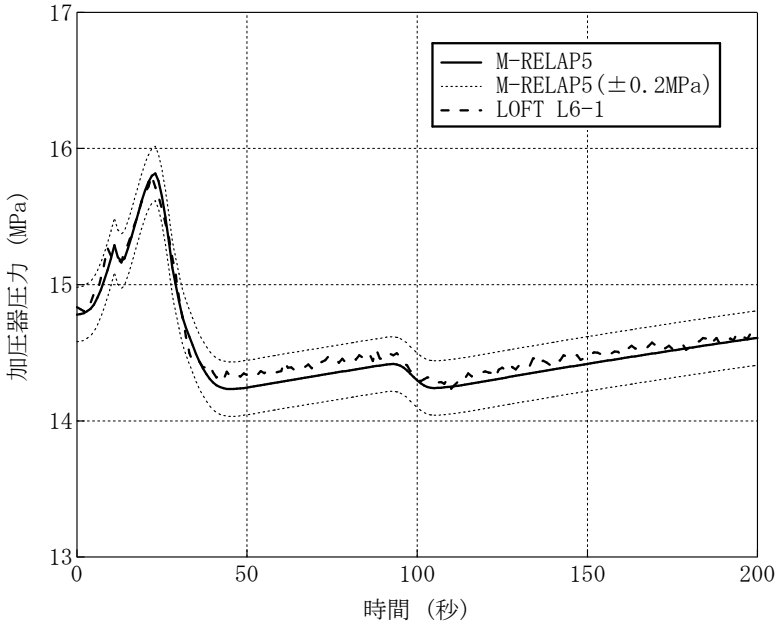
－SG2次側圧力の変化 は1次冷却材温度とSG1次側・2次側の熱伝達により定まるため、L6-1試験解析における1次冷却材温度とSG2次側圧力の応答を試験結果と比較することにより、SG1次側・2次側の熱伝達に係るモデルの妥当を確認。

－L9-3試験解析において、SG保有水量の減少に伴うSG除熱量の低下傾向を試験結果と比較することにより、SG1・2次側の熱伝達および2次側水位変化・ドライアウトに係るモデルの妥当性を確認。

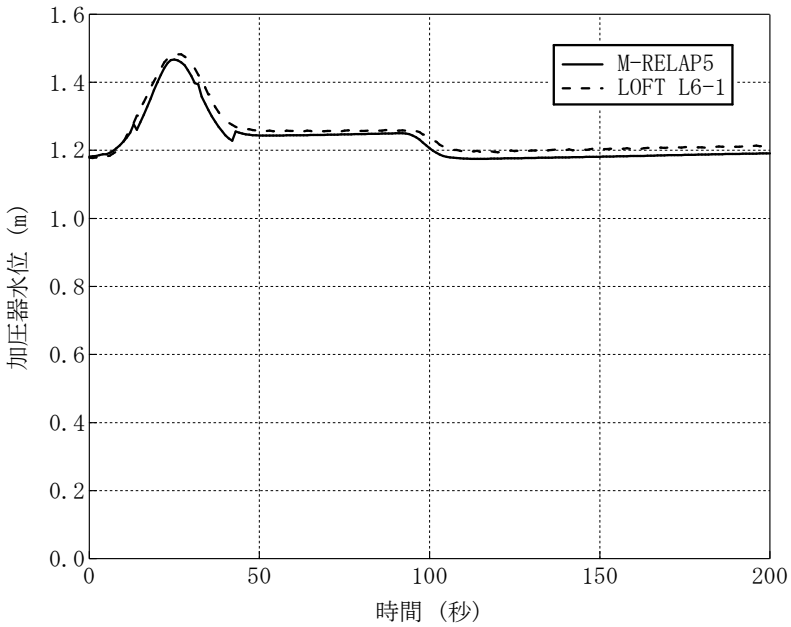
[1]"Experiment Data Report for LOFT Anticipated Transient Experiments L6-1, L6-2, and L6-3," NUREG/CR-1797
[2]"Experiment Data Report for LOFT Anticipated Trainsient-without-Scram Experiment L9-3," NUREG/CR-2717 R2

LOFT L6－1試験解析

【解析結果（加圧器圧力、加圧器水位）】



加圧器圧力の比較



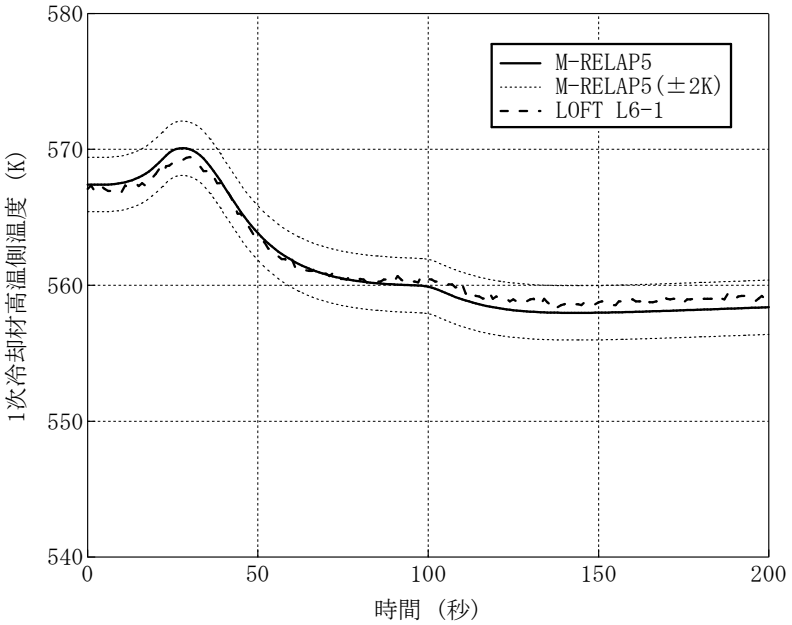
加圧器水位の比較

加圧器圧力挙動及び加圧器水位挙動は、事象初期から試験結果と差が拡大することなく推移しており、加圧器水位及び加圧器気液熱非平衡に係る解析モデル（2流体モデル）が妥当であることを確認。

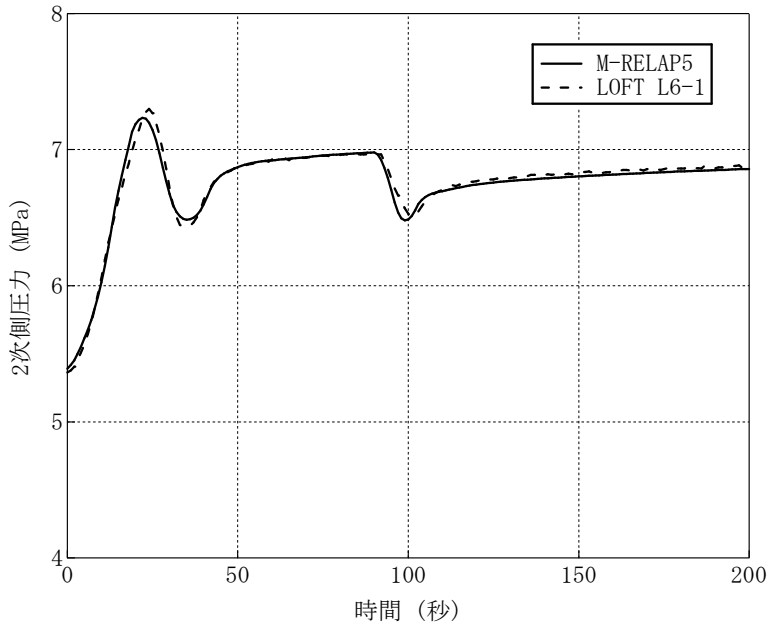
加圧器圧力挙動は概ね±0.2MPa以内で試験結果と一致しており、±0.2MPaを1次冷却系の過熱／過圧時における原子炉圧力の不確かさとする。

LOFT L6－1試験解析

【解析結果（1次冷却材高温側温度、2次側圧力）】



1次冷却材高温側温度の比較



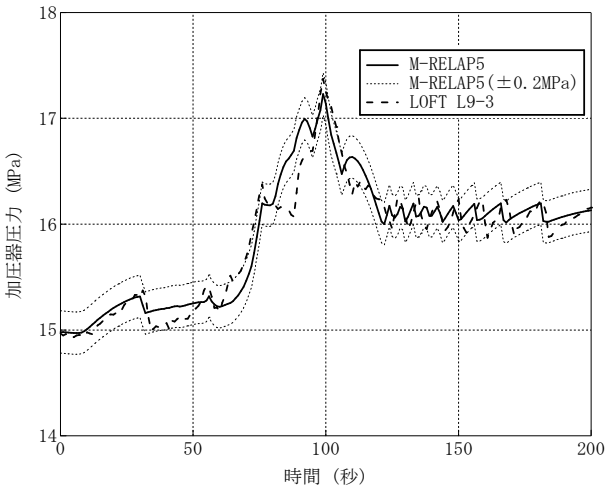
SG2次側圧力の比較

1次冷却材温度及びSG2次側圧力挙動は、事象初期から試験結果と差が拡大することなく推移しており、SG1次側・2次側熱伝達に係る解析モデル（SG伝熱管熱伝達モデル）が妥当であることを確認。

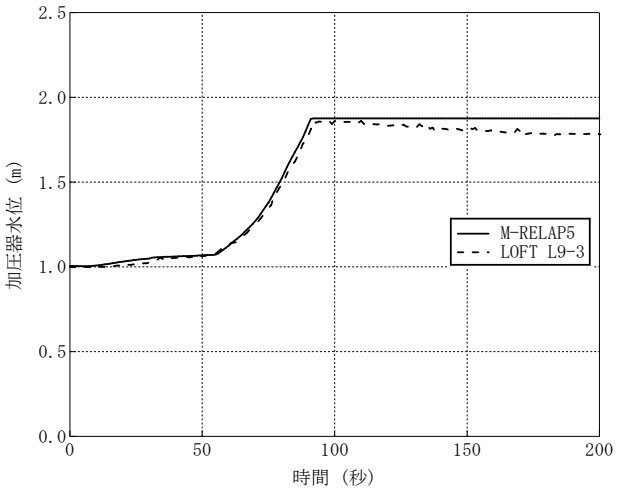
1次冷却材温度挙動は、概ね±2℃以内で試験結果と一致しており、±2℃を1次冷却系の過熱／過圧時における1次冷却材温度の不確かさとする。

LOFT L9－3試験解析

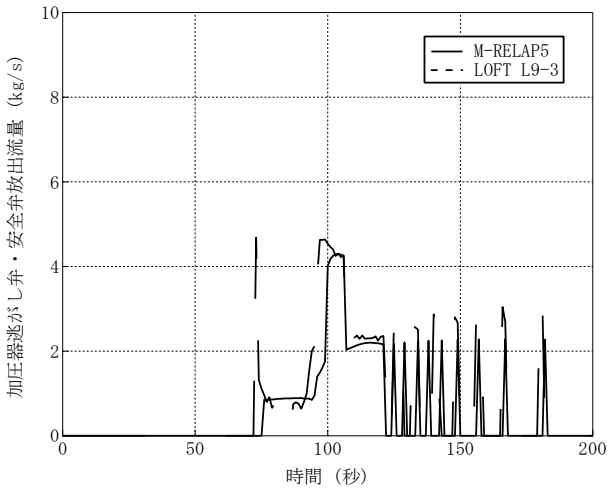
【解析結果（加圧器圧力、加圧器水位、冷却材放出流量）】



加圧器圧力の比較



加圧器水位の比較



加圧器逃がし弁・安全弁放出流量の比較

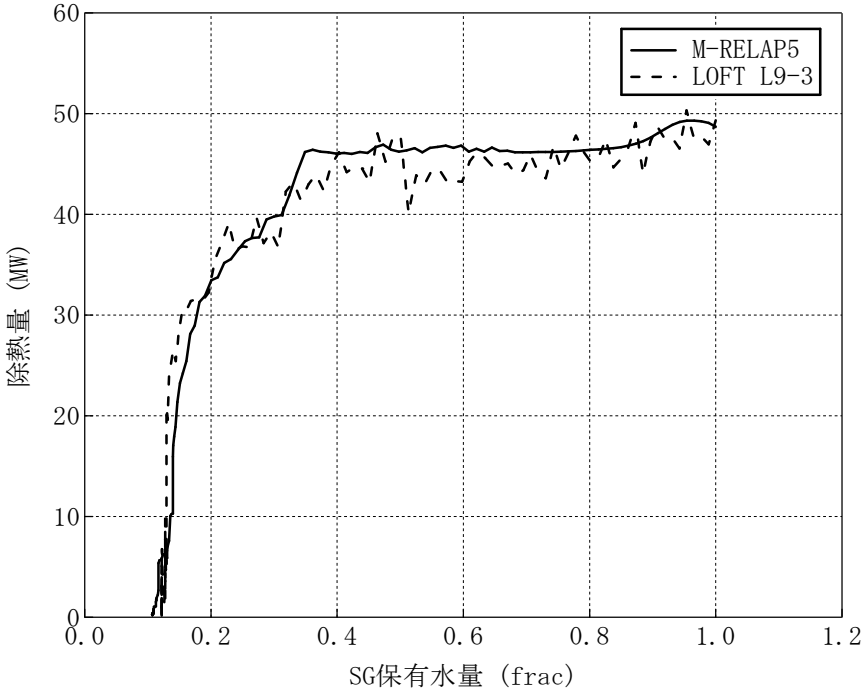
加圧器圧力及び加圧器水位挙動は、加圧器インサージ時の気相部圧縮による加圧器圧力上昇が模擬できており、加圧器気液熱非平衡に係る解析モデル（2流体モデル）が妥当であることを確認。（LOFT　L6-1試験解析と同じく、加圧器圧力挙動は、概ね±0.2MPa以内で試験結果と一致）

加圧器逃がし弁／安全弁からの冷却材放出流量は試験結果に対して若干少なく評価される傾向があるものの、加圧器圧力へ与える影響は±0.2MPa程度と小さい。冷却材放出過程において加圧器水位は事象初期から試験結果と差が拡大しておらず、加圧器満水状態での加圧器インサージによる圧力上昇も模擬できており、ノード分割や2流体モデルを含めた加圧器の解析モデルの妥当性を確認。

加圧器圧力挙動はLOFT　L6-1試験解析同様に概ね±0.2MPa以内で試験結果と一致しており、±0.2MPaを1次冷却系の過熱／過圧時における原子炉圧力の不確かさとする。

LOFT L9－3試験解析

【解析結果（SG保有水量 対 除熱量）】



SG保有水量　対　SG除熱量

SG保有水量が確保されている状態から、保有水量が減少しドライアウトに至る期間に亘り、SG保有水量の減少に伴う除熱量の低下傾向が模擬できており、ノード分割や2流体モデルを含めて、SG2次側水位変化・ドライアウト及び1次側・2次側の熱伝達に係る解析モデルの妥当性を確認。

実機解析への適用性

〇炉心（核）：３次元動特性モデル

－時間に対する中性子束計算

・局所的な出力分布の歪を伴わず、ほぼ炉心一様に緩やかに出力が変化するATWSに対し、中性子動特性にとって厳しい条件であるSPERT-Ⅲ E-core実験解析（中性子束分布の局所的な変化を伴う、急峻な出力応答）に対して妥当性を確認している。

・TWIGLベンチマーク及びLMWベンチマークによる検証により、緩やかな出力応答から急峻な出力応答までの広範な出力応答に対して中性子束計算の適用性を確認。

・本事象は緩やかに反応度が添加される事象であるため、遅発中性子パラメータや中性子速度といった動特性パラメータが中性子動特性に与える影響は小さく、ATWSの評価指標である原子炉圧力に与える影響は軽微。

－空間に対する中性子束計算

・ATWSは局所的な出力分布の変化を伴わず、出力分布の時間変化も大きくない準静的な過渡変化であるため、COSMO－Kコードと本機能が同一であるCOSMO－Sコードを用いた実機炉心解析によりその妥当性が確認されている。

→　３次元動特性モデルに対する検証／妥当性確認結果および不確かさは、実機を対象としたATWS解析に適用できる。

実機解析への適用性

○炉心（核）：核定数フィードバックモデル

ードップラフィードバック効果

・SPERT−Ⅲ E−core実験解析との比較により、ATWSよりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を確認し、これらの結果も踏まえて不確かさを評価。

・SPERT-Ⅲ E-core実験解析では、フィードバック効果が実機炉心と同等に取り扱えるよう実験体系に応じて空間的に小さなノード分割を適用しており、ノード分割に伴う不確かさは十分小さい。一方、ATWSは準静的な過渡変化であり、実機炉心解析（静的解析）と同じノード分割を採用することにより、ノード分割に伴う不確かさは十分小さいと考えられる。

・連続エネルギーモンテカルロコード（MVPコード）との比較（実機PWR炉心と同等のピンセル体系）により、実機炉心解析で想定する燃料種類、組成及び燃焼度に対し、ドップラフィードバック効果の差異が条件により拡大していない。

ー減速材フィードバック効果

・実機PWR炉心に対する炉物理検査（減速材温度係数測定検査）結果との比較により、高温零出力状態でのモデルの妥当性を確認し、不確かさ（±3.6pcm/℃）を評価。

・MVPコードとの比較（実機PWR炉心と同等の燃料集合体体系）により、実機炉心解析で想定する燃料種類、組成及び燃焼度に対し、ATWSの実機解析で想定する減速材密度の範囲において、減速材フィードバック効果の差異が高温零出力状態から拡大していない。

→　核定数フィードバックモデルに対する検証／妥当性確認結果および不確かさは、実機を対象としたATWS解析に適用できる。

ー崩壊熱

・崩壊熱が高い方が原子炉出力は高く維持され原子炉圧力を厳しくする方向となることから、実機解析では、崩壊熱に関する不確かさや実機運用によるばらつきに対し崩壊熱が大きくなる側に考慮した崩壊熱曲線を外部入力している。

実機解析への適用性

〇炉心（燃料及び熱流動）

・ 燃料棒内温度分布の計算手法の検証に用いたFINEコードとの比較は、実機燃料を対象として実施。

・ 燃料棒内温度分布の不確かさは、SPERT−Ⅲ E−core実験解析によるドップラフィードバック効果の不確かさに含まれている。（SPERT−Ⅲ E−core実験解析結果の実機解析への適用性は先述のとおり。）

・ 炉心沸騰・ボイド率変化の妥当性確認に用いたNUPEC管群ボイド試験は、PWR燃料を模擬した実尺の管群試験体を使用しており、実機炉心条件をカバーする冷却材条件で試験を実施。

→ 燃料棒内温度分布および炉心二相流動モデルに対する検証／妥当性確認結果および不確かさは、実機を対象としたATWS解析に適用できる。

〇加圧器及び蒸気発生器

・ 加圧器・蒸気発生器モデルの妥当性確認に用いたLOFT試験装置は、商用PWRを模擬するように設計されており、圧力及び温度等の試験条件は実機PWR相当。

・ ２／３／４ループの原子炉出力と1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び蒸気発生器2次側保有水量の比は同等であり、蒸気発生器2次側での除熱量低下、1次冷却材温度／圧力上昇などの各パラメータの過渡変化の様相も同等。

・ 実機解析に用いるノード分割のうち、ATWSで特に重要となる加圧器及び蒸気発生器のノード分割は、LOFT試験解析のノード分割を基に、より詳細にノードを分割した感度解析も実施し、十分な分割数であることを確認。

→ LOFT試験にて得られた結論は、実機を対象としたATWS解析に適用できる。

実機解析への適用性

ATWSの重要現象に対して実施した検証 ／妥当性確認に基づく各重要現象、解析モデルに対するSPARKLE－2コードの不確かさは下表のとおり。

物理領域	重要現象	解析モデル	検証／妥当性確認	不確かさ
炉心（核）	中性子動特性（核分裂出力）	3次元動特性 核定数フィードバックモデル	TWIGLベンチマーク LMWベンチマーク SPERT-Ⅲ E-core実験解析	ドップラフィードバック効果の不確かさに含める
	ドップラフィードバック効果		モンテカルロコードとの比較 SPERT-Ⅲ E-core実験解析	ドップラフィードバック効果：±10%
	減速材フィードバック効果		モンテカルロコードとの比較 減速材温度係数測定検査	減速材温度係数：±3.6pcm／℃
	崩壊熱	崩壊熱モデル	不要	入力値に含まれる
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	FINEコードとの比較 SPERT-Ⅲ E-core実験解析	ドップラフィードバック効果の不確かさに含める
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC管群ボイド試験解析	ボイド率：±8%(2σ)
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析 LOFT L9-3試験解析	1次冷却材温度：±2℃ 原子炉圧力：±0.2MPa
	加圧器水位変化		LOFT L9-3試験解析	
	冷却材放出	二相／サブクール臨界流モデル	LOFT L9-3試験解析	
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	LOFT L6-1試験解析 LOFT L9-3試験解析	
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L9-3試験解析	
	冷却材放出	臨界流モデル	不要	入力値に含まれる
	2次側給水	ポンプ特性モデル	不要	入力値に含まれる

有効性評価への適用性

【不確かさの取り扱い：評価指標の観点（1/3）】

検証／妥当性確認により評価した重要現象に対する不確かさがATWSの原子炉圧力に与える影響は下表のとおり。

物理領域	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心（核）	中性子動特性（核分裂出力）	3次元動特性核定数フィードバックモデル	ドップラフィードバック効果の不確かさに含める	ドップラフィードバック効果による影響に含める
	ドップラフィードバック効果		ドップラフィードバック効果：±10%	ドップラフィードバック効果を大きく評価すると、原子炉出力低下に伴う燃料温度低下時の正のドップラフィードバック効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、評価指標である原子炉圧力ピークへの感度がないが、加圧器安全弁が全開となる場合には、原子炉圧力ピークに影響を与える。
	減速材フィードバック効果		減速材温度係数：±3.6pcm／℃	減速材フィードバック効果を小さく評価すると、1次冷却材温度上昇時の負の減速材フィードバック効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、評価指標である原子炉圧力ピークへの感度がないが、加圧器安全弁が全開となる場合には、原子炉圧力ピークに影響を与える。なお、減速材フィードバック効果は取替炉心のばらつきが大きいことから、実機解析においては不確かさに加えて取替炉心のばらつきも考慮する必要がある。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる	評価にあたり、崩壊熱の不確かさ及び実機運用によるばらつきを考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用すること、原子炉圧力がピークとなる時点では、原子炉出力が高く維持されているため、核分裂出力の寄与に比べて原子炉圧力に対する崩壊熱の寄与は相対的に小さいことから、原子炉圧力へ影響しない。

有効性評価への適用性

【不確かさの取り扱い：評価指標の観点（2/3）】

物理領域	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心 （燃料）	燃料棒内 温度変化	非定常熱伝導 方程式	ドップラフィード バック効果の不 確かさに含める	ドップラフィードバック効果による影響に含める
炉心 （熱流動）	沸騰・ボイド率 変化	二相圧力損失 モデル サブクール ボイドモデル 気液相対速度	ボイド率： ±8%(2σ)	炉心ボイド率を低く評価する場合、1次冷却材の密度低下を小さく評価することになるため、原子炉出力が高く評価されるが、原子炉圧力ピーク近傍では、炉心内にボイドが有意に発生していないことから、沸騰・ボイド率変化の不確かさは評価指標である原子炉圧力ピークに対して影響しない。

有効性評価への適用性

【 不確かさの取り扱い：評価指標の観点（3/3）】

<table>
<tr><th>物理領域</th><th>重要現象</th><th>解析モデル</th><th>不確かさ</th><th>有効性評価解析への影響</th></tr>
<tr><td rowspan="3">加圧器</td><td>気液熱非平衡</td><td rowspan="2">2流体モデル</td><td rowspan="6">1次冷却材温度：±2℃

原子炉圧力：±0.2MPa</td><td rowspan="6">1次冷却材温度を高く評価した場合、1次冷却材膨張量が大きくなる。1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、評価指標である原子炉圧力ピークへの感度がないが、加圧器安全弁が全開となる場合には、原子炉圧力ピークに影響を与える。
原子炉圧力の不確かさに関しては、評価指標である原子炉圧力ピークに直接影響するが、実機解析において、原子炉圧力の評価結果が判断基準と比較して十分な余裕があることが確認できれば問題になることはない。</td></tr>
<tr><td>水位変化</td></tr>
<tr><td>冷却材放出</td><td>二相／サブクール臨界流モデル</td></tr>
<tr><td rowspan="4">蒸気発生器</td><td>1次側・2次側の熱伝達</td><td>伝熱管熱伝達モデル</td></tr>
<tr><td>2次側水位変化・ドライアウト</td><td>2流体モデル</td></tr>
<tr><td>冷却材放出</td><td>臨界流モデル</td><td>入力値に含まれる</td><td>主蒸気逃がし弁／安全弁の作動圧力は実機設定圧に基づく作動圧力を入力とし、流量については設計流量を入力とすること、およびATWSでは、蒸気放出に係る条件が弁の開口面積を定める際の条件と同様であることから、解析コードの不確かさは原子炉圧力へ影響しない。</td></tr>
<tr><td>2次側給水</td><td>ポンプ特性モデル</td><td>入力値に含まれる</td><td>電動及びタービン動補助給水ポンプの自動起動遅れ時間については信号遅れやポンプ定速達成時間等を考慮し、流量については設計流量を入力とすることから、解析コードの不確かさは原子炉圧力へ影響しない 。</td></tr>
</table>

【不確かさの取り扱い（運転操作の観点）】

電動及びタービン動補助給水ポンプの自動起動遅れ時間については信号遅れやポンプ定速達成時間等を考慮し、流量については最小流量を入力とすることから、解析コードの不確かさは原子炉圧力へ影響しない。

ATWSでは、ATWS緩和設備により自動的にプラントを安定状態に導き、運転員操作を介しないことなどから、これらの不確かさは運転操作に影響を与えない。

第3部　MAAP

重要現象の特定（１）

MAAPコードを適用する事故シーケンスについて、事象の概要および評価指標とその選定理由を示す。

１）炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	評価指標	事象の概要および評価指標の選定理由
原子炉格納容器の 除熱機能喪失	・大破断LOCA ＋低圧再循環失敗 ＋格納容器スプレイ注入失敗 ・中破断LOCA ＋格納容器スプレイ注入失敗	格納容器 圧力	・LOCA発生後、崩壊熱はECCS注入により除去され格納容器内に蓄積される。格納容器スプレイ作動に失敗していることから、格納容器の圧力及び温度が上昇し、格納容器が破損して、再循環サンプ水が減圧沸騰を起こすことによって炉心損傷に至る。 ・対策としては、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却により、格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することで格納容器先行破損を防止する。 ・格納容器の過圧破損を防止することが評価目的のため、評価指標は「格納容器圧力」とする。
ECCS再循環機能喪失	・大破断LOCA＋低圧再循環失敗 ・大破断LOCA＋高圧再循環失敗 ＋低圧再循環失敗	燃料被覆管 温度	・大破断LOCA後、ECCS注入により炉心冷却が行われる。その後ECCS再循環機能が喪失することによって炉心への注水機能が喪失し、原子炉容器内水位が徐々に低下するため、注水機能が回復しなければ、炉心は露出し、炉心損傷に至る。 ・対策としては、原子炉格納容器スプレイ系を利用した代替再循環を行うことで、炉心冷却を確保する。 ・炉心水位を維持し炉心損傷を防止することが評価目的のため、評価指標は「燃料被覆管温度」とする。

重要現象の特定（２）

２）格納容器破損防止対策

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	評価指標	事象の概要および評価指標の選定理由
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	・大破断LOCA ＋ECCS注入失敗 ＋格納容器スプレイ注入失敗	格納容器圧力	・大破断LOCA後、ECCS注入に失敗し炉心損傷に至る。溶融炉心は炉心内を下降し原子炉容器下部プレナムに落下した後、原子炉容器破損を経て原子炉キャビティに落下する。溶融炉心の崩壊熱により原子炉キャビティの冷却材が急速に蒸発する他、溶融炉心によるコンクリートの溶融侵食により水蒸気や水素が生成する場合もある。格納容器圧力は、水蒸気や非凝縮性ガスの発生により上昇し、格納容器過圧破損に至る。 ・対策としては、代替設備による格納容器スプレイにより原子炉キャビティに水を張るとともに、格納容器の圧力上昇を抑制する。その後、再循環ユニットによる自然対流冷却により長期的な格納容器圧力抑制を図る。 ・格納容器の過圧破損を防止することが評価目的のため、評価指標は「格納容器圧力」とする。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	・全交流動力電源喪失 ＋補助給水失敗	格納容器雰囲気温度	・全交流動力電源喪失＋補助給水により炉心冷却に失敗し、１次系圧力が高い状態で炉心損傷に至る。溶融炉心は炉心内を下降し原子炉容器下部プレナムに落下した後、原子炉容器破損を経て原子炉キャビティに落下する。原子炉圧力が高圧状態で原子炉容器破損に至ると、溶融炉心の分散放出が発生し、原子炉キャビティ内に飛散、堆積する。原子炉キャビティ内の冷却材が蒸発、枯渇すると、格納容器雰囲気は過熱状態で温度上昇を続け、格納容器過温破損に至る。 ・対策として、代替設備による格納容器スプレイにより原子炉キャビティに水を張ることで過熱状態移行を防止する。 ・格納容器の過温破損を防止することが評価目的のため、評価指標は「格納容器雰囲気温度」とする。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・全交流動力電源喪失 ＋補助給水失敗	１次系圧力	・「格納容器過温破損」と同様に事象進展し、原子炉圧力が高圧状態で原子炉容器破損に至るため、破損時には溶融炉心の分散放出が発生し、溶融炉心は液滴状に格納容器雰囲気へ飛散し、格納容器の圧力・温度が急上昇して破損に至る可能性がある。 ・本対策としては、炉心損傷を検知して、１次系を速やかに減圧させることで、溶融炉心の分散放出を抑制する。 ・高圧条件での溶融物の噴出を防止することが評価目的のため、評価指標は「１次系圧力」とする。

重要現象の特定（３）

２）格納容器破損防止対策

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	評価指標	事象の概要および評価指標の選定理由
原子炉圧力容器外の 溶融燃料－冷却材 相互作用	・大破断LOCA ＋ECCS注入失敗 ＋格納容器スプレイ注入失敗	格納容器 圧力	・「格納容器過圧破損」と同様に事象進展し、原子炉容器が破損に至る。原子炉容器破損により溶融炉心は原子炉キャビティへ重力落下する。原子炉キャビティに落下してきた溶融炉心の保有熱により冷却材が急速に蒸発し、水蒸気スパイクにより格納容器破損に至る可能性がある。 ・圧力スパイクにより、瞬時に格納容器圧力が急上昇し、格納容器の破損に至る可能性があるため、評価指標は「格納容器圧力」とする。
水素燃焼	・大破断LOCA ＋ECCS注入失敗	水素濃度	・大破断LOCA後、ECCS注入に失敗し、炉心損傷に至る。燃料被覆管の過熱により水－ジルコニウム反応で大量の水素が発生し、格納容器内へ放出される。溶融炉心は炉心内を下降して原子炉容器下部プレナムに落下し、原子炉容器破損を経て原子炉キャビティに落下する。これらの過程で発生した水素によって、水素爆轟が発生した場合、衝撃波により格納容器内構造物がミサイル化し、格納容器破損を引き起こす可能性がある。 ・対策としては、格納容器内に設置する水素処理設備により対処する。 ・格納容器内で水素が爆轟を引き起こさないことを確認することが評価目的のため、評価指標は「水素濃度」とする。
溶融炉心・コンクリート 相互作用	・大破断LOCA ＋ECCS注入失敗 ＋格納容器スプレイ注入失敗	コンクリート 侵食量	・「格納容器過圧破損」と同様に事象進展し、溶融炉心は原子炉キャビティへ重力落下する。原子炉キャビティ内の原子炉冷却材が枯渇した場合は、溶融炉心がキャビティのコンクリートと反応し、コンクリートからの脱水およびコンクリートの溶融が起きることになる。溶融炉心によるコンクリートの溶融侵食が継続し、ベースマットを溶融貫通すると、格納容器破損に至る。 ・対策としては、代替設備による格納容器スプレイにより原子炉キャビティに水を張り、溶融炉心の冷却を行う。 ・溶融デブリによるコンクリート侵食を抑制することが評価目的のため、評価指標は「コンクリート侵食量」とする。

物理現象に対するランク付け（1）

- 事象進展を踏まえ、MAAPコードを適用する事故シーケンスの評価指標及び運転操作への影響に応じて、下表に示すとおり、「H」,「M」,「L」及び「I」にランク付け。

ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する。
M	評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。
L	評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない。
I	評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない。

物理現象に対するランク付け（2）

● ランク「H」及び「M」に分類された物理現象において評価指標に対する影響が大きいと考えられる現象を以下に示す。

評価指標へ影響を与える現象一覧

物理現象	影響を与える現象
炉心	・崩壊熱は、原子炉トリップ後の主たる熱源であるため、全てのシーケンスにてランクは高い。 ・燃料に関する物理現象は、炉心損傷が事象進展に与える影響が大きいためランクは高い。 ・熱流動に関する物理現象は、炉心露出に注目するシーケンスで、ランクは高い。
1次系	・構造材との熱伝達は、1次系圧力が高圧状態で炉心損傷が進展するシーケンスにおいては、炉心からの過熱蒸気がクリープ破損を発生させる可能性があるため、ランクは高い。 ・全交流電源喪失＋補助給水失敗のシーケンスにおいては、蓄圧タンク注入、加圧器の冷却材放出などが1次系インベントリへ影響を与えるため、ランクは高い。
蒸気発生器	・全交流電源喪失を想定する場合、2次系からの除熱に関する現象が、1次系の除熱へと影響を与えるため、ランクは高い。
格納容器	・熱水力応答や緩和系に関する物理現象は、格納容器圧力・温度を評価指標とするシーケンスでのランクは高い。 ・水素燃焼の事故シーケンスでは、水素の発生に関する現象のランクは高い。
原子炉容器 （炉心損傷後）	・1次系内FP挙動は炉心損傷の検知タイミングに影響することから、間接的に全ての事故シーケンスの評価結果に影響を与えるため、ランクは高い ・リロケーション及び原子炉容器破損は炉心溶融進展に大きく影響するため、いずれの格納容器破損モードにおいてもランクは高い。
格納容器 （炉心損傷後）	・FP挙動は炉心損傷の検知タイミングに影響することから、間接的に全ての格納容器破損防止の事故シーケンスの評価結果に影響するため、ランクは高い。 ・炉心溶融後のデブリによって発生する水蒸気、非凝縮性ガスは、格納容器の圧力・温度変化へ影響を与えるためランクは高い。

物理現象のランク（1）

● 各物理現象に対するランク付け結果を以下に示す。

物理現象のランク一覧（１／４）

評価事象・評価指標			炉心損傷防止		格納容器破損防止				
			原子炉格納容器の除熱機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	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
分類・物理現象			格納容器圧力	燃料被覆管温度	格納容器圧力・温度	1次系圧力	格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
炉心	核	核分裂出力	L	I	I	I	I	I	I
		フィードバック効果	L	I	I	I	I	I	I
		制御棒効果	L	I	I	I	I	I	I
		崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H
	燃料	燃料棒内温度変化	L	L	H	H	H	H	H
		燃料棒表面熱伝達	L	H	H	H	H	H	H
		被覆管酸化	L	M	H	H	H	H	H
		被覆管変形	I	L	H	H	H	H	H
	熱流動	沸騰・ボイド率変化	L	H	H	H	H	H	H
		気液分離（炉心水位）・対向流	L	H	H	H	H	H	H
		気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L
		圧力損失	L	L	L	L	L	L	L

物理現象のランク（2）

物理現象のランク一覧（２／４）

評価事象・評価指標		炉心損傷防止		格納容器破損防止				
		原子炉格納容器の除熱機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	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
分類・物理現象		格納容器圧力	燃料被覆管温度	格納容器圧力・温度	1次系圧力	格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
1次系	冷却材流量変化（強制循環時）	I	I	L	L	L	L	L
	冷却材流量変化（自然循環時）	L	I	L	L	L	L	L
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	L	L	L	L	L	L	L
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	L	L	L	L	L	L	L
	気液分離・対向流	L	H	L	L	L	L	L
	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L
	圧力損失	L	L	L	L	L	L	L
	構造材との熱伝達	L	L	$H_{(温)}$／$L_{(圧)}$	H	L	L	L
	ECCS強制注入	L	H	I	I	I	I	I
	蓄圧タンク注入	L	L	$M_{(温)}$／$L_{(圧)}$	M	L	L	L
加圧器	気液熱非平衡	I	I	$L_{(温)}$／$I_{(圧)}$	L	I	I	I
	水位変化	L	I	$L_{(温)}$／$I_{(圧)}$	L	L	L	L
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	I	I	$H_{(温)}$／$I_{(圧)}$	H	I	I	I

物理現象のランク（3）

物理現象のランク一覧（３／４）

分類・物理現象 ＼ 評価事象・評価指標		炉心損傷防止		格納容器破損防止				
		原子炉格納容器の除熱機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	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
		格納容器圧力	燃料被覆管温度	格納容器圧力・温度	1次系圧力	格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	L	L	H(温)／L(圧)	H	L	L	L
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	I	I	M(温)／I(圧)	M	I	I	I
	2次側水位変化・ドライアウト	I	I	H(温)／I(圧)	H	I	I	I
	2次側給水（主給水・補助給水）	L	L	I(温)／L(圧)	I	L	L	L
格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	L※	I	H	L	H	I	I
	区画間・区画内の流動（液体）	L※	L※	L	L	M	L	M
	気液界面の熱伝達	L	L	L	L	L	L	L
	構造材との熱伝達及び内部熱伝達	H	L	H	L	L	L	L
	スプレイ冷却	I	I	H	L	M	M	M
	再循環ユニット自然対流冷却	H	I	H	L	L	L	L
	放射線水分解等による水素発生	I	I	I	I	I	L	I
	水素濃度	I	I	M	L	L	H	M
	水素処理	I	I	I	I	I	I	I

※　多区画モデルを採用する場合のランク

物理現象のランク（4）

物理現象のランク一覧（４／４）

評価事象・評価指標		炉心損傷防止		格納容器破損防止				
		原子炉格納容器の除熱機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	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
分類・物理現象		格納容器圧力	燃料被覆管温度	格納容器圧力・温度	1次系圧力	格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	I	I	H	H	H	H	H
	原子炉容器内FCI（溶融炉心細粒化）	I	I	L	M	L	L	L
	原子炉容器内FCI（粒子デブリ熱伝達）	I	I	L	M	L	L	L
	下部プレナムでの炉心デブリの熱伝達	I	I	M	H	M	M	M
	原子炉容器破損、溶融	I	I	H	H	H	H	H
	1次系内FP挙動	I	I	M	M	M	M	M
格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器破損後の高圧炉心デブリ放出	I	I	I	I	I	I	I
	格納容器雰囲気直接加熱	I	I	I	I	I	I	I
	原子炉容器外FCI（溶融炉心細粒化）	I	I	M	I	H	M	H
	原子炉容器外FCI（粒子デブリ熱伝達）	I	I	M	I	H	M	H
	キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	I	I	L	I	L	H	H
	炉心デブリとキャビティ水の伝熱	I	I	M	I	L	H	H
	炉心デブリとコンクリートの伝熱	I	I	M	I	L	H	H
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	I	I	M	I	L	H	H
	格納容器内FP挙動	I	I	M	M	M	M	M

MAAPコードの概要（1）

- MAAPコードは、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能なコードである。
- シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、１次冷却系、格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止策あるいは格納容器破損防止策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物（FP）に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って１次系や格納容器に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。

MAAPコードのモデル一覧（１／２）

項目		計算モデル
炉心モデル	原子炉出力	・径方向及び軸方向の炉心出力分布の初期値を入力 ・原子炉トリップまで初期値を維持
	崩壊熱	・炉心全体の崩壊熱曲線を入力 ・径方向及び軸方向の崩壊熱割合を入力 ・リロケーションによる物質移動とともに崩壊熱も移動 ・FP は１２の核種グループを設定
	熱水力モデル（伝熱）	・健全形状炉心（露出時）：対流熱伝達および輻射熱伝達 ・健全形状炉心（冠水時、ペレット－被覆管）：ペレット内熱伝導＋ギャップ熱伝達（輻射熱伝達含む） ・健全形状炉心（冠水時、被覆管－冷却水）：対流熱伝達＋輻射熱伝達 ・崩壊炉心（露出時）：熱伝導、（対流＋輻射熱伝達）の平均 ・崩壊炉心（冠水時）：限界熱流束 ・崩壊炉心（伝熱表面積）：炉心形状のタイプおよびノード内炉心質量から計算 ・被覆管酸化：Baker－Just 相関式（高温時） Cathcart－Pawel 相関式（低温時） ・燃料棒内と１次系内の圧力差で膨れによる破損を考慮 ・ジルコニウムのペレットへの溶け込みを考慮
	水位計算モデル	・ダウンカマ部と炉心部で同じ水頭を仮定 ・炉心内の平均ボイド率は気泡上昇速度およびガス相のドリフト速度からドリフトフラックスモデルに基づき計算
１次系モデル	熱水力モデル（流動）	・ノード及び物質毎に以下を適用 ・質量及びエネルギー保存則 ・流量は圧損、静水頭バランスにより計算 ・気相の自然循環、リフラックス冷却を考慮 ・強制対流時はボイド率一定を仮定。自然循環時はボイド率に基づく気液分離を考慮
	熱水力モデル（伝熱）	・１次系ヒートシンクとして、原子炉容器、１次系配管及び炉内構造物を考慮 ・冷却水と１次系ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達 ・水蒸気と１次系ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達
	加圧器モデル	・気相部（水素及び気体 FP 含む）、液相部（溶解 FP 含む）に分割された熱非平衡モデル ・気相部、液相部の界面でのフラッシング及び気相の凝縮を考慮 ・加圧器逃がし弁及び安全弁からの放出流は加圧器逃がしタンクに導かれ、加圧器逃がしタンク内圧力が破損圧力に達するとラプチャ・ディスクの破損を仮定

項目		計算モデル
１次系モデル(つづき)	１次系破損モデル	・Larson－Miller パラメータ手法によるクリープ破損を評価
	破断流モデル	・差圧流 ・臨界流（Henry-Fauske モデル）
蒸気発生器モデル	熱水力モデル（流動）	・ノード及び物質毎に以下を適用 －　質量保存則 －　エネルギー保存則 －　流量は圧損、静水頭バランスにより計算
	熱水力モデル（伝熱）	・１次側（単相及び二相均質流） 強制対流時：Dittus－Boelter 相関式 自然対流時：一定の熱伝達係数を仮定 ・１次側（気液分離） リフラックス冷却を模擬 ・２次側（伝熱管冠水部（液相部）） Jens－Lottes 相関式 ・２次側（伝熱管露出部（液相部）） 強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達
格納容器モデル	熱水力モデル（流動）	・ノード及び物質毎に以下を適用 －　質量保存則 －　エネルギー保存則 －　流量は圧損、静水頭バランス及び圧力差により計算 ・１次系からの破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシングを考慮 ・気液界面の水のフラッシング、蒸気の凝縮を考慮
	熱水力モデル（伝熱）	・格納容器ヒートシンクとして、格納容器壁及び床、金属機器を考慮 ・水と格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達 ・水蒸気と１次系ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達
	再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル	・格納容器上部区画とアニュラ区画の間の流路として再循環ユニットを模擬 ・除熱特性：格納容器雰囲気温度と流速及び格納容器雰囲気温度と除熱量の関数を入力

MAAPコードの概要（2）

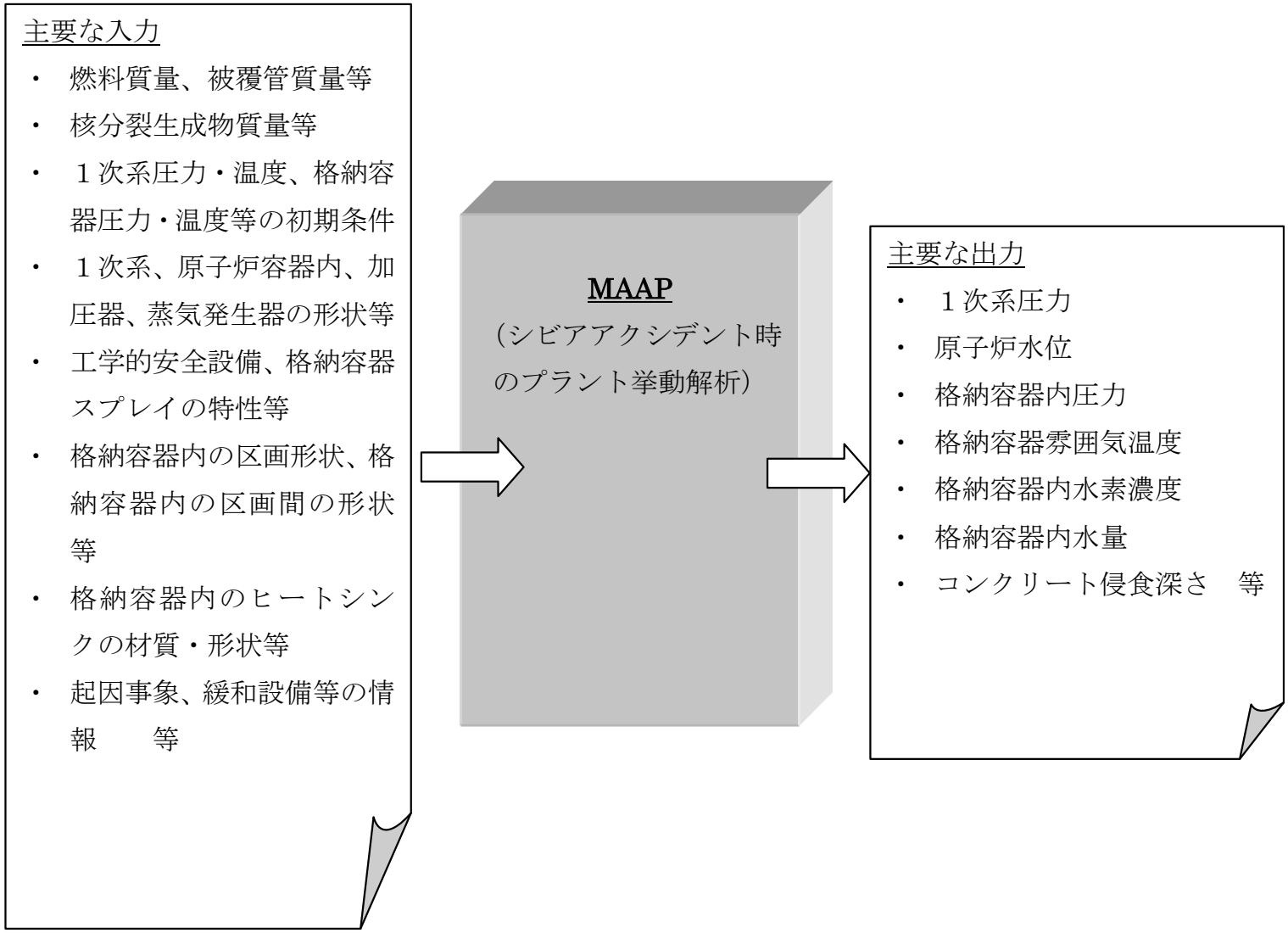
MAAPコードのモデル一覧（２／２）

項目		計算モデル
格納容器モデル (つづき)	水素発生	・水素発生源： ・炉心ヒートアップ及び炉心デブリのジルコニウム・水反応（Baker－Just 相関式（高温時）及び Cathcart－Pawel の相関式（低温）） ・炉心デブリによるコンクリート分解 （放射線水分解による水素発生、格納容器内での金属腐食による水素発生、納容器内でのヒドラジン分解による水素発生については、上記の水素発生量に比べて、ごく小規模であることから、解析モデル上、考慮していない）
	格納容器破損モデル	・格納容器内圧と限界圧力あるいは格納容器雰囲気温度と限界温度との比較により格納容器の破損を判定
安全系モデル	ECCS	・注入特性を入力し１次系圧力に応じて注入流量を計算
	蓄圧タンク	・状態方程式により蓄圧タンク圧力を計算し１次系圧力との差圧及び配管圧損から注入流量を計算
	格納容器スプレイ	・注入特性を入力し格納容器圧力に応じて注入流量を計算 ・スプレイ水による凝縮熱伝達により気相部冷却を計算
	加圧器逃がし弁、安全弁	・設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を計算 ・加圧器内の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算
	主蒸気逃がし弁、安全弁	・設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を計算 ・蒸気発生器２次側二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算
	補助給水	・境界条件（ＳＧ水位がプログラム水位に一致するよう自動制御）
デブリ挙動モデル	ヒートアップ	（炉心モデル（熱水力モデル（伝熱））に記載）
	リロケーション	・軸方向および径方向に質量およびエネルギーの移動を考慮 ・炉心ノード内の状態として、「健全状態」、「崩壊状態」、「キャンドリング」、「クラスト」及び「溶融」を考慮 ・軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動 ・径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動 ・キャンドリングの進展、クラスト及び溶融の各状態において蒸気及びガスの流路の閉塞を模擬 ・ノード内のクラスト及び溶融の比率はノード平均温度により計算 ・クラストは過熱および溶融プールによる水頭でのクリープ破損を考慮
	下部プレナムでのデブリ挙動	・下部プレナムからの炉心デブリの落下速度は、炉心デブリの密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算 ・デブリジェットと水のエントレインを計算 ・エントレイン量：Ricou-Spalding モデル ・水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・成層化したデブリベッドを模擬 ・上部の水による熱除去は Lipinski ドライアウト熱流束または Henry- Epstein-Fauske 相関式 ・デブリベッドに侵入した水による熱除去は、水の浸入を考慮した CHF 相関式 ・下部ヘッドとデブリのギャップでの沸騰水による熱除去については、Monde 相関式

項目		計算モデル
デブリ挙動モデル （つづき）	原子炉容器破損	・計装用案内管溶接部の破損として、関数化されたせん断応力あるいは歪みがしきい値を超える場合に破損を判定 ・原子炉容器下部ヘッドの破損として、Larson－Miller パラメータ手法によるクリープ破損を考慮 ・破損後、炉心デブリの加熱による破損口拡大を模擬
	原子炉容器破損後の高圧炉心デブリ放出	・高圧溶融物放出を防止が評価目的であり、高圧炉心デブリ放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気直接加熱についてはモデル上考慮しない。
	格納容器雰囲気直接加熱	
	原子炉キャビティでのデブリ挙動（落下及び溶融プール）	・デブリジェットと水のエントレインを計算 エントレイン量：Ricou-Spalding モデル 水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・原子炉キャビティ床上に落下したデブリ（連続体および粒子状）の質量とエネルギーは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定 ・原子炉キャビティ床での拡がり面積は入力値で設定 ・溶融プールは厚さ均一の平板を仮定、内部温度は１点で模擬 ・上部・下部・側部クラストを考慮し、下方および側方への侵食を考慮 ・クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して２次式で近似 ・侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化・固化温度を評価 ・炉心材およびコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価
	原子炉キャビティでのデブリ挙動（溶融プールの伝熱）	・上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮 ・水がない場合は上部クラストから対流および輻射熱伝達を考慮 ・内部の溶融物から上部・下部・側部クラストは対流熱伝達を考慮
	原子炉キャビティでのデブリ挙動（コンクリート侵食）	・コンクリート温度は、深さ方向に準定常の１次元の熱伝導方程式により温度分布を持つと仮定 ・コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食開始。その際、コンクリート融解熱及び化学反応熱発生を考慮。 ・コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに侵入すると仮定し、溶融プール中の金属との酸化反応を考慮 ・コンクリートのスラグも溶融プールに侵入し、ウラン・ジルコニウム等と混合すると仮定
FP 挙動モデル	FP 放出	・FP は炉心温度に対する放出速度の相違に基づき 12 グループに分類。各 FP グループの質量保存を考慮 ・ペレットと被覆管の間隙部に蓄積した FP の放出（ギャップ放出を模擬） ・溶融炉心－コンクリート反応に伴う FP 放出を模擬
	遷移・輸送	・１次系および格納容器内の FP 形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮（希ガスはガス状のみ）。また、水中および炉心デブリ内の FP を考慮 ・気相および液相中の FP の輸送は、熱水力計算から求まる体積流量から FP 輸送量を計算 ・FP がガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って移動 ・炉心デブリ内に残存する FP は炉心デブリと共に移動 ・水中の FP は区画間の水の流れと共に移動 ・格納容器および１次系内での気体、エアロゾル及び構造表面状（沈着）の状態間の遷移を模擬 ・エアロゾルの沈着は、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FP ガス凝縮、FP ガス再蒸発を模擬。沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない ・よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮
	崩壊熱	・崩壊熱は各位置の FP 量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮 ・FP 崩壊による発生エネルギーは入力の崩壊熱データで考慮 ・FP 崩壊による各 FP グループの質量の変化は考慮していない

MAAPコードの概要（3）

● MAAPコードの入出力データの概要を以下に示す。

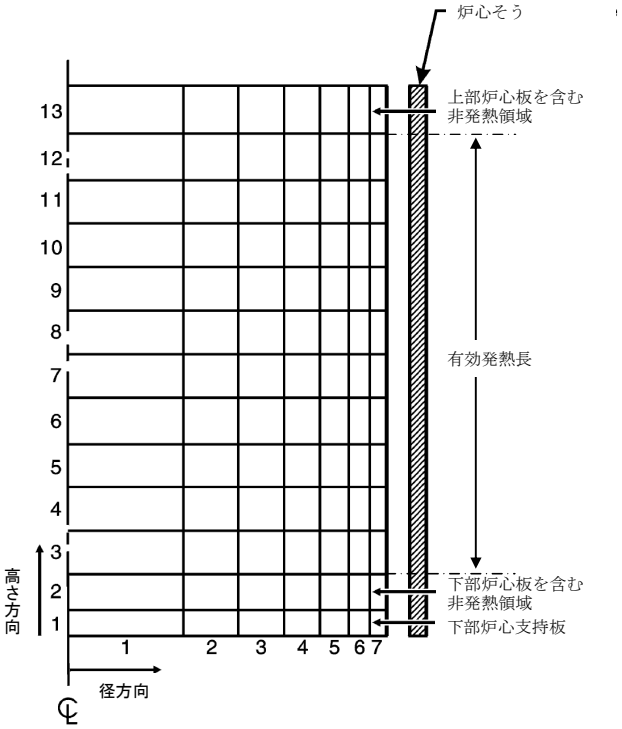


重要現象に対する解析モデル（1）

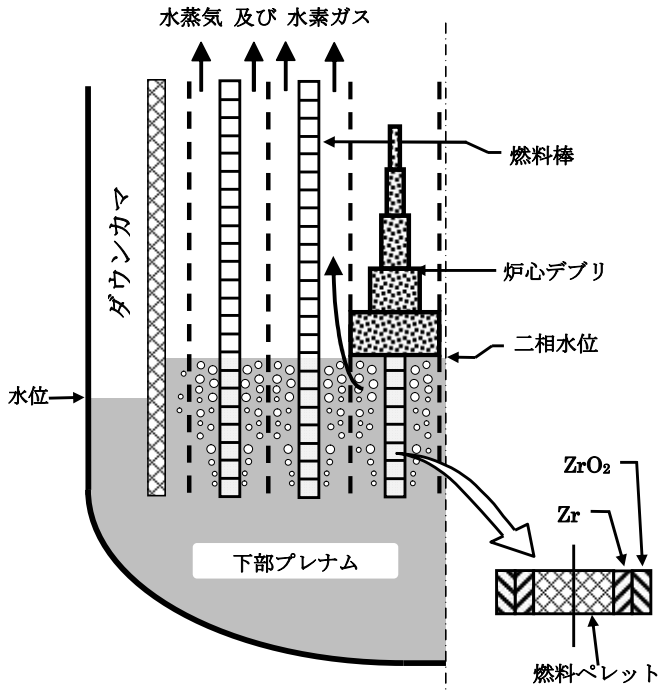
● 重要現象に分類された物理現象を評価するために必要となる解析モデルを下表に示す。

重要現象を評価するために必要な解析モデル（１／３）

物理領域	重要現象	必要な解析モデル
炉心 （核特性）	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱） 核分裂生成物（FP）挙動モデル（崩壊熱）
炉心 （燃料）	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） デブリ挙動モデル（炉心ヒートアップ）
	燃料棒表面熱伝達	
	被覆管酸化	
	被覆管変形	
炉心 （熱流動）	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル （炉心水位計算モデル）
	気液分離（炉心水位）・対向流	



ノード分割例（炉心モデル）

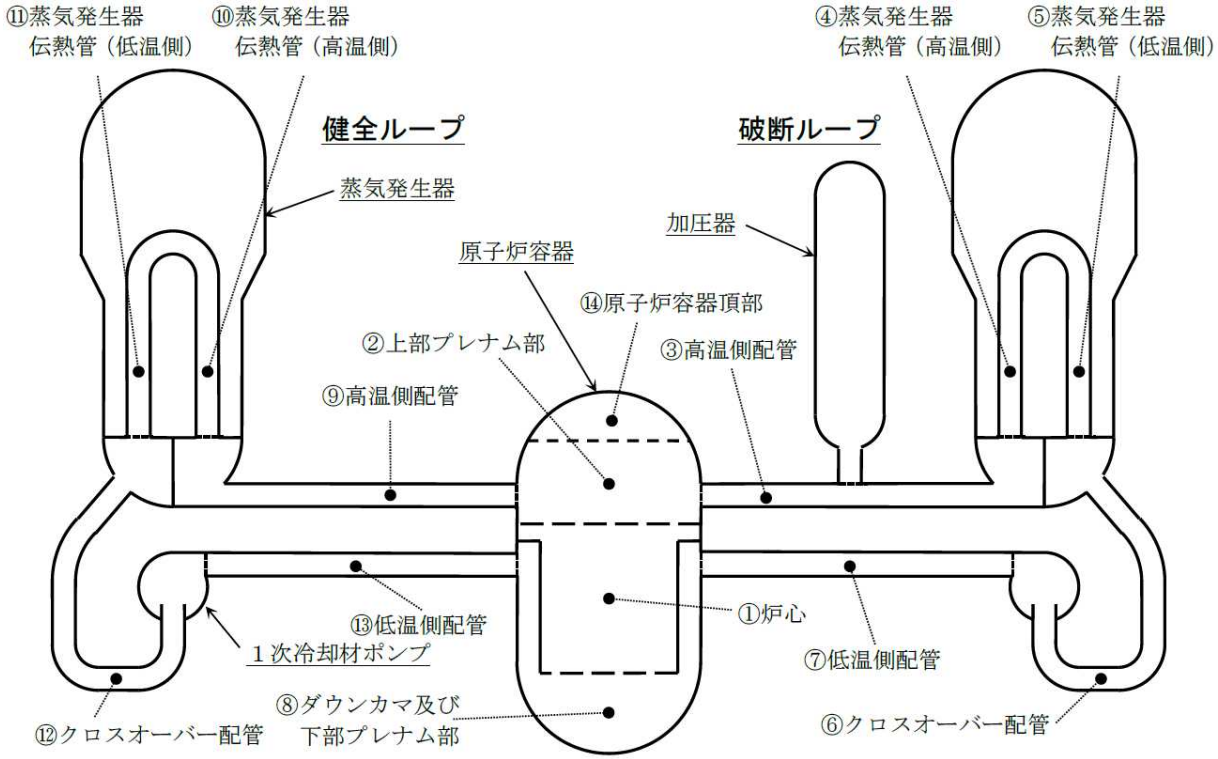


炉心ヒートアップ・溶融進展モデル

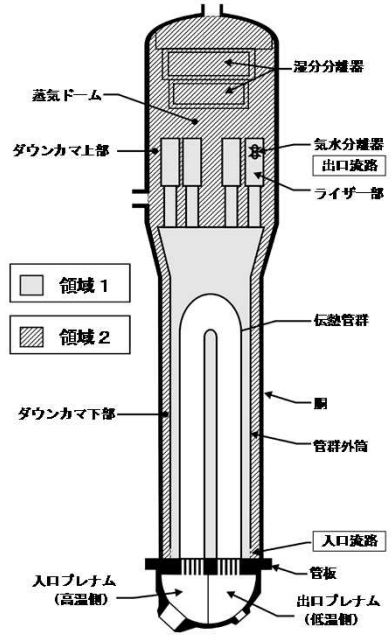
重要現象に対する解析モデル（2）

重要現象を評価するために必要な解析モデル（２／３）

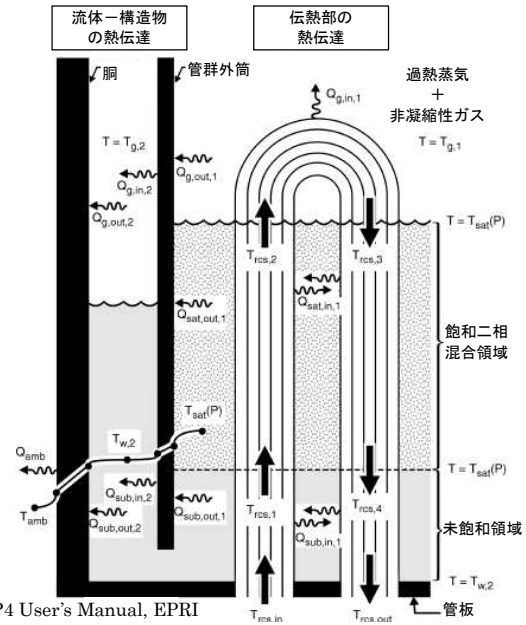
物理領域	重要現象	必要な解析モデル
１次系	気液分離・対向流	１次系モデル（１次系の熱水力モデル）
	構造材との熱伝達	１次系モデル（１次系破損モデル）
	ECCS強制注入	安全系モデル（ECCS）
	蓄圧タンク注入	安全系モデル（蓄圧タンク）
加圧器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	１次系モデル（加圧器モデル）
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	蒸気発生器モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	
	２次側水位変化・ドライアウト	



