

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

平成 27 年 5 月
中国電力株式会社

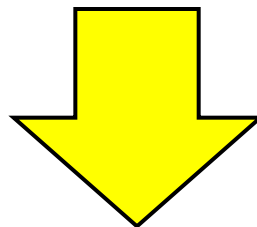
有効性評価における解析コードとは

【重大事故等対策の有効性評価】

「炉心損傷防止」

「格納容器破損防止」

「運転停止中原子炉における燃料損傷防止」



- 重大事故等対策の有効性評価では、計算機を用いて、重大事故等発生時のプラント挙動をシミュレーションする。このシミュレーションに使用する解析プログラムのことを、「解析コード」という。
- この有効性評価においては、重大事故時に原子炉施設に生じる物理現象を適切に予測できる解析コードを選定している。
- 有効性評価に用いる「解析コード」に対する審査とは、BWRプラントの有効性評価に使用している各解析プログラムへの適合性について確認するものである。

有効性評価への解析コードの適用性確認手順

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ごと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する。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する。



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する。



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ごとに有効性評価に用いるコードを選定する。



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、重要現象を特定する。



⑤重要現象に対する解析モデル（各解析コード）

重要現象に対する解析モデルの取り扱いを説明する。



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対する解析モデルの妥当性確認について、具体的な確認方法を記載する。



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って重要現象に対す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する。



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、その適用性を確認する。

BWRの有効性評価に適用する解析コードの候補

■BWRの有効性評価に適用するコードの候補は以下のとおり。

- ① SAFERコード
- ② CHASTEコード
- ③ REDYコード
- ④ SCATコード
- ⑤ MAAPコード
- ⑥ APEXコード
- ⑦ 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- ⑧ ISCORコード
- ⑨ LAMBコード
- ⑩ 短期間格納容器圧力応答解析コード
- ⑪ 長期間格納容器圧力応答解析コード
- ⑫ 可燃性ガス濃度解析コード
- ⑬ TRACコード

事故シーケンスグループ		適用コード
炉心損傷防止対策の有効性評価	高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 インターフェイスシステムLOCA	SAFER (CHASTE) MAAP
	原子炉停止機能喪失	REDY / SCAT
格納容器破損防止対策の有効性評価	雰囲気圧力・温度による静的負荷(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 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 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	MAAP
運転停止中原子炉における燃料損傷防止	反応度の誤投入	APEX

BWRの有効性評価に用いる解析コードの概要

【5月12日の審査会合で説明した解析コードの内容】

SAFER, CHASTE

- ・ 炉心注水機能喪失，配管破断事故後の原子炉内の熱水力過渡変化を解析するコード。
- ・ 原子炉水位，圧力，燃料被覆管最高温度及び燃料被覆管酸化量を求める。

APEX (SCAT(RIA用))

- ・ 制御棒引抜き事故等における急激な反応度投入時による原子炉出力上昇挙動及び燃料棒内の熱的挙動の解析を行うコード。
- ・ 中性子束分布，炉心平均出力，燃料エンタルピの時間変化等を求める。

MAAP

- ・ 炉心損傷を伴う事故について，炉心損傷，圧力容器破損，格納容器破損，放射性物質の放出に至るまでのプラント内挙動及び放射性物質挙動の解析を行うコード。
- ・ 格納容器圧力，温度，コンクリート浸食量，放射性物質の格納容器内分布等を求める。

REDY/SCAT

- ・ プラント全体の出力変化及び熱的制限値の解析を行うコード。
- ・ 原子炉出力，原子炉水位，格納容器圧力，燃料被覆管最高温度等を求める。

解析コード資料の構成

■有効性評価に適用する解析コードの説明の流れと、審査資料の構成

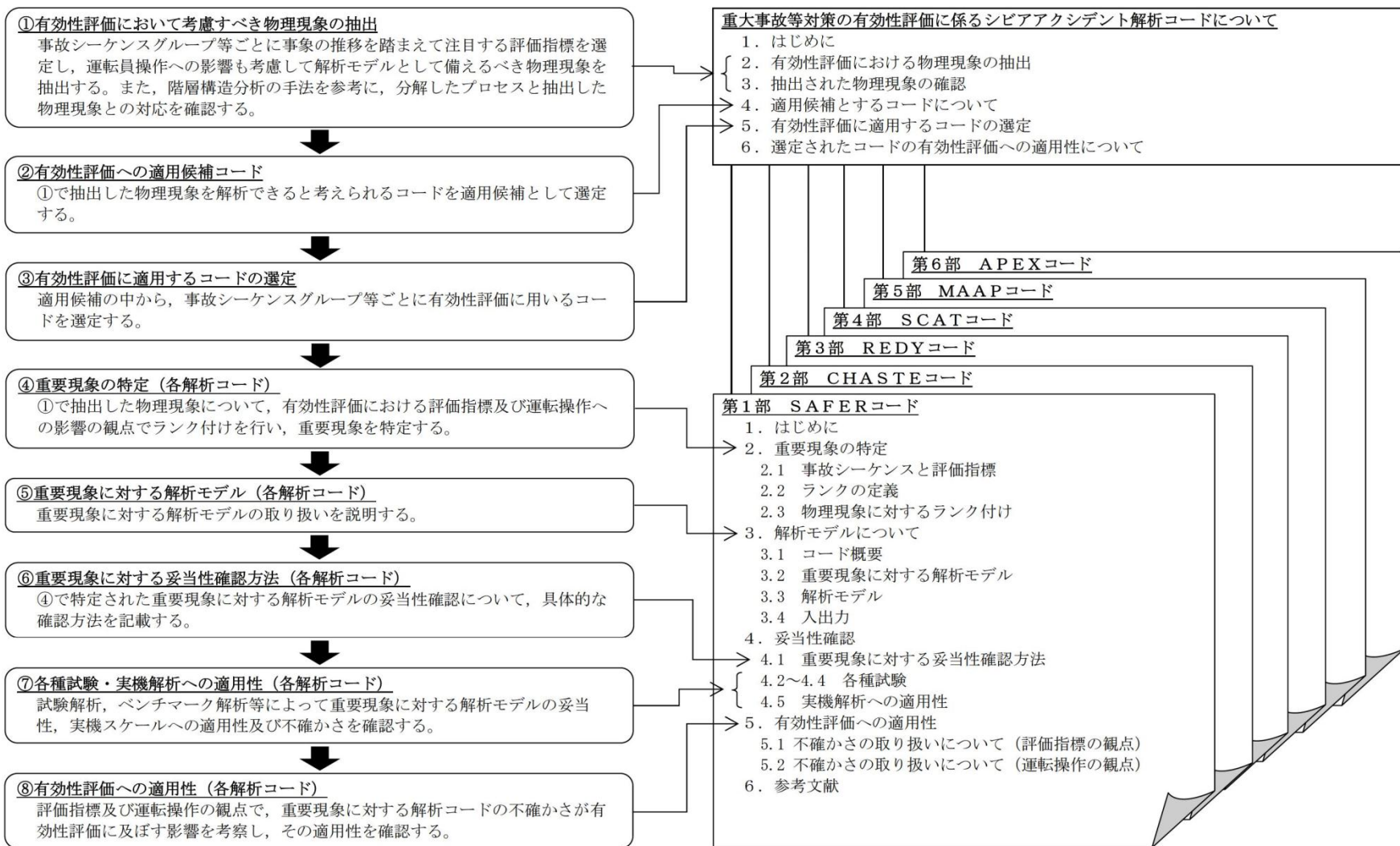


図 1-1 有効性評価に適用する解析コードの説明の流れと資料構成

重要現象の特定

- 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうち、各々解析コードで評価する事象において考慮すべき物理現象を「H」、「M」、「L」、及び「I」のランクに分類し、重要現象を抽出する。

ランク	ランクの定義	審査資料での取り扱い
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、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／妥当性確認は記載しない
I	評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、または重要でない現象	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／妥当性確認は記載しない

重要現象として抽出

1. SAFER(CHASTE)コードによる有効性評価解析例

高圧・低圧注水機能喪失の解析例

【事象の推移】

原子炉への給水が全喪失後、原子炉水位が急速に低下するが、RCIC及びECCSの起動の失敗を想定する。これにより、原子炉内保有水が減少し続け、炉心露出により燃料被覆管温度が上昇する。

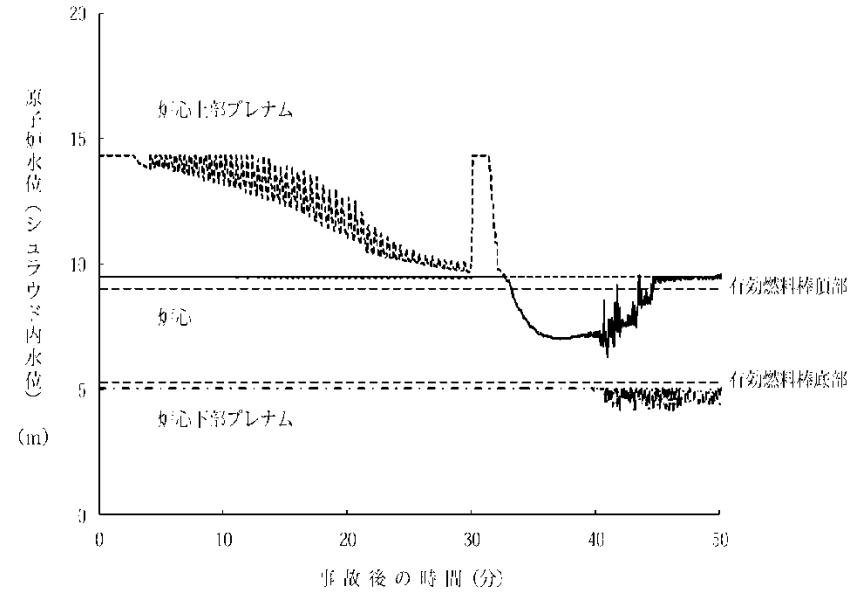
その後、低圧代替注水系による注水を開始すると原子炉水位は回復し、炉心が再冠水することにより燃料被覆管温度は低下し、事象収束に向かう。



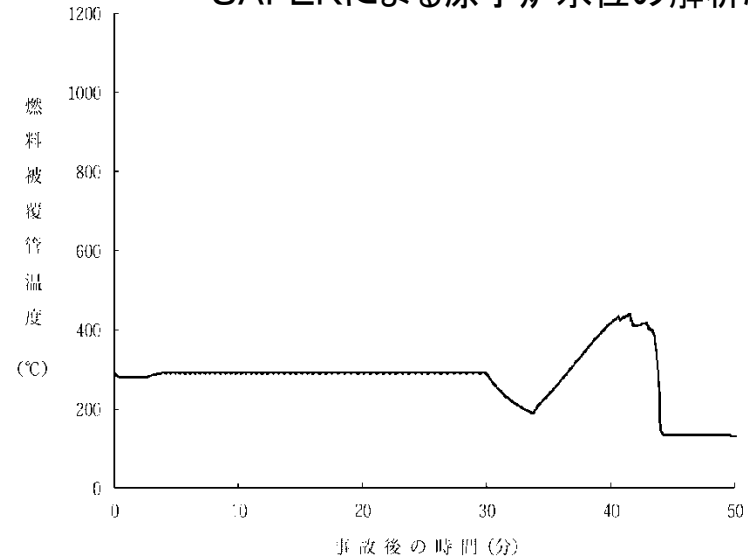
SAFER(CHASTE)コードでは、このような事象における、原子炉圧力や燃料被覆管温度等の挙動を解析し、判断基準を満足することを確認する。

【判断基準】

- ・燃料被覆管最高温度: 1,200°C以下
- ・燃料被覆管酸化量: 被覆管厚さの15%以下
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力:
最高使用圧力の1.2倍以下



SAFERによる原子炉水位の解析結果(例)



SAFERによる燃料被覆管温度の解析結果(例)

