

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-2 改 27
提出年月日	平成 30 年 5 月 31 日

# 東海第二発電所

## 重大事故等対策の有効性評価

### 補足説明資料

平成 30 年 5 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



## 目 次

1. 原子炉水位及びインターロックの概要
2. 炉心燃料格子について
3. 逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について
4. ほう酸水注入系起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について
5. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
6. 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について
7. 有効性評価における解析条件の変更等について
8. SAFER における高圧炉心スプレイ系等の自動起動信号の模擬について
9. 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱
10. 米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性
11. 原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバ  
ックの自動化を今後の課題とする理由
12. 全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じ  
た場合を包絡しているかについて
13. 原子炉停止機能喪失の 300 秒以降の燃料被覆管温度挙動について
14. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結  
果への影響
15. A D S 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響
16. T R A C G コードの A T W S 解析への適用例
17. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
18. 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作について
19. 格納容器圧力挙動について



20. 再循環系のランバック機能について
21. 東海第二の有効性評価解析に対する解析コード適用性について
22. 溶融炉心が原子炉圧力容器下部の偏心位置より落下した場合の影響評価
23. 格納容器ベント時に使用するベントラインによる  $Cs-137$  の放出量の差の要因等について
24. ジルコニウム ( $Zr$ ) - 水反応時の炉心損傷状態について
25. 残留熱除去系レグシールライン弁の閉止操作について



## 1 原子炉水位及びインターロックの概要

原子炉水位関連の主要インターロックの概要を第1表に示す。

第1表 インターロック概要

原子炉水位	設定点 (原子炉圧力容器底部から)	主要なインターロック
L 8 : 原子炉水位高 (レベル8)	+1,481cm	原子炉隔離時冷却系トリップ 高圧炉心スプレイ系注入弁閉止
L 3 : 原子炉水位低 (レベル3)	+1,372 cm	原子炉スクラム 非常用ガス処理系自動起動
L 2 : 原子炉水位異常低下 (レベル2)	+1,243 cm	原子炉隔離時冷却系自動起動 高圧炉心スプレイ系自動起動 主蒸気隔離弁閉止 再循環系ポンプ全台 (2 台) トリップ
L 1 : 原子炉水位異常低下 (レベル1)	+961 cm	残留熱除去系 (低圧注水系) 自動起動 低圧炉心スプレイ系自動起動 自動減圧系タイマー作動※

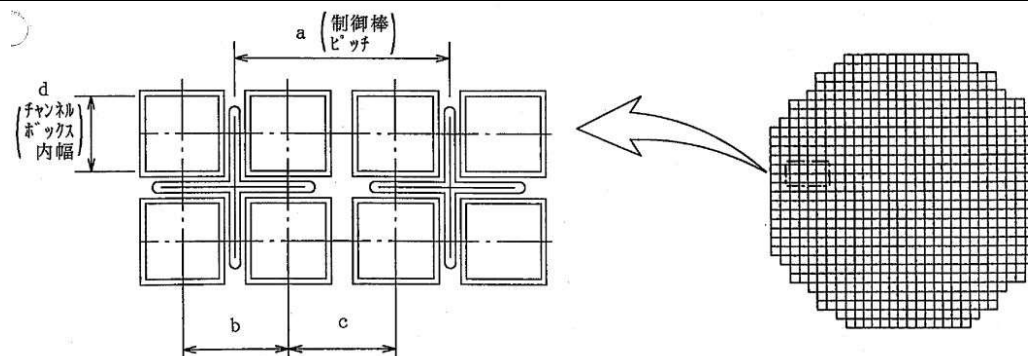
※：ドライウェル圧力高信号とのアンド条件で作動



## 2 炉心燃料格子について

(単位:mm)

格子 名 称	特 徴	a (制 御 棒 ピ ッ チ)	b	c	d (チャンネル ボックス内 幅)	適用プラント例
D 格子	制御棒側の水ギャップ	約 305	約 157	約 148	約 134	BWR2(敦賀 1) BWR3(福島第一・1, 島根 1) BWR4(福島第一・2～5, 浜岡 1～2, 女川 1)
C 格子	燃料集合体間ピッチが等間隔		約 152	約 152		BWR5(福島第一・6, 福島第二・1～2, 東海第二)
S 格子	燃料集合体間ピッチが等間隔 チャンネルボックス内幅が C 及び D 格子より小			約 132	BWR5(福島第二・3～4, 柏崎刈羽 1～5, 島根 2, 志賀 1, 女川 2, 浜岡 3～4)	
N 格子	燃料集合体間ピッチが等間隔 チャンネルボックス内幅が C 及び D 格子と同じで制御棒ピ ッチ大	約 310	約 155	約 155	約 134	ABWR(柏崎 6～7)



出典：「沸騰水型原子力発電所 炉心燃料格子形状」(HLR-049)



### 3 逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について

炉心損傷開始の判断は、格納容器雰囲気放射線モニタにより行うが、逃がし安全弁（以下「SRV」という。）出口温度（排気管温度）による炉心損傷の検知性については以下のとおり。

#### 1. SRV排気管温度の計装設備概要

SRV排気管温度は、原子炉運転中にSRVからの漏えいを検出するために、SRVの吐出配管に設けており、測定範囲は0℃～300℃である。温度検出器は、SRV本体からの熱伝導による誤検出を防ぐために、弁本体から十分離れた位置に取り付けている。（第1図参照）

#### 2. 原子炉水位低下時の原子炉圧力容器内温度の概略挙動

事故発生後、原子炉水位が低下する過程において、炉心が冠水した状態では、炉心部及び原子炉圧力容器ドーム部の温度は、ともに定格原子炉圧力（6.93MPa[gage]）ないしはSRV動作圧力（安全弁機能の最大8.31MPa[gage]）に対応する飽和蒸気温度近傍（約286℃～約299℃）となる。

さらに、原子炉水位が低下すると、炉心が露出した炉心部と原子炉圧力容器ドーム部は過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和蒸気温度を超えて上昇する。

#### 3. SRV排気管温度による炉心損傷の検知性

事故発生後、SRVによる減圧を行うと、SRV排気管温度は原子炉圧力容器ドーム部の温度に相当する温度を指示すると考えられる。

原子炉水位の低下により炉心が露出し、原子炉圧力容器ドーム部が過熱蒸気雰囲気となっている状態でSRVを開放した場合、SRV排気管温度の指



示値は、飽和蒸気温度近傍よりも高い温度を示し、更に過熱度が大きいと温度計の測定範囲（300℃）を超えるため、指示値はオーバースケールになると考えられる。

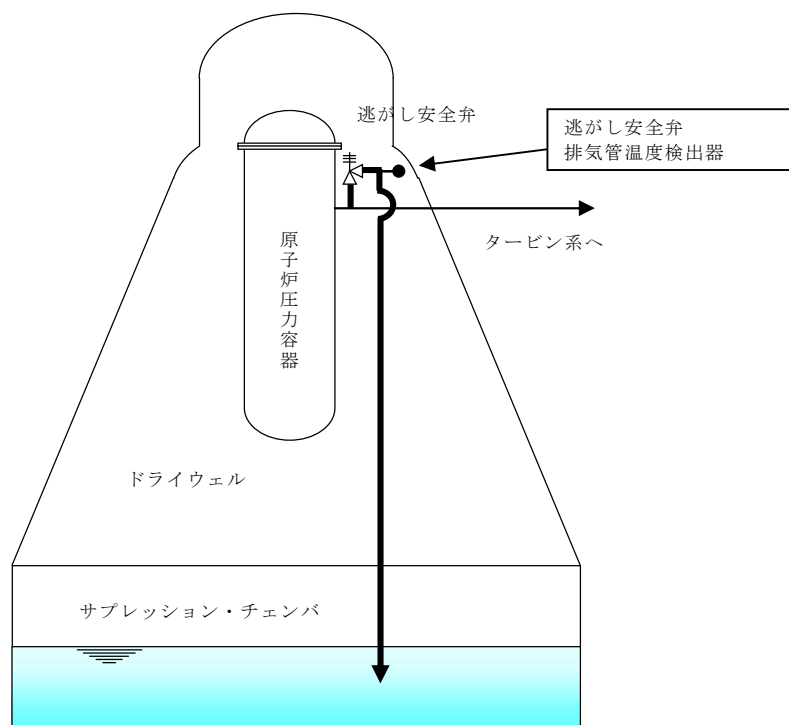
一方、炉心が露出した場合において、炉心は蒸気冷却等により健全性を維持している場合と、損傷している場合が考えられる。

したがって、不確実さはあるものの、SRV排気管温度計のオーバースケールにより炉心損傷を検知できる可能性がある。

#### 4. SRV排気管温度計測と原子炉圧力容器温度計測

SRV排気管温度と原子炉圧力容器温度は中央制御室にて確認可能であるが、故障等より中央制御室で確認できない場合、中央制御室において可搬型計測器による測定が可能である。可搬型計測器による測定が必要になった場合は、炉心損傷確認の精度が高い原子炉圧力容器温度の測定を優先する。





第 1 図 逃がし安全弁排気管温度の概略設置図



#### 4 ほう酸水注入系起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について

ほう酸水注入完了後に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を運転しても原子炉の未臨界確保が可能であることを以下に示す。

##### ○原子炉の未臨界確保の確認

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する時点では、ほう酸水は原子炉圧力容器内ではほぼ均一化された状態にある。東海第二発電所のほう酸濃度設計値は 1,000ppm であることから、これを起点として評価する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、炉水を再循環系ポンプ（A）入口弁の前から取水し、残留熱除去系ポンプ、熱交換器を介し、再循環系ポンプ出口弁下流又は原子炉隔離時冷却系の原子炉圧力容器頭部スプレイノズル（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系を用いた場合）へ戻すことにより、冷却された炉水を再び原子炉圧力容器へ注入する。残留熱除去系配管に存在する系統水は、ジェットポンプノズル又は原子炉圧力容器頂部スプレイノズルを通り、セパレータからの再循環流と混合し、ダウンカマ領域に注入される。

原子炉停止後に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動した場合の全炉心流量は  $12,000\text{m}^3/\text{h} \sim 14,000\text{m}^3/\text{h}$  程度（実績値）であり、ここから残留熱除去系系統流量を差し引いた流量が再循環流量である。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動した場合の全炉心流量を  $12,000\text{m}^3/\text{h}$  と仮定すると、ほう素を含まない残留熱除去系系統水  $1,692\text{m}^3/\text{h}$  (0ppm) はジェットポンプノズルから噴射され、1,000ppm のほう素を含む再循環流  $10,308\text{m}^3/\text{h}$  (=全炉心流量  $12,000\text{m}^3/\text{h}$  - 残留熱除去系系統流量  $1,692\text{m}^3/\text{h}$ ) を吸引合流し、ジェット



ポンプを下降し、下部プレナムを通過して炉心部に到達するまでの間に十分混合されて 859ppm の混合水となり、炉心部へと流入する。

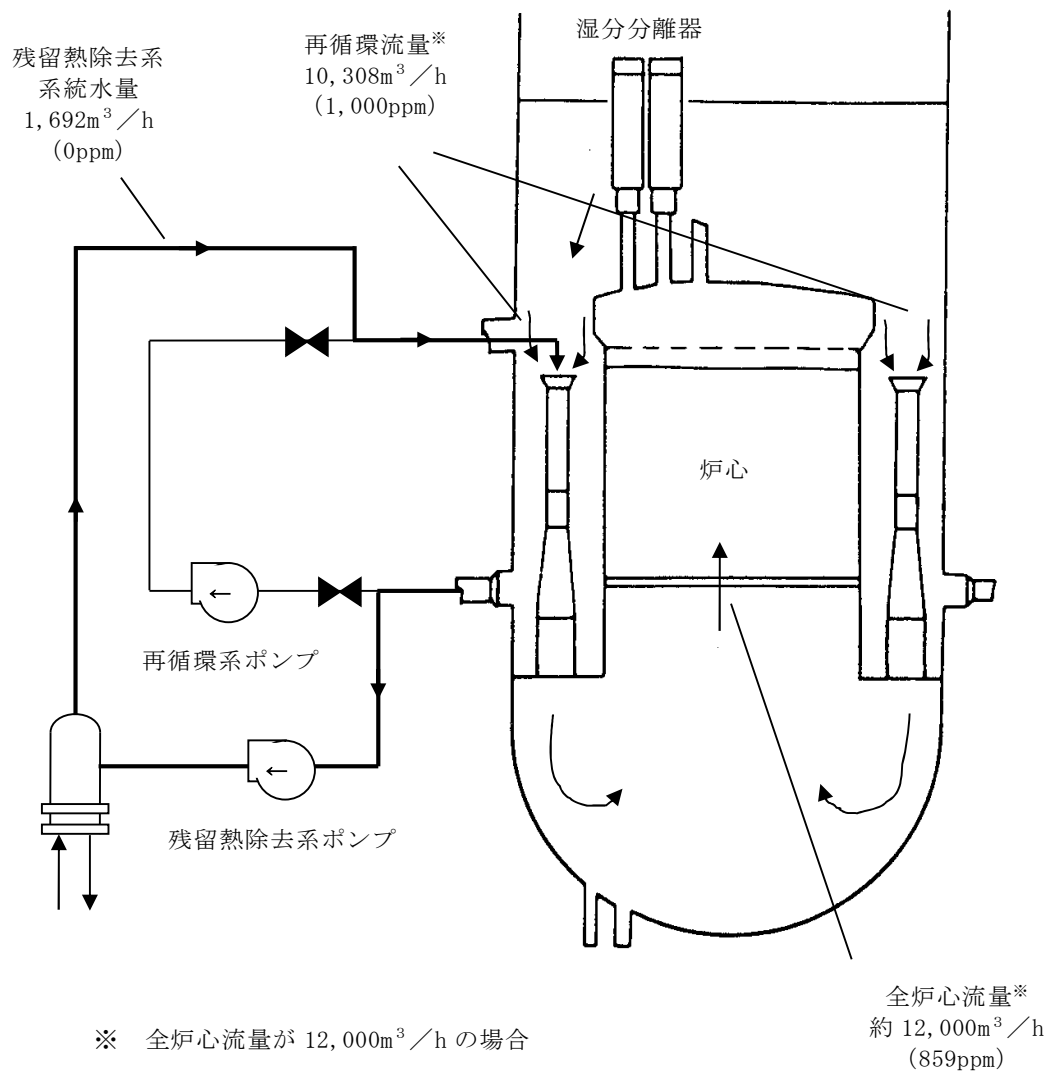
＜混合水の濃度の算出＞

$$\frac{1,692\text{m}^3/\text{h} \times 0\text{ppm} + 10,308\text{m}^3/\text{h} \times 1,000\text{ppm}}{1,692\text{m}^3/\text{h} + 10,308\text{m}^3/\text{h}} = 859\text{ppm}$$

各部位における流量とほう素濃度をまとめて第 1 図に示す。残留熱除去系配管に存在するほう素を含まない系統水がダウンカマ領域に注入されても炉心に流入する時には約 859ppm のほう素濃度となっており、東海第二発電所のほう酸水注入系の系統設計上、冷温停止に必要なほう素濃度である 600ppm を満足しているため未臨界性は維持される。

以上より、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により、残留熱除去系配管に存在するほう素を含まない系統水が注入されることを考慮しても、安全余裕を確保できる。





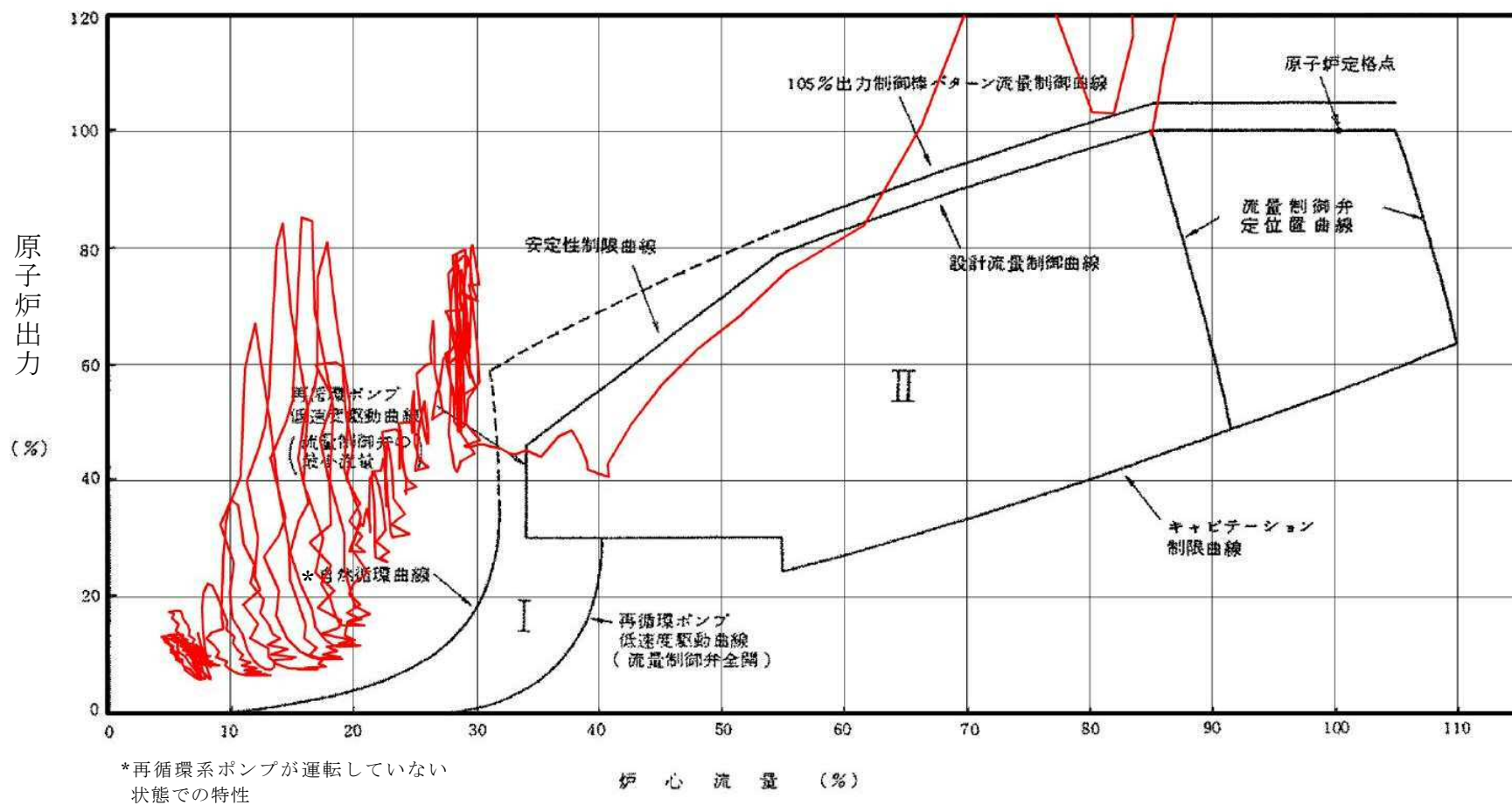
第 1 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）概略系統図



## 5 原子炉停止機能喪失時の運転点について

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」について，運転特性図上に運転点の推移を示した図を，第 1 図として示す。





第1図 「原子炉停止機能喪失」における運転特性図上での運転点の推移



## 6 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について

プラント運転中に弁の開閉試験を実施している高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）において，系統圧力上昇が発生した場合の対応操作を警報処置手順書に定めている。

警報処置手順書に定めている系統圧力降下操作及び高圧側境界弁の開閉操作を実施しても圧力上昇が解消されない場合，保安規定第 32 条「非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視」（以下「第 32 条」という。）に基づいて対応することとなる。なお，第 32 条に定められている運転上の制限は，「原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと」であり，その判断基準を警報処置手順書に定めている。

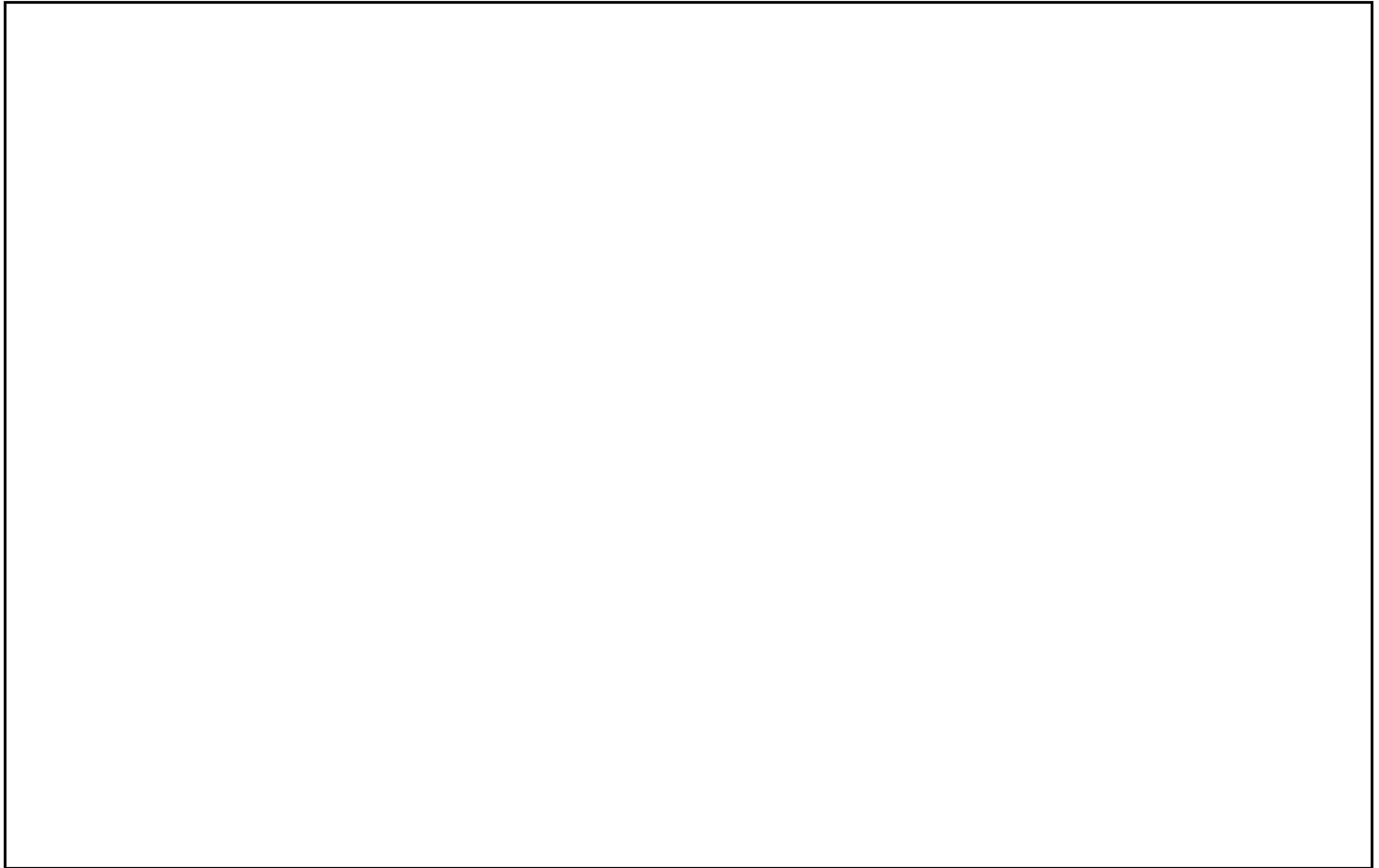
また，プラント運転中に弁の開閉試験を実施しない残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）吸込み配管については系統圧力上昇発生時の対応操作として，警報処置手順書に定められている系統圧力降下操作及び格納容器外側隔離弁の増締め操作を実施するが，これらの操作を実施しても圧力上昇が解消されない場合はプラント通常停止対応をすることになる。

なお，非常用炉心冷却系ポンプの手動起動試験後に，隔離された非常用炉心冷却系の系統水が温度上昇し，系統の圧力が上昇する傾向が見られる場合がある。

この場合における圧力の変化は緩やかな上昇傾向を示すが，有効性評価のインターフェイスシステム L O C A で想定している圧力の変化は急激な上昇傾向を示す。また，前者はポンプ手動起動試験後に，後者は注入弁の開閉試験時に発生する可能性があり，圧力上昇が発生するタイミングも異なることから，両者の識別は可能である。

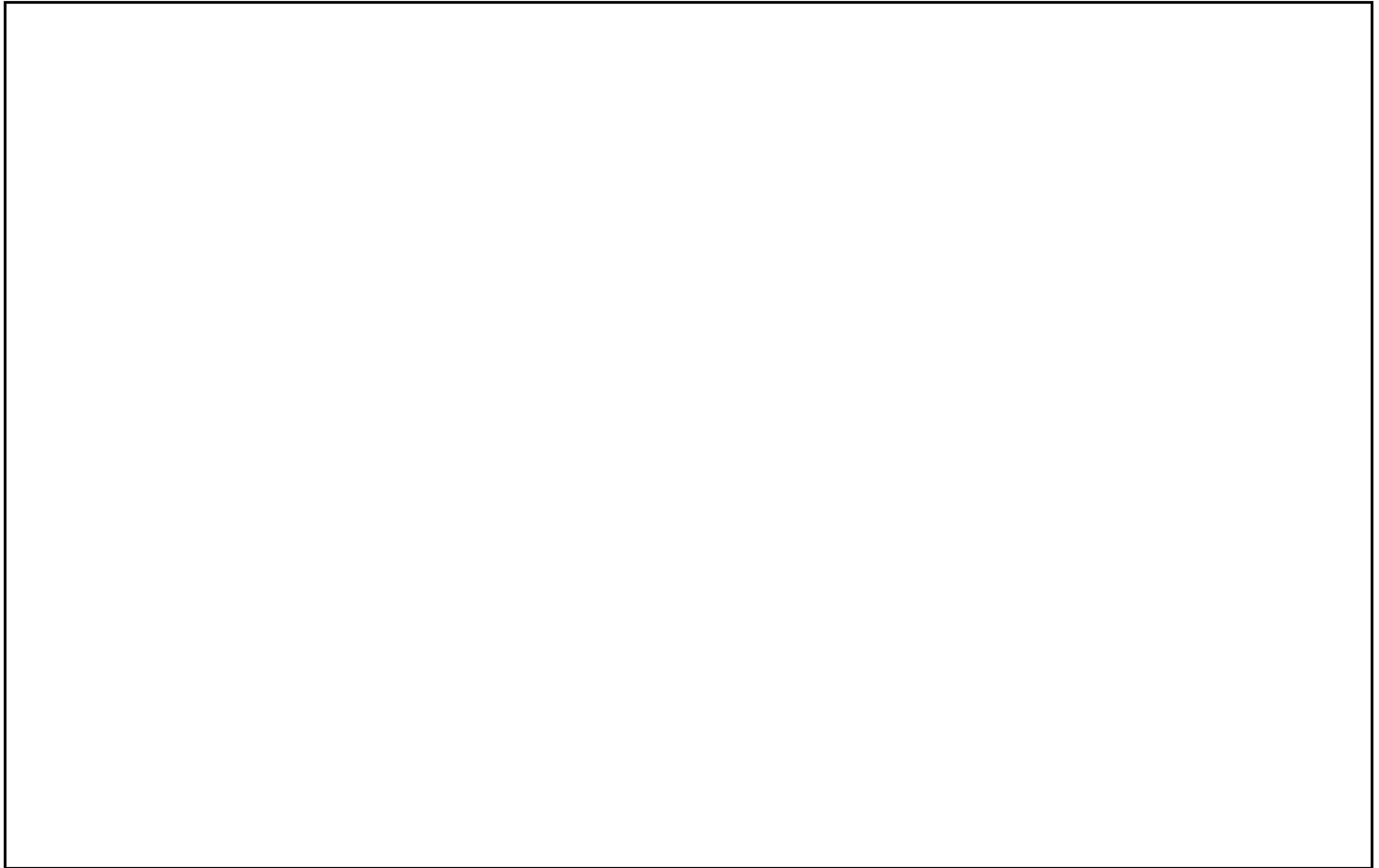


【警報処置手順書】「HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO」



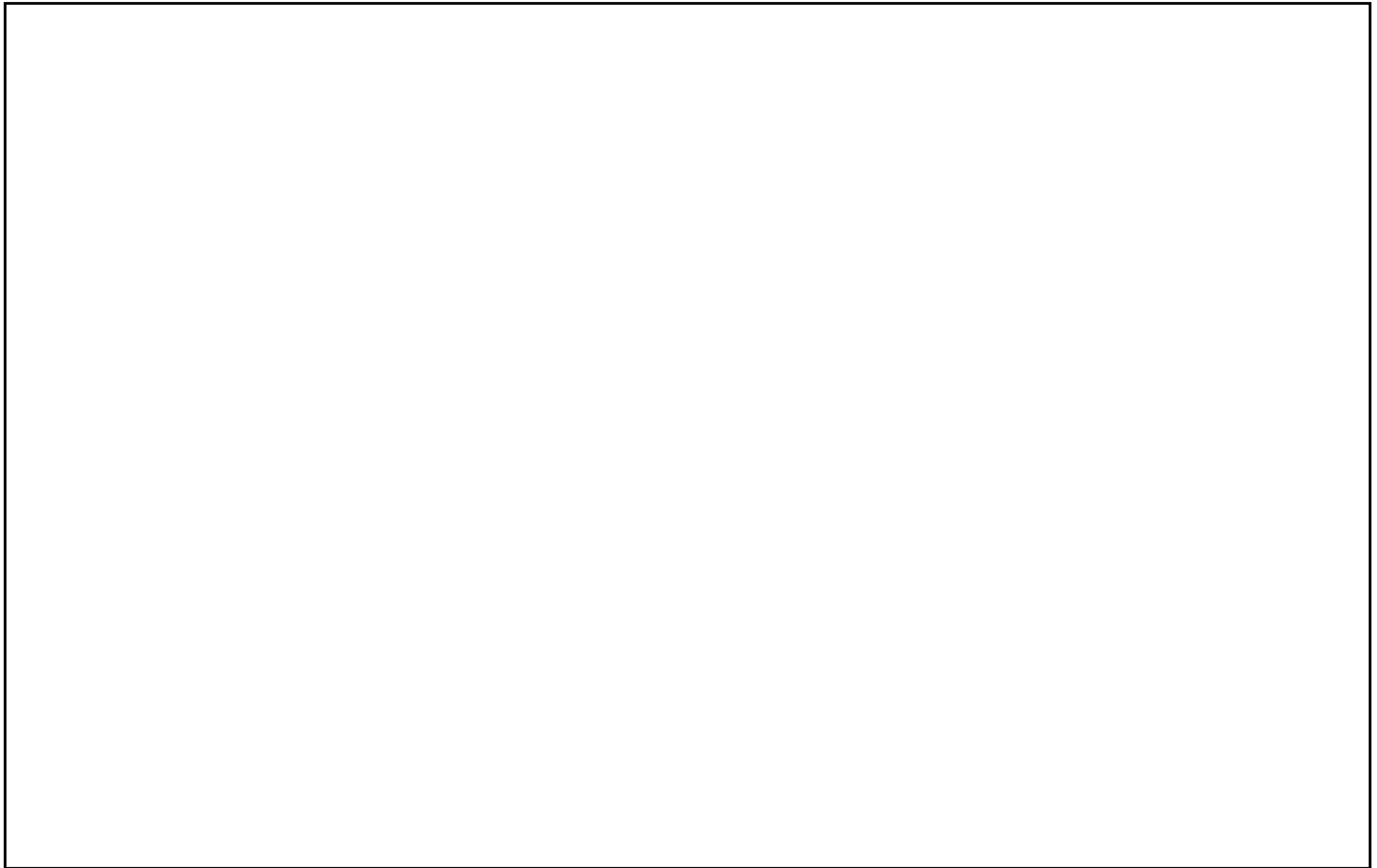


【警報処置手順書】※低圧の系統を代表して「RHR PUMP A DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO」