ノード分割例（１次系モデル）



ノード分割例（２次冷却系モデル）



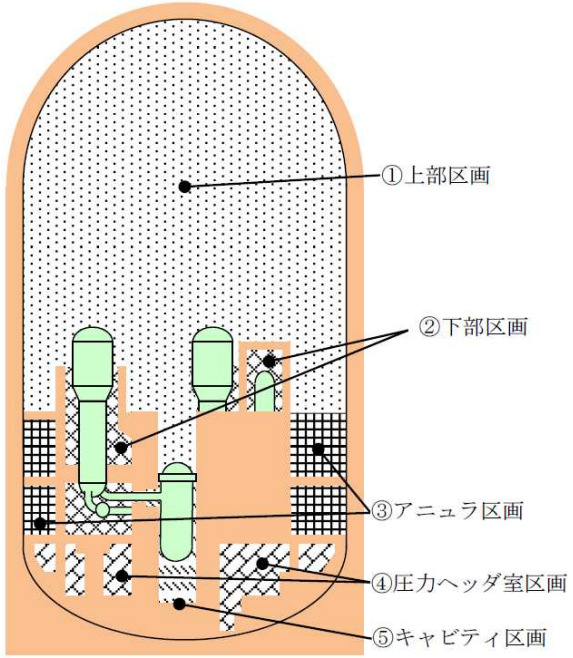
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

蒸気発生器の伝熱モデル

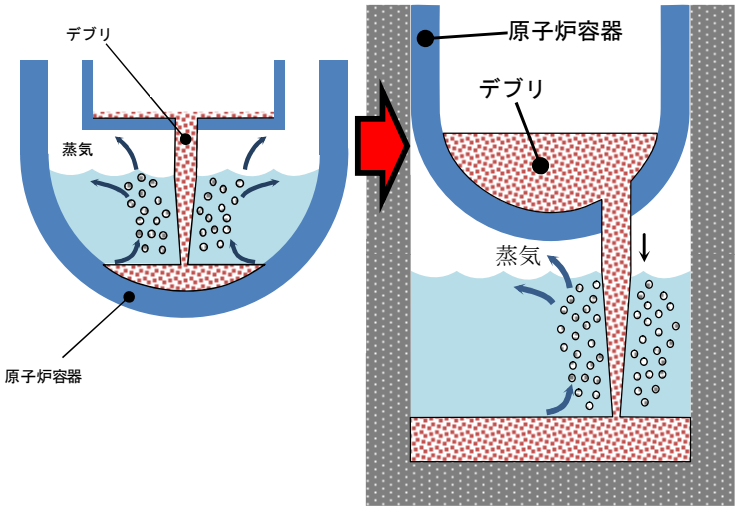
重要現象に対する解析モデル（3）

重要現象を評価するために必要な解析モデル（３／３）

物理領域	重要現象	必要な解析モデル
格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	格納容器モデル （格納容器の熱水力モデル）
	区画間・区画内の流動（液体）	
	構造材との熱伝達及び内部熱伝達	
	スプレイ冷却	安全系モデル（格納容器スプレイモデル）
	再循環ユニット自然対流冷却	再循環ユニットモデル
	水素濃度	格納容器モデル（水素発生）
原子炉容器 （炉心損傷後）	リロケーション	デブリ挙動モデル （リロケーション）
	原子炉容器内FCI（溶融炉心細粒化）	デブリ挙動モデル （下部プレナムでのデブリ挙動）
	原子炉容器内FCI（粒子デブリ熱伝達）	
	下部ﾌﾟﾚﾅﾑでの炉心ﾃﾞﾌﾞﾘの熱伝達	
	原子炉容器破損、溶融	デブリ挙動モデル （原子炉容器破損モデル）
	１次系内FP挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル
格納容器 （炉心損傷後）	原子炉容器外FCI（溶融炉心細粒化）	デブリ挙動モデル （原子炉キャビティでのデブリ挙動）
	原子炉容器外FCI（粒子デブリ熱伝達）	
	キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	
	炉心デブリとキャビティ水の伝熱	
	炉心デブリとコンクリートの伝熱	
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	
	格納容器内FP挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル



ノード分割図（格納容器モデル（３ループの例））



下部プレナムおよび原子炉キャビティにおける
デブリ挙動の概念

重要現象に対する検証／妥当性確認方法（1）

● MAAPコードで評価する重要現象の解析モデルにおける妥当性確認の方法を下表に示す。

重要現象に対する妥当性確認方法（１／３）

物理領域	重要現象	妥当性確認の方法	参照箇所
炉心 （核特性）	崩壊熱	崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動分を考慮した崩壊熱曲線を入力値としているため、妥当性確認は不要である。	－
炉心 （燃料）	燃料棒内温度変化	TMI事故に対するベンチマーク解析の結果により、妥当性を確認する。	P3-22 （ 図1 ）
	燃料棒表面熱伝達		
	被覆管酸化		
	被覆管変形		
炉心 （熱流動）	沸騰・ボイド率変化	「ECCS再循環機能喪失」シーケンスにおけるECCS再循環失敗以降の炉心水位挙動に対して影響が大きいと考えられることから、コード間比較により評価を行う。	P3-23 （ 図2 ）
	気液分離（炉心水位）・対向流		
1次系	気液分離・対向流		
	構造材との熱伝達	工学分野でクリープ破損評価に広く使用されるモデルを用いており、妥当性確認は不要である。	－
	ECCS強制注入	注入特性は評価目的に応じた作動圧力およびポンプの圧力－流量特性を入力値として与えるため、妥当性確認は不要である。	－
	蓄圧タンク注入	注入特性は一般的な状態方程式及び差圧流モデルが使用されていることから、解析モデルとしても不確かさは小さいと考えられるが、蓄圧注入ラインの流動抵抗（圧力損失）の変化が1次系圧力に与える影響を確認するための感度解析を行う（注入特性に関しては、妥当性確認は不要）。	添付1

重要現象に対する検証／妥当性確認方法（2）

重要現象に対する妥当性確認方法（２／３）

物理領域	重要現象	妥当性確認の方法	参照箇所
加圧器	冷却材放出	TMI事故に対するベンチマーク解析の結果により、妥当性を確認する。また、低圧時の加圧器逃がし弁からの放出流量に関して添付1にて考察。	P3-24 （ 図3 ）
蒸気発生器	１次側・2次側の熱伝達	MB-2実験に対するベンチマーク解析の結果により、妥当性を確認する。	P3-25 （ 図4 ）
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		
	2次側水位変化・ドライアウト		
格納容器	区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	HDR実験及びCSTF実験に対するベンチマーク解析の結果により、妥当性を確認する。	P3-26 （ 図5 ）
	構造材との熱伝達		
	区画間の流動（液体）	格納容器の形状に基づいた静水頭による流動を用いており、不確かさは小さいため、妥当性確認は不要である。	－
	スプレイ冷却	評価目的に応じたポンプ作動圧力及び圧力‐流量特性を入力値としているため、妥当性確認は不要である。	－
	水素濃度	TMI事故に対するベンチマーク解析の結果により、妥当性を確認する。	P3-27 （ 図6 ）
	再循環ユニット自然対流冷却	除熱特性を変化させた感度解析を行う（除熱特性に関しては、妥当性確認は不要）。	P3-28 （ 図7 ）

重要現象に対する検証／妥当性確認方法（3）

重要現象に対する妥当性確認方法（３／３）

物理領域	重要現象	妥当性確認の方法	参照箇所
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	リロケーションについては、TMI事故に対するベンチマーク解析との比較により、妥当性を確認する。	P3-22（図1）
	原子炉容器内FCI（溶融炉心細粒化）	圧力スパイクに関して、有効性評価への影響を確認するため、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」防止に関する不確かさの要因について、感度解析を行う。	添付1
	原子炉容器内FCI（粒子デブリ熱伝達）		
	下部プレナムでの炉心デブリの熱伝達	有効性評価への影響を確認するため、TMI事故に対するベンチマーク解析により妥当性を確認する。また、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」防止に関する不確かさの要因について、感度解析を行う。	添付1 添付2
	原子炉容器破損、溶融	原子炉容器破損モデルは、TMI事故の知見に基づき開発されており、一定の妥当性は有すると判断できるが、「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」を対象に、計装案内管の溶接部破損時の最大歪みを変化させた感度解析を行う。	添付1
	１次系内FP挙動	燃料から1次系へ放出されるFP挙動についてPHEBUS-FP試験のベンチマークによって妥当性を確認。「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」を対象に、炉心からのFP放出速度を変化させた感度解析を行う。	P3-29（図8） P3-31（図10）
格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器外FCI（溶融炉心細粒化）	圧力スパイクに関して、有効性評価への影響を確認するため、原子炉容器外FCIのうち、圧力スパイクの不確かさの要因について、実現象と解析モデルの差に着目し、感度解析を行う。	添付2
	原子炉容器外FCI（粒子デブリ熱伝達）		
	キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	有効性評価への影響を確認するため、MCCIの不確かさの要因について、実現象と解析モデルの差に着目し、感度解析を行う。	添付3
	炉心デブリとキャビティ水の伝熱		
	炉心デブリとコンクリートの伝熱	ACE実験及びSURC実験に対するベンチマーク解析の結果により、妥当性を確認する。	P3-30（図9）
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		
	格納容器内FP挙動	格納容器内に放出されたエアロゾル挙動についてABCOVE実験のベンチマークによって妥当性を確認。 PHEBUS-FP試験のベンチマーク及び炉心からのFP放出速度を変化させた感度解析については、１次系内FP挙動と同様。	P3-29（図8） P3-31（図10）

重要現象に対する検証／妥当性確認方法（4）

重要現象に対する妥当性確認方法一覧表（１／２）

物理領域	重要現象	妥当性確認方法								
		TMI事故	HDR実験	CSTF実験	ACE実験	SURC実験	MB－2実験	PHEBUS-FP実験	ABCOVE実験	感度解析
炉心	崩壊熱	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	燃料棒内温度変化	○	－	－	－	－	－	－	－	－
	燃料棒表面熱伝達	○	－	－	－	－	－	－	－	－
	被覆管酸化	○	－	－	－	－	－	－	－	－
	被覆管変形	○	－	－	－	－	－	－	－	－
	沸騰・ボイド率変化	－	－	－	－	－	－	－	－	○
	気液分離（炉心水位）・対向流	－	－	－	－	－	－	－	－	○
1次系	気液分離・対向流	－	－	－	－	－	－	－	－	○
	構造材との熱伝達	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	ECCS強制注入	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	蓄圧タンク注入	－	－	－	－	－	－	－	－	流動抵抗 ○
加圧器	冷却材放出	○	－	－	－	－	－	－	－	－
蒸　気 発生器	1次側・2次側の熱伝達	－	－	－	－	－	○	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	－	－	－	○	－	－	－
	2次側水位変化・ドライアウト	－	－	－	－	－	○	－	－	－
格納容器	区画間の流動 （蒸気、非凝縮性ガス）	－	○	○	－	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	－			－	－	－	－	－	－
	区画間の流動（液体）	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	スプレイ冷却	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	水素濃度	○	－	－	－	－	－	－	－	－
	再循環ユニット自然対流冷却	－	－	－	－	－	－	－	－	○

重要現象に対する検証／妥当性確認方法（5）

重要現象に対する妥当性確認方法一覧表（２／２）

物理領域	重要現象	妥当性確認方法								
		TMI事故	HDR実験	CSTF実験	ACE実験	SURC実験	MB－2実験	PHEBUS-FP実験	ABCOVE実験	感度解析
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	○	－	－	－	－	－	－	－	－
	原子炉容器内FCI（溶融炉心細粒化）	－	－	－	－	－	－	－	－	○
	原子炉容器内FCI（粒子デブリ熱伝達）	－	－	－	－	－	－	－	－	○
	下部プレナムでの炉心デブリの熱伝達	○	－	－	－	－	－	－	－	○
	原子炉容器破損、溶融	－	－	－	－	－	－	－	－	○
	1次系内FP挙動	－	－	－	－	－	－	○	－	○
格納容器（炉心損傷後）	格納容器内FP挙動	－	－	－	－	－	－	○	○	○
	原子炉容器外FCI（溶融炉心細粒化）	－	－	－	－	－	－	－	－	○
	原子炉容器外FCI（粒子デブリ熱伝達）	－	－	－	－	－	－	－	－	○
	キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	－	－	－	－	－	－	－	－	○
	炉心デブリとキャビティ水の伝熱	－	－	－	－	－	－	－	－	○
	炉心デブリとコンクリートの伝熱	－	－	－	○	○	－	－	－	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	－	－	－	○	○	－	－	－	－

妥当性確認・実機適用性評価（1）

［燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化、被覆管変形、リロケーション］

- TMI[1]事故の分析結果と、MAAPコードによる解析結果の比較を行った。
- 中央の溶融プール位置は、やや解析結果の方が高い位置となっているものの、上部の空隙領域、その下の上部デブリベッド、中央の溶融プール（二相及び単相の溶融プール）、下部の非溶融領域の各状態は、 TMI事故に対する解析結果により、220分時点の炉心状態について、分析結果と一致する状態が得られていることを確認した。

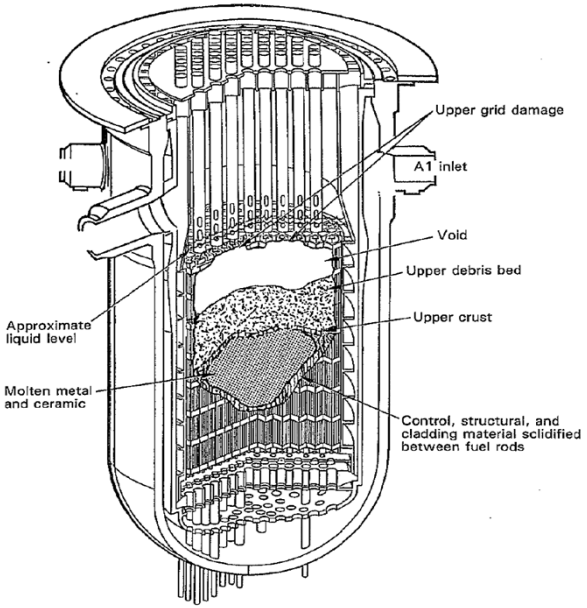
【実機解析への適用性】

TMI-2号機の炉心は、国内の3ループプラントと同程度のサイズであり、また、炉心ヒートアップやリロケーションに関する基本的な現象は、ループ数を問わず同様の経過となるものと考えられることから、MAAPにおけるモデルは、実機解析にも適用できるものと考える。

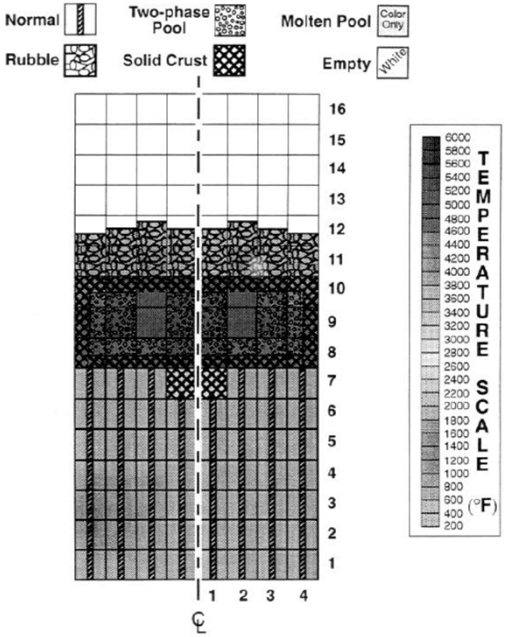
【有効性評価への適用性】

炉心ヒートアップに関する現象に関しては、実機スケールで確認された例が少ない。しかしながら、MAAPのモデルは、TMI事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され、そのモデルを用いて実施されたTMI事故のベンチマーク解析において再現性も確認されていることから、妥当性があると判断でき、各事故シーケンスの評価に適用できる。

[1] "TMI-2 Analysis Exercise Final Report," NEA/CSNI/R(91)8, 1992.



（TMI事故における炉心溶融状況）



（MAAPコードによる解析結果）

図1　TMI事故における炉心溶融状況とMAAPコード解析結果の比較

妥当性確認・実機適用性評価（2）

［沸騰・ボイド率変化、気液分離（炉心水位）・対向流］

- 炉心水位モデルに関して、Ｍ－RELAP5コードとの比較により、「ECCS再循環機能喪失」シーケンスでの炉心露出の予測性に関する考察を行った。
- MAAPコードによる解析結果では、原子炉容器内水位は炉心上端に達しないが、これを外挿すると、炉心水位が炉心上端に達する時間は約50分の時点である。一方、Ｍ－RELAP5コードによる解析結果では、約35分の時点で炉心露出に至っており、MAAPコードよりも約15分早い結果となった。
- MAAPにおける評価では、炉心露出までの時間を長めに見積もっている可能性があることから、Ｍ－RELAP5コードによる評価を不確かさとして取り扱うこととし、これを踏まえて「ECCS再循環機能喪失」における代替再循環の操作時間に考慮する。

【実機解析への適用性】

MAAPコードの炉心水位の予測には有意な不確かさが残るものの、同コードは原子炉1，2次系及び格納容器系に渡る流動全体を模擬する能力を有することから、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」と同様に、ECCS再循環機能喪失シーケンスに対する炉心損傷防止対策の有効性評価に適用可能。

【有効性評価への適用性】

「ECCS再循環機能喪失」では、炉心露出の予測に与える不確かさがあり、この時間を想定する実操作時間に考慮することでECCS再循環機能喪失に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認できる。

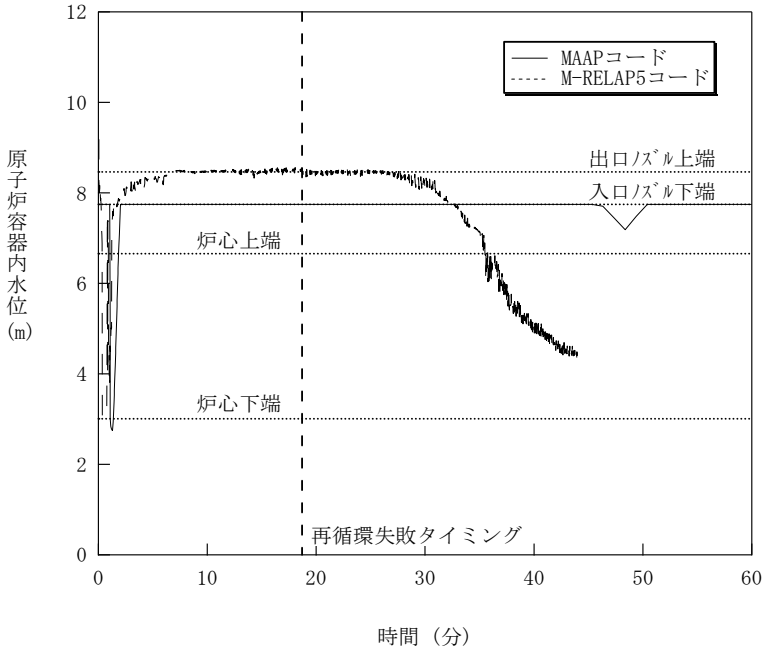


図2　ECCS再循環機能喪失評価のコード間比較（原子炉容器内水位）

妥当性確認・実機適用性評価（3）
［冷却材放出］

- TMI事故[1]の分析結果と、MAAPコードによる解析結果の比較を行った。
- 1次系圧力は、全体的に事故データの応答の特徴をよく模擬している。なお、200分～217分は解析結果の方が高いが、これは炉心損傷を保守的に評価するために水素発生量が多いためである。
- 加圧器水位は、高圧注入系の再起動後の水位低下が事故データよりも穏やかであるが、これは１次系圧力が高い値で推移したためであり、全体的に事故データの応答の特徴を良く模擬している。

【実機解析への適用性】

TMI2号機は、国内の3ループプラントと同程度の出力であるが、大型の貫流型蒸気発生器を採用した2ループプラントであることが特徴である。MAAPの1次系モデルは、健全側ループを1ループに縮約した2ループモデルであるが、この取扱いは、多くのコードで採用された実績があり、3ループプラントや4ループプラントへの適用性を有すると考えられる。

【有効性評価への適用性】

事故発生から加圧器逃がし弁元弁閉止までの1次系圧力及び加圧器水位の挙動から加圧器逃がし弁からの冷却材放出は適正に評価していると判断できる。したがって、冷却材放出を伴う事象に対する有効性評価への適用性を有する。

[1] "TMI-2 Analysis Exercise Final Report," NEA/CSNI/R(91)8, 1992.

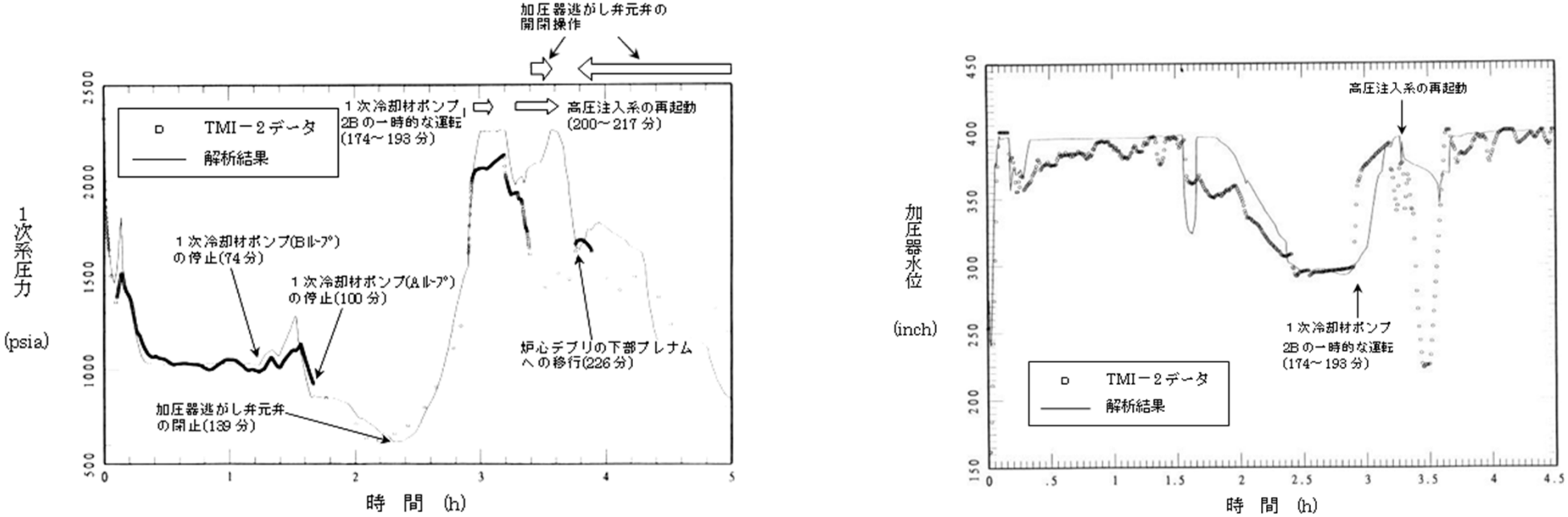


図3　TMI事故とMAAPコード解析結果の比較

妥当性確認・実機適用性評価（4）

［１次側・２次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、２次側水位変化・ドライアウト］

- MB-2[1][2]実験は、PWRプラントの過渡時及び事故時の蒸気発生器２次側の応答を模擬した実験であり、MAAPコードでは蒸気発生器モデルにより実験体系を模擬している。
- MB-2実験結果と、MAAPコードによる解析結果の比較を行い、MAAPは、液相放出が無い場合は適正に評価し、液相放出がある場合は、放出量を過大評価する傾向にあることを確認した。

【実機解析への適用性】

MB－2実験装置は、実機よりも規模が小さい1/7スケールであるものの、幾何的かつ熱水力的には同等に設計され、内部構造物も模擬したものである。したがって、不確かさについては、実機スケールにおいても適用できると考えられる。

【有効性評価への適用性】

MAAPの蒸気発生器モデルについては、不確かさの評価指標に対する影響は小さく、有効性評価への適用性を有する。

[1] Mendler, O. J. et al. “Loss of Feed Flow, Steam Generator Tube Rupture, and Steam Line Break Thermohydraulic Experiments,” NUREG/CR-4751. EPRI NP-4786. WCAP-11206 (1986)

[2] C. Y. Paik et al. “Benchmarking of MAAP4 Steam Generator Model agains Westinghouse MB-2 Experiments,” The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11) (2005).

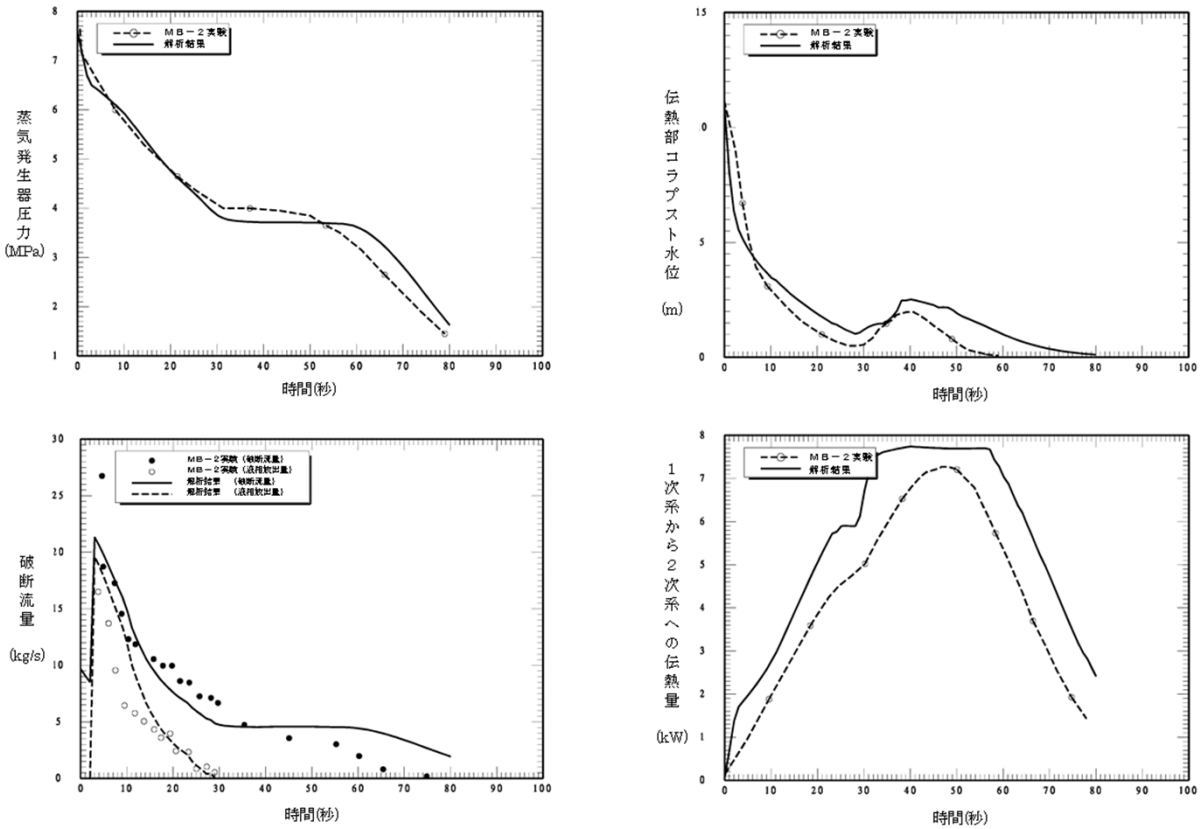


図4　MB-2実験結果とMAAPコード解析結果の比較（例：主蒸気管破断）

妥当性確認・実機適用性評価（5）

［区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、構造材との熱伝達］

- HDR[1]実験は、ドイツのHDR炉におけるLOCAに関する実機規模の実験である。
- CSTF[2]実験は、米国のシビアアクシデント時の格納容器内水素制御を研究するための実験である。
- 上記実験と解析の比較により、区画間の流動、構造材との熱伝達の不確かさから、格納容器内圧力は１割程度、格納容器雰囲気温度は十数℃程度、過大評価する傾向が確認された。一方、非凝縮性ガスの濃度は適正に評価されている。

【実機解析への適用性】

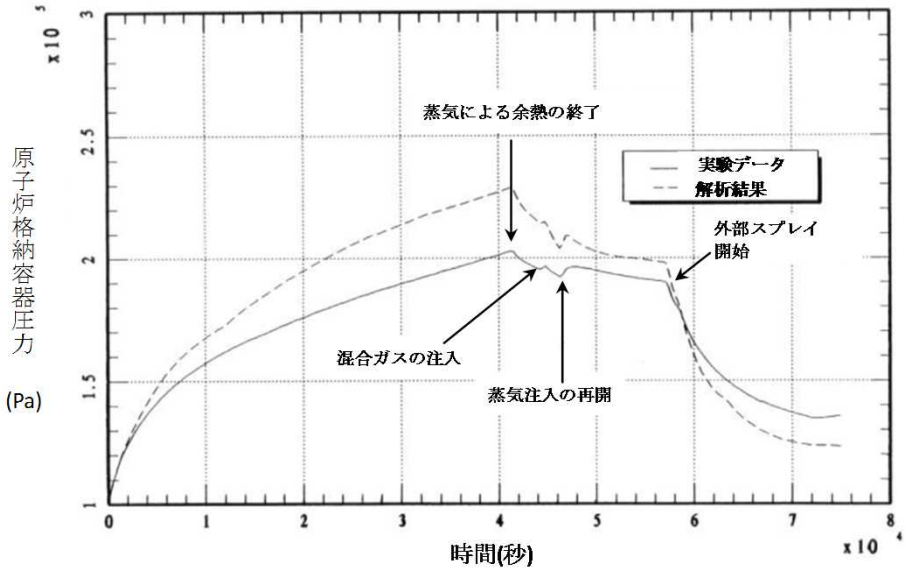
異なるサイズや形状を持つHDR実験及びCSTF実験に対して同様の挙動が確認されており、ループ数が異なることによる格納容器内の流動の差は、コードにより十分に模擬されるものと判断できる。よって、格納容器の流動に関して、実機解析に適用できる。

【有効性評価への適用性】

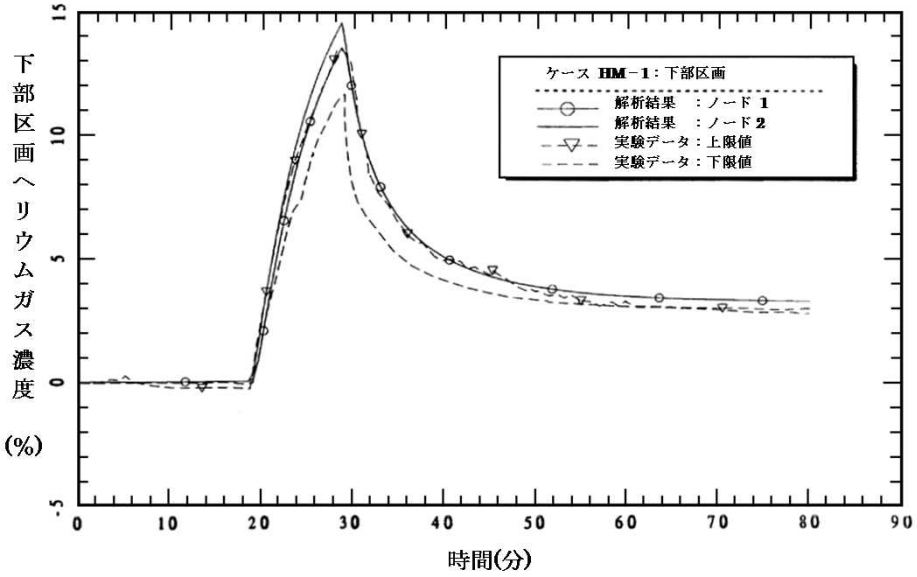
MAAPによる解析結果は、格納容器圧力及び温度の上昇を実機の挙動よりも大きめに評価する影響があり、実際の格納容器圧力及び温度の上昇は解析結果に比べて小さくなり、限界圧力・温度に対する余裕は大きくなる。

[1] "International standard problem 29: distribution of hydrogen within the HDR containment under severe accident conditions: final comparison report," NEA/CSNI/R(93)4, 1993.

[2] G. R. Bloom, et al., "Hydrogen mixing and distribution in containment atmospheres," EPRI Report NP-2669, 1983.



（HDR実験）



（CSTF実験）

図５　HDR実験及びCSTF実験結果とMAAPコード解析結果の比較例

妥当性確認・実機適用性評価（6）
［水素濃度］

- TMI事故[1]を模擬した、MAAPコードによる水素発生量の解析結果を示す。
- TMI事故の分析評価とMAAP解析結果では、水素発生期間及び全水素発生量は概ね一致している。

【実機解析への適用性】

TMI-2号機の炉心は、国内の3ループプラントと同程度のサイズであり、また、炉心ヒートアップやリロケーションに関する基本的な現象は、ループ数を問わず同様の経過となるものと考えられるため、実機解析に適用できる。

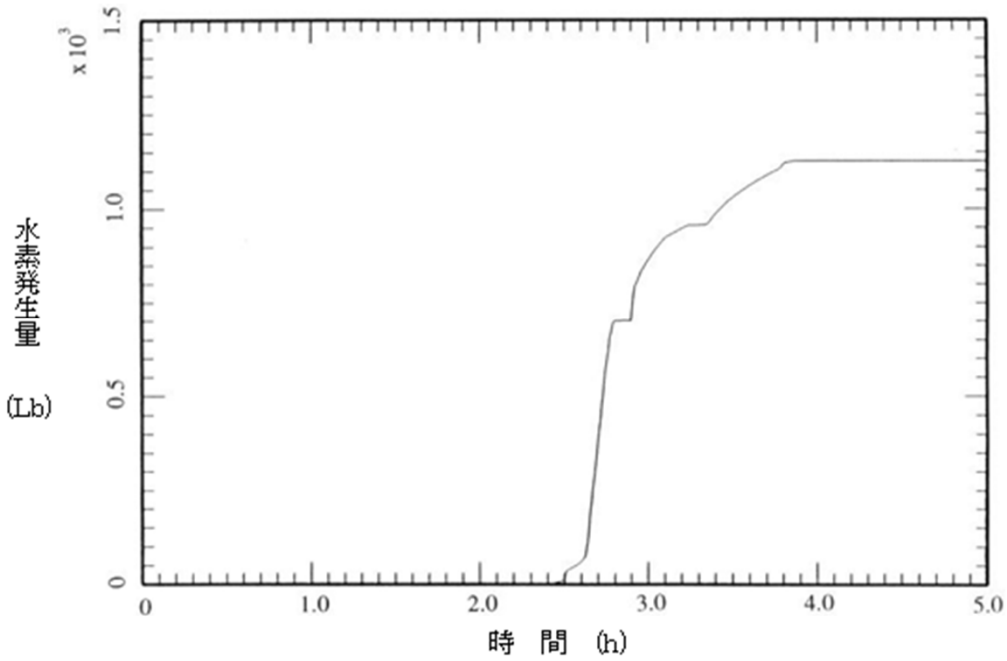
【有効性評価への適用性】

水素発生は、炉心ヒートアップやリロケーションの過程で発生し、現象については不確かさが大きいと考えられるが、MAAPのモデルは、TMI事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され、そのモデルを用いて実施されたTMI事故のベンチマーク解析において再現性も確認されているこいることから、妥当性があると判断でき、各事故シーケンスの評価に適用できる。

なお、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。

溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生については、添付3にて考察する。

[1] "TMI-2 Analysis Exercise Final Report," NEA/CSNI/R(91)8, 1992.



	TMI事故の分析	MAAP解析
水素発生開始時刻	139分	145分
水素発生期間	139～224分	145～230分
全水素発生量	1100～1200Lb. 約499～544kg	1125Lb. 510 kg

図6　TMI事故を模擬したMAAPコードによる水素発生量

妥当性確認・実機適用性評価（7）
［再循環ユニット自然対流冷却］

- MAAPコードでは、設計値に基づく除熱特性にて解析を行っている。
- 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」を対象に、格納容器内に水素が存在する場合、再循環ユニットの除熱効率が低下することから、水素濃度13%（ドライ換算値）を想定して、除熱量（－7%）及び流速（－10%）を変化させた感度解析を実施した。その結果、格納容器圧力を約0.016 MPa、格納容器温度を約2℃、それぞれ高めに評価する結果となった。

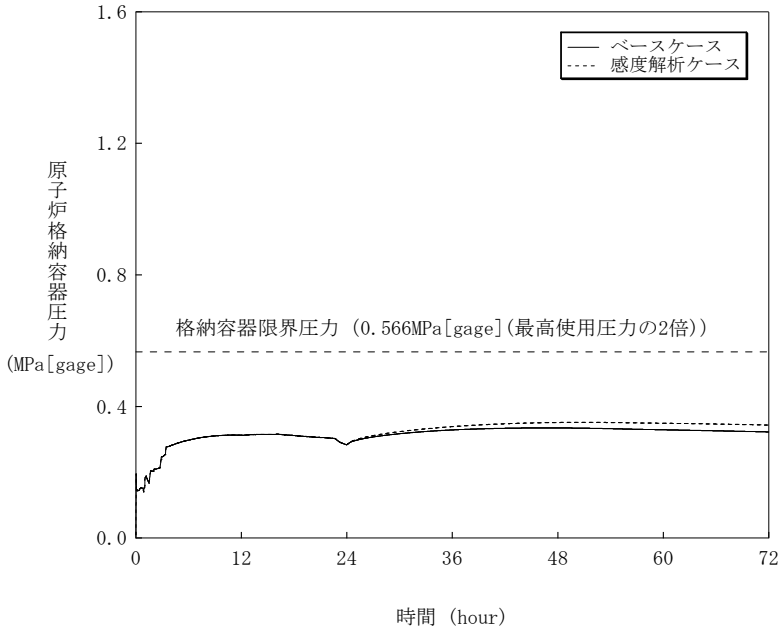
【実機解析への適用性】

代表3ループプラントを対象とした結果であり、ループ数によらず各プラントで同様の自然対流冷却の方式（メカニズム）を採用していることから、格納容器内に水素が存在する場合に圧力及び温度を高めに評価する傾向については各プラントでも同様となる。よって、自然対流冷却に関するモデルは、水素が存在する場合の評価手法も含め、実機解析への適用性を有すると判断される。

【有効性評価への適用性】

・「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、水素発生を伴わないことから、格納容器気相部の冷却は適正に評価される。

・格納容器破損防止の観点では、最大限水素が発生した状態（ドライ換算13%）の場合、判断基準に対して格納容器圧力を0.016MPa、温度を2℃の範囲で高めに評価する（代表3ループプラントの場合）。したがって、有効性評価のうち格納容器破損モードの評価において、格納容器圧力・温度の制限に対する余裕が小さい場合には、水素発生に伴う性能低下を考慮した感度解析により確認を行う必要がある。



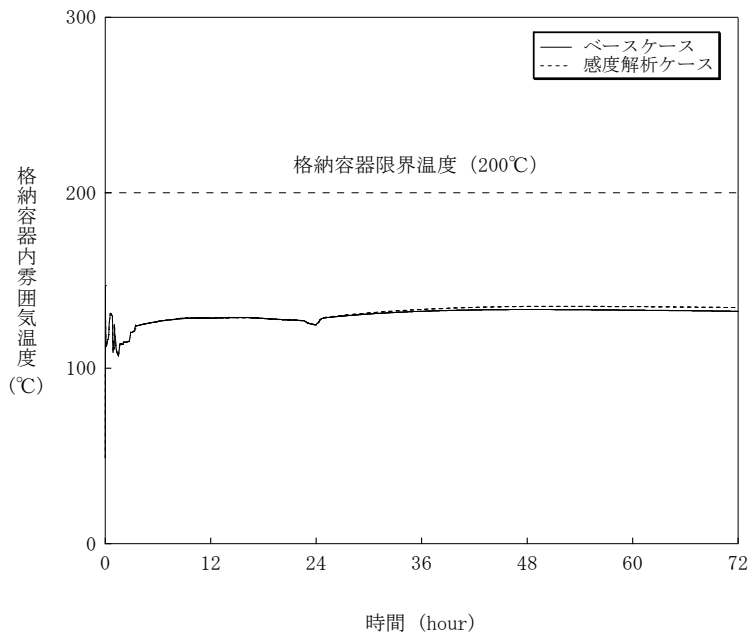


図7　MAAPコードによる感度解析結果（再循環ユニット自然対流冷却）

妥当性確認・実機適用性評価（8）
［１次系内FP挙動、格納容器内FP挙動］

- 「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」を対象に、炉心からのFP放出速度に係る係数を1割低減した感度解析を実施した。その結果、格納容器上部区画の希ガス量は、ベースケースとほぼ同様の挙動を示した。

【実機解析への適用性】

結果は4ループプラントを対象に評価したものであるが、FP放出速度は燃料に関連するもので個別プラントへの依存性は小さいと考えられることから、2、3ループプラントに対しても同様の傾向となると考えられる。よって、実機解析に適用できる。

【有効性評価への適用性】

FP放出速度の不確かさを考慮しても、炉心溶融検知判断への影響はほとんどないと考えられる。

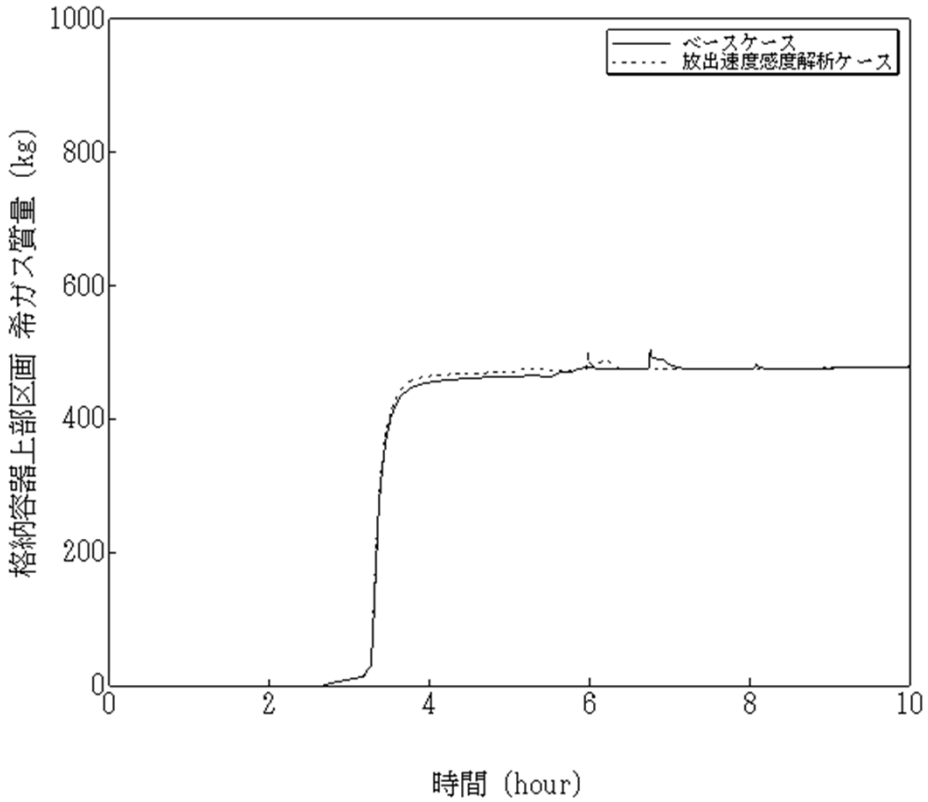


図8　MAAPコードによる感度解析結果（FP挙動モデル）

妥当性確認・実機適用性評価（9）
［溶融炉心・コンクリート相互作用］

- ACE実験[1]は、米国アルゴンヌ研究所が行った、MCCIの熱水力学的及び化学的プロセス検証を目的とした実験である。
- SURC実験[2]は、サンディア国立研究所が行ったMCCIに係る実験である。

どちらの実験においても、溶融燃料を模擬した物質のコンクリート侵食挙動とMAAPコードによる解析結果はよく一致している。

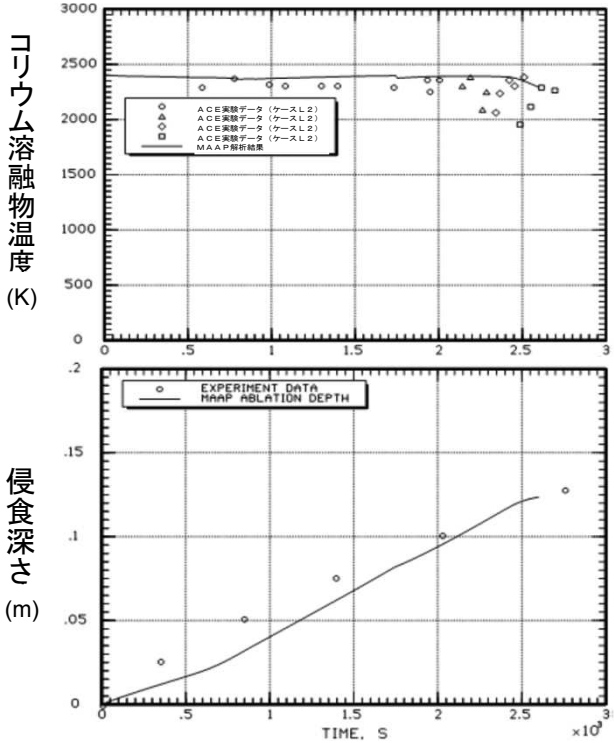
【実機解析への適用性】

ACE実験及びSURC実験のようなデブリベッド形状が既知の場合に、MAAPのモデルにおいて実験で観測されたコンクリート侵食挙動を再現できることが確認され、実機解析に適用可能と考えられる。このように、床面積および炉心デブリの体積に基づいたデブリ深さに応じた挙動を取り扱うことができ、ループ数に依らず、適用可能である。

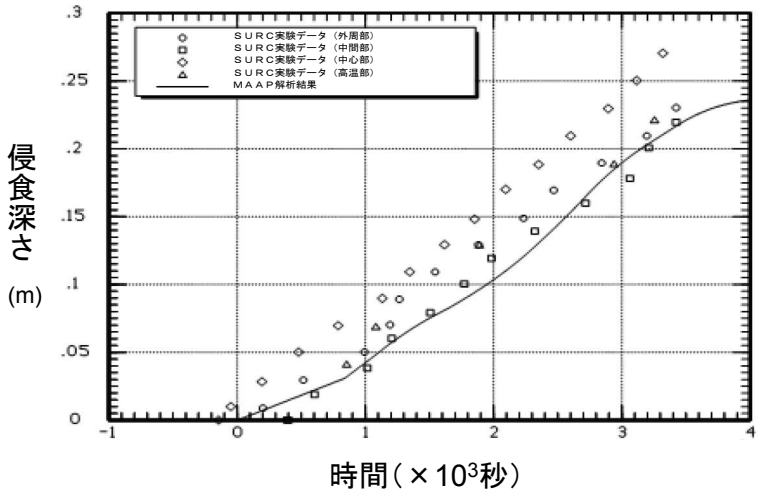
【有効性評価への適用性】

MAAPモデルにおいて、炉心デブリからコンクリートへの伝熱及びコンクリート侵食に関しては適正に評価されることを確認した。

[1] OECD/NEA “Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions,” NEA/CSNI/R(92)10.
[2] “International standard problem No 24: ISP-24: SURC-4 experiment on core-concrete interactions,” NEA/CSNI-155, 1988.



（ACE実験）



（SURC実験）

図9　ACE実験及びSURC実験結果とMAAPコード解析結果の比較例

妥当性確認・実機適用性評価（10）
［１次系内FP挙動、格納容器内FP挙動］

- PHEBUS-FP（FPT1）実験[1]解析[2]は、国際協力プログラムにて行ったシビアアクシデント条件下での炉心燃料から１次系を経て格納容器に至るまでのFP挙動を調査した総合実験であり、被覆管温度の上昇、被覆管破損に伴うギャップ放出等、各フェーズで観測された現象について、MAAPモデルにおいて、ある程度の模擬が出来ていることを確認した。
- ABCOVE実験[3]は、格納容器体系試験装置で実施された大規模エアロゾル挙動実験であり、乾燥エアロゾルにおいては、MAAPモデルにおいて、エアロゾルの凝集及び沈着挙動を良く模擬出来ていることを確認した。

【実機解析への適用性】

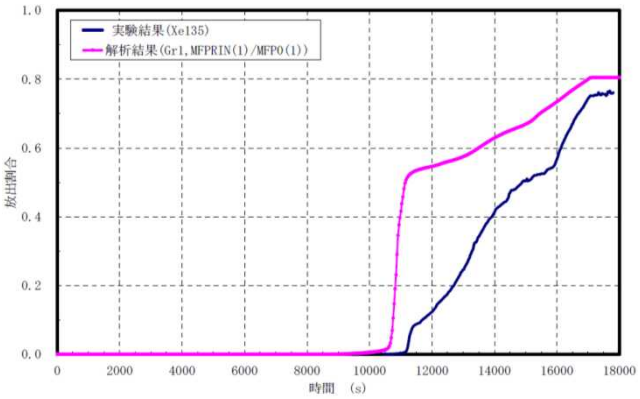
PHEBUS-FP実験に対する実験解析により、燃料からのFP放出割合は、最終的な放出割合について実験と同程度となっているものの、燃料棒被覆管温度を高めに評価し、放出の時間変化に相違があることを確認した。相違については、小規模な炉心体系の模擬性に起因しており、実機スケールでは不確かさは小さくなると考えられるため、実機解析へ適用可能であると考えられる。

ABCOVE実験に対する実験解析により、格納容器内の気相中のFP濃度が減衰する挙動を模擬できていることを確認した。実験規模は格納容器の区画のスケールと大きく相違がない事や、エアロゾルの凝集に伴い沈降速度が増大する挙動は区画の大きさに依存しないので、スケールの観点においても実機への適用は可能であると考えられる。

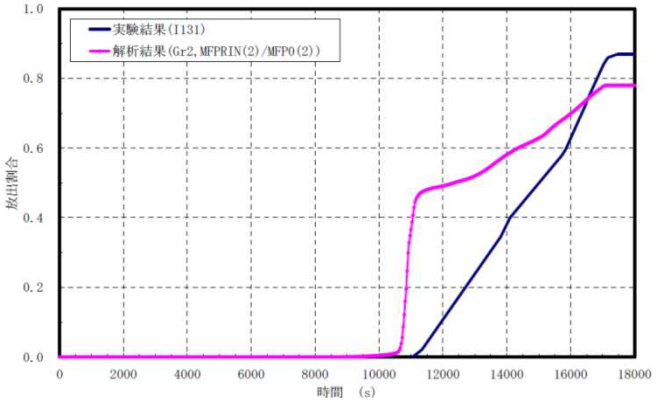
【有効性評価への適用性】

MAAPモデルにおいて、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されていることを確認している。その後の燃料破損後のFP放出開始のタイミング及び放出挙動については、早めに評価する傾向があったが、実機スケールでは不確かさは小さくなると考えられる。なお、最終的なFP放出割合は実験と同程度となっている。格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について、ほぼ適正に評価できることを確認しており、各事故シーケンスの評価への影響は小さい。

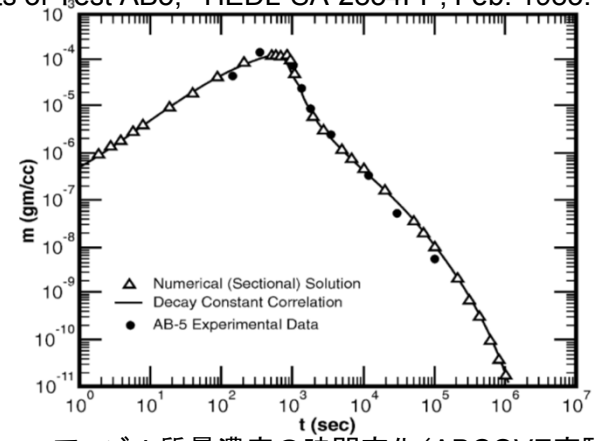
[1]Clement and Haste(IRSN, Cadarache), “Thematic Network for a PHEBUS FPT-1 International Standard Problem,” OECD/NEA, July 2003.
[2] 社団法人　日本原子力学会「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」（平成22年4月）
[3]R.K. Hilliard et al. “Aerosol Behavior Code Validation and Evaluation(ABCOVE) Preliminary Results of Test AB5,” HEDL-SA-2854FP, Feb. 1983.