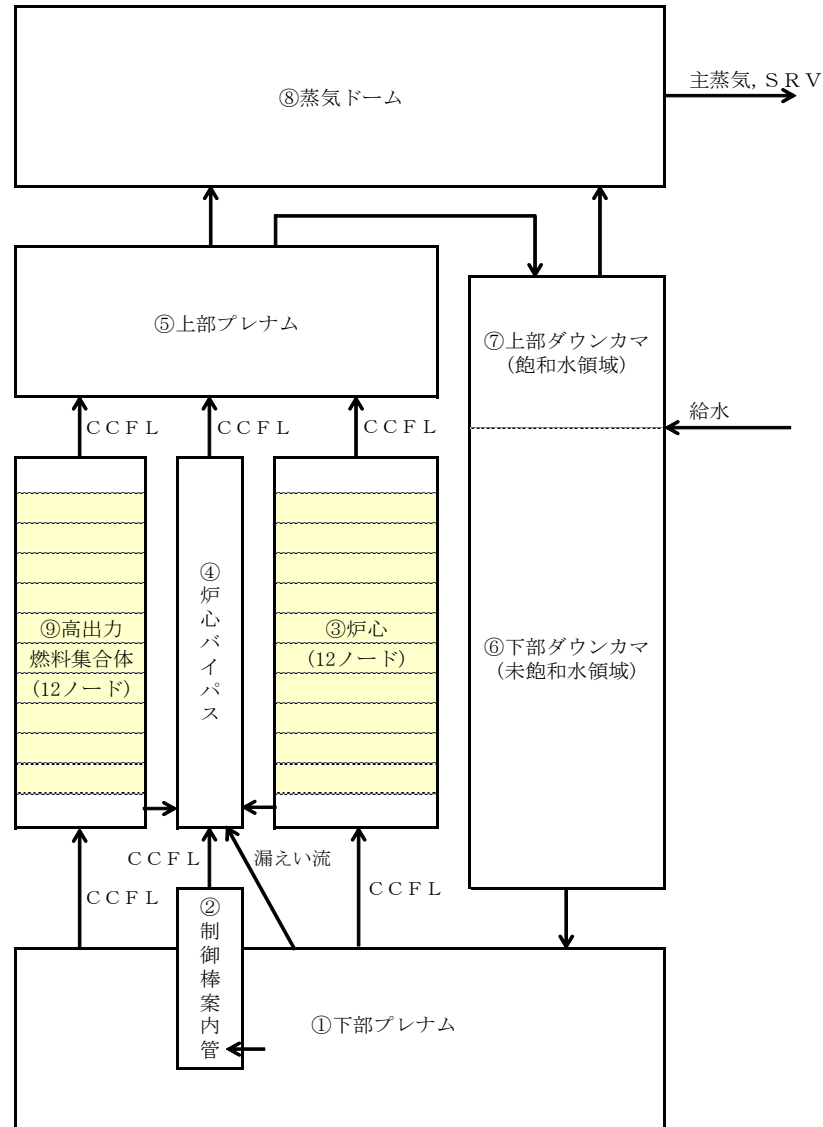
1. SAFERコード(解析モデル)

■ SAFERで扱う物理現象を評価するために必要となる解析モデルを以下に示す。

分類	重要現象	必要な解析モデル
炉心 (核)	崩壊熱	崩壊熱モデル
炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル
	沸騰遷移	
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	二相流体の流動モデル
	気液分離(水位変化)・対向流	
	三次元効果	
	気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル
原子炉 圧力容器 (逃がし安全弁を 含む)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	二相流体の流動モデル
	気液分離(水位変化)・対向流	
	ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	原子炉注水系モデル

1. SAFERコード(解析モデル)

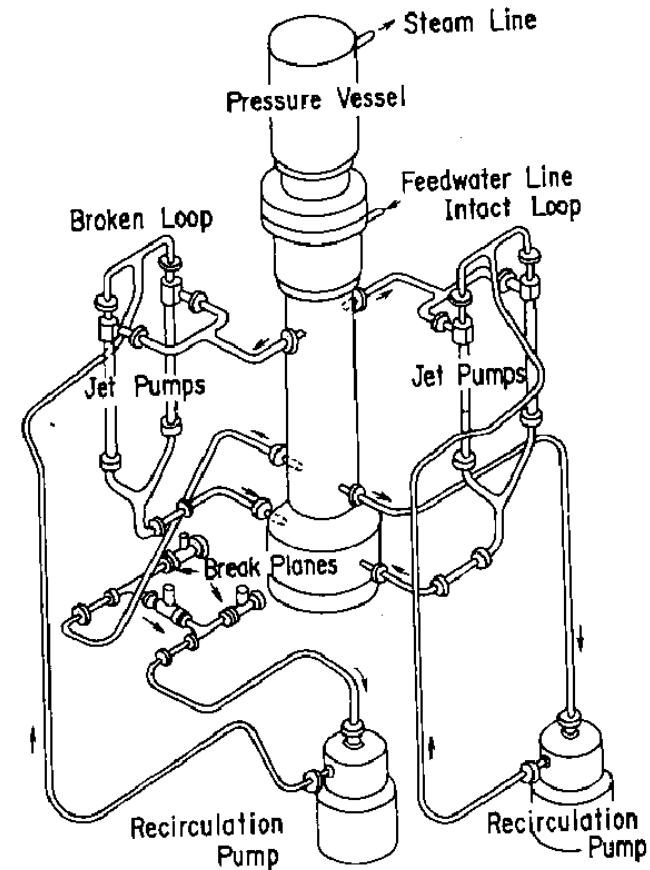
■SAFERコードの計算ノード分割図を以下に示す。



1. SAFERコード(妥当性確認)

■ SAFER解析モデルの妥当性確認を確認するための実験

BWRプラントを模擬した実験装置を用い、配管破断による冷却材流出開始からECCSの作動により炉心が冷却するまでの圧力容器内熱水力挙動を実時間で模擬した実験を行っている。この実験結果と、SAFERコードの解析との比較から、SAFERコードで用いられている熱水力計算モデル及び燃料被覆管温度計算モデルの妥当性を確認する。

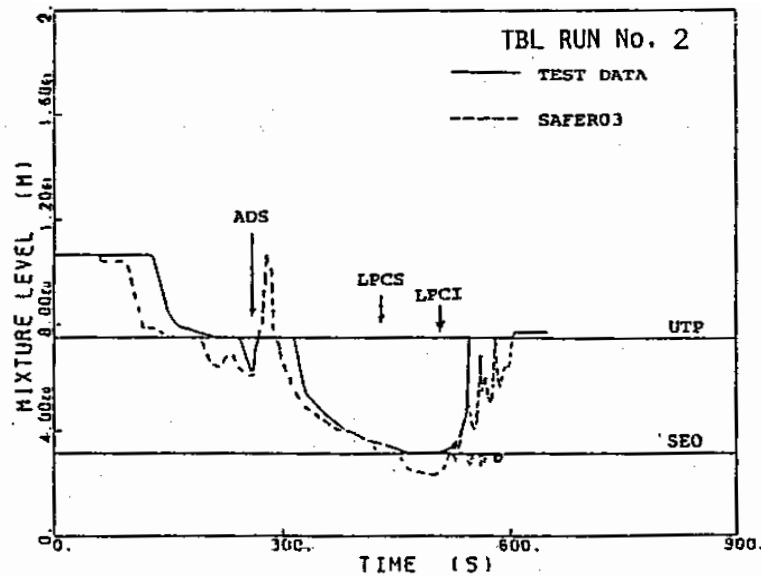


実験装置の例(ROSA-III実験装置)

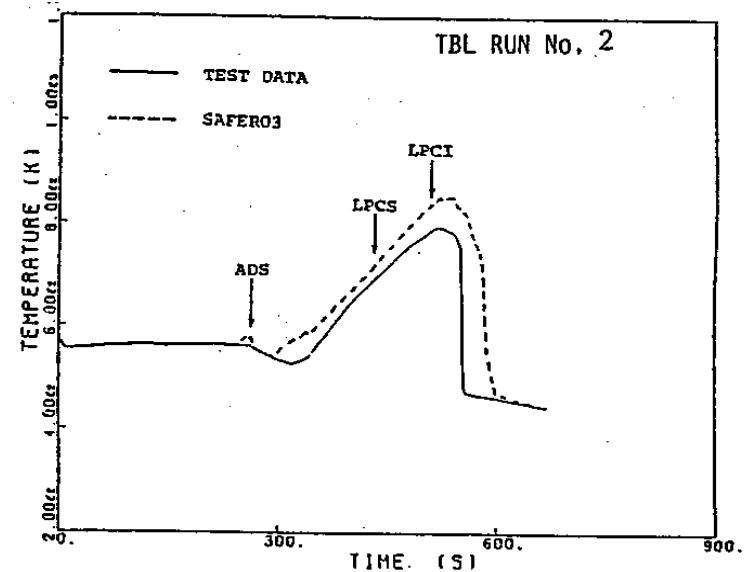
1. SAFERコード(妥当性確認)

- 実験データとの比較に基づき評価した結果, SAFERコードは, BWRの原子炉冷却材喪失事故時の冷却材流出開始からECCSの作動により炉心が冷却するまでの压力容器内熱水力挙動を適切に評価することを確認した。

これにより, SAFERコードに用いられている解析モデルの妥当性を確認した。



原子炉水位の解析と実験の比較(例)



燃料温度の解析と実験の比較(例)

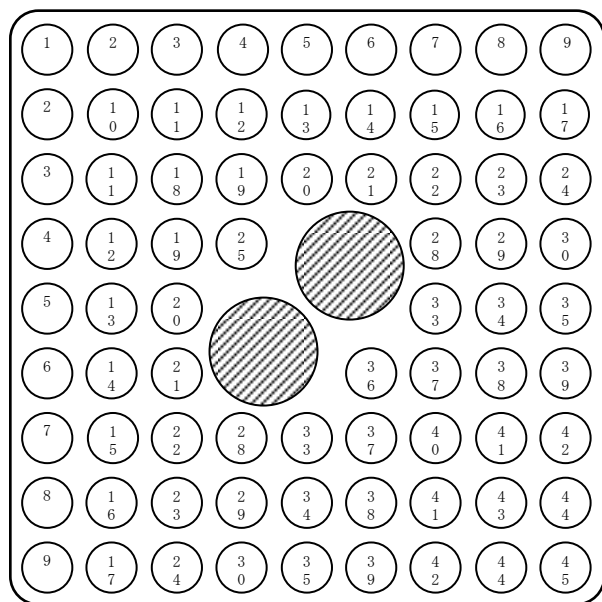
2. CHASTEコード(解析モデル)

- CHASTEで扱う物理現象を評価するために必要となる解析モデルを以下に示す。
- CHASTEコードは燃料集合体の一断面での温度評価を行うコードのため、プラントの挙動はSAFERコードから境界条件として引き継ぐ。

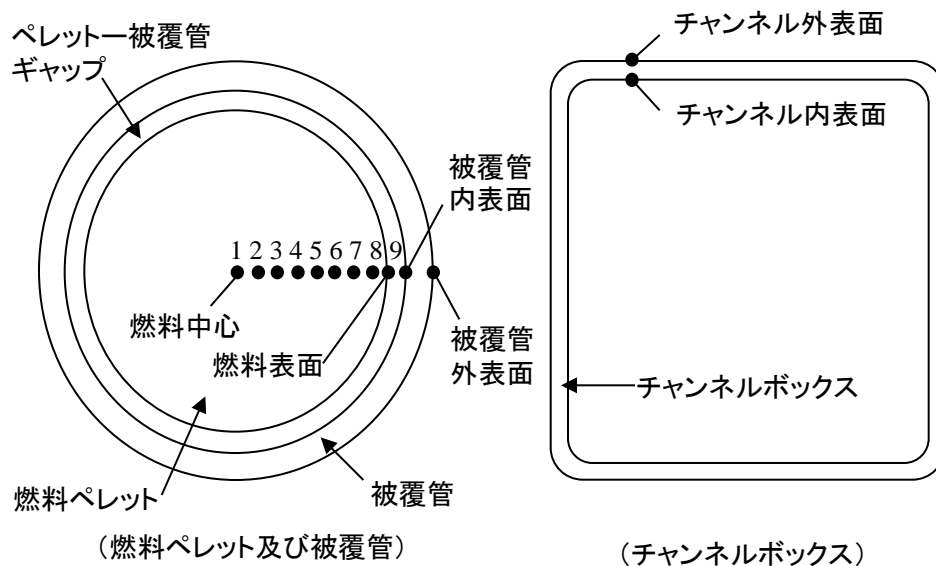
分類	重要現象	必要な解析モデル	
炉心 (核)	崩壊熱	崩壊熱モデル	
炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達	対流熱伝達モデル	SAFERコードの解析結果を引き継ぐため対象外
		輻射熱伝達モデル	燃料棒間, 燃料棒-チャンネルボックス間の輻射熱伝達評価モデル(燃料被覆管の変形も考慮) ※
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応式モデル	
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	