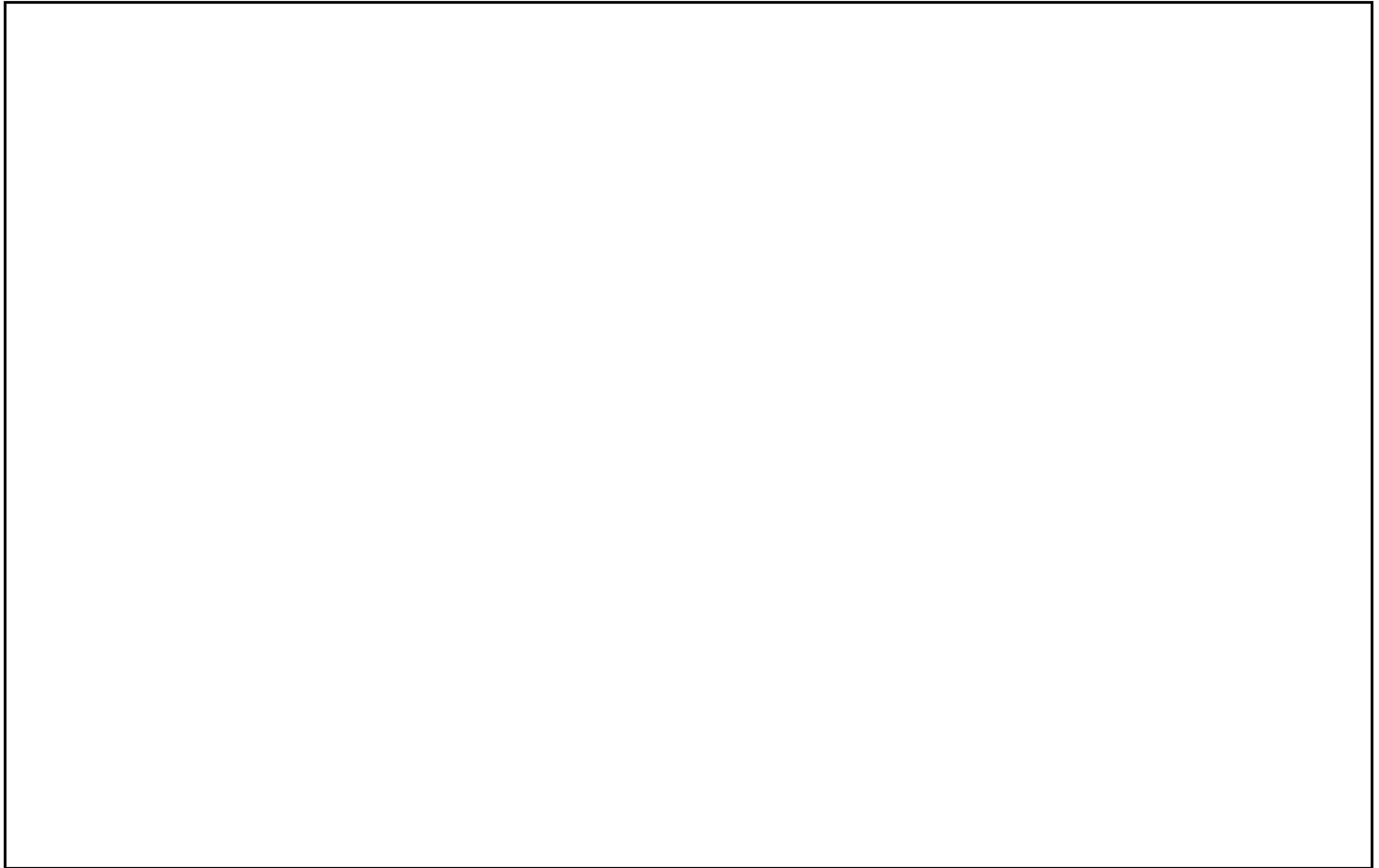


【警報処置手順書】 「RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH」





【警報処置手順書】 「RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH」





## 7 有効性評価における解析条件の変更等について

### 1. 有効性評価における解析条件の変更について

各シーケンスの有効性評価における解析条件の変更について1.1から1.4に、解析条件の変更前後の評価結果を別紙1に示す。

#### 1.1 炉心損傷防止の有効性評価における解析条件の変更について

東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価について、先行プラントの審査状況、東海第二発電所の設備設計の進捗等を踏まえ、設置変更許可申請時点から解析条件を変更した。第1表に主要な変更内容、以下に概要を示す。

##### (1) 高圧・低圧注水機能が喪失した場合の原子炉減圧操作条件の変更

申請時は、原子炉減圧操作条件として原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル1）設定点に到達してから10分の時間余裕を考慮していたが、設備設計の進捗に伴い運転手順に基づく前段の操作・確認事項（状況判断、高圧代替注水系の操作失敗等）の積み上げ時間（約25分後）に変更した。

##### (2) 炉心損傷防止対策における常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納

容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイ流量の変更

申請時は、従前の運転手順に基づき常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ実施時の流量として $110\text{m}^3/\text{h}$ を設定していたが、サプレッション・プール水位の上昇が早くなり、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱までの操作時間余裕の観点で厳しい条件として、運転手順の流量調整範囲（ $102\text{m}^3/\text{h}\sim 130\text{m}^3/\text{h}$ ）における上限としてスプレイ流量を $130\text{m}^3/\text{h}$ に変更した。



(3) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)のスプレイ停止基準の変更

申請時は、従前の運転手順に基づき代替格納容器スプレイの停止の基準を、サブレーション・プール水位がウェットウェルベントラインから 1m 下に到達した時点と設定していたが、格納容器ベントに伴うサブレーション・プール減圧沸騰による一時的な水位上昇の影響を考慮し、通常水位＋6.5m に変更した。

(4) 原子炉圧力制御時に期待する逃がし安全弁機能の変更

申請時は、通常動作する逃がし安全弁（逃がし弁機能）に期待していたが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動用窒素を供給する不活性ガス系が重大事故等対処設備ではないことを考慮し、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価を除き駆動に窒素を必要としない逃がし安全弁（安全弁機能）に期待した原子炉圧力制御に変更した。また、「原子炉停止機能喪失」については、原子炉水位が高めに維持された方が反応度の観点で厳しい想定であること及び高圧炉心スプレイ系の原子炉注水流量は原子炉圧力に依存することを考慮し、原子炉圧力制御は逃がし安全弁（逃がし弁機能）に期待することとしている。

なお、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作時に逃がし安全弁の駆動用窒素を供給する非常用窒素供給系は重大事故等対処設備に位置づける。

(5) 原子炉隔離時冷却系等の水源の変更

申請時は、復水貯蔵タンクに期待した有効性評価を実施していたが、基



準地震動の審査状況を踏まえ復水貯蔵タンクは耐震性の観点から重大事故等対処設備には位置づけないこととし、低圧代替注水系（常設）の水源は代替淡水貯槽、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源はサブプレッション・チェンバに変更した。また、代替淡水貯槽は地下設置とすることから水温を 30℃とした。

(6) 「全交流動力電源喪失（長期 T B）」操作条件の変更

原子炉隔離時冷却系の水源をサブプレッション・チェンバに変更したことに伴い、「全交流動力電源喪失（長期 T B）」の有効性評価では、原子炉隔離時冷却系の運転継続性が確認されているサブプレッション・プール水温度約 106℃に到達するまでに可搬型代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に移行する操作条件に変更した。また、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、原子炉注水と格納容器冷却とを同時に実施する容量を確保していることから、可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する操作条件に変更した。

(7) 「原子炉停止機能喪失」初期条件，操作条件等の変更

初期条件の炉心流量は、反応度の観点で厳しい条件として運転範囲の下限である 85%流量に変更した。

原子炉隔離時冷却系の水源をサブプレッション・チェンバに変更したことに伴い、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価では、サブプレッション・プール水温度 106℃にて原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を停止する操作条件に変更した。

また、原子炉注水については給水系、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔



離時冷却系により実施するが、このうち、原子炉隔離時冷却系による注水が炉内の体積計算（マスバランス計算）に反映されないことが分かったため、反映されるように修正した。

(8) 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」破断面積の変更

申請時は、保守的に残留熱除去系（低圧注水系）注水配管の全周破断を想定していたが、構造健全性評価の結果、隔離弁の誤開等により低圧設計部分が過圧された場合でも破損が発生しないことが確認されたため、I S L O C A発生時の構造健全性評価を踏まえ、保守的に残留熱除去系熱交換器フランジ部に  $21 \text{ cm}^2$  の漏えいが発生する想定に変更した。

(9) 緊急用海水系の設置

敷地に遡上する津波を考慮した場合にも使用可能な常設の重大事故等対処設備として緊急用海水系を設置することとした。これに伴い、「2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」において期待する代替の海水取水設備を代替残留熱除去系海水系から緊急用海水系に変更した。ただし、操作条件（格納容器除熱の開始）及び機器条件（除熱性能）について変更はない。

なお、代替残留熱除去系海水系については自主対策設備として整備する。



第 1 表 解析条件の主要な変更内容（炉心損傷防止対策）

解析条件	変更前（申請時）	変更後
(1) 高圧・低圧注水機能が喪失した場合の原子炉減圧操作	原子炉水位異常低下（レベル 1）到達の 10 分後	前段の操作・確認事項の積み上げ時間（25 分後）
(2) 炉心損傷防止対策における代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイ流量	110m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h
(3) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイ停止基準（サプレッション・プール水位）	ベントライン－1m	通常水位＋6.5m
(4) 原子炉圧力制御時に期待する逃がし安全弁機能（原子炉停止機能喪失を除く）	逃がし弁機能	安全弁機能
(5) 原子炉隔離時冷却系等の水源	復水貯蔵タンク	代替淡水貯槽 サプレッション・チェンバ
(6) 「全交流動力電源喪失（長期 T B）」マネジメント	可搬型設備に期待しない	可搬型設備による原子炉注水及び格納容器冷却に期待
(7) 「原子炉停止機能喪失」マネジメント, 初期炉心流量	【運転員等操作】	
	原子炉隔離時冷却系により注水継続（復水貯蔵タンク水源）	サプレッション・プール水温度 106℃にて原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を停止
	【初期炉心流量】	
	100% 流量	85% 流量
(8) 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」破断面積	低圧注水系注入配管の両端破断（463 cm <sup>2</sup> ）	構造健全性評価を踏まえた破断（熱交換器フランジ部，21 cm <sup>2</sup> ）
(9) 緊急用海水系の設置	代替残留熱除去系海水系（可搬型設備） ・機器条件；約 24MW ・操作条件（格納容器除熱開始）；格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達時	緊急用海水系（常設設備） ・機器条件；約 24MW ・操作条件（格納容器除熱開始）；格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達時



## 1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価における解析条件の変更について

東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価について、先行プラントの審査状況、東海第二発電所の設備設計の進捗等を踏まえ、設置変更許可申請時点から解析条件を変更した。第2表に主要な変更内容、以下に概要を示す。

### (1) 炉心損傷後の格納容器スプレイ流量の変更

申請時は、運転手順に従い炉心損傷後の格納容器スプレイ流量を  $250\text{m}^3/\text{h}$  としていたが、 $130\text{m}^3/\text{h}$  のスプレイ流量でも十分な格納容器圧力の抑制効果が確認されたことから、原子炉注水及び格納容器スプレイを同時に実施する際の原子炉注水流量の最大化及び炉心損傷前後のスプレイ流量の統一の観点で、炉心損傷後の格納容器スプレイ流量を  $130\text{m}^3/\text{h}$  に変更した。

### (2) 代替循環冷却系及び緊急用海水系の起動

格納容器除熱手段の強化及び格納容器ベント遅延のため、重大事故等対処設備として、代替循環冷却系及び緊急用海水系を追設することとしているため、代替循環冷却系及び緊急用海水系の機能に期待した有効性評価を実施することに変更した。

なお、代替循環冷却系は信頼性の観点から2系統設置することとしており、有効性評価のベースケースではA系を用いた解析を実施しているが、感度解析としてB系を用いた解析も実施している。

(添付資料 3.1.3.1)

### (3) 格納容器内への窒素注入の実施

申請時は、格納容器内酸素濃度が可燃限界に到達しないことをウェット



条件にて確認することにしていたが、格納容器ベントによる排出ガスが格納容器圧力逃がし装置の系統内において蒸気凝縮することを考慮すると、可燃限界濃度を超える可能性があるため、ドライ条件においても可燃限界濃度未満に維持するように、格納容器内への窒素注入を実施することに変更した。

なお、酸素発生量を厳しく評価する観点から、設計基準事故ベースのG値を用いた場合の評価においては、窒素供給後も格納容器内の酸素濃度が上昇するため、窒素注入量を  $200\text{m}^3/\text{h}$  から  $400\text{m}^3/\text{h}$  に増加させる手順を整備し、それに沿った解析を実施して酸素濃度が低下することを確認している。

#### (4) 炉心損傷後の格納容器ベント実施基準の変更

申請時は、炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準を格納容器限界圧力  $0.62\text{MPa}[\text{gage}]$  到達時としていたが、中央制御室からの遠隔操作による格納容器ベント失敗後に現場操作による格納容器ベント操作を実施するための時間を考慮し、格納容器スプレイの停止基準であるサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達時に変更した。

#### (5) 格納容器スプレイ実施基準の追加

原子炉圧力容器が破損し、熔融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の水プールに落下した際の格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合に  $300\text{m}^3/\text{h}$  にて代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器スプレイを実施する基準を追加した。

#### (6) 格納容器内初期酸素濃度の変更



申請時は、格納容器内の初期酸素濃度を、保安規定で定める格納容器内酸素濃度の上限値である 4.0vol%と設定していたが、事故時の格納容器内酸素濃度をドライ条件にて可燃限界濃度未満に維持するため、(3)の変更と合わせ、保安規定で定める格納容器内酸素濃度の上限値及び評価条件の初期酸素濃度を 2.5vol%に変更することにした。

#### (7) ペデスタル（ドライウェル部）水張りマネジメントの変更

東海第二発電所の特徴（鉄筋コンクリート製ペデスタル）を踏まえ、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の発生応力によるペデスタル健全性に対する裕度を向上する観点から、原子炉圧力容器破損時のペデスタル（ドライウェル部）の水張り水位を可能な限り下げる対応として、1m 水位とした。

また、水位管理を確実に実施するため、通常運転時からペデスタル（ドライウェル部）水位を 1m に維持する設計を採用している。

ただし、原子炉圧力容器破損に至らない事故シーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼）においては、格納容器圧力及び雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、ペデスタル（ドライウェル部）の水を評価上考慮しないこととした。

#### (8) コリウムシールドの設置

上記(7)の対策に併せて、熔融炉心落下時のペデスタル健全性への影響を抑制する観点から、ペデスタル（ドライウェル部）内にジルコニア耐熱材製のコリウムシールドを設置することとしており、これを考慮した有効性評価を実施することに変更した。



第 2 表 解析条件の主要な変更内容（格納容器破損防止）

解析条件	変更前（申請時）	変更後
(1) 炉心損傷後の格納容器スプレイ流量の変更	250m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h
(2) 代替循環冷却系及び緊急用海水系の起動	—	事象発生 90 分後に起動
(3) 格納容器内への窒素注入の実施	—	格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ）に到達した時点で、200m <sup>3</sup> /h にて注入
(4) 炉心損傷後の格納容器ベント実施基準の変更	0.62MPa[gage]（2Pd）到達時	サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m 到達時
(5) 格納容器スプレイ実施基準の追加	—	原子炉圧力容器破損を判断した時点で、300m <sup>3</sup> /h にて実施
(6) 格納容器内初期酸素濃度の変更	4.0vol%	2.5vol%
(7) ペデスタル（ドライウェル部）水張りマネジメントの変更	事象発生後に 6.1m 水張り	通常運転時から 1m 水張り
(8) コリムシールドの設置	—	ペデスタル（ドライウェル部）内にジルコニア耐熱材製のコリウムシールドを設置



### 1.3 使用済燃料プールの有効性評価における解析条件の変更について

東海第二発電所の使用済燃料プールにおける重大事故等対策の有効性評価について、先行プラントの審査状況、東海第二発電所の設備設計の進捗等を踏まえ、設置変更許可申請時点から評価条件を変更した。第3表に主要な変更内容、以下に概要を示す。

#### (1) 燃料の崩壊熱

申請時から、燃料の崩壊熱の評価方法を変更し、その値を精緻化した。  
この変更に伴い、評価に用いる崩壊熱を、申請時の評価結果である約 9.9MW から、約 9.1MW に変更した。

#### (2) 使用済燃料プールの保有水量

申請時は、使用済燃料プールの保有水量としてキャスクピットを含めた約 1,273m<sup>3</sup>としていたが、運用上キャスクピットが隔離される可能性を考慮し、キャスクピットを除外した使用済燃料プール保有水量(約 1,189m<sup>3</sup>)に変更した。

#### (3) 使用済燃料プールへの注水開始時間の変更

申請時は、異常事象の認知、代替燃料プール注水系（可搬型）の準備に要する時間等を考慮して、事象発生から 6 時間後に注水を開始するものとしていたが、放射線の遮蔽が維持される水位到達までの時間余裕を考慮し、使用済燃料プールへの注水開始時間を事象発生から 8 時間後に変更した。



第 3 表 評価条件の主要な変更内容（想定事故 1，想定事故 2）

評価条件	変更前（申請時）	変更後
(1) 燃料の崩壊熱	約 9.9MW	約 9.1MW
(2) 使用済燃料プールの保有水量	約 1,273m <sup>3</sup>	約 1,189m <sup>3</sup>
(3) 使用済燃料プールへの注水開始時間	事象発生から 6 時間後	事象発生から 8 時間後



#### 1.4 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価における評価条件の変更について

東海第二発電所の運転停止中の原子炉における重大事故等対策の有効性評価について、先行プラントの審査状況、東海第二発電所の設備設計の進捗等を踏まえ、設置変更許可申請時点から評価条件を変更した。第4表に主要な変更内容、以下に概要を示す。

##### (1) 「崩壊熱除去機能喪失」及び「原子炉冷却材の流出」における原子炉注水開始時間の変更

申請時は、「崩壊熱除去機能喪失」及び「原子炉冷却材の流出」における原子炉注水開始時間を、事象の認知に要する時間と操作に要する時間を含めて事象発生から1時間後としていたが、事象の認知に要する時間に更に時間余裕を見込んで、原子炉注水開始時間を事象発生から2時間後に変更した。

##### (2) 全交流動力電源喪失における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の海水系の変更及び原子炉の除熱操作開始時間の変更

申請時は、代替残留熱除去系海水系による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転を評価条件としていたが、新たに設置した緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転を評価条件とすることに变更した。この变更に伴い、原子炉の除熱開始時間を事象発生後23時間から事象発生後4時間10分に変更した。

なお、代替残留熱除去系海水系については自主対策設備として整備する。

##### (3) 原子炉冷却材の流出における原子炉初期水位の変更



申請時に評価対象としていた P O S - A は、通常運転水位の期間においては警報や緩和設備の自動起動に期待できることや、原子炉ウェル水張り実施中においては既に原子炉注水を開始していることより、事象発生後、速やかな原子炉水位の回復が可能である。このため、警報や緩和設備の自動起動に期待できず、原子炉ウェルの水張りが完了している P O S - B を評価対象とすることとした。

第 4 表 評価条件の主要な変更内容(運転停止中原子炉における燃料損傷防止)

評価条件	変更前（申請時）	変更後
(1)「崩壊熱除去機能喪失」及び「原子炉冷却材の流出」における炉心への注水開始時間	事象発生から 1 時間後	事象発生から 2 時間後
(2)「全交流動力電源喪失」における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の海水系及び原子炉の除熱操作開始時間	代替残留熱除去系海水系	緊急用海水系
	事象発生から 23 時間後	事象発生から 4 時間 10 分後
(3)「原子炉冷却材の流出」における原子炉初期水位の変更	通常運転水位	原子炉ウェル満水の水位



## 2. 有効性評価における柏崎刈羽 6，7 号炉との主要な相違点について

### 2.1 炉心損傷防止の有効性評価における柏崎刈羽 6，7 号炉との主要な相違点について

#### (1) 高圧・低圧注水機能喪失

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6，7 号炉	理 由
解析コード		SAFER／MAAP	SAFER・CHASTE／MAAP	東海第二では，燃料被覆管温度の評価項目に対する余裕を考慮し，SAFER コードによる保守的な評価結果を提示している。
事故条件	外部電源	外部電源あり	外部電源あり	相違点はない。 東海第二では，運転員等操作の観点では外部電源がない場合も考慮している。
機器条件	逃がし安全弁（原子炉圧力制御時）	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では，原子炉圧力が高めに維持され，また，原子炉減圧時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで，評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
	格納容器圧力逃がし装置等	第二弁全開	格納容器二次隔離弁 70％開度	運用の違い。 東海第二では，格納容器ベント実施時は格納容器圧力逃がし装置の第二弁を全開とする運用としている。
操作条件	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作	事象発生から 25 分後	事象発生から 14 分後	設定時間は違うが，操作時間の積み上げに基づき設定しているという点では実態として相違点はない。



## (2) 高圧注水・減圧機能喪失

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6， 7 号炉	理 由
解析コード		SAFER／MAAP	SAFER／MAAP	相違点はない。
事故条件	外部電源	外部電源あり	外部電源あり	相違点はない。 東海第二では、運転員等操作の観点では外部電源がない場合も考慮している。
機器条件	逃がし安全弁(原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では、原子炉圧力が高めに維持され、また、原子炉減圧時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで、評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
低圧 E C C S の台数		残留熱除去系（低圧注水系）3 台及び低圧炉心スプレイ系	低圧注水系 1 台	東海第二においては、高圧注水・減圧機能喪失時の機能喪失状態を考慮し、自動起動する低圧 E C C S 全台による原子炉注水を設定している。 なお、残留熱除去系（低圧注水系）1 台による原子炉注水を想定した場合の感度解析を実施し、この場合にも評価項目を満足することを確認している。

## (3) 全交流動力電源喪失（長期 T B）

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6， 7 号炉	理 由
解析コード		SAFER／MAAP	SAFER／MAAP	相違点はない。
機器条件	逃がし安全弁(原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では、原子炉圧力が高めに維持され、評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
交流電源復旧までの原子炉注水手段		原子炉隔離時冷却系（水源：サブプレッション・チェンバ）にて原子炉注水を実施し、事象発生の 8 時間 1 分後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施	原子炉隔離時冷却系（復水貯蔵槽水源）にて原子炉注水を実施	東海第二においては、原子炉隔離時冷却系（水源：サブプレッション・チェンバ）としていることから、サブプレッション・プール水温度上昇により原子炉隔離時冷却系が機能喪失するまでに交流動力電源を必要としない可搬型の原子炉注水に切り換えることとしている。
格納容器冷却・除熱手段		格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達時に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施し、格納容器ベントは実施せず、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施	事象発生の 16 時間後に格納容器ベントを実施し、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施	東海第二においては、運転手順に従い代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施することとしている。これに伴い、交流電源に期待可能な事象発生の 24 時間後まで格納容器圧力が格納容器ベント実施基準（0.31MPa[gage]）に到達しないことから、格納容器ベントではなく、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施することとしている。



## (4) 全交流動力電源喪失（T B D，T B U）

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6，7 号炉	理 由
解析コード		SAFER／MAAP	SAFER／MAAP	相違点はない。
機器条件	逃がし安全弁(原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では，原子炉圧力が高めに維持され，評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
交流電源		24 時間交流電源の復旧に期待しない	24 時間交流電源の復旧に期待しない	相違点はない。
交流電源復旧までの原子炉注水手段		高压代替注水系にて原子炉注水を実施し，事象発生 の 8 時間 1 分後に原子炉を減圧し，低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施	高压代替注水系（復水貯蔵槽水源）にて原子炉注水を実施	東海第二においては，高压代替注水系の水源をサブプレッション・チェンバとして いることから，サブプレッション・プール水温度上昇により高压代替注水系が機能喪失するまでに交流動力電源を必要としない可搬型の原子炉注水に切り換えることとしている。
格納容器冷却・除熱手段		格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達時に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施し，格納容器ベントは実施せず，交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施	事象発生 の 16 時間後に格納容器ベントを実施し，交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施	東海第二においては，運転手順に従い代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施することとしている。これに伴い，交流電源に期待可能な事象発生 の 24 時間後まで格納容器圧力が格納容器ベント実施基準（0.31MPa[gage]）に到達しないことから，格納容器ベントではなく，交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施することとしている。

## (5) 全交流動力電源喪失（T B P）

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6，7 号炉	理 由
解析コード		SAFER／MAAP	SAFER／MAAP	相違点はない。
機器条件	逃がし安全弁(原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では，原子炉圧力が高めに維持されることで，評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待しているが，事象発生時に逃がし安全弁 1 個の開固着が発生する本事故シーケンスでは実態として相違点はない。
交流電源		24 時間交流電源の復旧に期待しない	24 時間交流電源の復旧に期待しない	相違点はない。



## (6) 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6， 7 号炉	理 由
解析コード		SAFER／MAAP	SAFER／MAAP	相違点はない。
事故条件	外部電源	外部電源なし	外部電源なし	相違点はない。
機器条件	逃がし安全弁(原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では，原子炉圧力が高めに維持され，評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
格納容器冷却・除熱手段		格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達時に緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱を実施	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却を実施し，事象発生 の 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱を実施	実際には残留熱除去系の起動準備が完了した時点で，サブプレッション・プール水温度が 32℃を超過している場合は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の運転，格納容器圧力が 245kPa[gage]を超過している場合は残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の運転を実施するが，東海第二では，操作余裕時間を確認する観点で，評価上は格納容器圧力が代替格納容器冷却の実施基準である 0.279MPa[gage]に到達した時点で残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の運転を開始するものと設定している。