希ガス放出割合の比較（PHEBUS-FP実験）



よう素放出割合の比較（PHEBUS-FP実験）



エアロゾル質量濃度の時間変化（ABCOVE実験）

図10　PHEBUS-FP実験及びABCOVE実験結果とMAAPコード解析結果の比較例

実機解析への適用性（1）

- 各種の事故解析、実験解析及び感度解析により実機解析への適用性を確認した結果を下表に示す。
- 下表に示すように、MAAPコードは実機解析に適用できることを確認した。

物理領域	重要現象	妥当性確認	実機解析への適用性
炉心	崩壊熱	不要	－
	燃料棒内温度変化	P3-22 図1	TMI事故に対する解析結果により、220分時点の炉心状態について、分析結果と一致する状態が得られていることを確認した。 TMI-2号機の炉心は、国内の3ループプラントと同程度のサイズであり、また、炉心ヒートアップやリロケーションに関する基本的な現象は、ループ数を問わず同様の経過となるものと考えられることから、MAAPにおけるモデルは、実機解析にも適用できるものと考える。
	燃料棒表面熱伝達		
	被覆管酸化		
	被覆管変形		
	沸騰・ボイド率変化	P3-23 図2	MAAPにおける評価では、炉心露出までの時間を長めに見積もっている可能性があることから、M－RELAP5コードによる評価を不確かさとして取り扱うこととし、これを踏まえて「ECCS再循環機能喪　失」における代替再循環の操作時間に考慮する。 MAAPコードの炉心水位の予測には有意な不確かさが残るものの、同コードは原子炉1，2次系及び格納容器系に渡る流動全体を模擬する能力を有することから、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」と同様に、ECCS再循環機能喪失シーケンスに対する炉心損傷防止対策の有効性評価に適用可能。
	気液分離（炉心水位）・対向流		
1次系	気液分離・対向流		
	構造材との熱伝達	不要	－
	ECCS強制注入	不要	－
	蓄圧タンク注入	添付1 図1-1 図1-2	感度解析により、蓄圧注入ラインの流動抵抗（圧力損失）を50%増加させた場合でも、事象進展に与える影響は軽微であることを確認した。 感度解析は4ループプラントの条件で実施したものであるが、ループ数によらず解析モデルの取扱いは同じであり、また、実機設備は炉心出力（崩壊熱）に応じて蓄圧タンク容量が決定されおり、2、3ループプラントに対しても同様の結果が適用可能であると判断される。よって、実機解析に適用できる。

実機解析への適用性（2）

物理領域	重要現象	妥当性確認	実機解析への適用性
加圧器	冷却材放出	P3-24 図3	TMI事故に対する解析結果により、事故発生から加圧器逃がし弁元弁閉止（約139分）までの1次系圧力及び加圧器水位に着目した考察を行った結果、1次系圧力及び加圧器水位について、実機プラントであるTMI事故の特徴を模擬できている。TMI2号機は、国内の3ループプラントと同程度の出力であるが、大型の貫流型蒸気発生器を採用した2ループプラントであることが特徴である。MAAPの1次系モデルは、健全側ループを1ループに縮約した2ループモデルであるが、この取扱いは、多くのコードで採用された実績があり、3ループプラントや4ループプラントへの適用性を有すると考えられる。
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	P3-25 図4	MB-2実験に対する解析結果により、「1次側・2次側の熱伝達」、「冷却材放出」及び「2次側水位変化・ドライアウト」については、適正に評価されることを確認した。 MB－2実験装置は、実機よりも規模が小さい1/7スケールであるものの、幾何的かつ熱水力的には同等に設計され、内部構造物も模擬したものである。したがって、不確かさについては、実機スケールにおいても適用できると考えられる。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		
	2次側水位変化・ドライアウト		
格納容器	区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	P3-26 図5	HDR実験、CSTF実験に対する解析結果より、格納容器中に放出した非凝縮性ガスの濃度は、実験結果をよく模擬していることを確認した。また、「構造材との熱伝達」を小さめに評価し、格納容器内圧力を1割程度、格納容器雰囲気温度を十数℃程度大きめに評価することを確認した。 異なるサイズや形状を持つHDR実験及びCSTF実験に対して同様の挙動が確認されており、ループ数が異なることによる格納容器内の流動の差は、コードにより十分に模擬されるものと判断できる。よって、格納容器の流動に関して、実機解析に適用できる。
	構造材との熱伝達		
	区画間の流動（液体）	不要	－
	スプレイ冷却	不要	－
	水素発生	P3-27 図6	TMI事故に対する解析結果により、水素発生量及びその発生期間がTMI事故の分析結果と概ね一致する結果が得られることを確認した。TMI-2号機の炉心は、国内の3ループプラントと同程度のサイズであり、また、炉心ヒートアップやリロケーションに関する基本的な現象は、ループ数を問わず同様の経過となるものと考えられるため、実機解析に適用できる。
	再循環ユニット自然対流冷却	P3-28 図7	除熱量を約7%、流速を約10%低下させた感度解析により、格納容器圧力を0.016MPa、温度を2℃の範囲で高めに評価することを確認した。 代表3ループプラントを対象とした結果であり、ループ数によらず各プラントで同様の自然対流冷却の方式（メカニズム）を採用していることから、格納容器内に水素が存在する場合に圧力及び温度を高めに評価する傾向については各プラントでも同様となる。 よって、自然対流冷却に関するモデルは、水素が存在する場合の評価手法も含め、実機解析への適用性を有すると判断される。

実機解析への適用性（3）

物理領域	重要現象	妥当性確認	実機解析への適用性
原子炉容器 （炉心損傷後）	リロケーション	P3-22 図1	TMI事故に対する解析結果により、炉心のリロケーションについては、220分時点の炉心状態においてTMI事故の分析結果と一致する状態が得られていることを確認した。
	原子炉容器内FCI （溶融炉心細粒化）	添付1 図2-1～2-4 図3-1～3-4 図4-1～4-4	圧力スパイクの不確かさ要因を抽出した感度解析により、原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さいことを確認した。 結果は4ループプラントに対して評価したものであるが、炉心質量と1次系体積の比は2、3ループプラントと同程度であるため、感度解析パラメータの影響は4ループプラントで代表でき、結果への影響も小さい。よって、実機解析に適用できると判断される。
	原子炉容器内FCI （粒子デブリ熱伝達）		
	下部プレナムでの 炉心デブリの熱伝達	添付1 図7-1～7-4 図8.1～8.4	限界熱流束を低下させた条件の感度解析により、原子炉容器下部プレナムの計装案内管溶接部の破損割合及び原子炉容器下部プレナムのクリープ破損割合の増加は僅かであり、原子炉容器破損時刻にほとんど感度がないことを確認した。 感度解析は4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器下部プレナムでの炉心デブリの熱伝達挙動は、ループ数によらず同様の取扱いとなっている。感度解析パラメータの影響は4ループプラントにおいて結果への影響が小さいため、2、3ループプラントにおいても同様の傾向となる。よって、実機解析に適用できると判断される。
	原子炉容器破損、溶融	添付1 図9-1～9.4	溶接部の最大歪み（しきい値）を1/10に低下させた場合の感度解析により、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認した。実機解析においては最大歪がここまで低下することは無く、影響は大きくないことを確認した。 結果は4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器本体や計装用案内管の構造は個別プラントによらず大きな違いはないため、2、3ループプラントにおいても、4ループプラントと同程度の影響があると考えられる。よって、実機解析に適用できると判断される。
	1次系内FP挙動	P3-29 図8 P3-31 図10	PHEBUS-FP実験に対する実験解析により、燃料からのFP放出割合は、最終的な放出割合について実験と同程度となっているものの、燃料棒被覆管温度を高めに評価し、放出の時間変化に相違があることを確認した。相違については、小規模な炉心体系の模擬性に起因しており、実機スケールでは不確かさは小さくなると考えられるため、実機解析へ適用可能であると考えられる。 炉心からのFP放出速度に係る係数を1割低減した感度解析により、FP放出速度が1割低減した場合においても、炉心溶融検知判断への影響はほとんどないことを確認した。 結果は4ループプラントを対象に評価したものであるが、FP放出速度は燃料に関連するもので個別プラントへの依存性は小さいと考えられることから、2、3ループプラントに対しても同様の傾向となると考えられる。よって、実機解析に適用できると判断される。

実機解析への適用性（4）

物理領域	重要現象	妥当性確認	実機解析への適用性
格納容器 （炉心損傷後）	原子炉容器外FCI （溶融炉心細粒化）	添付2 図1-1～1-4 図2-1～2-4 図3-1～3-4 図4-1～4-4	圧力スパイクの不確かさの要因を抽出した感度解析により、原子炉容器外FCIにより生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。 原子炉容器外FCIによる圧力スパイクは、原子炉キャビティに落下する炉心デブリの量やキャビティ水深等の条件に依存して変化し得るものの、そのメカニズムはループ数に依存しないこと、また、PWRプラントの格納容器が十分大きな自由体積を有しており原子炉容器外FCIに伴う水蒸気発生に対する格納容器圧力の上昇を抑制しうることから、原子炉容器外FCIに関する不確かさが有効性評価結果に与える影響は小さく、実機解析への適用性を有する。
	原子炉容器外FCI （粒子デブリ熱伝達）		
	キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	添付3 図1-1～1-4 図2-1～2-4 図3-1～3-4 図4-1～4-4	炉心デブリの拡がりがコンクリート侵食へ与える影響が大きく、厳しい条件を重ね合わせた場合においても、継続的なコンクリート侵食は生じず、格納容器バウンダリの健全性に影響を及ぼさない範囲のコンクリート侵食深さに留まる。また、その場合の水素発生量は、水素処理装置（PAR及びイグナイタ）による処理が可能な程度である。これらから、炉心損傷検知後にキャビティに水を張ることにより炉心デブリの細粒化及び固化を促進させる方策が有効であることを確認した。 結果は3ループプラントを対象に評価したものであるが、炉心損傷後にキャビティに水を張る運用はループ数によらず同様であり、その後、高温の炉心デブリが冷却材と接触するときに高い熱流束が発生して炉心デブリはほぼ冷却される傾向についてもループ数によらず同様である。これによりMAAPモデルの不確かさ幅が確認できたため、MAAPはキャビティ床面での溶融炉心の拡がり、炉心デブリとキャビティ水の伝熱に関して、実機解析に適用できる。ただし、炉心デブリの落下量により、その冷却状態は影響があるため、プラント別に評価が必要である。
	炉心デブリとキャビティ水の伝熱		
	炉心デブリとコンクリートの伝熱	P3-30 図9	ACE実験及びSURC実験に対する解析結果により、溶融物温度及びコンクリート侵食深さは、実験結果とよく一致していることを確認した。 ACE実験及びSURC実験のようなデブリベッド形状が既知の場合に、MAAPのモデルにおいて実験で観測されたコンクリート侵食挙動を再現できることが確認され、実機解析に適用可能と考えられる。このように、床面積および炉心デブリの体積に基づいたデブリ深さに応じた挙動を取り扱うことができ、ループ数に依らず、適用可能である。
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		
	格納容器内FP挙動	P3-29　図8 P3-31 図10	ABCOVE実験に対する実験解析により、格納容器内の気相中のFP濃度が減衰する挙動を模擬できていることを確認した。実験規模は格納容器の区画のスケールと大きく相違がない事や、エアロゾルの凝集に伴い沈降速度が増大する挙動は区画の大きさに依存しないので、スケールの観点においても実機への適用は可能であると考えられる。 PHEBUS-FP実験に対する実験解析及び炉心からのFP放出速度に係る感度解析については、1次系内FP挙動と同様である。

有効性評価への適用性（1）

・不確かさの取り扱い（評価指標の観点）

妥当性確認における重要現象に対する不確かさと、その不確かさが有効性評価に与える影響を示す。

	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	不要	○入力値に含まれる。	○有効性評価では、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用することから、いずれの事象についても厳しい結果を与えるものの、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。
炉心	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 被覆管酸化 被覆管変形	炉心モデル（炉心熱水力モデル） デブリ挙動モデル（炉心ヒートアップ）	・TMI事故解析 （P3-22　図1）	○TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ○炉心ヒートアップ速度（被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、被覆管表面積を2倍とした感度解析により影響を確認した（代表4ループプラントを例とした）。 ・SBO、LOCAシーケンスともに、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBOシーケンスでは約14分早まる。LOCAシーケンスでは約30秒早まる。	○TMI事故の再現性を確認しており、炉心ヒートアップに係る基本的なモデルについては、妥当性があると判断でき、各事故シーケンスの評価に適用できる。 ○感度解析では炉心溶融の時刻に対する感度は小さく、炉心ヒートアップする状態では炉心出口温度は350℃を超過し、炉心損傷を起点とする運転操作への影響は小さい。 ○同じく感度解析では、下部プレナムへのリロケーションの開始時間は、SBOシーケンスで有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3～4時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉キャビティに十分な注水がなされており、格納容器雰囲気温度への影響も軽微であり、有効性評価の結果に与える影響はない。「高圧溶融物・格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPa[gage]を上回ることはなく、格納容器破損防止対策の成立性に影響しない。 ○LOCAシーケンスに対しては感度が小さく、「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外の溶融炉心－冷却材相互作用」については、1次系インベントリが減少し除熱が悪化することからヒートアップの感度は小さく、原子炉容器破損時間への影響も小さいため、格納容器圧力に対する影響は小さい。「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉容器破損時間への影響が小さく、キャビティへの注水量の影響も小さいため、コンクリート侵食量への影響は小さい。「水素燃焼」については、被覆管酸化反応熱の増加を想定して仮想的に被覆管表面積を大きくしており、実機の被覆管表面積は形状により決まり、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。
炉心	沸騰・ボイド率変化 気液分離（炉心水位）・対向流	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	・感度解析 （P3-23　図2）	○「ECCS再循環機能喪失」では、M－RELAP5よりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M－RELAP5コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることが確認されている。 ○ECCS再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマのインベントリ、ECCS再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M－RELAP5コードと同等な結果が得られていることを確認した。 ○「ECCS再循環機能喪失」を除く他の事象に対しては上記の不確かさは影響しない。	○「ECCS再循環機能喪失」では、炉心露出の予測に与える不確かさがあり、この時間を想定する実操作時間に考慮することでECCS再循環機能喪失に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認できる。なお、炉心露出を基準として実施していることから、炉心露出から炉心損傷までに裕度がある。 ○「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、ECCSは注入モード／再循環モードともに成功し、LOCA後の再冠水以降では炉心は冠水しており、炉心水位計算に係る不確かさは格納容器圧力・温度に影響しない。 ○「格納容器過圧破損」、「原子炉圧力容器外の溶融炉心－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、高温側配管破断を想定し、上部プレナム、高温側配管及び蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて、水位が形成されないことから、炉心水位計算に係る不確かさは影響しない。 ○「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物・格納容器雰囲気直接加熱」では、炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部プレナム、高温側配管は蒸気領域になり、MAAPコードの炉心水位計算に係る不確かさは影響しない。
1次系	気液分離・対向流	1次系モデル（1次系の熱水力モデル）			

有効性評価への適用性（2）

	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ	有効性評価解析への影響
1次系	構造材との熱伝達	1次系モデル（1次系破損モデル）	不要	○熱伝達及びクリープ破損については、いずれも工学分野で広く使用されるモデルであり、不確かさは小さいと判断される。	○有効性評価の結果に影響しない。
	ECCS強制注入	安全系モデル（ECCS）	不要	○入力値に含まれる。	○強制注入系特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。
	蓄圧タンク注入	安全系モデル（蓄圧タンク）	・注入特性：不要 ・流動抵抗(圧損)：感度解析（添付1）	○注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 ○感度解析により流動抵抗（圧損）の感度が小さいことを確認した。	○注入系特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。 ○流動抵抗（圧損）の感度は小さく、有効性評価解析への影響はほとんどない。
加圧器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	1次系モデル（加圧器モデル）	TMI事故解析（P3-24　図3）	○TMI事故解析より、Henry-Fauskeモデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価することを確認した。	○加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価を行っており、有効性評価解析への影響はほとんどない。
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2実験解析（P3-25　図4）	○MB-2実験解析より、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認した。	○有効性評価においては、2次系からの液相放出が生じないため、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価する。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）			○MB-2実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認した。	○有効性評価においては、2次系からの液相放出が生じないため、2次系からの蒸気放出を適正に評価する。
	2次側水位変化 ・ドライアウト			○MB-2実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向を確認した。	○有効性評価においては、2次系からの液相放出が生じないため、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価する。
格納容器	区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	・HDR実験解析 ・CSTF実験解析 （P3-26　図5）	○HDR実験解析及びCSTF実験解析の結果より以下を確認した。 ・格納容器温度：十数℃程度高めに評価 ・格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。	○有効性評価において長期的な格納容器圧力及び温度の挙動に着目する「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「格納容器過温破損」及び「格納容器過圧破損」並びに圧力スパイク時の格納容器圧力挙動に着目する「原子炉圧力容器外の溶融炉心－冷却材相互作用」では、MAAPによる解析結果は、格納容器圧力及び温度の上昇を実際の挙動よりも大きめに評価する影響がある。したがって、解析結果に比べて、実際の格納容器圧力・温度の上昇は小さくなり、限界圧力・温度に対する余裕は大きくなる。 ○また、再循環ユニットによる自然対流冷却の操作時刻を早めに見積もる傾向があるが、格納容器圧力上昇は緩慢であるため、影響は小さいと考えられる。
	構造材との熱伝達				
	区画間の流動（液体）		不要	○格納容器の形状（流路高低差や堰高さ）に基づく静水頭による流動が主であり、不確かさは小さいと判断される。	○有効性評価の結果に影響しない。

有効性評価への適用性（3）

	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ	有効性評価解析への影響
格納容器	スプレイ注入	安全系モデル（格納容器スプレイモデル）	不要	○入力値に含まれる。	○注入特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。
	水素濃度	格納容器モデル（水素発生）	・TMI事故解析（P3-27　図6）	○TMI事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。	○TMI事故の再現性を確認しており、水素発生に関する基本的なモデルについては、妥当性があると判断でき、各事故シーケンスの評価に適用できる。有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。
	再循環ユニット自然対流冷却	格再循環ユニットモデル	感度解析（P3-28　図7）	○再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 ○水素が存在し、ドライ換算13%の場合、格納容器圧力を0.016 MPa、温度を2℃の範囲で高めに評価した（代表3ループプラントの場合）。	○「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、水素発生がないことから影響しない。「格納容器過温破損」及び「格納容器過圧破損」では、水素の発生があり実際の格納容器圧力・温度は解析結果よりも高めに推移する傾向となる。したがって、格納容器圧力・温度に対する余裕が小さい場合には、水素発生に伴う性能低下を考慮した感度解析により確認が必要である。
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	デブリ挙動モデル（リロケーション）	・TMI事故解析（P3-22　図1）	○TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ○リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認した（代表4ループプラントを例とした）。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBOシーケンスの場合約26分、LOCAシーケンスの場合約3分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。	○TMI事故の再現性を確認しており、リロケーションに係る基本的なモデルについては、妥当性があると判断でき、各事故シーケンスの評価に適用できる。 ○感度解析では、SBOシーケンスで炉心溶融やリロケーション後の原子炉容器の破損時刻が有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3～4時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉キャビティに十分な注水がなされており、格納容器雰囲気温度への影響も小さく、有効性評価の結果に与える影響はない。「高圧溶融物・格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPa[gage]を上回ることはなく、格納容器破損防止対策の成立性に影響しない。 ○LOCAシーケンスに対しては、感度は大きくなく、「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外の溶融炉心－冷却材相互作用」については、1次系インベントリが減少し除熱が悪化し、早期にヒートアップするため、リロケーションの感度は小さく、原子炉容器破損時間への影響も小さいため、格納容器圧力への影響は小さい。「水素燃焼」について、炉心崩壊前の水素発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉容器破損時間への影響が小さく、キャビティへの注水量の影響も小さいため、コンクリート侵食量に対する影響は小さい。

有効性評価への適用性（4）

	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉容器（炉心損傷後）	下部プレナムでの炉心デブリの熱伝達	デブリ挙動モデル（下部プレナムでのデブリ挙動）	・DCH防止に関する不確かさの検討（添付1）	○原子炉容器内FCIに影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さいことを確認した。	○「高圧溶融物／格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧溶融物噴出を防止の観点で、原子炉容器破損の時期とあいまって、原子炉容器内FCIによる1次系圧力変化が影響すると考えられるが、左記のとおり、原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さく、2.0MPa[gage]を上回ることはない。
	原子炉容器破損、溶融			○TMI事故解析における下部ヘッドの温度挙動についてTMI事故分析結果と一致することを確認した。 ○下部プレナムでの炉心デブリの熱伝達に関する項目として「炉心デブリと上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「炉心デブリと原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認した（代表4ループプラントを例とした）。	○TMI事故の再現性を確認しており、下部プレナムでの炉心デブリの熱伝達に係る基本的なモデルについては、一定の妥当性を有すると判断でき、各事故シーケンスの評価に適用できる。 ○感度解析では、原子炉容器破損時期等の事象進展への影響は小さく、各事故シーケンスの評価指標への影響は小さい。
	原子炉容器内FCI（溶融炉心細粒化、粒子デブリ熱伝達）	デブリ挙動モデル（原子炉容器破損モデル）		○原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み（しきい値）」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。	○全交流動力電源喪失を起因とする「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物／格納容器雰囲気直接加熱」を対象とした原子炉容器破損モデルに関する感度解析により、原子炉容器破損時刻に大きな感度はなく、各事故シーケンスの評価結果への影響は小さい。 ○大破断LOCAを起因とする「格納容器過圧破損」、「原子炉圧力容器外の溶融炉心－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、下部プレナムへの溶融炉心の落下が早く、下部ヘッドの加熱も早く進むことから、上記よりも感度は小さくなり、各事故シーケンスの評価結果への影響は小さいと考えられる。
	原子炉容器外FCI（溶融炉心細粒化、粒子デブリ熱伝達）	デブリ挙動モデル（原子炉キャビティでのデブリ挙動）	・原子炉容器外FCI現象に関する検討（添付2）	○原子炉容器外FCI現象に関する項目として「キャビティ水深」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の事象をベースする感度解析を行い、原子炉容器外FCIにより生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	○感度解析により「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の原子炉容器外FCI現象に対する不確かさの影響は小さく、有効性評価の結果に影響しない。
				○MCCI現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った。「キャビティ水深」及び「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」に関して、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。	○感度解析により「溶融炉心・コンクリート相互作用」のMCCI現象に対する影響は小さく、有効性評価の結果に影響しない。また、コンクリート侵食量に有意な差は無く、水素発生量への影響も小さい。

有効性評価への適用性（5）

<table>
<tr><th></th><th>重要現象</th><th>解析モデル</th><th>妥当性確認</th><th>不確かさ</th><th>有効性評価解析への影響</th></tr>
<tr><td rowspan="4">格納容器（炉心損傷後）</td><td>キャビティ床面での溶融炉心の拡がり</td><td rowspan="4">デブリ挙動モデル（原子炉キャビティでのデブリ挙動）</td><td rowspan="3">・MCCI現象に関する検討
（添付3）</td><td rowspan="3">○MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「水－炉心デブリ間の熱伝達係数」に関して、コンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。また、「炉心デブリの拡がり面積」に関して、拡がり面積が小さくなるよう、デブリの過熱度分が全てキャビティ水に伝熱されデブリの融点まで冷却されることを想定して、拡がり面積としてキャビティ床面積の約1/10 を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約18cm であった。さらに、これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合の感度解析でのコンクリート侵食は約19cm であり、継続的な侵食が生じないことを確認した。また、キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことを確認した。
○一方、コンクリート侵食が約19cm の場合、MCCI によって発生する水素を加えても、最終的な格納容器内の水素濃度は6%程度（ドライ条件換算）であり、水素処理装置（PAR 及びイグナイタ）による処理が可能なレベルであることを確認した。
○上記の感度解析は、炉心デブリが拡がりにくくなるよう、実機条件よりも厳しい条件を与えるものであり、実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられ、これを不確かさとして設定する。</td><td rowspan="4">○「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、炉心デブリの拡がり面積を主要因としてコンクリート侵食の予測に与える不確かさがあり、MAAPで得られた結果に対し、不確かさを考慮することで、格納容器破損防止対策の有効性を確認できる。
○「水素燃焼」では、上記のコンクリート侵食の予測に与える不確かさを考慮することで、格納容器内の水素濃度が上昇する傾向となる。なお、コンクリート侵食に伴って発生する水素は、全てジルコニウムに起因するものである。</td></tr>
<tr><td>炉心デブリとキャビティ水の伝熱</td></tr>
<tr><td>炉心デブリとコンクリートの伝熱</td></tr>
<tr><td>コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</td><td>・ACE実験解析
・SURC実験解析
・MCCI現象に関する検討
（P3-30　図9）
（添付3）</td><td>○ACE及びSURC実験解析より、炉心デブリ堆積状態が既知である場合の炉心デブリとコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。</td></tr>
<tr><td colspan="2">1次系内・格納容器内FP挙動</td><td>核分裂生成物（FP）挙動モデル</td><td>・PHEBUS-FP実験解析
・ABCOVE実験解析
（P3-31 図10）
・感度解析
（P3-29　図8）</td><td>○PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後のFP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。
○ABCOVE実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認した。
○炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からのFP放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認した。</td><td>○PHEBUS-FP実験解析で、ギャップ放出のタイミングについて、よく模擬できており、炉心損傷検知を起因とする運転操作の時期への影響は小さいと考えられる。燃料破損後のFP放出挙動については、小規模体系の模擬性が原因と推定され、TMI事故解析で再現性が示されているように、実機規模の体系においては妥当性を有すると判断でき、各事故シーケンスの評価に適用できる。
○格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について、各事故シーケンスの評価に適用できる。
○FP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示した。したがって、FP放出速度が1割低減しても、炉心溶融検知判断への影響はほとんどない。</td></tr>
</table>

有効性評価への適用性（6）

・不確かさの取り扱い（運転操作の観点）
　有効性評価における、運転操作に対するMAAPコードの不確かさの影響を示す。

運転操作	不確かさの影響
再循環ユニットによる 自然対流冷却	崩壊熱、格納容器圧力等の不確かさは、実機の挙動よりも、格納容器の圧力上昇をやや高めに評価することから、有効性評価では、実現象に比べて再循環ユニットによる自然対流冷却の開始時期が早くなり、運転操作期間の事象進展としても格納容器圧力の上昇率は、実際よりも早めと考えられるが、事象の推移は緩慢であり、操作への影響は小さい。
格納容器スプレイ系を 利用した代替再循環	運転操作開始はECCS再循環の失敗を検知することから事象進展による影響はないが、MAAPコードでは高温側配管の保有水量を多めに見積もる傾向があり、これにより炉心水位を高めに評価し、再循環失敗後の炉心露出に至るまで時間を遅めに見積もる傾向となる。したがって、代替再循環の有効性を確認するためには、MAAPコードによる解析結果に対し、この不確かさを考慮する必要がある。 なお、「実用発電原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」では炉心損傷に係る基準として「燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。」が適用されるが、有効性評価では炉心露出の防止を基準とした評価を実施している。したがって、炉心露出から炉心損傷までに裕度がある。
加圧器逃がし弁開放による １次系強制減圧	炉心溶融の検知に関して、燃料から出る希ガスの放出経路などにより、格納容器内高レンジエリアモニタ100Sv/h検知時期の不確かさが想定されるものの、エリアモニタ指示の急速な上昇とあいまって、炉心溶融の兆候は遅滞なく検知可能と考えられる。
代替設備による格納容器 スプレイを用いた格納容器内注水	炉心溶融の検知に関しては前項と同様である。運転操作期間中の事象進展としては、大きめの崩壊熱を設定していることで、炉心溶融進展は、解析の方が実際よりも厳しめの評価となる。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

1．高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止に係る影響要因

高圧溶融物放出（以下、HPME）／格納容器雰囲気直接過熱（以下、DCH）に関しては、炉心溶融後に加圧器逃がし弁を開放することにより、1次系を強制減圧させ、原子炉容器破損までに1次系圧力を2.0MPa[gage]以下とすることで、HPME及びそれに引き続くDCHの防止が達成される。HPME／DCHの防止対策の概要図を図1に示す。

有効性評価では、HPME／DCHの評価事象として、「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」を想定しており、炉心溶融時点では、1次系は高圧状態であり、以降の事象進展は以下のとおりとなる。

・炉心溶融

・1次系の減圧に伴い、蓄圧タンクからの注水開始

・炉心溶融が進展し、下部プレナムに落下する際、原子炉容器内FCI発生

・下部プレナムで炉心デブリによる加熱により原子炉容器破損

・原子炉容器の破損口から溶融物落下（噴出）

上記事象進展において、原子炉容器破損時点での1次系圧力に影響する要因としては、

・加圧器逃がし弁及び蓄圧タンクによる圧力変化

・下部プレナム部での溶融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内FCI）

・原子炉容器の破損時期

であり、次項においてそれぞれについての不確かさの整理を行った。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

2. 不確かさに関する整理

原子炉容器破損時の1次系圧力（DCH防止）の不確かさに対する感度解析の対象パラメータを表1の通り抽出し、図1に抽出したフローを示す。

表1　DCH防止の不確かさに関する整理結果　(1/2)

影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
加圧器逃がし弁による圧力変化	加圧器逃がし弁開によって、1次冷却水が放出され、その過程で1次系が減圧沸騰すると想定される。	サブクールから二相状態まで適用可能な臨界流モデル及び臨界流にならない場合は差圧に基づく流量を計算するモデルを使用して評価される。	加圧器逃がし弁流量
蓄圧タンクによる圧力変化	過熱炉心に蓄圧タンク水が注入されるため、水蒸気発生によって1次系圧力が上昇すると蓄圧注入が停止することを繰り返すと想定される。	蓄圧タンク内圧と1次系圧力の差圧に基づき計算される注入流量と状態方程式により求められる蓄圧タンク内圧によって想定される。	蓄圧注入の圧力損失
冷却水の状態	1次系強制減圧によって、冷却水は減圧沸騰すると想定される。	一般的な質量･エネルギー保存則に基づいて評価される。	減圧沸騰状態であり、不確かさは小さく、感度解析不要
溶融ジェットの落下径	炉心デブリによって下部クラストが破損し、下部炉心支持板の開口部に沿って、炉心デブリが下部プレナムに落下すると想定される。	ジェット径は下部炉心支持板の開口部面積を等価直径として入力。	破損口径
デブリ粒子の生成割合	デブリジェット径が大きいため、水中に落下する炉心デブリのうち、エントレインされる部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	逆円錐型のデブリジェットに対して、Ricou-Spalding相関式によって評価される。	エントレインメント係数
冷却水とデブリ粒子の伝熱	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達から伝熱量が決まる。	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達による熱流束によって評価される。	デブリ粒子の径

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

表1　DCHの不確かさに関する整理結果（2/2）

影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
炉心ヒートアップ	炉心露出状態において、崩壊熱及び被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇すると想定される。	炉心露出状態において、崩壊熱及び被覆管酸化反応によって炉心の温度上昇が評価される。	ヒートアップ時被覆管表面積
炉心崩壊挙動	被覆管酸化反応によって脆化し、燃料ペレットが崩壊して流路に堆積すると想定される。	炉心の温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊した状態として評価される。	ペレット崩壊時間及び温度
炉心デブリと上面水プールとの伝熱	溶融プール、クラスト、金属層の上に粒子ベッドが堆積し、蓄圧注入水が断続的に炉心に注入されるものの、注入量は限られるため、粒子ベッドはいずれ溶融すると想定される。	粒子ベッド上の発熱体に対する限界熱流束によって評価される。	限界熱流束に係る係数
炉心デブリと原子炉容器間の伝熱	原子炉容器がクリープしているため、炉心デブリの下部クラストと原子炉容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却されるが、注入量が限られるため、原子炉容器破いずれ破損すると想定される。	炉心デブリと原子炉容器の間のギャップでの限界熱流速に係る係数を入力。	下部プレナムギャップ除熱量に係る係数
原子炉容器破損判定	貫通部のせん断応力、貫通部の歪み、原子炉容器本体のクリープ等によって原子炉容器が破損すると想定される。	貫通部のせん断応力、貫通部の歪み、原子炉容器本体のクリープ破損割合等から原子炉容器破損が評価される。	溶接部破損時の最大歪み

① 1次系圧力変化 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・

② 原子炉容器内FCI ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・

③ 原子炉容器の破損時期 ・・・・・・・・・・・・・・・

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

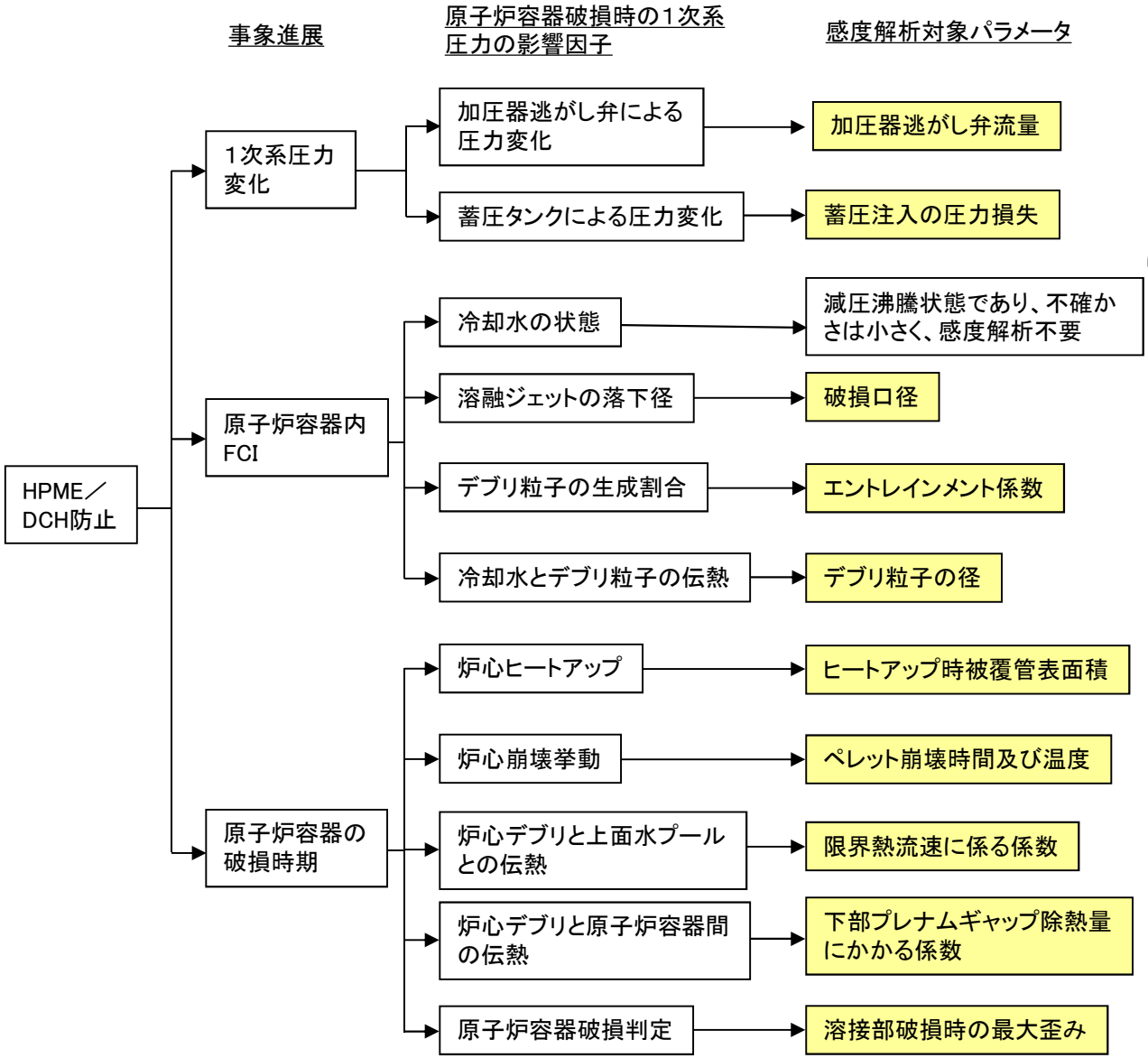
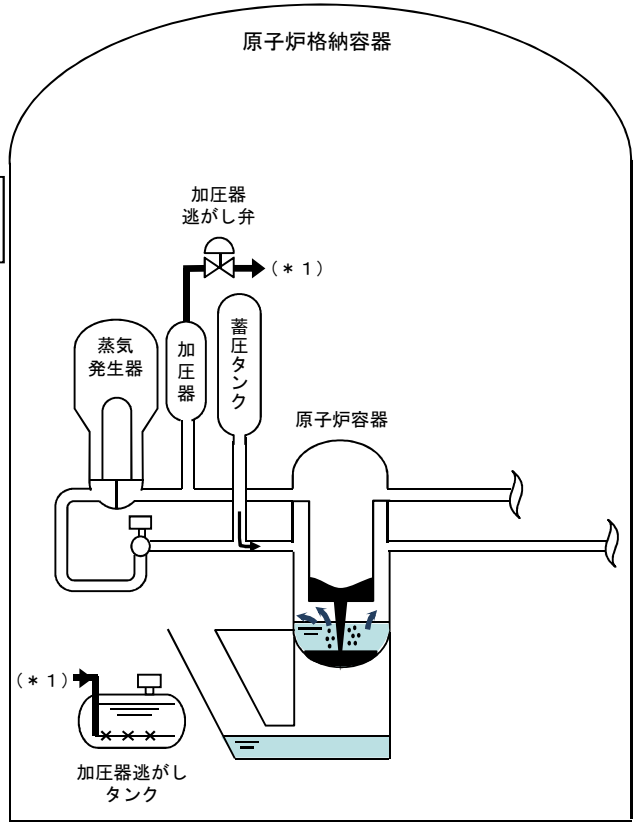


図1　HPME／DCH防止における不確かさに関するフロー



HPME／DCH防止対策概要図

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

3. 感度解析と評価

感度解析のベースケースは、4ループプラントの過温破損（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）を選択。

（1）1次系圧力変化

①加圧器逃がし弁の流量に関する感度解析

解析条件

加圧器逃がし弁流量はプラント設計に基づき設定しているが、加圧器逃がし弁の流量は1次系強制減圧時の1次系圧力に影響を与えるため、感度解析を実施。

項目	加圧器逃がし弁の流量	設定根拠
ベースケース	設計値（下限値）	プラント設計に基づく値
感度解析ケース	設計値＋10%	プラント設計に基づく値の10%増

解析結果

図1-1～1-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始以降に現れる。

加圧器逃がし弁流量を増加させていることから、圧力の低下が急峻になる。その結果、蓄圧注入量が増加することから、炉心が冷却される時間が長くなり、原子炉容器破損時刻はベースケースと比較し遅くなっている。

評価

加圧器逃がし弁の流量の1次系圧力挙動に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

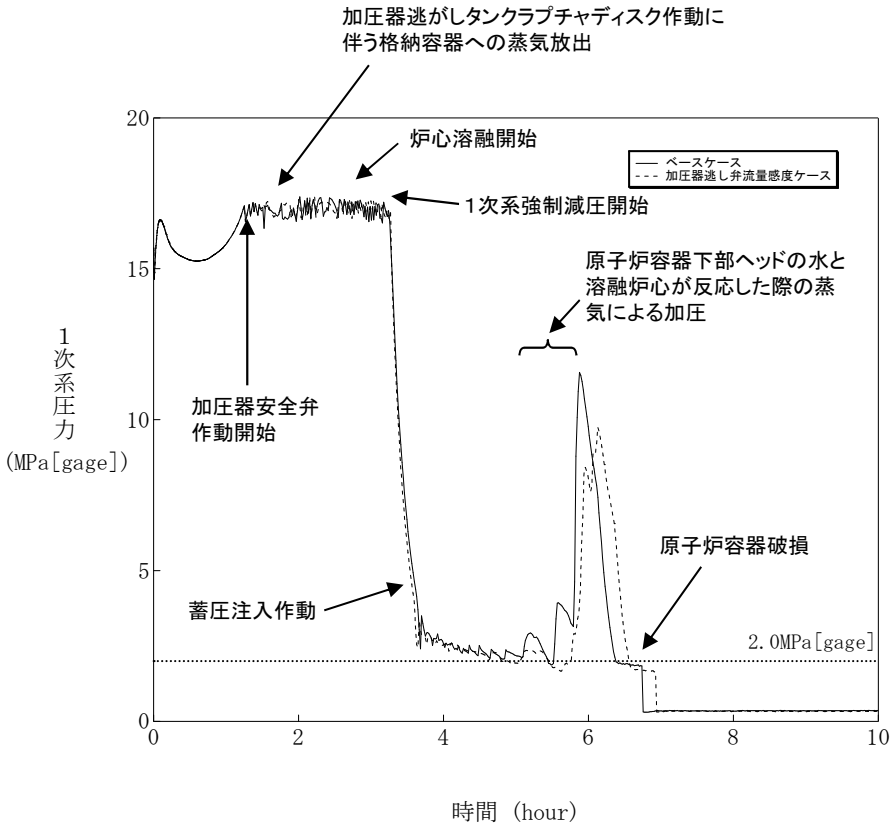


図1-1　1次系圧力の推移

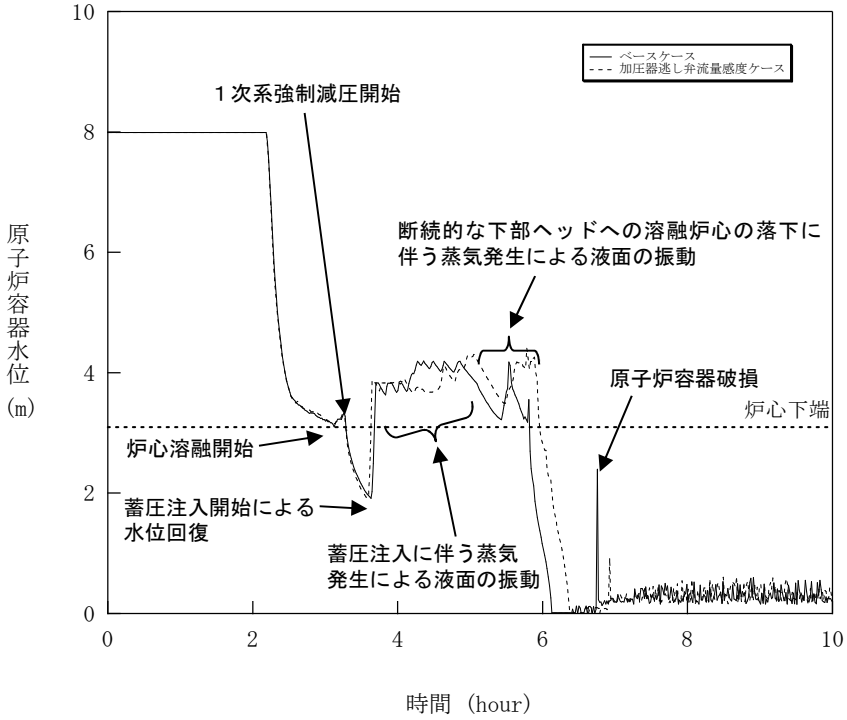


図1-2　原子炉容器水位の推移

感度解析ケースでは、圧力低下が早く、蓄圧注入流量が増加することから炉心冷却時間が長くなる。そのため、原子炉容器破損時刻が遅くなっており、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

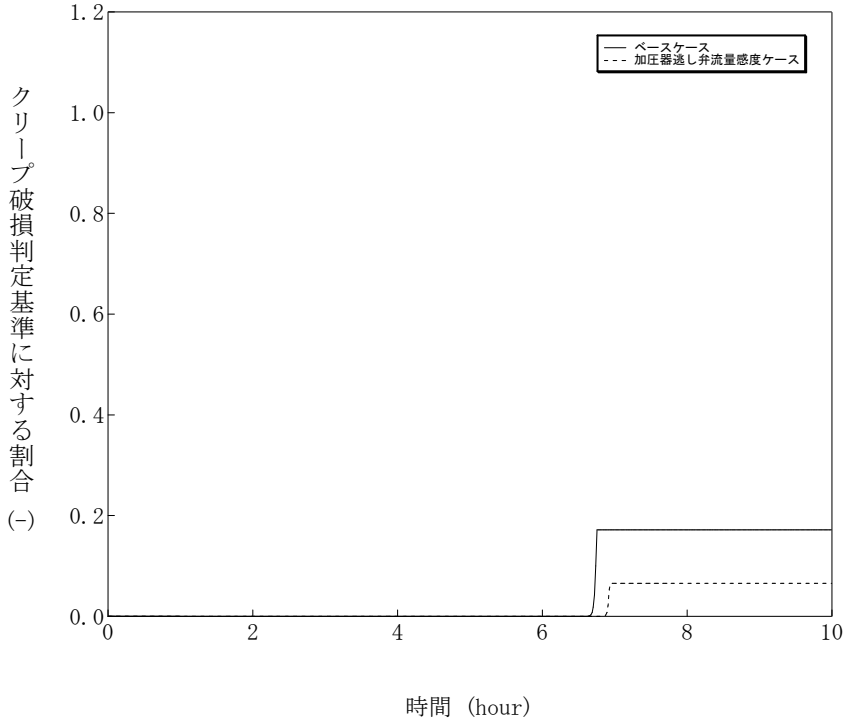


図1-3　原子炉容器クリープ破損割合＊の推移

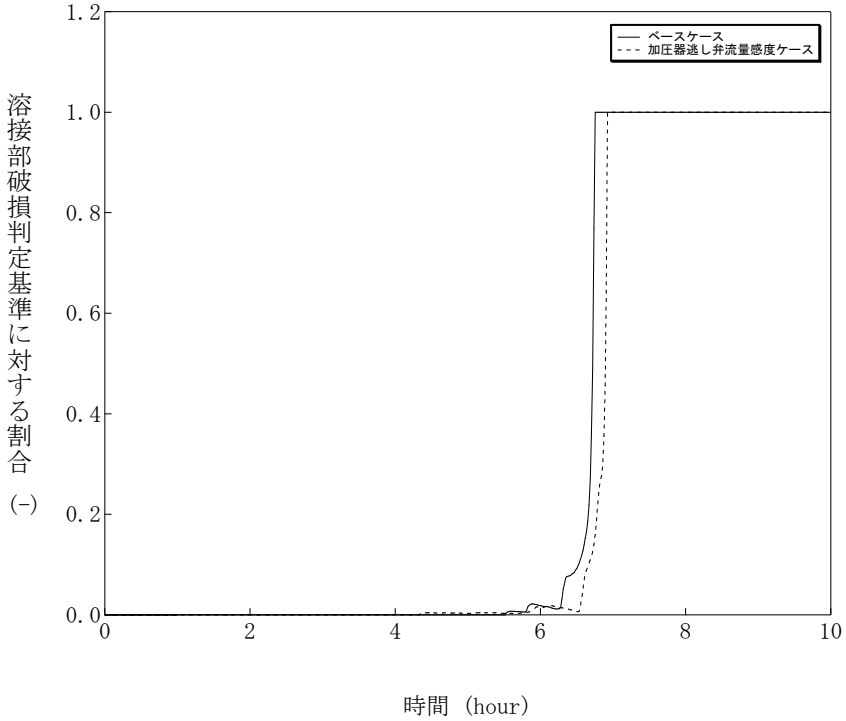


図1-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

（2）1次系圧力変化

①蓄圧注入の流動抵抗に関する感度解析

解析条件

蓄圧タンクの条件はプラント設計に基づき決定されるため、流量の不確かさは小さいと考えられるが、原子炉容器破損時の1次系圧力に影響を与えることから感度解析を実施。

項目	流動抵抗係数	設定根拠
ベースケース	□	プラント設計に基づく値
感度解析ケース	□	プラント設計に基づく値の50%増

□内は商業機密に属するものですので公開できません

解析結果

図2-1～2-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は蓄圧注入以降に現れる。

蓄圧注入以降の挙動もベースケースと感度解析ケースではわずかに差異はあるものの1次系圧力挙動及び原子炉容器破損時刻ともにほぼ同じ結果であり、原子炉容器破損時にDCHは発生しない。また、原子炉容器はベースケースと同様、計装用案内管溶接部が破損している。

評価

蓄圧注入の流動抵抗の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

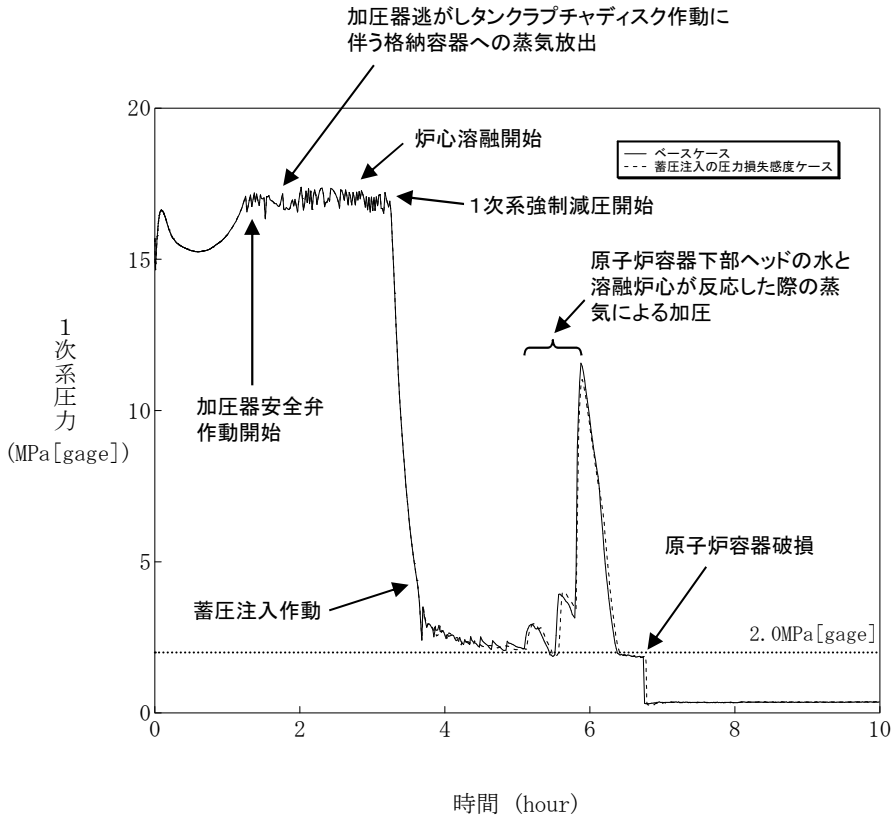


図2-1　1次系圧力の推移

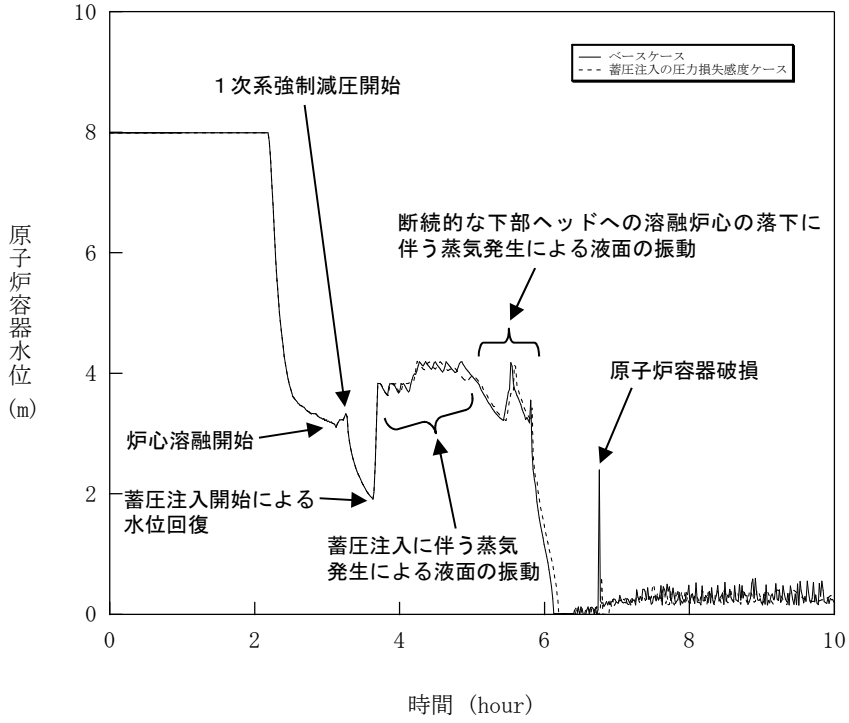


図2-2　原子炉容器水位の推移

蓄圧注入以降の挙動もベースケースと感度解析ケースではわずかに差異はあるものの1次系圧力挙動及び原子炉容器破損時刻ともにほぼ同じ結果となっており、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

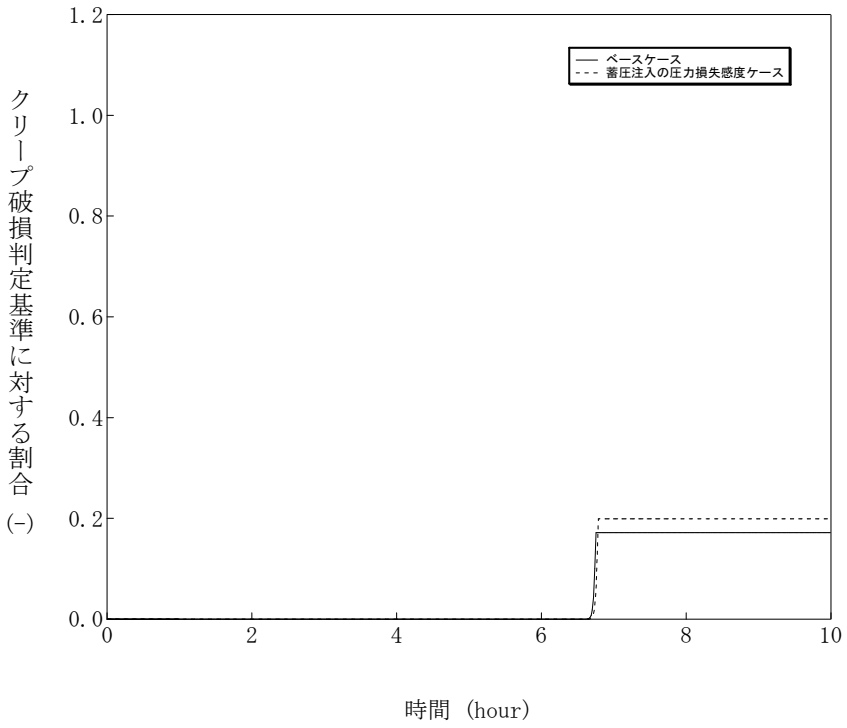


図2-3　原子炉容器クリープ破損割合＊の推移

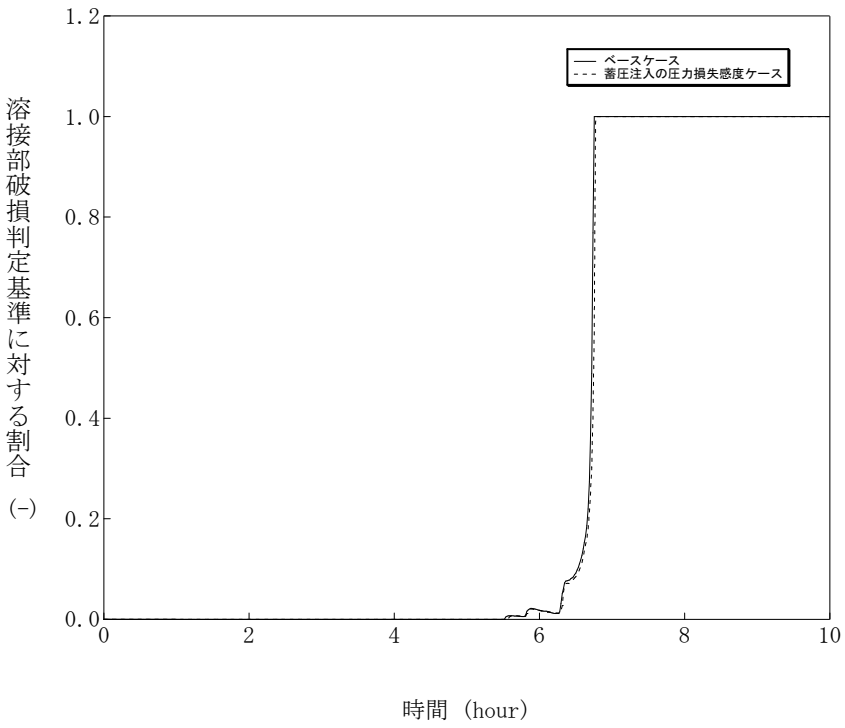


図2-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

（3）原子炉容器内FCI

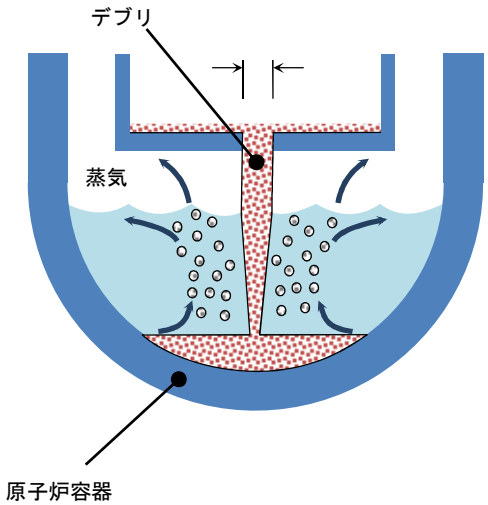
②溶融ジェット径に関する感度解析

<u>解析条件</u>

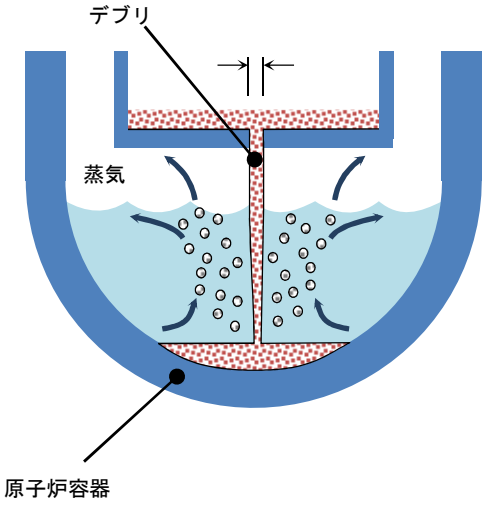
　溶融ジェットの落下径は、MAAPでは下部炉心支持板の開口部の面積を等価直径として入力として与えているが、実現象では解析よりも溶融ジェット径が小さい場合が考えられる。この観点で不確かさが存在し、溶融ジェットの落下径により溶融炉心と水の接触面積が左右され、水蒸気発生の点で影響があることから感度解析を実施。

項目	破損口の初期径	設定根拠
ベースケース	□ m	下部炉心支持板の水力等価直径相当
感度解析ケース	□ m	クラスト破損面積が小さい場合を想定

□内は商業機密に属するものですので公開できません



ベースケース



感度解析ケース

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

解析結果

図3-1～3-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は溶融炉心デブリの下部プレナムへの落下以降に現れる。

感度解析ケースでは、溶融ジェット径が小さいため細粒化割合が増加した結果、圧力スパイクによる上昇幅がベースケースより約3.7MPa程度大きく、また、下部プレナムの水が早く蒸発するため、原子炉容器破損時刻が早くなっているが、1次系強制減圧を継続していることから、原子炉容器破損時にDCHは発生しない。また、原子炉容器はベースケースと同様、計装用案内管溶接部が破損している。

評価

溶融ジェット径の圧力スパイクに対する感度は約3.7MPa程度あるものの、原子炉容器破損時点の圧力に対する感度は小さいため、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

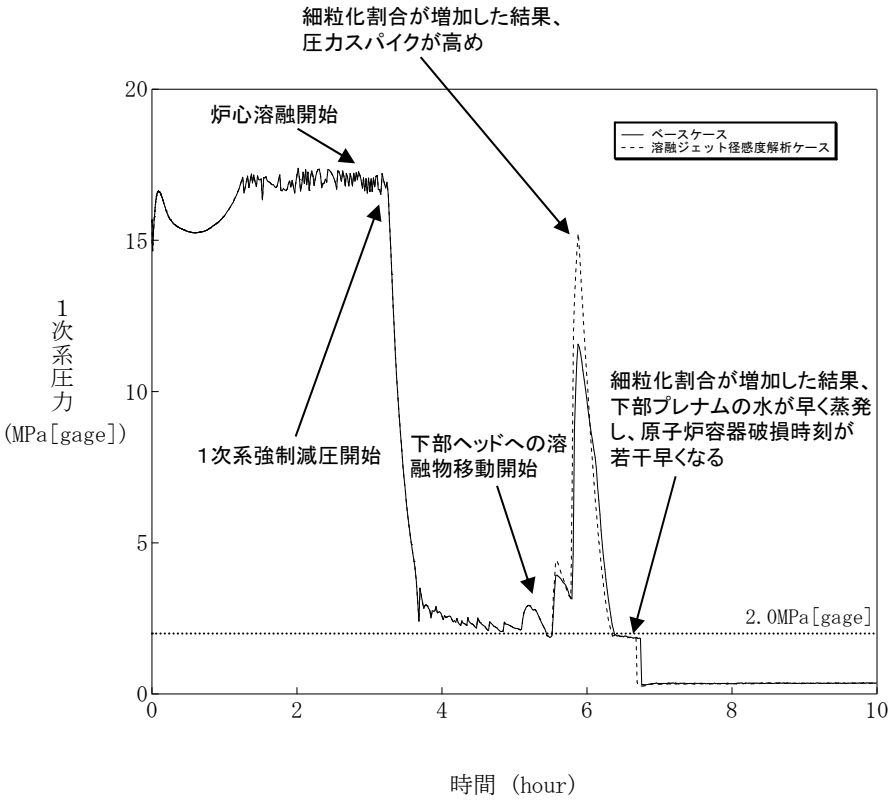


図3-1　1次系圧力の推移

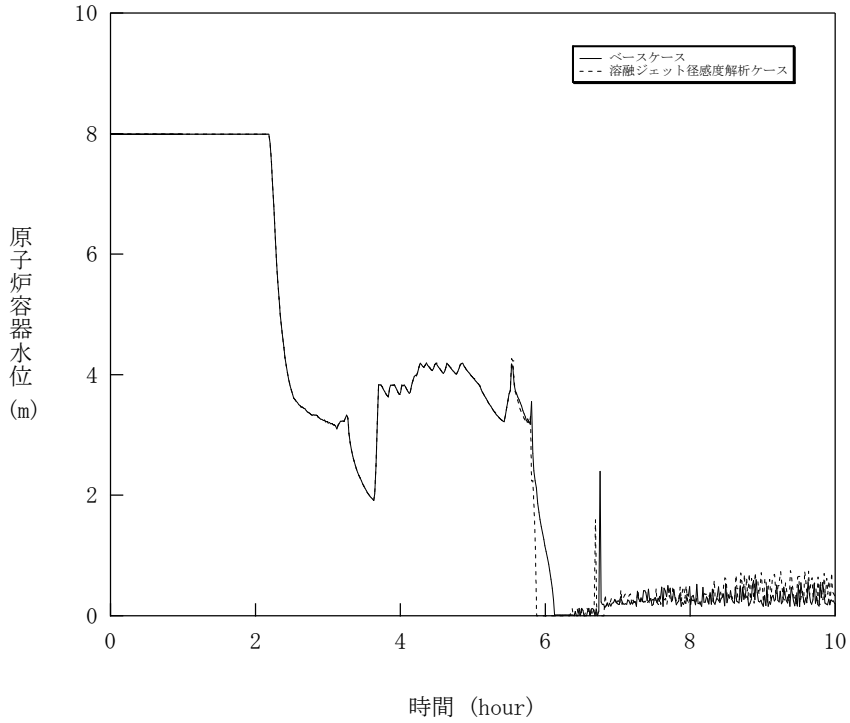


図3-2　原子炉容器水位の推移

感度解析ケースでは、溶融ジェット径が小さいため細粒化割合が増加した結果、圧力スパイクによる上昇幅がベースケースより約3.7MPa程度大きく、また、下部プレナムの水が早く蒸発するため、原子炉容器破損時刻が早くなっているが、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