2. CHASTEコード(解析モデル)

■CHASTEコードでの物理現象を評価するために必要となる解析モデルを以下に示す。



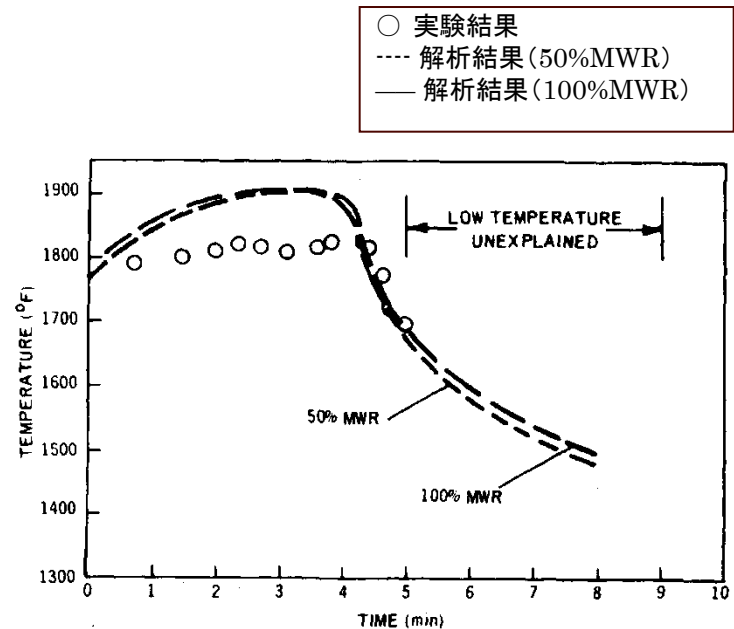
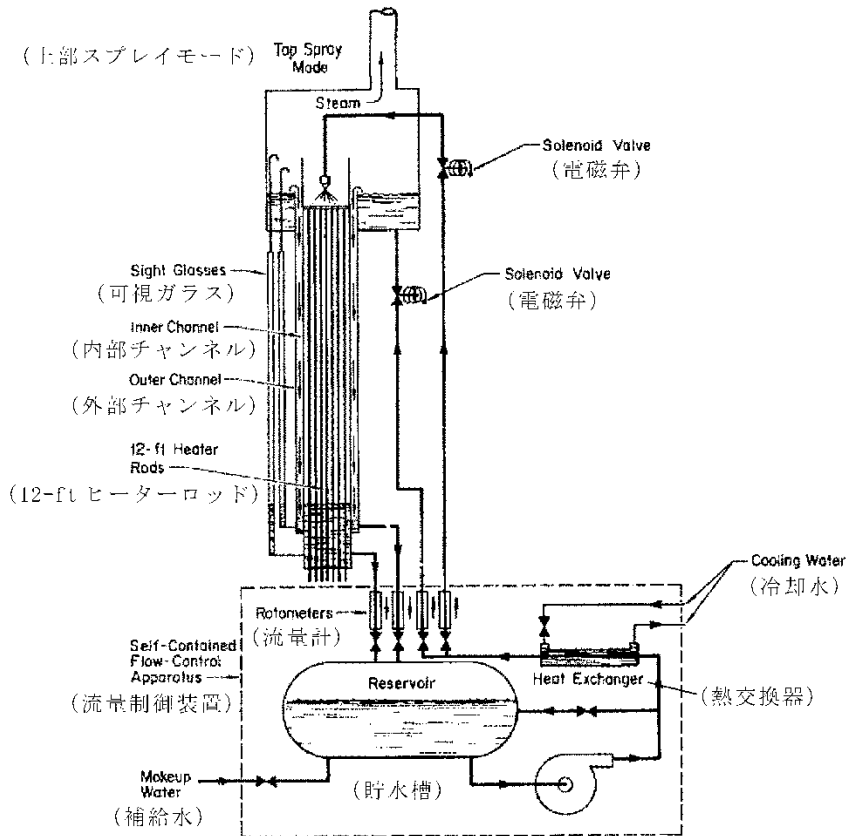
燃料集合体の燃料棒グループ分け
(9×9燃料(A型)の例, 斜線はウォーターロッド)



燃料棒及びチャンネルボックスのノード分割

2. CHASTEコード(妥当性確認)

- 最高出力断面の各燃料表面温度についての実験値とCHASTE解析結果の比較
- 実験データとの比較に基づきCHASTEコードを評価した結果, CHASTEコードに用いられている解析モデルの妥当性を確認した。



燃料温度の解析と実験の比較(例)

実験装置の例(BWR-FLECHT実験装置)

3. APEXコードによる有効性評価解析例

反応度の誤投入事象の解析例

【事象の推移】

原子炉が運転停止中に、誤った操作によって制御棒が連続引き抜きされ、臨界超過に至る事象を想定する。事象発生後、原子炉出力が上昇するが、中間領域モニタの設定点に達した時点で原子炉がスクラムし、原子炉は未臨界となる。

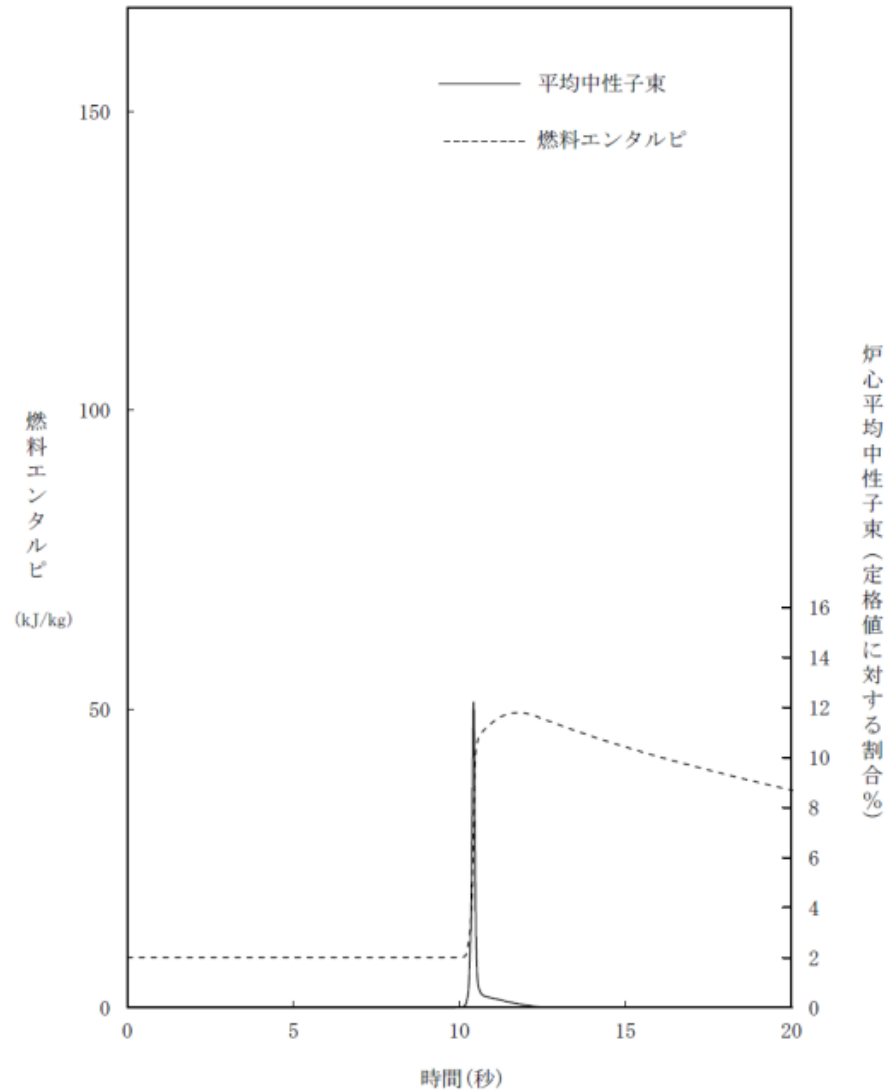


APEXコードでは、このような事象における原子炉出力や燃料エンタルピの挙動を解析し、判断基準を満足することを確認する。

【判断基準】

未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)

⇒燃料エンタルピが燃料の許容設計限界を超えないことをもって、燃料の健全性が維持されることを確認。



APEXによる炉心平均原子炉出力及び燃料エンタルピの解析結果(例)

3. APEXコード(解析モデル)

■APEXコードで扱う物理現象を評価するために必要となる解析モデルを以下に示す。

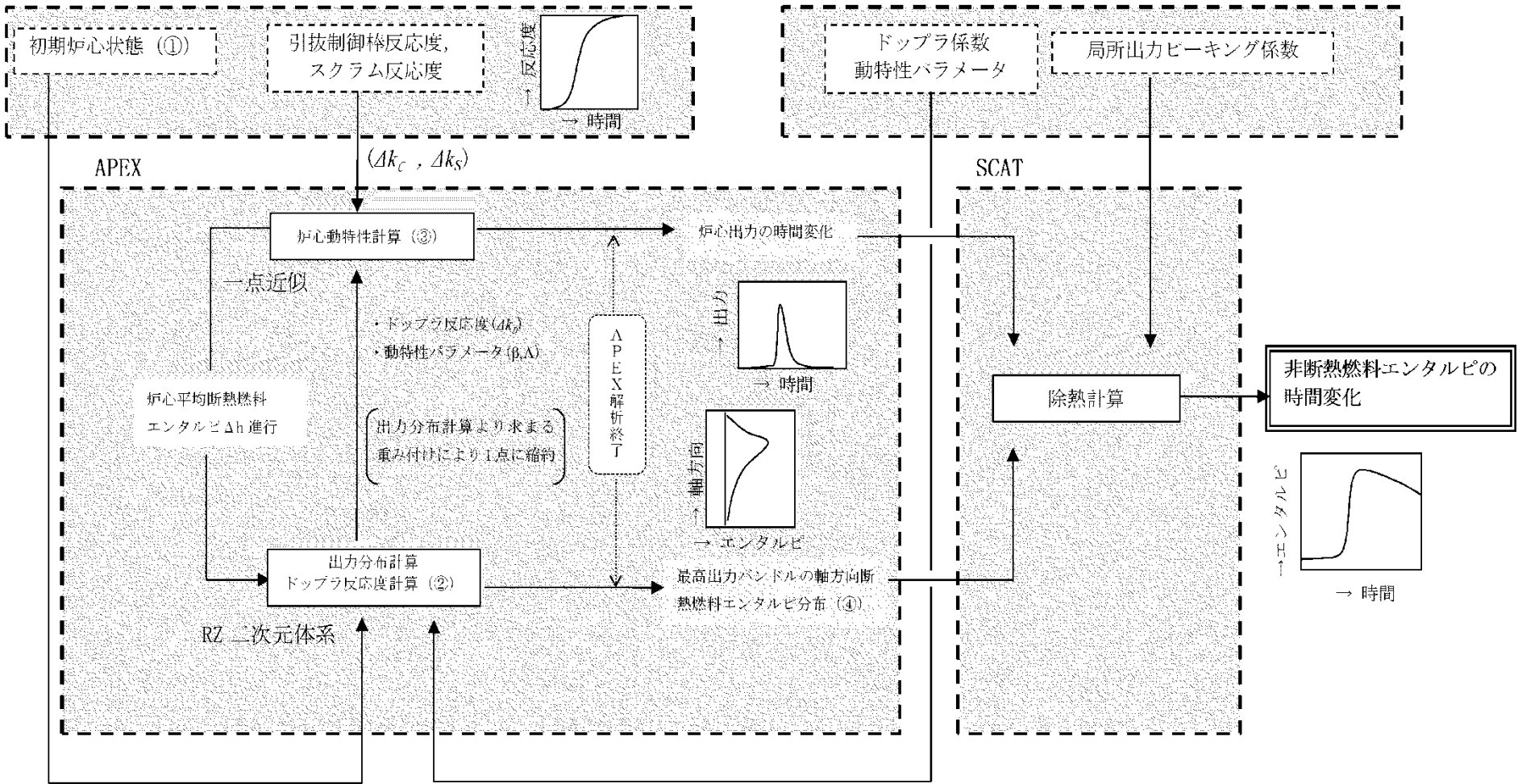
分類	重要現象	必要な解析モデル	
炉心(核)	核分裂出力	動特性モデル	一点近似動特性モデル
	出力分布変化	炉心出力分布モデル	二次元(RZ)拡散モデル
	制御棒反応度効果	動特性モデル	一点近似動特性モデル
	反応度フィードバック効果	動特性モデル	一点近似動特性モデル 二次元(RZ)拡散モデル
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	燃料モデル	熱伝導モデル 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル 燃料棒表面熱伝達モデル
	燃料棒表面熱伝達	チャンネル内熱流動モデル	燃料棒表面熱伝達モデル
	沸騰遷移	チャンネル内熱流動モデル	沸騰遷移評価モデル