## (7) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6， 7 号炉	理 由
解析コード		SAFER／MAAP	SAFER／MAAP	相違点はない。
事故条件	外部電源	外部電源あり	外部電源あり	相違点はない。 東海第二では，運転員等操作の観点では外部電源がない場合も考慮している。
機器条件	逃がし安全弁(原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では，原子炉圧力が高めに維持され，評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
	格納容器圧力逃がし装置等	第二弁全開	格納容器二次隔離弁 70%開度	運用の違い。 東海第二では，格納容器ベント実施時は格納容器圧力逃がし装置の第二弁を全開とする運用としている。
原子炉減圧後の原子炉注水手段		低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	高圧炉心注水系による原子炉注水	東海第二においては，原子炉減圧時の水位回復性能を確認する観点で，評価上は注水流量が小さい低圧代替注水系（常設）に期待した評価としている。



(8) 原子炉停止機能喪失

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6， 7 号炉	理由
解析コード		REDY／SCAT	REDY／SCAT	相違点はない。
初期条件	炉心流量	85％流量	100％流量	東海第二においては、反応度の観点で厳しい条件として、初期炉心流量を運転範囲の下限である 85％流量（41,060 t／h）に設定している。
操作条件	自動減圧系等の作動阻止操作	事象発生から 4 分後	自動減圧系の自動起動阻止操作に成功する	10 分以内の操作に期待しているという点で相違はないが、東海第二においては、原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の作動阻止操作に要する時間を考慮して設定している。
	ほう酸水注入系の起動操作	事象発生から 6 分後	原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後に起動	東海第二においては、自動減圧系等の作動阻止操作の後にほう酸水注入系の起動操作に要する時間を考慮して設定している。
	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作	事象発生から 17 分後	サブプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達から 10 分後	東海第二においては、状況の確認及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作に要する時間を考慮して設定している。



## (9) L O C A時注水機能喪失

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6 , 7 号炉	理 由
解析コード		SAFER／MAAP	SAFER・CHASTE／MAAP	東海第二では、燃料被覆管温度の評価項目に対する余裕を考慮し、SAFERコードによる保守的な評価結果を提示している。
事故 条件	起因事象	再循環系配管の破断 破断面積は 3.7cm <sup>2</sup>	原子炉压力容器下部のドレン 配管の破断 破断面積は 1cm <sup>2</sup>	破断箇所は、液相部配管を選定しており、実態として相違点はない。 破断面積は、絶対値の違いはあるが、燃料被覆管の破裂防止が可能な最大面積を解析により確認し、事象進展に有意な差がないことを確認した上で、本事故シーケンスの特徴を代表できる条件を設定しているという点で、実態として相違点はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源なし	相違点はない。
機器 条件	逃がし安全弁（原子炉圧力制御時）	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では、原子炉圧力が高めに維持され、また、原子炉減圧時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで、評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
	格納容器圧力逃がし装置等	第二弁全開	格納容器二次隔離弁 70%開度	運用の違い。 東海第二では、格納容器ベント実施時は格納容器圧力逃がし装置の第二弁を全開とする運用としている。
操作 条件	逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作）	事象発生から 25 分後	事象発生から 14 分後	設定時間は違うが、操作時間の積み上げに基づき設定しているという点では相違点はない。



(10) インターフェイスシステム L O C A

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6 , 7 号炉	理 由
解析コード		SAFER	SAFER	相違点はない。
事故条件	起因事象	残留熱除去系 B 系熱交換器フランジの破断 破断面積は約 21cm <sup>2</sup>	高圧炉心注水系の吸込配管の破断 破断面積は約 10cm <sup>2</sup>	構造健全性評価の結果に基づき破断面積を設定しているという点で実態として相違点はない。 東海第二においては, I S L O C A 発生時の構造健全性評価により低圧設計部に破損は発生しないことを確認しており, 加圧範囲の中で最も大きなシール構造である残留熱除去系熱交換器フランジ部に 21cm <sup>2</sup> の破断面積を設定している。
	安全機能の喪失に対する仮定	インターフェイスシステム L O C A の発生を想定する残留熱除去系 B 系並びに同じ原子炉建屋西側区画に設置されている高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 C 系の機能喪失	インターフェイスシステム L O C A が発生した側の高圧炉心注水系の機能喪失	東海第二においては, I S L O C A 発生系統の機能喪失に加えて, 保守的に破断箇所から原子炉建屋への原子炉冷却材漏えいにより同じ原子炉建屋西側区画に設置されている系統(高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 C 系) が機能喪失する設定としている。
	外部電源	外部電源なし	外部電源なし	相違点はない。
機器条件	逃がし安全弁(原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では, 原子炉圧力が高めに維持され, 評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
操作条件	破断箇所の隔離操作	事象発生 5 時間	事象発生 4 時間	設定時間は違うが, 作業環境を考慮し, 現場移動及び操作に要する時間を考慮して設定しているという点で, 実態として相違点はない。



## 2.2 格納容器破損防止の有効性評価における柏崎刈羽 6，7 号炉との主要な相違点について

### (1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6，7 号炉	理 由
事故条件	起因事象	大破断 L O C A (再循環系配管 (出口ノズル) の破断)	大破断 L O C A (残留熱除去系配管の破断)	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、東海第二においては、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定している。
機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低 (レベル 3) 信号	事象発生と同時に	東海第二においては、原子炉水位低下を厳しくする観点で、外部電源喪失に伴うタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムを設定している。
	可搬型窒素供給装置	200m <sup>3</sup> /h	—	東海第二においては、格納容器内をドライ条件で可燃限界濃度未満に維持するために、格納容器内に窒素注入を実施することとしている。
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置第二弁全開	格納容器二次隔離弁 50%開度	東海第二においては、格納容器圧力逃がし装置第二弁全開にて格納容器ベントを実施する設計としている。
操作条件	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	事象発生 25 分後	破断口まで原子炉水位が回復後、格納容器温度約 190℃到達時	東海第二においては、原子炉注水に伴って炉内で発生する過熱蒸気が破断口から格納容器側に移行し格納容器雰囲気温度を急激に上昇させるため、原子炉注水と同時に格納容器冷却を実施する手順とすることから、操作時間を考慮して設定している。
	代替循環冷却系	事象発生 90 分後	事象発生 22.5 時間後	東海第二においては、緊急用海水系及び代替循環冷却系は常設設備であり中央制御室からの操作により対応可能であるため、操作時間を考慮して設定している。
	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度 4.0vol% (ドライ条件) 到達時	—	東海第二においては、格納容器内に窒素注入を実施することとしており、格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止する観点で設定している。
	格納容器圧力逃がし装置	サブプレッション・プール水位が通常水位 +6.5m 到達時	格納容器圧力 0.62MPa [gage] 到達時	東海第二においては、中央制御室からの遠隔操作失敗後に現場操作に要する時間を考慮して設定している。



(2) 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，溶融炉心・コンクリート相互作用

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6，7 号炉	理 由
事故条件	外部電源	外部電源なし（全交流動力電源喪失を想定）	外部電源なし（非常用ディーゼル発電機に期待）	東海第二においては，運転員の対応を厳しく評価する観点から全交流動力電源喪失を設定している。
機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル 3）信号	事象発生と同時に	東海第二においては，原子炉水位低下を厳しくする観点で，外部電源喪失に伴うタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず，原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムを設定している。
	逃がし安全弁（原子炉圧力制御時）	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二においては，原子炉圧力が高めに維持され，また，原子炉減圧時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで評価項目に対して厳しい条件として，安全弁機能に期待している。
操作条件	代替循環冷却系	事象発生 90 分後からドライウェルへ連続スプレーを実施 原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力の低下を確認した後は，ドライウェルと原子炉へ流量配分し，それぞれ連続スプレー及び連続注水を実施	事象発生 20.5 時間後	東海第二においては，緊急用海水系及び代替循環冷却系は常設設備であり中央制御室からの操作により対応可能であるため，操作時間を考慮して設定している。 また，原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の水プールに落下した際の格納容器圧力の上昇を抑制する観点から設定している。
	代替格納容器スプレー冷却系（常設）	原子炉圧力容器破損の判断後に，ドライウェルへ連続スプレーを実施 格納容器圧力の低下を確認した後は一旦停止し，再度格納容器圧力が上昇し格納容器圧力 0.465MPa[gage]に到達した場合に間欠スプレーを実施	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達を確認した場合に開始，原子炉圧力容器破損を確認した場合に停止 格納容器圧力が 0.465MPa[gage]又は格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始	東海第二においては，原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の水プールに落下した際の格納容器圧力の上昇を抑制する観点から連続スプレー条件を設定している。 また，その後も格納容器圧力の上昇を抑制する観点から，間欠スプレー条件を設定している。



2.3 使用済燃料プールの有効性評価における柏崎刈羽 6， 7 号炉との主要な相違点について

(1) 想定事故 1

柏崎刈羽 6， 7 号炉との主要な相違点はない。

(2) 想定事故 2

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6， 7 号炉	理 由
事故条件	漏えいによる使用済燃料プール水位の低下	静的サイフォンブレーカにより，サイフォン現象による流出が停止される 事象発生と同時に通常水位から約 0.23m 下まで低下	サイフォンブレーク孔によるサイフォンブレークに期待しないため，漏えい隔離操作実施（事象発生 150 分後）まで水位低下が継続	東海第二では，耐震性も含めて機器，弁類等の故障及び人的過誤の余地のない単管構造の静的サイフォンブレーカ（重大事故等対処設備）による，サイフォン現象による使用済燃料プール水の流出停止に期待した評価としている。なお，逆止弁式のサイフォンブレーカについては，その効果に期待していない。



2.4 運転停止中の原子炉での有効性評価における柏崎刈羽 6，7 号炉との主要な相違点について

(1) 崩壊熱除去機能喪失

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6，7 号炉	理 由
事故条件	外部電源	事象認知まで：外部電源あり 事象認知後：外部電源なし	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定。外部電源が喪失する時間を事象発生 1 時間後（1 時間ごとの中央制御室の巡視により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止を確認する時間）とすることにより、事象発生の認知の観点で厳しい想定とする。

(2) 全交流動力電源喪失

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6，7 号炉	理 由
操作条件	低圧代替注水系（常設）の注水開始時間	事象発生から約 1.1 時間後	事象発生から 145 分後	東海第二においては、事象発生から 25 分で低圧代替注水系（常設）の起動準備操作が完了すると設定している。原子炉の沸騰開始は事象発生から約 1.1 時間後であり、原子炉冷却材の蒸発量に応じた原子炉注水を実施することで、原子炉水位を通常運転水位付近で維持することができる。
	残留熱除去系(停止時冷却系)による原子炉冷却	事象発生から 4 時間 10 分後	事象発生から 20 時間後	東海第二においては、常設設備である緊急用海水系に期待した評価としているため。



(3) 原子炉冷却材の流出

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6， 7 号炉	理 由
事故条件	外部電源	外部電源あり	外部電源なし	外部電源がない場合は，原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの弁が閉となり，原子炉冷却材の流出が停止することから，原子炉冷却材の流出の観点で厳しい外部電源ありを設定。
操作条件	流出箇所の隔離	原子炉への注水開始後	原子炉への注水開始前	東海第二は原子炉注水による水位回復後に漏えい箇所の隔離を実施する手順としているため。

(4) 反応度の誤投入

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6， 7 号炉	理 由
機器条件	制御棒引抜阻止	期待しない	原子炉周期短信号（原子炉周期 20 秒）	東海第二においては，原子炉出力ペリオド短（20 秒），及び原子炉出力ペリオド短（10 秒）による制御棒引抜阻止には保守的に期待していない。 なお，制御棒引抜阻止に期待した場合，原子炉出力ペリオド短信号（20 秒）が発信すると制御棒引抜が停止する。ただし，本評価では制御棒の誤引き抜きにより反応度が急激に投入されるため，原子炉出力ペリオド短信号（20 秒）と原子炉出力ペリオド短（10 秒）信号によるスクラム信号がほぼ同時に発信するため，制御棒引抜阻止に期待した場合でも評価項目に与える影響はほとんどない。



## 解析条件の変更前後の評価結果について

## 1. 炉心損傷防止対策の有効性評価における解析条件の変更前後の評価結果

解析条件の変更前後における各重要事故シーケンスの評価結果を第 1 表から第 8 表に示す。なお、非居住区域境界及び敷地境界での実効線量の評価シーケンスは、全交流動力電源喪失（長期 T B）から L O C A 時注水機能喪失に変更した。

第 1 表 評価結果（高圧・低圧注水機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	約 469℃	約 338℃	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの 1%以下	同左	被覆管厚さの 15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.67MPa[gage]	約 8.09MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.32MPa[gage]	約 0.31MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 144℃	約 143℃	200℃以下
（格納容器ベント時間）	約 28 時間	約 28 時間	—

第 2 表 評価結果（高圧注水・減圧機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	約 684℃	約 711℃	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの 1%以下	同左	被覆管厚さの 15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.67MPa[gage]	約 8.09MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.04MPa[gage]	約 0.04MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 86℃	約 90℃	200℃以下



第 3 表 評価結果（全交流動力電源喪失（長期 T B））

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	初期値	初期値	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの 1%以下	同左	被覆管厚さの 15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.67MPa[gage]	約 8.46MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.28MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 161℃	約 141℃	200℃以下
（格納容器ベント時間）	約 18 時間	—	—

第 4 表 評価結果（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	初期値	初期値	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの 1%以下	同左	被覆管厚さの 15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.67MPa[gage]	約 8.09MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.30MPa[gage]	約 0.28MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 143℃	約 141℃	200℃以下

第 5 表 評価結果（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去機能が喪失した場合））

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	初期値	初期値	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの 1%以下	同左	被覆管厚さの 15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.67MPa[gage]	約 8.09MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.31MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 144℃	約 143℃	200℃以下
（格納容器ベント時間）	約 30 時間	約 28 時間	—

第 6 表 評価結果（原子炉停止機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	約 859℃	約 872℃	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの 1%以下	同左	被覆管厚さの 15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 8.39MPa[gage]	約 8.49MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.16MPa[gage]	約 0.20MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 106℃	約 115℃	200℃以下



第 7 表 評価結果（L O C A 時注水機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後 （破断面積：3.7cm <sup>2</sup> ）	評価項目
燃料被覆管最高温度	約 573℃	約 616℃	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの 1%以下	同左	被覆管厚さの 15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.67MPa[gage]	約 8.09MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.32MPa[gage]	約 0.31MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 144℃	約 143℃	200℃以下
（格納容器ベント時間）	約 28 時間	約 28 時間	—

第 8 表 評価結果（インターフェイスシステム L O C A）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	初期値	初期値	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの 1%以下	同左	被覆管厚さの 15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.23MPa[gage]	約 8.09MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	—※	—※	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	—※	—※	200℃以下

※：格納容器バイパス事象であり，評価項目に対して十分な余裕があることから比較対象外とした。



## 2. 格納容器破損防止対策の有効性評価における評価条件の変更前後の評価結果

評価条件の変更前後における各評価事故シーケンスの評価結果を第 9 表及び第 10 表に示す。

第 9 表 評価結果（雰囲気圧力・温度による静的負荷  
（格納容器過圧・過温破損）、水素燃焼）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
格納容器バウンダリにかかる圧力	約 0.62MPa[gage]	約 0.47MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリにかかる温度	約 189℃	約 157℃ （壁面温度）	200℃以下
Cs-137 放出量 （7 日間）	約 $1 \times 10^{-4}$ TBq	約 18TBq（ドライ ウェルベント時）	100TBq 以下
格納容器内の最大 酸素濃度（7 日間）	ドライ条件 約 4.1vol%	ドライ条件 約 4.0vol%	格納容器内の酸素濃度 がドライ条件に換算し て 5vol%以下

第 10 表 評価結果（高压溶融物放出／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，溶融炉心・コンクリート相互作用）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
格納容器バウンダリにかかる圧力	約 0.43MPa[gage] （原子炉圧力容器破損時）	約 0.47MPa[gage] （7 日間の最大値）	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリにかかる温度	— （記載なし）	約 151℃	200℃以下
原子炉圧力容器破 損時の原子炉圧力	約 0.16MPa[gage]	約 0.3MPa[gage]	2.0MPa[gage]以下
溶融炉心の冷却	ペDESTAL（ドライウェル 部）にて冷却維持可能	ペDESTAL（ドライウェ ル部）にて冷却維持可能	溶融炉心と格納容器バ ウンダリが接触せず， 適切に冷却できること
溶融炉心の侵食量	侵食せず，支持機能が維持 される	侵食せず，支持機能が維 持される	侵食により格納容器の 構造材の支持機能が喪 失しないこと



### 3. 使用済燃料プールの有効性評価における評価条件の変更前後の評価結果

評価条件の変更前後における各想定事故の評価結果を第 11 表及び第 12 表に示す。

第 11 表 評価結果（想定事故 1）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
使用済燃料プール水位	燃料有効長頂部から 約 7.1m 上	燃料有効長頂部から 約 6.8m 上	燃料有効長頂部の冠水
			遮蔽維持 (目安：10mSv/h <sup>※</sup> )
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

※：必要な遮蔽が維持される使用済燃料プール水位は燃料有効長頂部の約 6.4m 上

第 12 表 評価結果（想定事故 2）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
使用済燃料プール水位	燃料有効長頂部から 約 6.8m 上	燃料有効長頂部から 約 6.6m 上	燃料有効長頂部の冠水
			遮蔽維持 (目安：10mSv/h <sup>※</sup> )
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

※：必要な遮蔽が維持される使用済燃料プール水位は燃料有効長頂部の約 6.4m 上



4. 運転停止中原子炉の有効性評価における評価条件の変更前後の評価結果
- 評価条件の変更前後における各重要事故シーケンスの評価結果を第 13 表から第 15 表に示す。

第 13 表 評価結果（崩壊熱除去機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
原子炉水位	原子炉水位の低下 なし	燃料有効長頂部から 約 4.2m 上	燃料有効長頂部冠水
			遮蔽維持 (目安：10mSv/h <sup>※</sup> )
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

※ 必要な遮蔽が維持される原子炉水位は燃料有効長頂部の約 1.7m 上

第 14 表 評価結果（全交流動力電源喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
原子炉水位	原子炉水位の低下 なし	原子炉水位の低下 なし	燃料有効長頂部冠水
			遮蔽維持 (目安：10mSv/h <sup>※</sup> )
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

※ 必要な遮蔽が維持される原子炉水位は燃料有効長頂部の約 1.7m 上

第 15 表 評価結果（原子炉冷却材の流出）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
原子炉水位	燃料有効長頂部から 約 3.7m 上	燃料有効長頂部から 約 15m 上	燃料有効長頂部冠水
			遮蔽維持 (目安：10mSv/h <sup>※</sup> )
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

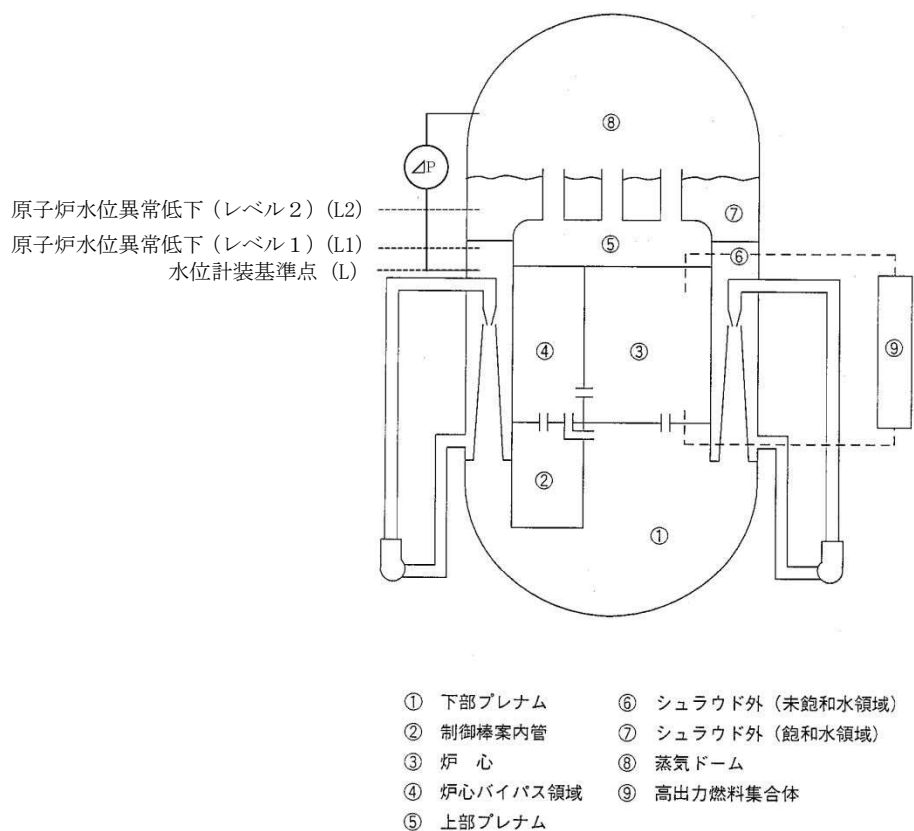
※ 必要な遮蔽が維持される原子炉水位は燃料有効長頂部の約 2.6m 上



## 8 SAFERにおける高圧炉心スプレイ系等の自動起動信号の模擬について

SAFER コードでは、高圧炉心スプレイ系等の自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル 2）など）について、蒸気ドーム部とシュラウド外との差圧を計算することで簡易的に原子炉水位計装を模擬することにより発信している。第 1 図に SAFER における原子炉水位計装の模擬の概略を示す。

- ・ 原子炉水位異常低下（レベル 2）設定差圧； $\Delta P_2 = \rho \times (L2 - L)$
- ・ 原子炉水位異常低下（レベル 2）信号発信； $\Delta P \leq \Delta P_2$



第 1 図 SAFER における原子炉水位計装の模擬



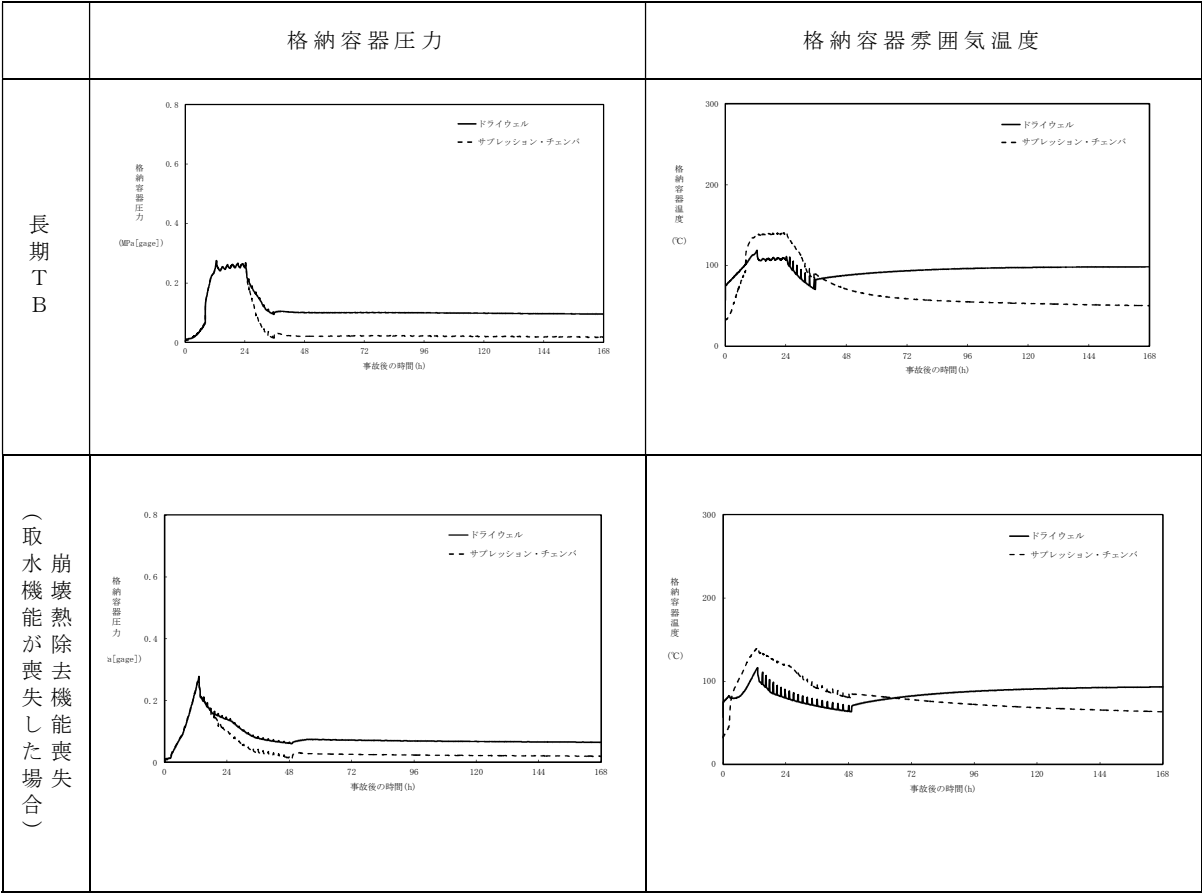
## 9. 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱

残留熱除去系による格納容器除熱において、残留熱除去系海水系に期待した場合と緊急用海水系に期待した場合の格納容器挙動の違いについて以下に述べる。

事象発生の約24時間後に残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱を実施する「全交流動力電源喪失（長期TB）」と事象発生の約13時間後に緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱を実施する「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」における格納容器圧力及び雰囲気温度の挙動の比較を第1図に示す。

いずれの事故シーケンスにおいても、格納容器圧力及び雰囲気温度は、残留熱除去系による格納容器除熱を開始してすぐに低下傾向に転じている。このため、少なくとも事象発生の13時間後以降であれば、緊急用海水系を用いた場合でも残留熱除去系海水系を用いた場合と同様に十分な除熱性能を得ることができ、評価項目となるパラメータに与える影響は軽微であると考えられる。





第 1 図 残留熱除去系海水系に期待した場合と緊急用海水系に期待した場合の解析挙動の比較



## 10 米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性

原子炉停止機能喪失事象の解析条件について、米国の BWR プラントとの比較を第 1 表に示す。

米国では、一部の項目において、設計基準事故の条件に合わせた解析値を使用しているが、東海第二発電所の解析条件では、ガイドに基づき設計値を使用していること、米国では原子炉側と格納容器側を同時に解析していないことに伴う高圧炉心スプレイ系の起動条件が異なることが、主な相違点として挙げられる。

ただし、これらの相違は、対策の有効性を評価するという観点において問題となるものではなく、東海第二発電所の原子炉停止機能喪失における解析条件は妥当であると考ええる。

### < 参考資料 >

- ・ COLUMBIA GENERATING STATION SAFETY ANALYSIS REPORT, Chapter 4, December 2013
- ・ COLUMBIA GENERATING STATION SAFETY ANALYSIS REPORT, Chapter 15, December 2013



第 1 表 解析条件の比較

No	項目	米国	東海第二	備考
1	原子炉出力	約 105% 出力	定格値	定格運転状態
2	原子炉圧力	定格圧力	定格圧力	定格運転状態
3	炉心流量	100% 炉心流量	85% 炉心流量	定格運転状態
4	蒸気流量	約 105% 蒸気流量	定格値	定格運転状態
5	給水温度	定格運転相当	定格運転相当	定格運転状態
6	ボイド係数 保守ファクタ	(保守ファクタあり)	1.25 倍	
7	ドブプラ係数 保守ファクタ		0.9 倍	
8	MSIV 閉鎖	設計値	設計値下限	
9	SRV モード	逃がし弁モード	逃がし弁モード	
10	SRV 設定値／容量	逃がし弁解析値	逃がし弁設計値	注 1
11	炉圧高 ATWS－RPT	解析値	設計値	注 1
12	SLC ポンプ容量	325L／min(2 台起動)	163L／min(1 台起動)	米国は 2 台運転
13	SLC 濃度	設計値	設計値	
14	RCIC 起動	L 2	L 2	
15	RCIC 起動遅れ	(記載なし)	0 秒	注 2
16	RCIC 注水流量	設計値	設計値	注 2
17	HPCS 起動	L 2	格納容器圧力高	米国では，原子炉側と格納容器側を同時に解析していないため，格納容器圧力高をトリガーとしていない。
18	HPCS 起動遅れ	(記載なし)	0 秒	注 2
19	HPCS 注水流量	設計値	実力ベースの 注入特性	注 2
20	RCIC／HPCS 停止	L 8	水位低下維持操作による	
21	RHR 冷却容量	設計値	設計値	
22	初期 S／P 体積	設計値	設計値	
23	初期 S／P 水温度	約 32℃	32℃	
24	SLC 起動	手動（ATWS 炉圧高又は S／P 水温度高の遅い方から 2 分）	手動（事象発生から 6 分）	
25	RHR 起動	手動（事象発生から 11 分）	手動（事象発生から 17 分）	
26	給水ランバック	手動(S／P 水温度高)	なし	