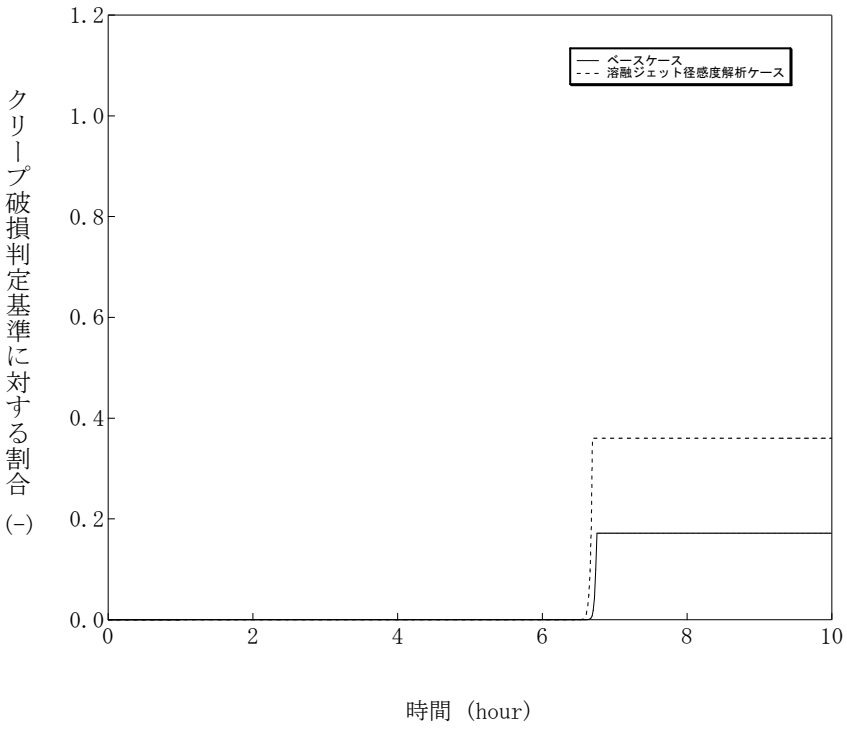


図3-3　原子炉容器クリープ破損割合＊の推移

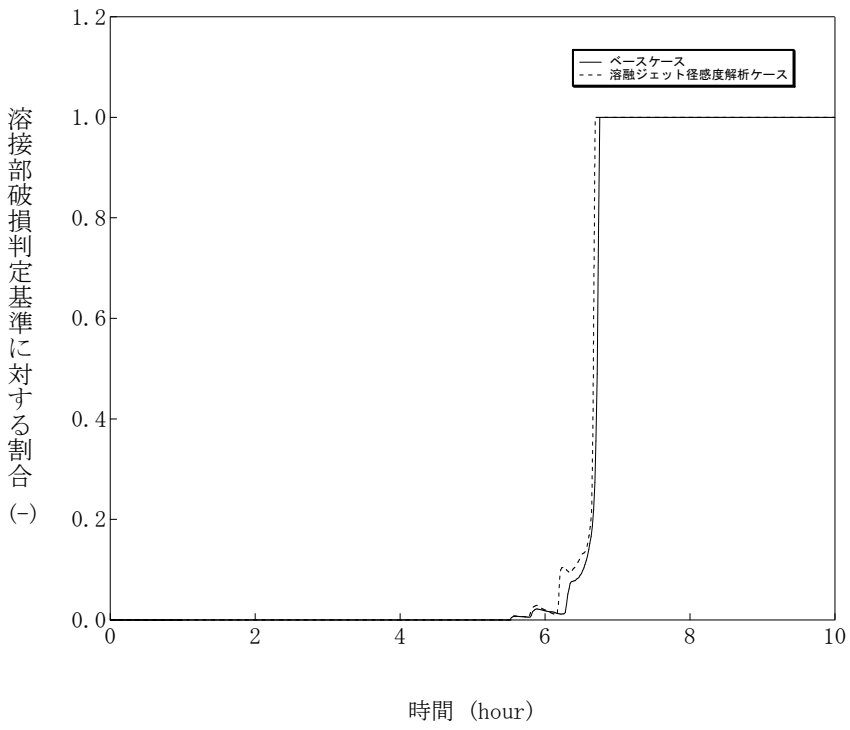


図3-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。
原子炉容器クリープ破損割合については、計装用案内管溶接部が破損するのと同時期に増大し、不確かさがあるものの、原子炉容器破損時刻については大きな差異はない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

（4）原子炉容器内FCI

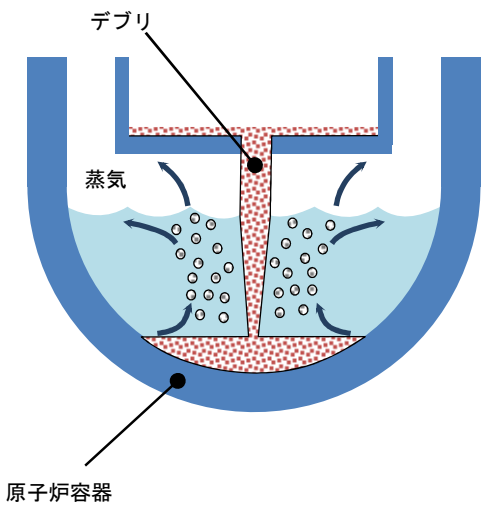
②Ricou-Spaldingのエントレインメント係数に関する感度解析

解析条件

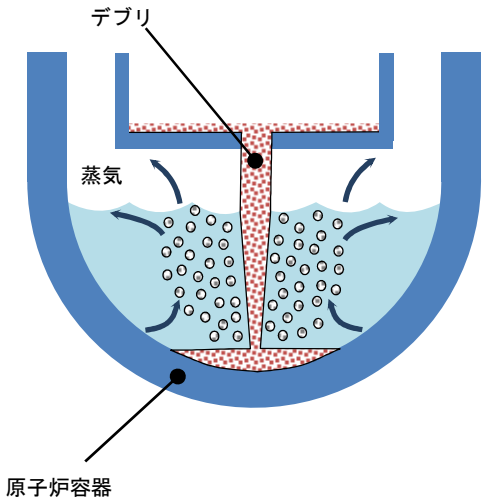
MAAPではRicou-Spaldingの式の比例係数であるエントレインメント係数について、FCIの大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその最確値を設定している。このため、エントレインメント係数には不確かさがあることから感度解析を実施。

項目	エントレインメント係数	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	当該変数推奨範囲の最大値

□内は商業機密に属するものですので公開できません



ベースケース



エントレインメント係数を大きくして細粒化割合が大きくなるよう設定

感度解析ケース

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

解析結果

図4-1～4-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は溶融炉心デブリの下部プレナムへの落下以降に現れる。

感度解析ケースでは、細粒化割合が増加した結果、圧力スパイクによる上昇幅がベースケースより約1.8MPa程度大きく、また、下部プレナムの水が早く蒸発するため、原子炉容器破損時刻が早くなっているが、1次系強制減圧を継続していることから、原子炉容器破損時にDCHは発生しない。また、原子炉容器はベースケースと同様、計装用案内管溶接部が破損している。

評価

エントレインメント割合の圧力スパイクに対する感度は約1.8MPa程度あるものの、原子炉容器破損時点の圧力に対する感度は小さいため、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

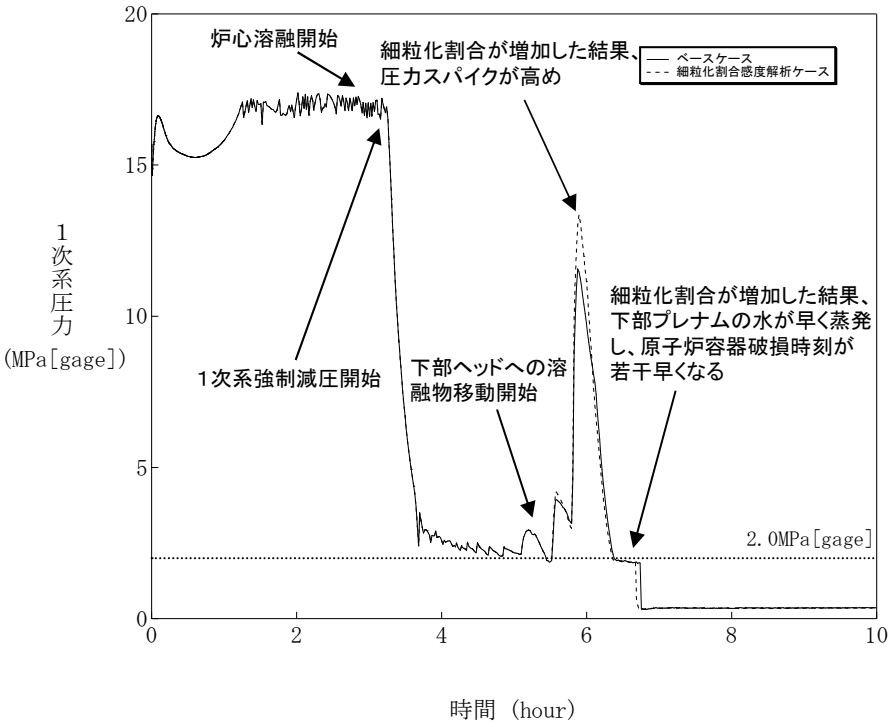


図4-1　1次系圧力の推移

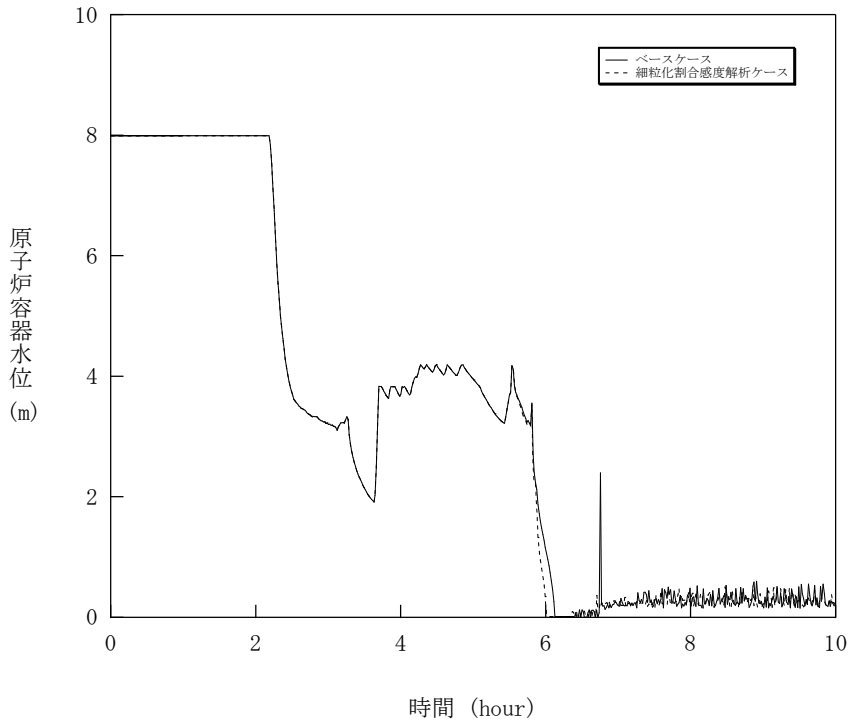


図4-2　原子炉容器水位の推移

感度解析ケースでは、細粒化割合が増加した結果、圧力スパイクによる上昇幅がベースケースより約1.8MPa程度大きく、また、下部プレナムの水が早く蒸発するため、原子炉容器破損時刻が早くなっているが、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

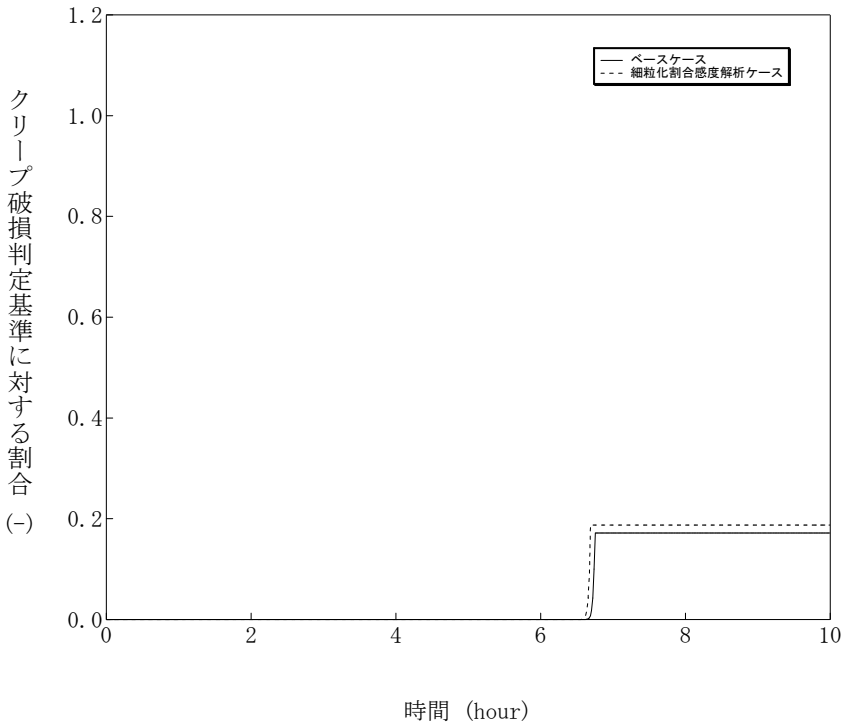


図4-3　原子炉容器クリープ破損割合＊の推移

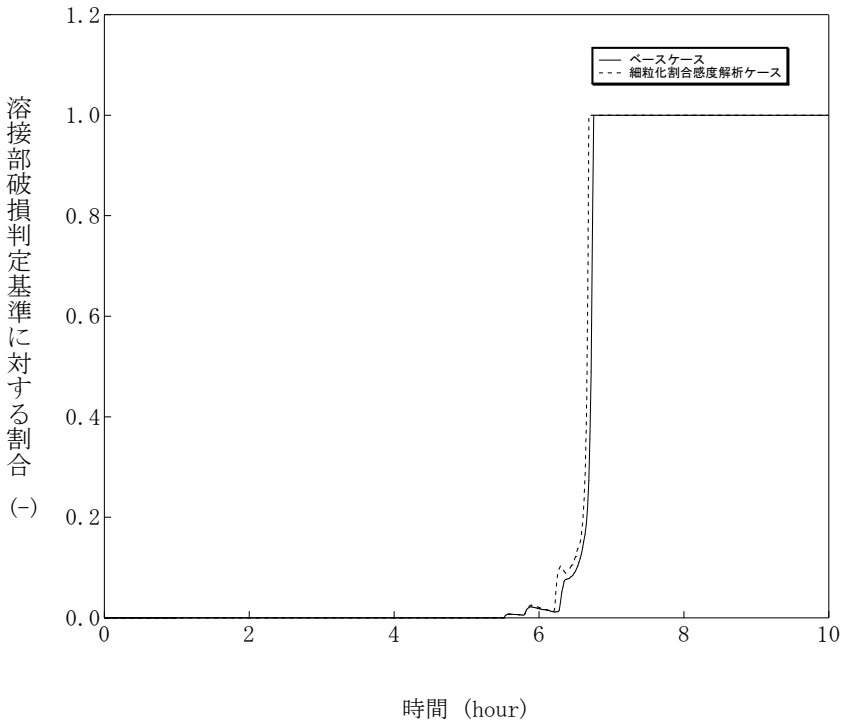


図4-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

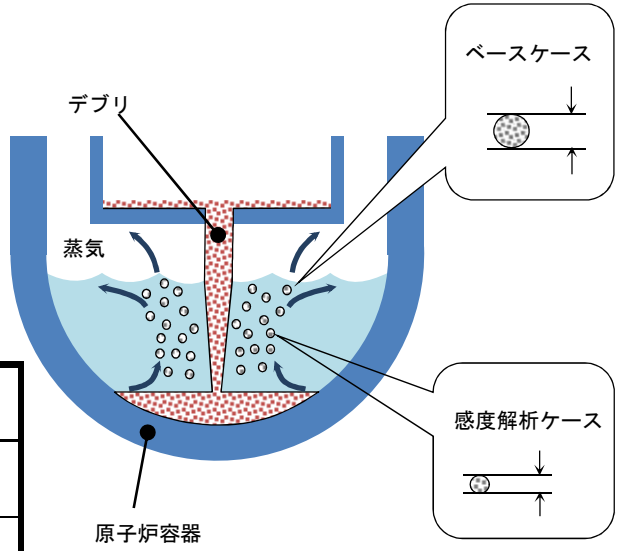
（5）原子炉容器内FCI

②デブリ粒子径に関する感度解析

解析条件

MAAPではデブリ粒子径について、FCIの大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価ではFCIの大規模実験での平均的な値を設定しており、実験ケースにおいてはばらつきが存在している。

このため、デブリ粒子径には不確かさがあることから感度解析を実施。



項目	粒子径ファクタ	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	当該変数推奨範囲の最小値

□内は商業機密に属するものですので公開できません

解析結果

図5-1～5-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は溶融炉心デブリの下部プレナムへの落下以降に現れる。

感度解析ケースでは、粒子径が小さい結果、圧力スパイクによる上昇幅がベースケースより大きくなっているが感度としてはわずかであるとともに、原子炉容器破損時刻もほぼ同等であり、原子炉容器破損時にDCHは発生しない。また、原子炉容器はベースケースと同様、計装用案内管溶接部が破損している。

評価

デブリ粒子径の圧力スパイクに対する感度はわずかであり、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

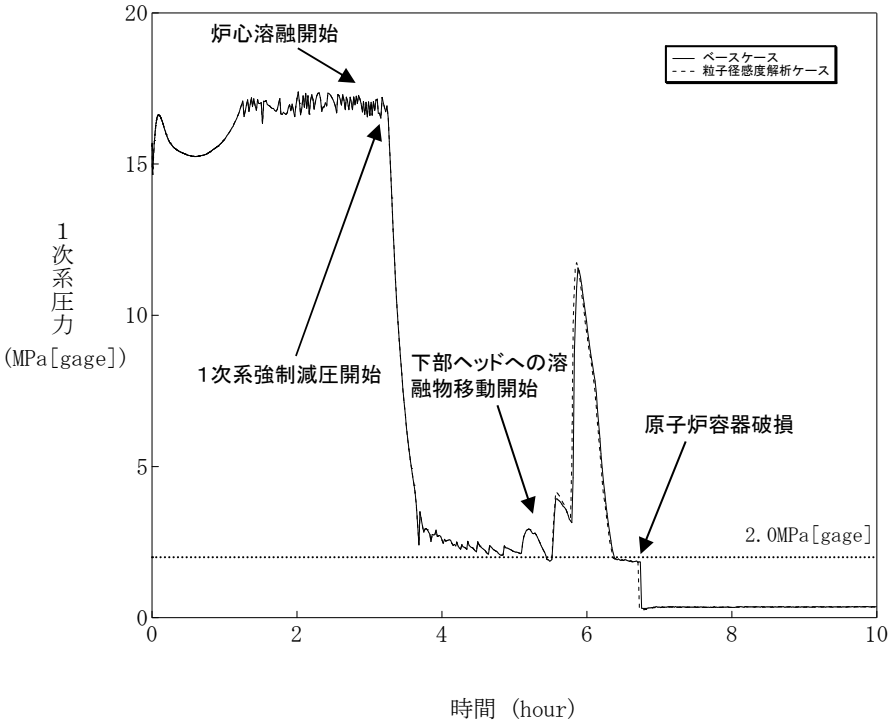


図5-1　1次系圧力の推移

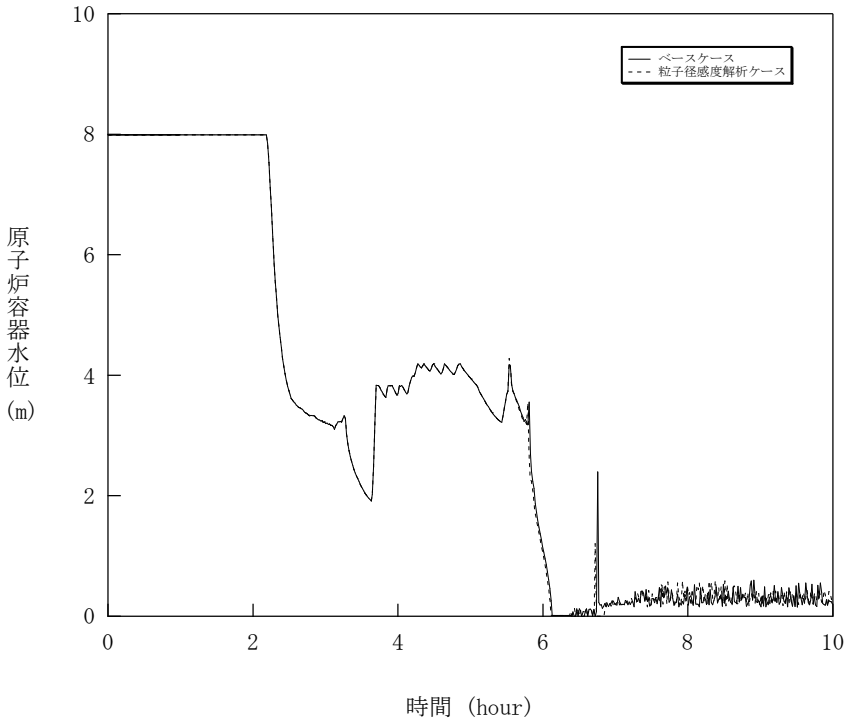


図5-2　原子炉容器水位の推移

ベースケースと感度解析ケースでは、粒子径が小さい結果、圧力スパイクによる上昇幅がベースケースより大きくなっているが感度としてはわずかである。また、原子炉容器破損時刻はほぼ同じ結果となっており、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

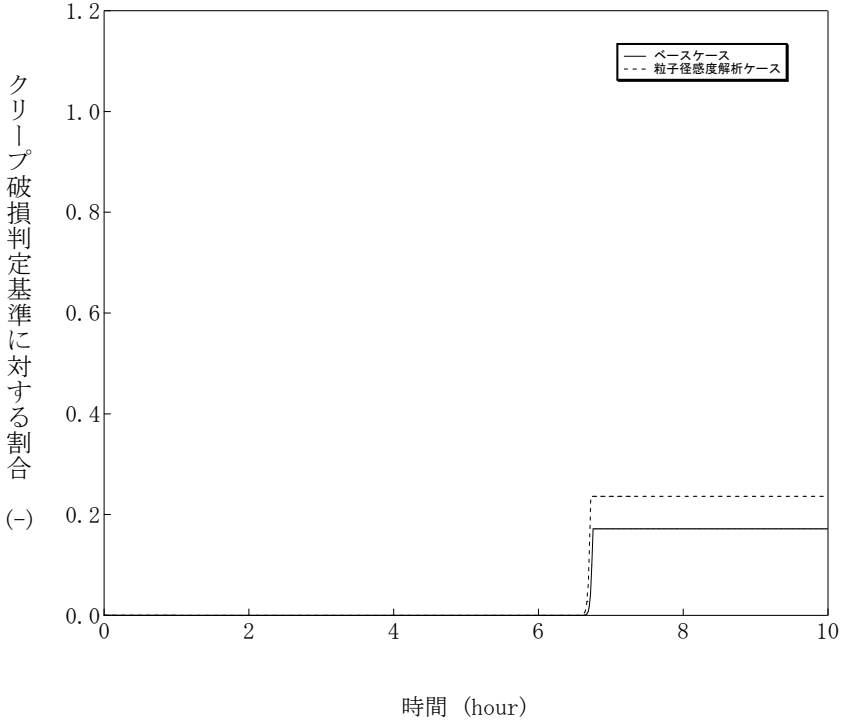


図5-3　原子炉容器クリープ破損割合＊の推移

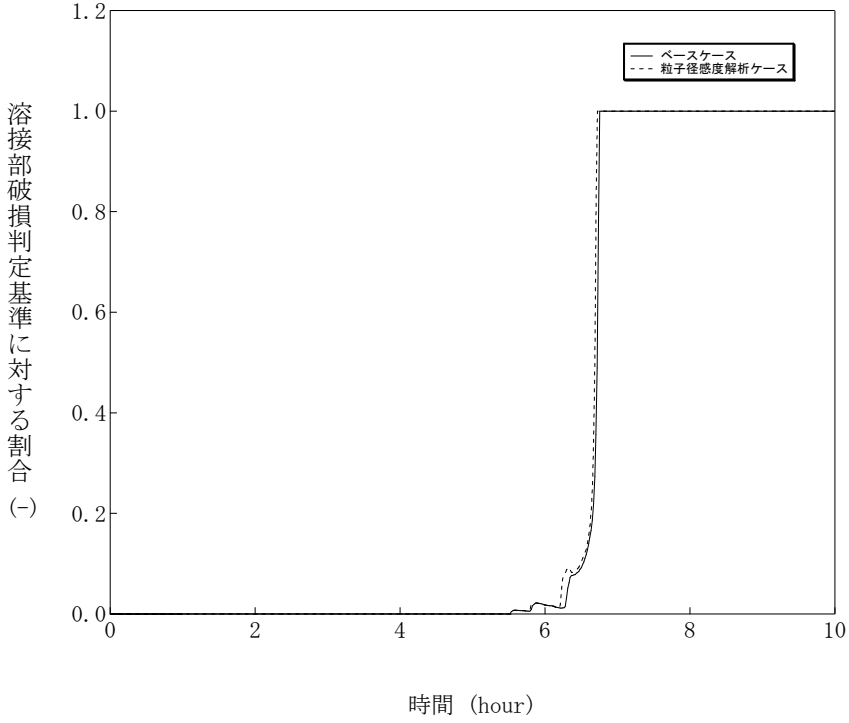


図5-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。
原子炉容器クリープ破損割合については、計装用案内管溶接部が破損するのと同時期に増大し、不確かさがあるものの、原子炉容器破損時刻については大きな差異はない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

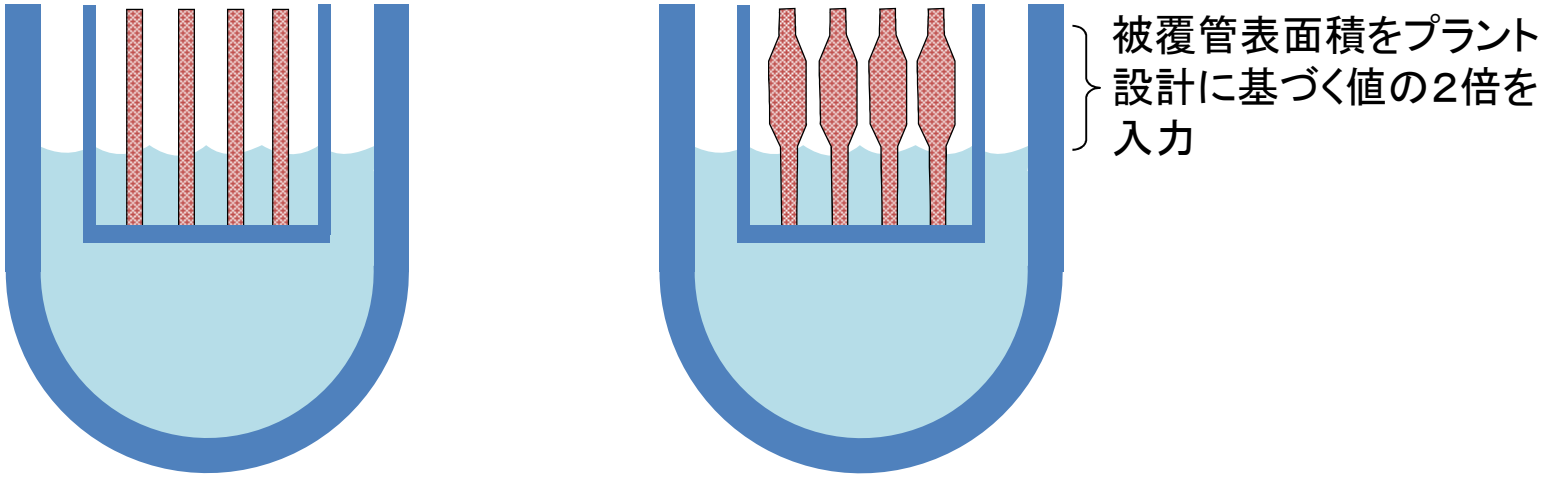
（6）原子炉容器の破損時期

③ヒートアップ時の被覆管表面積に関する感度解析

解析条件

炉心が崩壊熱によってヒートアップし、被覆管温度が上昇してくると、酸化発熱反応によってヒートアップが促進されるが、炉心のヒートアップの速度には不確かさがあるため、ヒートアップ時の被覆管表面積を選定し、感度解析を実施。

項目	ヒートアップ時の被覆管表面積	設定根拠
ベースケース	1倍	プラント設計に基づく値
感度解析ケース	2倍	酸化発熱反応を促進するように プラント設計に基づく値の2倍



ベースケース　　感度解析ケース

添付１　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

解析結果

図6-1～6-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。

感度解析ケースでは、金属－水反応による酸化反応熱が増加することから、炉心溶融は約４分早く、更にその後の事象進展も早くなることから下部ヘッドへのリロケーションも約14分早くなっているが、原子炉容器破損時にDCHは発生しない。また、原子炉容器はベースケースと同様、計装用案内管溶接部が破損している。

評価

ヒートアップ時の被覆管表面積は、２倍のふり幅でも事象進展の速さに対する感度は約14分程度であり、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

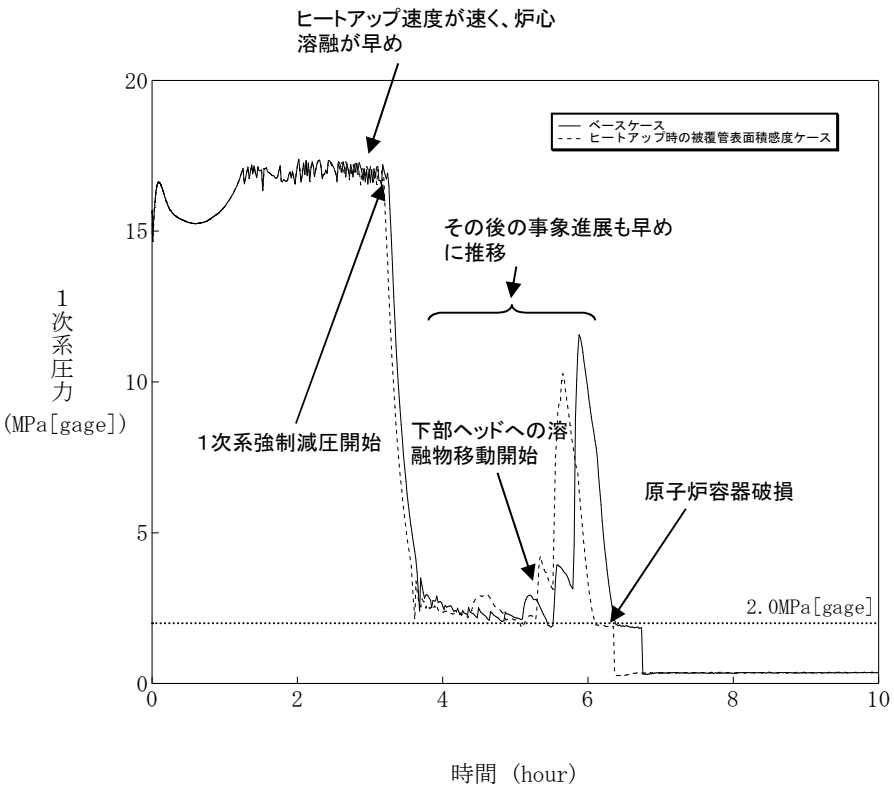


図6-1　1次系圧力の推移

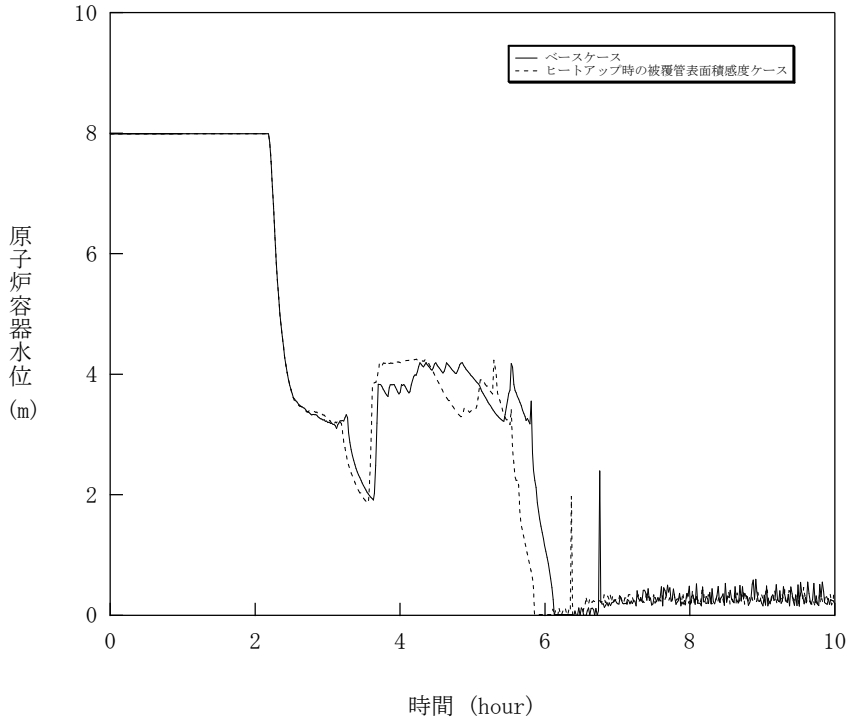


図6-2　原子炉容器水位の推移

金属－水反応による酸化反応熱が増加することから、炉心溶融は約4分早く、更にその後の事象進展も早くなることから下部ヘッドへのリロケーションも約14分早くなっているが、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

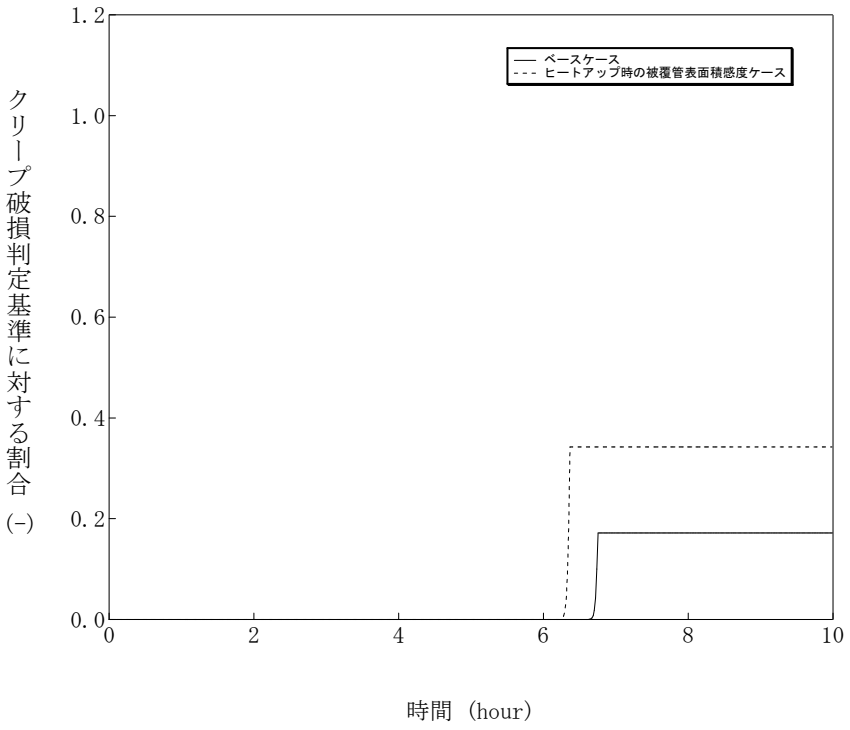


図6-3　原子炉容器クリープ破損割合＊の推移

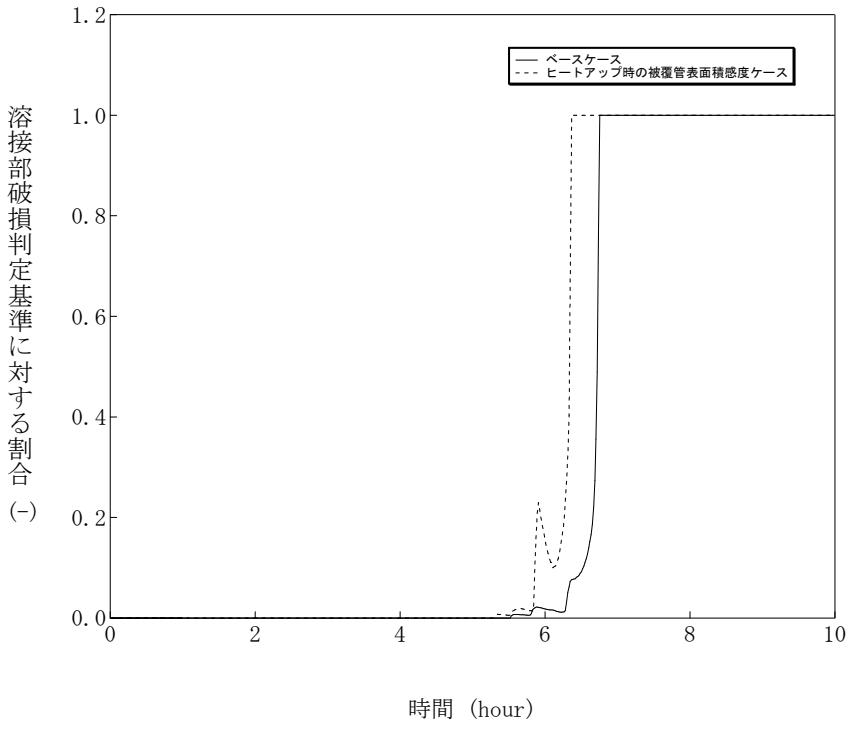


図6-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

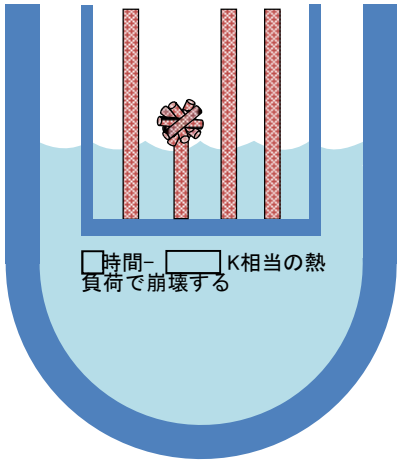
（7）原子炉容器の破損時期

③燃料ペレットが崩壊する時間及び温度に関する感度解析

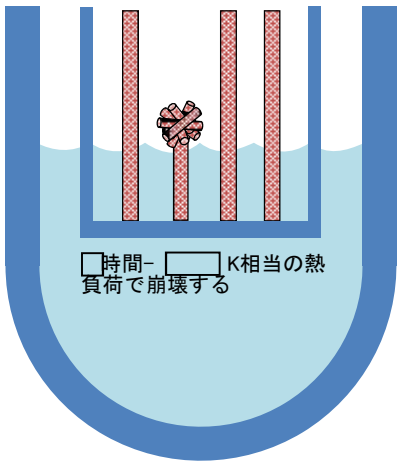
解析条件

燃料ペレットが崩壊すると、燃料棒体系の場合に比べて水蒸気による冷却が困難となり、溶融状態へ至る事象進展が早くなる。燃料棒の体系から燃料ペレットが崩壊した状態に移行する時間や温度には不確かさが存在することから、感度解析を実施。

項目	□時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠
ベースケース	□K	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定



ベースケース



感度解析ケース

□内は商業機密に属するものですので公開できません

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

解析結果

図7-1～7-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。

感度解析ケースでは、燃料ペレットが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展し、初回の下部プレナムへのリロケーション量が多くなり圧力スパイクが約4.3MPa高くなっている。原子炉容器破損時刻も約26分早くなるが、原子炉容器破損時にDCHは発生しない。また、原子炉容器はベースケースと同様、計装用案内管溶接部が破損している。

評価

燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度は、原子炉容器破損時刻に対して約26分程度であるが、DCHは発生しておらず、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

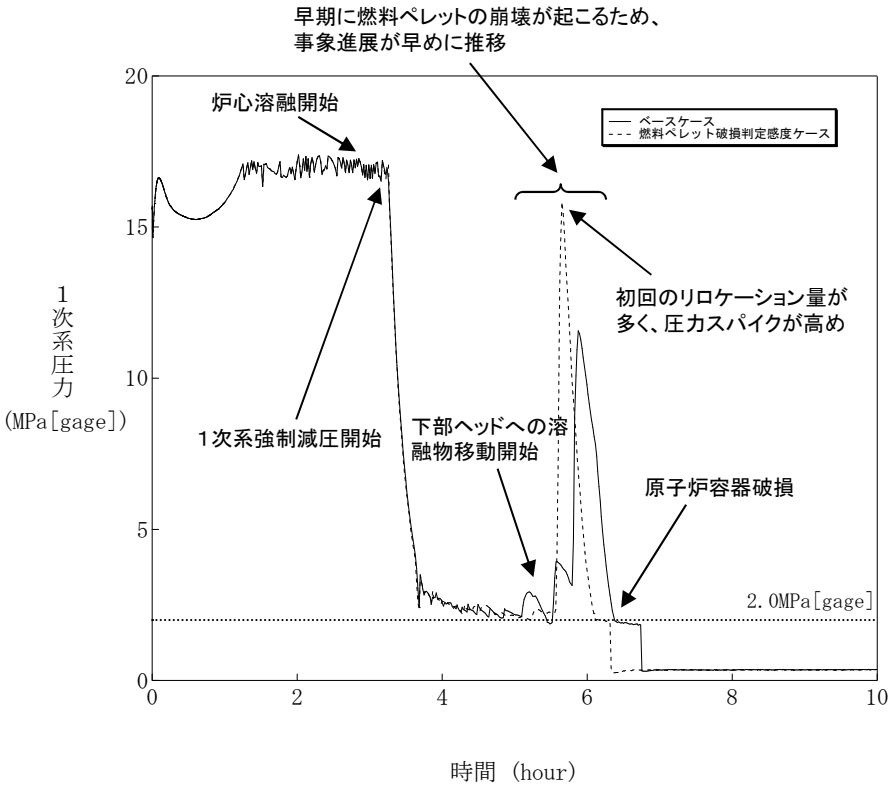


図7-1　1次系圧力の推移

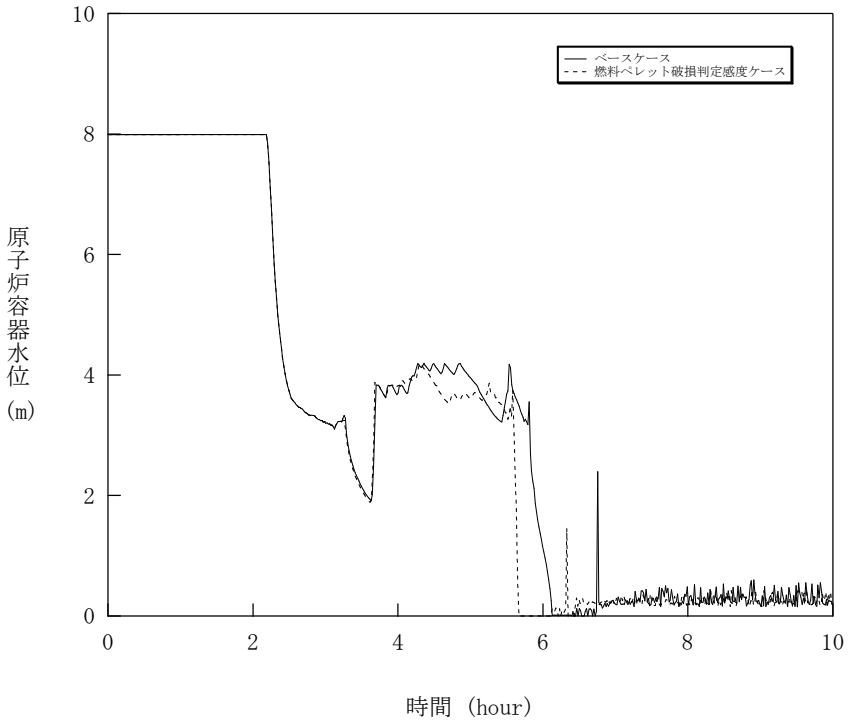


図7-2　原子炉容器水位の推移

燃料ペレットが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展し、初回の下部プレナムへのリロケーション量が多くなり圧力スパイクが約4.3MPa高くなっている。原子炉容器破損時刻も約26分早くなるが、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

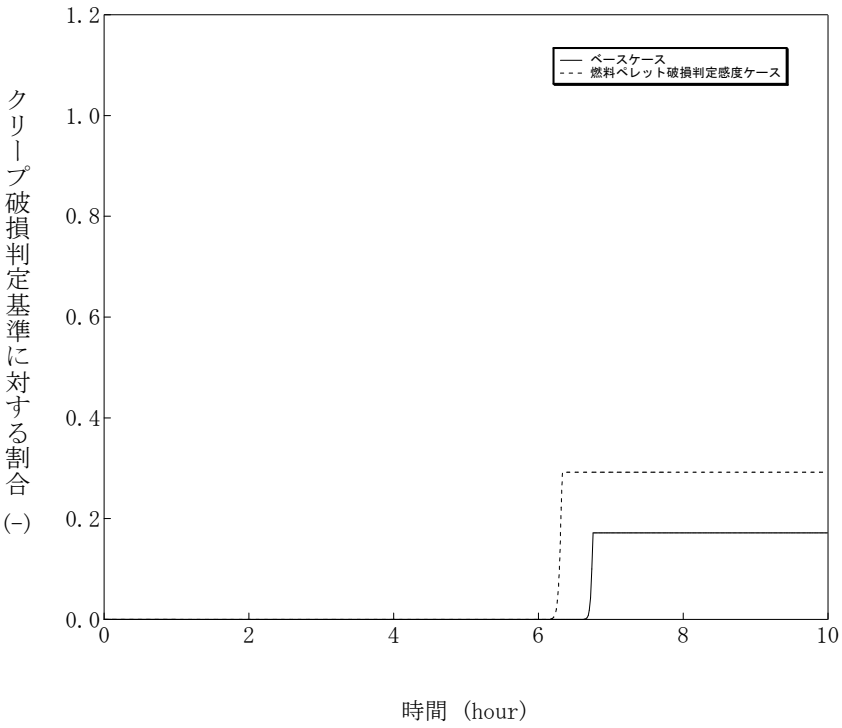


図7-3　原子炉容器クリープ破損割合＊の推移

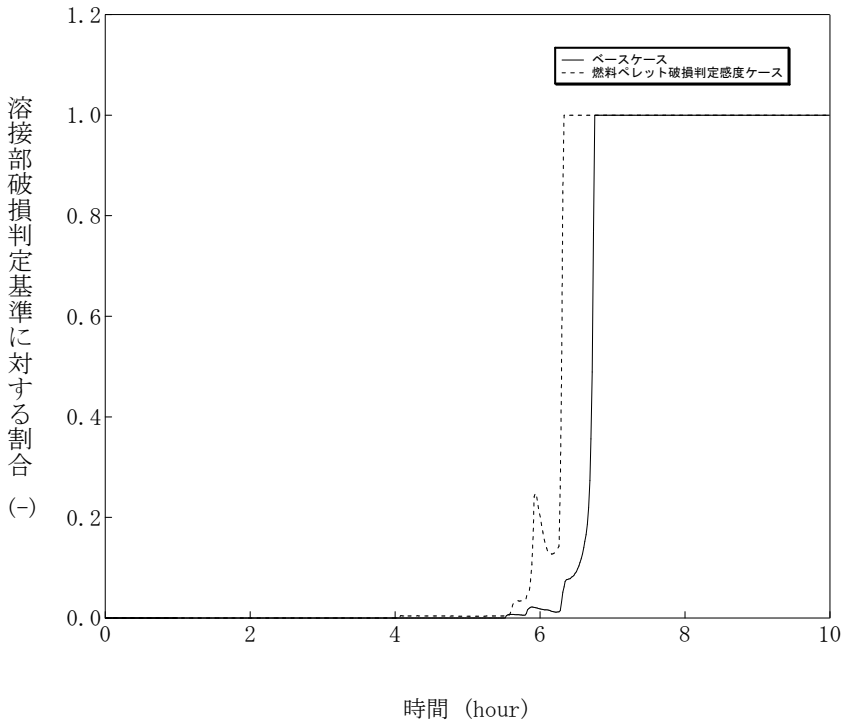


図7-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

（8）原子炉容器の破損時期

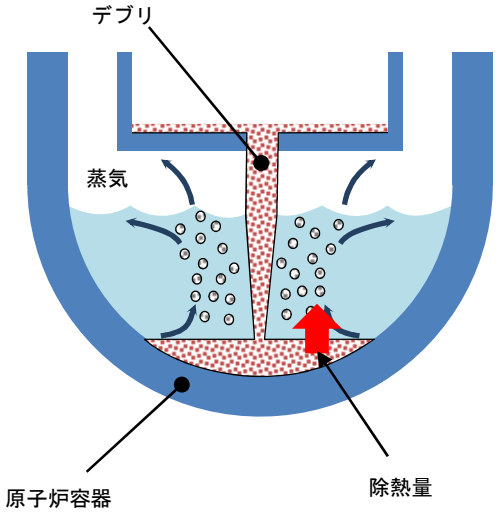
③下部プレナム内の炉心デブリと上面水プール間の限界熱流束に関する感度解析

<u>解析条件</u>

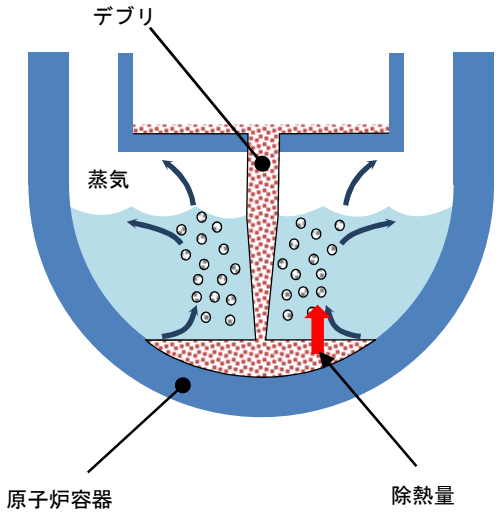
　炉心デブリが下部プレナムに堆積し、上面が水プールで覆われる状況では、炉心デブリは冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。限界熱流束には不確かさがあり、これが小さい場合は炉心デブリが冷却されにくくなり、事象進展も早くなることから感度解析を実施。

項目	限界熱流束に係る係数	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	水への熱伝達が制限される値

□内は商業機密に属するものですので公開できません



ベースケース



感度解析ケース

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

解析結果

図8-1～8-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は溶融炉心デブリの下部プレナムへの落下以降に現れる。

感度解析ケースでは、炉心デブリが冷却されにくくなることで、原子炉容器破損時刻はわずかに早くなっているが感度は小さく、DCHは発生していない。また、ベースケースと同様、計装用案内管溶接部が破損しており、クリープ破損割合及び溶接部破損割合の上昇はわずかながら急峻になっているが感度は小さい。

評価

下部プレナム内の炉心デブリと上面水プールとの間の限界熱流束の原子炉容器破損時刻への感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

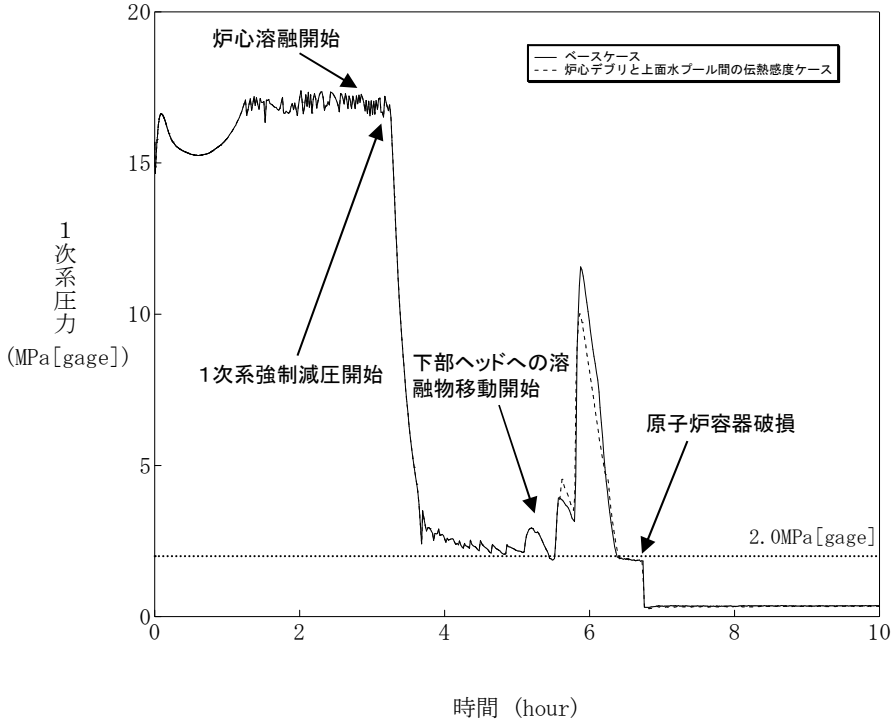


図8-1　1次系圧力の推移

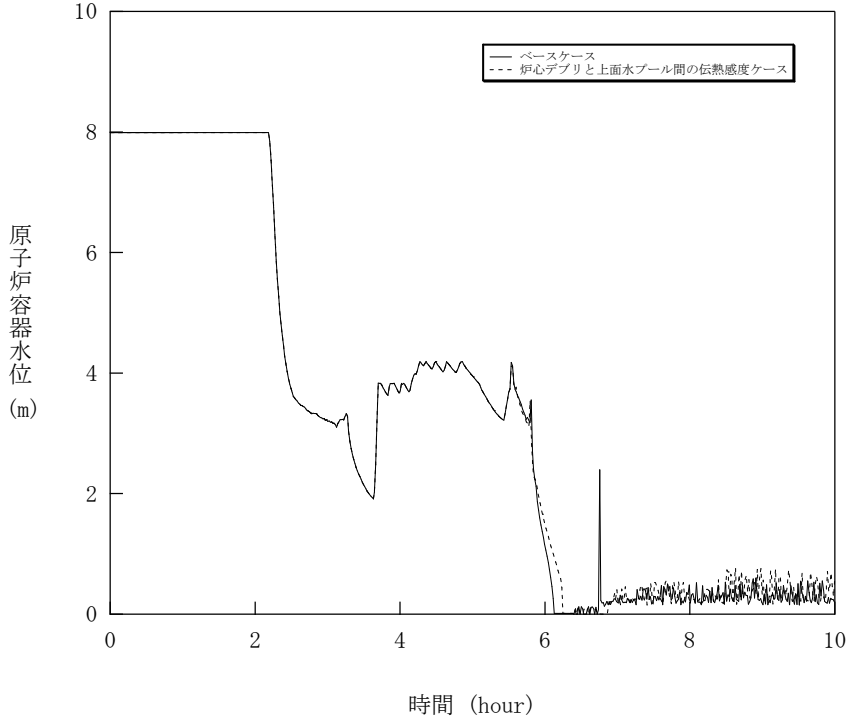


図8-2　原子炉容器水位の推移

感度解析ケースでは、炉心デブリが冷却されにくくなることで、原子炉容器破損時刻はわずかに早くなっているが感度は小さく、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

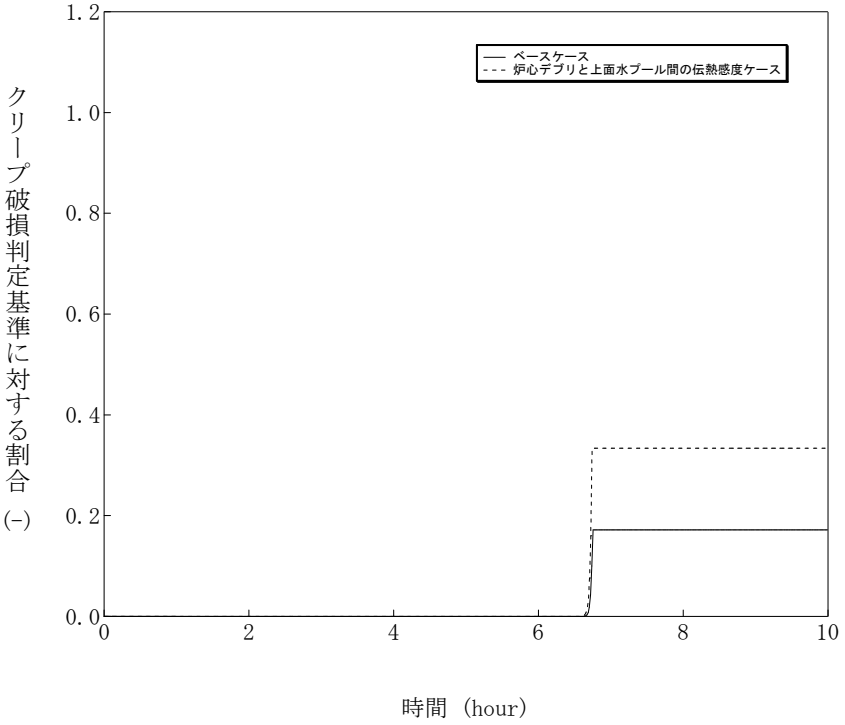


図8-3　原子炉容器クリープ破損割合＊の推移

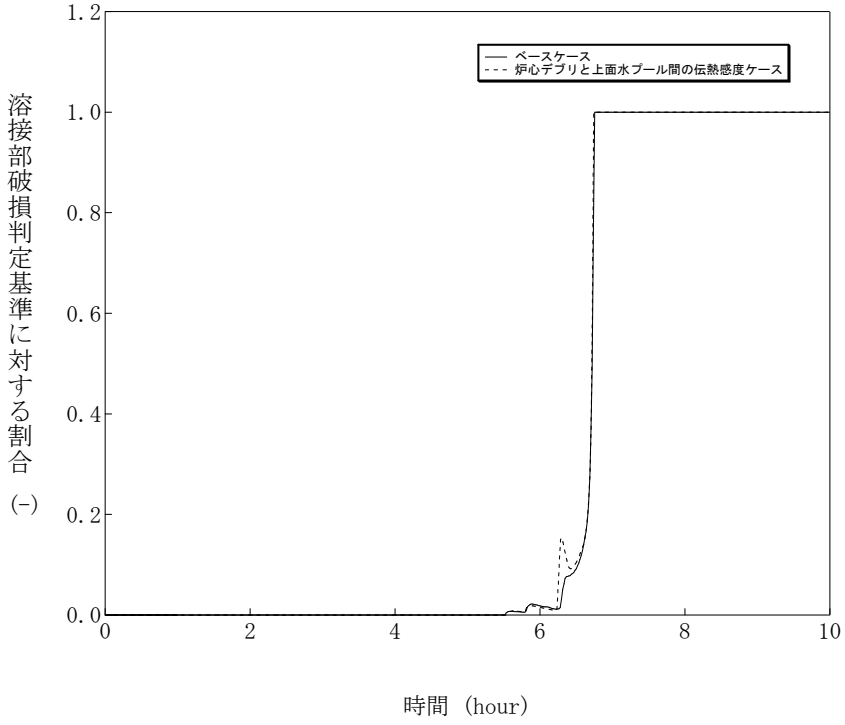


図8-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。
クリープ破損割合及び溶接部破損割合の上昇は、わずかながら急峻になっているが感度は小さい。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