3. APEXコード(解析モデル)

■ APEXコードは、以下のように炉心動特性解析としての反応度投入事象解析コードAPEXと、燃料挙動解析に用いるSCAT(RIA用)を用いて解析を行っている。

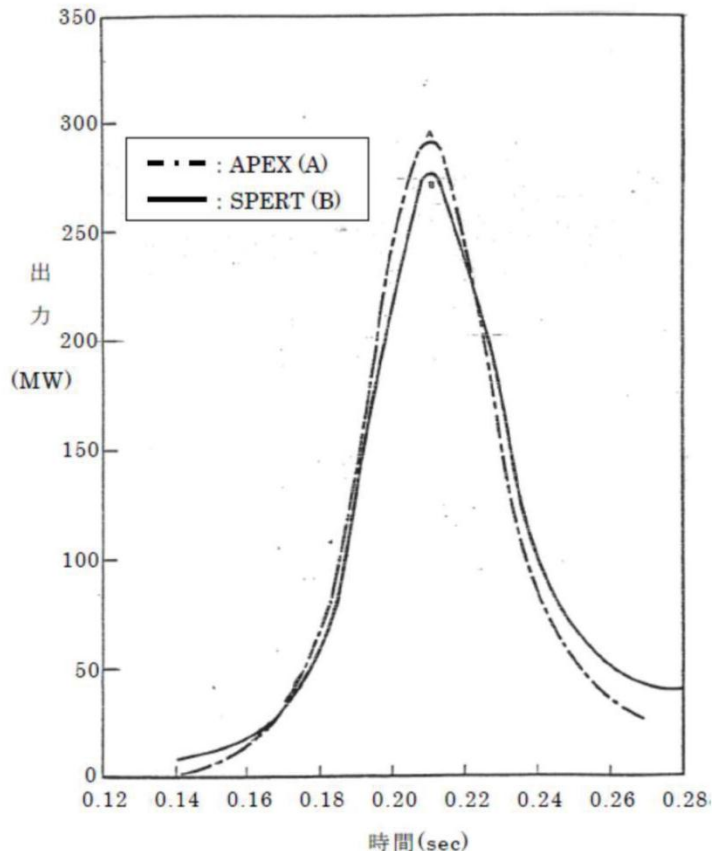
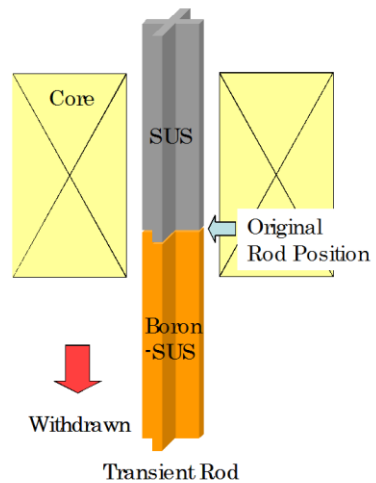
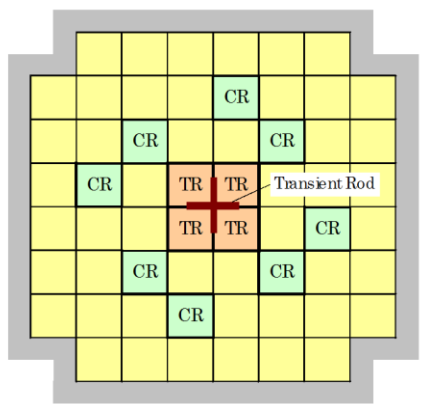
三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード(LOGOS Ver. 5)⁽⁹⁾

単位燃料集合体核特性計算コード(TGBLA Ver. 3)⁽⁸⁾



3. APEXコード(妥当性確認)

- 反応度投入実験装置によるAPEX解析モデルの妥当性確認
- 実験データとの比較に基づきAPEXコードを評価した結果, APEXコードに用いられている解析モデルの妥当性を確認した。



実験装置の例 (SPERT III E 実験装置)

原子炉出力の解析と実験の比較(例)

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

(その2)

平成27年7月
中国電力株式会社

BWRの有効性評価に用いる解析コードの概要

【5月12日の審査会合で説明した解析コード】

SAFER, CHASTE

- ・ 炉心注水機能喪失，配管破断事故後の原子炉内の熱水力過渡変化を解析するコード。
- ・ 原子炉水位，圧力，燃料被覆管最高温度及び燃料被覆管酸化量等を求める。

APEX (SCAT(RIA用))

- ・ 制御棒引抜き事故等における急激な反応度投入時による原子炉出力上昇挙動及び燃料棒内の熱的挙動の解析を行うコード。
- ・ 中性子束分布，炉心平均出力，燃料エンタルピの時間変化等を求める。

MAAP

- ・ 炉心損傷を伴う事故について，炉心損傷，圧力容器破損，格納容器破損，放射性物質の放出に至るまでのプラント内挙動及び放射性物質挙動の解析を行うコード。
- ・ 格納容器圧力，温度，コンクリート侵食量，放射性物質の格納容器内分布等を求める。

REDY/SCAT

- ・ プラント全体の出力変化及び熱的制限値の解析を行うコード。
- ・ 原子炉出力，原子炉水位，格納容器圧力，燃料被覆管最高温度等を求める。

【6月9日の審査会合で説明した解析コード】

【6月23日の審査会合で説明した解析コード】

有効性評価で使用する解析コード

事故シーケンスグループ		適用コード
炉心損傷防止対策の有効性評価	高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 中小LOCA インターフェイスシステムLOCA	SAFER (CHASTE) MAAP
	原子炉停止機能喪失	REDY/SCAT
格納容器破損防止対策の有効性評価	雰囲気圧力・温度による静的負荷(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 原子炉圧力容器外の溶融燃料-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	MAAP
運転停止中原子炉における燃料損傷防止	反応度の誤投入	APEX

MAAP (Modular Accident Analysis Program)コードとは

- 1980年代の初めに米国FAI社 (Fauske & Associates, LLC.) によって、通常時、異常時及びシビアアクシデント時における主要なプラント挙動を評価できる汎用ツールとして開発されたコード。現在は米国電力研究所 (EPRI) が所有。
- 広範囲の物理現象を取り扱うことができ、軽水炉におけるシビアアクシデント時の原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力／核分裂生成物 (FP) の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることが特徴であり、有効性評価で抽出した事故シーケンス全般に適用することが可能。
- PRAやシビアアクシデントマネジメントの策定等において、米国を始め、世界的に広く利用されている。
- これまで日本では、主にPWRプラントでの許認可申請等に係る解析での使用実績がある。

重要現象に対するMAAPコード解析モデル

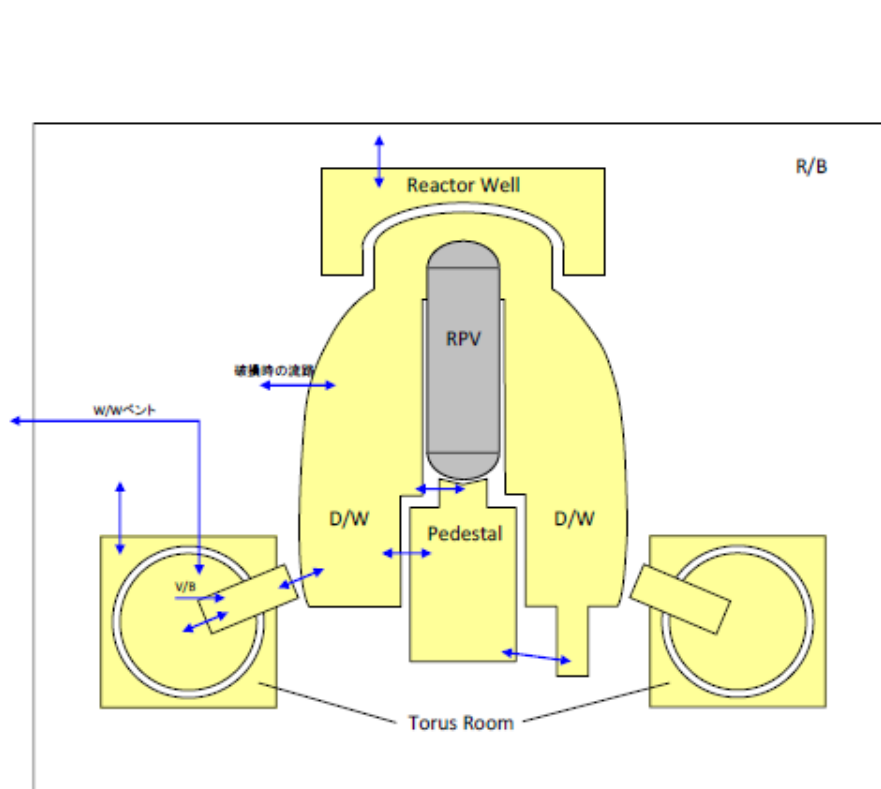
■MAAPで扱う物理現象を評価するために必要となる解析モデルを以下に示す。

分類	重要現象	必要な解析モデル
炉心 (核)	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
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル(炉心熱水カモデル) 溶融炉心の挙動モデル(炉心ヒートアップ)
	燃料棒表面熱伝達	
	燃料被覆管酸化	
	燃料被覆管変形	
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	
原子炉 圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉圧力容器モデル(破断流モデル)
	ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	安全系モデル(非常用炉心冷却系)
原子炉 格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル(格納容器の熱水カモデル)
	サプレッション・プール冷却	安全系モデル(非常用炉心冷却系)
	気液界面の熱伝達	格納容器モデル(格納容器の熱水カモデル)
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	
	スプレイ冷却	安全系モデル(格納容器スプレイ)
	放射線水分解等による水素・酸素発生	格納容器モデル(水素発生)
	格納容器ベント	格納容器モデル(格納容器の熱水カモデル)

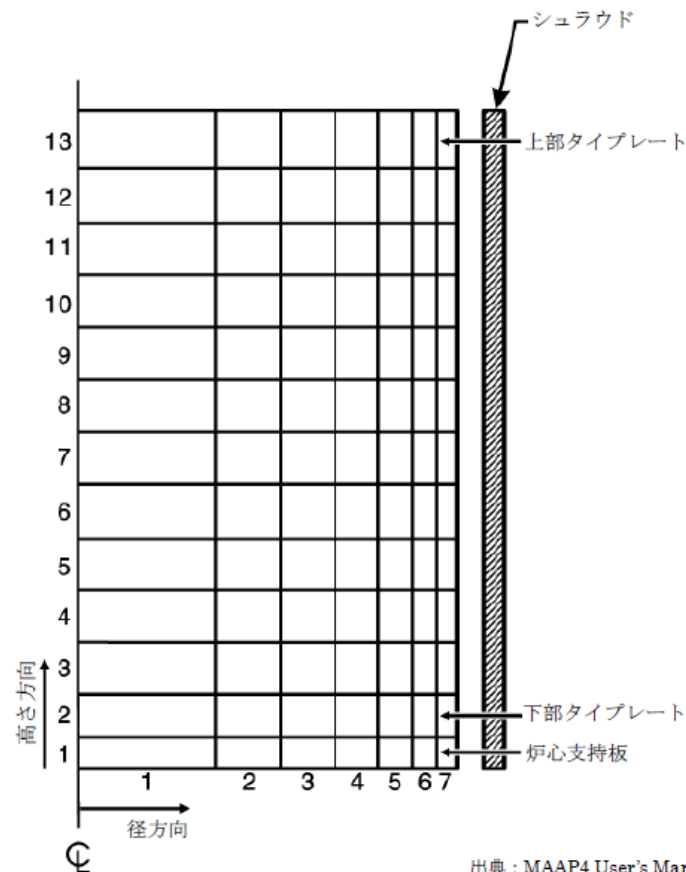
分類	重要現象	必要な解析モデル
原子炉 圧力容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)
	原子炉圧力容器内FCI(溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル(下部プレナムでの溶融炉心の挙動)
	原子炉圧力容器内FCI(デブリ粒子熱伝達)	
	構造材との熱伝達	
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル(原子炉圧力容器破損モデル)
	放射線水分解等による水素・酸素発生	格納容器モデル(水素発生)
原子炉圧力容器内FP挙動	核分裂生成物(FP)挙動モデル	
原子炉 格納容器 (炉心損傷後)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心の挙動モデル(格納容器下部での溶融炉心の挙動)
	原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化)	
	原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	
	溶融炉心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	核分裂生成物(FP)挙動モデル
原子炉格納容器内FP挙動		

MAAPコードのノード分割

■MAAPコードの計算ノード分割図を以下に示す。



MAAPノード分割図
(格納容器モデル: Mark-I 改の例)



出典: MAAP4 User's Manual, EPRI

MAAPノード分割例
(炉心モデル)

MAAPコードによる有効性評価解析例(1)

炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ

全交流動力電源喪失の解析例

【事象の推移】

全交流動力電源喪失により給水流量が全喪失し、原子炉水位が急速に低下するが、原子炉隔離時冷却系及び低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水を開始することにより、炉心冠水は維持される。

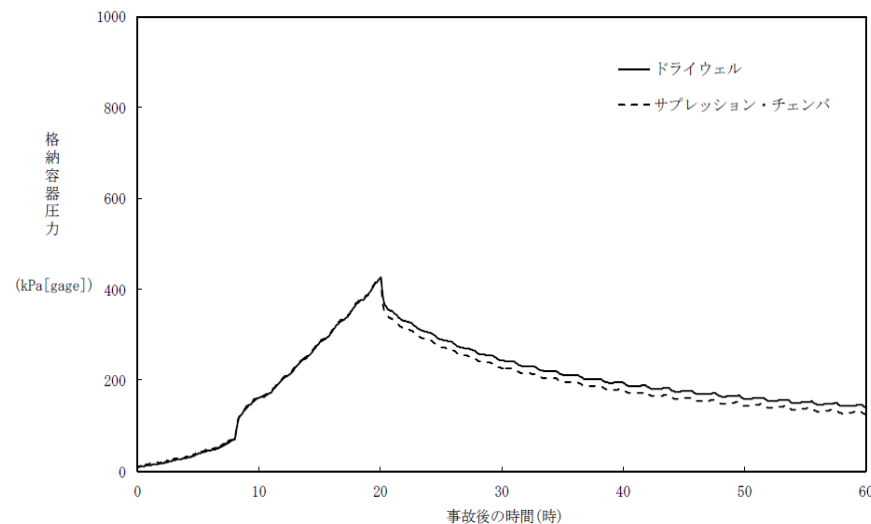
また、逃がし安全弁から放出される蒸気により、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器フィルタベント系によるベントを行うことにより、格納容器圧力、温度は安定状態を維持する。



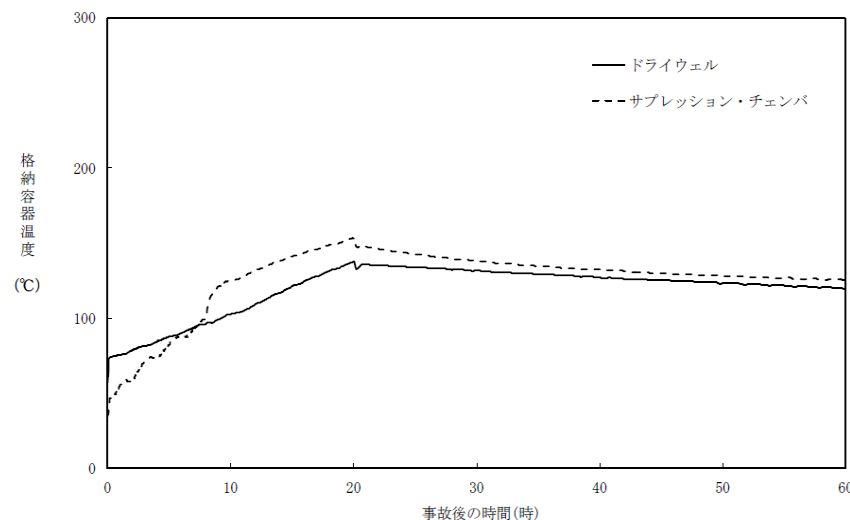
MAAPコードでは、このような事象における、格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器雰囲気温度等の挙動を解析し、判断基準を満足することを確認する。

【判断基準】

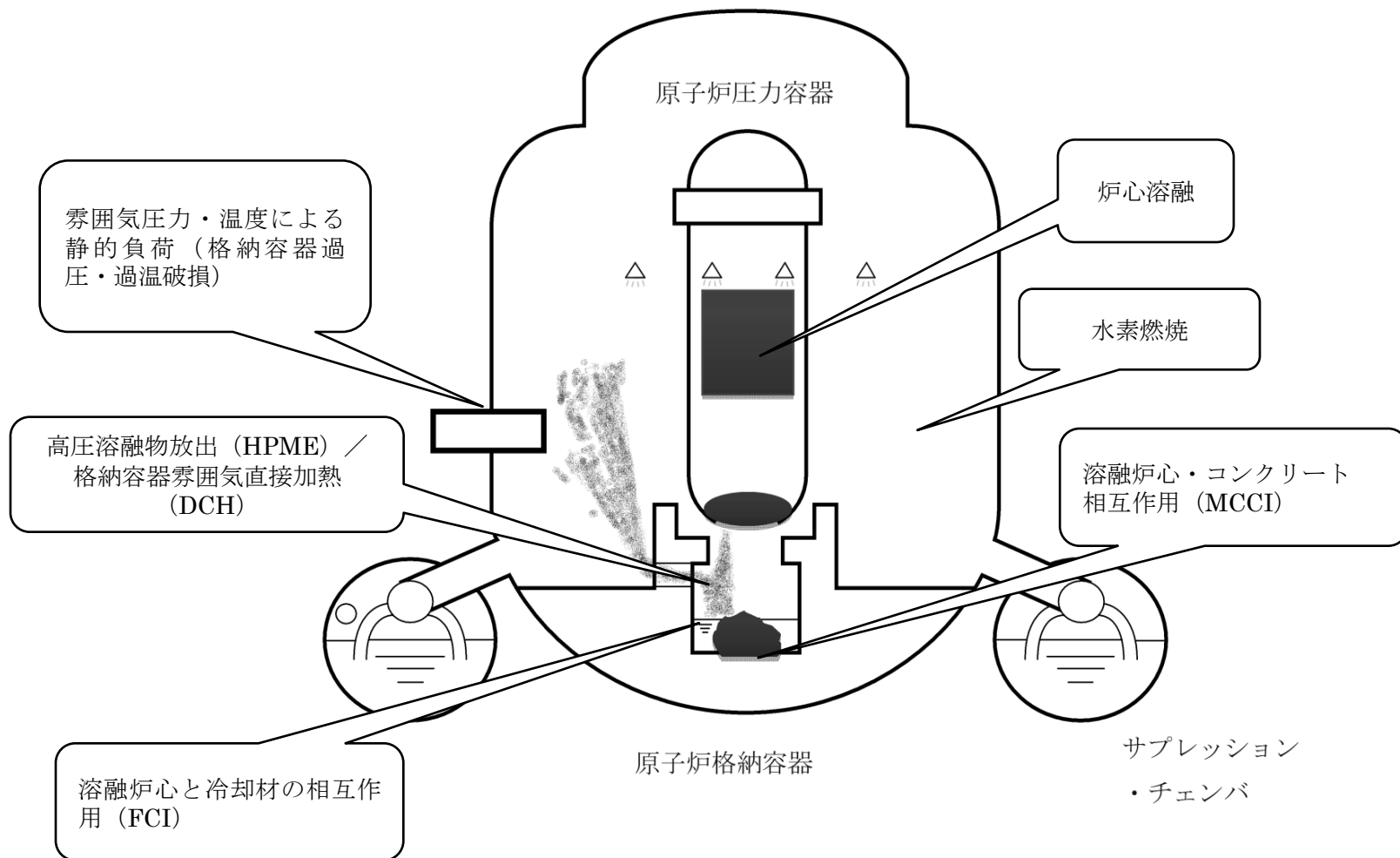
- ・原子炉格納容器バウンダリ圧力:
最高使用圧力又は限界圧力を下回ること
- ・原子炉格納容器バウンダリ温度:
最高使用温度又は限界温度を下回ること



MAAPによる原子炉格納容器圧力の解析結果(例)



MAAPによる原子炉格納容器温度の解析結果(例)



MAAPコードによる有効性評価解析例(2)

格納容器破損防止対策の格納容器破損モード

雰囲気気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)の解析例

【事象の推移】

起因事象として、原子炉圧力容器の下部に接続され、かつ配管口径が大きい再循環ポンプ吸込側配管の瞬時両端破断を想定する。安全機能の喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材のフラッシング、溶解炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気、及びジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気気圧力・温度が徐々に上昇し格納容器破損に至る可能性がある。

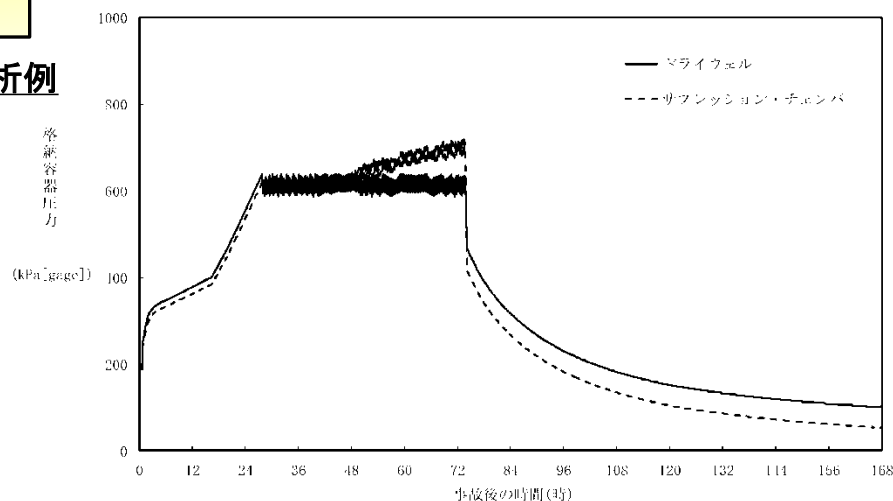
この事象に対し、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉冷却及び格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却により格納容器圧力の上昇を抑制し、格納容器フィルタベント系により除熱することによって格納容器破損の防止を図る。



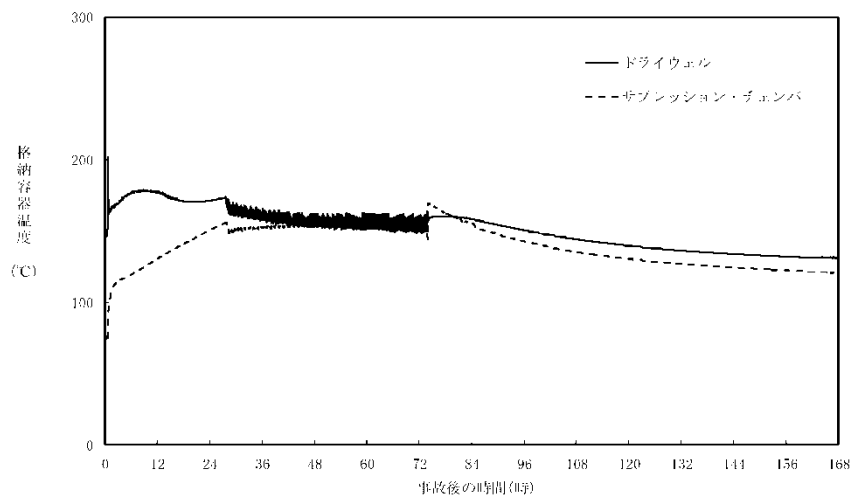
MAAPコードでは、このような事象における、格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器雰囲気温度等の挙動を解析し、判断基準を満足することを確認する。

【判断基準】

- ・原子炉格納容器バウンダリ圧力:
最高使用圧力又は限界圧力を下回ること
- ・原子炉格納容器バウンダリ温度:
最高使用温度又は限界温度を下回ること



MAAPによる原子炉格納容器圧力の解析結果(例)



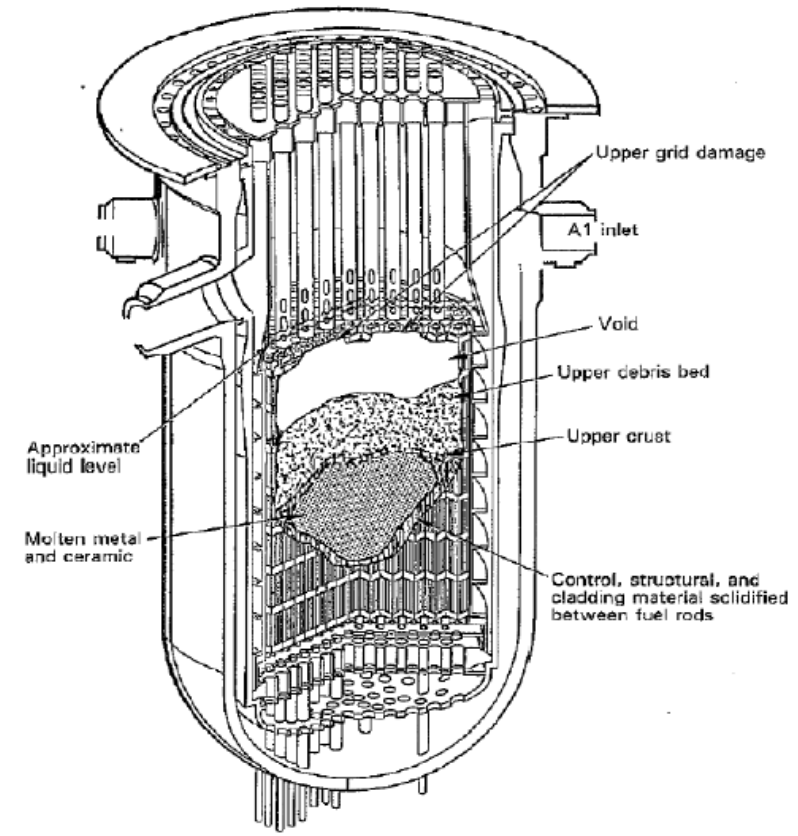
MAAPによる原子炉格納容器温度の解析結果(例)