(注 1) 米国は D B A 評価に用いている解析値を使用。国内は設計値を使用している。

(注 2) 原子炉水位が高めに維持された方が反応度的に厳しい条件となることから，東海第二では起動遅れを 0 秒とし注水流量は実力ベースの注水特性を用いている。但し，RCIC については一定流量に制御されるため設計値の注水特性を用いている。



## 11 原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバックの自動化を今後の課題とする理由

今回の有効性評価では、給水ランバック操作を想定していない。このため、復水器ホットウェル水位の低下により給水ポンプがトリップするまでの間、給水・復水系により原子炉水位が維持されるため、原子炉出力は高い状態を維持し、原子炉で発生した蒸気が逃がし安全弁を介してサプレッション・プールへ流入する状態が継続する。

一方、本来の運転手順では原子炉停止機能喪失が発生した場合、運転員によって給水流量を低下させ、出力を抑制する（給水ランバック操作）ことから、今回の有効性評価はこの点で保守的な評価となっている。

給水ランバック操作による出力抑制の考え方と米国の一部で導入されている給水ランバックの自動化を今後の検討課題と位置付ける理由について以下に示す。

### 1. 給水ランバック操作について

原子炉の停止機能が喪失した場合には、「非常時運転操作手順書（徴候ベース）」の「反応度制御（RC/Q）」に従い対応する。

「反応度制御（RC/Q）」では、「原子炉が隔離状態」又は「原子炉出力が55%以上」である場合に、給水を手動で絞り原子炉水位低下の操作を行うことを定めている。

これによって原子炉水位が低下することで原子炉出力が抑制されるとともに、サプレッション・プールへの蒸気流入も低減される。この場合、原子炉水位は原子炉水位異常低下（レベル1）近傍に維持することとしている。



## 2. 自動化を考慮した場合の対応時間とプラント挙動について

自動化（米国の例では中性子束と原子炉圧力高の and 条件）した場合のプラント挙動では、解析結果よりも早いタイミングで原子炉水位を低下させることで、原子炉出力の上昇が緩和され、また、給水加熱喪失による反応度投入の影響がより小さくなることから、沸騰遷移による燃料被覆管温度の上昇が抑制されると共に、サプレッション・プールへの蒸気の流入量が低下し、サプレッション・プール水温度上昇が抑制されるものと考えられる。

しかしながら、有効性評価解析では、事象発生から約 131 秒後に「復水器ホットウェル水位低低」により給水・復水系が停止している。このように、比較的短時間で給水・復水系の停止に至ることから、仮に給水ランバックを自動化してもサプレッション・プール水温度上昇抑制に寄与する効果は限定的と考える。

## 3. 給水ランバックの自動化を見込まない理由

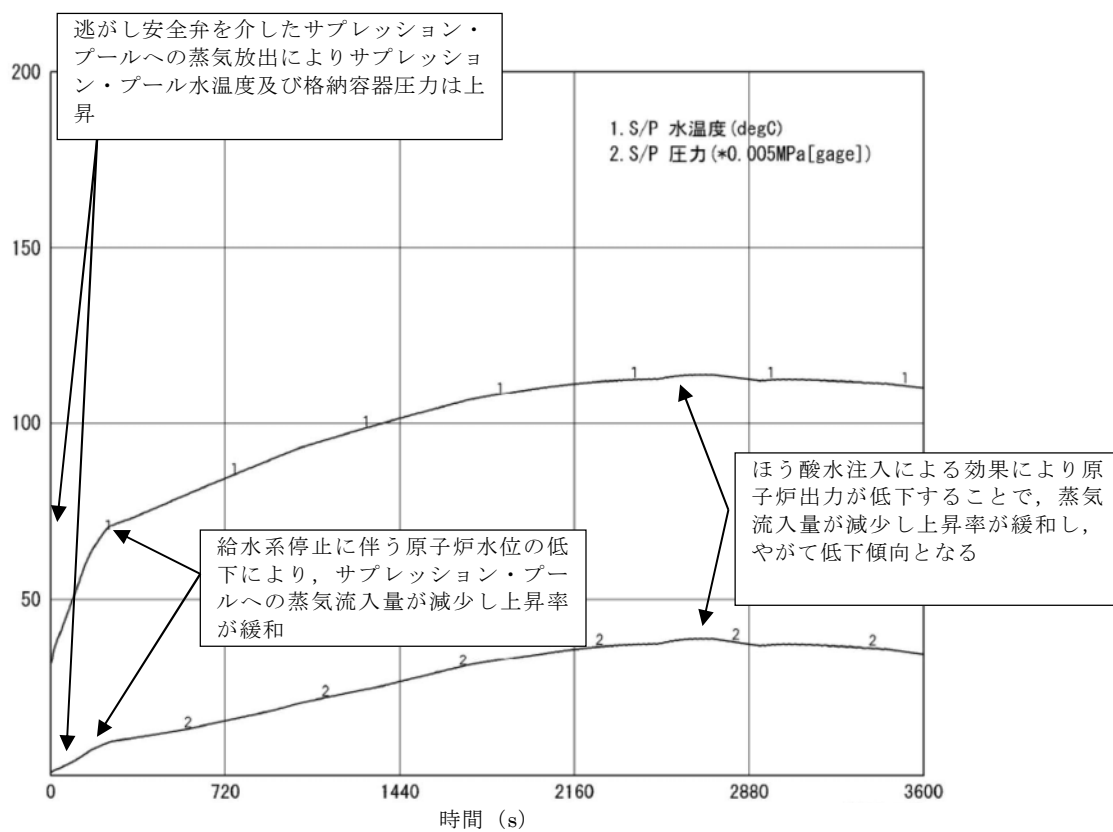
有効性評価解析では、運転員による給水ランバック操作を考慮していないが、評価項目を満足し、炉心損傷を防止できる結果となっている。給水ランバックについては、事象発生から数十秒後のサプレッション・プール水温度の上昇を抑制する観点で有効と考えられるが、サプレッション・プール水温度については、運転員による給水ランバック操作を考慮していない有効性評価解析であっても最大約 115℃であり、評価項目である 200℃に対して十分な余裕がある。この観点から、今回の評価条件を前提としても給水ランバックの自動化は原子炉停止機能喪失事象への必須の対策とはならないものとする。また、原子炉停止機能喪失事象への重大事故等防止対策としては今回の評価では考慮していない出力抑制機能として代替制御棒挿入機能を備えている。



給水ランバックは炉心への冷却材供給を抑制する操作であり、これを自動化した場合、誤動作が生じた際には予期せぬ炉水位の低下につながる恐れがある。原子炉水位の維持は原子炉安全上の重要な項目であり、これに外乱を与えうるインターロックの導入は設計思想の観点からも十分な検討が必要と考える。

給水ランバックの自動化は米国の一部のプラントにおいて採用されており、サプレッション・プール水温度の上昇を抑制する観点では一定の効果が見込まれるものの、運転員による操作対応でも十分許容できる範囲で制御できること及び予期せぬ誤動作が生じた際には原子炉水位への外乱となることが懸念されるため、既設プラントへの追設の要否については今後の検討課題として取り組みたいと考えている。





第 1 図 サプレッション・プールの水温，格納容器圧力の時間変化



## 12 全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包絡しているかについて

部分的な制御棒挿入失敗の場合，プラント全体の挙動としては全制御棒挿入失敗に比べて原子炉出力が低下するため，評価項目となるパラメータである原子炉圧力，格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度に及ぼす影響は小さくなる。

ここでは部分的な制御棒挿入失敗により，径方向出力分布に偏りが生じた場合の燃料被覆管最高温度（以下「P C T」という。）への影響について，検討した結果を示す。

### 1. 部分制御棒挿入失敗の発生パターンについて

B W R - 5 の制御棒は水圧駆動系（以下「H C U」という。）により挿入される。部分的な制御棒挿入失敗としては，水圧駆動系の故障，電氣的な故障のいずれかによる機能喪失が考えられる。

#### ① 水圧駆動系の故障

水圧駆動系の故障の場合について考えると，1 台の H C U によって挿入される制御棒は 1 本であることから，同時に 3 台～4 台の H C U が故障したことを想定しても，その他の制御棒は挿入されるため，原子炉の出力はほぼゼロになる（第 1 表参照）。

#### ② 電氣的な故障

電氣的な故障の場合について考えると，水圧制御ユニットは 4 グループに分割されていて，それぞれのグループに属する制御棒は炉心径方向に分散配置されているため，電磁弁作動回路



の接点固着等の共通原因故障により，部分的に制御棒挿入に失敗しても径方向に対して制御棒挿入の偏りが生じることはない（第 2 表参照）。

## 2. 部分制御棒挿入失敗時の影響について

万が一，部分制御棒挿入失敗事象が発生し，径方向出力分布に偏りが生じた場合には，燃料被覆管温度に関係する項目として，バンドル出力及び核熱安定性の発振限界に対する余裕への影響が考えられる。しかしながら，以下に示すとおり，部分制御棒挿入失敗時の P C T への影響は，全制御棒の挿入失敗時の評価に包絡されていると考える。

### (1) バンドル出力

部分制御棒挿入失敗の場合，1. に示すように原子炉出力は全制御棒失敗の場合に比べ低く整定するため，給水・復水系による注水量が全制御棒挿入失敗時に比べて少なく，給水加熱喪失による出力上昇が抑えられる。これにより，制御棒未挿入領域のバンドル出力上昇は，全制御棒挿入失敗に比べ低くなるため，P C T への影響は全制御棒挿入失敗時の評価に包絡され则认为られる。

### (2) 核熱安定性の発振限界に対する余裕

部分制御棒挿入失敗の場合，全制御棒挿入失敗時に比べて制御棒未挿入領域のバンドル出力上昇が低く，当該領域でのボイド率の上昇も小さくなる。これより，ボイド反応度フィードバックが小さくなり，給水加熱喪失状態における核熱安定性の発振限界に

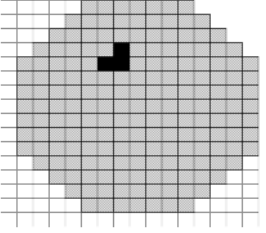
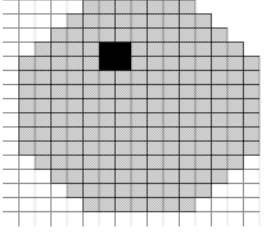


対する余裕が大きくなるため、炉心一体振動による出力振動は発生し難くなると考えられる。したがって、核熱不安定による出力振動発生に伴う P C T への影響は、全制御棒挿入失敗時の評価に包絡されると考えられる。

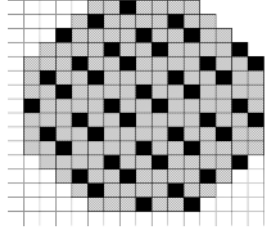
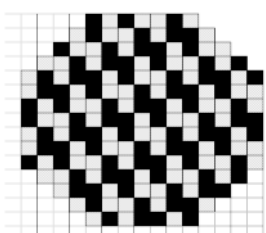
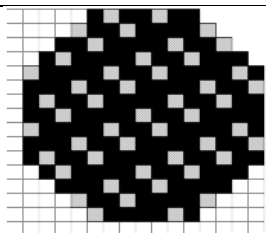
なお、領域不安定事象に対しては、1. の想定される部分制御棒挿入失敗の発生パターンの検討に示すように、スクラム時に数本の制御棒だけが挿入され、原子炉出力が高めに整定し、かつ径方向出力分布に偏りが生じることにより、領域不安定が発生し易くなるパターンとなることはないと考えられる。



第 1 表 制御棒の水圧制御ユニットの故障による部分制御棒挿入の  
パターン

部分制御棒挿入失敗時のパターン	仮定した失敗要因		原子炉出力
	隣接 3 本の 制御棒 未挿入	個々の制御棒の水圧制御ユニット の機械的故障の同時発生	未臨界 (未臨界)
	隣接 4 本の制 御棒 未挿入	同上	～ 0 % (～ 0 %)

第 2 表 電気系統故障による部分制御棒挿入のパターン

部分制御棒挿入失敗時のパターン	仮定した失敗要因		原子炉出力
	分散 1/4 炉心制御棒 未挿入	電気系統の故障 水圧制御ユニットグループ (スクラムグループ) 1 系統の失敗	未臨界 (未臨界)
	分散 1/2 炉心制御棒 未挿入	電気系統の故障 水圧制御ユニットグループ (スクラムグループ) 2 系統の失敗	～ 0 % (～ 0 %)
	分散 3/4 炉心制御棒 未挿入	電気系統の故障 水圧制御ユニットグループ (スクラムグループ) 3 系統の失敗	～ 20%程度 (～ 10%程度)

■ : 未挿入制御棒

( ) 内は再循環系ポンプトリップ後の推定値

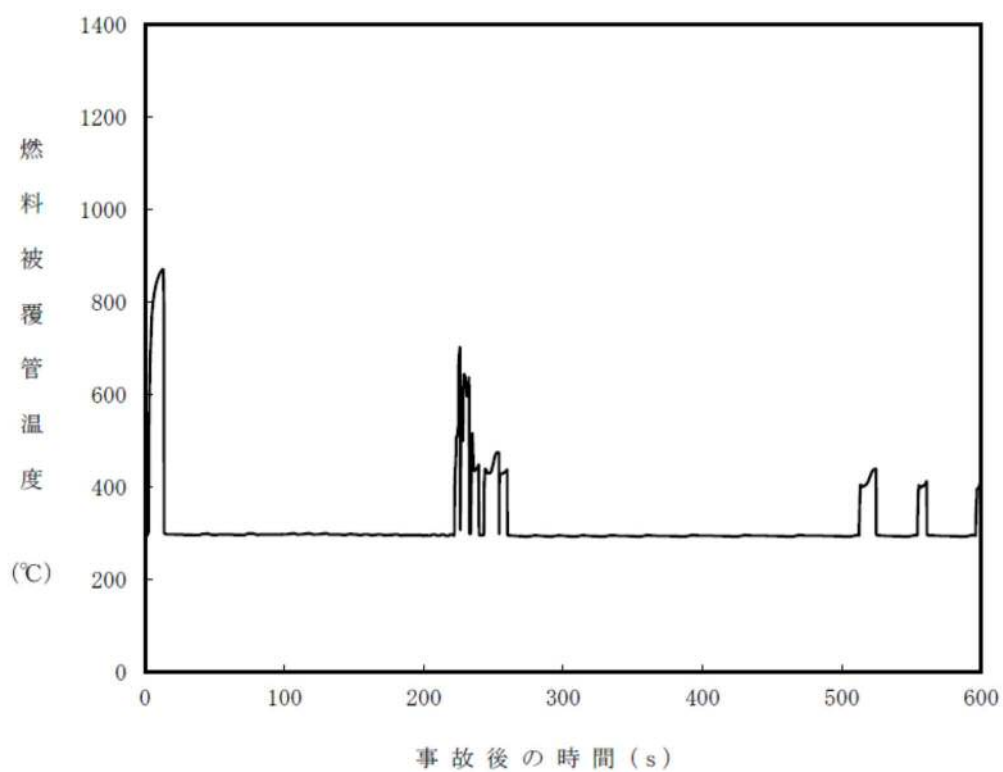


### 13 原子炉停止機能喪失の 300 秒以降の燃料被覆管温度挙動について

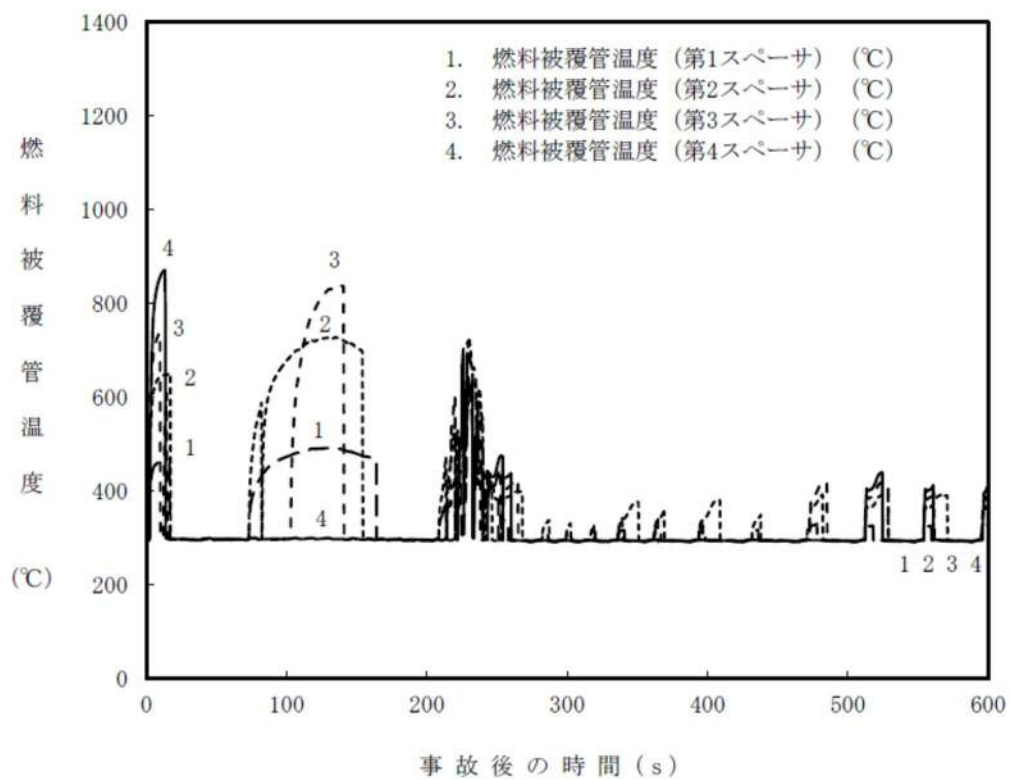
復水器ホットウェル水位の低下により給水ポンプが停止した後に中性子束及び原子炉水位が静定する 600 秒までの燃料被覆管温度の推移を第 1 図（燃料被覆管最高温度発生位置）及び第 2 図（沸騰遷移発生位置）に示す。

300 秒以降も沸騰遷移に伴う被覆管温度の上昇及びリウェットによる温度低下を繰り返す挙動が見られるが、給水ポンプ停止に伴い原子炉出力が大幅に低下していることから、ファーストピークを上回ることはない。また、600 秒以降は、ほう酸水注入に伴い徐々に原子炉出力が低下することから、沸騰遷移発生に伴う被覆管温度の上昇は徐々に抑制される。



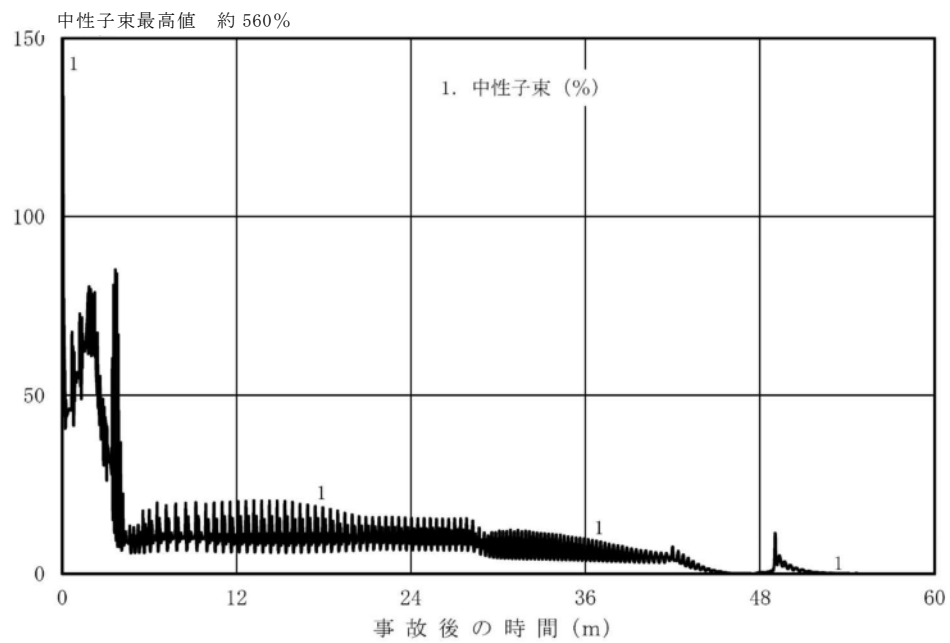


第 1 図 燃料被覆管温度（燃料被覆管最高温度発生位置）の推移（600 秒まで）

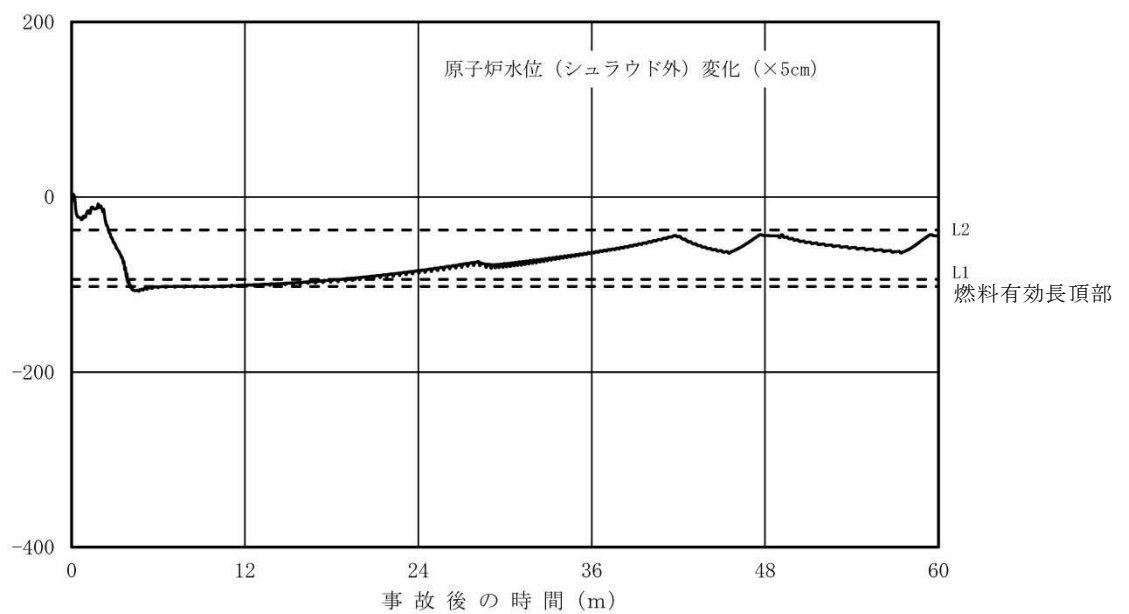


第 2 図 燃料被覆管温度（沸騰遷移発生位置）の推移（600 秒まで）





第 3 図 中性子束の推移 (60 分まで)



第 4 図 原子炉水位の推移 (60 分まで)



## 14 給水ポンプ・トリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響

### 1. はじめに

原子炉停止機能喪失の有効性評価では、主蒸気流量の遮断に伴う給水加熱喪失により原子炉出力が上昇し、復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップするまで上昇を継続する。

一方、燃料被覆管温度の挙動は、ベースケースにおいては事象発生直後のファーストピークが最も高くなるが、上記の給水加熱喪失に伴う原子炉出力上昇の影響はセカンドピークに現れる。また、原子炉出力の上昇が継続することで、サブプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の評価にも影響する。

このため、電動駆動給水ポンプのトリップ時刻が評価結果に与える影響を確認するため、保守的に復水器ホットウェル水位の低下で電動駆動給水ポンプがトリップせずに復水器ホットウェルが枯渇するまで運転を継続するとした場合の感度解析を実施した。

### 2. 評価条件

電動駆動給水ポンプのトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした以外はベースケースと同じ評価条件である。

### 3. 評価結果

感度解析の評価結果を第1図から第12図に示す。また、評価結果のまとめを第1表に示す。



電動駆動給水ポンプがトリップするまでの時刻は、事象発生から約 319 秒後となり、ベースケースの約 131 秒後から約 188 秒遅れる結果となった。

燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）は、流量と出力のミスマッチが継続することで、約 1,194℃とベースケースよりも高くなるが、評価項目を満足する。また、サプレッション・プール水温度の最高値は約 148℃、格納容器圧力の最高値は約 0.50MPa[gage]となり、いずれも評価項目を満足する。

以上の結果より、電動駆動給水ポンプがトリップせずに、復水器ホットウエルが枯渇するまで運転が継続すると仮定した場合についても評価項目を満足することを感度解析により確認した。

なお、原子炉停止機能喪失時の実際の運転操作においては、運転員は給水流量を手動にて調整し、原子炉水位を低めに維持することで原子炉出力を低下せるとともに、格納容器圧力上昇時には残留熱除去系による格納容器スプレイを実施する。



第 1 表 電動駆動給水ポンプ運転継続による評価項目への影響

項 目	感度解析	ベースケース	評価項目
電動駆動給水ポンプ	復水器が枯渇するまで運転継続（約 319 秒後）	復水器水位低でトリップ（約 131 秒後）	—
燃料被覆管最高温度（℃）	約 1,194	約 872	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量（％）	約 5％	1％以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15％以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力（MPa[gage]）	約 8.49	約 8.49	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の 1.2 倍）を下回る
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力（MPa[gage]）	約 0.50	約 0.20	0.62MPa[gage]を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度（サプレッション・プール水温（℃））	約 148	約 115	200℃を下回る

※ 熱伝達相關式（修正 Dougall-Rohsenow 式）の適用性について

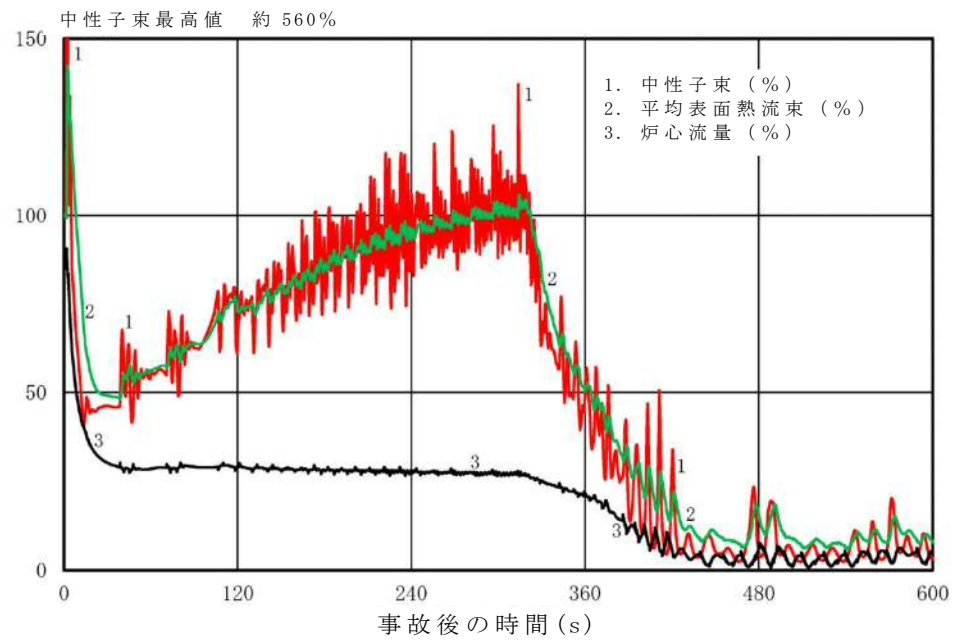
SCAT コードの説明資料<sup>1</sup>では、燃料被覆管温度 700℃～800℃程度の範囲について、5×5 高温ポスト BT 試験と解析の結果を比較している。比較の結果、クオリティが 0.9 程度となる位置で修正 Dougall-Rohsenow 式の評価の保守性が小さくなることを確認したことから、クオリティが大きくなることで保守性が小さくなる傾向を示すものと考えている。

これは、修正 Dougall-Rohsenow 式では燃料被覆管表面温度を保守側に評価するために燃料被覆管表面での液滴蒸発の効果を無視している特性が影響しているものと考えられる。