（9）原子炉容器の破損時期

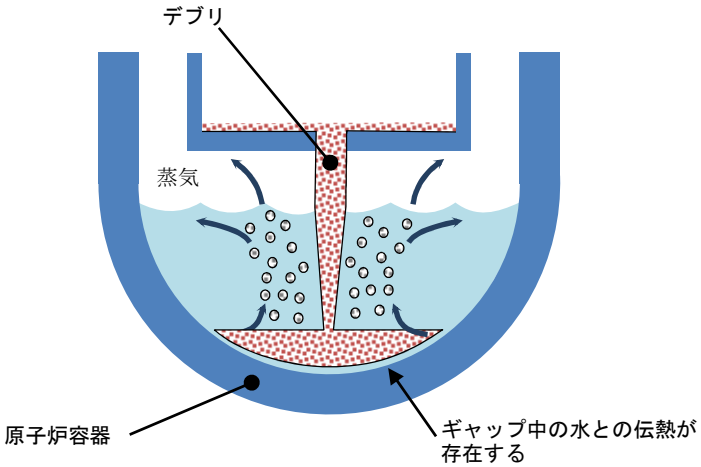
③炉心デブリと原子炉容器間の熱伝達に関する感度解析

<u>解析条件</u>

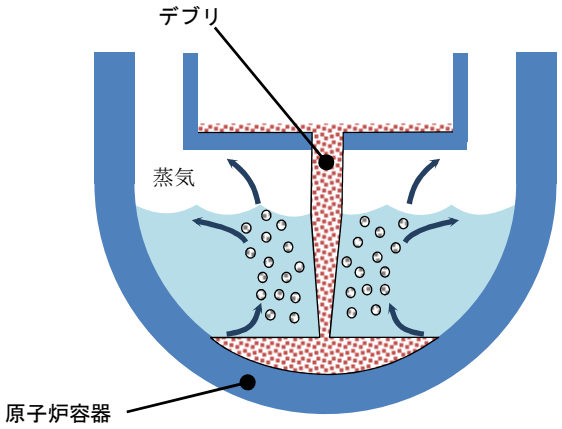
　炉心デブリが下部プレナムに堆積し、原子炉容器との間にギャップが生じている状況では、そのギャップに水が浸入するため、炉心デブリが冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。ギャップによる除熱には不確かさがあり、これが小さい場合は炉心デブリが冷却されにくくなり、事象進展も早くなることから感度解析を実施。

項目	下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	炉心デブリと下部プレナムが接触した場合を想定

□内は商業機密に属するものですので公開できません



ベースケース



感度解析ケース

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

解析結果

図9-1～9-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は溶融炉心デブリの下部プレナムへの落下以降に現れる。

感度解析ケースでは、炉心デブリが冷却されにくくなることで、原子炉容器破損時刻はわずかに早くなっているが感度は小さく、DCHは発生していない。また、ベースケースと同様、計装用案内管溶接部が破損しており、クリープ破損割合及び溶接部破損割合の上昇はわずかながら急峻になっているが感度は小さい。

評価

炉心デブリと原子炉容器間の熱伝達の原子炉容器破損時刻への感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

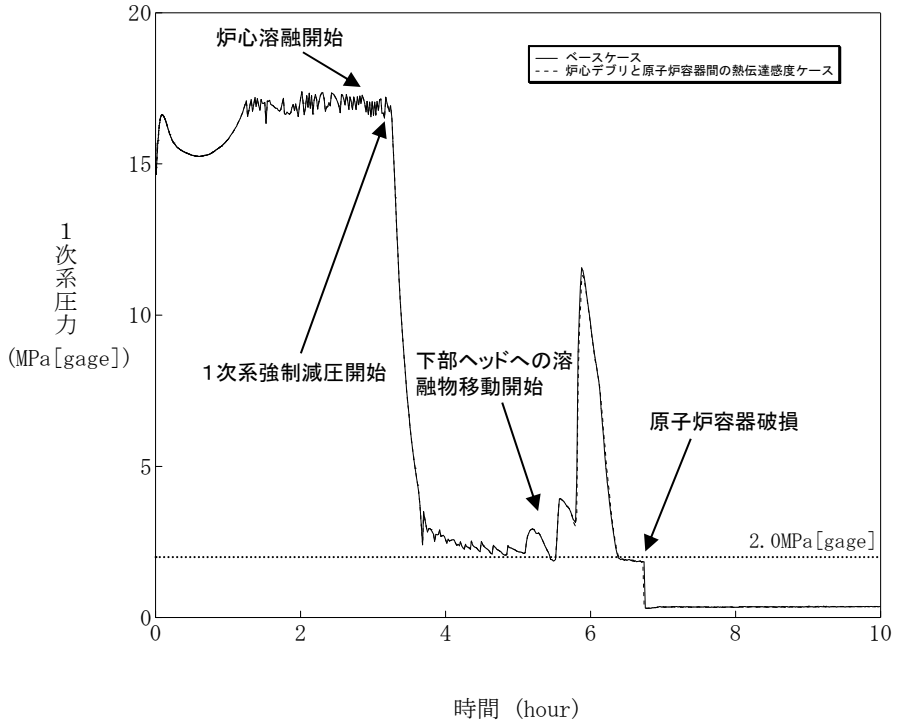


図9-1　1次系圧力の推移

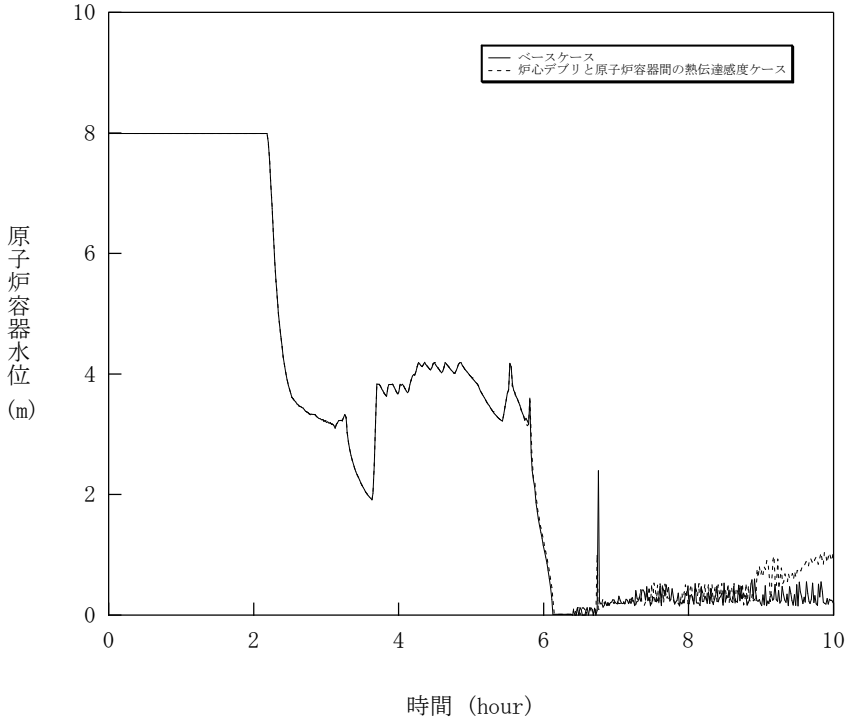


図9-2　原子炉容器水位の推移

感度解析ケースでは、下部プレナムギャップによる除熱がないため、原子炉容器破損時刻はわずかに早くなっているが、下部プレナムの水がドライアウトするまでの間しか影響を及ぼさないことから感度は小さく、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

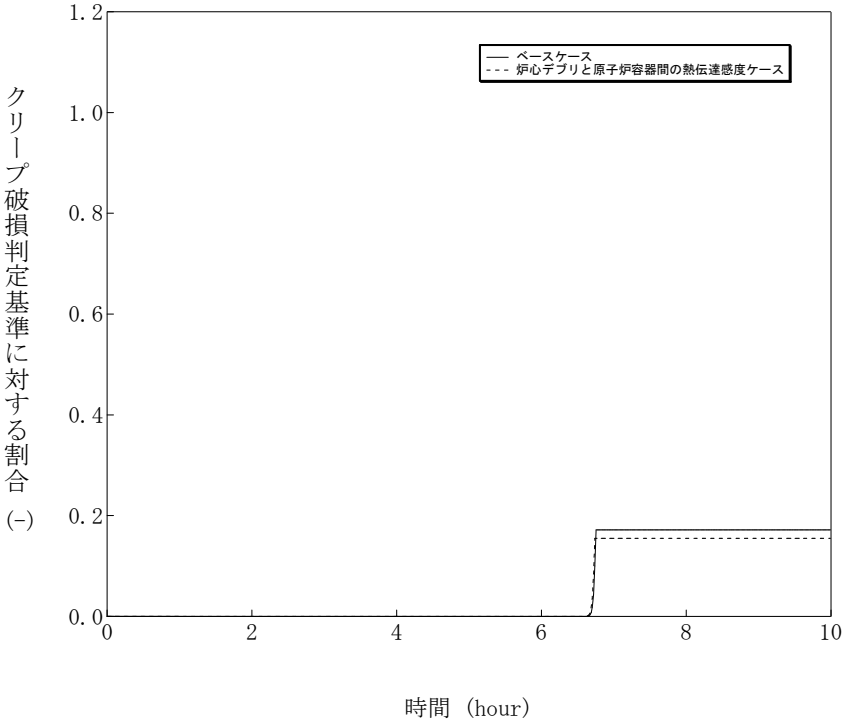


図9-3　原子炉容器クリープ破損割合＊の推移

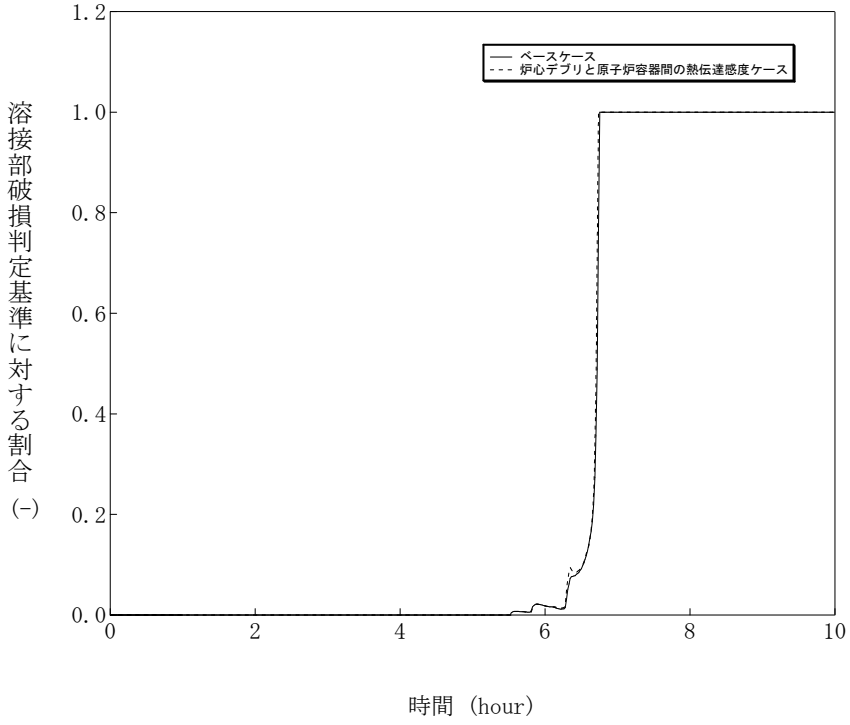


図9-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。
クリープ破損割合及び溶接部破損割合の上昇は、わずかながら急峻になっているが感度は小さい。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

（10）原子炉容器の破損時期

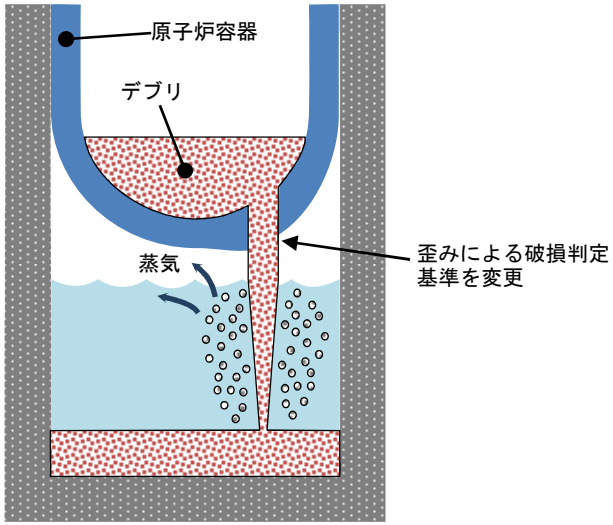
③溶接部破損時の最大歪みに関する感度解析

解析条件

計装用案内管溶接部の破損については、せん断応力による判定と歪みによる判定を併用している。せん断応力による判定はデータに基づく温度依存の限界せん断応力との比較によって破損判定を行っており不確かさは小さいが、歪みによる判定では、破損時の最大歪みをインプットとして与え、これとの比較によって破損判定を行っており、不確かさがあるため感度解析を実施。

項目	溶接部破損時の最大歪み	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として1／10倍の値

□内は商業機密に属するものですので公開できません



添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

解析結果

図10-1～10-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は溶融炉心デブリの下部プレナムへの落下以降に現れる。

感度解析ケースでは、溶接部破損時の最大歪みを1／10倍としたことで、クリープ及び溶接部破損割合が早く上昇し、原子炉容器破損時刻が5分程度早くなるが、DCHは発生していない。

評価

溶接部破損時の最大歪みの原子炉容器破損時刻への感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

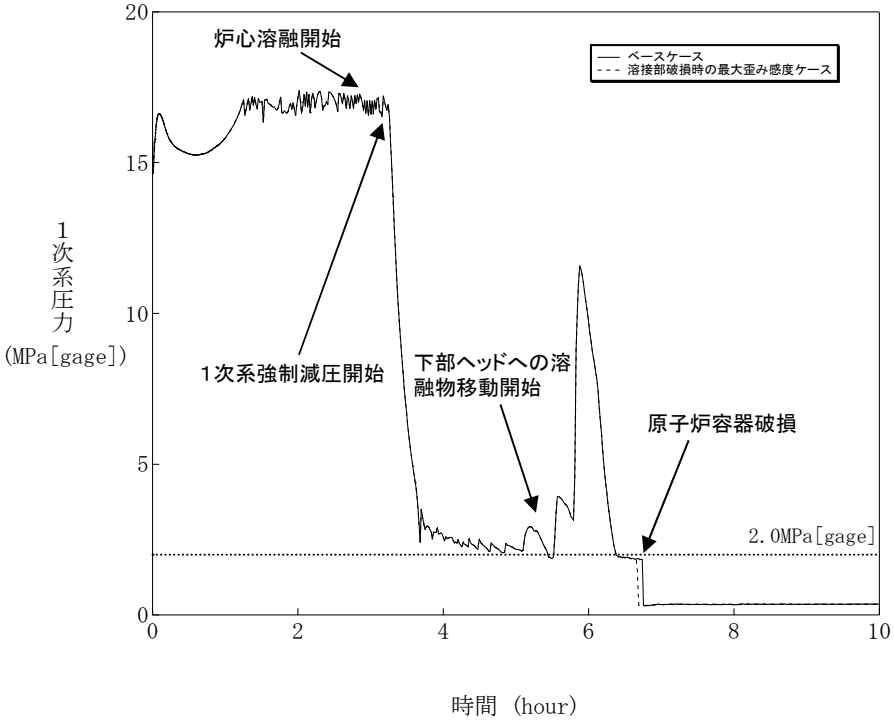


図10-1　1次系圧力の推移

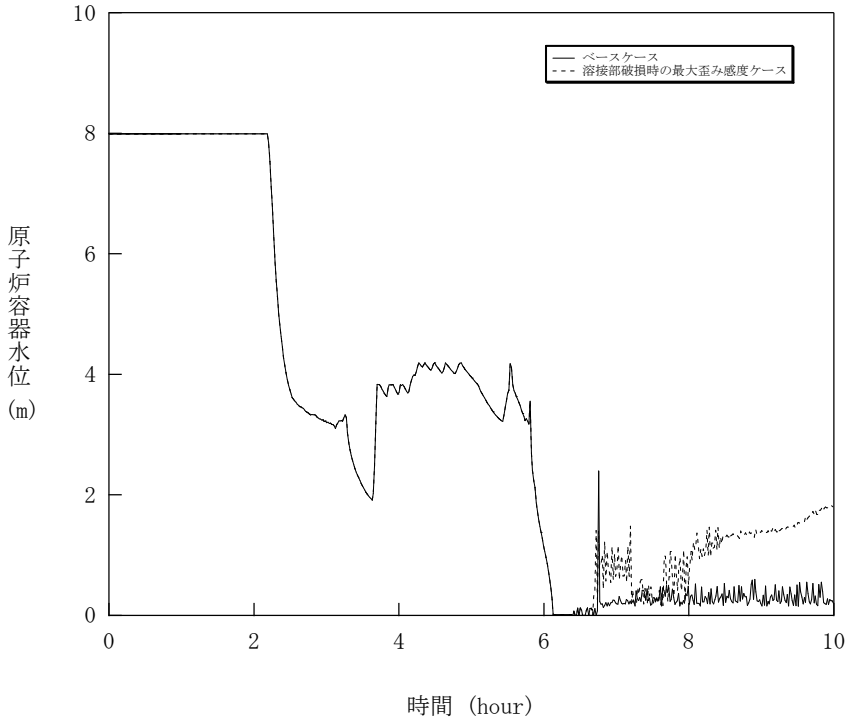


図10-2　原子炉容器水位の推移

感度解析ケースでは、溶接部破損時の最大歪みを1／10倍としたことで、原子炉容器破損時刻が5分程度早くなるが、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

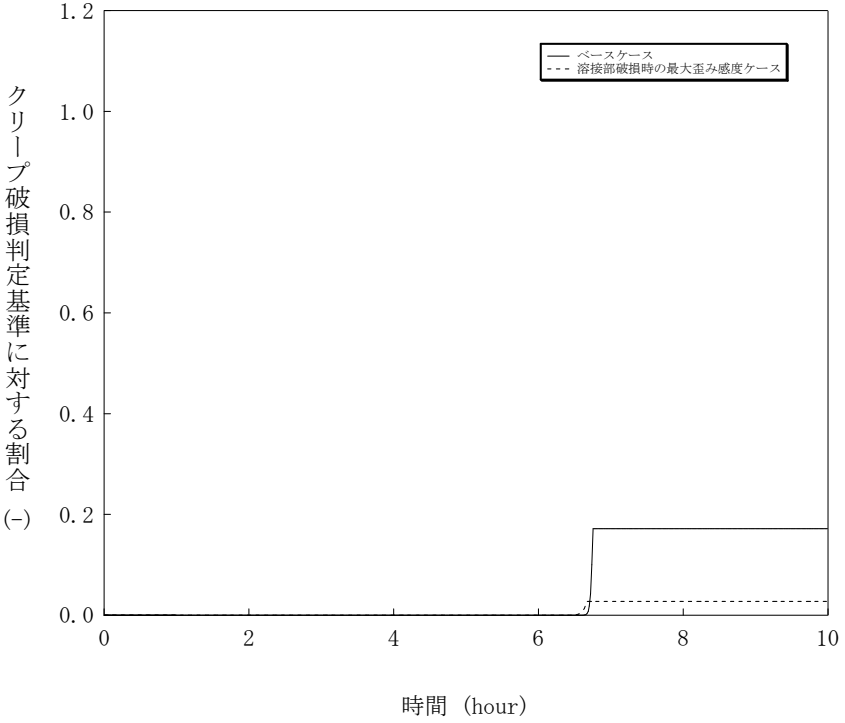


図10-3　原子炉容器クリープ破損割合＊の推移

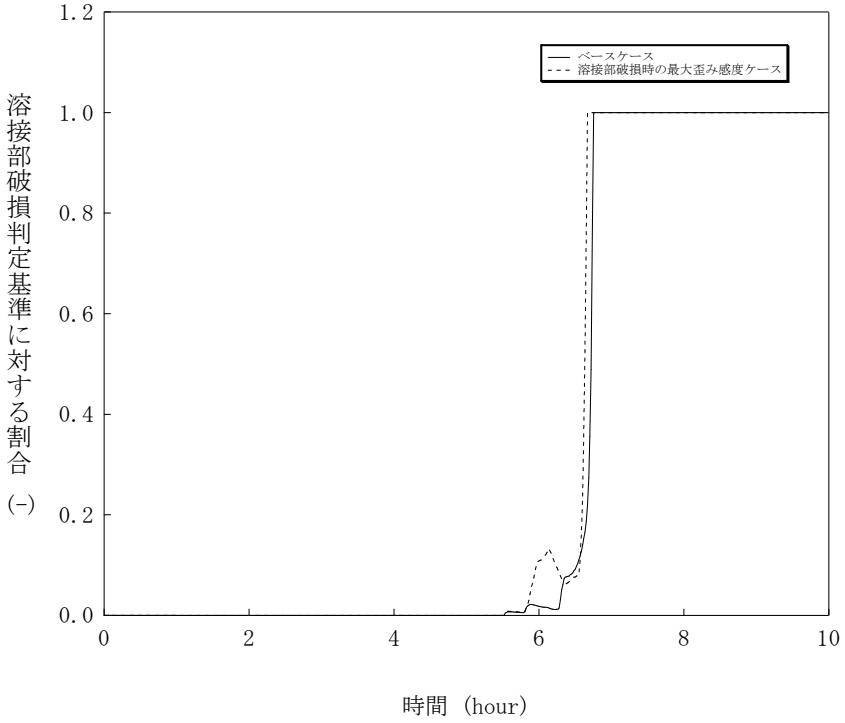


図10-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。
クリープ破損割合及び溶接部破損割合の上昇は、わずかながら急峻になっているが感度は小さい。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

（11）感度解析パラメータの組み合わせ

解析条件

不確かさに関する整理にて抽出したパラメータについて、各々感度解析を行った結果、原子炉容器破損時点の1次系圧力が2MPa[gage]を下回っていることを確認した。また、1次系圧力挙動は、下部ヘッドへの溶融物移動が早いほど、原子炉容器破損時点の1次系圧力が高くなる傾向になったことから、不確かさを重畳させた場合について解析を行い、原子炉容器破損時の1次系圧力に対する感度を確認する。

項　目	ベースケース	感度解析ケース	感度解析ケースの設定根拠
蓄圧注入系流動抵抗係数	□	□	プラント設計に基づく値の50%
破損口の初期径	□m	□m	クラスト破損面積が小さい場合を想定
エントレインメント係数	□	□	当該変数推奨範囲の最大値
粒子径ファクタ	□	□	当該変数推奨範囲の最小値
ヒートアップ時の被覆管表面積	1倍	2倍	酸化発熱反応を促進するようにプラント設計に基づく値の2倍
□時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	□K	□K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定
限界熱流束にかかる係数	□	□	水への熱伝達が制限される値
下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	□	□	炉心デブリと下部プレナムが接触
溶接部破損時の最大歪み	□	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10倍

□内は商業機密に属するものですので公開できません

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

解析結果

図11-1～11-4に感度解析結果を示す。

感度解析ケースでは、ベースケースと比較して原子炉容器破損時刻が約67分早くなっている。想定される不確かさを組み合わせた場合では、下部ヘッドへの炉心デブリ落下後も、下部ヘッドに存在する1次冷却材によって原子炉容器表面温度の上昇は抑制される。また、加圧器逃がし弁からの放出量は、蓄圧注入量を上回っているため1次冷却材圧力が低下傾向となり、原子炉容器破損時点での1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となる。

評価

想定した不確かさの範囲内において、原子炉容器破損時点での1次系圧力は2.0MPa [gage]を下回っていることから、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

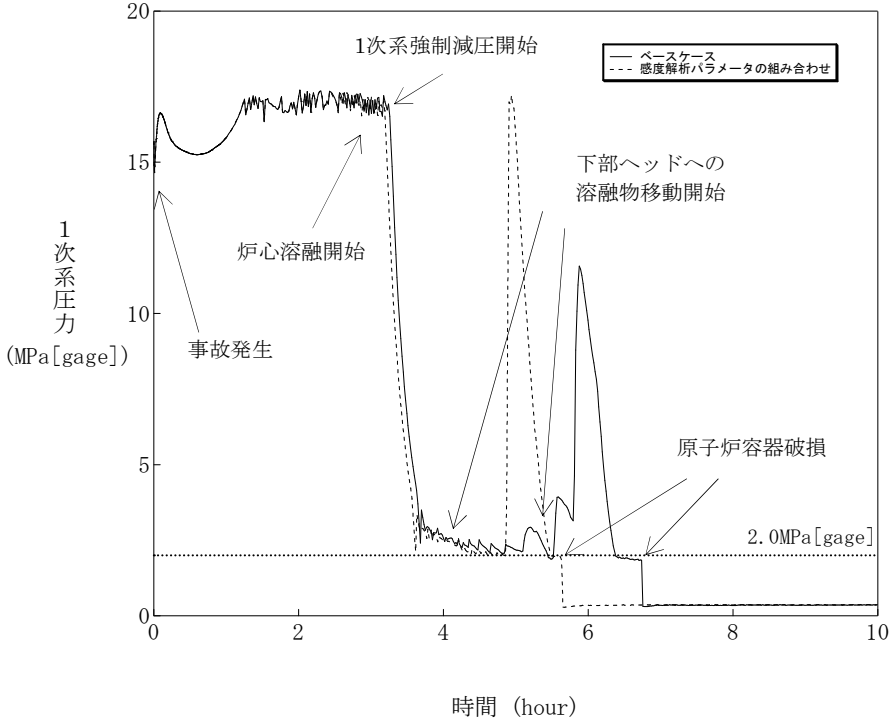


図11-1　1次系圧力の推移

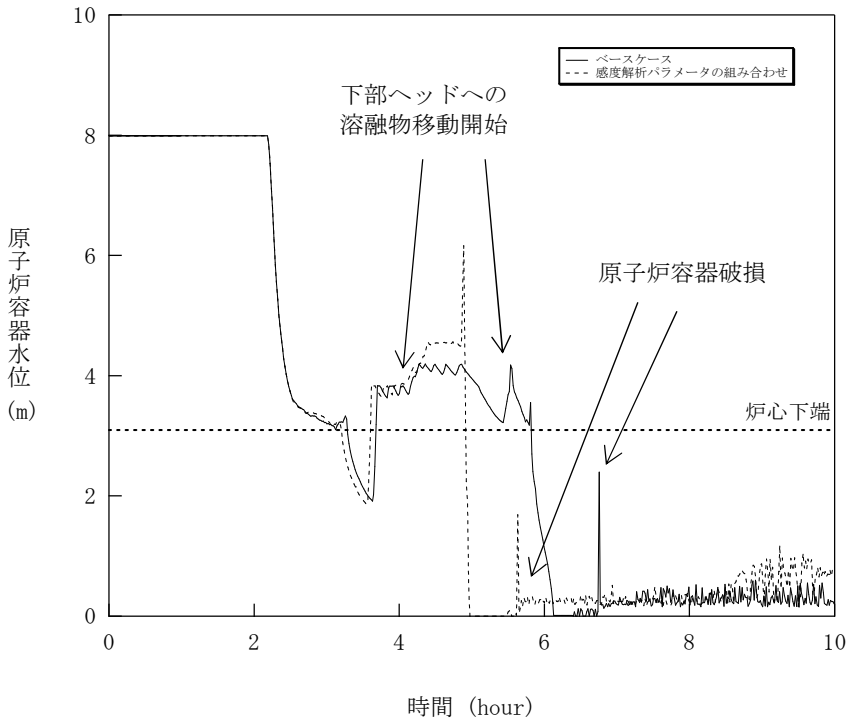


図11-2　原子炉容器水位の推移

感度解析パラメータを組み合わせたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展し、初回の下部プレナムへのリロケーション量が多くなり圧力スパイクが約5.6MPa高くなっている。原子炉容器破損時刻も約67分早くなるが、DCHは発生しない。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

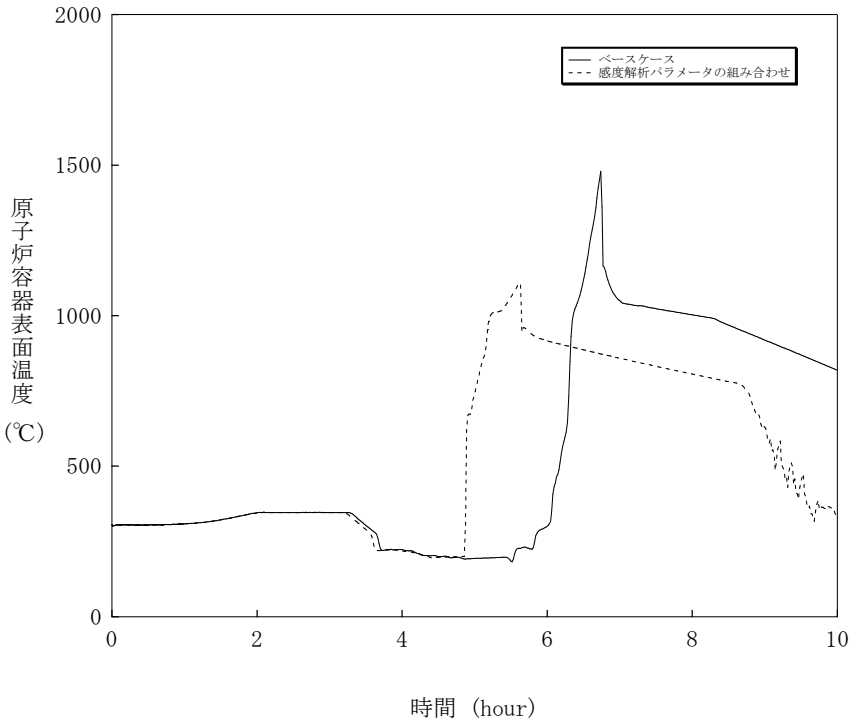


図11-3　原子炉容器表面温度の推移

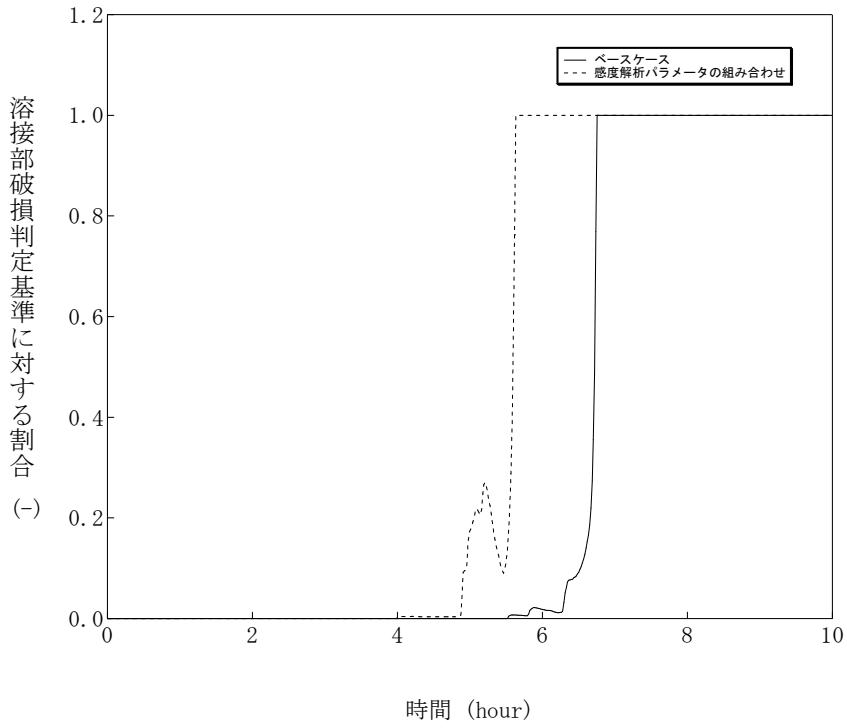


図11-4　計装用案内管溶接部破損割合＊の推移

＊破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。感度解析パラメータを組み合わせたことで事象進展が速くなる。また、溶接部破損時の最大歪み小さく設定したことによりベースケースと比較して、原子炉容器表面温度が低い温度で原子炉容器破損に至る。

添付1　高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止について

4. まとめ

○ 高圧溶融物放出／格納容器直接加熱の防止に関する不確かさの要因として抽出したパラメータについて感度解析を行い、原子炉容器破損時の1次系圧力への感度を確認した。

○ その結果、圧力スパイクに対する感度は、溶融ジェット径、Ricou-Spaldingのエントレインメント係数、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度については数MPa程度あるものの、原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さい。

○ 原子炉容器破損時刻に対する感度は、ヒートアップ時の被覆管表面積、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度において比較的大きな感度があるが、いずれの場合でも原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回っており、これらの不確かさの影響は軽微と考える。
　また、感度解析パラメータを組み合わせた場合でも想定した不確かさの範囲内において、原子炉容器破損時点での1次系圧力は2.0MPa [gage]を下回っていることから、その不確かさの影響は軽微であると考える。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

１．知見の整理（１／２）

国内外での溶融炉心と冷却水の相互作用（以下、FCI）実験で得られた知見から、PWRプラントでのFCI現象について、以下に整理する。

○ 原子炉容器内FCI

水蒸気爆発に至り格納容器が破損する事象については、これまでの専門家による検討結果では、発生する可能性は非常に低く、問題は解決済みと米国原子力規制委員会NRCにおいて結論付けられている。

○ 原子炉容器外FCI

○キャビティ水の状態（水温及び水量）

・水プールの水深が深い場合、細粒化割合が大きい。FARO実験では、水深1～2mの場合に対して溶融物のほとんどが細粒化した。COTELS実験では、水深が0.4mの場合に対して溶融物の90%以上が細粒化した。

・水プールのサブクール度が高い場合、水蒸気爆発に至る可能性は高いが、圧力スパイクの観点からは、サブクール度が低いほうが厳しい。

○溶融炉心の落下量（落下速度）と微細化量

・溶融物の落下量が多い場合に圧力上昇が大きい。

○キャビティ水とデブリ粒子の伝熱（デブリ粒子の径）

・COTELS実験より、デブリ粒子の径が小さいほうが、初期の圧力上昇幅が大きくなる結果が得られている。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

１．知見の整理（２／２）

○FCI実験のうち、UO_2を用いたFARO実験、KROTOS実験及びCOTELS実験の結果から、水蒸気爆発が観測されたのは、水プール底から圧縮ガスを供給し膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガリング）を行ったKROTOS実験のみである。

○このことから、デブリ粒子を覆う蒸気膜は安定性があり、外部トリガリングなどの外的な要因がなければ、蒸気膜の崩壊は起こりにくいことがわかる。

○実機においては、キャビティ水は準静的であり、KROTOS実験のような外部トリガリングとなり得る要素はなく、大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

２．不確かさに関する整理

知見の整理よりFCI現象の感度解析の対象パラメータを表１の通り抽出し、図1に抽出したフロー図を示す。

表１　FCIの不確かさに関する整理結果

影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
キャビティ水温	ブローダウン水、スプレイ水等がキャビティに回り込み、キャビティ水温が決まる。	ノード・ジャンクションモデルに従い、キャビティに流れ込む水の温度が評価される。	FCIを促進する取扱いのため、感度解析不要
キャビティへの注入量	ブローダウン水、スプレイ水等がキャビティに回り込み、キャビティ水深が決まる。	ノード・ジャンクションモデルに従い、キャビティに流れ込む水量が評価される。	キャビティ水深
溶融炉心落下量	破損口径と同等の大きさで炉心デブリが流出すると想定される。	破損口径と同じ径で炉心デブリが流出する。破損口の侵食も考慮される。	破損口径
溶融炉心落下速度	原子炉容器内外圧力差、自重、破損口径によって落下速度が決まる。	原子炉容器内外圧力差、自重、破損口径によって落下速度が評価される。	１次系が低圧となるシーケンスを対象とするため、影響が小さく、感度解析不要
細粒化量	デブリジェット径が大きいため、水中に落下する炉心デブリの内、エントレインされる部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	逆円錐型のデブリジェットに対して、Ricou-Spalding相関式によって評価される。	エントレインメント係数
キャビティ水とデブリ粒子の伝熱	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達から伝熱量が決まる。	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達による熱流束によって評価される。	デブリ粒子の径
格納容器内での水蒸気の流動	キャビティで発生した水蒸気が圧力差と流動抵抗によって他区画へ移行すると想定される。	ノード・ジャンクションモデルに従い、格納容器内を流れる水蒸気流量が評価される。	一般的な流動モデルで取り扱っており、不確かさが小さく、感度解析不要

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

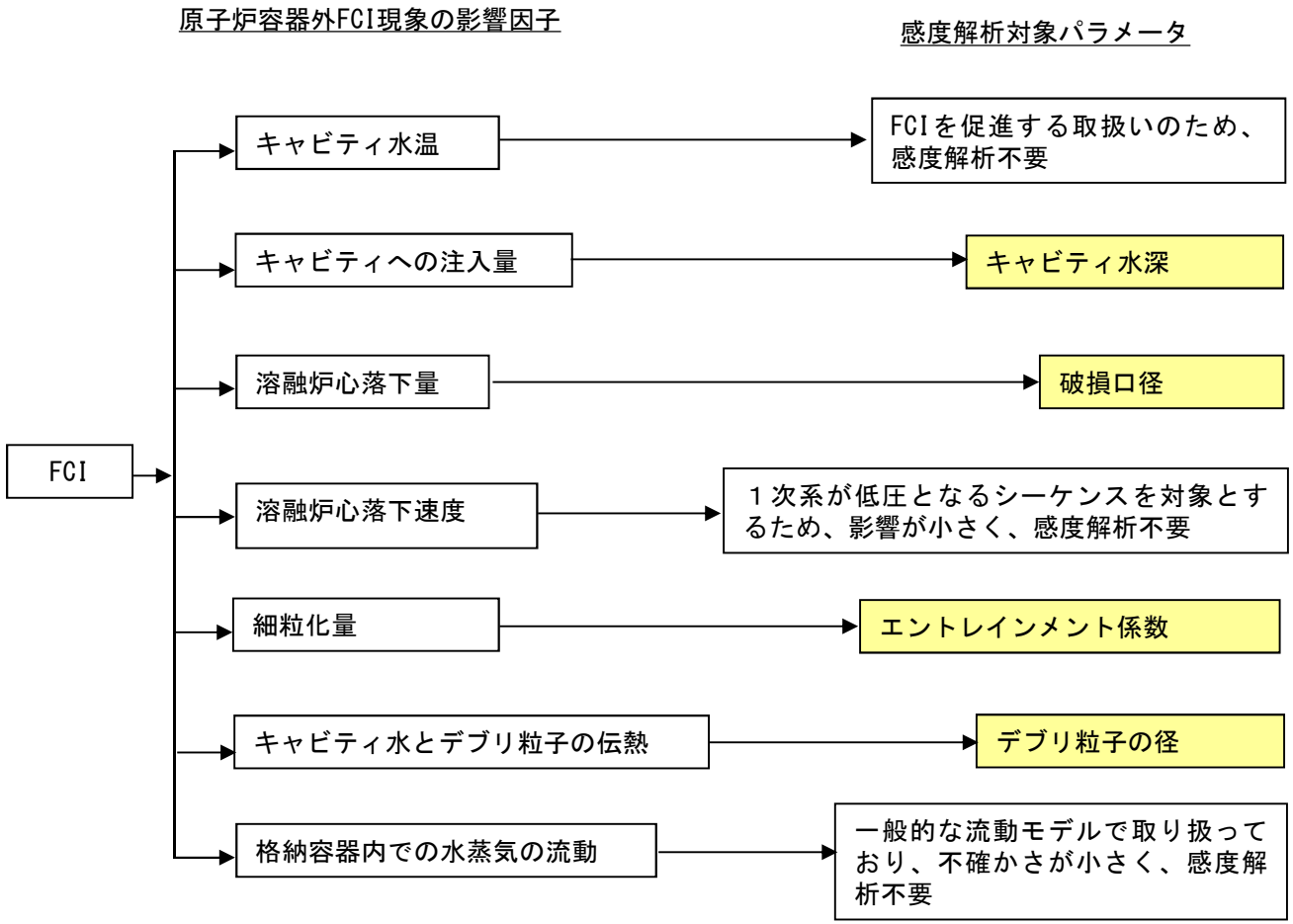
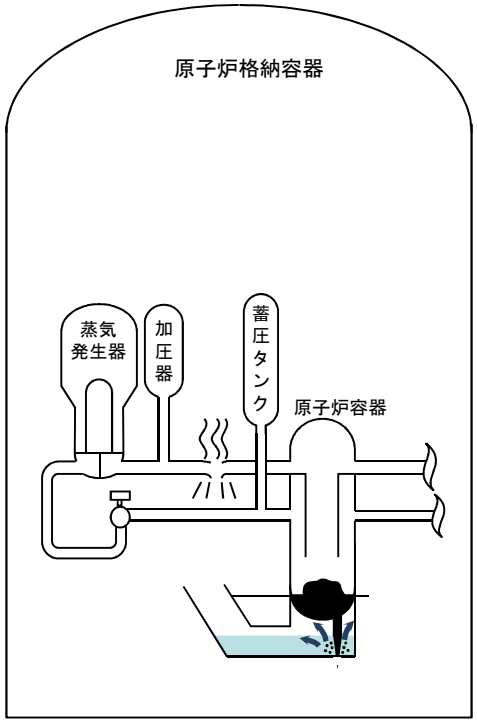


図１　FCIにおける不確かさに関するフロー

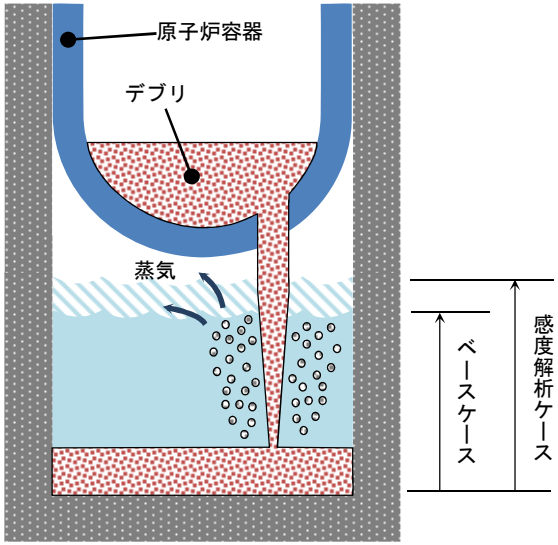


FCI概念図

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

3. 感度解析と評価

感度解析のベースケースは、3ループプラントの過圧破損（大破断LOCA＋ECCS注入失敗＋CVスプレイ失敗）を選択。



（1）キャビティ水深に関する感度解析

解析条件

PWRプラントでは、炉心溶融検知後、キャビティに水を張ることを想定しているが、キャビティへの注水や溶融炉心落下のタイミングによっては、キャビティ水深が変化し得ることから、事故シーケンスに基づく不確かさは存在すると考えられるため感度解析を実施。

項　目	代替格納容器スプレイ作動	設定根拠
ベースケース	炉心溶融後30分	運転員操作余裕時間として設定
感度解析ケース	炉心溶融後20分	原子炉キャビティへの注入量を増加するため、ベースケースより10分早く、代替格納容器スプレイ作動を仮定

解析結果

図1-1～1-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は炉心溶融後20分以降に現れる。代替格納容器スプレイ作動のタイミングが10分早くなったことにより、原子炉容器破損時点のキャビティ水深が増加する。約1.5時間時点で原子炉容器が破損し圧力スパイクが発生するが、ベースケースと感度解析ケースで大きな違いはない。

評価

キャビティ水深の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

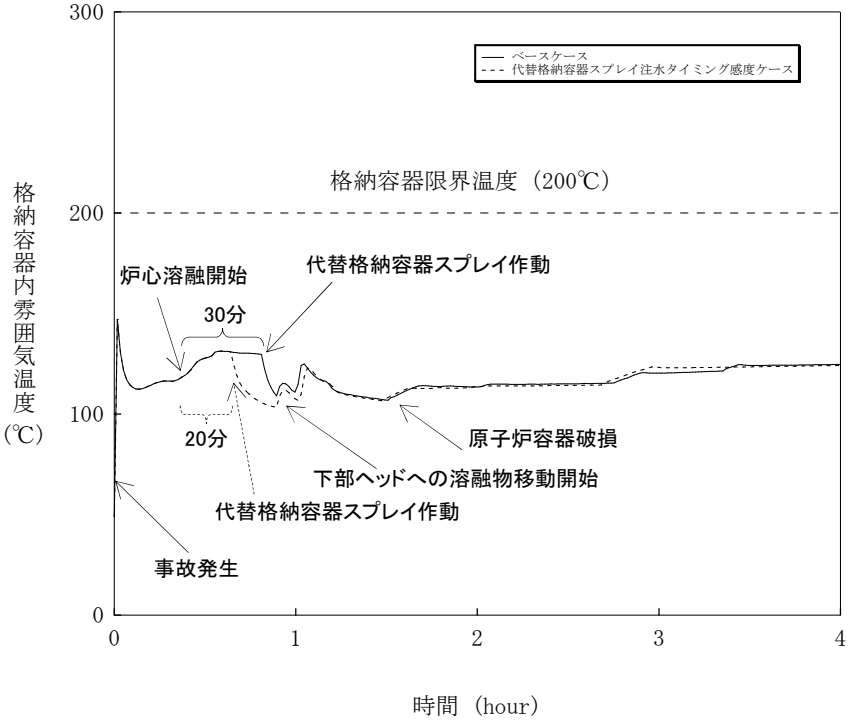


図1-1　格納容器内雰囲気温度の推移

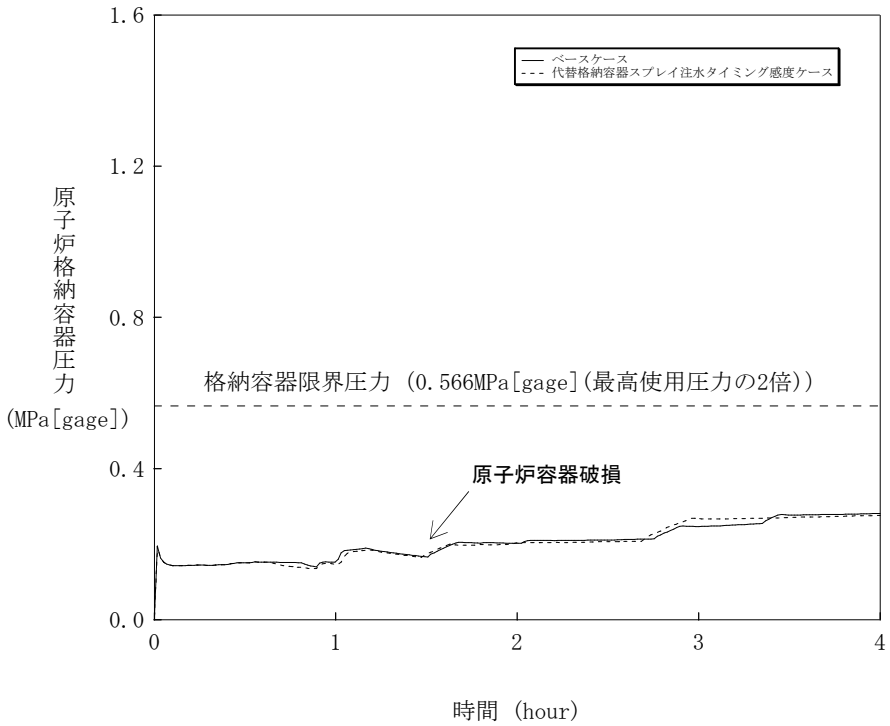


図1-2　原子炉格納容器圧力の推移

代替格納容器スプレイ作動のタイミングが10分早くなったことにより、格納容器温度は低めに推移するが、下部ヘッドへ溶融物移動開始後の挙動に大きな違いはない。

約1.5時間時点で原子炉容器が破損し圧力スパイクが発生するが、ベースケースと感度解析ケースで格納容器圧力の大きな違いはない。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

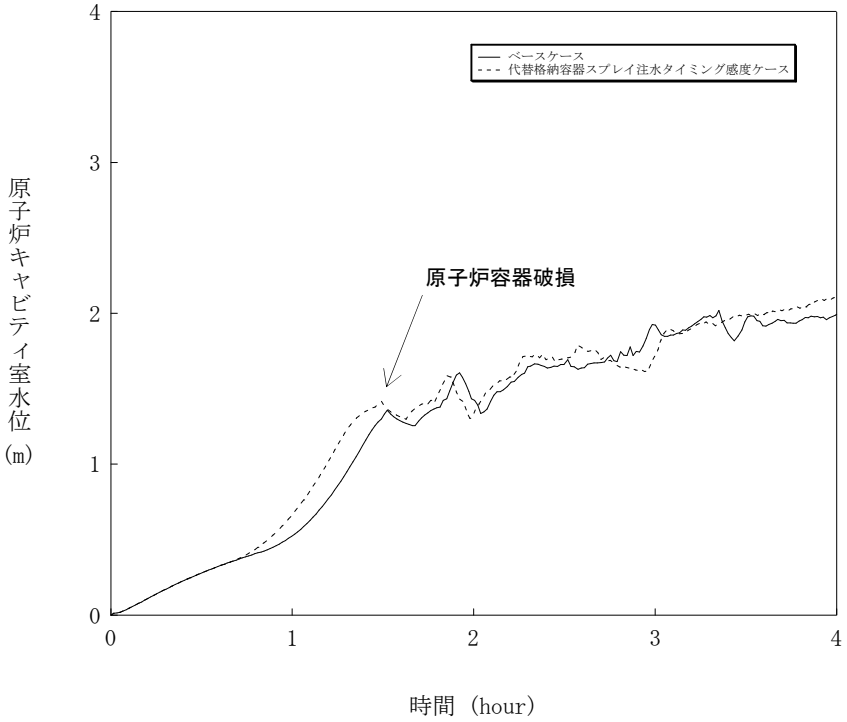


図1-3　原子炉キャビティ室水位の推移

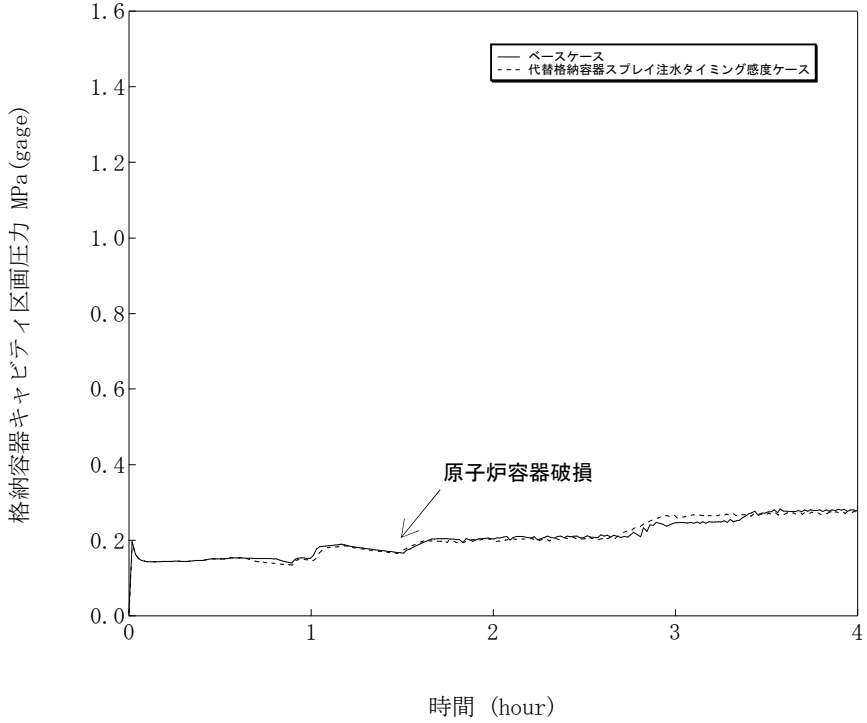


図1-4　原子炉キャビティ区画圧力の推移

代替格納容器スプレイ作動のタイミングが10分早くなったことにより、原子炉容器破損時点のキャビティ水深が増加する。

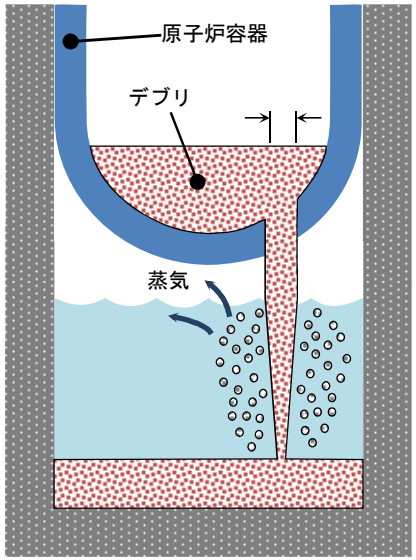
添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

(2)原子炉容器の破損口径に関する感度解析

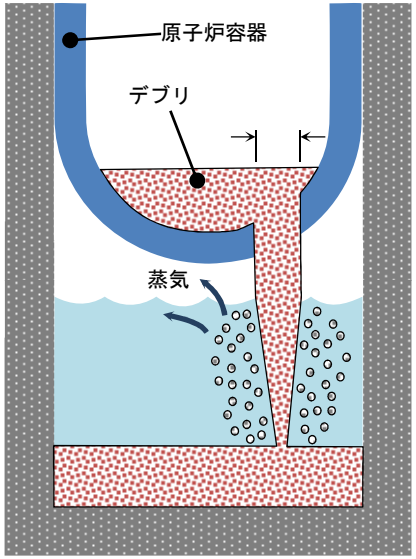
解析条件

原子炉容器破損口の大きさには不確実さがあり、破損口が大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。破損口初期径として、ベースケースでは原子炉容器貫通部1つ分の□mとしているが、隣接する貫通部が同時に破損する可能性を考慮し、3倍の□mを設定した。

項　目	破損口の初期径	設定根拠
ベースケース	□ m	原子炉容器貫通部１つ分の径
感度解析ケース	□ m	隣接する貫通部の同時破損を想定



ベースケース



感度解析ケース

□内は商業機密に属するものですので公開できません

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

解析結果

図2-1～2-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は原子炉容器破損以降に現れる。約1.5時間の時点で原子炉容器の破損が発生しており、感度解析ケースでは炉心デブリジェットの流量が増加し、原子炉キャビティの水位の低下がやや大きくなるが、ベースケースとの差は僅かである。これは、溶融炉心が破損口を通過する際に、溶融炉心の熱により破損口が拡大され、それによって溶融炉心の落下量も増加するが、破損口の初期径の差が大きな影響として現れていないことを示している。

評価

原子炉容器破損口径の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

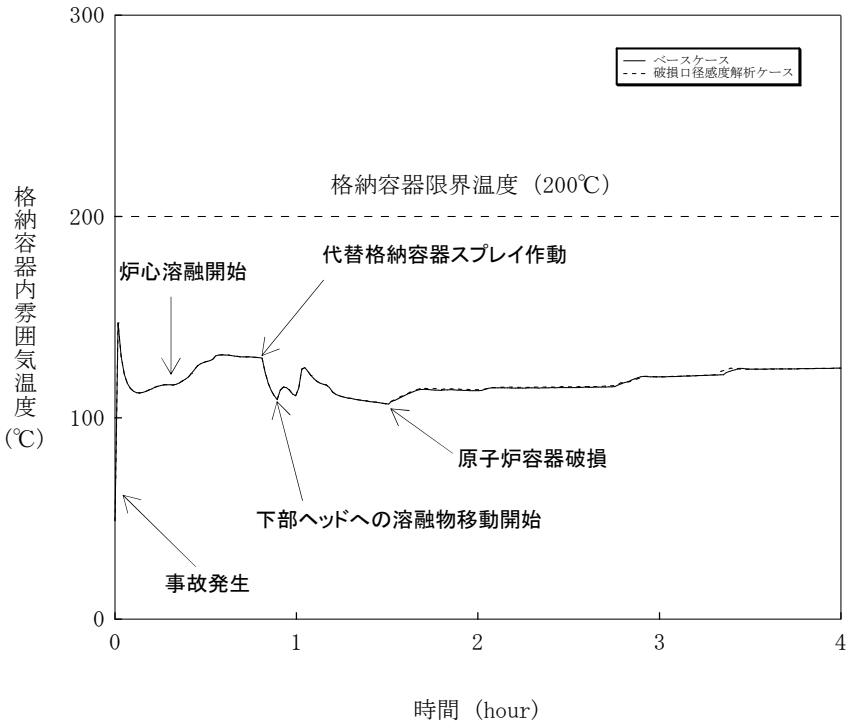


図2-1　格納容器内雰囲気温度の推移

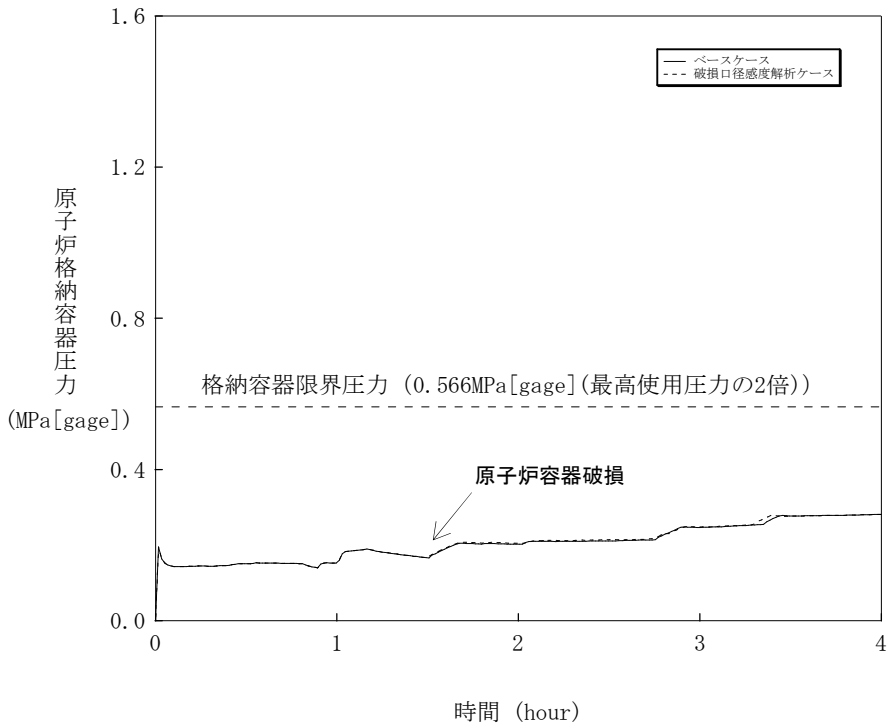


図2-2　原子炉格納容器圧力の推移

約1.5時間の時点で原子炉容器の破損が発生し、感度解析ケースでは破損口径が大きくなる事で炉心デブリジェットの流量が増加するが、格納容器温度、圧力ともにベースケースとの差はわずかである。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