MAAPコードの妥当性確認(事故解析)

MAAP解析モデルの妥当性を確認するための事故解析例

TMI(スリーマイル島原子力発電所)事故における分析結果と、MAAPコードにTMI-2のプラント形状、システム挙動及び初期条件を入力として与えた場合の解析結果との比較を行うことにより、有効性評価における重要現象として抽出された以下の項目について、MAAPコードの不確かさを評価する。

分類	重要現象	必要な解析モデル
炉心(燃料)	制御棒内温度変化	炉心モデル(炉心熱水力モデル)
	燃料棒表面熱伝達	
	燃料被覆管酸化	溶融炉心の挙動モデル(炉心ヒートアップ)
	燃料被覆管変形	
原子炉格納容器	放射線水分解等による水素・酸素発生	格納容器モデル(水素発生)
原子炉圧力容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)
	構造材との熱伝達	溶融炉心の挙動モデル(下部プレナムでの溶融炉心の挙動)
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	
	放射線水分解等による水素・酸素発生	格納容器モデル(水素発生)



TMI事故の炉心溶融状況の分析結果

MAAPコードの妥当性確認(事故解析)

【重要現象に関する不確かさの評価】

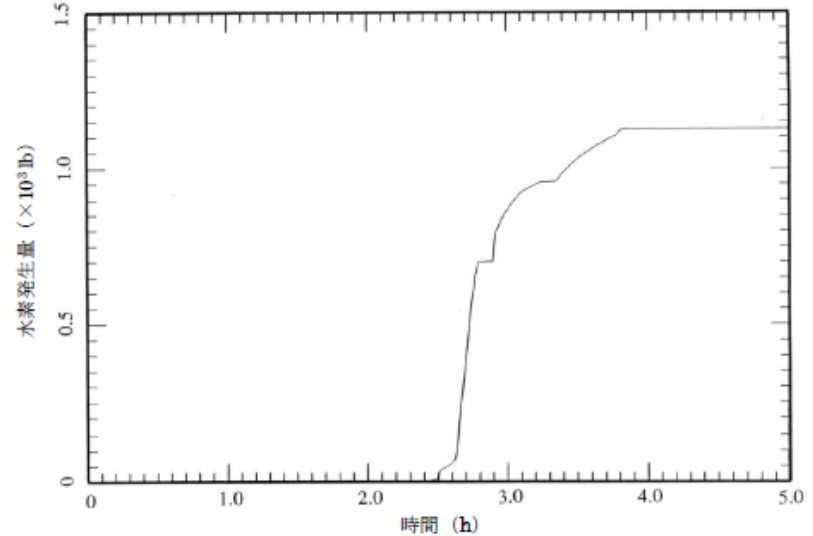
解析結果に基づき評価した結果, TMI事故の分析結果と良く一致しており, MAAPコードは有効性評価における重要現象として抽出された項目に関して, 適切なモデルを有していると判断できた。

これにより, MAAPコードに用いられている解析モデルの妥当性を確認した。

水素挙動の比較

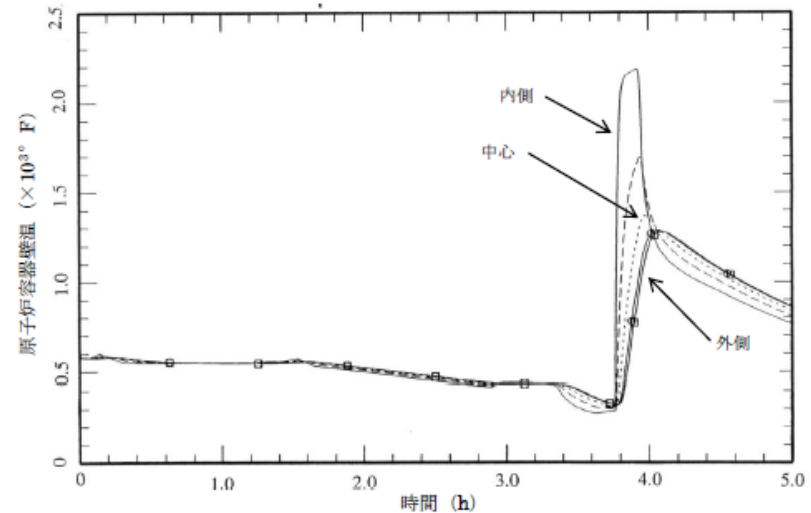
水素挙動の比較項目	TMI事故の分析	MAAPコード解析
水素発生開始時刻	139分	145分
水素発生期間	139~224※分	145~230分
全水素発生量	1, 100~1, 200lb. 499~544kg	1, 251lb. 510kg

※ 推定時間。224分まで溶融固化領域は温度上昇しているため。



出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

TMI事故の解析結果 (水素発生量)



出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

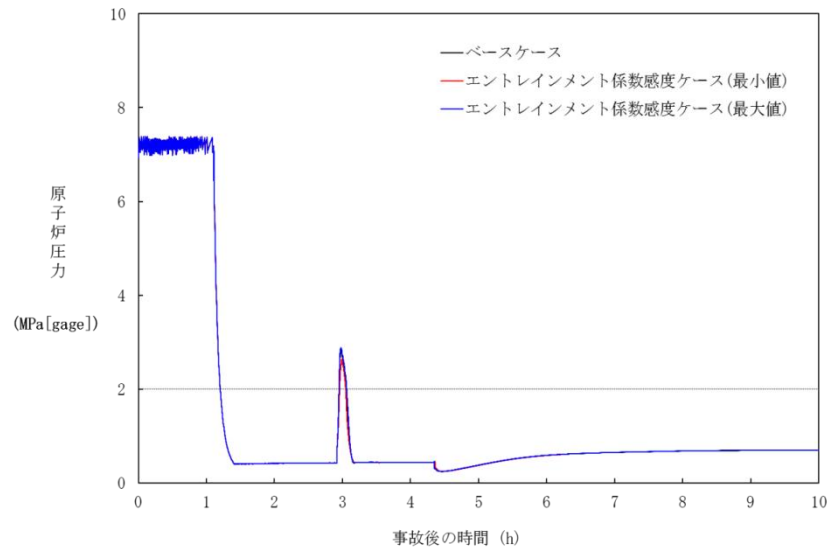
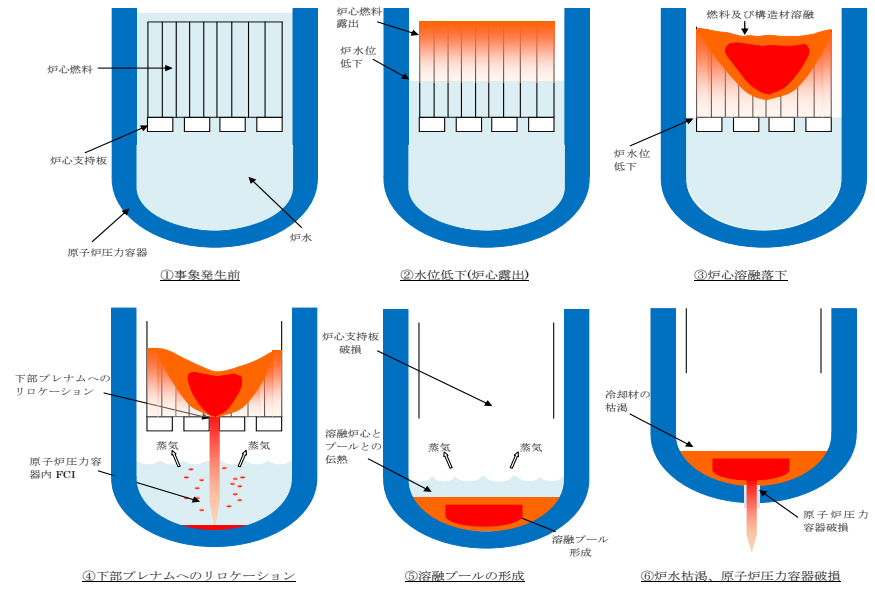
TMI事故の解析結果 (原子炉容器壁温)

MAAPコードの妥当性確認(感度解析) [1/3]

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

【感度解析と評価】

「原子炉圧力容器破損後の高圧溶融物放出(HPME: High Pressure Melt Ejection)」及び「格納容器雰囲気直接加熱(DCH: Direct Containment Heating)」の発生を防止するという観点から、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。



HPME/DCH防止の有効性評価において想定する事象

感度解析結果の一例 (原子炉圧力の比較)

HPME/DCH防止に関する不確かさの要因として抽出したいずれの項目についても、圧カスパイクに対する感度は限定的であり、原子炉圧力容器破損時期の観点でも、原子炉圧力減圧時からの時間余裕が十分大きい結果となっており、これらのパラメータを組み合わせた感度解析ケースにおいても、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力は2.0MPa[gage]を下回っている。

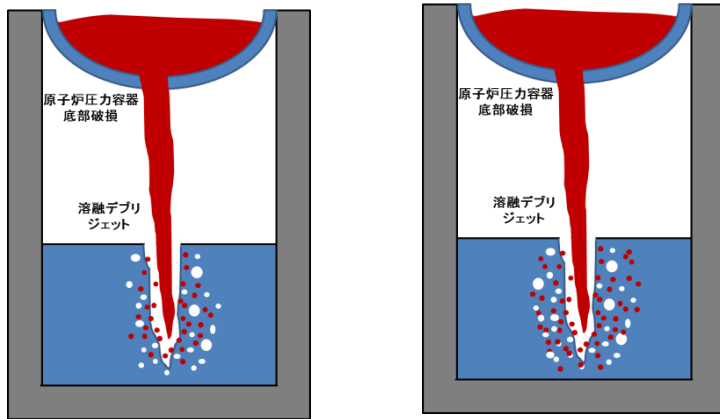
以上のことから、HPME/DCH防止に関して、MAAPの解析モデルに関する不確かさは小さいと言える。

MAAPコードの妥当性確認(感度解析) [2/3]

溶融炉心と冷却材の相互作用(FCI: Fuel-Coolant Interaction)

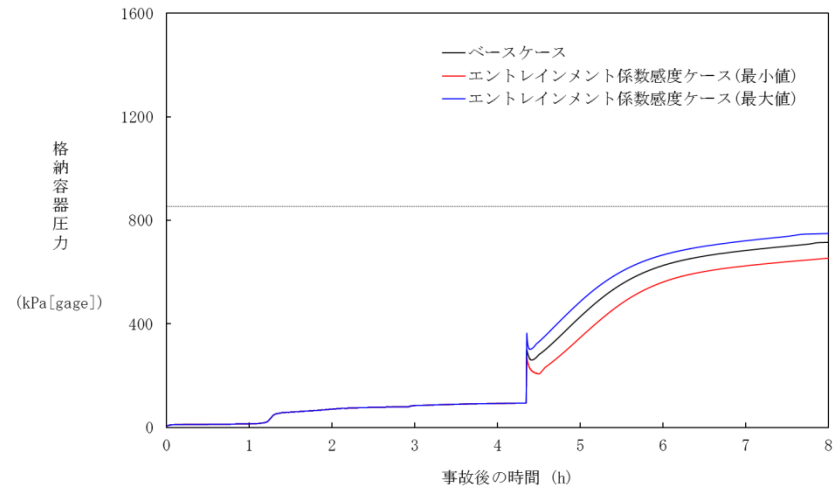
【感度解析と評価】

国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、不確かさが大きい現象であると言えることから、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による有効性評価への影響を確認した。



(ベースケース)

(感度解析ケース)



感度解析結果の一例 (格納容器圧力の比較)

原子炉压力容器外における溶融燃料-冷却材相互作用については、これまでに種々の実験が行われているが、外部からの強制的なトリガーを与えない場合には水蒸気爆発は発生しないという結果が得られている。また、実機において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。なお今後、仮に水蒸気爆発が発生した場合の影響について、JASMINEコード等を用いた定量的な評価を示す予定である。