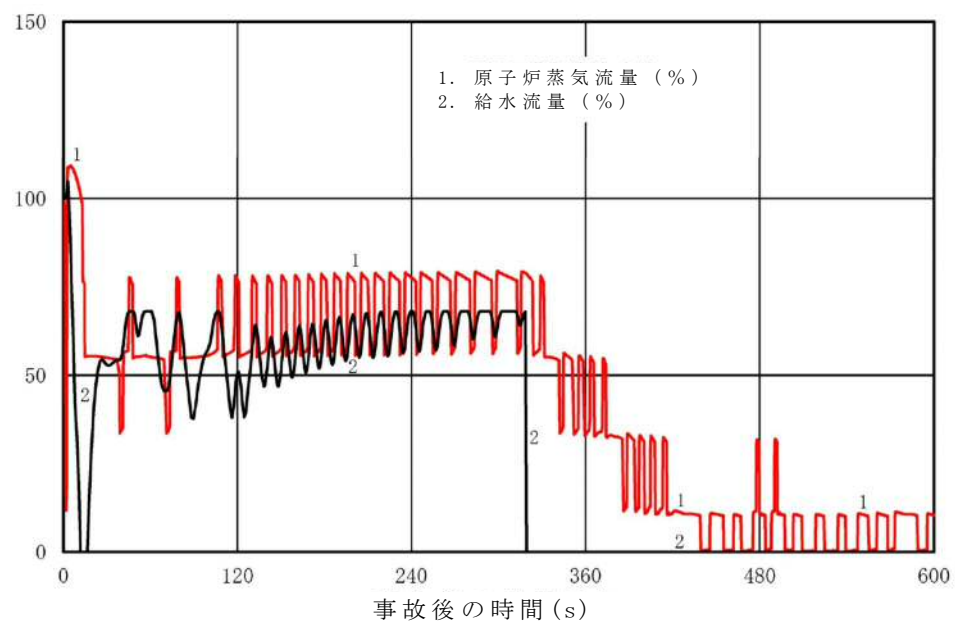
本評価における、燃料被覆管最高温度が発生する時間領域での燃料被覆管最高温度の発生位置（第 4 スペーサ位置）のクオリティは 0.5～0.6 程度である。この場合、修正 Dougall-Rohsenow 式の評価の保守性は小さくなる傾向であると考えられるものの、修正 Dougall-Rohsenow 式を適用することによって保守側の評価結果が得られると考えられる。このため、燃料被覆管最高温度が 1,200℃以下であることを確認する観点で、修正 Dougall-Rohsenow 式を適用することに問題はない。

<sup>1</sup>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 第 4 部 SCAT



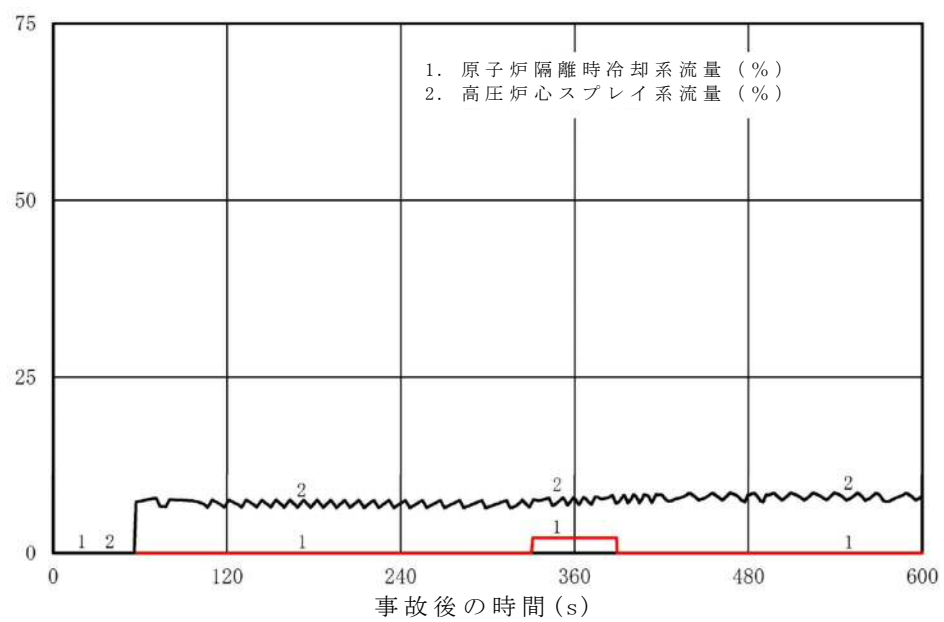


第 1 図 中性子束及び炉心流量の推移（短期）

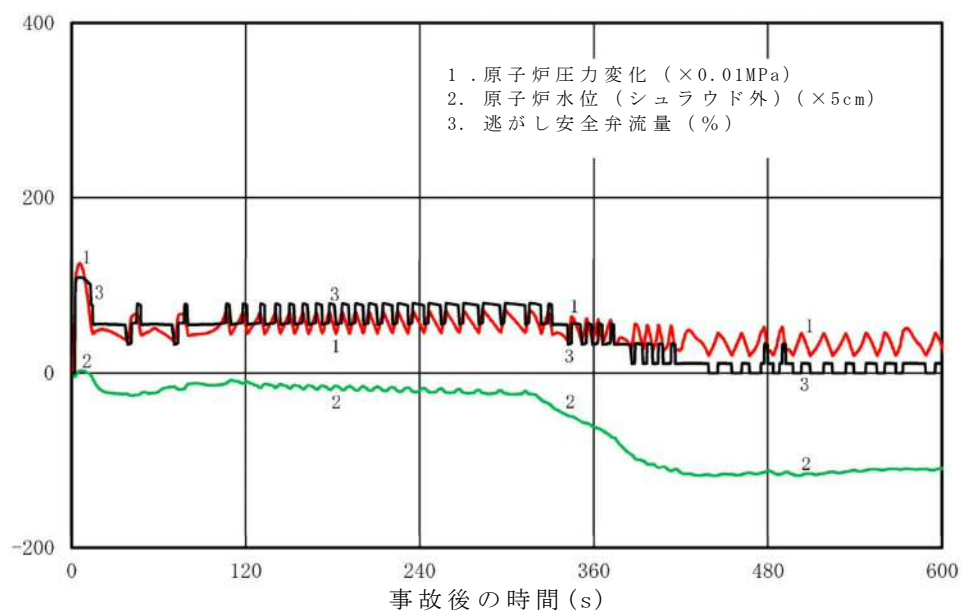


第 2 図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移（短期）



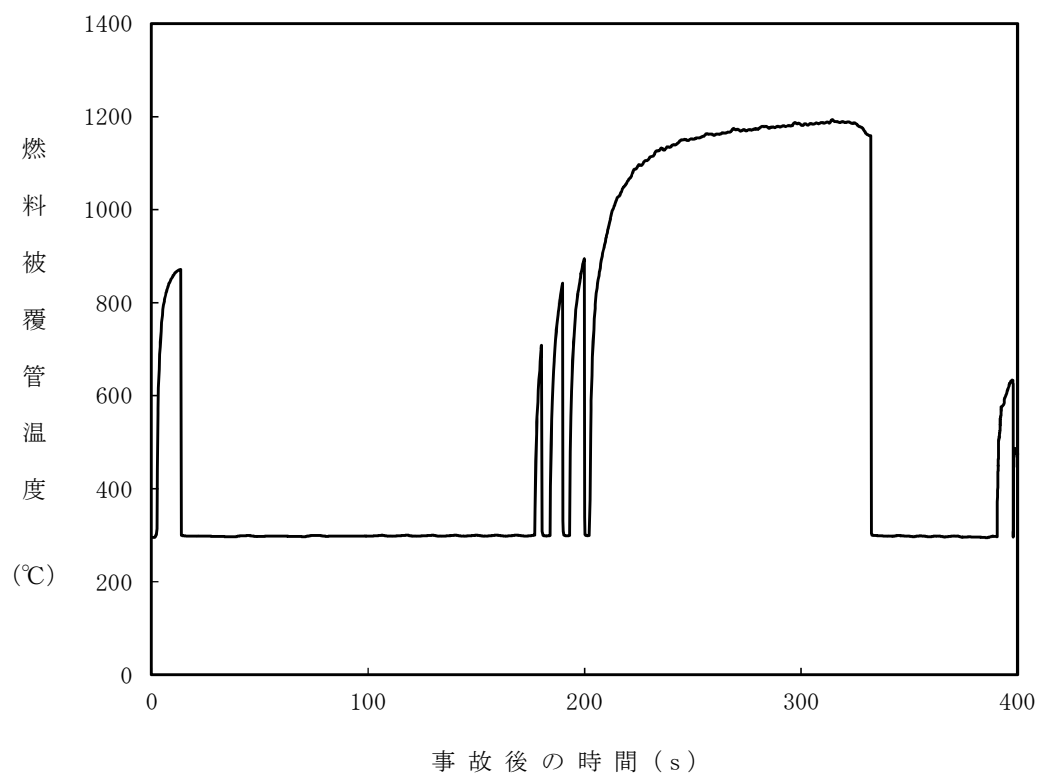


第 3 図 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の流量の推移  
(短期)



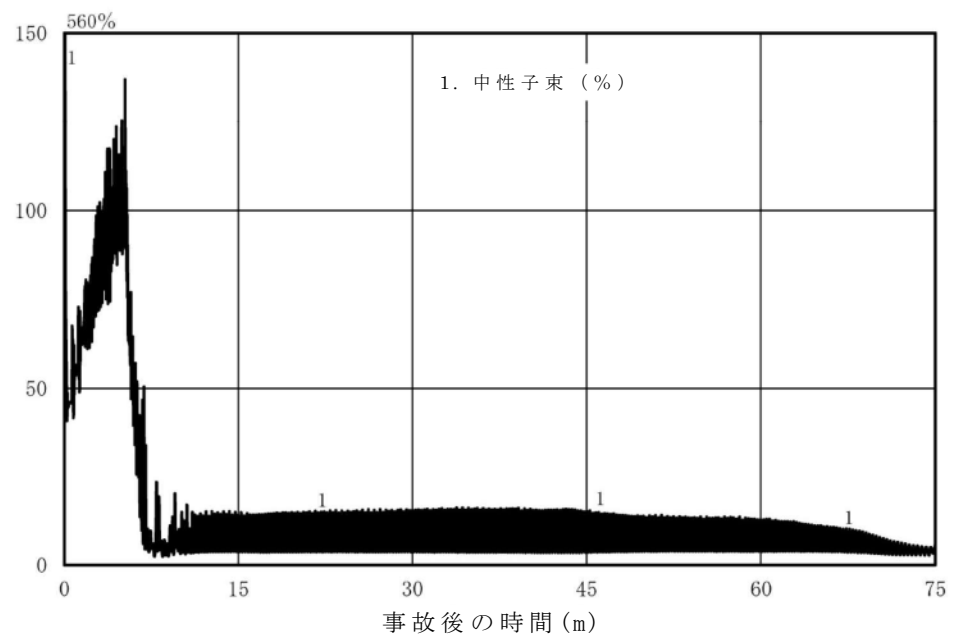
第 4 図 原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド外水位）及び  
逃がし安全弁の流量の推移（短期）



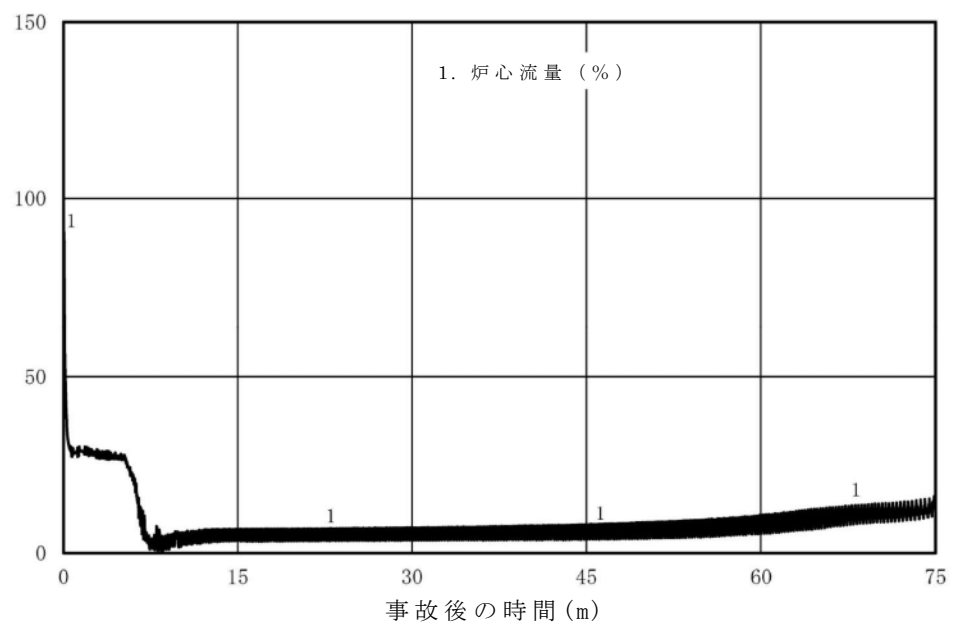


第 5 図 燃料被覆管温度の時間変化（短期）



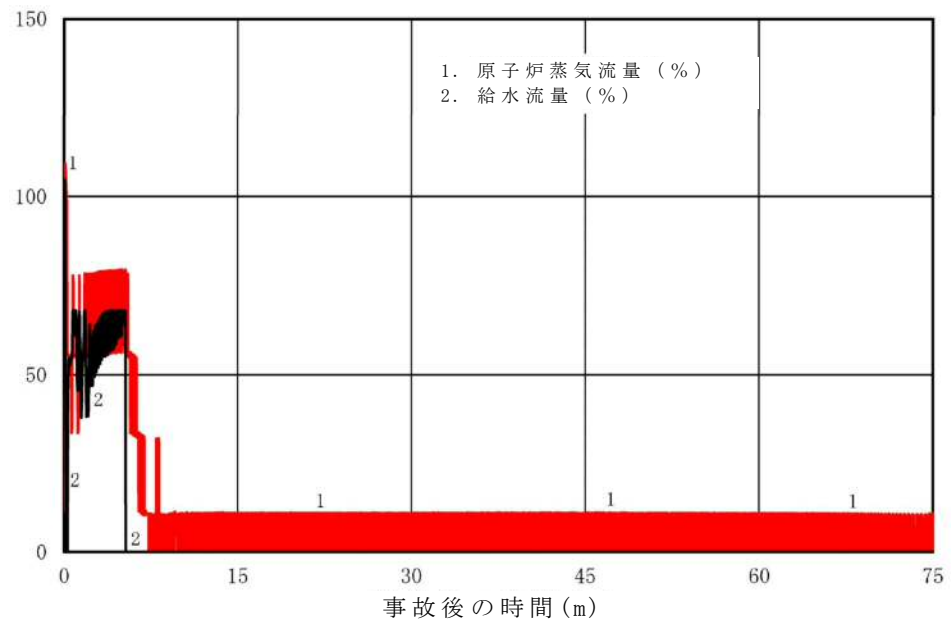


第 6 図 中性子束の推移（長期）

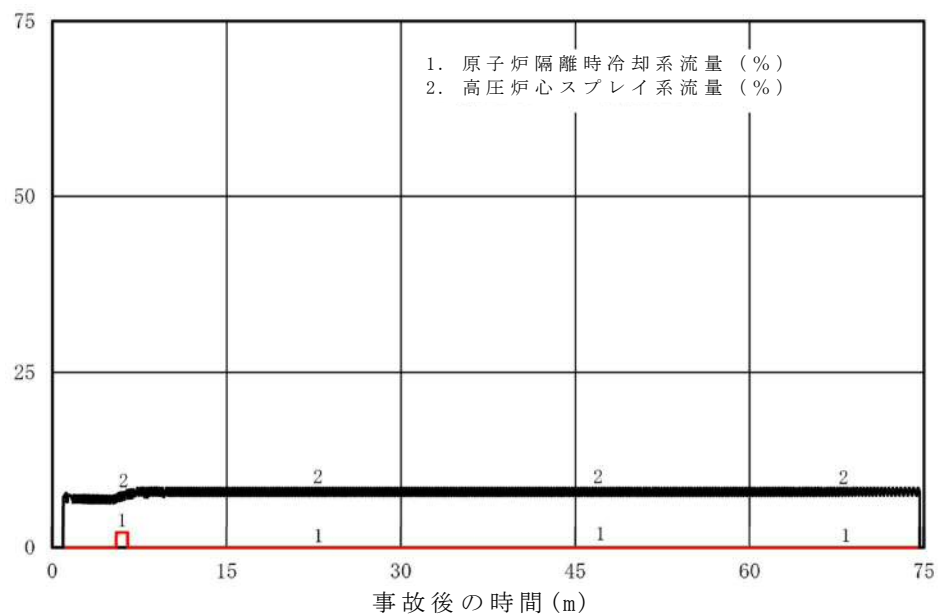


第 7 図 給水流量及び平均表面熱流束の推移（長期）



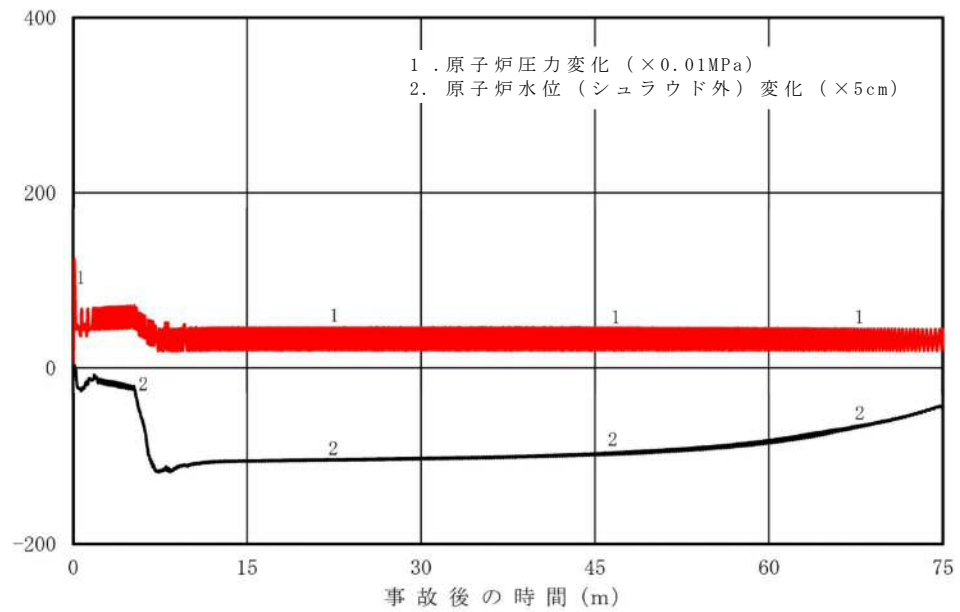


第 8 図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移（長期）

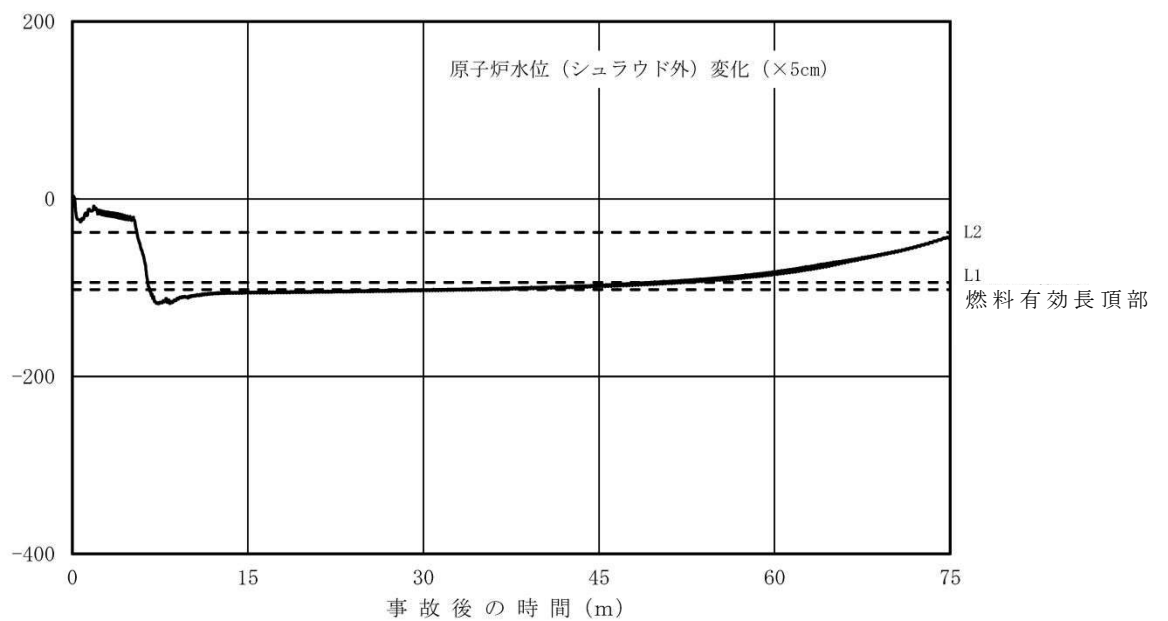


第 9 図 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の流量の推移  
（長期）



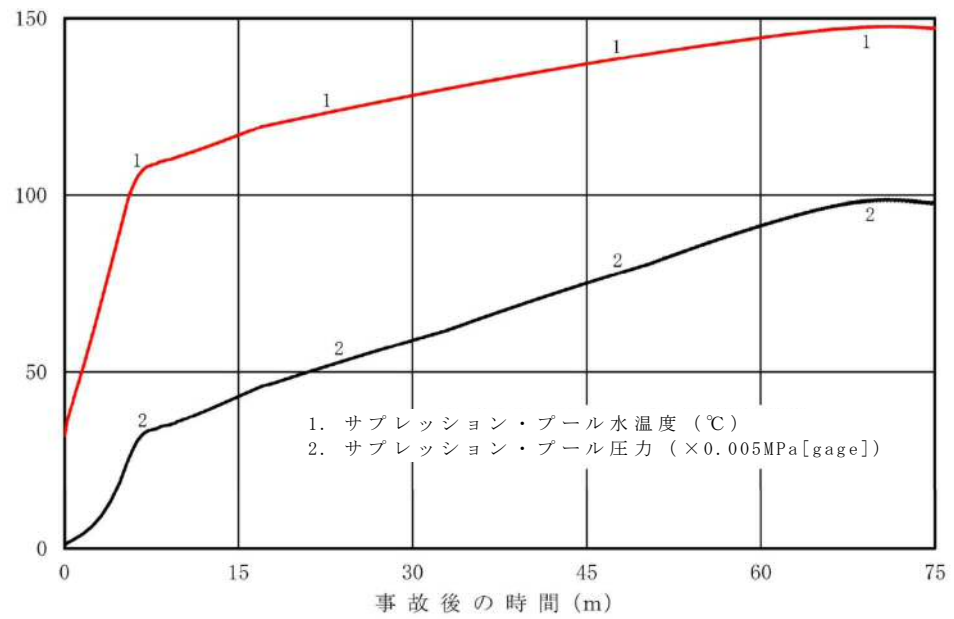


第 10 図 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド外水位）の推移  
（長期）



第 11 図 原子炉水位（シュラウド外水位）の推移（長期）





第 12 図 サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の推移  
(長期)



## 15 A D S 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響（参考評価）

### 1. はじめに

自動減圧系は、ドライウェル圧力高（13.7kPa [gage]）信号及び原子炉水位異常低下（レベル1）信号の発信から120秒の時間遅れの後、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）のポンプ吐出圧力が確立している場合に作動し、逃がし安全弁7個を開放することで原子炉を急速減圧する。

自動減圧系の作動によって原子炉が急速減圧された場合、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）により、炉心に大量の低温水が注入される。これは、制御棒等による未臨界が確保されていない原子炉に対して、炉心のボイドの急激な潰れに伴う急激な出力上昇をもたらすこととなる。

この急激な出力上昇を防ぐために、原子炉スクラム失敗時には、自動減圧系の自動起動を阻止するためのスイッチを設けるとともに、手順書を整備し、継続的な訓練を実施している。これを考慮し、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価では、運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待している。

ここでは、自動減圧系の自動起動を阻止する操作に失敗した場合の影響を確認するため、T R A C G（R E D Yでは減圧挙動※を取り扱うことができないため）を用いて感度解析を実施した。なお、T R A C GコードはR E D Yコードで取り扱うことができない中性子束振動現象を評価し、評価結果を参照するために用いたコードである。本評価はこの目的に照らして実施したものではないため、本評価はあくまで参考評価の位置付けである。

※：低圧状態における修正 S h u m w a y 関連式の適用性

T R A C Gに組み込まれているリウエット関連式である、修正 Shumway 関連式は、



試験データベースの圧力範囲が 0.4MPa～9MPa とされている（T R A C G Model Description（N E D O－32176）6.6.7 章参照）。よって、修正 Shumway 相関式は、A D S 自動起動阻止失敗時に原子炉圧力が減圧された低圧状態（0.5MPa～0.6MPa 程度）においても適用可能であり、かつ最小安定膜沸騰温度を保守側（低め）に予測する。

## 2. 評価条件

自動減圧系の自動起動を阻止する操作に失敗すること以外は、ベースケースと同じ評価条件である。この場合、残留熱除去系は原子炉注水に使用することから、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）には期待しないこととする。

## 3. 評価結果

評価結果を第 1 図から第 7 図に示す。評価結果のまとめを第 1 表に示す。

事象発生後約 400 秒で自動減圧系が作動することにより原子炉圧力が低下し、高圧炉心スプレイ系の注水流量が増加するとともに約 550 秒から低圧炉心スプレイ系、約 590 秒から残留熱除去系（低圧注水系）による注水が開始される。これに伴い炉内のボイド率が低下することで、正の反応度が投入され、約 600 秒、約 1,000 秒付近で原子炉出力が上昇する。その後、ボイド及びドップラフィードバックによる負の反応度印加及び原子炉圧力の上昇に伴う原子炉注水流量の減少により原子炉出力は低下する。

燃料被覆管最高温度は、約 660 秒後に約 590℃まで上昇する。また、全反応度が最大となるのは約 590 秒時点で約 1\$ である。

以降は、低圧炉心スプレイ系等の注水に伴う原子炉出力の上昇及び原子炉圧力上昇により原子炉注水流量が減少することに伴う原子炉出力の低下を繰り返すが、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入により徐々に原子炉



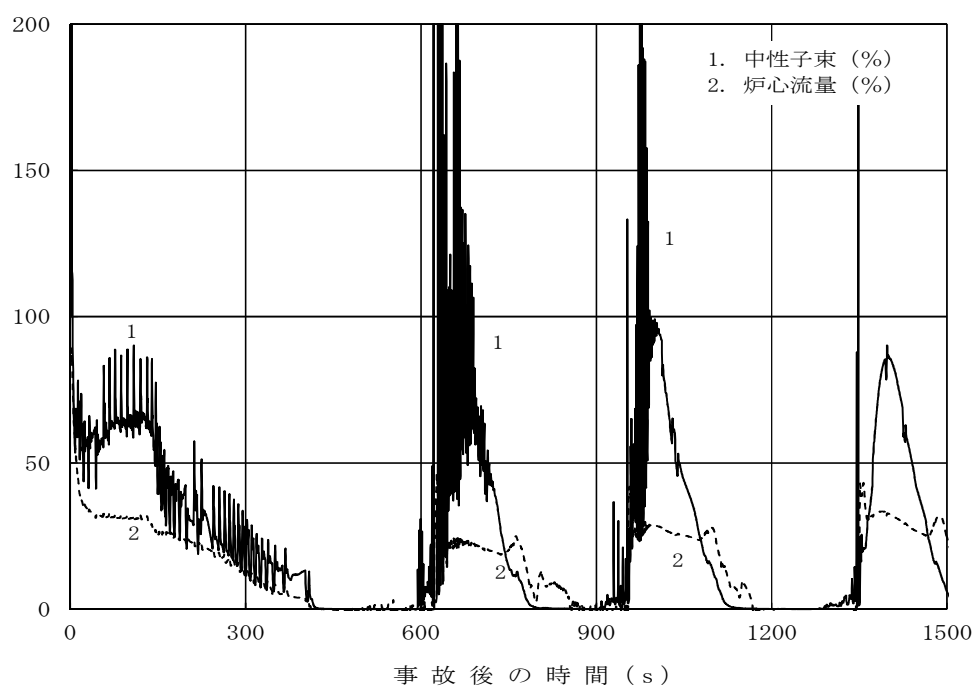
出力が低下する傾向となる。

第 1 表 A D S 自動起動阻止操作の失敗を考慮した場合の評価項目への影響

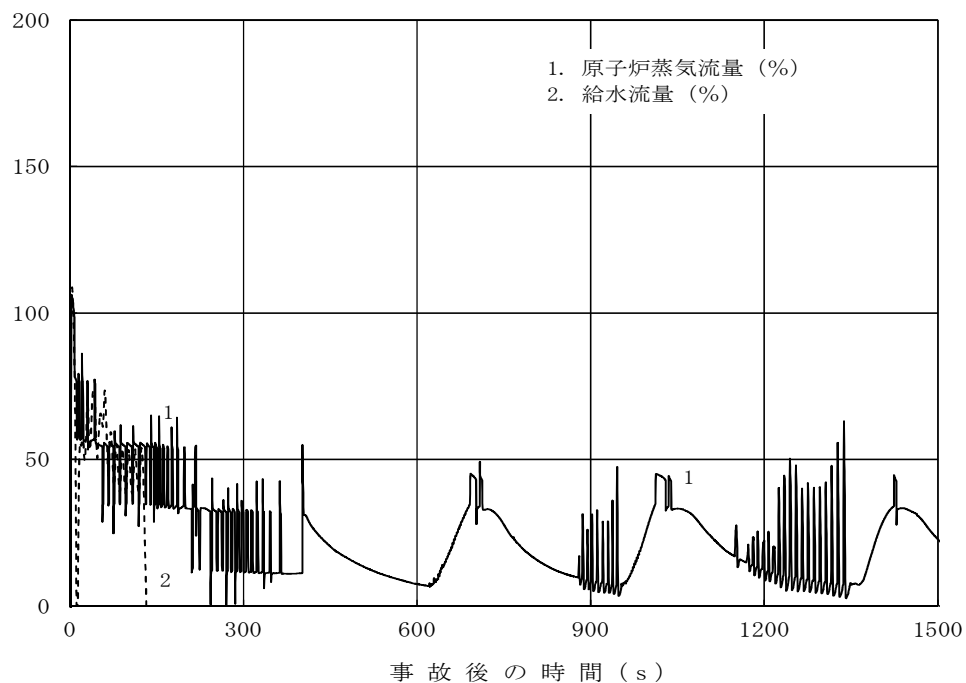
評価項目	解析結果 (T R A C G 参考解析)
燃料被覆管温度 (℃)	約 590
燃料被覆管の酸化量 (%)	－ (評価せず)
原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.09
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 0.37※ <sup>1</sup>
原子炉格納容器バウンダリの温度 (サプレッション・プール水温度 (℃) )	約 137※ <sup>1</sup>