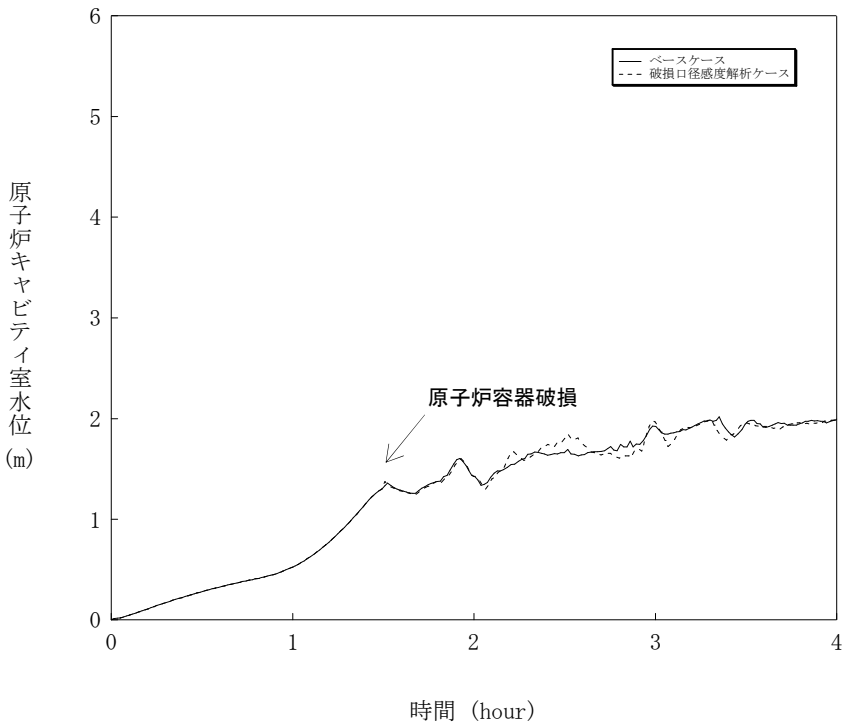


図2-3　原子炉キャビティ室水位の推移

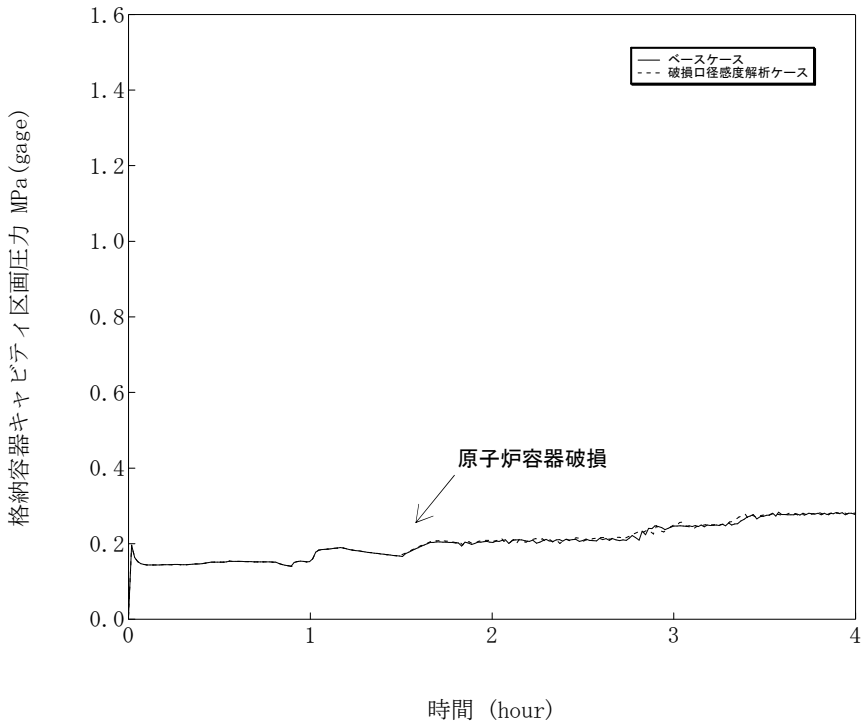


図2-4　原子炉キャビティ区画圧力の推移

溶融炉心が破損口を通過する際に、溶融炉心の熱により破損口が拡大され、それによって溶融炉心の落下量も増加するが、破損口の初期径の差が大きな影響として現れていないため、感度解析とベースケースとの差はわずかである。

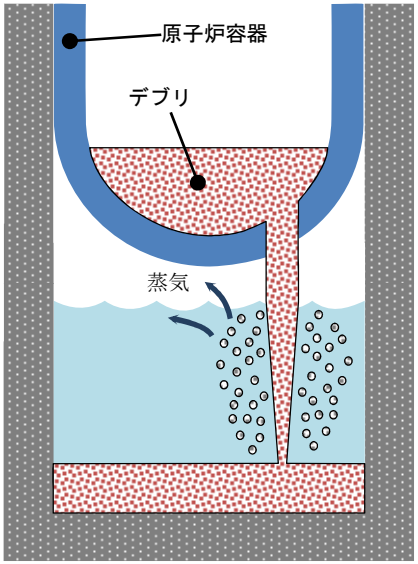
添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

（3）Ricou-Spaldingのエントレインメント係数に関する感度解析

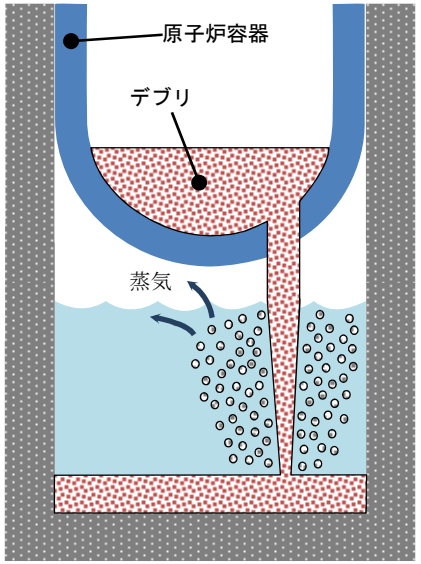
解析条件

エントレインメント係数は、ベースケースでは□を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPコードの当該変数の推奨範囲（□～□）のうち最も大きい値、すなわち、細粒化割合が大きく評価される値である□を設定 。

項　目	エントレインメント係数	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	当該変数推奨範囲の最大値



ベースケース



感度解析ケース

エントレインメント係数を大きくして細粒化割合が大きくなるよう設定

□内は商業機密に属するものですので公開できません

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

解析結果

図3-1～3-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は原子炉容器破損以降に現れる。

原子炉容器破損時の格納容器圧力の上昇については、感度解析ケースの方が僅かに高い結果となっている。これは、エントレインメント係数を大きくすることで細粒化が進み、水との接触面積が大きくなり、水蒸気を短期間に発生させる効果があるためである。しかしながら、ベースケースとの差は僅かであり、エントレインメント割合の圧力スパイクに対する感度は小さい。

また、溶融炉心全体の熱量は、ベースケースと感度解析ケースで等価であり、最終的には格納容器温度、圧力、キャビティ水位等は一致しており、エントレインメント係数を変更させたことの影響は、過渡的なものとして現れる。

評価

細粒化量の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

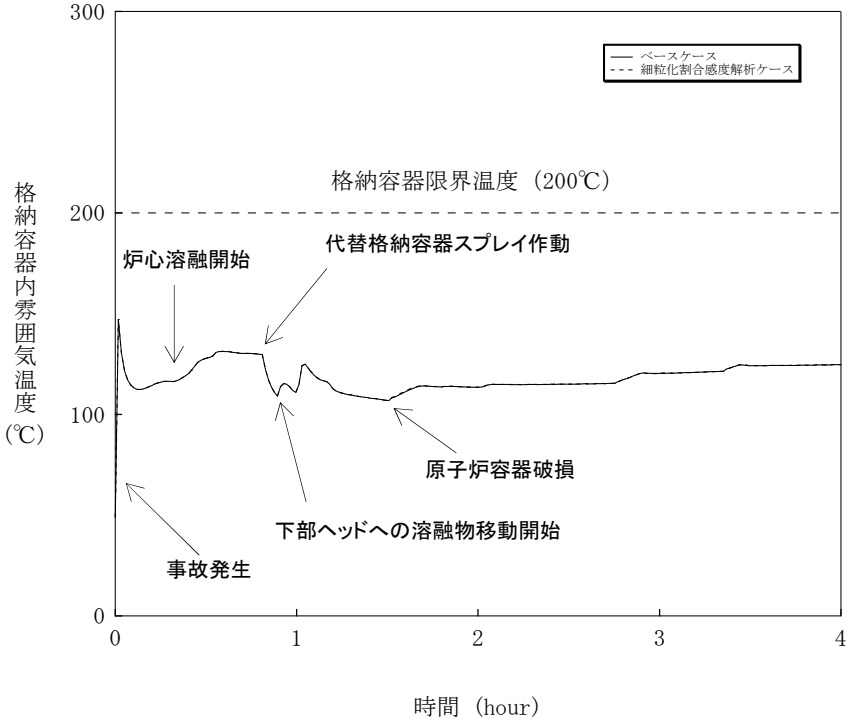


図3-1　格納容器内雰囲気温度の推移

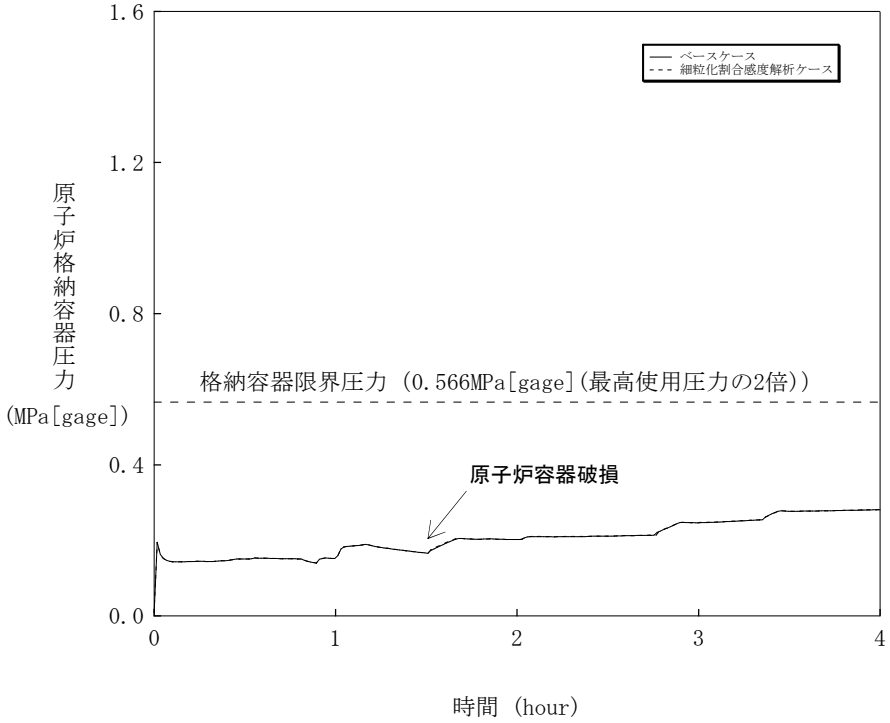


図3-2　原子炉格納容器圧力の推移

原子炉容器破損時の格納容器圧力の上昇については感度解析ケースの方が僅かに高いが、溶融炉心全体の熱量は、ベースケースと感度解析ケースで等価であり、最終的には格納容器温度、圧力は一致しており、エントレインメント係数を変更させたことの影響は、過渡的なものとして現れる。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

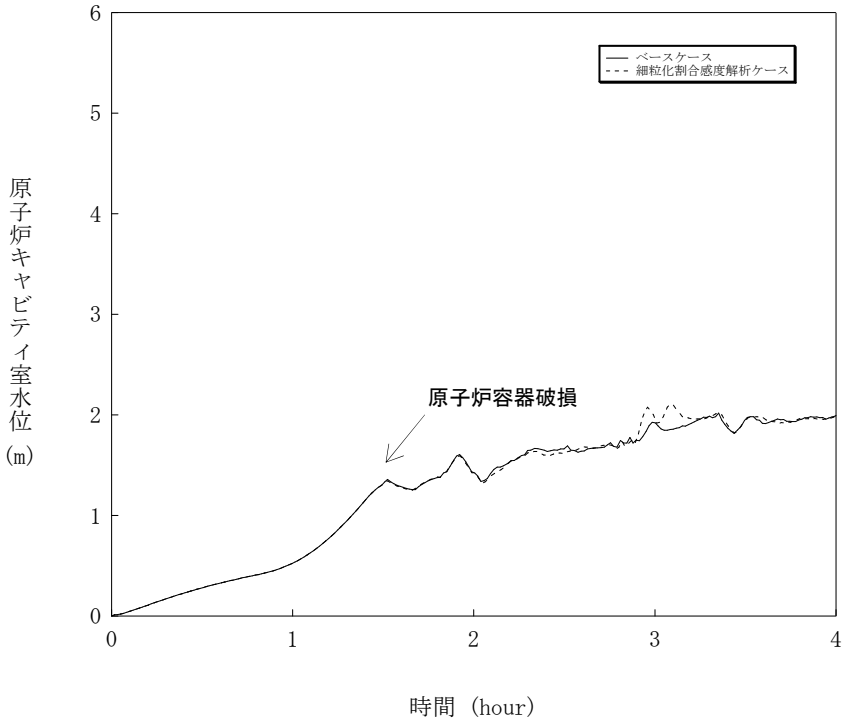


図3-3　原子炉キャビティ室水位の推移

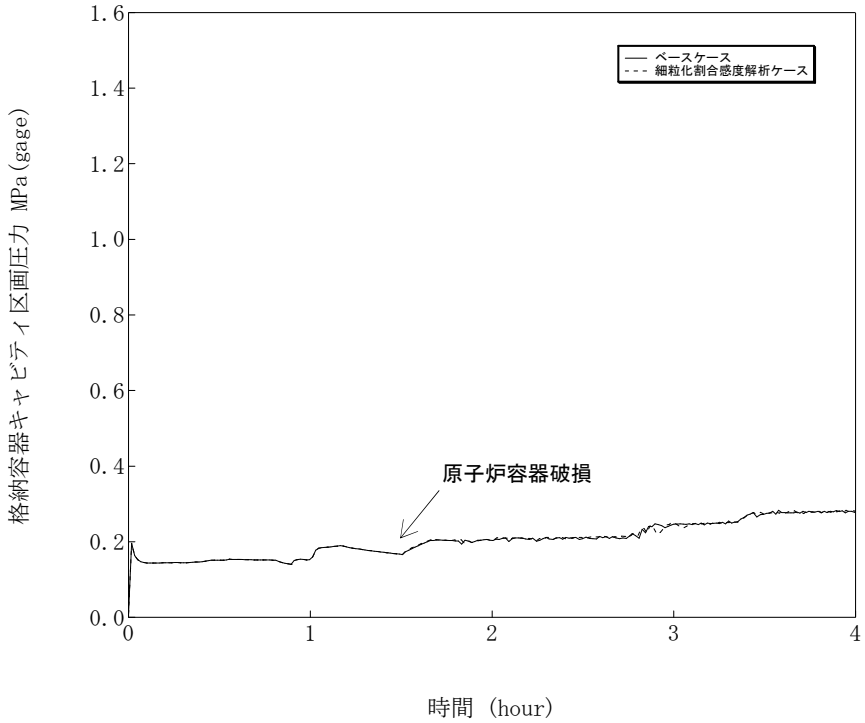


図3-4　原子炉キャビティ区画圧力の推移

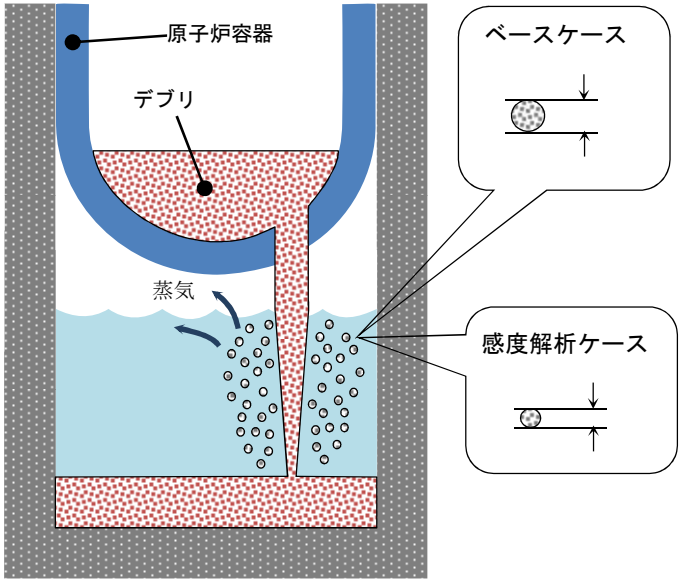
溶融炉心全体の熱量は、ベースケースと感度解析ケースで等価であり、エントレインメント係数の差が大きな影響として現れていないため、感度解析とベースケースとの差はわずかである。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

(4)デブリ粒子の径に関する感度解析

解析条件

粒子の径が小さい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられ、粒子の径に係る係数は、ベースケースではFCIの大規模実験に基づく□を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPコードのFCIの大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲の(□～□)のうち最も小さい値、すなわち、デブリ粒子の径が小さく評価される値である□を設定する。



項　目	粒子径ファクタ	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	当該変数推奨範囲の最小値

解析結果

図4-1～4-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は溶融炉心デブリの下部プレナムへの落下以降に現れる。

溶融炉心が、原子炉容器下部プレナムに落下する時点での格納容器圧力の上昇は、ベースケースと感度解析ケースとで、差は僅かである。感度解析ケースの方が、デブリ粒子の径が小さくなることで下部プレナムに残留している冷却材の蒸発が早くなることと、径が小さいデブリ粒子が下部プレナム底に成層化するため、下部プレナムに堆積した塊状の溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉容器の破損が早まっている。溶融炉心の落下による水蒸気発生による格納容器の圧力上昇幅を比較すると、ベースケースと感度解析ケースとで大きな差はない。

評価

デブリ粒子径の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

□内は商業機密に属するものですので公開できません

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

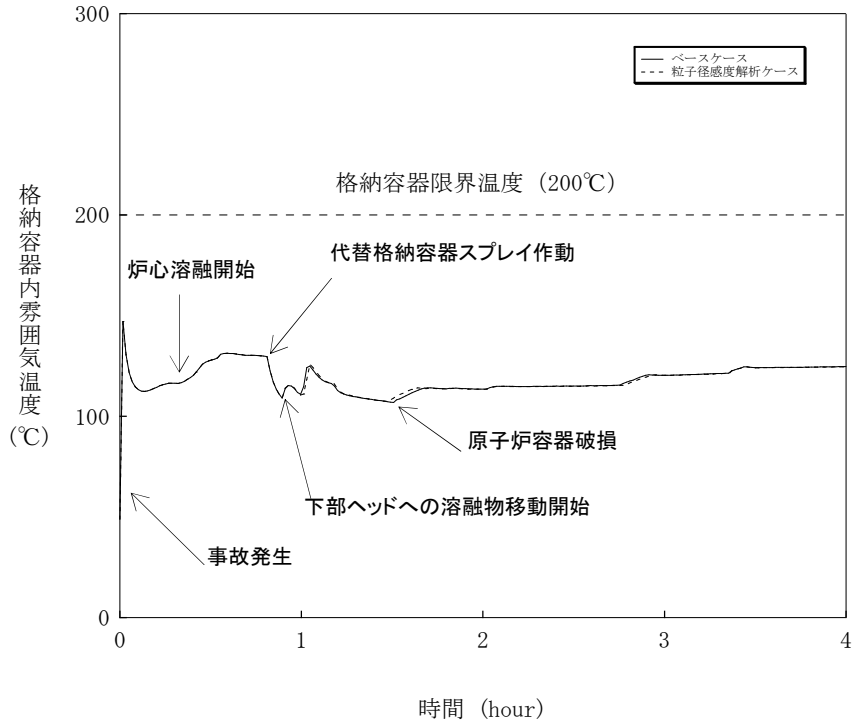


図4-1　格納容器内雰囲気温度の推移

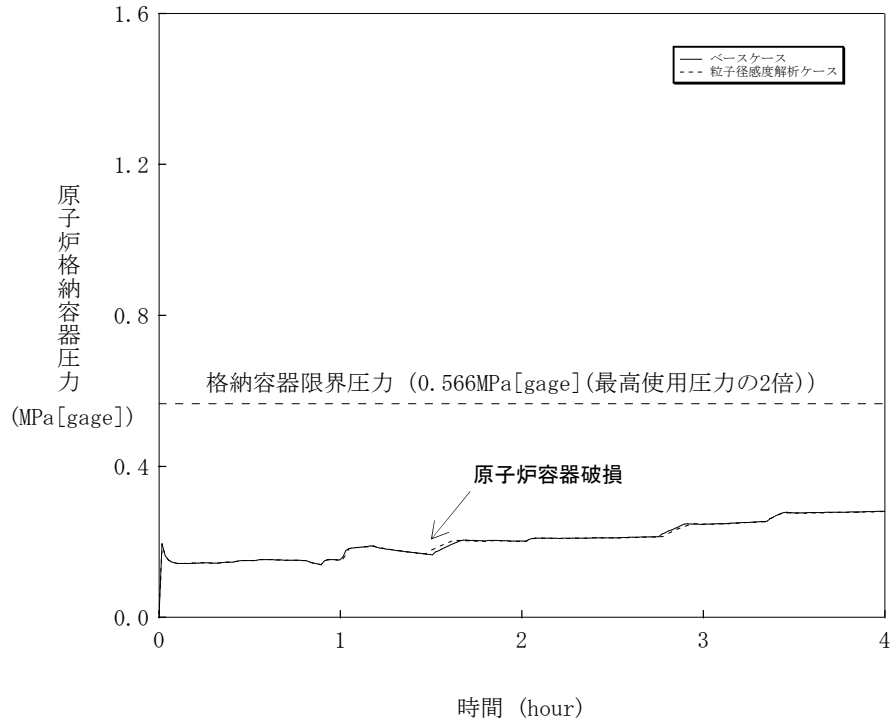


図4-2　原子炉格納容器圧力の推移

感度解析ケースの方が、デブリ粒子の径が小さくなることで下部プレナムに残留している冷却材の蒸発が早くなることと、径が小さいデブリ粒子が下部プレナム底に成層化するため、下部プレナムに堆積した塊状の溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉容器の破損が早まっている。

ベースケースと感度解析ケースでは、溶融炉心の落下による水蒸気発生による格納容器の圧力上昇幅に大きな差はない。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

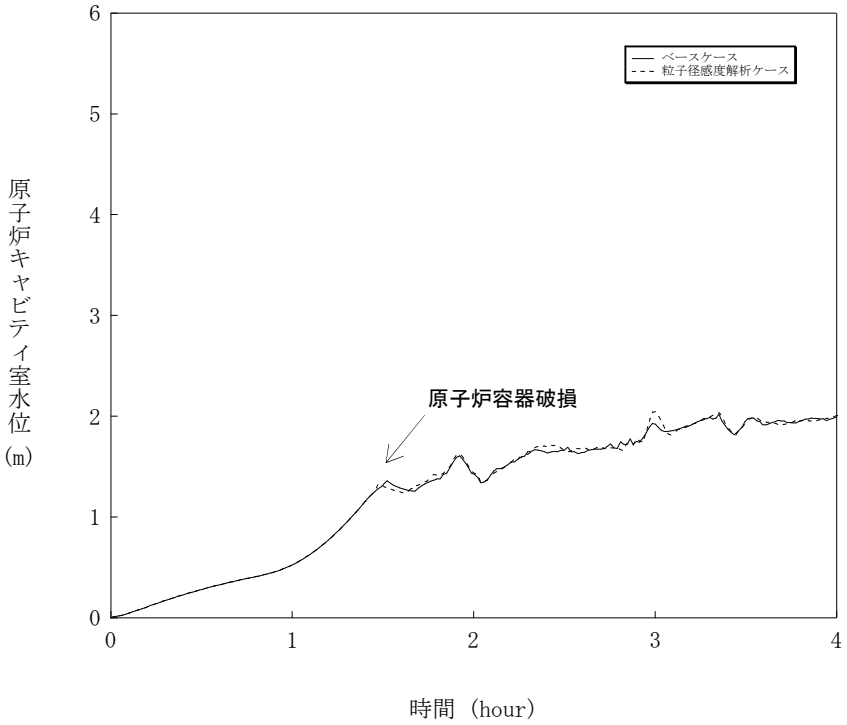


図4-3　原子炉キャビティ室水位の推移

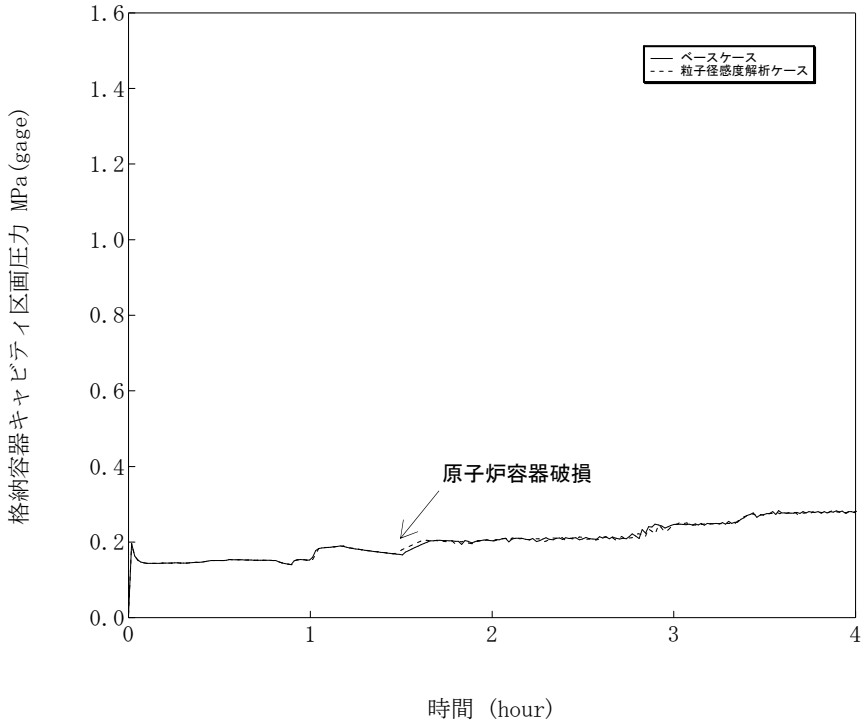


図4-4　原子炉キャビティ区画圧力の推移

溶融炉心全体の熱量は、ベースケースと感度解析ケースで等価であり、デブリ粒子径の差が大きな影響として現れていないため、感度解析とベースケースとの差はわずかである。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

（5）感度解析パラメータの組み合わせ

キャビティ水深、破損口径、エントレインメント係数、デブリ粒子の径のそれぞれに対して、圧力スパイクに対する感度解析を確認した。

いずれの場合においても、PWRでは格納容器体積が大きいことにより圧力上昇が緩和されたため、感度解析結果に大きな差は生じなかった。

これらの不確かさを組み合わせた場合、圧力スパイクに関する感度は大きくなると考えられるが、PWRの格納容器の体積は十分大きいため、圧力上昇は緩和され、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいといえる。

添付2　溶融炉心と冷却水の相互作用について

４．まとめ

○ 原子炉容器内FCIから水蒸気爆発に至り格納容器が破損する事象については、発生する可能性は非常に低く、問題は解決済みと結論付けられている。

○ 原子炉容器外FCIについては、実験より、デブリ粒子を覆う蒸気膜は安定性があり、外部トリガリングなどの外的な要因が無ければ、蒸気膜の崩壊は起こりにくいと言える。実機においては、キャビティ水は準静的であることから、外部トリガリングとなり得る要素はないため、大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

○ 原子炉容器外FCIのうち、圧力スパイクの不確かさの要因について、実現象と解析モデルの差に着目し、以下のとおり抽出した。

- キャビティ水深
- 破損口径
- Ricou-Spaldingのエントレインメント係数
- デブリ粒子の径

○ これらの項目について感度解析を行い、圧力スパイクへの感度を確認した結果、いずれについても圧力スパイクに対する感度は小さく、重大事故対策の有効性評価の結果に影響は与えない。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

１．知見の整理

国内外での溶融炉心とコンクリートの相互作用（以下、MCCI）実験で得られた知見より、PWRプラントでのMCCI 現象について、現象の進展段階ごと整理する。

①溶融炉心のキャビティへの堆積過程

・DEFOR－A実験から水深が1.5mの場合、細粒化及び固化する結果が得られている。実機スケールの場合は、ジェット径がDEFOR実験での径（数cm）より大きく数十cmに達するため、炉心デブリは相当量連続層として堆積する可能性がある。

・FARO実験では水深が1～2mの場合、ほとんどが細粒化した結果となり、COTELS実験では水深が0.4mの場合、溶融物の90%以上が細粒化した結果が得られている。

・溶融物組成、質量、温度等の点で実機条件とは異なるものの、PULiMS実験より水中へ流入した溶融物は瞬時に固化することなく、床上を拡がる様子が観察されている。

②溶融炉心の冷却過程

・SWISS、MACE、WETCOR実験において溶融物上に注水したが、溶融物の上部に強固なクラストが形成され冷却が阻害された。これに対してCOTELS実験では注水後、コンクリートと溶融物の間に水が入り込んだこと、クレバスに浸水したこと等によりコンクリート温度が抑制された。

・溶融物から上面の水プールへの熱流束は、各実験で評価されており200～800kW/m^2程度であったが、この値は限界熱流束よりも低い値であり、COTELS実験では、水がさらに高い除熱能力を有する可能性があると結論付けている。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

・CCI実験では、注水初期には1MW/m^{2}程度の限界熱流束に近い除熱が得られている。
また、クラストが無い状態での冷却では3MW/m^{2}の熱流束が観測された。
ただし、それらの高い熱流束は、注水初期に限定され、それ以降は250～650kW/m^{2}程度の熱流束となっている。
・SSWICS実験よりコンクリート侵食が進み、溶融デブリ中のコンクリート含有率が増加した場合、ドライアウト熱流束が低下する可能性がある。
・JNES研究解析より、実機スケールでは溶融物上面に安定なクラストが形成されることは無いという結論が得られている。

③　コンクリート侵食過程

・水による冷却を伴わない場合のコンクリートの侵食速度は、ACE実験で17～20cm/h、SURC実験で26～30cm/hであった。
・ SWISS、MACE、WETCOR実験において溶融物上に注水したが、溶融物の上部に強固なクラストが形成され冷却が阻害されたため、コンクリート侵食が継続したがCOTELS実験では注水後、コンクリートと溶融物の間に水が入り込んだこと、クレバスに浸水したこと等によりコンクリート侵食が停止された。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

２．不確かさに関する整理

知見の整理よりMCCI現象の進展段階ごとに感度解析の対象パラメータを表１の通り抽出し、図1に炉心デブリ伝熱の想定される現象と解析上の取り扱いとの比較概念図を示す。また、図2に抽出したフロー図を示す。

表１　MCCIの不確かさに関する整理結果（1/2）

影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
キャビティ水量	ブローダウン水、スプレイ水等がキャビティに回り込み、キャビティ水深が決まる。	ノード・ジャンクションモデルに従い、キャビティに流れ込む水量が評価される。	キャビティ水深
エントレイン量	デブリジェット径が大きいため、水中に落下する炉心デブリの内、エントレインされる部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	逆円錐型のデブリジェットに対して、Ricou-Spalding相関式によって評価される。	エントレインメント係数
デブリジェット径	破損口を侵食しながらデブリジェットが流出すると想定される。	ジェット径は初期破損口径から破損口の侵食を考慮して評価される。	エントレインメント係数
デブリ落下速度	破損口径、原子炉容器内外圧力差、重力から決まると想定される。	落下速度は、破損口径、原子炉容器内外圧力差、重力から評価される。	エントレインメント係数
堆積したデブリ粒子	連続層としてキャビティ床面に堆積した炉心デブリの上に粒子状ベッドが堆積すると想定される。あるいは、連続層の炉心デブリの中に巻き込まれると想定される。	連続層の炉心デブリと区別なく、平板状の発熱体として評価される。	水－炉心デブリ間の熱伝達係数
溶融炉心の拡がり・堆積形状	炉心デブリが過熱度を持ち断続的にキャビティ床に落下すること等から、キャビティ床面積相当に拡がると想定される。	床面積全面に一様に拡がるとして、キャビティ床面積設計値を入力する。	炉心デブリの拡がり面積

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

表１　MCCIの不確かさに関する整理結果（2/2）

影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
水と溶融炉心の伝熱	実機スケールでは、溶融炉心デブリの上面に形成されるクラストには亀裂が生じ、溶融プールと水が直接接触することで冷却が促進すると想定される。	平板状の発熱体に対して、Kutateladzeの相関式によって評価される。	水－炉心デブリ間の熱伝達係数
上面クラストの亀裂・表面形状・温度低下	実機スケールでは、溶融炉心デブリの上面に形成されるクラストには亀裂が生じ、クラスト温度が低下すると想定される。クラスト表面で凹凸も生じると想定される。	平板状の発熱体に対して、Kutateladzeの相関式によって評価される。	MCCIを促進する取扱いのため、感度解析不要
溶融プールと下面・側面クラスト間の伝熱	溶融プール内の対流によって下面及び側面クラストへ伝熱すると想定される。	対流熱伝達相関式によって評価される。	キャビティ注水あり条件ではMCCIへの影響が小さいため、感度解析不要
下面クラストとコンクリートの接触面積	下面クラスト内の熱伝導によってコンクリートへ伝熱すると想定される。	境界温度と熱伝導方程式によって評価される。	MCCIを促進する取扱いのため、感度解析不要
コンクリート組成	コンクリートが分解温度に達すると吸熱量に応じて侵食を開始し、その過程で組成に応じて非凝縮性ガスが放出されると想定される。	コンクリートが分解温度に達すると吸熱量に応じて侵食を開始し、その過程で組成に応じて非凝縮性ガスが放出されるものとして評価される。	物性値が把握できており、感度解析不要

① 溶融炉心のキャビティへの堆積過程 ・・・・

② 溶融炉心の冷却過程 ・・・・・・・・・・・・・・・・

③ コンクリートの侵食過程 ・・・・・・・・・・・・・・

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

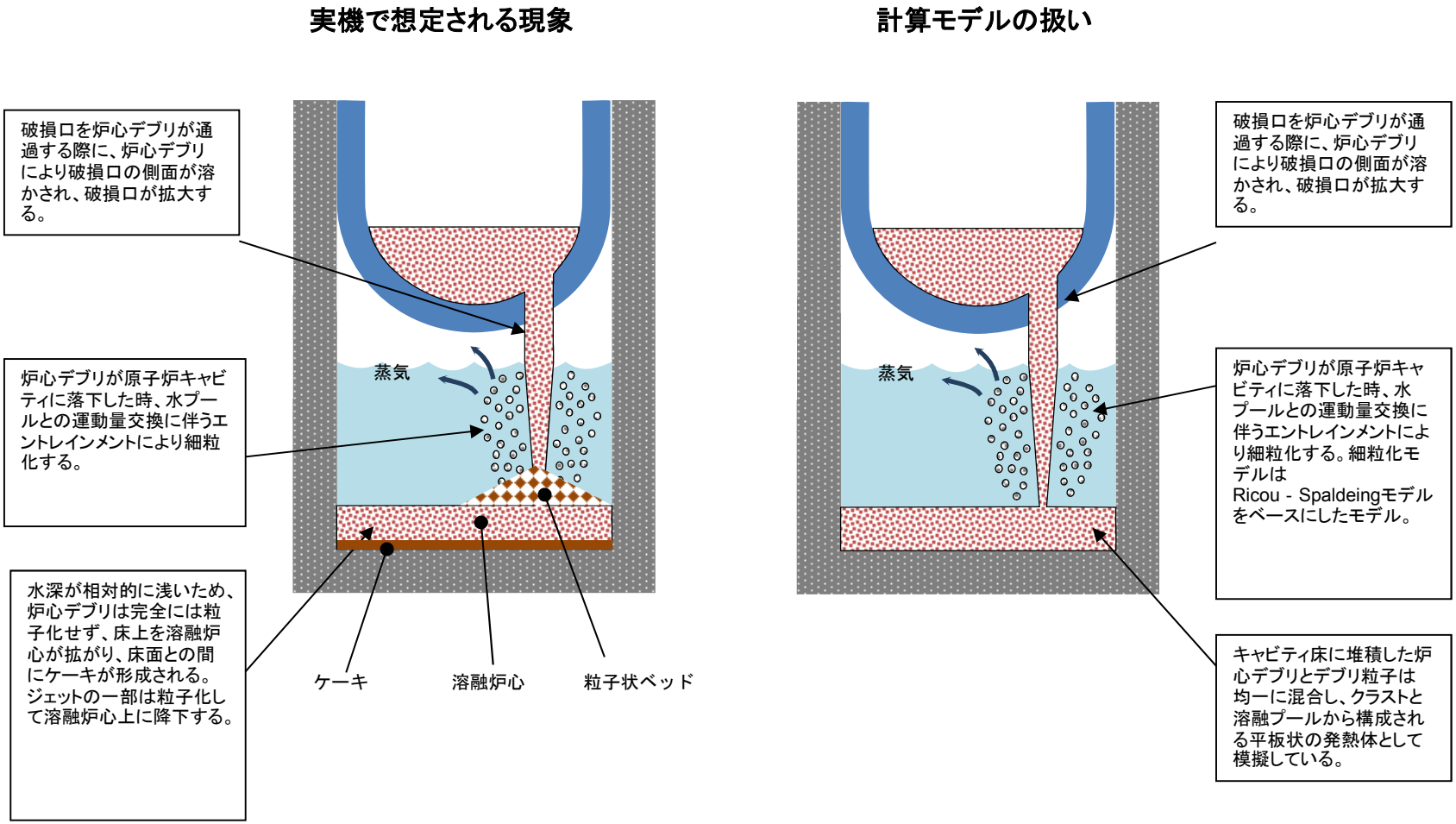


図１　炉心デブリ伝熱の想定される現象と解析上の取り扱いとの比較概念図（1/2）

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

実機で想定される現象

計算モデルの扱い

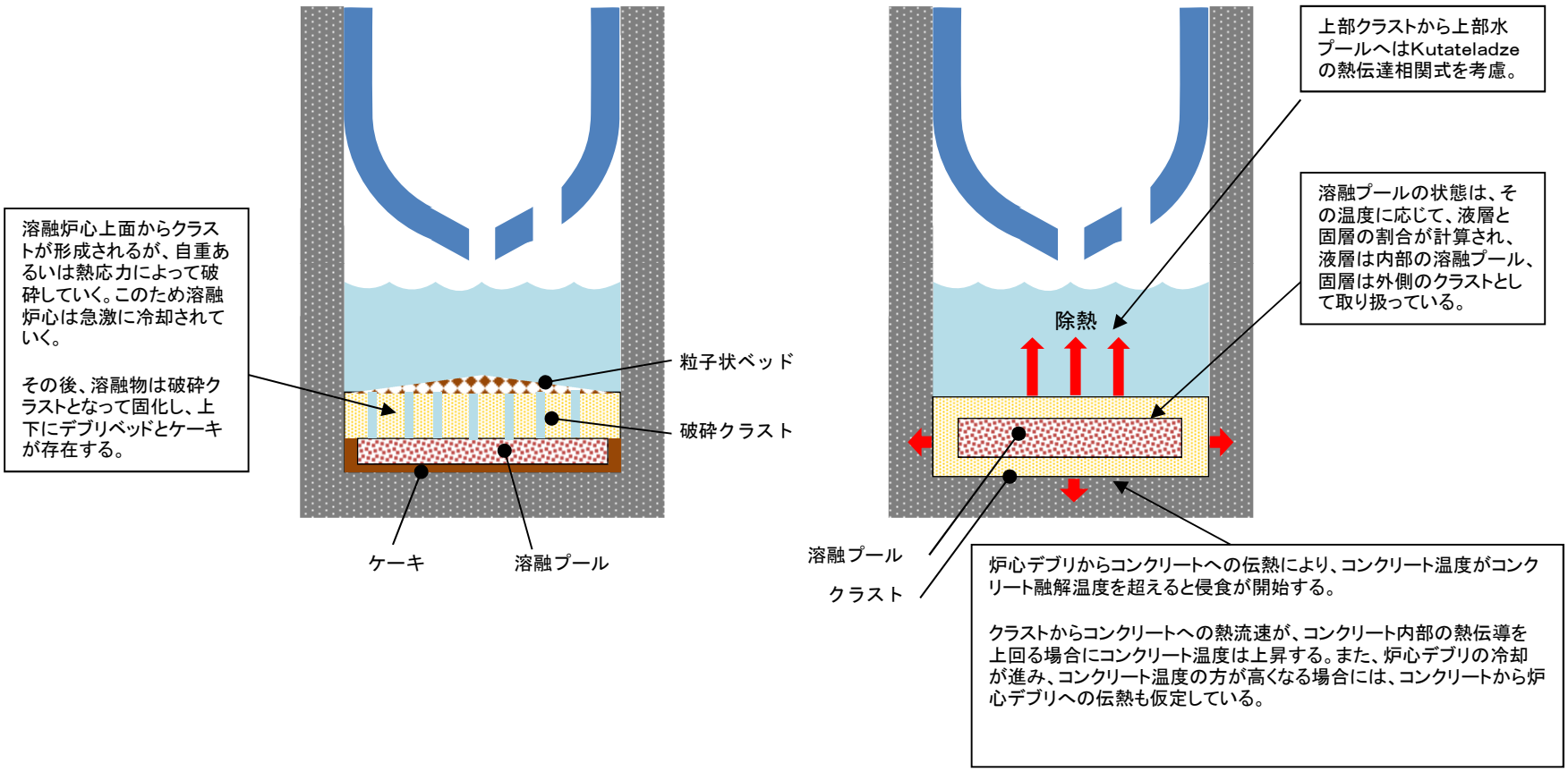


図１　炉心デブリ伝熱の想定される現象と解析上の取り扱いとの比較概念図(2/2)

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

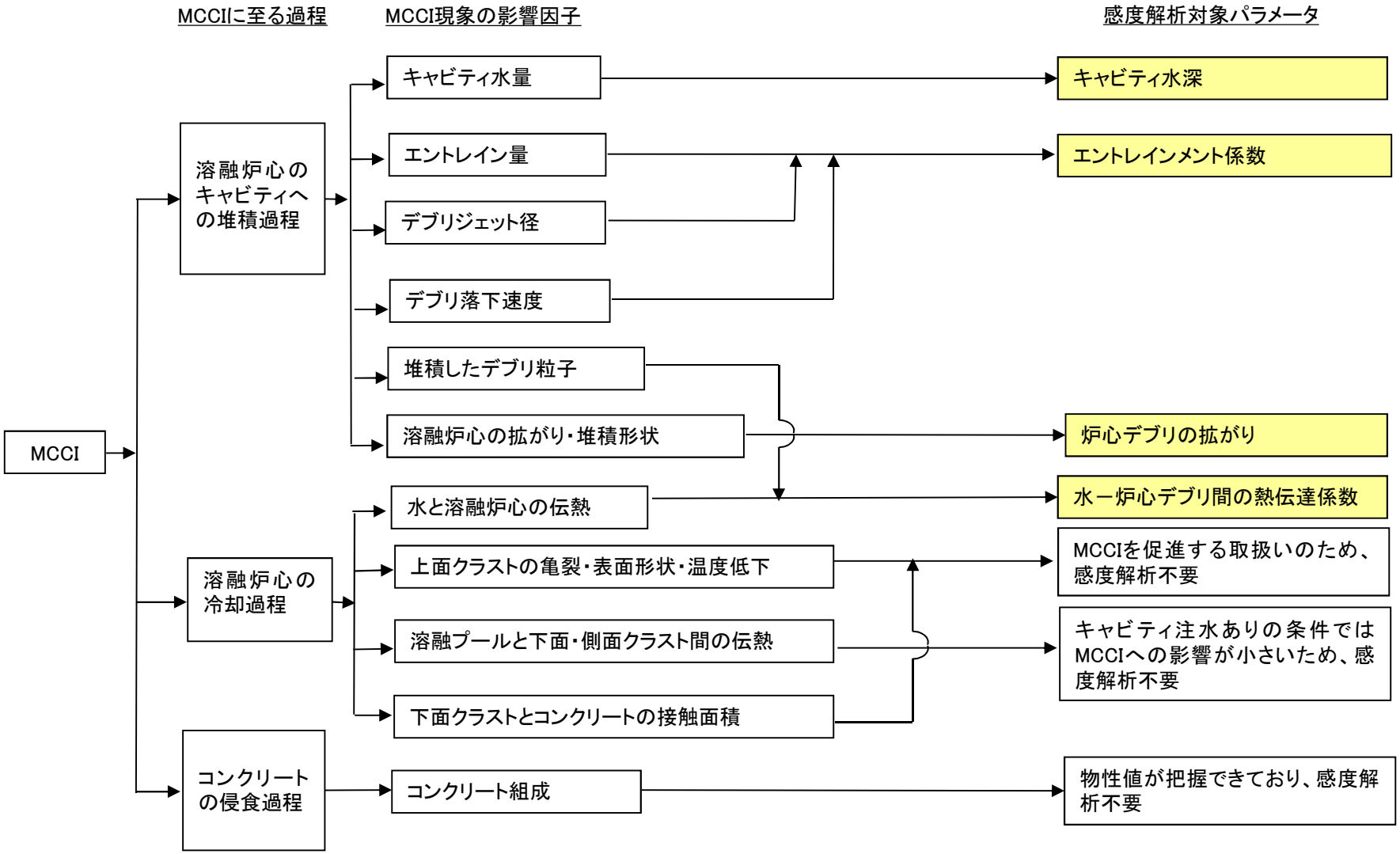


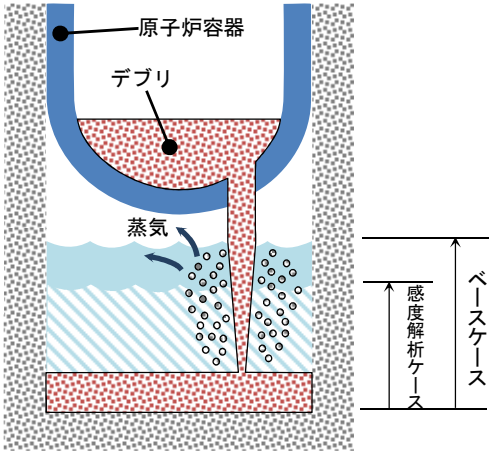
図２　MCCIにおける不確かさに関するフロー

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

３．感度解析と評価

感度解析のベースケースは、３ループプラントの過圧破損（大破断LOCA＋ECCS注入失敗＋CVスプレイ失敗）を選択。

（１）キャビティ水深に関する感度解析



解析条件

PWRプラントでは、MCCIを防止するために、炉心溶融検知後、キャビティに水を張ることを想定しているが、キャビティへの注水や溶融炉心落下のタイミングによっては、キャビティ水深が変化し得ることから、事故シーケンスに　基づく不確かさは存在すると考えられるため感度解析を実施。

項　目	代替格納容器スプレイ作動	設定根拠
ベースケース	炉心溶融後30分	運転員操作余裕時間として設定
感度解析ケース	ベースケース＋30分	ベースケースより更に30分遅くなることを想定

解析結果

図1-1～1-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は炉心溶融後30分以降に現れる。代替格納容器スプレイ作動のタイミングが30分遅くなったことにより、原子炉容器破損時点のキャビティ水深が半分程度に減少するが、格納容器の挙動に大きな差異は無く、継続的なコンクリート侵食は生じない。

評価

キャビティ水深のコンクリート侵食に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

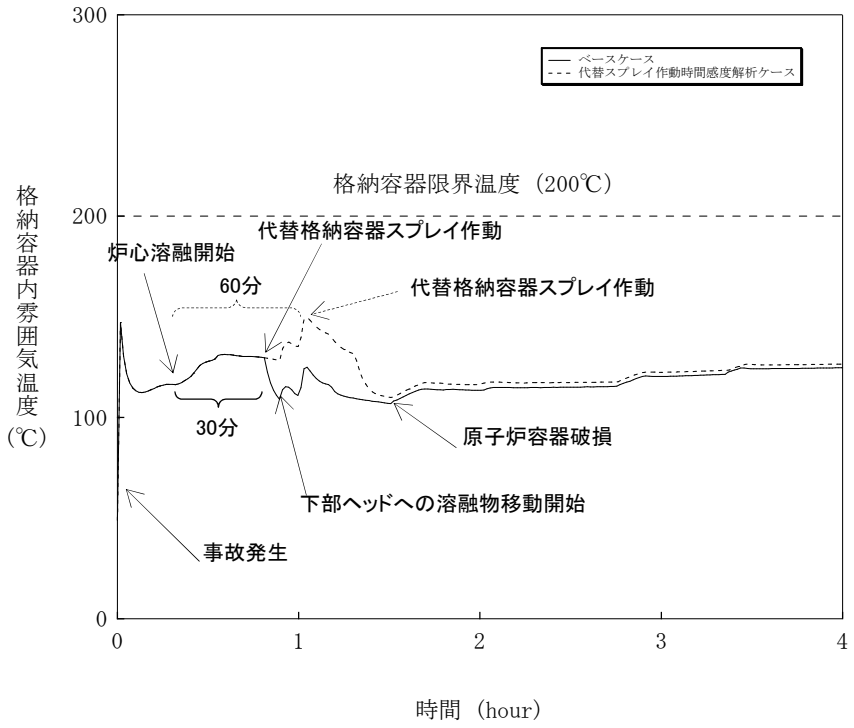


図1-1　格納容器内雰囲気温度の推移

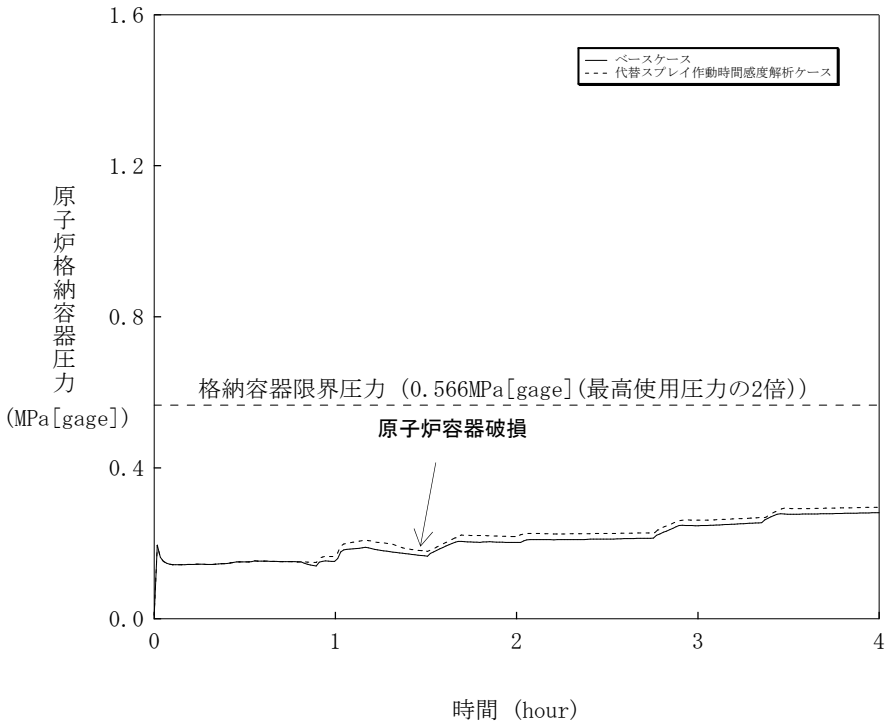


図1-2　原子炉格納容器圧力の推移

代替格納容器スプレイ作動が遅れたため、格納容器からの除熱量が減少することから、格納容器内雰囲気温度、圧力とも僅かに高くなる。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

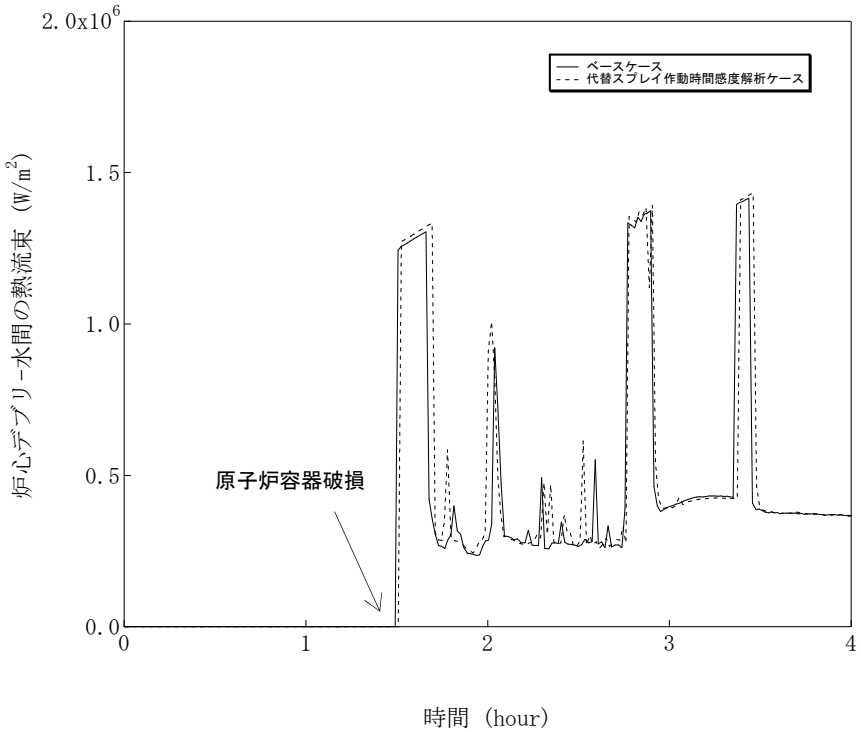


図1-3　炉心デブリ－水間の熱流束の推移

原子炉容器破損時のキャビティない水位が低くなるが、炉心デブリ－水間の熱流束に有意な差は無い。

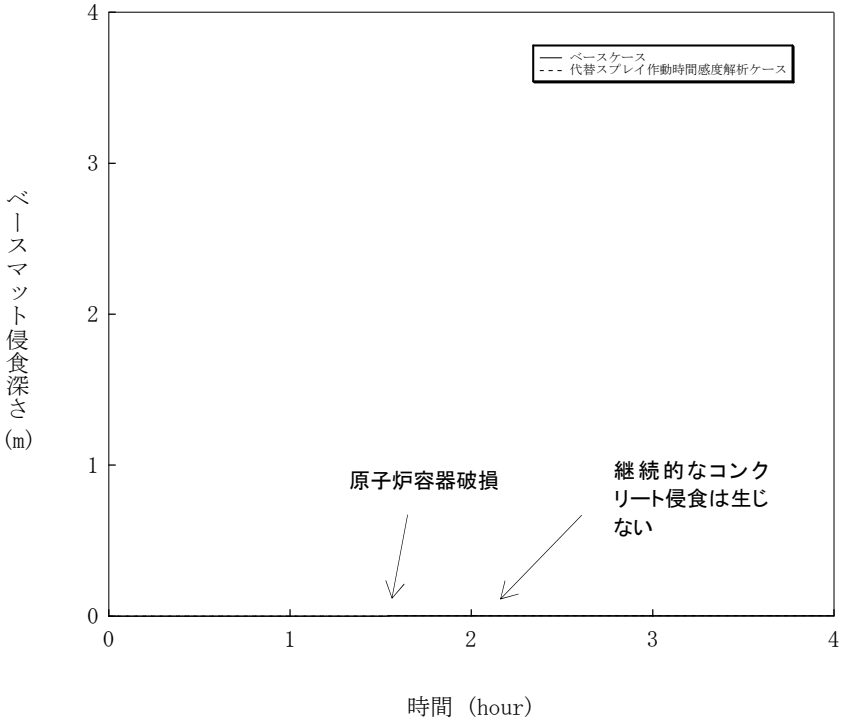


図1-4　ベースマット侵食深さの推移

ベースマット侵食深さについては僅かに増加するが継続的なコンクリート侵食は生じない。

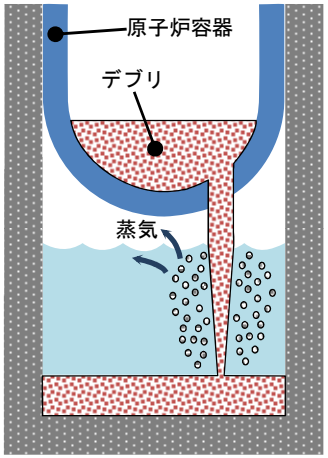
添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

（２）Ricou-Spaldingのエントレイメント係数に関する感度解析

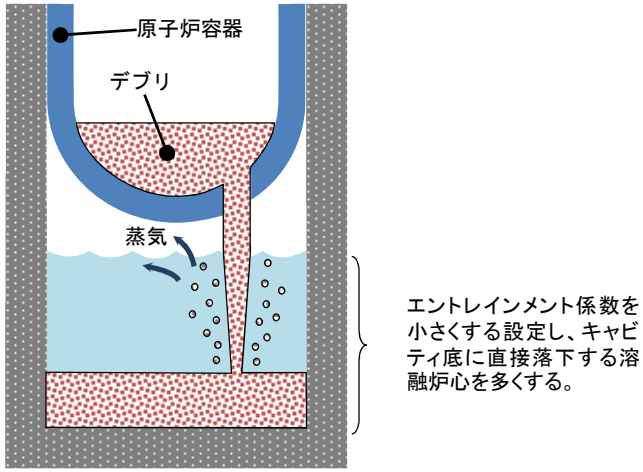
<u>解析条件</u>

　エントレインメント係数は、ベースケースでは[　　]を設定しているが、感度解析ケースでは、キャビティ底に直接落下する塊上の溶融炉心を多くして、コンクリート加熱されやすくなるよう、当該変数の推奨範囲（[　　]～[　　]）のうち最も小さいケースを設定。

項　目	エントレインメント係数	設定根拠
ベースケース	[　　]	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	[　　]	当該推奨範囲の最小値



ベースケース



感度解析ケース

[　　]内は商業機密に属するものですので公開できません

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

解析結果

図2-1～2-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は原子炉容器破損以降に現れる。溶融炉心がキャビティに落下する時点での格納容器圧力の上昇は、感度解析ケースのほうが僅かに低いことから、溶融炉心の細粒化量が少なく、塊状のままキャビティに落下する溶融炉心の量が増加していることが分かるが、格納容器の挙動に大きな差異は無く、継続的なコンクリート侵食は生じない。

評価

エントレインメント割合のコンクリート侵食に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は軽微であると考える。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