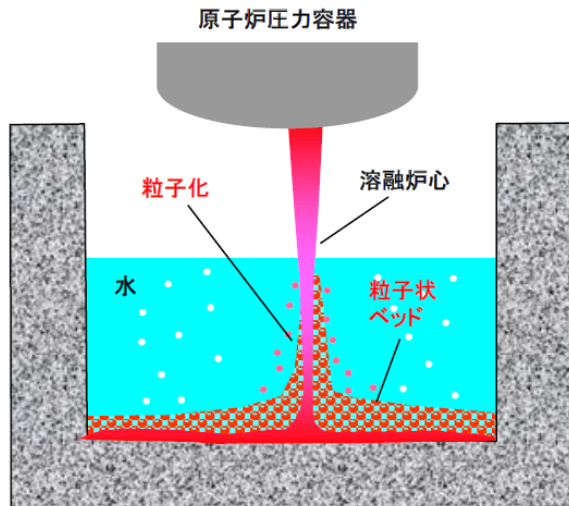
原子炉容器外FCIのうち、圧カスパイクへの影響因子について、不確かさの幅を考慮した感度解析を実施し、圧カスパイクに対する影響を評価した結果、いずれの項目においても圧カスパイクに対する感度は小さく、重大事故等対策の有効性評価に影響を与えないことを確認した。

MAAPコードの妥当性確認(感度解析) [3/3]

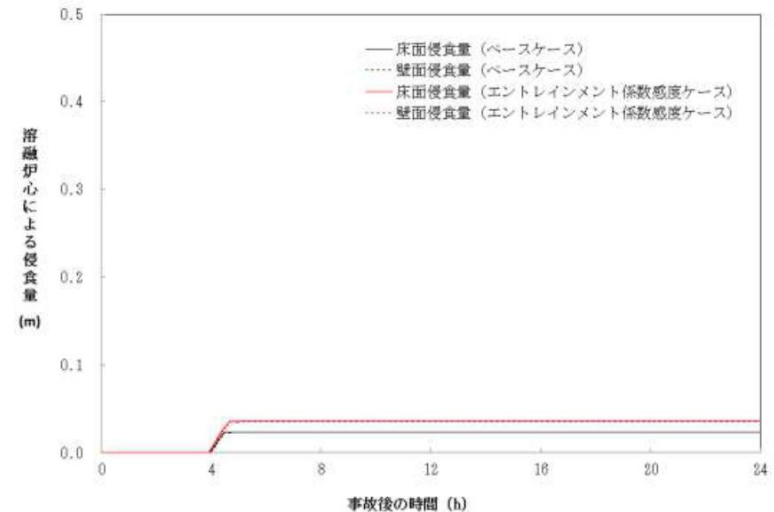
溶融炉心とコンクリートの相互作用(MCCI: Molten Core Concrete Interaction)

【感度解析と評価】

国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、不確かさが大きい現象であると言えることから、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による有効性評価への影響を確認した。



ペDESTAL初期水張りによるデブリ粒子化の概念



感度解析結果の一例 (コンクリート侵食量の比較)

MCCIに関する種々の実験から得られた知見等に基づきMCCIの各過程における不確かさの分析を行った結果、コンクリート侵食量に対して、評価結果に影響するモデルパラメータのうち上面熱流束の感度が支配的であることが確認された。但し、有効性評価では、上面熱流速を保守的に設定(圧力に依存せず一定)していることから、保守的な侵食量を与える結果となっていることが確認された。

また、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性については、MAAPモデルの検証解析結果から、侵食の不均一性を考慮しても十分な裕度があることが確認された。

MAAPコードの新知見への対応について

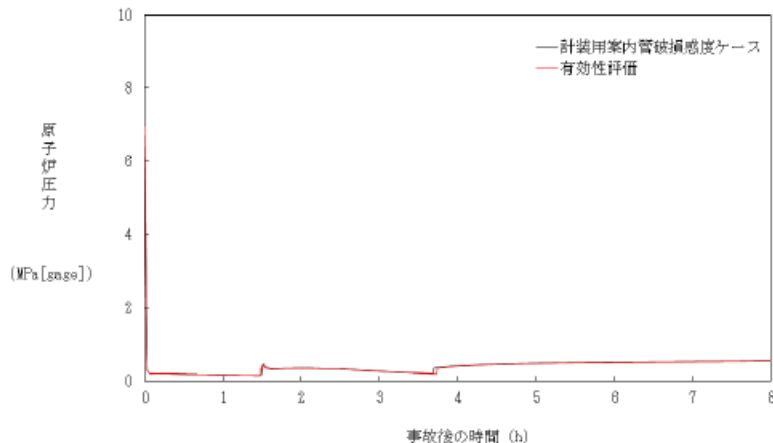
■ 福島第一発電所事故解析から得られた新知見への対応について、以下のとおり考察を行った。

福島第一原子力発電所1～3号機の事故進展解析から、新たに得られた課題や知見のうち、MAAPコードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討した。

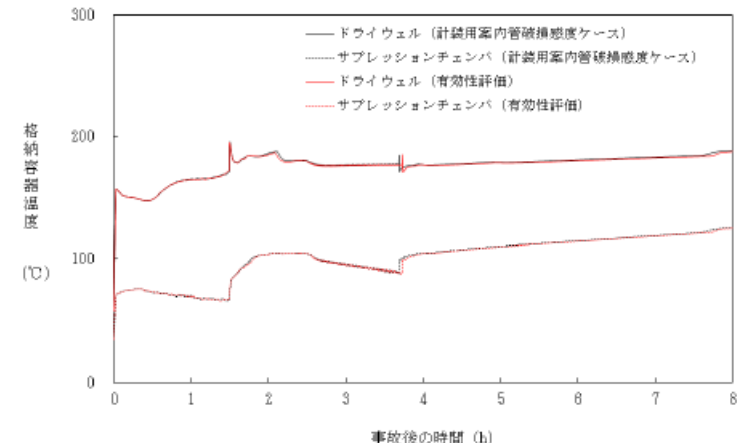
福島第一原子力発電所事故における未確認・未説明事項のうち、重大事故時有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAPコードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。

- (1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について
- (2) 溶融炉心の下部プレナム落下挙動
- (3) 圧力抑制プールの温度成層化について
- (4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて

留意すべき事項について、有効性評価に対する影響を考察した結果、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAPコードによる解析への影響は小さく、適用性に問題はないと判断される。



(原子炉圧力変化)



(格納容器温度変化)

解析結果の比較の一例 (大破断LOCA時注水機能喪失(計装用案内管破損有無の比較))

REDY／SCATコードとは

- REDYコードは、原子炉及び格納容器に加え、タービン系統等の主要な制御系を含むプラント全体システムをモデル化することにより、原子炉出力、水位等のプラント挙動を計算する。
- SCATコードは、REDYコードで計算された出力変化、冷却材流量変化等を基に、燃料集合体における燃料棒から冷却材への熱伝達を計算し、燃料被覆管温度等を求める。
- REDY／SCATコードは、有効性評価で抽出した事故シーケンスのうち、高い出力が維持された状態におけるプラント挙動の予測が必要となる「原子炉停止機能喪失」の解析に用いている。
- REDY／SCATコードは、従来からBWRプラントの原子炉設置許可申請における「運転時の異常な過渡変化」、「設計基準事故」の解析に用いられており、豊富な許認可実績がある。

重要現象に対するREDY/SCAT解析モデル

■REDY/SCATで扱う物理現象を評価するために必要となる解析モデルを以下に示す。

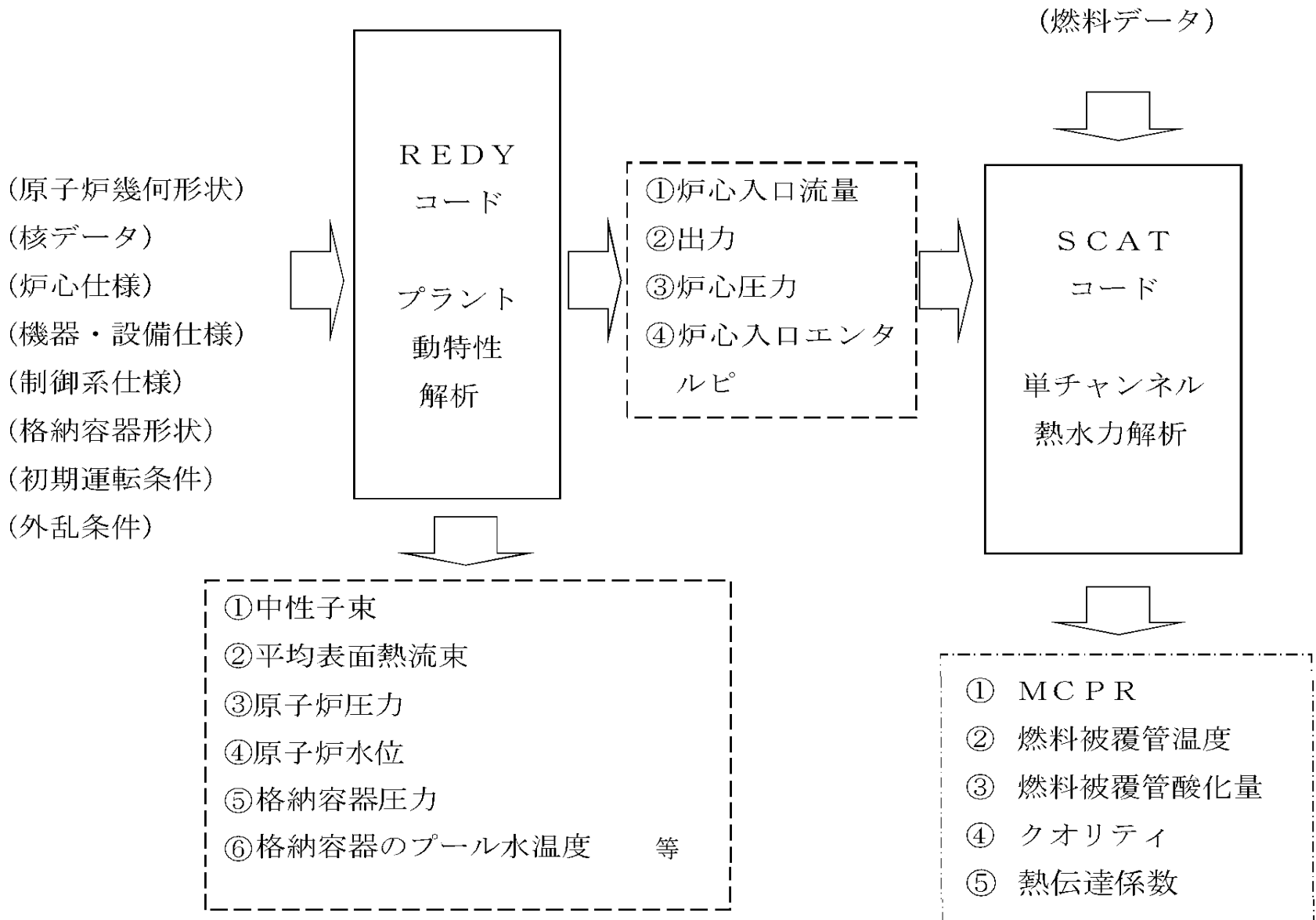
【REDY解析モデル】

分類	重要現象	必要な解析モデル
炉心 (核)	核分裂出力	核特性モデル
	出力分布変化(*1)	核特性モデル
	反応度フィードバック効果	反応度モデル(*2)
	崩壊熱	崩壊熱モデル(*2) 核特性モデル
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化(*1)	燃料棒モデル
	燃料棒表面熱伝達(*1)	沸騰遷移(*1)
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	炉心ボイドモデル
	圧力損失(*1)	
	三次元効果(*1)	
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	再循環系モデル
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	逃がし安全弁モデル
	沸騰・凝縮・ボイド率変化(*1)	再循環系モデル
	圧力損失(*1)	
	ECCS注水 (給水系・代替の注水設備含む)	給水系モデル
	ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル(*3)
原子炉格納容器	冷却材放出	逃がし安全弁モデル
	サブプレッション・プール冷却	格納容器モデル(*3)

【SCAT解析モデル】

分類	重要現象	必要な解析モデル	
炉心 (核)	出力分布変化	燃料モデル	出力分布モデル
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	燃料モデル	熱伝導モデル 燃料ペレット-被覆管ギャップ 熱伝達モデル
			燃料棒表面熱伝達
	沸騰遷移	チャンネル内 熱流動モデル	沸騰遷移評価モデル
炉心(熱流動)	気液熱非平衡	チャンネル内 熱流動モデル	被覆管表面熱伝達モデル リウエットモデル