※1 1,500 秒時点での値



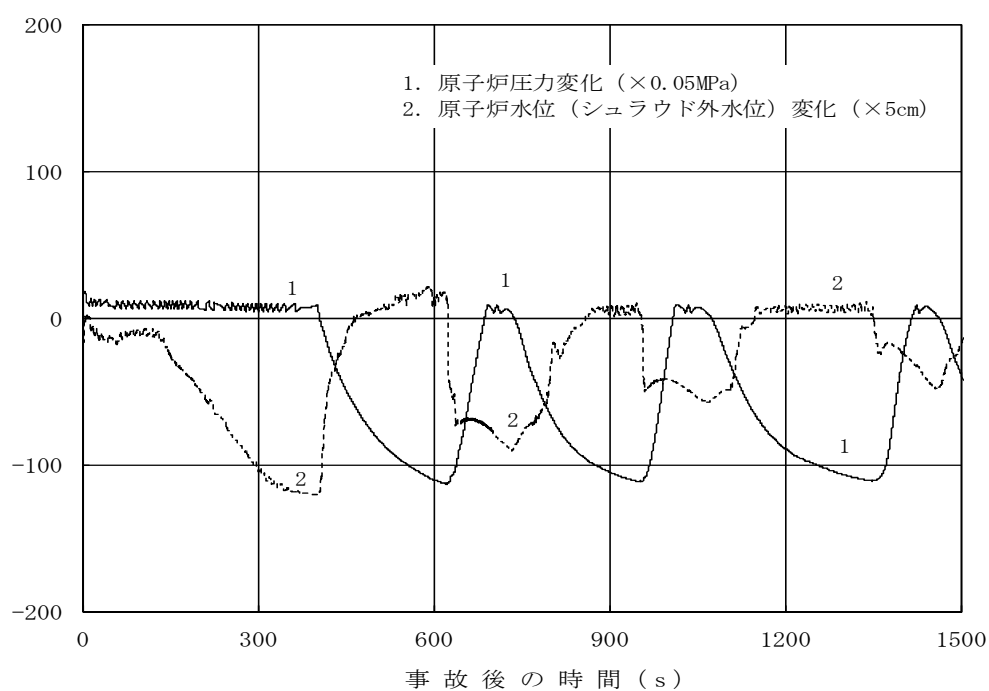


第 1 図 中性子束，炉心流量の時間変化（事象発生から 1,500 秒後まで）

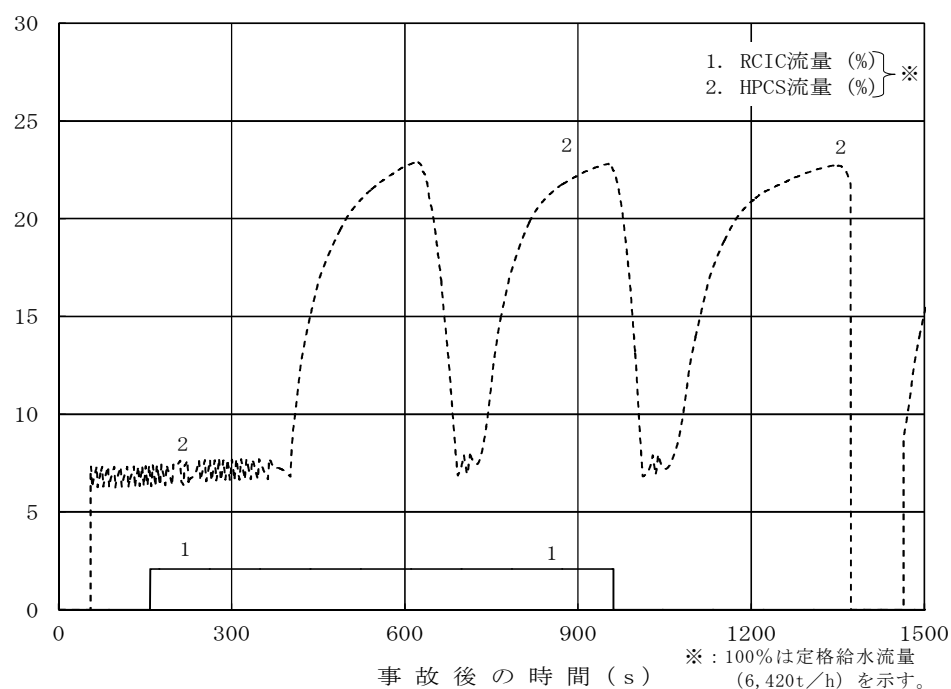


第 2 図 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化  
（事象発生から 1,500 秒後まで）



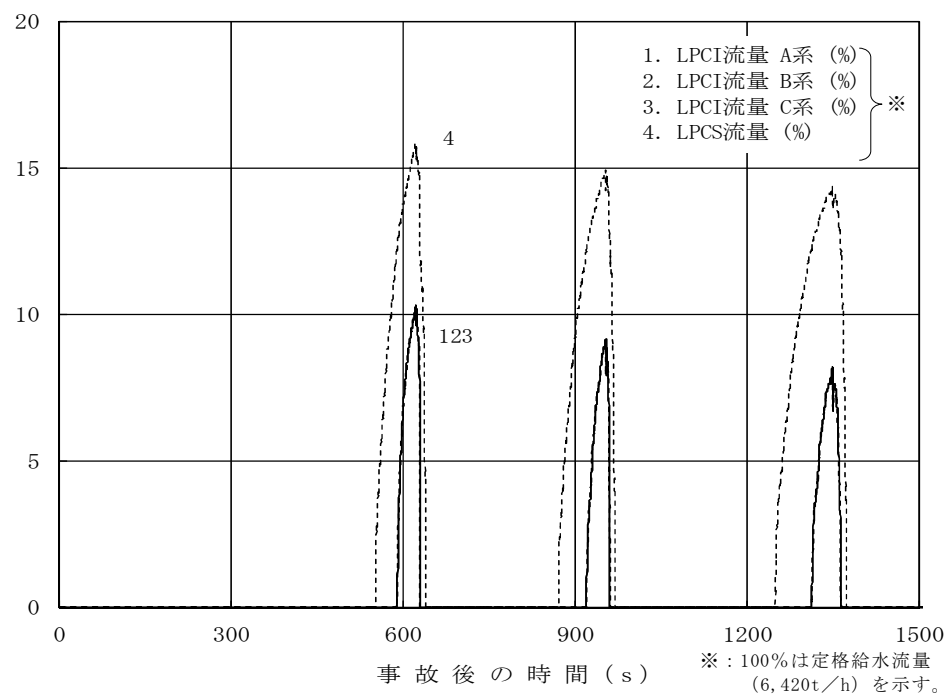


第3図 原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド外水位）の時間変化  
（事象発生から1,500秒後まで）

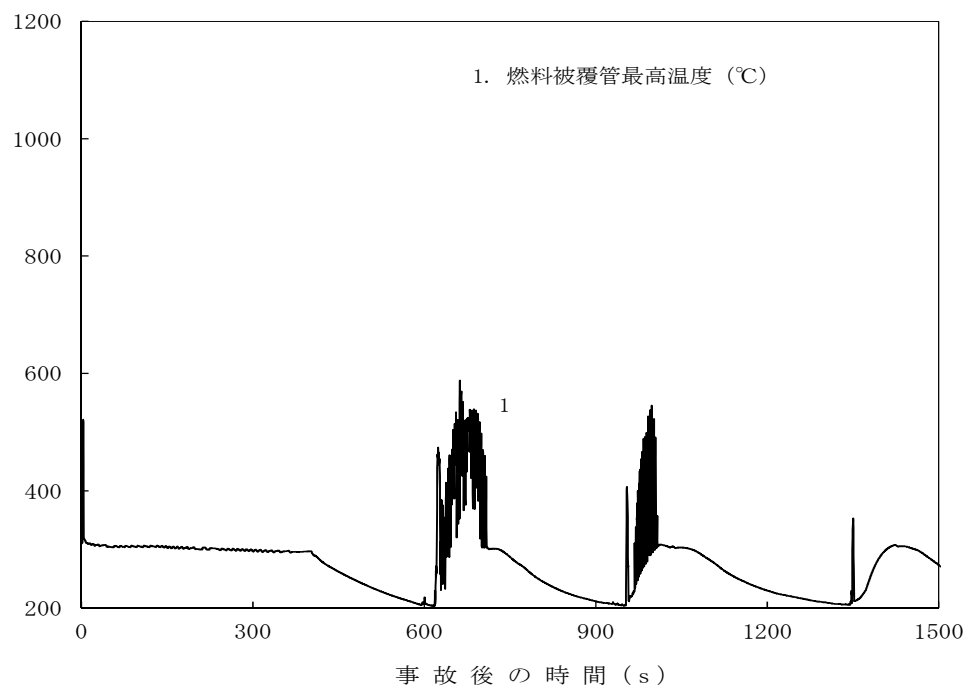


第4図 原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系の流量の  
時間変化（事象発生から1,500秒後まで）



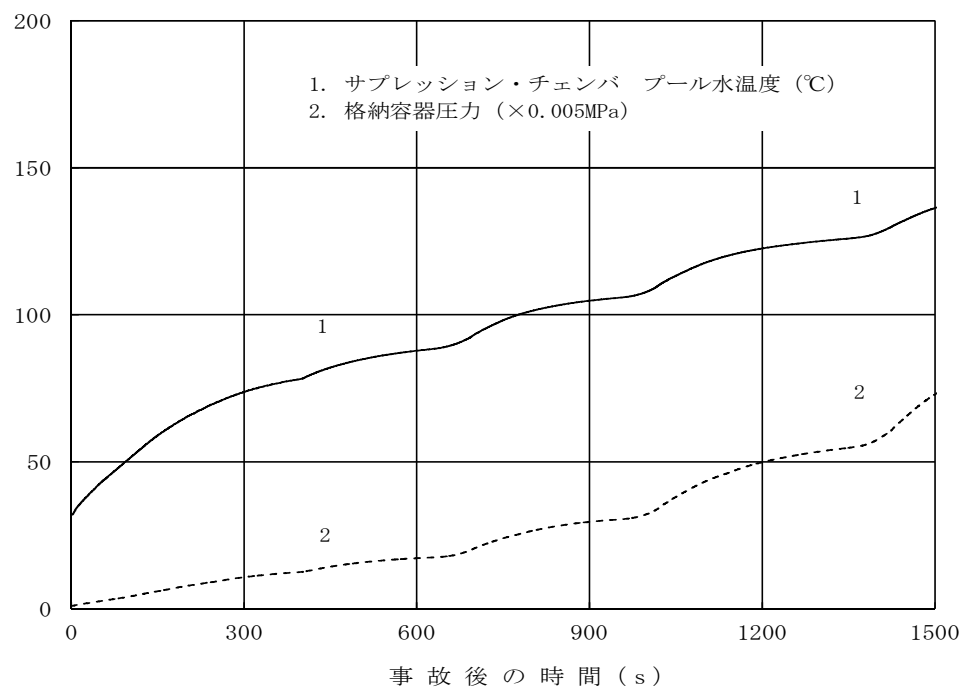


第5図 低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）の流量の時間変化  
(事象発生から1,500秒後まで)



第6図 燃料被覆管温度の時間変化  
(事象発生から1,500秒後まで)





第7図 サプレッション・プールの水温，格納容器圧力の時間変化  
(事象発生から 1,500 秒後まで)



## 16 T R A C G コードの A T W S 解析への適用例（参考評価）

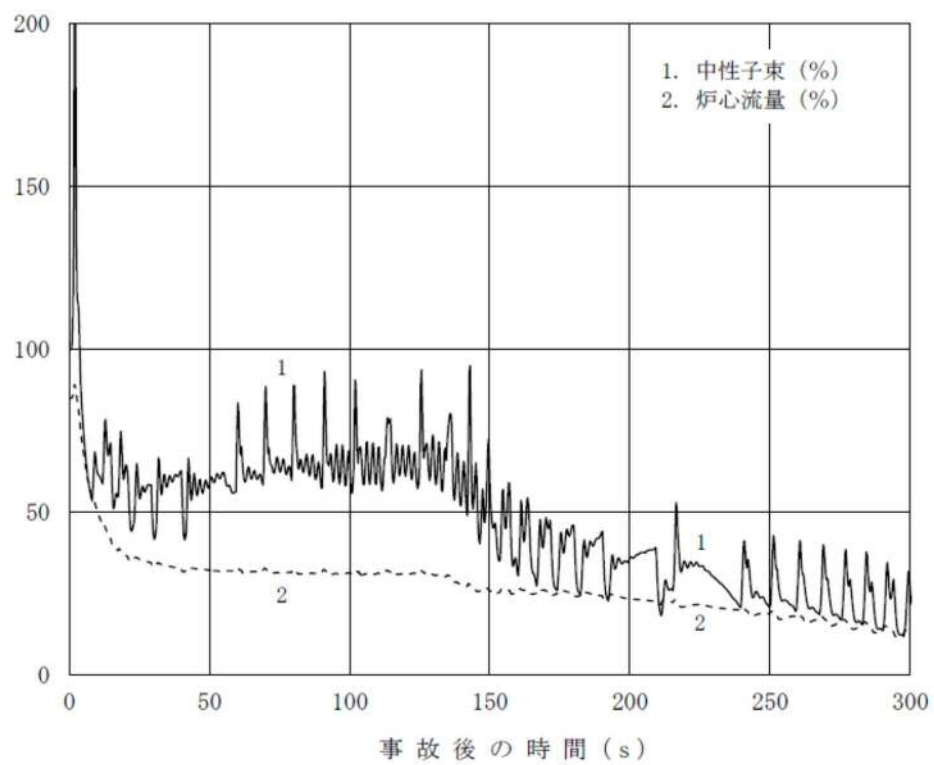
R E D Y コード（R E D Y V e r . 1（A T W S 用）及び S C A T コード（S C A T V e r . 3）の有効性評価に対して，比較用の参考解析として T R A C G コードを A T W S 解析に適用した評価条件及び結果について例示する。

第 1 表に評価条件，第 1 図から第 5 図に従来型 B W R の平衡炉心において主蒸気隔離弁の誤閉止を想定した場合の A T W S 解析結果を示す。燃料被覆管温度は最高で約 500℃であり，評価項目に対して十分な余裕があることがわかる。

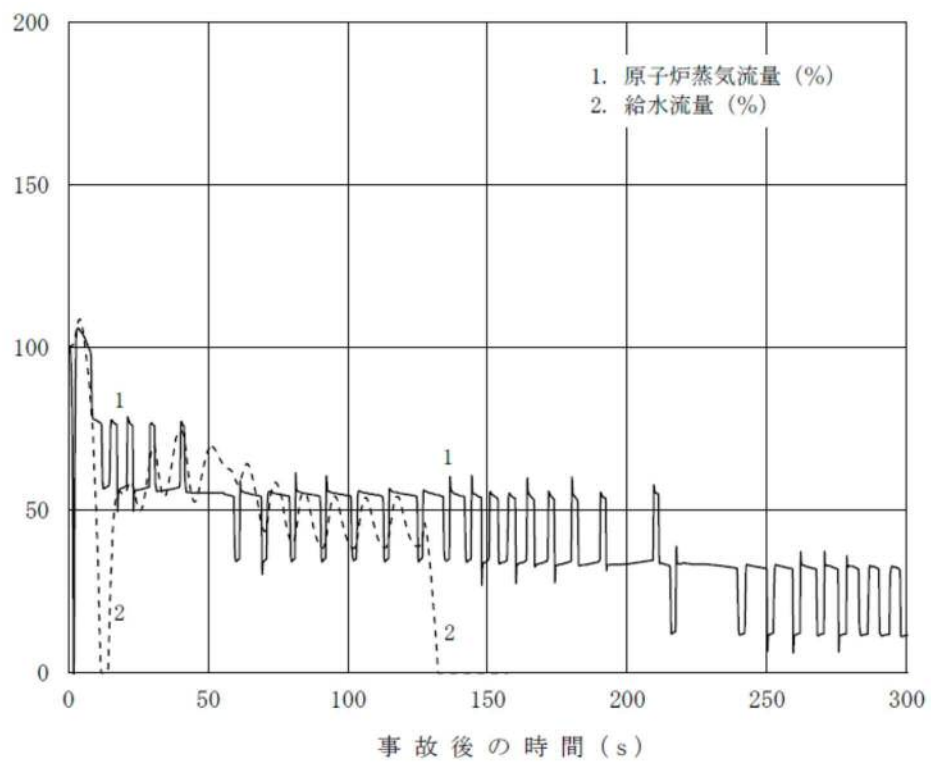
第 1 表 評価条件

	条件
模擬燃料集合体体数	1／4 炉心
核データ	補正係数なし
M C P R	初期 M C P R : O L M C P R 沸騰遷移：1 を下回った時点で判定



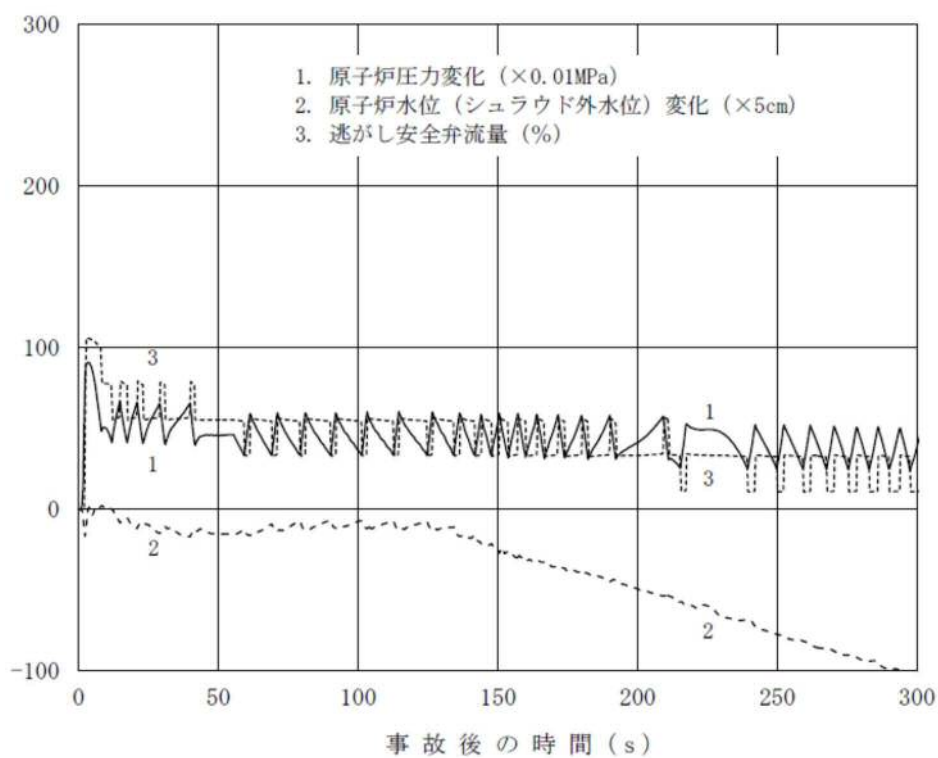


第 1 図 中性子束，炉心流量の時間変化



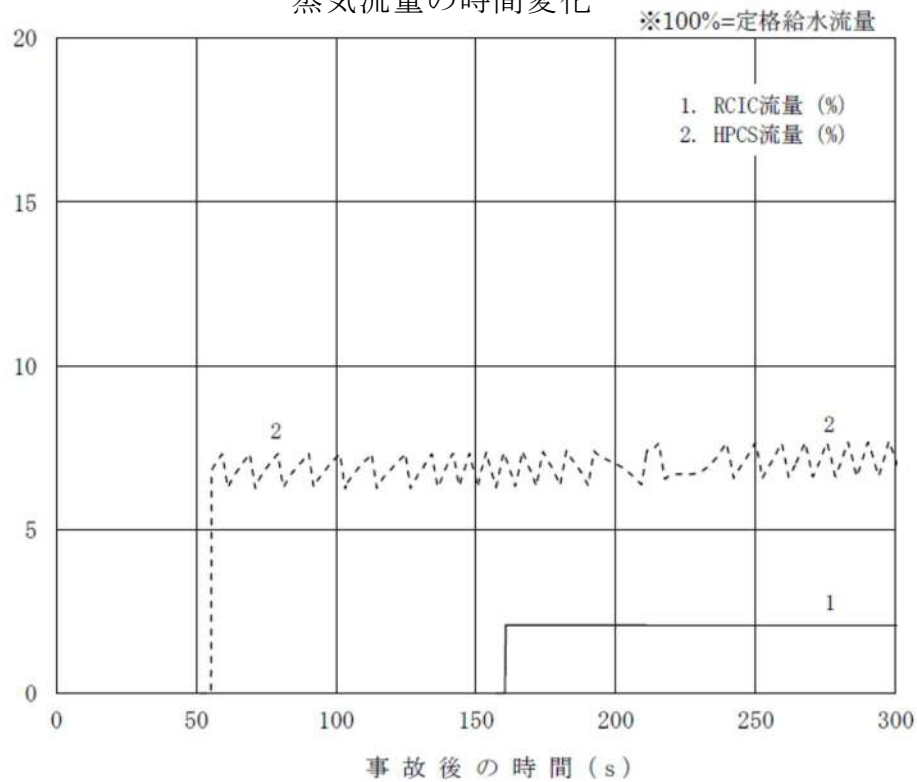
第 2 図 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化





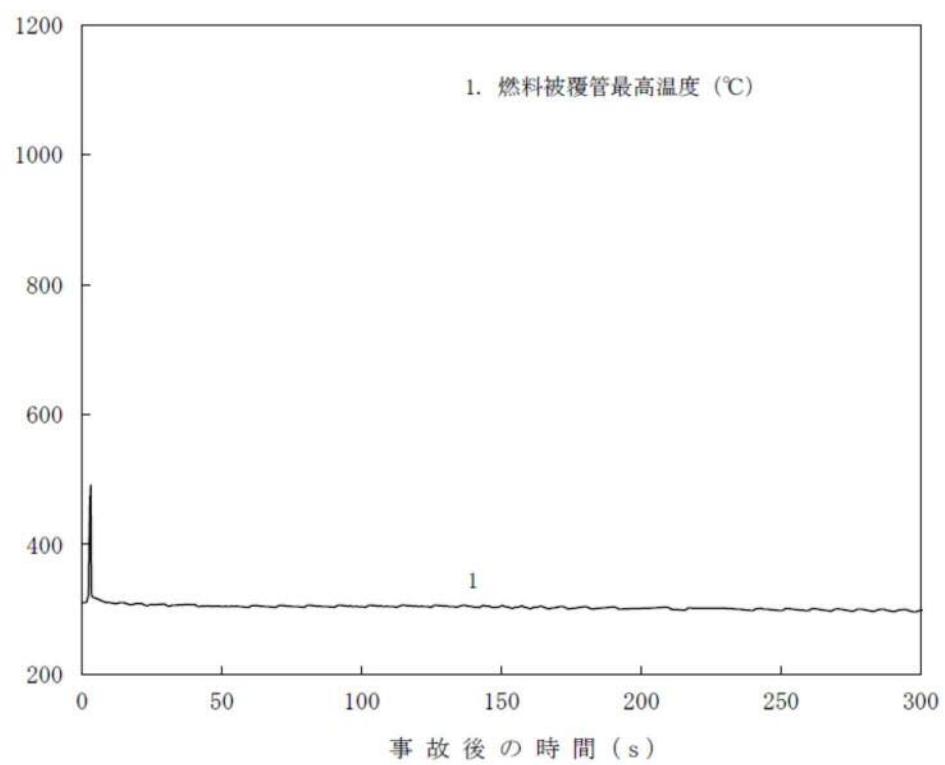
第 3 図 原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド外水位），逃がし安全弁

#### 蒸気流量の時間変化



第 4 図 原子炉隔離時冷却系流量，高圧炉心スプレー系流量の時間変化





第 5 図 燃料被覆管温度の時間変化



17 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性

(1) 炉心損傷防止対策

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンス グループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
高圧・低圧注水機能喪失	<p>【事象概要】</p> <p>過渡事象（全給水喪失）発生とともに高圧及び低圧の注水機能喪失が発生する。これに対し低圧代替注水系（常設）を用いて原子炉注水を実施し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・高圧注水機能（HPCS※<sup>1</sup>，RCIC※<sup>1</sup>）</li><li>・低圧注水機能（LPCS※<sup>1</sup>，LPCI※<sup>1</sup>）</li></ul>	<p>【高圧注水】</p> <p>－</p> <p>【減圧】</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7 個）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・事象発生から 25 分後に<u>手動減圧</u></li></ul> <p>【低圧注水】</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・残留熱除去系 C 系ライン経由で注入</li><li>・原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・残留熱除去系 B 系ライン経由で注入</li><li>・格納容器圧力 0.279MPa[gage] 到達以降 130m<sup>3</sup>/h でスプレイ（原子炉注水と同時）</li></ul> <p>【海水除熱】</p> <p>－</p> <p>【格納容器ベント】</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>又は<u>耐圧強化ベント系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・格納容器圧力 0.31MPa [gage] で実施（約 28 時間）</li></ul>	<p>【電源】</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機等，常設代替高圧電源装置</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・外部電源なし※<sup>2</sup></li><li>・プラント状況判断の後，常設代替高圧電源装置 2 台により給電（低圧代替注水系（常設）に給電）</li></ul> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・代替淡水貯槽を水源とした注水の開始時点で水位が上昇する流量で補給</li></ul>	×	<p>&lt;炉心損傷防止&gt;</p> <p>炉心損傷回避のためには，事象発生の約 1 時間までに注水する必要があるが，可搬型設備の使用開始は 3 時間後を想定しているため，可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p>
高圧注水・減圧機能喪失	<p>【事象概要】</p> <p>過渡事象（全給水喪失）発生とともに高圧注水機能及び原子炉減圧機能の喪失が発生する。これに対し過渡時自動減圧機能を用いて原子炉を減圧した後に残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を用いた原子炉注水，残留熱除去系を用いた格納容器除熱を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・高圧注水機能（HPCS※<sup>1</sup>，RCIC※<sup>1</sup>）</li><li>・減圧機能</li></ul>	<p>【高圧注水】</p> <p>－</p> <p>【減圧】</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（2 個）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉水位異常低下（レベル 1）到達から 10 分後に自動減圧</li></ul> <p>【低圧注水】</p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉水位高（レベル 8）到達後，低圧炉心スプレイ系で原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p>－</p> <p>【海水除熱】</p> <p><u>残留熱除去系海水系，残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉水位高（レベル 8）到達後に残留熱除去系 1 系列を低圧注水系からサブプレッション・プール冷却系に移行</li></ul> <p>【格納容器ベント】</p> <p>－</p>	<p>【電源】</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機等</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・外部電源なし※<sup>2</sup></li></ul> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>サブプレッション・チェンバ</u></p>	－	<p>常設重大事故等対処設備に期待していない。</p>

※1 HPCS：高圧炉心スプレイ系，RCIC：原子炉隔離時冷却系，LPCS：低圧炉心スプレイ系，LPCI：残留熱除去系（低圧注水系）  
※2 事故条件としては外部電源ありを設定しているが，運転員等操作や資源（水源，電源，燃料）の評価においては外部電源なしを考慮