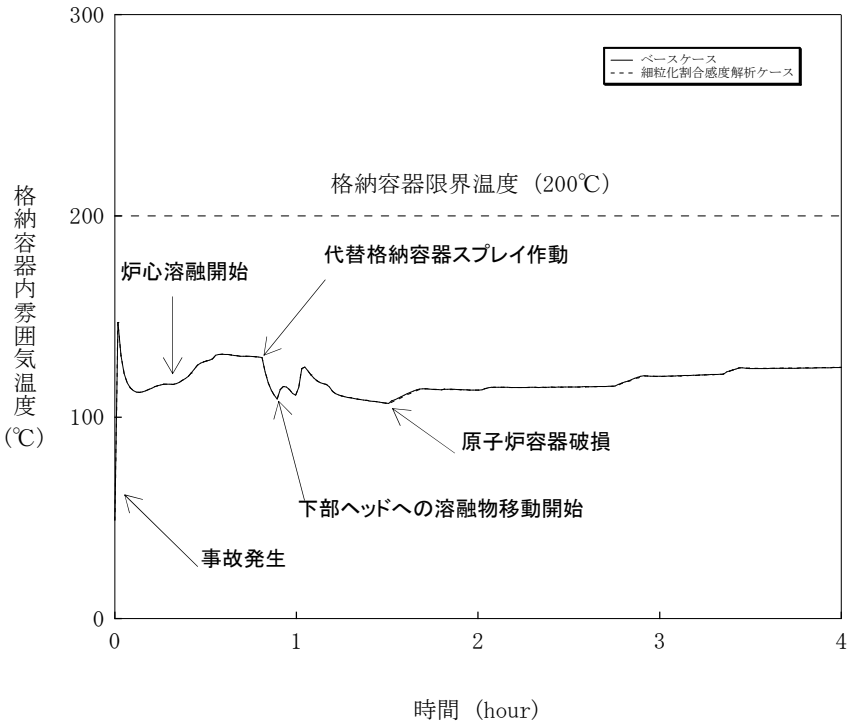


図2-1　格納容器内雰囲気温度の推移

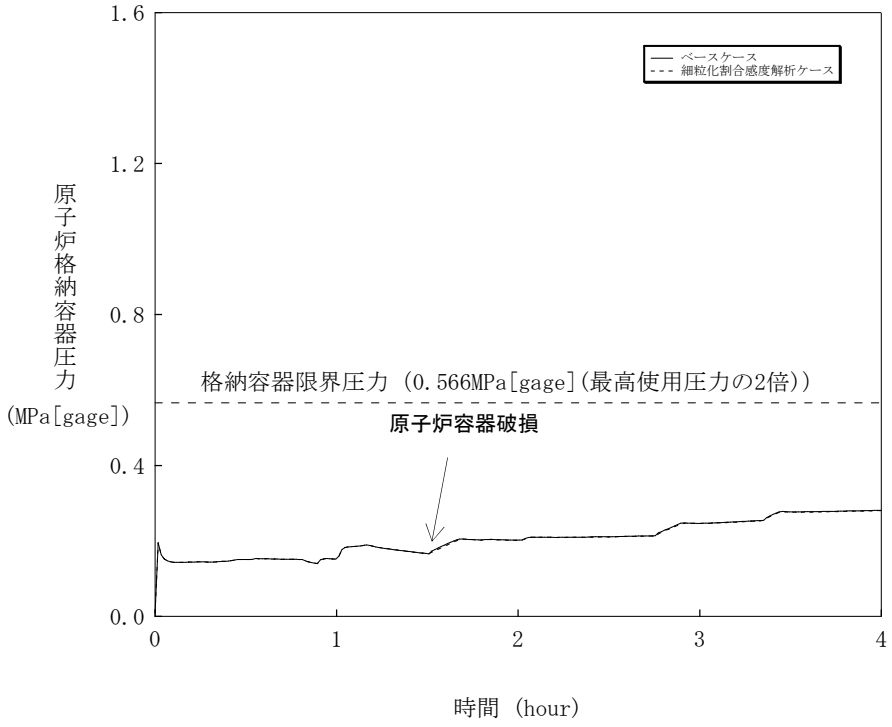


図2-2　原子炉格納容器圧力の推移

溶融炉心の細粒化量が少なく、塊状のままキャビティに落下する割合が増加するため、格納容器内雰囲気温度、原子炉格納容器圧力とも僅かに低くなる。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

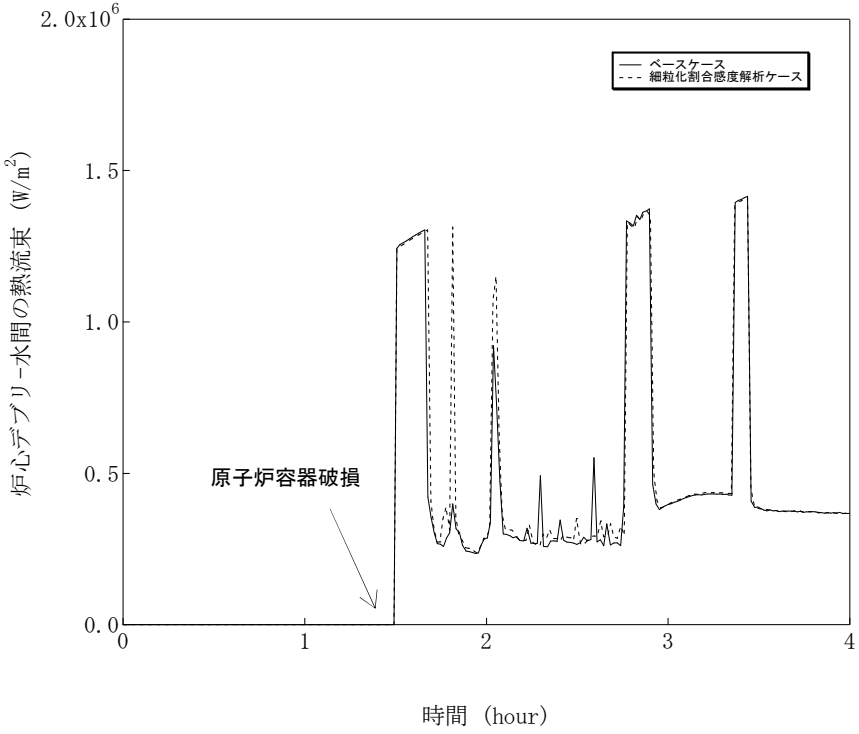


図2-3　炉心デブリ－水間の熱流束の推移

溶融炉心の細粒化量が少なく、塊状のままキャビティに落下する割合が増加するため、高い熱流束の継続時間が僅かに長くなる。

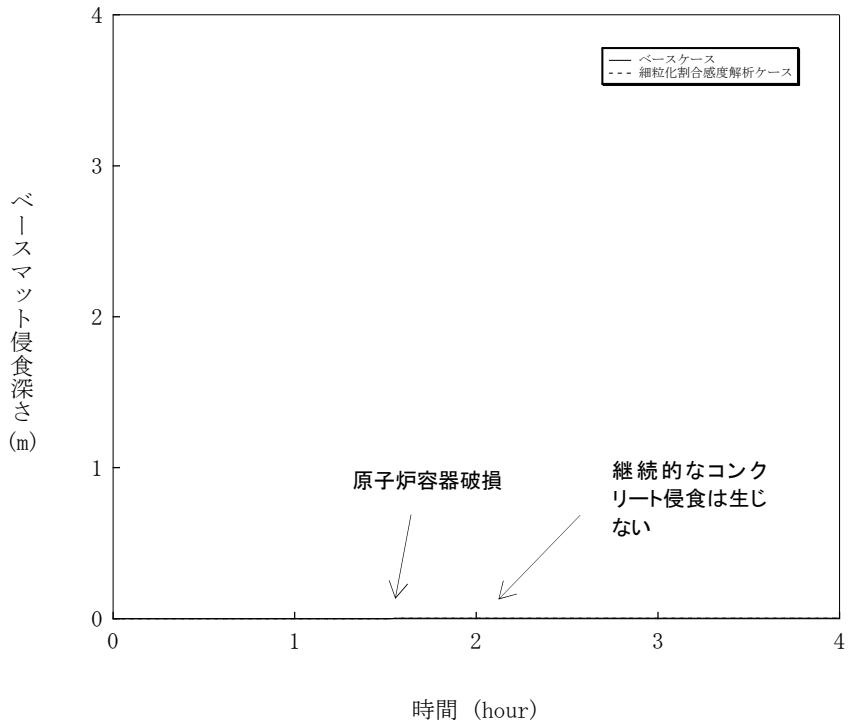


図2-4　ベースマット侵食深さの推移

溶融炉心の細粒化量を少なくすることにより、ベースマット侵食深さについては僅かに増加するが継続的なコンクリート侵食は生じない。

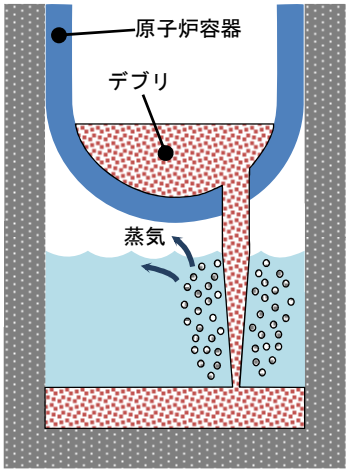
添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

（3）炉心デブリの拡がり面積に関する感度解析

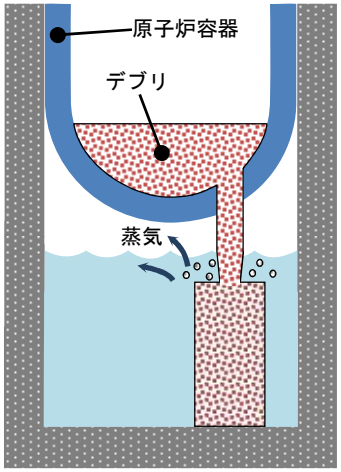
解析条件

　溶融炉心が原子炉キャビティへ落下後の炉心デブリ拡がり面積には不確実さが存在するため、ベースケースではキャビティ区画床全面に拡がるとして床面積設計値を設定しているが、感度解析として細粒化等により冷却が進む極端なケースを設定。

項　目	炉心デブリの拡がり面積	設定根拠
ベースケース	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面とする。
感度解析ケース	キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化等により冷却が進む。



ベースケース



感度解析ケース

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

解析結果

図3-1～3-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は原子炉容器破損以降に現れる。炉心デブリの拡がり面積を制限したことで、炉心デブリと水の接触面積が小さくなったため、炉心デブリと水の熱流束については高い値が継続し、コンクリート侵食が進んだ後、コンクリート侵食深さは約18cmとなった。

評価

本感度解析は、コンクリート侵食が約18cmとなった。ただし、本感度解析は、極端な条件で局所的に炉心デブリが堆積するよう設定しており、実機条件よりも厳しい条件を与えるものである。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

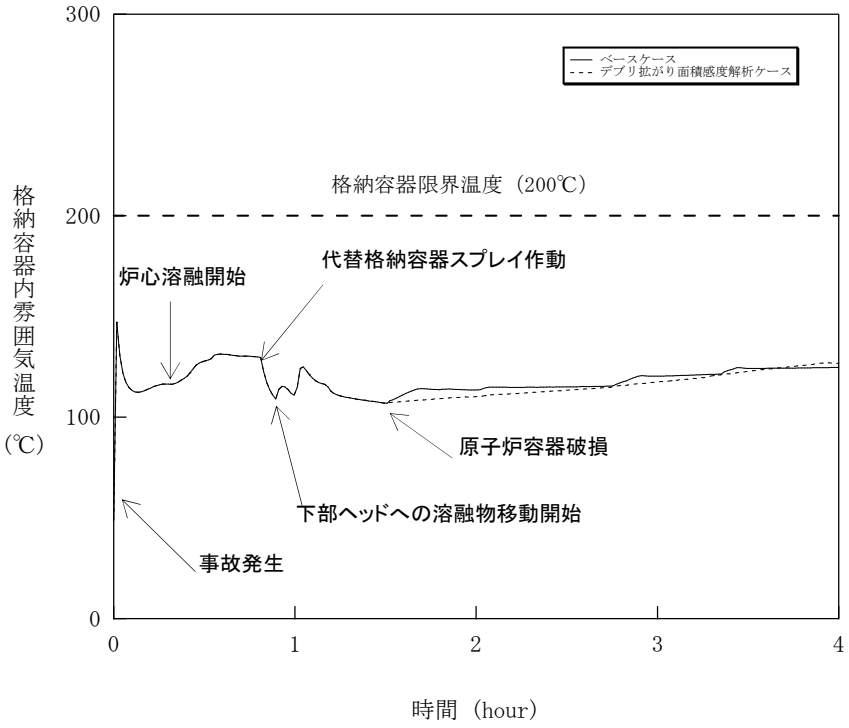


図3-1　格納容器内雰囲気温度の推移

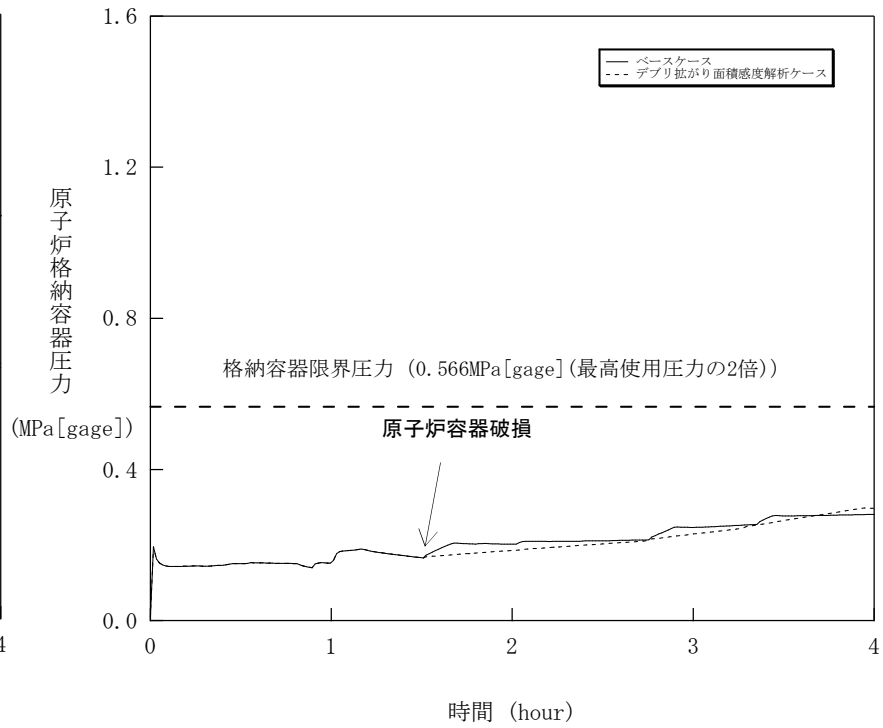


図3-2　原子炉格納容器圧力の推移

溶融炉心と上面水プールとの接触面積が小さいため、格納容器内雰囲気温度、原子炉格納容器圧力とも僅かに低くなる。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

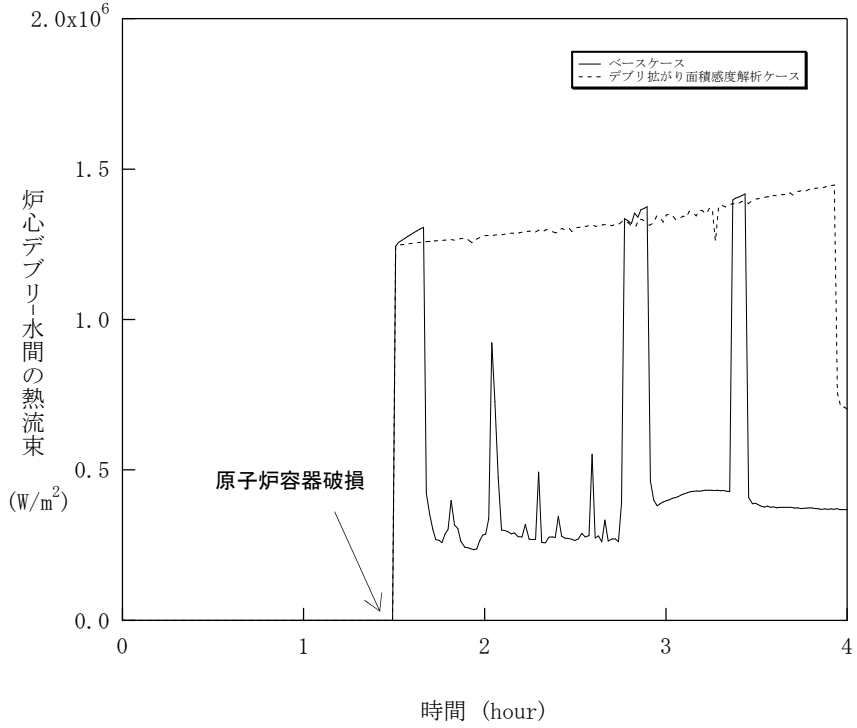


図3-3　炉心デブリ－水間の熱流束の推移

溶融炉心と上面水プールとの接触面積が小さいため、高い熱流束の継続時間が長くなっており、炉心デブリの冷却に時間を要する結果となっている。

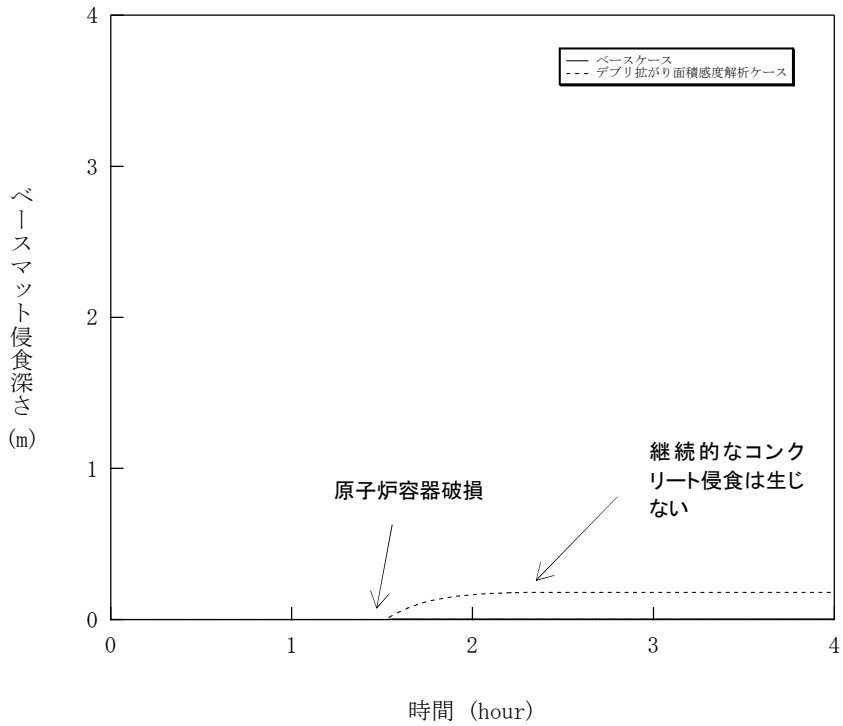


図3-4　ベースマット侵食深さの推移

溶融炉心と上面水プールとの接触面積を小さくすることにより、ベースマット侵食深さについては増加するが継続的なコンクリート侵食は生じない。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

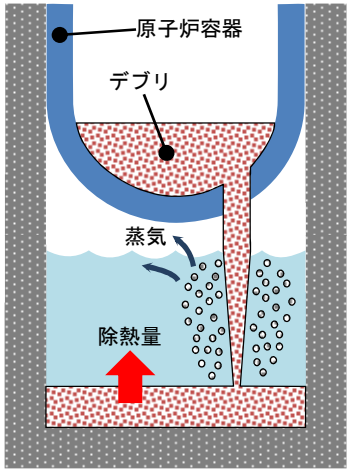
（4）水−炉心デブリ間の熱伝達係数に関する感度解析

解析条件

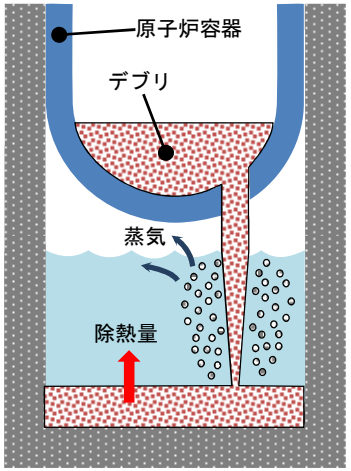
水と炉心デブリの熱伝達には、Kutateladze相関式型の限界熱流束モデルを使用しており、 ベースケースでは、水による冷却を伴ったMCCIに関する実験に基づき大気圧条件　0.8MW/m^2 に相当する値を使用しているが、感度解析ケースでは、ケース1としてCCI−2実験で初期ピークを模擬した熱流束、ケース2としてCCI−2,3実験で初期ピーク値を除外した熱流束、ケース3として溶融物存在時、全体固化時、コンクリート混入時に熱流束を変更したケース、ケース4としてCOTELS実験でクラスト形成後の熱流束値を設定。

項　目	Kutateladze係数	設定根拠
ベースケース	0.1（0.8MW/m^{2}相当(注)）	水による冷却を伴ったMCCI実験に基づく値
感度解析ケース1	0.375（ 3MW/m^{2}相当(注) ）	CCI−2実験で初期ピーク値を模擬した熱流束
感度解析ケース2	0.0625（ 0.5MW/m^{2}相当(注) ）	CCI−2,3実験で初期ピーク値を除外した熱流束
感度解析ケース3	溶融物存在時0.1（ 0.8MW/m^{2}相当(注) ） 全体固化時　0.0625（ 0.5MW/m^{2}相当(注) ） コンクリート15%混入時 0.015625（ 0.125MW/m^{2}相当(注) ）	溶融物存在時は、ベースケースと同様。 全体固化時は、感度解析ケース2と同様。 コンクリート混入時は、SSWICS実験での熱流束値
感度解析ケース4	0.025（0.2MW/m^{2}相当(注)）	COTELS実験でクラスト形成後の熱流束値

（注）　大気圧条件



ベースケース



感度解析ケース

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

解析結果

図4-1～4-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は原子炉容器破損以降に現れる。感度解析ケース２～４では、Kutateladze係数を小さくしたことから、炉心デブリと水の熱流束は小さい値で継続した結果、感度解析ケース４ではコンクリート侵食がベースケースに対して増加したものの、20cm程度である。

また、崩壊熱は時間の経過とともに減衰するが、水による除熱量は一定の値が維持されるため、約8時間でコンクリート侵食が停止する。

評価

水-炉心デブリ間の熱伝達係数のコンクリート侵食に対する感度を確認した結果、感度解析ケース１～３では、有意なコンクリート侵食に至らず、その不確かさが有効性評価の結果へ与える影響は小さい。感度解析ケース４では、コンクリート侵食量が有意に進む結果となった。ただし、本ケースは、炉心デブリ落下直後は高い熱流束の状態を無視した仮想的なケースであり、現実的に起こり得るものではないと考える。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

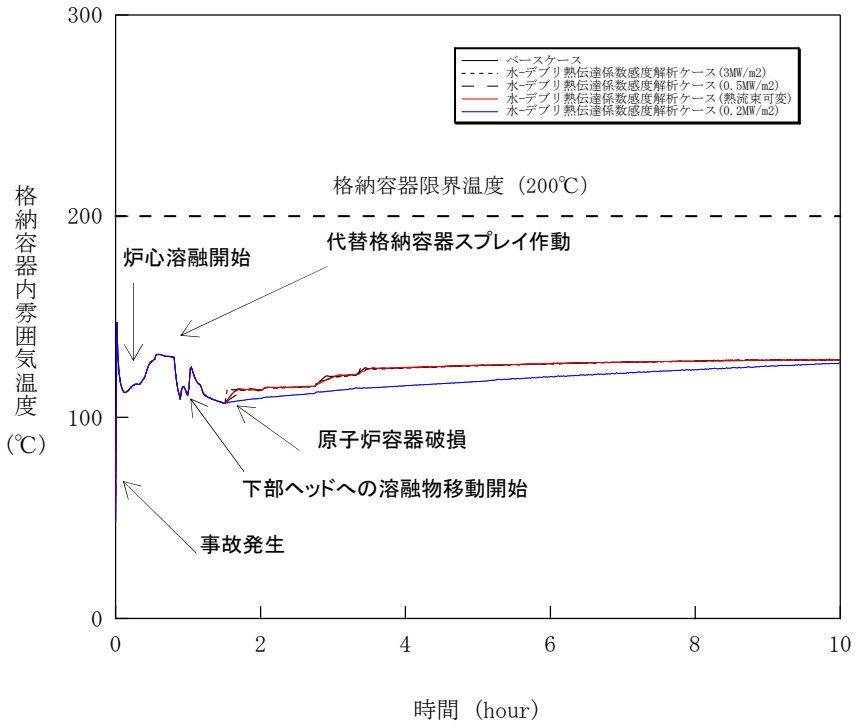


図4-1　格納容器内雰囲気温度の推移

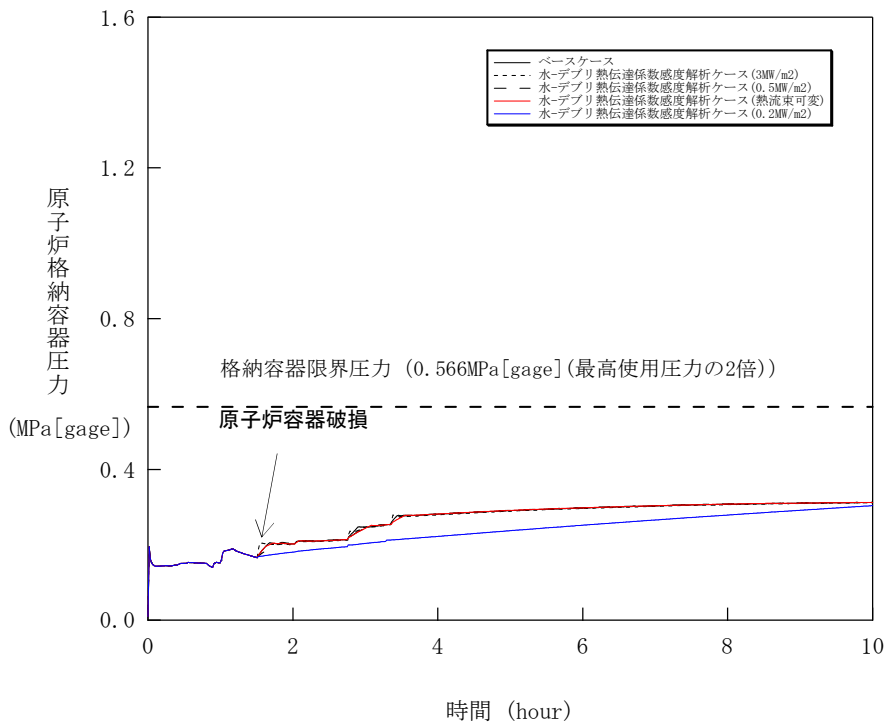


図4-2　原子炉格納容器圧力の推移

感度解析ケース1は、炉心デブリと水との間の熱伝達係数が大きく水プールからの蒸発量が増加する事から、格納容器内雰囲気温度、原子炉格納容器圧力とも僅かに高くなる。

感度解析ケース2～4は、炉心デブリと水との間の熱伝達係数が小さく水プールからの蒸発量が減少する事から、格納容器内雰囲気温度、原子炉格納容器圧力とも低くなる。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

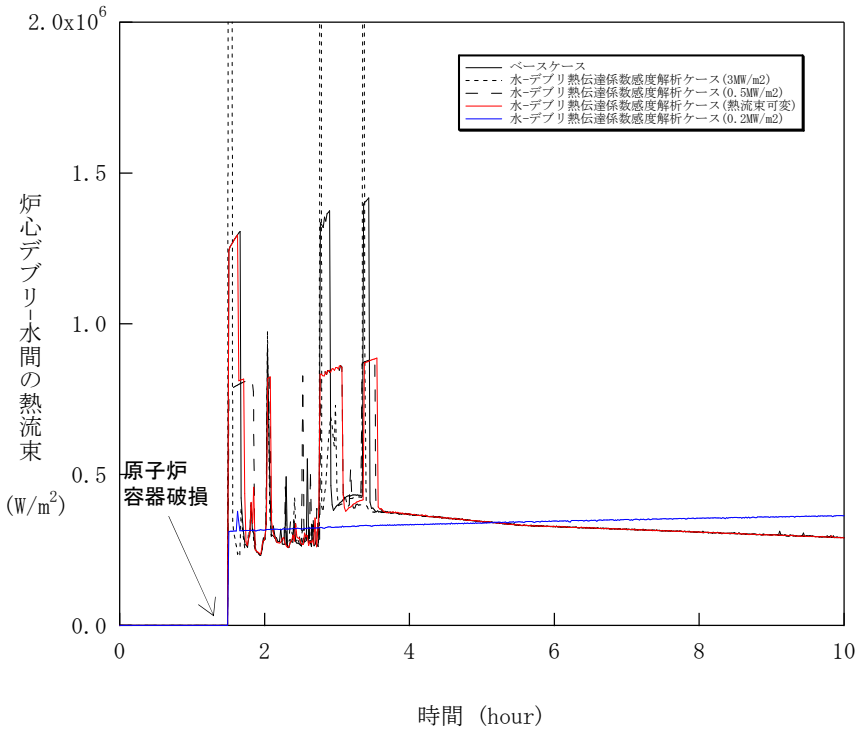


図4-3　炉心デブリ－水間の熱流束の推移

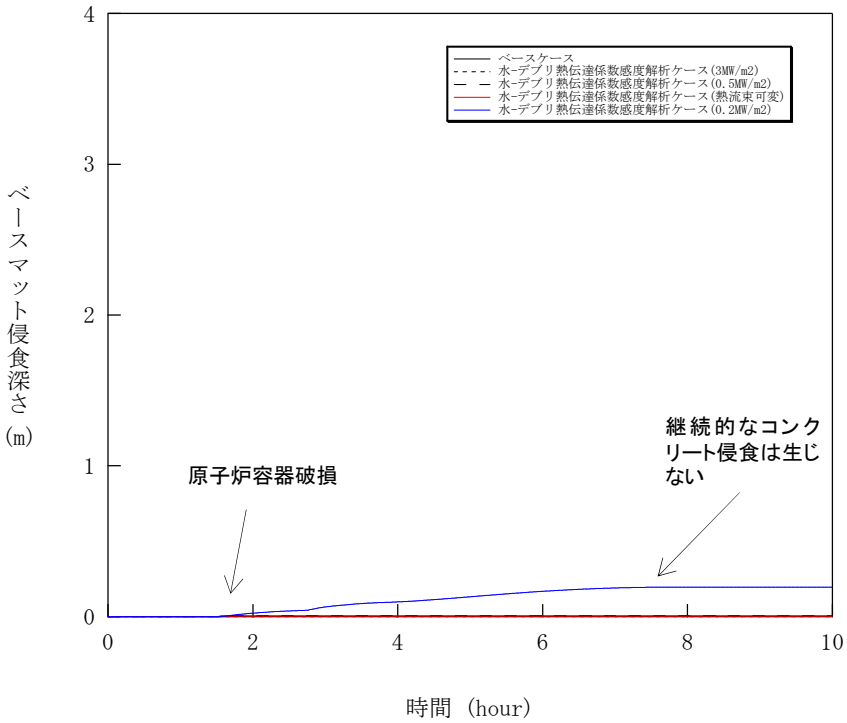


図4-4　ベースマット侵食深さの推移

感度解析ケース２～４は、炉心デブリと水との間の熱伝達係数が小さいため、限界熱流束の値が低くなり、さらに限界熱流束で維持される時間が長くなっている。結果として、炉心デブリの冷却に時間を要する結果となっている。

感度解析ケース4は、炉心デブリと水との間の熱伝達係数が小さいため、コンクリート侵食が増加したものの時間の経過とともに崩壊熱も減衰し、コンクリート侵食は停止する。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

（５）感度解析パラメータの組み合わせに関する感度解析

解析条件

MCCIは、原子炉キャビティ底に堆積した溶融炉心が周囲のコンクリートやキャビティ水と伝熱する過程で様々な不確かさが考えられること、直接的な実験例が少なく知見が不十分であることから、想定される不確かさを組み合わせた感度解析を実施する。

項　目	パラメータ	設定値	設定根拠
ベースケース	代替格納容器スプレイ作動時間	炉心溶融後30分	運転員操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数	[redacted]	当該変数推奨範囲の最確値
	炉心デブリの拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面
	Kutateladze係数	0.1（0.8MW/m^{2}相当(注)）	水による冷却を伴ったMCCI実験に基づく値
感度解析ケース1	代替格納容器スプレイ作動時間	炉心溶融後30分	運転員操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数	[redacted]	当該変数推奨範囲の最小値
	炉心デブリの拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面
	Kutateladze係数	溶融物存在時　0.1（0.8MW/m^{2}相当(注)） 全体固化時　0.0625（0.5MW/m^{2}相当(注)） コンクリート15%混入時 0.015625（ 0.125MW/m^{2}相当(注) ）	溶融デブリの状態に応じ、CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束値を設定
感度解析ケース2	代替格納容器スプレイ作動時間	炉心溶融後30分	運転員操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数	[redacted]	当該変数推奨範囲の最大値
	炉心デブリの拡がり面積	キャビティ床面積の約1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化等により冷却が進む
	Kutateladze係数	溶融物存在時　0.1（0.8MW/m^{2}相当(注)） 全体固化時　0.0625（0.5MW/m^{2}相当(注)） コンクリート15%混入時 0.015625（ 0.125MW/m^{2}相当(注) ）	溶融デブリの状態に応じ、CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束値を設定

[redacted]　内は商業機密に属するものですので公開できません　　（注）　大気圧条件

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

解析結果

図5-1～5-4に感度解析結果を示す。

感度解析ケース1は、炉心デブリ落下時に冷却されず高温のまま床に到達されるケースであり、水-炉心デブリ間の熱流束について、最初の落下時に大気圧条件相当で0.8MW/m^{2}程度になるが、その後溶融デブリが固化することにより大気圧条件相当で0.5MW/m^{2}程度となる。また、ベースケースと比べて、炉心デブリ温度、コンクリート表面温度の高温期間が僅かに増加したため、コンクリート侵食は、約4mmとなった。

水素生成量は、エントレインメント係数を小さくしたことで、細粒化によるZr-水反応量が少なくなったことからベースケースに比べて僅かに減少した。

感度解析ケース2は、炉心デブリ落下時に細粒化等により冷却が進むケースであり、水-炉心デブリ間の熱流束については、ベースケースと比べて高く維持される時間が長くなる。その結果、コンクリート侵食は、約19cmとなったが、キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。

水素生成量は、MCCIによる発生量の増加及びエントレインメント係数を大きくしたことで、細粒化によるZr-水反応量が多くなったことから増大した。なお、追加発生となる水素については、水素処理装置（PAR及びイグナイタ）を使用することで処理が可能である。

表2に水素発生量の内訳を示す。MCCIにより発生する水素は、ジルコニウムに起因するものであることを確認した。

評価

感度解析パラメータを組み合わせた場合での感度解析でもコンクリート侵食は約19cmとなったが、継続的なコンクリート侵食は生じないことを確認した。なお、格納容器内の水素濃度も6％程度（ドライ条件換算）にとどまり、水素処理装置（PAR及びイグナイタ）による処理が可能なレベルに収まる結果となっている。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

表２　水素発生量の内訳

PDS		RV破損前	RV破損後30分	RV破損後後期
時刻		1.5時間	2.0時間	10時間
原子炉容器内	Zr	257.6kg(29.2%)	257.6kg(29.2%)	257.6kg(29.2%)
	ステンレス	21.4kg(2.4%)	21.6kg(2.5%)	22.9kg(2.6%)
	小　計	279.0kg(31.6%)	279.3kg(31.6%)	280.5kg(31.8%)
原子炉容器外	Zr	0.0kg(0.0%)	11.9kg(1.3%)	23.5kg(2.7%)
	ステンレス	0.0kg(0.0%)	0.0kg(0.0%)	0.0kg(0.0%)
	小　計	0.0kg(0.0%)	11.9kg(1.3%)	23.5kg(2.7%)
MCCI	Zr	0.0kg(0.0%)	47.5kg(5.4%)	53.0kg(6.0%)
	ステンレス	0.0kg(0.0%)	0.0kg(0.0%)	0.0kg(0.0%)
	小　計	0.0kg(0.0%)	47.5kg(5.4%)	53.0kg(6.0%)
合　計	Zr	257.6kg(29.2%)	317.1kg(35.9%)	334.1kg(37.9%)
	ステンレス	21.4kg(2.4%)	21.6kg(2.5%)	22.9kg(2.6%)
	小　計	279.0kg(31.6%)	338.7kg(38.4%)	356.9kg(40.4%)

※（　）内は全炉心Zr量の100%が反応した場合の水素発生量（約882.6kg）に対する割合を示す。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

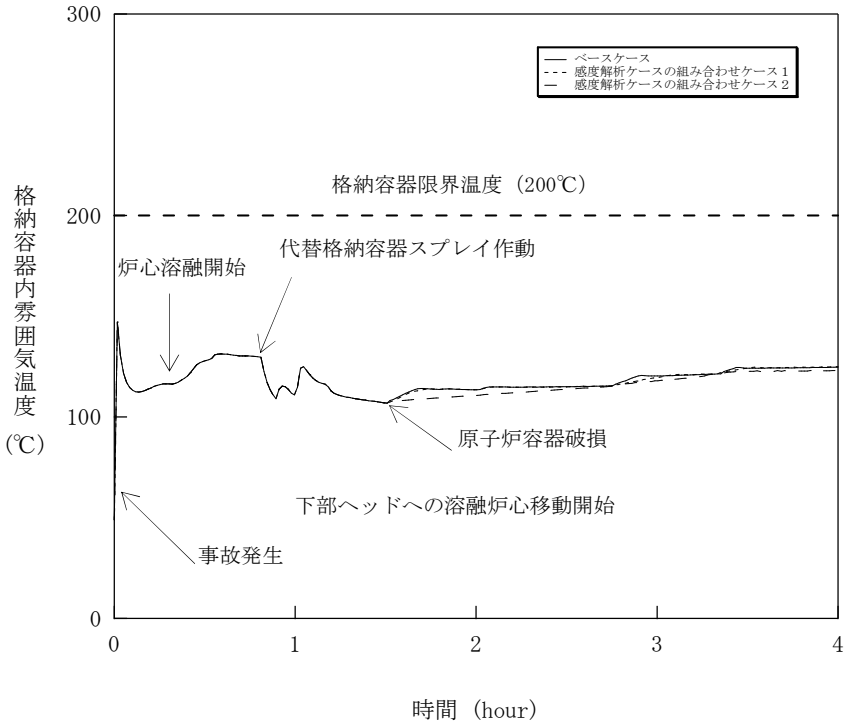


図5-1　格納容器内雰囲気温度の推移

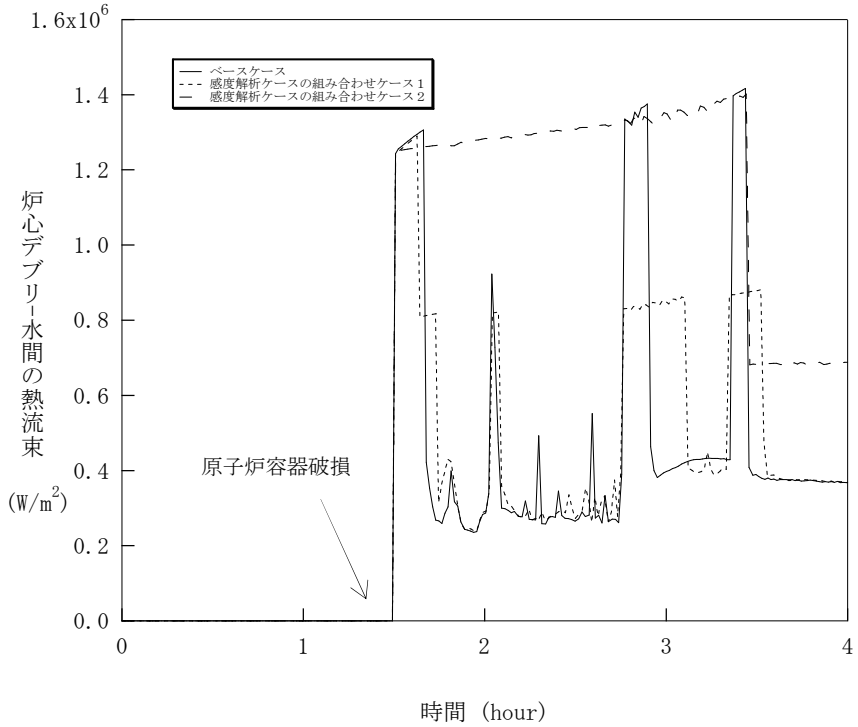


図5-2　炉心デブリ－水間の熱流束の推移

溶融炉心と上面水プールとの熱伝達係数が小さく水プールからの蒸発量が小さくなるため、格納容器内雰囲気温度は低くなる。また、高い熱流束の継続時間が長くなっており、炉心デブリの冷却に時間を要する結果となっている。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

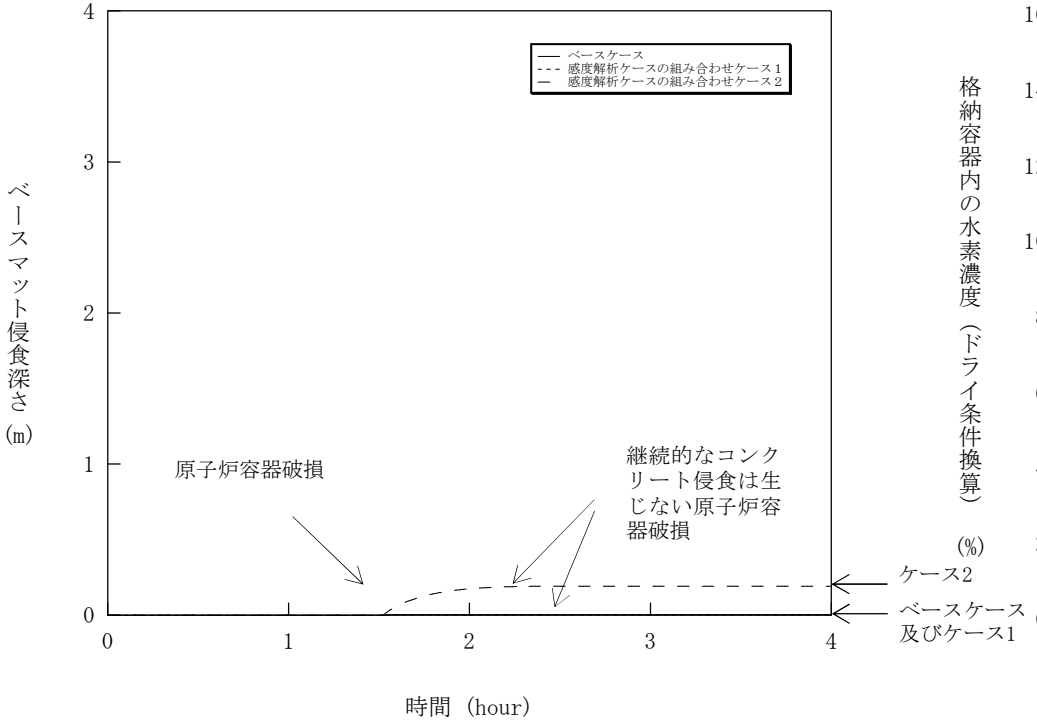


図5-3　ベースマット侵食深さの推移

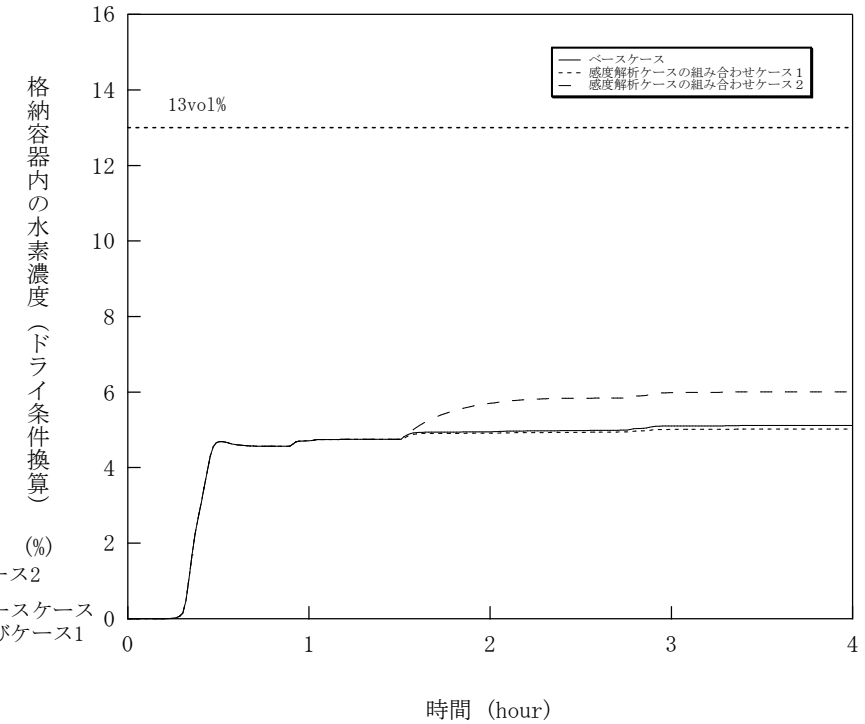


図5-4　格納容器内の水素濃度（ドライ条件換算）の推移

感度解析ケース2は、溶融炉心と上面水プールとの接触面積を小さくすることにより、ベースマット侵食深さについては増加するが、継続的なコンクリート侵食は生じない。

感度解析ケース2は、コンクリート侵食及び細粒化に伴う水素発生量が増加する。

添付３　溶融炉心とコンクリートの相互作用について

４．まとめ

○　これまでの実験により得られた知見に基づき分析した結果、MCCIに関する溶融炉心のキャビティへの堆積過程及び溶融炉心の冷却過程から抽出したパラメータに基づく感度解析を行った。この結果、キャビティ水深、エントレインメント係数、水−炉心デブリ間の熱伝達係数については、コンクリート侵食への感度が小さく、重大故等対策の有効性評価の結果に影響を与えないことを確認した。

○　炉心デブリの拡がりについては、炉心デブリがキャビティ水中に落下した際に冷却が進み局所的に堆積するよう仮定して解析を行った場合でも、コンクリート侵食は約18cmにとどまる結果となった。

○　感度解析パラメータを組み合わせた場合の感度解析でも約19cmのコンクリート侵食が発生する結果となったが、キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。

○　以上から物理現象の不確かさを考慮すると、コンクリート侵食については、炉心デブリの拡がりが影響を与えることが明らかになった。一方、MCCIは、複雑な多成分・多相伝熱現象であり知見が不十分であること、直接的な実験例が少ないことから、今後も継続して知見の拡充に努める。

第4部　GOTHIC

重要現象の特定

- 具体的な重要事故シーケンス
  ー水素燃焼
  （大破断LOCA＋ECCS作動失敗）

- 重要事故シーケンスにおける事象進展
  炉心は、ECCSの炉心注入失敗により、冷却能力が長期的に不足するため、燃料が高温状態に至り、溶融する。燃料の過熱過程において水素が発生し、破断口から格納容器内に放出される。溶融した燃料は原子炉格納容器を貫通し原子炉キャビティに落下し、格納容器内には原子炉内のジルコニウムー水反応で生成された水素が大量に放出される。また、格納容器内における放射線水分解・金属腐食及びコンクリートの溶融などによっても水素が発生する。発生した水素は、格納容器内に設置された水素処理設備により処理され、格納容器内の水素濃度の増加が抑制される。

- 重要事故シーケンスにおける評価指標
  GOTHICコードによる評価は、格納容器内の水素濃度が問題ないことを確認することが目的であることから、評価指標は「水素濃度」である。

物理現象のランク

・物理現象に対するランク付け

－ 事象進展及び運転員操作を踏まえ、水素濃度に対する影響度合いに応じて、各事故シーケンスグループで生じるとして抽出された物理現象に対してランク付けを行い、「H」に分類された物理現象を重要現象として抽出

ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	評価指標に対する影響度が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価への影響を評価する
M	評価指標に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象である。評価指標に対する影響を感度解析等により評価する
L	評価指標に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標に対する影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない
I	評価指標に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標に対して影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない

物理現象のランク

		水素燃焼
分類	評価指標 物理現象	水素濃度
格納容器	（1）区画間・区画内の流動	H
	（2）気液界面熱伝達	L
	（3）構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H
	（4）スプレイ	H
	（5）水素発生	H （GOTHICでは計算しないため「I」）
	（6）水素処理	H

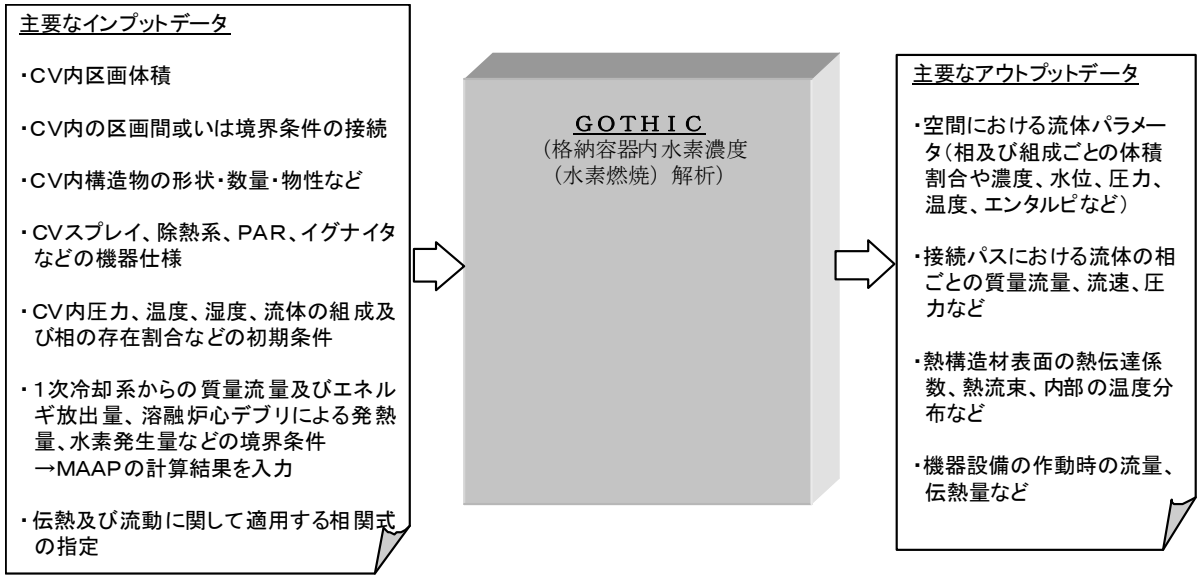
GOTHICコードの概要

GOTHIC（Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments）コードは、原子力発電プラントの格納システムの事故解析を主目的に、米国NAI（Numerical Applications Inc.）により開発された汎用熱流動解析コードである。

GOTHICコードのモデル一覧

項　目	モデル
基本式	・気相、液相、液滴からなる３相の流体場 ・質量保存則、エネルギ保存則、運動量保存則 ・各種構成式・相関式及び状態方程式 ・沸騰・凝縮など多相状態の変化（二相流況、相間摩擦、物質輸送、熱伝達など） ・気相には蒸気及びガス組成を考慮
数値解法	・陰解法、半陰解法、陽解法から選択（実機・検証解析では半陰解法を使用）
区画間・区画内の流動	・離散化モデル（パス/ジャンクションでノード間を接続） ・集中定数系では気液分離と気相部における液滴の存在を模擬する流況モデルを適用 ・分布定数系では二相流況を全てモデル化
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	・自由対流（McAdams）・強制対流熱伝達（Dittus-Boelter）・混合領域をモデル化 ・輻射モデル ・凝縮モデル（実験相関式或いは熱・物質伝達のアナロジ） ・熱伝導モデル
スプレイ	・液滴径・流量、温度 ・流動様式モデル ・自由対流（McAdams）、強制対流熱伝達（Dittus-Boelter）、混合領域モデル ・相変化（物質伝達）は界面を定義しアナロジにより計算
水素処理	・ＰＡＲ特性を組込関数として模擬 ・イグナイタによる水素燃焼モデル

GOTHICコードの入出力



重要現象に対する解析モデル

重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルは以下の通り。

項　目	モデル
基本式	・気相、液相、液滴からなる３相の流体場 ・質量保存則、エネルギ保存則、運動量保存則 ・各種構成式・相関式及び状態方程式 ・沸騰・凝縮など多相状態の変化（二相流況、相間摩擦、物質輸送、熱伝達など） ・気相には蒸気及びガス組成を考慮
数値解法	・陰解法、半陰解法、陽解法から選択（実機・検証解析では半陰解法を使用）
区画間・区画内の流動	・離散化モデル（パス/ジャンクションでノード間を接続） ・集中定数系では気液分離と気相部における液滴の存在を模擬する流況モデルを適用 ・分布定数系では二相流況を全てモデル化
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	・自由対流（McAdams）・強制対流熱伝達（Dittus-Boelter）・混合領域をモデル化 ・輻射モデル ・凝縮モデル（実験相関式或いは熱・物質伝達のアナロジ） ・熱伝導モデル
スプレイ	・液滴径・流量、温度 ・流動様式モデル ・自由対流（McAdams）、強制対流熱伝達（Dittus-Boelter）、混合領域モデル ・相変化（物質伝達）は界面を定義しアナロジにより計算
水素処理	・ＰＡＲ特性を組込関数として模擬 ・イグナイタによる水素燃焼モデル

重要現象に対する検証／妥当性確認（1）

- NUPEC試験

　NUPEC試験は、実機プラントのシビアアクシデント時に発生する水素の代替として、ヘリウムガスを用いた非凝縮性ガスの拡散・混合挙動に関する総合効果試験となる。ここでは、実機プラントの水素燃焼評価での重要事故シーケンスとなる大破断LOCA＋ECCSを失敗を想定し、水素燃焼評価で重要となる区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイよる混合など、総合的な効果に対するコードの水素濃度予測性能について検証を行い、GOTHICコードが実機プラントの解析に適用できることを確認する（Test M-7-1）。また、NUPEC試験ではスプレイなし条件（Test M-4-3）でも実験がなされており、これらに対するコードの適用性についても確認し、スプレイ/蒸気放出が評価結果に与える影響を検討する。

- 熱伝達試験との比較

　構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るモデルのうち、実機プラント解析に用いられる構造材表面の熱伝達モデルについて、解析予測と各種試験データとの比較を行った。

- 熱伝導解析解との比較

　構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るモデルのうち、内部熱伝導に係るモデルについて検証した。具体的には、コードによる数値計算が解析解を適切に再現することを確認し、同モデルがコード内に適切に組み込まれていることを検証する。

- PAR特性検証

　水素処理設備のうち、シビアアクシデント対策として設置される静的触媒式水素再結合装置（PAR）について、設備製造元が供給する水素処理性能評価式が、コードに適切に組み込まれていることを検証する。実機プラント解析に際し、空間の分割手法などの点からPARの性能曲線の適用可否に対しては、THAI試験においてノード分割を変更した実験解析により検証を行う。

- イグナイタによる水素燃焼モデルの検証

　水素処理設備のうち、イグナイタによる水素燃焼モデルについて、コード内モデルの妥当性検証を示す。

重要現象に対する検証／妥当性確認（2）

表　評価マトリックス

	NUPEC 試験解析　M-7-1	NUPEC 試験解析　M-4-3	熱伝達試験との比較※	熱伝導解析解との比較	ＰＡＲ特性検証	イグナイタによる水素燃焼モデルの検証	関連モデル
区画間・区画内の流動	図 4-8 ～ 図 4-12	図 4-13 ～ 図 4-16	－	－	－	－	保存式モデル 流動を模擬する構成式及び相関式 非凝縮性ガスの輸送モデル ノーディングスキーム（空間離散化モデル）
構造材との熱伝達及び内部熱伝導			図 4-29 ～ 図 4-30	図 4-31	－	－	多相流モデル 熱伝達モデル（自然/強制対流、輻射、凝縮） 熱伝導モデル
スプレイ冷却		－	－	－	－	－	多相流モデル 界面積モデル 界面熱伝達モデル（凝縮では相変化アナロジを考慮）
水素処理	－	－	－	－	図 4-32 図 4-33 図 4-44 図 4-45	表 4-7	ＰＡＲ特性モデル イグナイタによる水素燃焼モデル

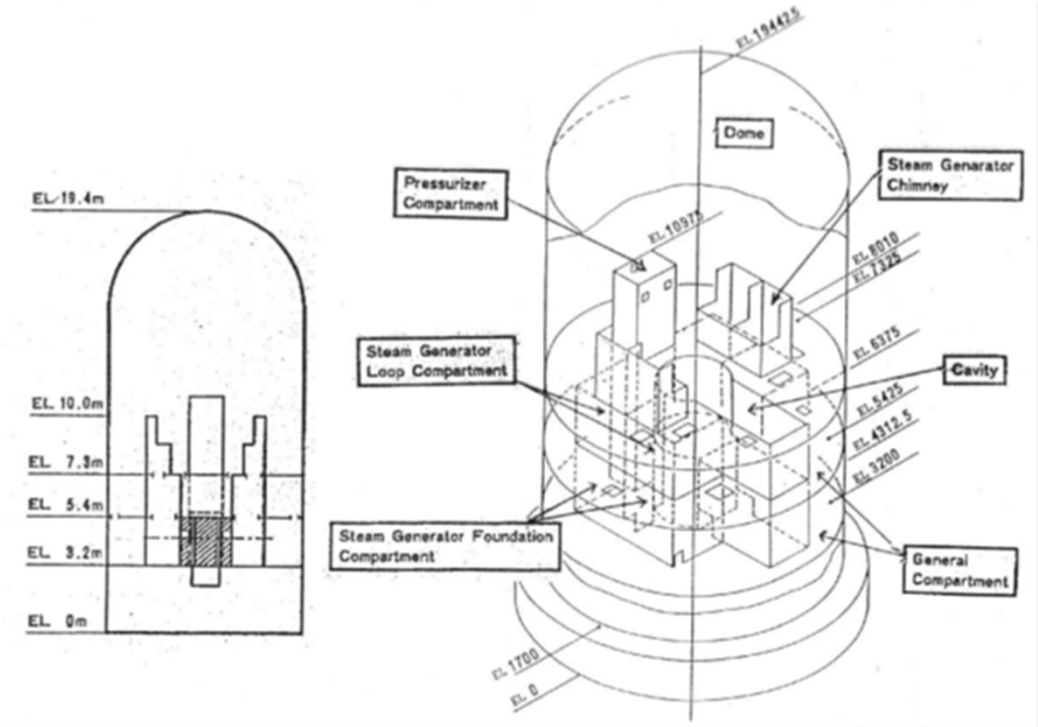
※ 複数の試験による凝縮熱伝達モデルの実験検証。

NUPEC試験[1][2][3]

NUPECで実施された格納容器挙動試験の中から、重要事故シーケンスとなるLOCA時のECCS失敗を想定したTest M-7-1を、またスプレイを仮定しないシーケンスとなるTest M-4-3についても解析を実施した。

実験装置の概要

- 格納容器はドライ型4ループPWRの1/4規模であり、 4ループ相当の区画が模擬されており、自由体積は1300m^{3}である。また、ガス放出設備、蒸気注入設備、格納容器スプレイ設備を有している。
- ヘリウム濃度、雰囲気温度、圧力、格納容器壁面温度、区画壁面温度が計測する設備を有している。



実験装置概要図

実験条件

試験ケース	Test M-7-1	Test M-4-3
初期条件		
ドーム部圧力	139.7 kPa	101kPa（大気圧）
ドーム部温度	66.4 ℃	28℃
ドーム部湿度	100 %	－
外気温度	11 ℃	－
気相（ヘリウム/蒸気）放出		
ヘリウム放出流量	0.0-0.03-0.0 kg/s	0.027 kg/s
蒸気放出流量	0.08-0.03 kg/s	0.33 kg/s
放出ヘリウム温度	14 ℃	同左
放出蒸気温度	165 ℃	同左
放出期間	30 min	同左
放出位置	Dループ ＳＧ基礎区画	同左
スプレイ		
スプレイ流量	19.4 kg/s (70 m^3/h)	－
スプレイ水温	40 ℃	－
放出期間	30 min	－
スプレイ液滴径（平均液滴径）	0.75 mm	－
スプレイノズル個	21 個	－
放出位置	ドーム部	－

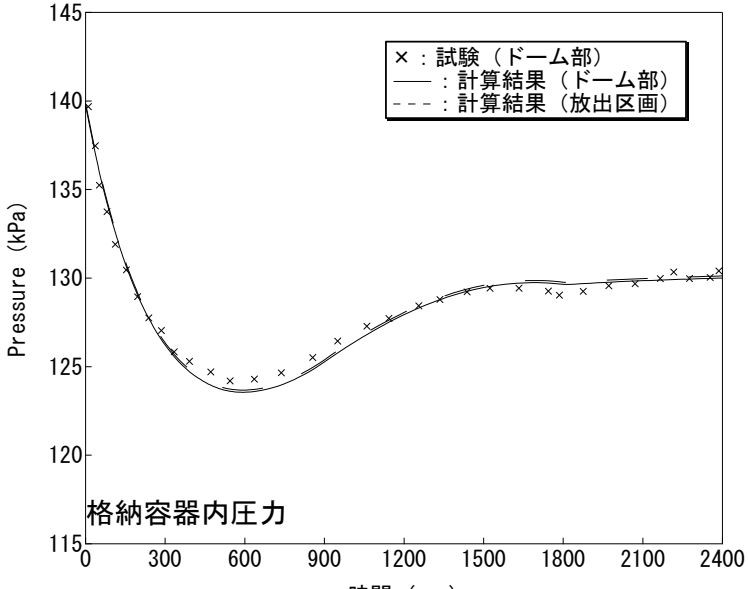
[1] NUPEC, “Final Comparison Report on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1) ”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
[2] NUPEC, “NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)”, NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
[3] Electric Power Research Institute, “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)”, EPRI Product 1013072, NAI8907-09 Rev9, January 2006.