REDY/SCATコードにおける入出力データ



1. REDY/SCATコードによる有効性評価解析例

原子炉停止機能喪失の解析例

【事象の推移】

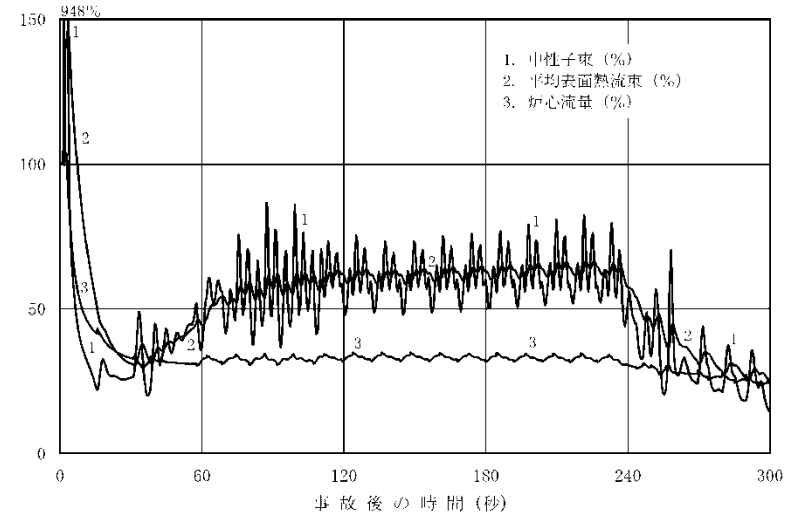
主蒸気隔離弁誤閉止時に、原子炉停止機能が喪失する事象を想定する。原子炉緊急停止機能の喪失を想定するため、原子炉圧力上昇とそれに伴い原子炉出力が上昇するが、再循環ポンプトリップによる炉心流量低下に伴い原子炉出力及び燃料被覆管温度は低下する。その後、手動操作により、炉心に中性子吸収材であるボロンを注入することにより、事象収束に向かう。



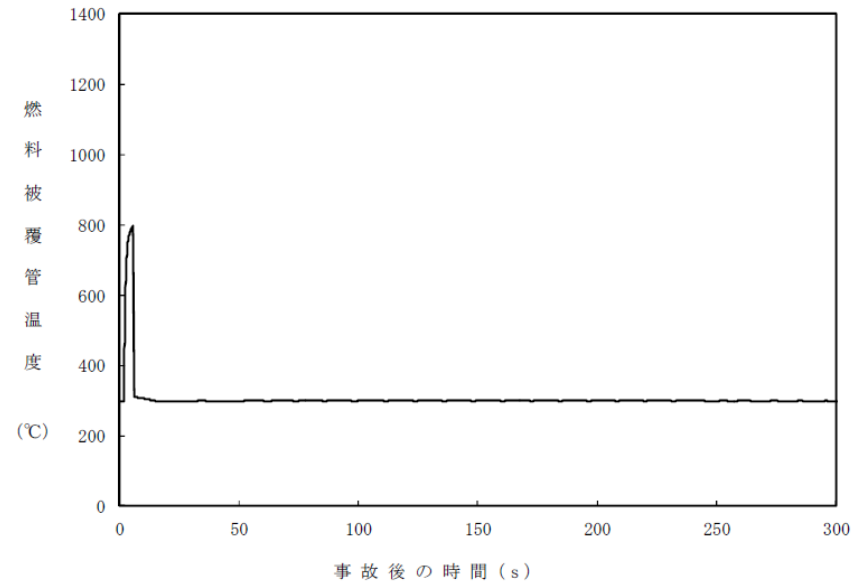
REDY/SCATコードでは、このような事象における、原子炉圧力や燃料被覆管温度等の挙動を解析し、判断基準を満足することを確認する。

【判断基準】

- ・燃料被覆管最高温度：1,200°C以下
- ・燃料被覆管酸化量：被覆管厚さの15%以下
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力：
最高使用圧力の1.2倍以下



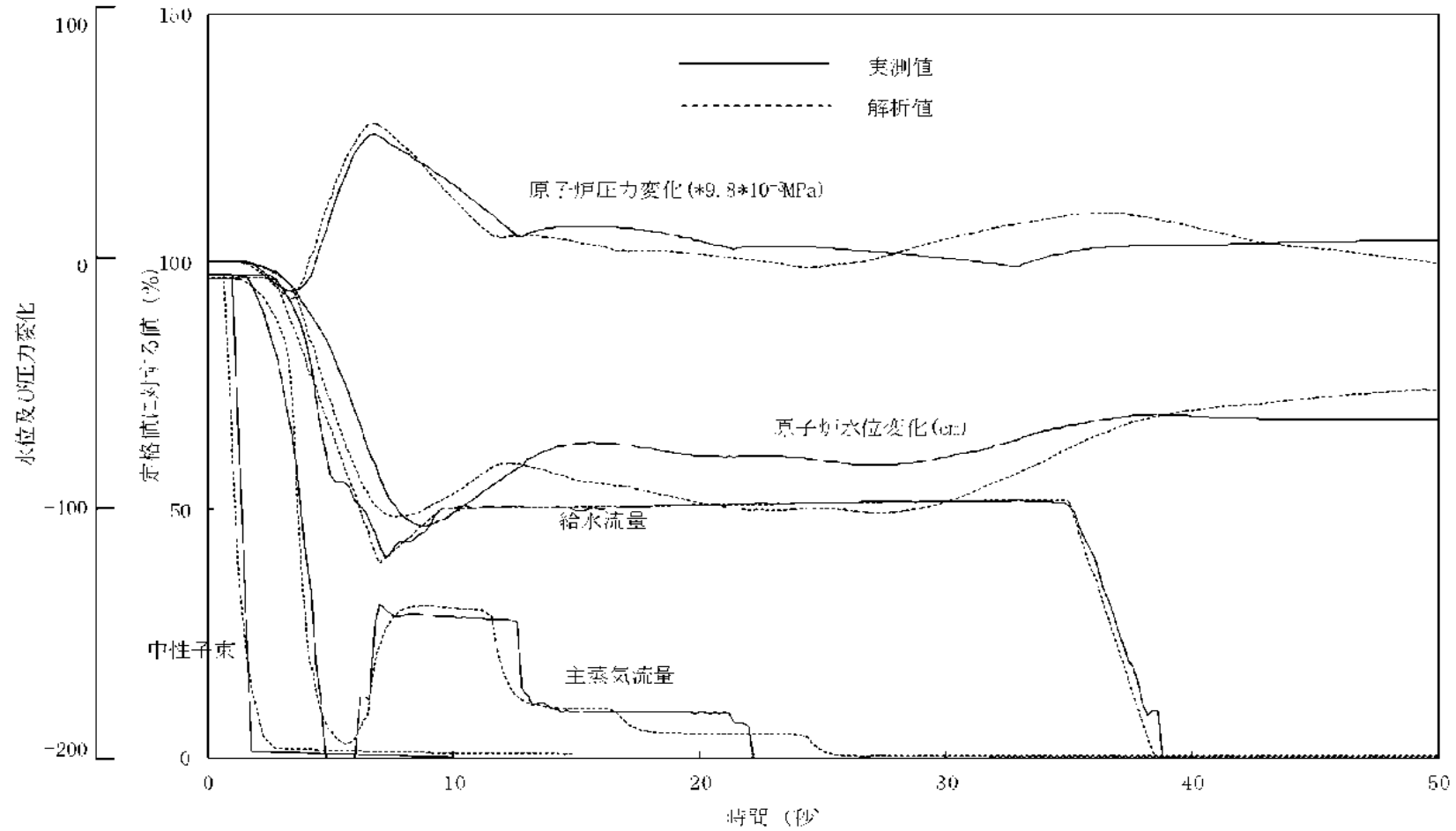
REDYによる原子炉出力の解析結果(例)



SCATによる燃料被覆管温度の解析結果(例)

2. REDYコードの妥当性確認

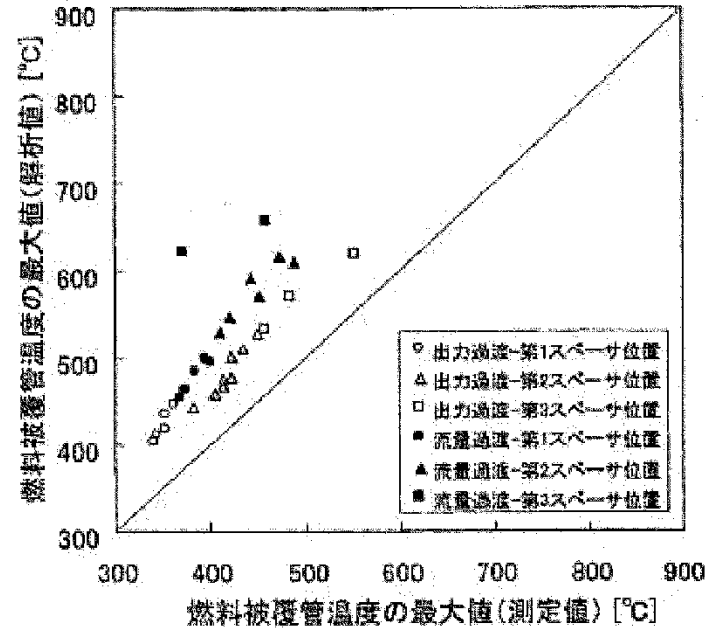
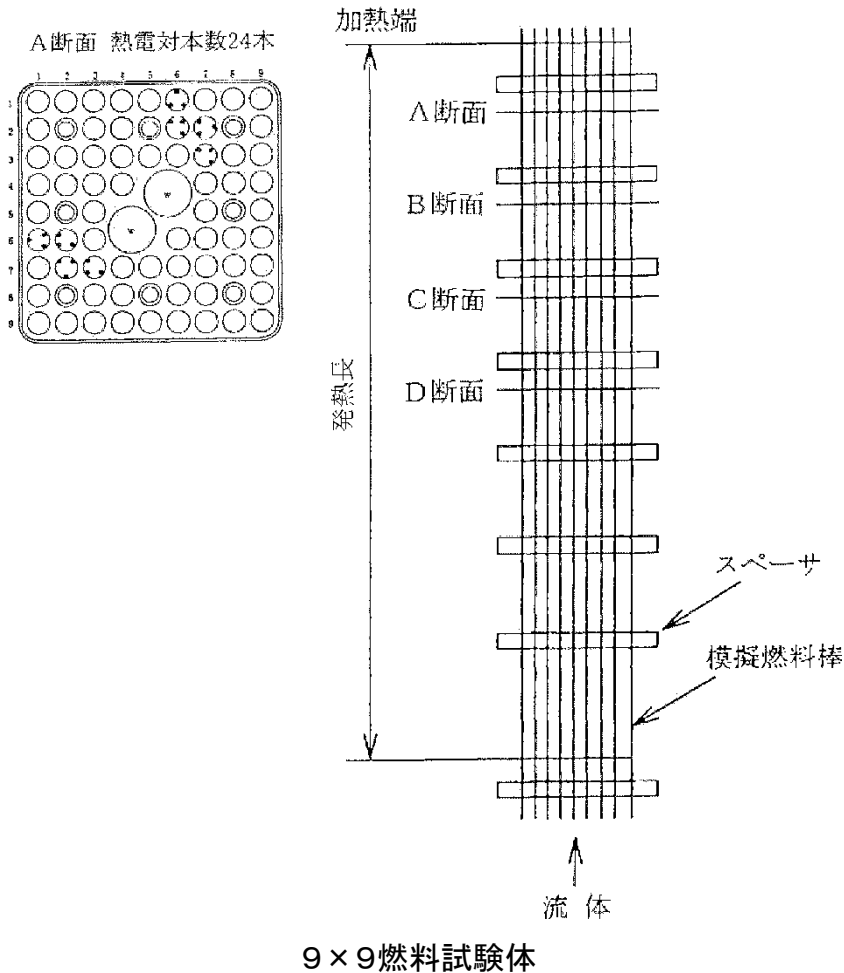
- 実機プラントの起動試験に対する実測値と解析値の比較に基づきREDYコードを評価した結果、REDYコードに用いられている解析モデルの妥当性を確認した。



主蒸気隔離弁全閉時のプラント挙動の比較(例)

2. SCATコードの妥当性確認

- BWR燃料集合体に対する実験データと解析値の比較に基づきSCATコードを評価した結果、SCATコードに用いられている解析モデルの妥当性を確認した。



燃料温度の解析と実験の比較(例)