※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンス グループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
全交流動力電源喪失 （長期T B）	<p>【事象概要】</p> <p>全交流動力電源喪失が発生するとともに、24 時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。これに対し直流電源により 8 時間原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉注水を継続する。8 時間後からは低压代替注水系（可搬型）を用いて原子炉注水を継続し、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いて格納容器冷却を実施する。24 時間後からは、常設代替高压電源装置から給電し、残留熱除去系を用いて原子炉注水及び格納容器除熱の切替運転を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>全交流動力電源（外部電源，非常用ディーゼル発電機等）</li></ul>	<p>【高压注水】</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul> <p>【減圧】</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7 個）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>事象発生から 8 時間 1 分後（可搬型代替注水中型ポンプ接続後）に<u>手動減圧</u></li></ul> <p>【低压注水】</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>手動減圧後注水</li><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul> <p><u>残留熱除去系（低压注水系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>事象発生 24 時間後注水</li><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li><li>原子炉注水停止期間中は格納容器除熱に使用</li></ul>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降 130m<sup>3</sup>／h でスプレイ（原子炉注水と同時）</li></ul> <p>【海水除熱】</p> <p><u>残留熱除去系海水系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>原子炉注水との切換運転</li></ul> <p>【格納容器ベント】</p> <p>－</p>	<p>【電源】</p> <p><u>所内常設直流電源設備，常設代替高压電源装置</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>外部電源なし</li><li>直流電源の負荷切離を実施し，事象発生 8 時間の間原子炉隔離時冷却系に供給</li><li>事象発生 24 時間後に常設代替高压電源装置から給電</li></ul> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>サブプレッション・チェンバ，西側淡水貯水設備，可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>初期水量のみで対応可能。</li></ul>	○	< 炉心損傷防止 > 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。
全交流動力電源喪失 （T B D）	<p>【事象概要】</p> <p>全交流動力電源喪失が発生するとともに、直流電源の喪失が重畳する。これに対し緊急用蓄電池により 8 時間高压代替注水系を用いた原子炉注水を継続する。8 時間後からは低压代替注水系（可搬型）を用いて原子炉注水を継続し，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いて格納容器冷却を実施する。24 時間後からは，常設代替高压電源装置から給電し，残留熱除去系を用いて原子炉注水及び格納容器除熱の切替運転を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>全交流動力電源（外部電源，非常用ディーゼル発電機等）</li><li>直流電源</li></ul>	<p>【高压注水】</p> <p><u>高压代替注水系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul> <p>【減圧】</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7 個）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>事象発生から 8 時間 1 分後（可搬型代替注水中型ポンプ接続後）に<u>手動減圧</u></li></ul> <p>【低压注水】</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>手動減圧後注水</li><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul> <p><u>残留熱除去系（低压注水系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>事象発生 24 時間後注水</li><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li><li>原子炉注水停止期間中は格納容器除熱に使用</li></ul>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降 130m<sup>3</sup>／h でスプレイ（原子炉注水と同時）</li></ul> <p>【海水除熱】</p> <p><u>残留熱除去系海水系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>原子炉注水との切換運転</li></ul> <p>【格納容器ベント】</p> <p>－</p>	<p>【電源】</p> <p><u>常設代替直流電源設備，常設代替高压電源装置</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>外部電源なし</li><li>事象発生 24 時間後に常設代替高压電源装置から給電</li></ul> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>サブプレッション・チェンバ，西側淡水貯水設備，可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>初期水量のみで対応可能。</li></ul>	○	< 炉心損傷防止 > 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。

○：可搬型設備に代替可能  
×：可搬型設備に代替不能  
－：常設重大事故等対処設備に期待していない



※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンス グループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
全交流動力電源喪失 (T B P)	<p>【事象概要】</p> <p>全交流動力電源喪失が発生するとともに、逃がし安全弁 1 弁の開固着が重畳する。これに対し常設代替高压電源装置を起動し、低压代替注水系（常設）により原子炉注水を実施する。その後、常設代替高压電源装置から給電し、残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱の切替運転を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>全交流動力電源（外部電源、非常用ディーゼル発電機等）</li></ul>	<p>【高压注水】</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul> <p>【減圧】</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7 個）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>事象発生から 3 時間 1 分後（可搬型代替注水中型ポンプ接続後）に<u>手動減圧</u></li></ul> <p>【低压注水】</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>手動減圧後注水</li><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul> <p><u>残留熱除去系（低压注水系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>事象発生 24 時間後注水</li><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li><li>原子炉注水停止期間中は格納容器除熱に使用</li></ul>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降 130m<sup>3</sup>/h でスプレイ（原子炉注水と同時）</li></ul> <p>【海水除熱】</p> <p><u>残留熱除去系海水系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>原子炉注水との切換運転</li></ul> <p>【格納容器ベント】－</p>	<p>【電源】</p> <p><u>常設代替直流電源設備，常設代替高压電源装置</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>外部電源なし</li><li>事象発生 24 時間後に常設代替高压電源装置から給電</li></ul> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>サブプレッション・チェンバ，西側淡水貯水設備，可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>初期水量のみで対応可能。</li></ul>	○	<炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	<p>【事象概要】</p> <p>過渡事象（全給水喪失）発生とともに取水機能喪失が発生する。これに対し、原子炉隔離時冷却系、低压代替注水系（常設）を用いた原子炉注水を実施する。その後、緊急用海水系及び残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱の切替運転を実施する。</p> <p>【機能喪失の想定】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>取水機能（残留熱除去系海水系）</li></ul>	<p>【高压注水】</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul> <p>【減圧】</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7 個）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>サブプレッション・プール熱容量制限到達時</li></ul> <p>【低压注水】</p> <p><u>低压代替注水系（常設）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>残留熱除去系 C 系ライン経由で注入</li><li>手動減圧後注水</li><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul> <p><u>残留熱除去系（低压注水系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降注水</li><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li><li>原子炉注水停止期間中は格納容器除熱に使用</li></ul>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p>－</p> <p>【海水除熱】</p> <p><u>緊急用海水系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降，除熱開始</li><li>原子炉注水との切換運転</li></ul> <p>【格納容器ベント】</p> <p>－</p>	<p>【電源】</p> <p><u>常設代替高压電源装置</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>外部電源なし</li><li>2 時間後までに常設代替高压電源装置 2 台（低压代替注水系（常設）に給電），低压代替注水系（常設）による注水開始後，常設代替高压電源装置 5 台から給電（残留熱除去系等に給電）</li></ul> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>サブプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>初期水量のみで対応可能。</li></ul>	○	<炉心損傷防止> 事象発生 3 時間後までは、原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉注水を継続し、その後、低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる。

○：可搬型設備に代替可能  
×：可搬型設備に代替不能  
－：常設重大事故等対処設備に期待していない



※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンス グループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去機能喪失)	<p>【事象概要】</p> <p>過渡事象（全給水喪失）発生とともに残留熱除去機能喪失が発生する。これに対し、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）を用いた原子炉注水を実施し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を実施する。</p> <p>【機能喪失の想定】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>残留熱除去系</li></ul>	<p>【高圧注水】</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）にて水位維持</li></ul> <p>【減圧】</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7個）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>サブプレッション・プール熱容量制限到達時</li></ul> <p>【低圧注水】</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>残留熱除去系C系ライン経由で注入</li><li>手動減圧後注水</li><li>原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）にて水位維持</li></ul>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>残留熱除去系B系ライン経由で注入</li><li>格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降 130m<sup>3</sup>/h でスプレイ（炉注水と同時）</li></ul> <p>【海水除熱】</p> <p>－</p> <p>【格納容器ベント】</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>又は<u>耐圧強化ベント系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>格納容器圧力 0.31MPa [gage] で実施（約 28 時間）</li></ul>	<p>【電源】</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機等、常設代替高圧電源装置</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>外部電源なし※2</li><li>2 時間後までに常設代替高圧電源装置 2 台（低圧代替注水系（常設）に給電）</li></ul> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>サブプレッション・チェンバ</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、<u>西側淡水貯水設備</u>、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>代替淡水貯槽を水源とした注水の開始時点で水位が上昇する流量で補給</li></ul>	○	<p>&lt;炉心損傷防止&gt;</p> <p>事象発生 3 時間後までは、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉注水を継続し、その後、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる。</p>
原子炉停止機能喪失	<p>【事象概要】</p> <p>過渡事象（MSIⅤ閉）発生とともに全制御棒挿入失敗（ARI含む）が発生する。これに対し、代替RPTで出力上昇を抑制し、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系で冠水を維持し、ほう酸注入系により未臨界を確保する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>スクラム機能（RPS）</li><li>代替制御棒挿入機能（ARI）</li></ul>	<p>【原子炉停止】</p> <p><u>代替RPT、ほう酸注入系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>ほう酸注入系の起動は事象発生の6分後</li></ul> <p>【高圧注水】</p> <p><u>電動駆動給水ポンプ、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>給復水系による原子炉注水はホットウェル水位低低による電動給水ポンプトリップまで</li><li>原子炉隔離時冷却系は原子炉水位異常低下（レベル2）到達、高圧炉心スプレイ系は格納容器圧力高で自動起動し、原子炉水位異常低下（レベル1）近傍に水位を維持</li></ul> <p>【減圧】</p> <p>－</p> <p>【低圧注水】</p> <p>－</p>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p>－</p> <p>【海水除熱】</p> <p><u>残留熱除去系海水系、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）×2</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>事象発生 17 分後以降除熱開始</li></ul> <p>【格納容器ベント】</p> <p>－</p>	<p>【電源】</p> <p><u>外部電源</u></p> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>サブプレッション・チェンバ</u></p>	－	常設重大事故等対処設備に期待していない。

※2 事故条件としては外部電源ありを設定しているが、運転員等操作や資源（水源、電源、燃料）の評価においては外部電源なしを考慮

○：可搬型設備に代替可能  
×：可搬型設備に代替不能  
－：常設重大事故等対処設備に期待していない



※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンス グループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	<p>【事象概要】</p> <p>中破断ＬＯＣＡ（再循環系配管 3.7cm<sup>2</sup>の破損想定）発生とともに高圧及び低圧の非常用炉心冷却系注水機能喪失が発生する。これに対し低圧代替注水系（常設）を用いて原子炉注水を実施し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・高圧注水機能（HPCS※<sup>1</sup>，RCIC※<sup>1</sup>）</li><li>・低圧注水機能（LPCS※<sup>1</sup>，LPCI※<sup>1</sup>）</li></ul>	<p>【高圧注水】</p> <p>－</p> <p>【減圧】</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7 個）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・事象発生から 25 分後に手動減圧</li></ul> <p>【低圧注水】</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・残留熱除去系 C 系ライン経由で注入</li><li>・原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・残留熱除去系 B 系ライン経由で注入</li><li>・格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降 130m<sup>3</sup>/h でスプレイ（炉注水と同時）</li></ul> <p>【海水除熱】</p> <p>－</p> <p>【格納容器ベント】</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>又は<u>耐圧強化ベント系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・格納容器圧力 0.31MPa [gage]で実施（約 28 時間）</li></ul>	<p>【電源】</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機，常設代替高圧電源装置</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・外部電源なし</li><li>・プラント状況判断の後，常設代替高圧電源装置 2 台により給電（低圧代替注水系（常設）に給電）</li></ul> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，可搬型代替注水大型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・代替淡水貯槽を水源とした注水の開始時点で水位が上昇する流量で補給</li></ul>	×	<p>&lt; 炉心損傷防止 &gt;</p> <p>炉心損傷回避のためには，約 1 時間までに注水する必要があるが，可搬型設備の使用開始は 3 時間を想定しているため，可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p>
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	<p>【事象概要】</p> <p>ISLOCA（残留熱除去系熱交換器フランジ部の漏えいを想定）が発生する。これに対し，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）を用いて原子炉注水を実施するとともに，破断箇所を隔離する。</p> <p>【機能喪失の想定】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・HPCS※<sup>1</sup></li><li>・残留熱除去系 B 系，C 系</li></ul>	<p>【高圧注水】</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）水位維持</li></ul> <p>【減圧】</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7 個）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・事象発生から 15 分後に手動減圧</li></ul> <p>【低圧注水】</p> <p><u>低圧炉心スプレイ系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉水位異常低下（レベル 1）到達時に停止</li></ul> <p><u>低圧代替注水系（常設）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・残留熱除去系 C 系ライン経由で注入</li><li>・事象発生 17 分後に注水</li><li>・原子炉水位低（レベル 3）近傍に水位維持</li></ul>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p>－</p> <p>【海水除熱】</p> <p><u>残留熱除去系海水系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・事象発生 25 分後以降除熱開始</li></ul> <p>【格納容器ベント】</p> <p>－</p>	<p>【電源】</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機，常設代替高圧電源装置</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・外部電源なし</li></ul> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>代替淡水貯槽，サブプレッション・チェンバ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・初期水量のみで対応可能。</li></ul>	○	<p>&lt; 炉心損傷防止 &gt;</p> <p>事象発生 3 時間後までは，原子炉隔離時冷却系及び低圧炉心スプレイ系を用いた原子炉注水を継続し，その後，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる。</p>

○：可搬型設備に代替可能  
×：可搬型設備に代替不能  
－：常設重大事故等対処設備に期待していない



※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンス グループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	<p>【事象概要】</p> <p>津波により最終ヒートシンク喪失が発生する。また、全交流動力電源喪失が発生するとともに、24 時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。これに対し、浸水防護対策を実施し内包する設備を防護するとともに、直流電源により 8 時間原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉注水を継続する。8 時間後からは低圧代替注水系(可搬型)を用いて原子炉注水を継続し、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いて格納容器冷却を実施する。24 時間後からは、常設代替高压電源装置から給電し、緊急用海水系及び残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱の切替運転を実施する。</p> <p>【機能喪失の想定】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>取水機能（残留熱除去系海水系，非常用ディーゼル発電機海水系）</li></ul>	<p>【高压注水】</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul> <p>【減圧】</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7 個）</p> <ul style="list-style-type: none"><li>事象発生から 8 時間 1 分後（可搬型代替注水中型ポンプ接続後）に<u>手動減圧</u></li></ul> <p>【低圧注水】</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>手動減圧後注水</li><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li></ul> <p><u>残留熱除去系（低圧注水系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>事象発生 24 時間後注水</li><li>原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）にて水位維持</li><li>原子炉注水停止期間中は格納容器除熱に使用</li></ul>	<p>【格納容器スプレイ】</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降 130m<sup>3</sup>/h でスプレイ（原子炉注水と同時）</li></ul> <p>【海水除熱】</p> <p><u>緊急用海水系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>原子炉注水との切換え運転</li></ul> <p>【格納容器ベント】</p> <p>－</p>	<p>【電源】</p> <p><u>所内常設直流電源設備，常設代替高压電源装置</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>外部電源なし</li><li>直流電源の負荷切離を実施し，事象発生 8 時間の間原子炉隔離時冷却系に供給</li><li>事象発生 24 時間後に常設代替高压電源装置から給電</li></ul> <p>【水源（補給含む）】</p> <p><u>サプレッション・チェンバ，西側淡水貯水設備，可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"><li>初期水量のみで対応可能。</li></ul>	○	<炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。

○：可搬型設備に代替可能  
×：可搬型設備に代替不能  
－：常設重大事故等対処設備に期待していない



(2) 格納容器破損防止対策

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

格納容器破損モード	事象設定	格納容器破損防止設備			常設設備の可搬型での代替	
		損傷炉心冷却	格納容器破損防止	電源・水源		
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する場合）	【事象概要】 大ＬＯＣＡ（再循環系配管（出口ノズル）の両端破断）発生とともに高圧及び低圧の注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、25分後に常設代替高圧電源装置から給電した低圧代替注水系（常設）により炉心へ注水し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系により格納容器を冷却・除熱する。	【高圧注水】 －  【減圧】 （破断口からの減圧）  【低圧注水】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ（2台）</u> ・残留熱除去系C系ライン経由で注入 ・事象発生から25分後に230m <sup>3</sup> /hで実施	【格納容器スプレイ】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ（2台）</u> ・残留熱除去系B系ライン経由で注入 ・事象発生から25分後に130m <sup>3</sup> /hで実施  【ペDESTAL（ドライウエル部）注水】 －  【海水除熱】 <u>緊急用海水系，代替循環冷却系</u> ・事象発生90分後から開始  【格納容器ベント】 －  【窒素注入】 <u>可搬型窒素供給装置</u> ・格納容器内酸素濃度4.0vol%（ドライ条件）到達で窒素注入開始	【電源】 <u>常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし ・プラントの状況判断の後，常設代替高圧電源装置2台を起動し，緊急用母線に給電（低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に給電） ・事象発生2時間後から，常設代替高圧電源装置3台を追加起動し，非常用母線に給電  【水源（補給含む）】 <u>代替淡水貯槽，サブプレッション・プール</u> ・初期水量のみで対応可能	×	< 損傷炉心冷却 > 作業開始から170分で可搬型設備による原子炉注水が可能となるが，炉心損傷しており作業現場周辺の線量が高い場合には作業着手が遅れる可能性がある。原子炉注水を実施できない場合，事象発生から3.3時間後に原子炉圧力容器が破損することから，可搬型設備では原子炉圧力容器破損前の損傷炉心注水は行えない可能性がある。  < 格納容器破損防止 > ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時から1m水位が確保されているため，原子炉圧力容器破損に伴い熔融炉心が落下することで蒸気が発生し，格納容器の過圧・過温に寄与する。作業着手が遅れた場合には，格納容器スプレイによって原子炉圧力容器破損時の過圧・過温を抑制できない可能性がある。また，ペDESTAL（ドライウエル部）注水も実施できないため，熔融炉心の露出やペDESTALの侵食によって，格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場合）	【事象概要】 大ＬＯＣＡ（再循環系配管（出口ノズル）の両端破断）発生とともに高圧及び低圧の注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、25分後に常設代替高圧電源装置から給電した低圧代替注水系（常設）により炉心へ注水し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器圧力逃がし装置により格納容器を冷却・除熱する。  【機能喪失の前提】 ・高圧注水機能（HPCS，RCIC） ・低圧注水機能（LPCI，LPCS） ・全交流動力電源（外部電源，非常用ディーゼル発電機等）	【高圧注水】 －  【減圧】 （破断口からの減圧）  【低圧注水】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ（2台）</u> ・残留熱除去系C系ライン経由で注入 ・事象発生から25分後に230m <sup>3</sup> /hで実施 ・原子炉水位LO到達後，崩壊熱相当の注水量に調整	【格納容器スプレイ】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ（2台）</u> ・残留熱除去系B系ライン経由で注入 ・事象発生から25分後に130m <sup>3</sup> /hで実施 ・原子炉水位LO到達後，130m <sup>3</sup> /hで圧力制御（0.400MPa[gage]～0.465MPa[gage]）  【ペDESTAL（ドライウエル部）注水】 －  【海水除熱】 －  【格納容器ベント】 <u>格納容器圧力逃がし装置</u> ・サブプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m到達にて実施（約19時間後）  【窒素注入】 －	【電源】 <u>常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし ・プラントの状況判断の後，常設代替高圧電源装置2台を起動し，緊急用母線に給電（低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に給電） ・事象発生2時間後から，常設代替高圧電源装置3台を追加起動し，非常用母線に給電  【水源（補給含む）】 <u>代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・代替淡水貯槽を水源とした注水の開始時点で水位が上昇する流量で補給	×	< 損傷炉心冷却 > 作業開始から170分で可搬型設備による原子炉注水が可能となるが，炉心損傷しており作業現場周辺の線量が高い場合には作業着手が遅れる可能性がある。原子炉注水を実施できない場合，事象発生から3.3時間後に原子炉圧力容器が破損することから，可搬型設備では原子炉圧力容器破損前の損傷炉心注水は行えない可能性がある。  < 格納容器破損防止 > ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時から1m水位が確保されているため，原子炉圧力容器破損に伴い熔融炉心が落下することで蒸気が発生し，格納容器の過圧・過温に寄与する。作業着手が遅れた場合には，格納容器スプレイによって原子炉圧力容器破損時の過圧・過温を抑制できない可能性がある。また，ペDESTAL（ドライウエル部）注水も実施できないため，熔融炉心の露出やペDESTALの侵食によって，格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。

○：可搬型設備に代替可能  
×：可搬型設備に代替不能  
－：常設重大事故等対処設備に期待していない



※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

格納容器破損モード	事象設定	格納容器破損防止設備			常設設備の可搬型での代替	
		損傷炉心冷却	格納容器破損防止	電源・水源		
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）	【事象概要】 給水流量の全喪失の発生とともに高圧及び低圧の注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、重大事故等対処設備による原子炉注水を考慮しないため炉心損傷に至る。 手順に従い、原子炉水位が燃料有効長頂部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、逃がし安全弁2弁を用いて原子炉を手動減圧する。 原子炉圧力容器破損が破損し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下することで、溶融炉心と水の相互作用による荷重が生じるが、代替循環冷却系による格納容器除熱及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却により格納容器の健全性は維持される。また、ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水及び溶融炉心落下後のペDESTAL（ドライウエル部）注水により溶融炉心・コンクリート相互作用は抑制される。 その後は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。	【高圧注水】 －  【減圧】 <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）（2弁）</u> ・原子炉水位が燃料有効長頂部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で手動減圧（DCH防止）  【低圧注水】 <u>緊急用海水系，代替循環冷却系</u> ・原子炉圧力容器破損（約4.5時間後）後，100m <sup>3</sup> ／hで原子炉注水	【格納容器スプレイ】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ（2台）</u> ・残留熱除去系B系ライン経由で注入 ・原子炉圧力容器破損（約4.5時間後）を検知後，300m <sup>3</sup> ／hでスプレイ ・格納容器圧力が低下傾向に転じた後，130m <sup>3</sup> ／hで圧力制御（0.400MPa[gage]～0.465MPa[gage]）  【ペDESTAL（ドライウエル部）注水】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ（2台）</u> ・炉心損傷を確認後，ペDESTAL（ドライウエル部）水位調整 ・原子炉圧力容器破損（約4.5時間後）を検知後，80m <sup>3</sup> ／hで注水 ・ペDESTAL(ドライウエル部)水位を2.25m～2.75mに制御  【海水除熱】 <u>緊急用海水系，代替循環冷却系</u> ・事象発生90分後から開始  【格納容器ベント】 －  【室素注入】 <u>可搬型室素供給装置</u> ・格納容器内酸素濃度4.0vol%（ドライ条件）到達で室素注入開始	【電源】 <u>常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし ・プラントの状況判断の後，常設代替高圧電源装置2台を起動し，緊急用母線に給電（低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に給電） ・事象発生2時間後から，常設代替高圧電源装置3台を追加起動し，非常用母線に給電  【水源（補給含む）】 <u>代替淡水貯槽，サブプレッション・プール</u> ・初期水量のみで対応可能。	×	＜格納容器破損防止＞ ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時から1m水位が確保されているため，原子炉圧力容器破損に伴い溶融炉心が落下することで蒸気が発生し，格納容器の過圧・過温に寄与する。作業着手が遅れた場合には，格納容器スプレイによって原子炉圧力容器破損時の過圧・過温を抑制できない可能性がある。また，ペDESTAL（ドライウエル部）注水も実施できないため，溶融炉心の露出やペDESTALの侵食によって，格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）						
溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）	【機能喪失の前提】 ・高圧注水機能（HPCS，RCIC） ・低圧注水機能（LPCS，LPCI） ・全交流動力電源（外部電源，非常用ディーゼル発電機等）  【評価上の仮定】 ・原子炉圧力容器破損までの重大事故等対処設備による原子炉注水を考慮しない					

○：可搬型設備に代替可能  
×：可搬型設備に代替不能  
－：常設重大事故等対処設備に期待していない



(3) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

想定事故	起回事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		漏えい・隔離	注水	除熱	電源・水源		
想定事故 1	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失	なし	<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水 ・事象発生から 8 時間後に注水開始	期待しない	<b>【電源】常設代替交流電源設備</b> ・外部電源なし ・プラント状況判断の後，常設代替高压電源装置 2 台により給電（代替燃料プール注水系（注水ライン）に給電） <b>【水源（補給含む）】西側淡水貯設備</b> ・初期水量のみで対応可能	—	常設重大事故等対処設備に期待していない。
想定事故 2	冷却材流出（使用済燃料プール冷却浄化系の配管破断）	<b>【漏えい】使用済燃料プール冷却浄化系ポンプの下流側における配管破断</b> ・残留熱除去系に比べて耐震性の低い使用済燃料プール冷却浄化系を想定  <b>【漏えい停止】サイフォンブレーク用配管</b> ・使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.23m 下まで低下した時点で漏えいが停止する	<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水 ・事象発生から 8 時間後に注水開始	期待しない	<b>【電源】常設代替交流電源設備</b> ・外部電源なし ・プラント状況判断の後，常設代替高压電源装置 2 台により給電（代替燃料プール注水系（注水ライン）に給電） <b>【水源（補給含む）】西側淡水貯槽設備</b> ・初期水量のみで対応可能	—	常設重大事故等対処設備に期待していない。

○：可搬型設備に代替可能  
×：可搬型設備に代替不能  
—：常設重大事故等対処設備に期待していない



(4) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンス グループ	起回事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		原子炉停止	炉心冷却	除熱	電源・水源		
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	崩壊熱除去機能喪失	—	<u>逃がし安全弁（1弁）</u> ・注水前に炉圧上昇に伴い原子炉減圧操作を実施 <u>待機中の残留熱除去系（低圧注水系）</u> ・原子炉減圧操作の実施後、定格流量で注水することにより、水位を回復 ・事象発生から約2時間後に注水操作開始	<u>待機中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u> ， <u>残留熱除去系海水系</u> ・注水による水位回復後に系統構成を行い、事象発生から3時間45分後に除熱操作開始	【電源】 <u>非常用ディーゼル発電機</u> ・外部電源なし 【水源（補給含む）】 <u>サプレッション・チェンバ</u>	—	—
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	—	<u>逃がし安全弁（1弁）</u> ・注水前に炉圧上昇に伴い原子炉減圧操作を実施 <u>低圧代替注水系（常設）</u> ・残留熱除去系C系ライン経由で注入 ・原子炉減圧操作の実施後、原子炉冷却材の蒸散を補うために必要な流量を注水することにより、通常運転水位を維持 ・事象発生から25分後に起動準備操作完了	<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u> ， <u>緊急用海水系</u> ・注水による水位維持の間に系統構成を行い、事象発生から4時間10分後に除熱操作開始	【電源】 <u>常設代替交流電源設備</u> ・外部電源なし ・事象発生から21分で常設代替高圧電源装置2台により低圧代替注水系（常設）に給電 ・事象発生から1時間45分で常設代替高圧電源装置5台により残留熱除去系等に給電 【水源（補給含む）】 <u>代替淡水貯槽</u> ・初期水量のみで対応可能	○	<燃料有効長頂部の冠水，遮蔽維持水位の維持> 低圧代替注水系（可搬型）により、事象発生6.3時間後までに原子炉注水を実施することで、燃料有効長頂部の冠水が可能。また、事象発生4.5時間後までに原子炉注水を実施することで、遮蔽維持水位の維持が可能
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出	—	<u>待機中の残留熱除去系（低圧注水系）</u> ・定格流量で注水することにより、水位を回復 ・事象発生から約2時間後に注水操作開始	<u>待機中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u> ， <u>残留熱除去系海水系</u> ・注水による水位維持の間に漏えい箇所の隔離及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）への系統構成を行い、準備完了後に除熱開始 ・注水により水位を維持している間に漏えい箇所の隔離を実施するため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）への系統構成の時間余裕は十分長い	【電源】 <u>非常用ディーゼル発電機</u> ・外部電源なし 【水源（補給含む）】 <u>サプレッション・チェンバ</u>	—	—
反応度の誤投入	運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象	<u>安全保護系</u> ・原子炉出力ベリ オド短（10秒）	—	—	—	—	—

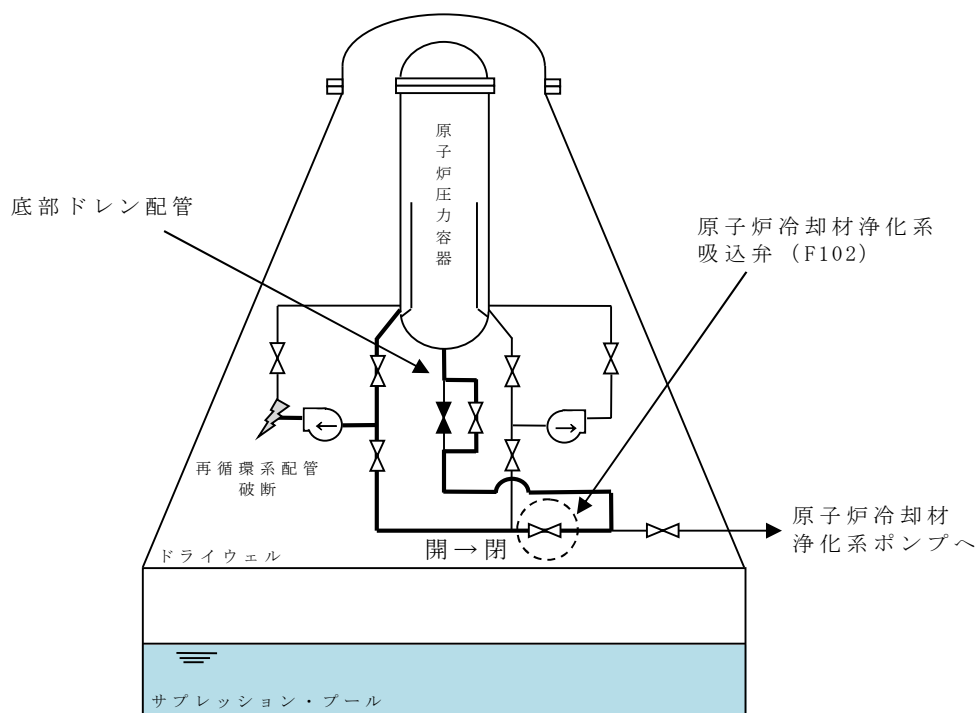
○：可搬型設備に代替可能  
×：可搬型設備に代替不能  
—：常設重大事故等対処設備に期待していない