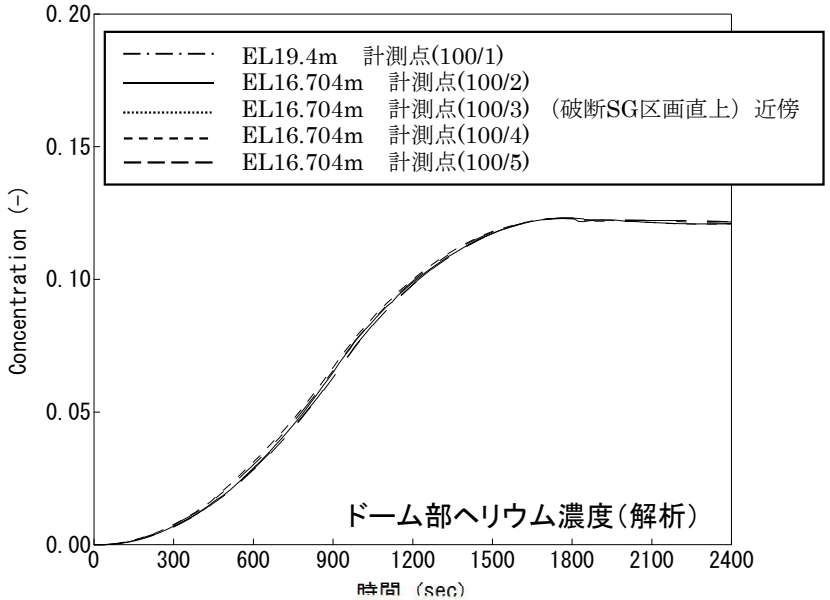
※次頁以降、NUPEC試験に関するスライドに記載のあるデータ等ついては上記の参考文献より引用

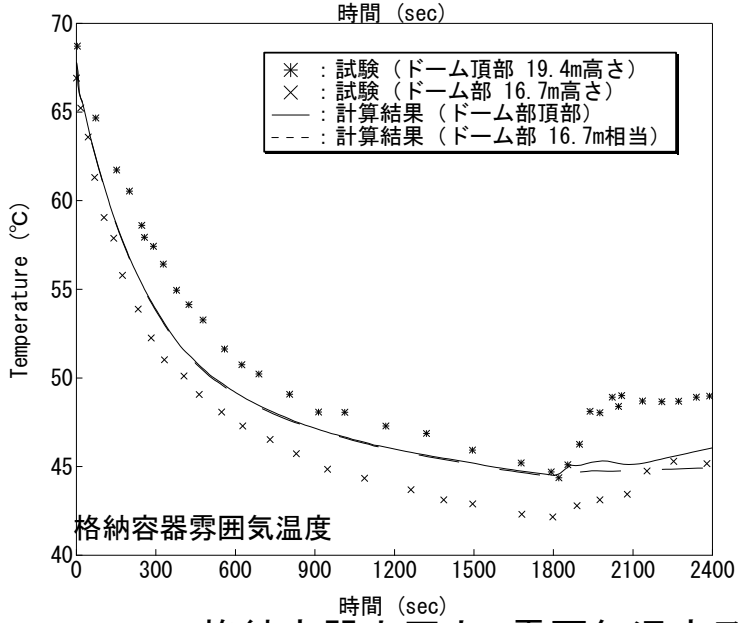
NUPEC　Test M-7-1（1）

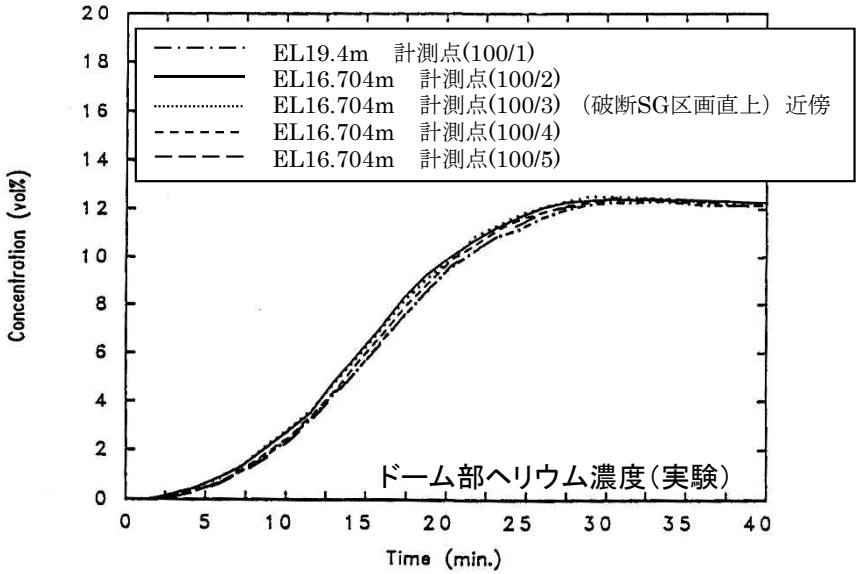
・格納容器内圧力、ドーム部ヘリウム濃度は解析結果が測定値を良好に予測している。

・格納容器雰囲気温度については5℃程度の不確かさはあるものの良好に予測している。







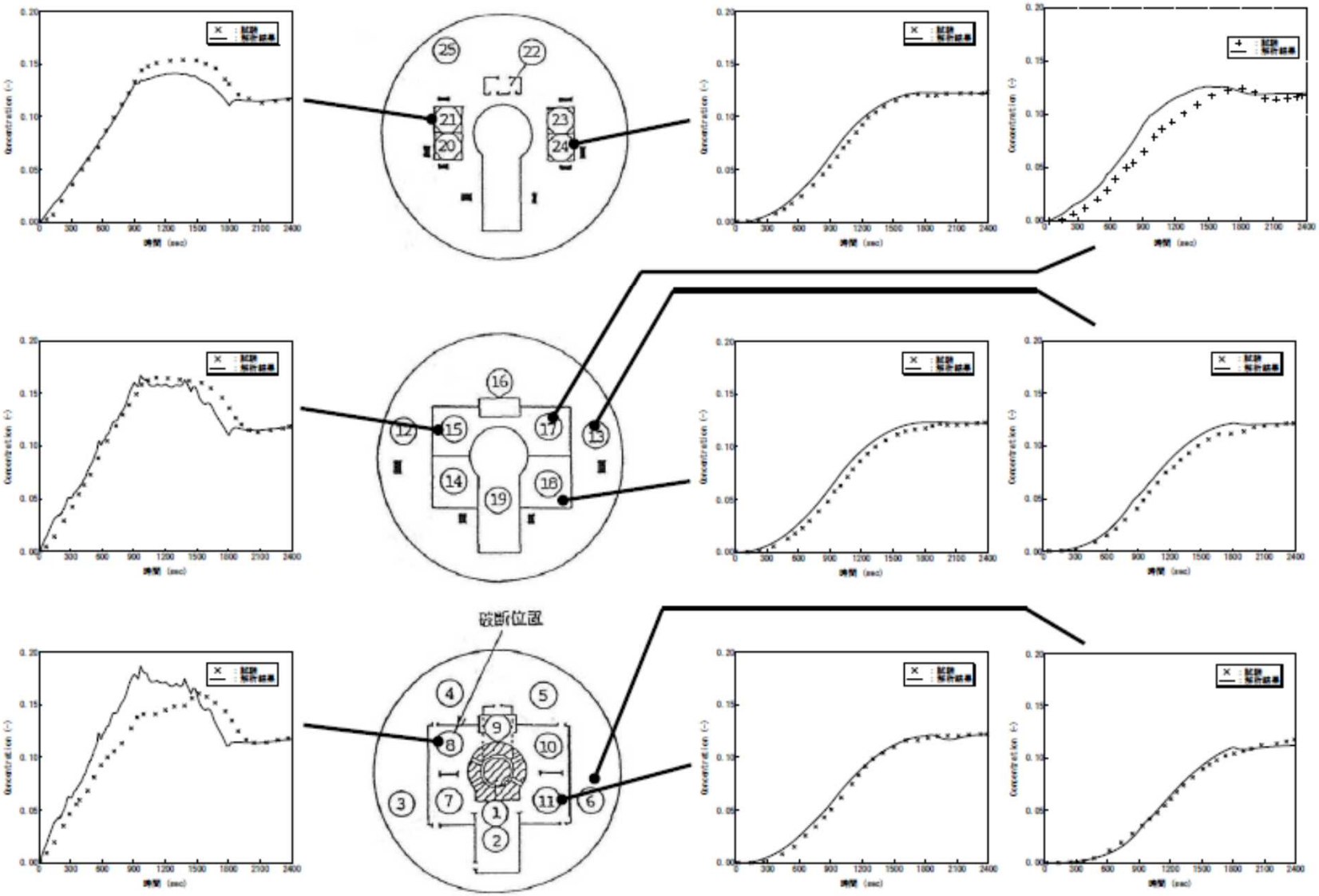


格納容器内圧力、雰囲気温度及びドーム部ヘリウム濃度の測定値と解析結果の比較

NUPEC　Test M-7-1（2）

・下部区画の過渡のヘリウム濃度については、解析結果と測定値とを比較すると、区画によってはヘリウム濃度を過大もしくは過小評価する区画も存在するが、その程度は約2.4%程度である。

・過渡から平衡に至るまでのヘリウム濃度についてはどの区画も良好に予測している。



下部区画におけるヘリウム濃度の測定値と解析結果の比較

NUPEC　Test M-4-3（1）

・格納容器内圧力、格納容器雰囲気温度及びドーム部ヘリウム濃度は解析結果が測定値を良好に予測している。

枠囲いの内容は、非公開資料の内容ですので公開できません。

格納容器内圧力、雰囲気温度及びドーム部ヘリウム濃度の測定値と解析結果の比較

NUPEC　Test M-4-3（2）

・過渡から平衡に至るまでのヘリウム濃度についてはどの区画も良好に予測している。

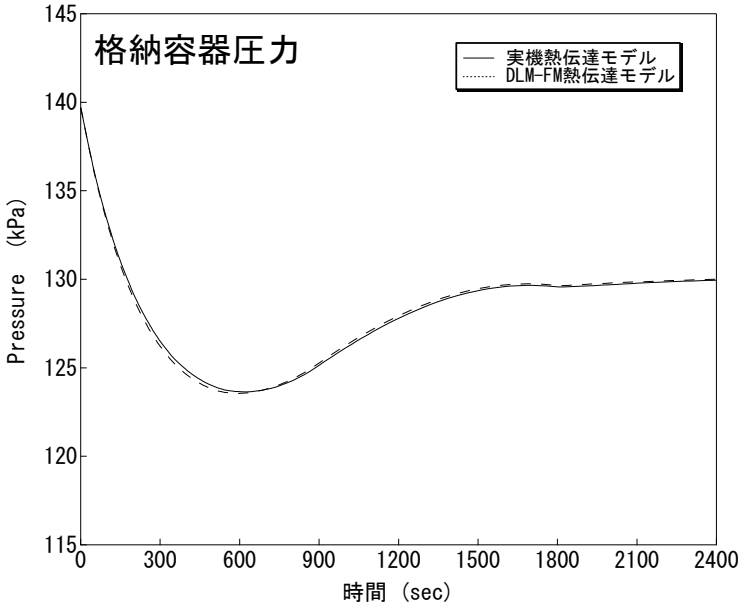
枠囲いの内容は、商業機密に
属しますので公開できません。

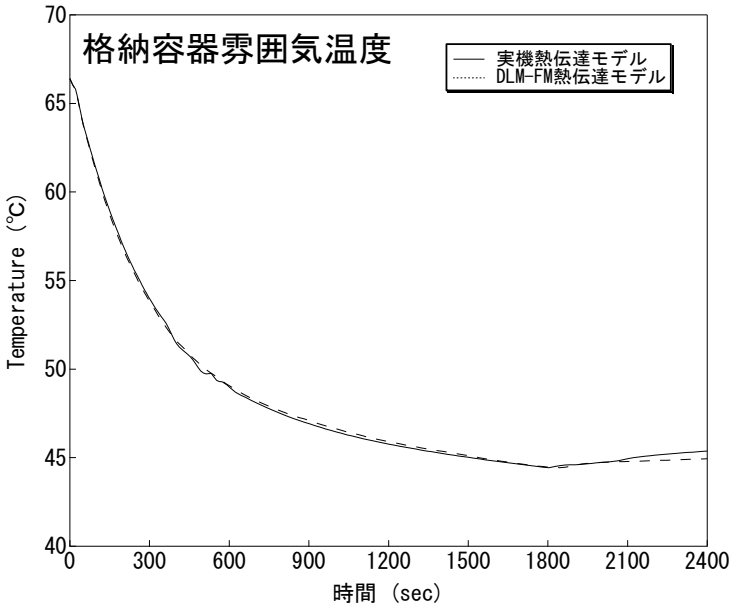
格納容器内圧力、雰囲気温度及びドーム部ヘリウム濃度の測定値と解析結果の比較

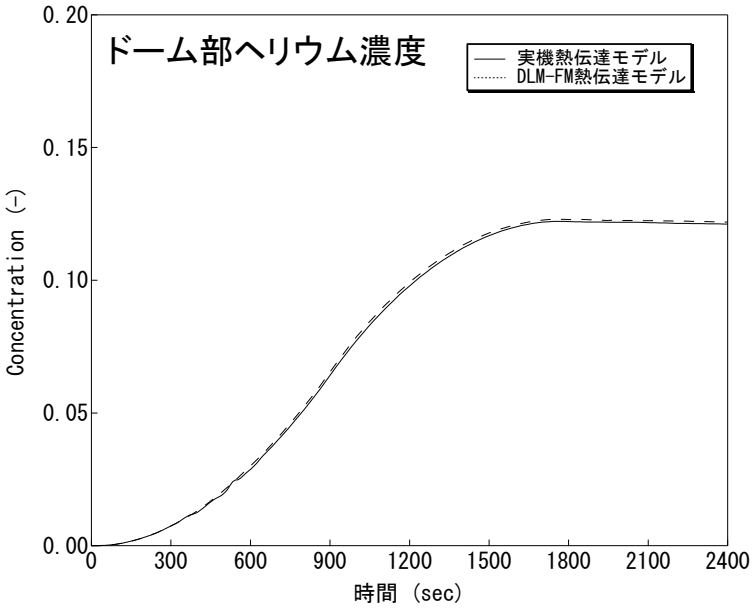
構造材凝縮熱伝達モデルの感度検討

- NUPEC試験解析で用いている構造材凝縮熱伝達モデルと実機解析で使用している構造材熱伝達モデルとが異なる。NUPEC試験のうちTest M-7-1を対象に、適用する構造材凝縮熱伝達モデルを実機プラントモデルと同様のモデルを使用した場合の感度影響について確認した。

- 感度ケースでは構造材への凝縮熱伝達が大きくなることから圧力が低下する傾向になるが、その低下量は僅かである。これは、格納容器雰囲気の除熱にはスプレイ冷却と構造材ヒートシンクが寄与するが、前者がより支配的となることから構造材の凝縮熱伝達モデルの影響が相対的に軽微となるためである。同様に、ドーム部の雰囲気温度及びヘリウム濃度についてもモデル間の差異は小さい。







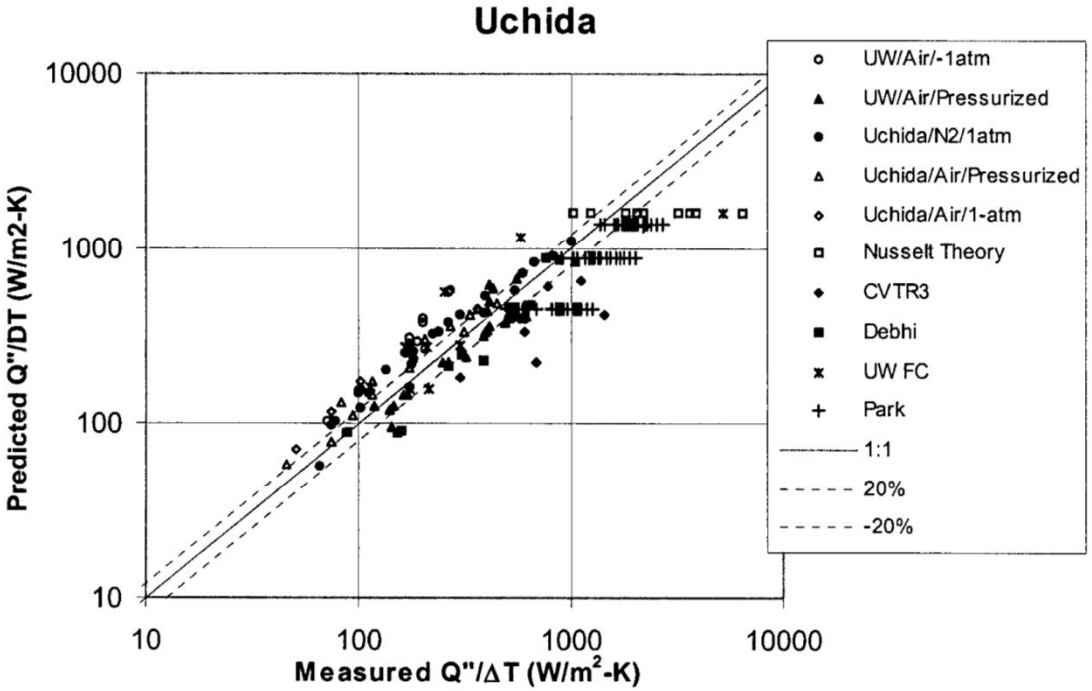
構造材凝縮熱伝達モデルの感度検討

熱伝達試験との比較[1]

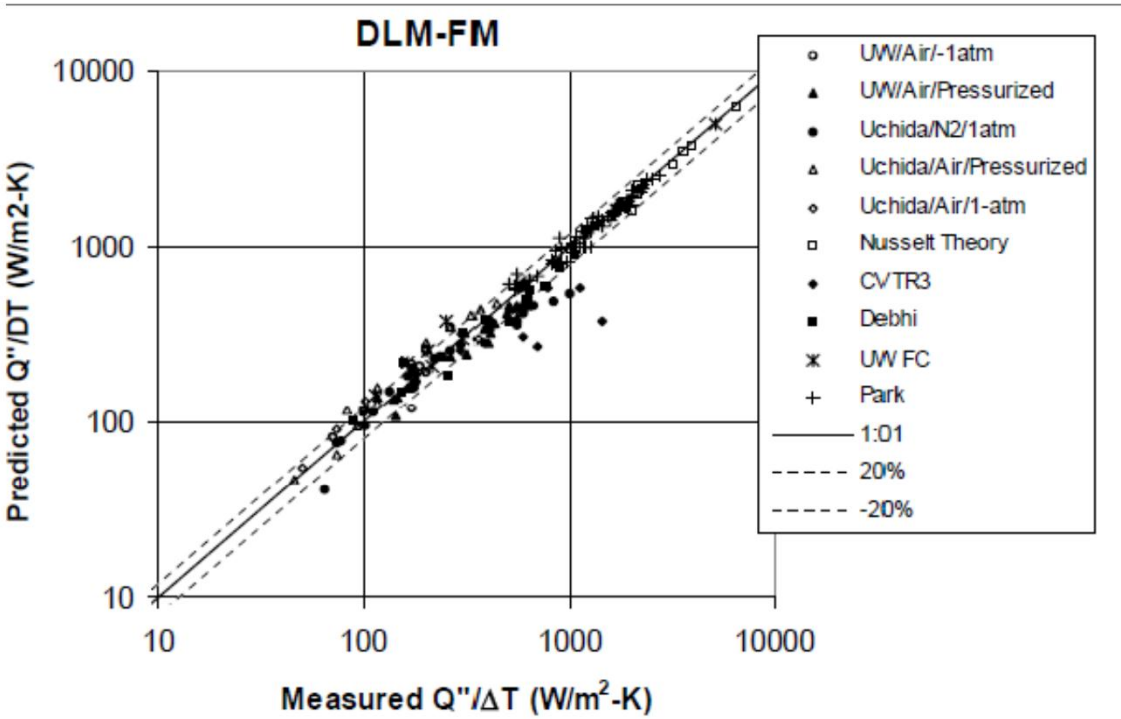
- 有効性評価においてはスプレイ起動により格納容器内の雰囲気は飽和に近づき、当該条件下で使用実績の高い内田による凝縮熱伝達が適用される。実機解析において見られるオーダは10^1～10^3(W/m^2-K)のオーダであり、過熱状態などにより極端な逸脱を含む試験を除けば、内田による凝縮熱伝達の誤差はおおむね±40%程度に収まる。

- 一方、コード検証において使用する最適評価性の高いDiffusion Layer Model FM（DLM-FM）は、構造材表面の液膜の擾乱及び構造材表面近傍の気相部におけるミストの存在を考慮することで予測精度を向上させている。このため、凝縮レートの予測は、測定値に対し高い精度で合致しており、95%以上が±20%の予想精度に含まれていることから、その最適評価性は十分に高い。

- 前述の通り、NUPEC試験解析では、実機プラント解析で用いる構造材の凝縮熱伝達モデルについて、より最適評価性の高いDLM-FMモデルを用いているが、水素燃焼の重要事故シーケンスとして選択される「大破断LOCA＋ECCS失敗（スプレイ成功）」に対してはその影響が軽微であるものと判断される。



内田凝縮相関式の実験予測特性



DLM-FMの実験予測特性

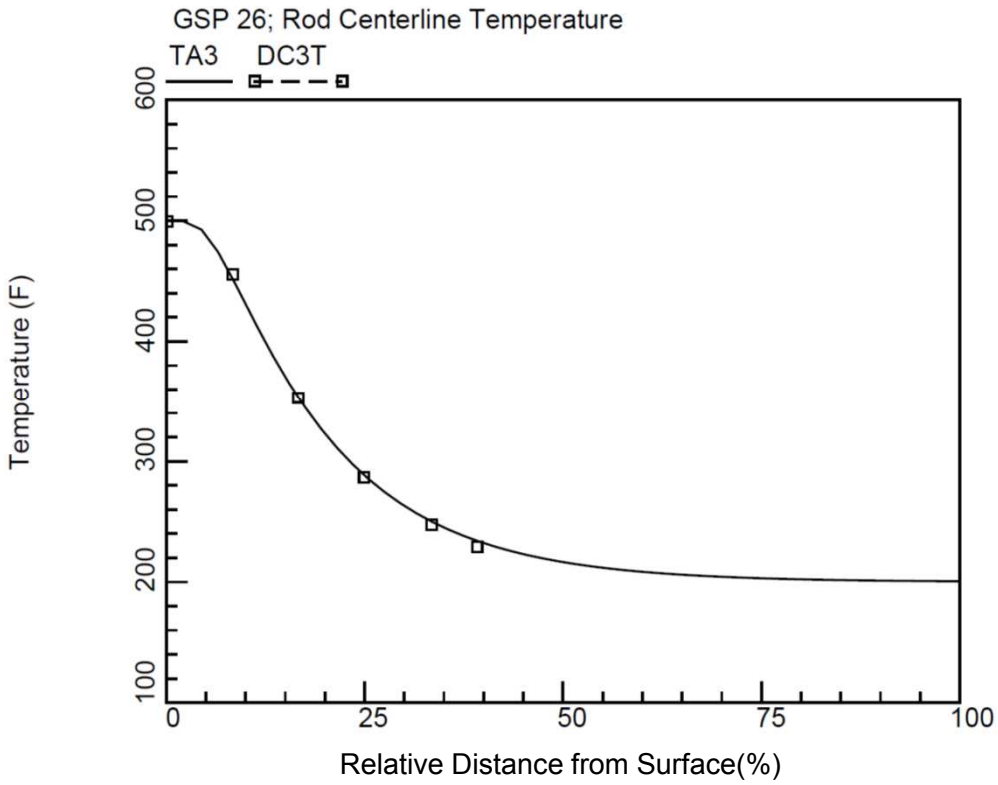
[1] EPRI Product 1013072, GOTHIC Qualification Report

熱伝導解析解との比較[1]

- コード開発元により、1次元熱伝導に対する解析解とGOTHICによる複数の形状（平板、円柱、円筒）による熱構造材の温度変化の予測に対し比較が行われている。

- 熱構造材の片面に一定の熱流束を与え、もう片面を温度一定とするものである。この仮定により、定常状態の温度プロファイルが解析解として得られる。

- 数値計算結果は良好に解析解と一致している。GOTHICコードに組み込まれている伝熱モデルが適切に構造材内部の熱伝導を解くことが検証された。



1次元熱伝導モデルと解析解の比較

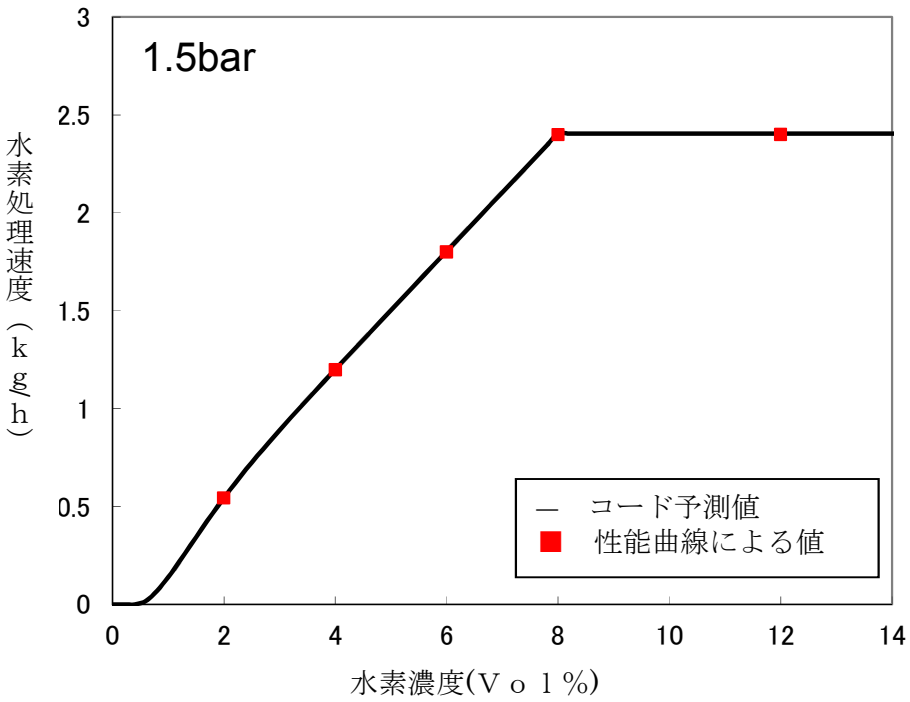
＜条件＞
- 熱伝導率 = k = 12. Btu/hr−ft−R
- 比熱 = cp = 0.1 Btu/lbm−R
- 密度 = ρ = 400. lbm/ft^3
- 円筒直径= 2. in　※円筒の場合。
- 初期温度 = 500. F
- 流体温度= 200. F

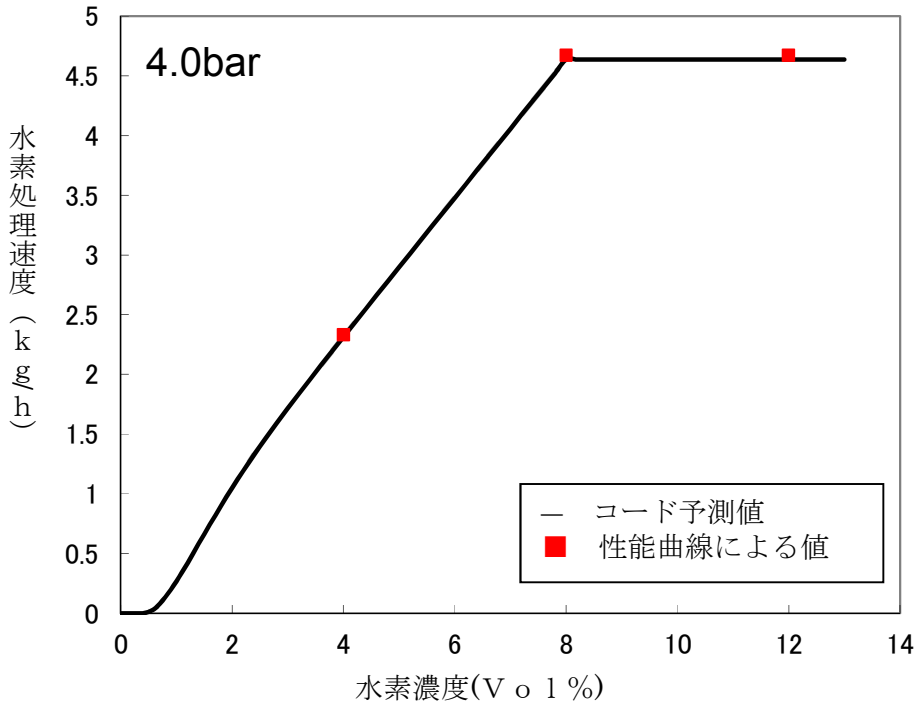
[1] EPRI Product 1013072, GOTHIC Qualification Report, Figure 4-8 (Labels were modified)

PAR特性検証

- 解析では一定の区画を定義し、その雰囲気における酸素及び水素の体積比と圧力を定義する。同区画の水素濃度（体積比）を連続的に増加させ、コードで計算される水素処理速度と性能評価式で得られる値とを2つの圧力条件において比較した。

- 理論値と予測値を比較した結果、GOTHICコードに組み込まれる性能評価式は理論値に対し、誤差0.3%以内という結果で良好に再現していることが確認でき、PARの水素処理に関する特性式はGOTHICコードに適切に組み込まれていることが検証された。





PAR性能曲線から得られる理論値とコード予測値との比較

THAI試験（1）[1]

- THAI試験においてはPARの性能評価式の実験検証が行われており、実験装置に設置した各種測定パラメータから得られた水素除去割合と性能評価式との比較から、よく一致する結果が得られている。

PAR性能評価式と試験

枠囲いの内容は商業機密
に属しますので公開できません。

[1] Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD-NEA THAI Project(contract 18 July 2007) Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5,HR-27 and HR-28 (Tests without steam, using an Areva PAR)

THAI試験（２）[1]

- GOTHICコードによりTHAI試験の試験容器を１区画の集中定数系ノードにより模擬する１区画評価と、多区画分割による多区画評価を実施した。解析においてはPARによる燃焼を模擬していないため燃焼に伴う急激な温度上昇は再現していないものの、各区画の温度、圧力、水素濃度分布挙動については概ね再現する結果を得ることができた。

THAI試験多区画評価による解析結果と実験結果の比較

枠囲いの内容は商業機密
に属しますので公開できません。

[1] Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD-NEA THAI Project(contract 18 July 2007) Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5,HR-27 and HR-28 (Tests without steam, using an Areva PAR)

イグナイタによる水素燃焼モデルの検証[1]

- GOTHICコードに具備されている燃焼モデルは、コード開発元となるNAIにより検証されている。下表に水素燃焼に関して熱バランス考慮することで得られる解析解とコードの予測の結果を比較して示す。GOTHICコードに組み込まれている3 つの燃焼モデルは、解析解と比べ温度に対し最大約1%、圧力に対し最大約0.5%の差であり適切にモデル化されていることが分かる。

解析解とGOTHICコード予測の結果比較

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

[1] EPRI Product 1013072, GOTHIC Qualification Report, TABLE 5-3.

実機解析への適用性（1）

- 区画内・区画間の流動

－ 実機プラントの水素燃焼評価での重要事故シーケンスである大破断LOCA＋ECCS失敗に相当するNUPEC試験 Test M-7-1において、実機プラント解析への適用性について検証した。格納容器の一部の下部区画では、過渡的な状況において実験結果と解析結果との差異があったものの、過渡から平衡に至るまでのヘリウム濃度についてはどの区画も良好に予測している。

－ 実機プラントとNUPEC試験解析において同等のノーディングスキームを採用していることから、NUPEC実験解析で得られたコード検証結果は実機プラント解析にも適用できると考えられる。

－ ループ数が異なるプラントにおいては破断口から流出する冷却材や水素の基本的な流動は共通であるものの、ループ数が異なることにより凝縮等の熱的変化の度合いが異なる。NUPEC試験のTest M-7-1及びTest M-4-3という2つの事象進展が異なる事象に対してGOTHICコードは適切な予測を与えていることから、ループ数が異なることによる格納容器の流動の差は、コードにより十分に模擬できると考えられる。

－ NUPEC試験 Test M-7-1について格納容器ドーム部のノード分割について、[redacted]分割した場合と1区画の集中定数系とした場合の温度挙動及びヘリウム濃度の挙動について比較を実施した。それらの挙動に大きな差異はなく、1区画の集中定数系として格納容器ドーム部を模擬した場合においても良好に再現することができた。この理由は、格納容器ドーム部温度分布が比較的小さい場合においては、上記のドーム部の温度及びヘリウム濃度等の結果から、格納容器ドーム部の空間の分割により定義される各セルのバルク温度の変化による解析結果への影響が小さいためと考えられる。

－ NUPEC試験においては様々な破断箇所・流量及び破断流組成・スプレイの有無を変えた様々な条件により、水素の代替気体であるヘリウムの分布挙動が測定されている。ほとんどの試験において水素は格納容器に一様に拡散しているが、NUPEC試験において、水素成層化が見られたケースとしては加圧器気相部破断を想定したTest M-8-1がある。その場合、流体の流れを再現するためにより細かいノーディングにより格納容器ドーム部を分割することで、成層化を模擬することができた。したがって、実機解析のノーディングについては基本的には格納容器ドーム部を[redacted]分割とすることで、水素濃度挙動等を十分に確認予測することができると考えられる。一方で、水素成層化が懸念される場合については流体の流れを再現するためにより細かいノーディングにより格納容器ドーム部を分割すればよいと考える。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

実機解析への適用性（2）

- 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

ー　構造材との熱伝達については、NUPEC試験のTest M-7-1について実機プラント解析に用いる構造材凝縮熱伝達モデルを適用した感度を評価し、格納容器圧力、雰囲気温度及び水素濃度に与える影響は小さいことを確認した。
　また、実機プラント解析について、NUPEC試験解析に用いる構造材凝縮熱伝達モデルを適用した感度を評価し、格納容器圧力、雰囲気温度及び水素濃度に与える影響は小さいことを確認した。

ー　構造材の内部熱伝導については、解析解との比較により、GOTHICコードが精度よい解を与えることを確認した。

- スプレイ冷却

ー　NUPEC試験に対してスプレイ有無による水素挙動等への影響を良好に予測できていることから、スプレイ特性を適切に模擬することで、実機プラント解析にも十分に適用できると考えられる。

- 水素処理

ー　水素処理設備であるPARについては、GOTHICコードにその性能評価式を組み込むことにより、水素処理（再結合）に関する理論評価値との比較により検証を実施し、設備の特性が模擬されていることを確認した。

ー　THAI試験によるPAR性能評価式の確認、THAI試験のGOTHICコードによる再現解析結果等から試験結果を概ね再現することができている。また、実機においては格納容器全体の巨視的な対流が発生していることにより水素は拡散しやすいことで水素濃度の局所的な影響を受けにくいことやPARの配置に伴う区画の有限体積のボリュームの影響が小さいことからTHAI試験で得られた知見を実機に適用することは妥当であると考えられる。

ー　イグナイタにより発生する水素燃焼の評価に対しては、燃焼が想定される空間に対してコードの内部モデルを適用する。このモデルは、コード開発元により解析解との比較を行うことで妥当性が検証されていることから、実機プラントの水素濃度評価は適切に行うことができる。

実機解析への適用性（3）

- 実施した検証 ／妥当性確認に基づく各重要現象、解析モデルに対するGOTHICコードの不確かさは下表のとおり。

分類	重要現象	解析モデル	検証／妥当性確認	不確かさ
格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構成式及び相関式	ＮＵＰＥＣ試験 Test M-7-1 ＮＵＰＥＣ試験 Test M-4-3	ヘリウム濃度のコード予測性から、モデル不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定
		非凝縮性ガスの輸送モデル		
		ノーディングスキーム		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	ＮＵＰＥＣ試験 Test M-7-1 ＮＵＰＥＣ試験 Test M-4-3	区画間・区画内の流動と同じ
		熱伝達モデル	熱伝達試験との比較	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度
		熱伝導モデル	熱伝導解析解との比較	不確かさはない
	スプレイ	多相流モデル	ＮＵＰＥＣ試験 Test M-7-1	区画間・区画内の流動と同じ
		界面積モデル		
		界面伝達モデル		
	水素処理	ＰＡＲ特性モデル	ＰＡＲ特性検証 ＴＨＡＩ試験 HR-3	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%） ＴＨＡＩ試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
		イグナイタによる水素燃焼モデル	イグナイタによる水素燃焼モデルの検証	コード開発元による解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で 1%

有効性評価への適用性

・不確かさの取り扱いについて（評価指標の視点）

－　検証／妥当性確認により評価した重要現象に対する不確かさが有効性評価に与える影響は下表のとおり。

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構成式及び相関式	ＮＵＰＥＣ検証解析より水素濃度に与える影響を推定	ヘリウム濃度のコード予測性から、モデル不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定
		非凝縮性ガスの輸送モデル		
		ノーディングスキーム		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	ＮＵＰＥＣ検証解析より水素濃度に与える影響を推定	区画間・区画内の流動と同じ
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度	モデル感度解析により水素濃度への影響は無視できることを確認
		熱伝導モデル	解析解と一致	なし
	スプレイ	多相流モデル	ＮＵＰＥＣ検証解析より水素濃度に与える影響を推定	区画間・区画内の流動と同じ
		界面積モデル		
		界面伝達モデル		
	水素処理	ＰＡＲ特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%） ＴＨＡＩ試験再現性より、水素処理量を常に少なく予測する傾向となる。	燃焼が生じる水素濃度範囲においては、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
		イグナイタによる水素燃焼モデル	イグナイタの水素燃焼モデルの検証により推定	コード開発元による解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で 1%

・不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）

－　GOTHICコードによる水素燃焼解析は、MAAPによって検討された事象進展を反映することにより実施する。したがって、運転員操作の設定はMAAPコードのものを受け継ぐ。水素濃度評価の観点から運転員操作に反映される項目はない。

第5部　COCO

重要現象の特定

- 具体的な重要事故シーケンス
  - 全交流電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）
    （外部電源喪失＋非常用所内電源喪失＋補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）
  - 原子炉補機冷却機能喪失
    （補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）

- 重要事故シーケンスにおける事象進展

  全交流動力電源喪失による原子炉補機冷却水系の機能喪失に伴い、1次冷却材ポンプシール部へのシール水注入機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、1次冷却材ポンプシール部からの冷却材喪失により、格納容器内に1次冷却材が放出され、格納容器内の圧力・温度が上昇する。格納容器破損防止対策としては、再循環ユニットに通水を実施して自然対流冷却を実施することで、格納容器内の圧力・温度の上昇を抑制することができる。

- 重要事故シーケンスにおける評価指標

  COCOコードによる評価は、原子炉格納容器の健全性に問題がないことを確認することが目的であることから、評価指標は「格納容器圧力・格納容器雰囲気温度」である。

物理現象のランク

・物理現象に対するランク付け

－ 事象進展及び運転員操作を踏まえ、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度に対する影響度合いに応じて、各事故シーケンスグループで生じるとして抽出された物理現象に対してランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出。

ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	評価指標に対する影響度が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価への影響を評価する
M	評価指標に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象である。評価指標に対する影響を感度解析等により評価する
L	評価指標に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標に対する影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない
I	評価指標に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標に対して影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない

物理現象のランク

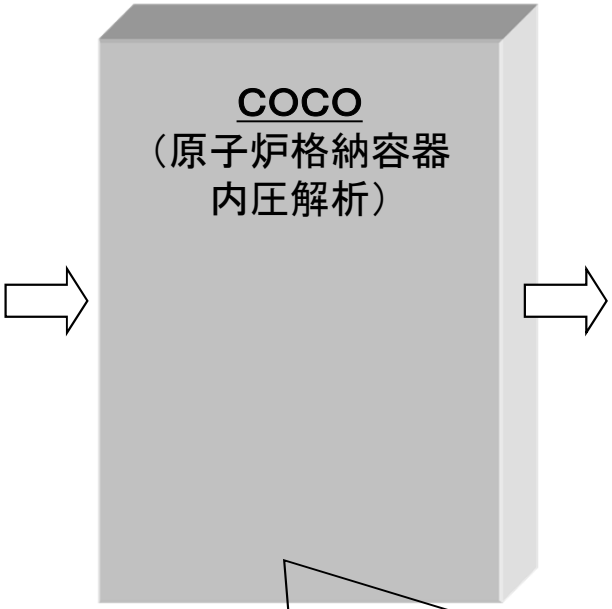
		全交流動力電源喪失 （原子炉補機冷却機能喪失）
分類	評価指標 物理現象	格納容器圧力 格納容器雰囲気温度
原子炉格納容器	放出流量・放出エネルギ流量	H （COCOコードでは計算しないため「I」）
	気液界面熱伝達	L
	構造材との熱伝達	H
	再循環ユニット自然対流冷却	H （COCOコードでは計算しないため「I」）

COCOコードの概要（1）

・COCOコードの入出力

主要なインプットデータ

- 原子炉格納容器自由体積
- 原子炉格納容器内構造物の形状・数量・物性などのデータ
- 原子炉格納容器スプレイ減圧系の特性及び作動パラメータ
- 圧力、温度、湿度などの初期条件破断流（放出質量・エネルギ流量）
  →全交流動力電源喪失時の評価でM－RELAP5の計算結果を入力）



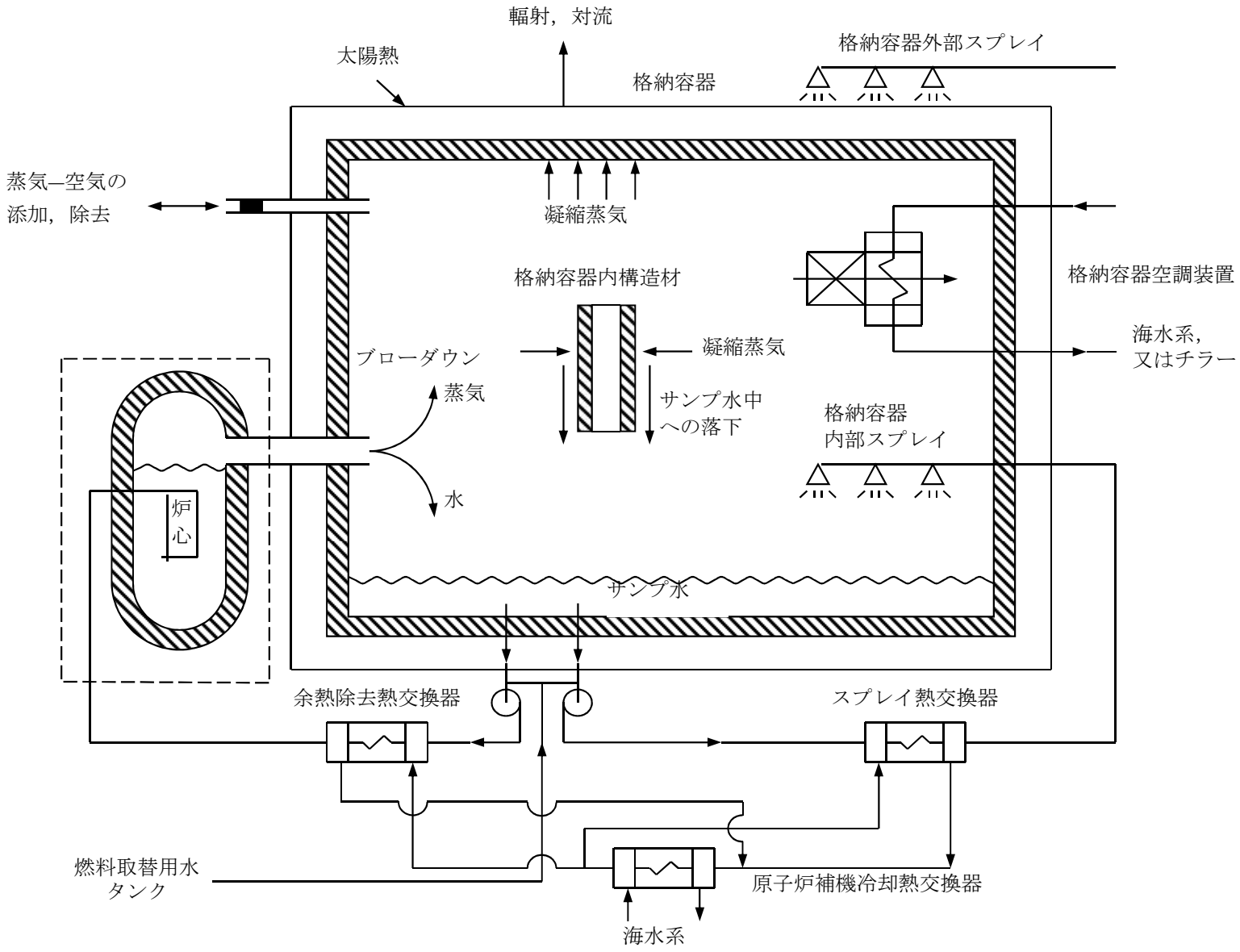
主要なアウトプットデータ

・原子炉格納容器圧力、温度など

- 格納容器内の空気－蒸気混合相、液相の温度、圧力は質量保存式、エネルギの保存式、体積方程式、状態方程式等を数値解法により解く。
- ヒートシンクの温度分布は、一般的な1次元熱伝導方程式を厚さ方向に分割して解く。

COCOコードの概要（2）

・COCOコードのノーディング



重要現象に対する妥当性確認方法

・CVTR　Test-3実験解析

－　一定時間の格納容器内への蒸気放出後、CVスプレイを作動せずに蒸気の凝縮及び自然対流による減圧挙動を観測した試験について、解析を実施し、COCOコードの格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度挙動へ適用できることを確認する。

分類	物理現象	関連モデル	CVTR　Test-3 実験解析
格納容器	構造材との熱伝達 及び 内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル	○

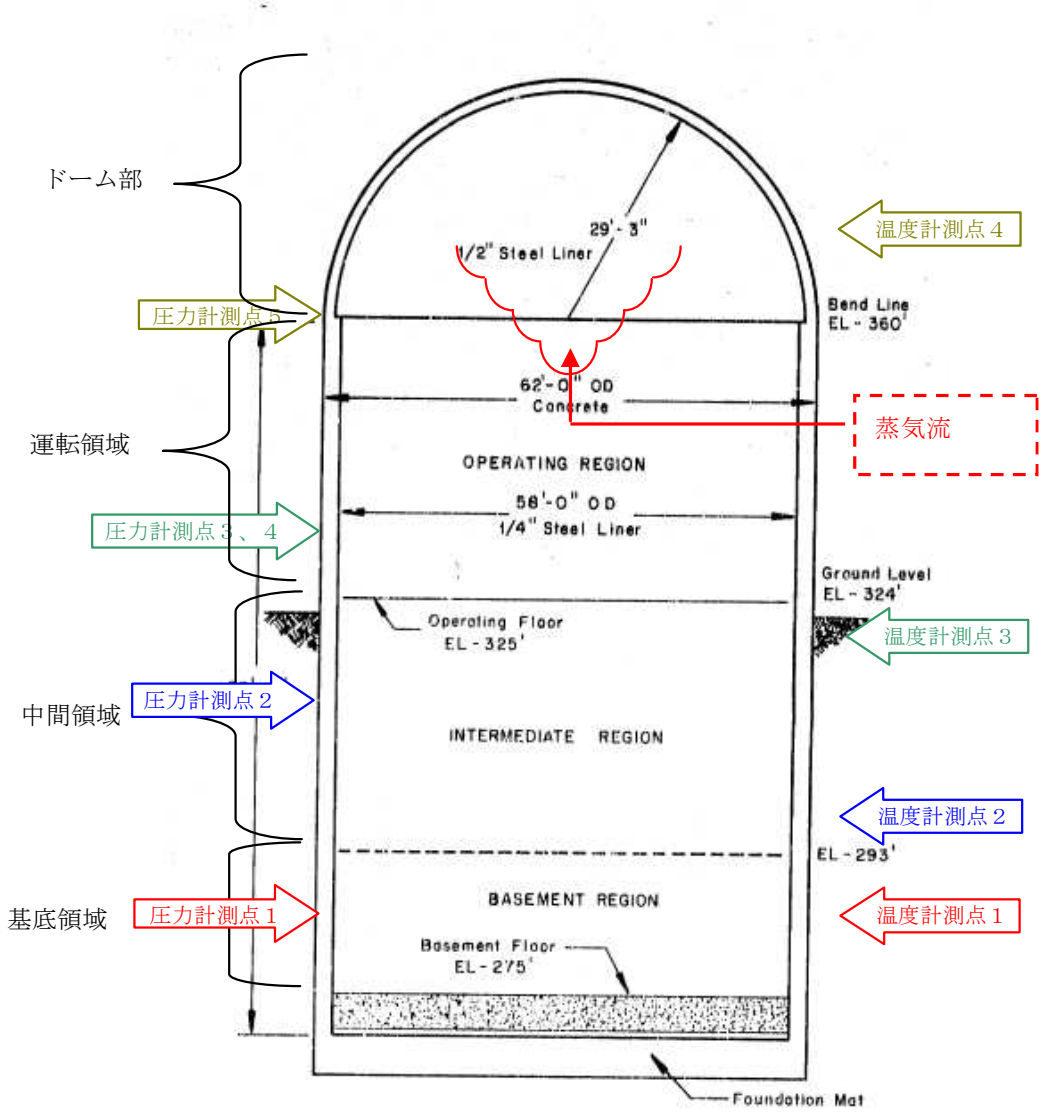
CVTR　Test-3（1）[1]

実験装置の概要

- 鉄筋コンクリート製の格納容器であり、
  蒸気注入設備や格納容器スプレイを有している。
- 格納容器内圧力、格納容器内空気温度及び
  格納容器壁面温度などを計測する設備を有している。

実験条件

- 初期格納容器圧力　　：大気圧
- 初期格納容器温度　　：約27（℃）
- 注入質量流量　　：45（kg/sec）
- エネルギ注入流量　　：3×10^4（kcal/sec）
- 蒸気注入終了時刻　　：166.4（sec）
- 格納容器スプレイ　　：作動無し



[1] R.C.Schmitt, et al., “Simulated Design Basic Accident Tests of The Carolinas Virginia Tube Reactor Containment“, TID-4500, Dec. 1970

CVTR　Test-3（2）[1]

・格納容器圧力及び格納容器温度については解析結果が実験結果に比べて高めに評価

（格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、格納容器温度については約40°Ｆ（約20℃）高めに評価）

格納容器圧力の推移

格納容器温度の推移

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

[1] R.C.Schmitt, et al., “Simulated Design Basic Accident Tests of The Carolinas Virginia Tube Reactor Containment“, TID-4500, Dec. 1970

実機解析への適用性

・実機における不確かさについて

－実機解析及び実験解析において同様の凝縮熱伝達モデルを使用している。

－格納容器自由体積及びヒートシンク量については、実験解析では最適値を実機解析においては保守的に小さめに設定していることから、実機解析においては格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は高めに評価される。

・実験解析時間と実機解析の比較について

－実験解析時間の観点

実験解析時間は実機解析時間に比べて非常に短いが、放出された蒸気が格納容器内の構造物との熱伝達により凝縮することで、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制するという現象は事象発生直後から長期に至るまで継続するため、長期にわたる有効性評価解析に対してもCOCOコードは適用できると考えられる。

－放出流量の観点

実機放出流量と同程度のNUPEC試験の知見から、実機解析に対してもCOCOコードは適用できると考えられる。

有効性評価への適用性

・不確かさの取り扱い（評価指標の観点）

－COCOコードでは、格納容器内のヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数を小さく設定することで、格納容器圧力及び温度を高めに評価する。

・不確かさの取り扱い（運転操作の観点）

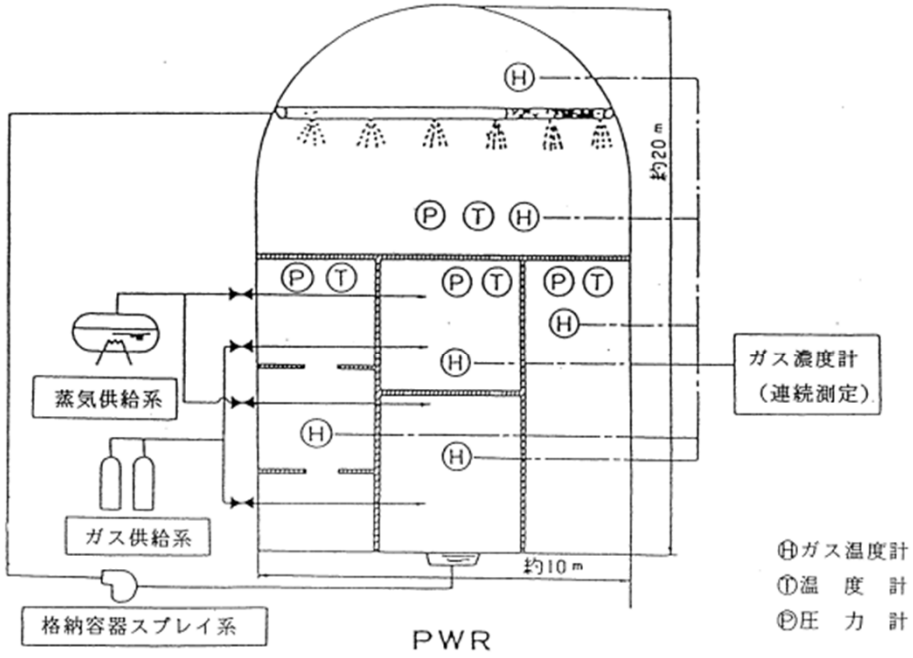
－格納容器圧力及び温度の不確かさにより影響の出る運転操作としては、格納容器再循環ユニットへの通水操作が挙げられる。具体的な操作としては、格納容器圧力が最高使用圧力まで上昇した時に、再循環ユニットに通水を実施して格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することとなるが、最高使用圧力に到達するまでには十分な時間余裕があるため、不確かさが運転員操作に影響を与えることはない。

参考．NUPEC Test M-3についての検討（1）[1][2]

実験装置の概要

・格納容器はドライ型4ループPWRの1/4規模であり、4ループ相当の区画が模擬されており、自由体積は1300m^{3}である。また、蒸気注入設備を有している。

・雰囲気温度、圧力、格納容器壁面温度、区画壁面温度を計測する設備を有している。



試験設備概念図

実験条件

放出水蒸気による格納容器内循環確認試験として、格納容器内に水蒸気のみを流入させる試験を4試験実施し、それぞれ各区画内温度分布、圧力計測を実施している。

Run No.	CV 初期温度（℃）	水蒸気放出			放出位置	CV自由体積（m^3）
		流量（kg/sec）	時間（min）	気体温度（℃）		
M-3-1	室温	0.08	30	105	SGループ室下部基礎部	1300
M-3-2	室温	0.33	30	128	SGループ室下部基礎部	
M-3-3	82	0.33	30	130	SGループ室下部基礎部	
M-3-4	室温	0.33	30	128	加圧器逃しタンク	
実機PWR	約50℃	約85~5（二相放出）	－	約300（RCS初期温度）	SGループ室下部	約42000～約73000

※本試験の放出水蒸気量は実機のRCPシールLOCAと相当もしくはそれより少ない

[1] 財団法人 原子力発電技術機構、原子炉格納容器信頼性実証試験 可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験（最終試験報告書）、平成5 年3 月（非公開資料）
[2] 独立行政法人　原子力安全基盤機構（財団法人　原子力発電技術機構）、「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成4年度）」、平成5年3月

参考．NUPEC Test M-3についての検討（2）[1][2]

- 代表としてTest M-3-1の結果の各区画における格納容器温度についての実験結果を以下に示す。
- いずれの試験においてもドーム部については各測定位置で顕著な温度差（温度成層化）は認められない。

→放出水蒸気により格納容器内循環が発生しており、ドーム部においては概ね均一に温度分布をしている

各区画における格納容器温度の推移（Test M-3-1）

枠囲いの内容は、非公開資料の内容ですので公開できません。

[1] 財団法人 原子力発電技術機構、原子炉格納容器信頼性実証試験 可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験（最終試験報告書）、平成5 年3 月（非公開資料）
[2] 独立行政法人 原子力安全基盤機構（財団法人 原子力発電技術機構）、「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成4年度）」、平成5年3月

参考．NUPEC　Test M-3についての検討（3）

・蒸気の放出流量及び放出エネルギのスケール性について

－実機とCVTR　Test3の比較

→実機に比べ小さい自由体積であるにも関わらず、全交流動力電源喪失のシーケンスと蒸気の放出流量及び放出エネルギが同程度である（スケール性に欠ける）。

－実機とNUPEC　TestM-3の比較及び検討

→実機の全交流動力電源喪失のシーケンスと同程度もしくはそれより少ない蒸気の放出流量及び放出エネルギにおいても格納容器内循環が発生し、ドーム部については各測定位置で顕著な温度差（温度成層化）は認められなかった。

⇒<u>NUPEC　TestM-3の結果から、格納容器を1ノードで区画し、格納容器圧力・温度について評価をするCOCOコードを実機の全交流動力電源喪失のシーケンスに用いることは妥当であると言える。</u>