## 18 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作について

「2.6 L O C A時注水機能喪失」において破断を想定している再循環系配管は，原子炉冷却材浄化系を介して原子炉圧力容器の底部ドレン配管と接続している。このため，L O C Aの発生を確認した場合※は，原子炉冷却材浄化系吸込弁（F102）を閉止し，可能な限り系統間の隔離状態を確保する手順としている。再循環系配管と底部ドレン配管の配置図を第1図に示す。

※ ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）信号により確認



第1図 再循環系配管と底部ドレン配管の模式図



## 19 格納容器圧力挙動について

### 1. 格納容器圧力挙動の詳細

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の有効性評価における代替循環冷却系を使用できない場合の格納容器圧力挙動を第1図及び第2図に示す。事象発生直後の格納容器圧力の推移及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（以下「格納容器ベント」という。）後の格納容器圧力の推移を以下に考察する。

#### (1) 事象発生直後の挙動

- ① L O C A破断口からの蒸気流出により格納容器圧力が上昇する。
- ② その後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施するが、原子炉水位が回復する過程で過熱蒸気が発生し、破断口から流出することで格納容器圧力が上昇する。
- ③ 原子炉水位L O 到達により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止することで格納容器圧力が上昇する。

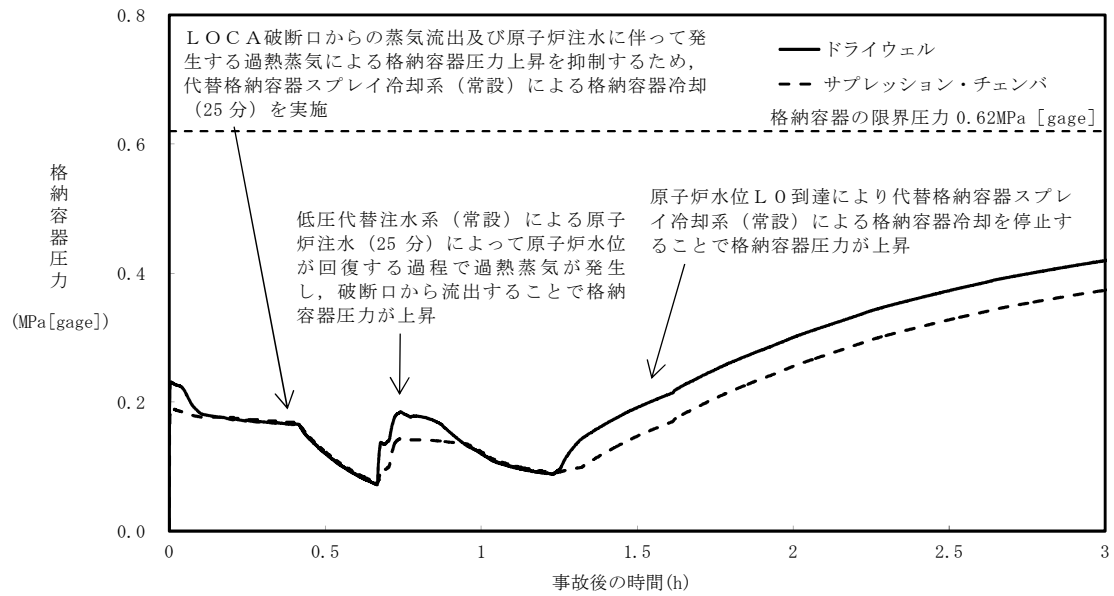
#### (2) 格納容器ベント後の挙動

- ① 格納容器ベントにより急激に格納容器圧力は低下する。
- ② 格納容器圧力の低下により、格納容器圧力逃がし装置からの排気流量は低下するが、サブプレッション・プール水が飽和状態となり蒸気が発生する（第3図）。蒸気発生量が格納容器圧力逃がし装置からの排気流量を上回るため、格納容器圧力が上昇傾向となる。
- ③ 格納容器圧力の上昇により、格納容器圧力逃がし装置からの排気流量は増加し、格納容器圧力逃がし装置からの排気流量と蒸気発生量が同じとなる時点で格納容器圧力は一定となる。

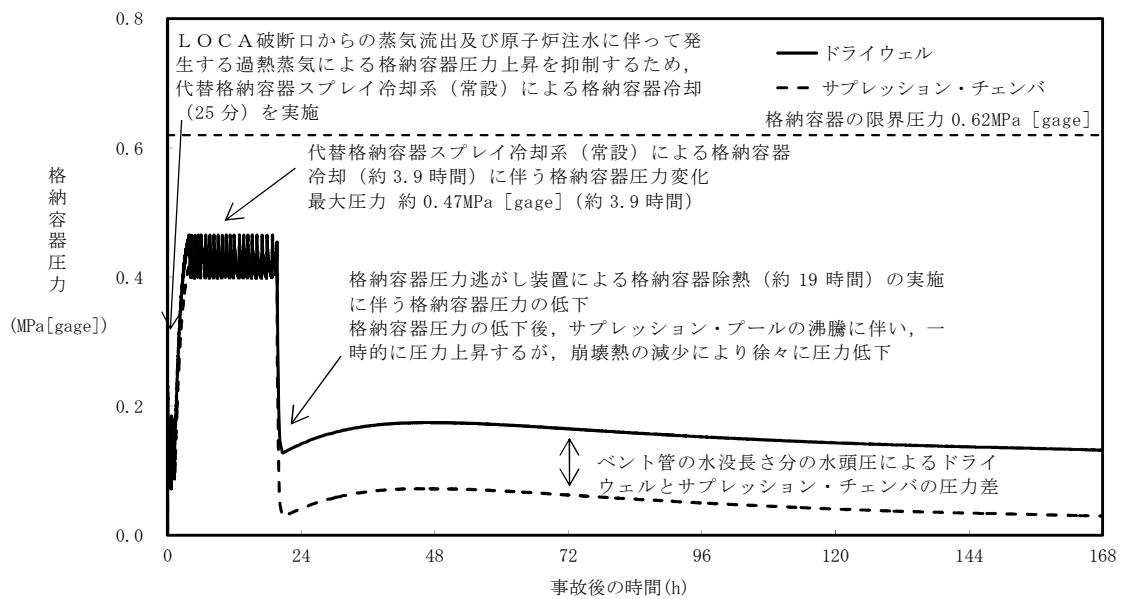


- ④ その後は崩壊熱の低下により蒸気発生量が低下することで、格納容器圧力は徐々に低下する。格納容器ベント後のドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力に差が生じているが、これは、ドライウエルとサブプレッション・チェンバをつなぐベント管内の水頭差によるものである。第4図に示すとおり、格納容器ベント実施基準はサブプレッション・プールの通常水位+6.5m（サブプレッション・プール底部から 13.530m）であり、ベント管底部はサブプレッション・底部から 3.608m 位置であることから、水頭圧力は約 9.922m 相当（約 0.1MPa）の圧力差が生じることとなる。



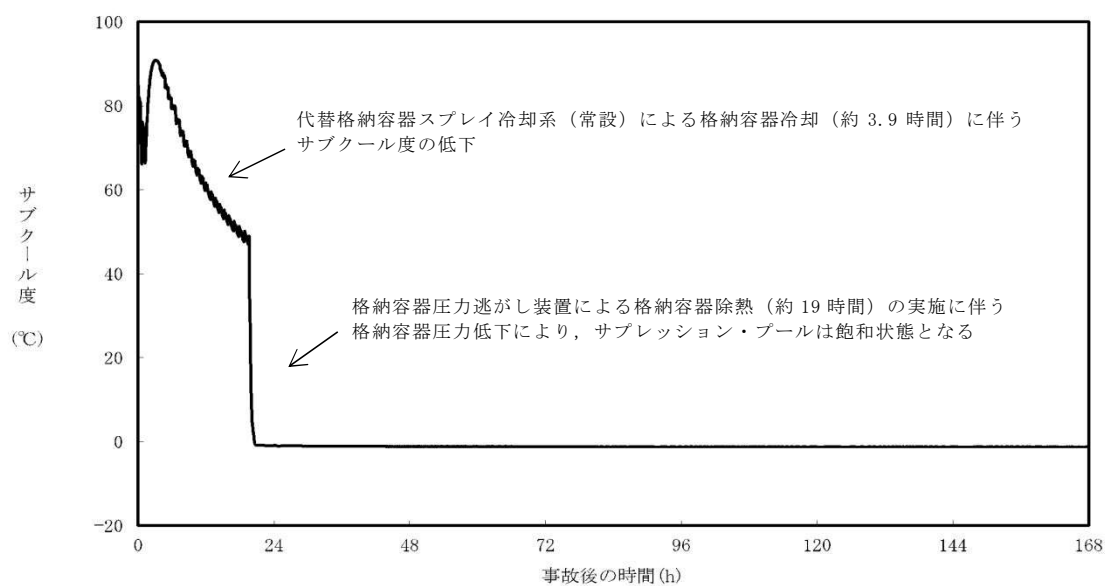


第 1 図 格納容器圧力の推移（～3 時間）

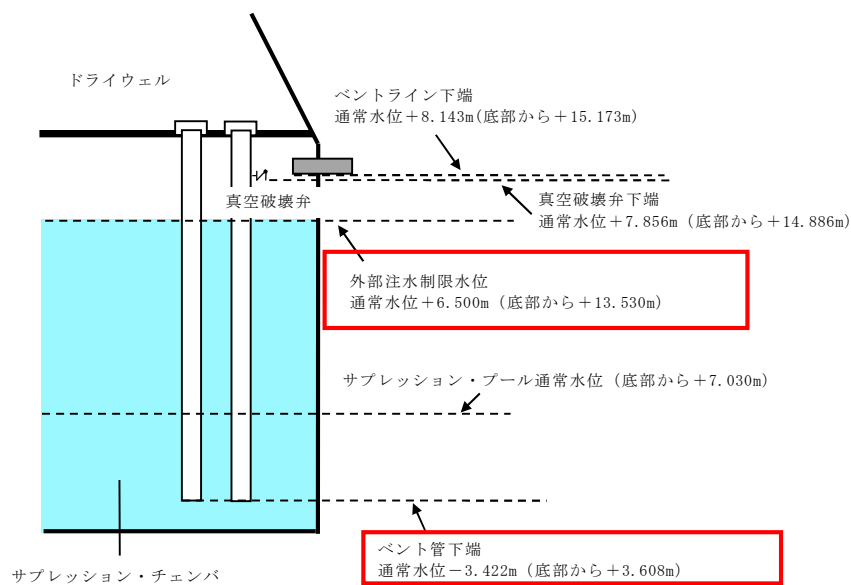


第 2 図 格納容器圧力の推移





第 3 図 サプレッション・プールのサブクール度の推移



第 4 図 サプレッション・プールとベント管高さの位置関係



## 2. 東海第二発電所と柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉の格納容器圧力挙動の違い

東海第二発電所及び柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉における格納容器ベント後の格納容器圧力挙動を第 5 図及び第 6 図に示す。東海第二発電所と柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉の格納容器ベント後の格納容器圧力挙動の違いを以下に考察する。

### (1) 格納容器ベント直後の挙動

両プラントにおける格納容器ベント実施直後の格納容器圧力の推移を比較すると、東海第二発電所の場合は急激な圧力低下後に一時的に圧力が上昇し、その後、緩やかに圧力低下していく推移となるが、柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉の場合は急激な圧力低下後に一時的な圧力上昇がなく、その後緩やかに圧力低下する挙動となる。東海第二発電所及び柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉における格納容器ベント実施直後の格納容器圧力挙動の違いは以下の理由によるものと考えられる。

- ① 東海第二発電所は、柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉に比べて、格納容器ベント実施時点でのサブプレッション・プール水温度が低く（第 7 図及び第 8 図）、サブクール度が高い（第 9 図及び第 10 図）※。
- ② 東海第二発電所は、①の違いから、より格納容器圧力が低下した時点でサブプレッション・プール水が飽和状態になる。
- ③ 格納容器圧力が低下すると格納容器圧力逃がし装置からの排気流量も低下する一方で、東海第二発電所では②による発生蒸気量が格納容器圧力逃がし装置からの排気流量を上回り、格納容器圧力が一時的に上昇する。
- ④ 柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉では、①の違いから、東海第二発電所に比べて、より格納容器圧力が高い段階でサブプレッション・プー



ル水が飽和状態に至り，格納容器圧力に応じた格納容器圧力逃がし装置からの排気流量が蒸気発生量を上回るため，一時的に圧力上昇することなく，緩やかに圧力低下する。

※ 柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉は東海第二発電所に比べて比較的高い圧力（蒸気分圧が高い状態）で格納容器スプレイを実施しており，よりスプレイ水が蒸気と接触することで，サブプレッション・プールへ移行するスプレイ水のサブクール度が低くなる。

## (2) 格納容器ベント実施後中長期の挙動

格納容器ベント後の格納容器圧力は，崩壊熱に伴う格納容器内での蒸気発生量と格納容器ベント排気流量の相関で推移していくことになるが，比較的崩壊熱の高い期間においては，柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉に比べ東海第二発電所の方が格納容器圧力は低めに推移し，事象発生 960 時間後におけるサブプレッション・チェンバ圧力は両プラントともに同程度となる。東海第二発電所及び柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉における格納容器ベント実施後中長期の格納容器圧力挙動の違いは以下の理由によるものと考えられる。

① 格納容器ベント直後から比較的崩壊熱の高い期間においては，以下の 2 つの理由により，東海第二発電所は柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉より格納容器圧力が低く推移すると考える。

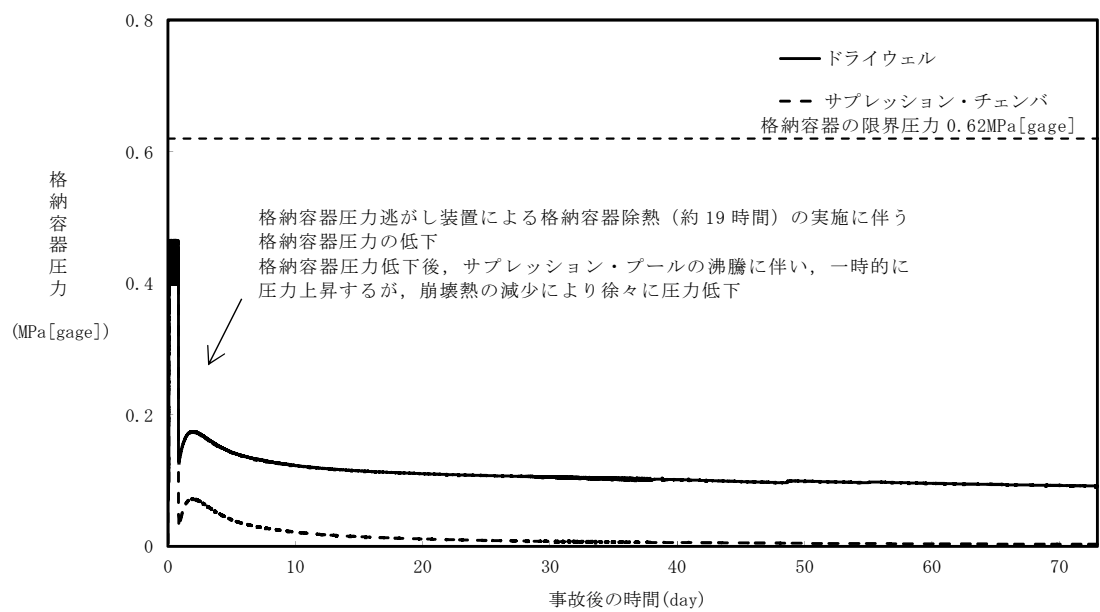
- ・ 格納容器ベントにより，格納容器からの蒸気排出に伴い格納容器圧力が低下するが，格納容器ベントによりサブプレッション・プール水のサブクールが失われて以降，サブプレッション・プール水の沸騰により飽和圧力に近づくよう蒸気が供給される。このため，サブプレッション・プール水温が低く飽和圧力が低い東海第二発電所の方が，格納容器圧力が低く推移する。



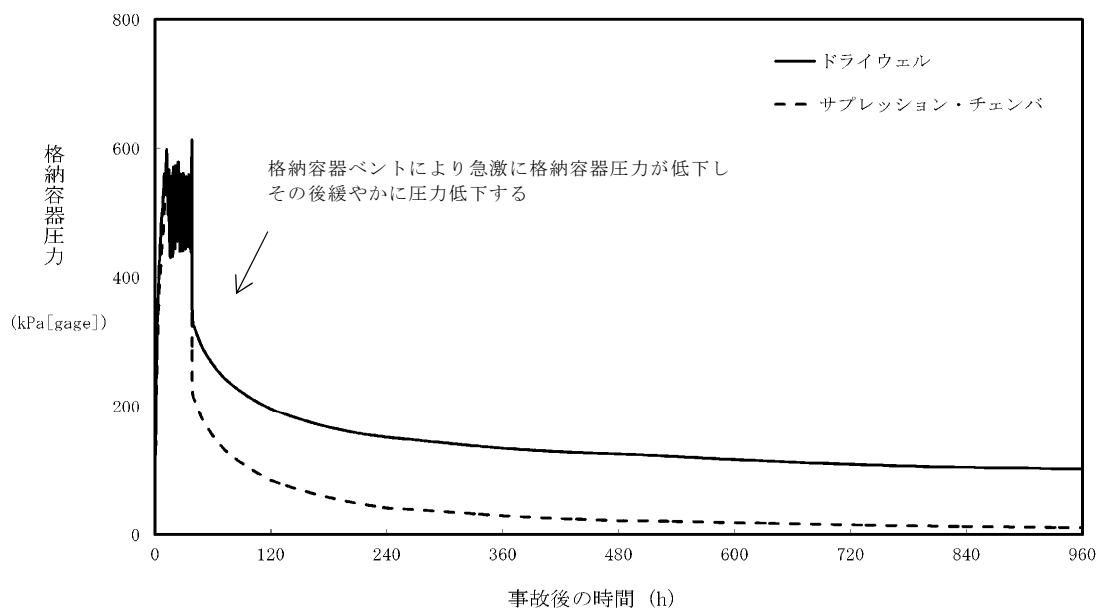
- ・ 東海第二発電所では、ベント弁は全開とする運用としているが、柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉では、ベント開度を調整する運用（有効性評価では 50%開度）であり、東海第二発電所の方が排気流量は大きいものと考えられる。この排気流量は、特に格納容器ベント後の格納容器圧力の低下速度に影響を及ぼし、東海第二発電所の方が格納容器圧力が低く推移する。

② 長期的には崩壊熱の減少に伴い格納容器内での蒸気発生量が減少し、両プラントとも格納容器圧力逃がし装置から排出可能な流量を下回るため、①の弁開度の違いによる影響を受けにくく、同程度の圧力で推移する。



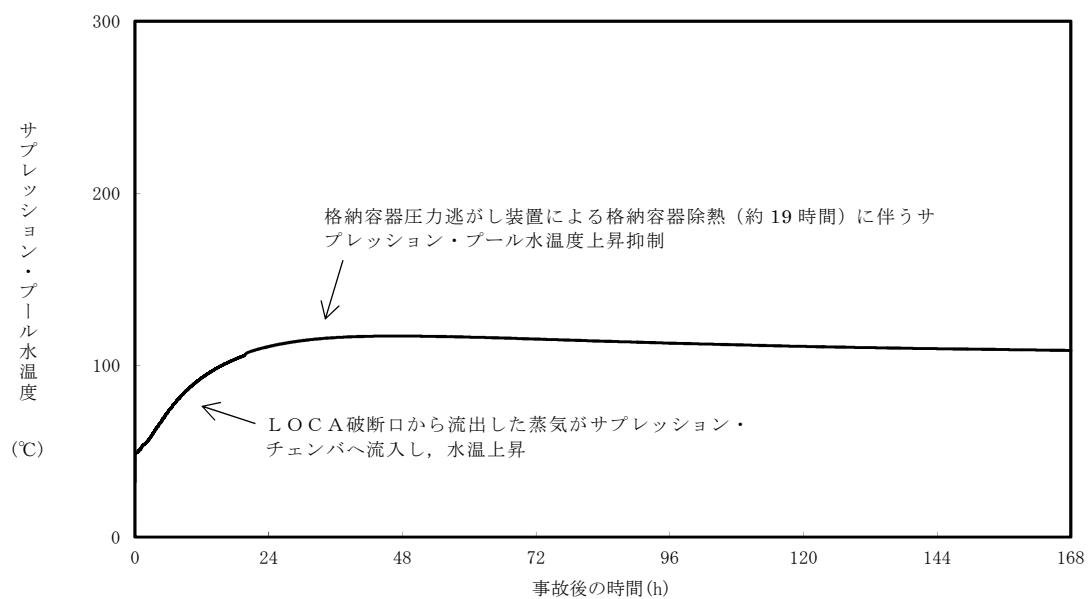


第 5 図 東海第二発電所における  
格納容器ベント後の格納容器圧力の推移（長期挙動）

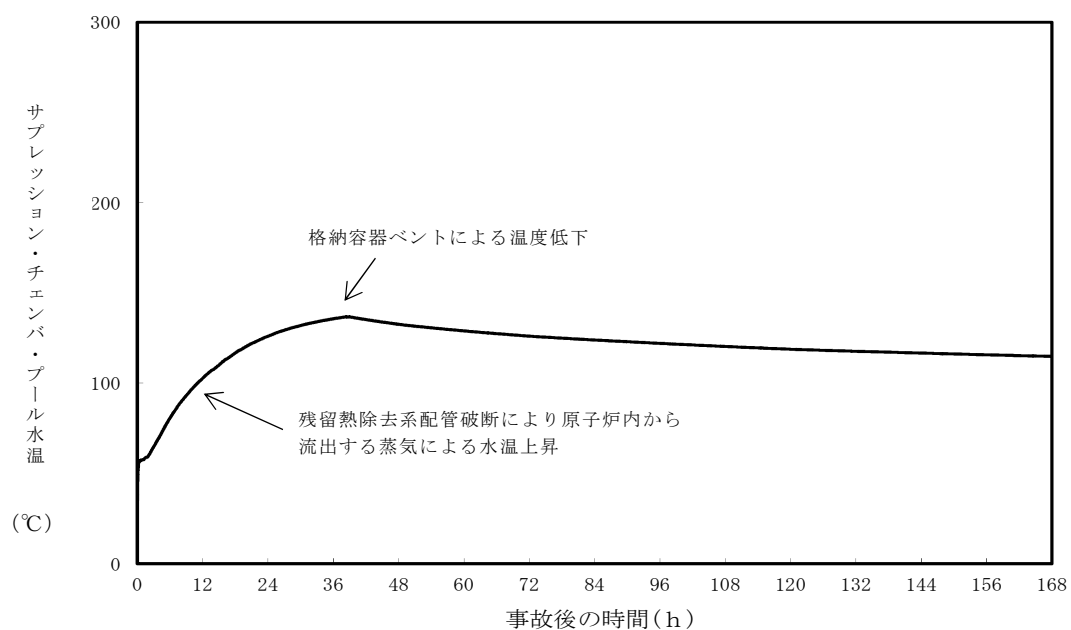


第 6 図 柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉における  
格納容器ベント後の格納容器圧力の推移（長期挙動）



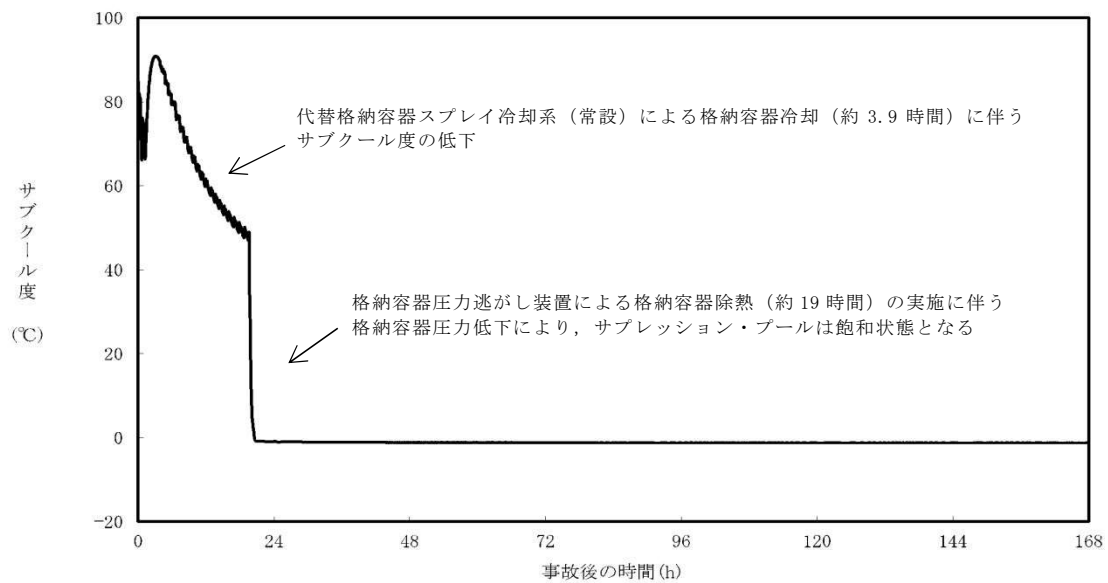


第 7 図 東海第二発電所における  
サプレッション・プール水温度の推移

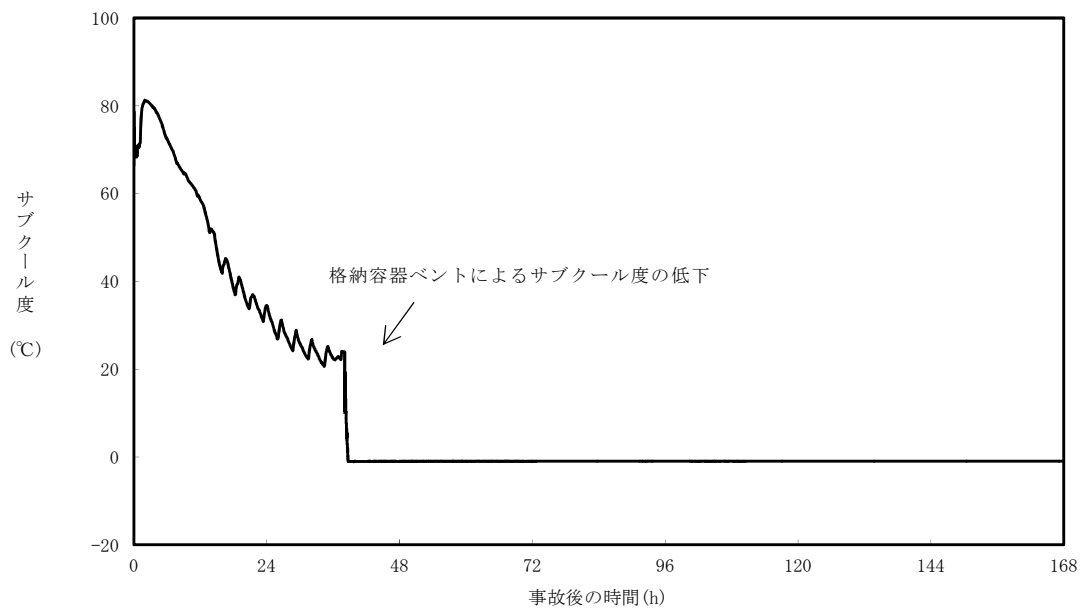


第 8 図 柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉における  
サプレッション・チェンバ・プール水温の推移





第 9 図 東海第二発電所における  
サブプレッション・プールのサブクール度の推移



第 10 図 柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉における  
サブプレッション・プールのサブクール度の推移



## 20 再循環系のランバック機能について

再循環系ポンプは，以下のインターロックにより作動するランバック機能を有している。

- ①発電機出力 30%以上時の「主蒸気止め弁閉」又は「蒸気加減弁急速閉」

スクラム機能と共に原子炉出力を抑制するため，発電機出力 30%以上時における主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉信号により高速度運転から低速度運転へ移行する。

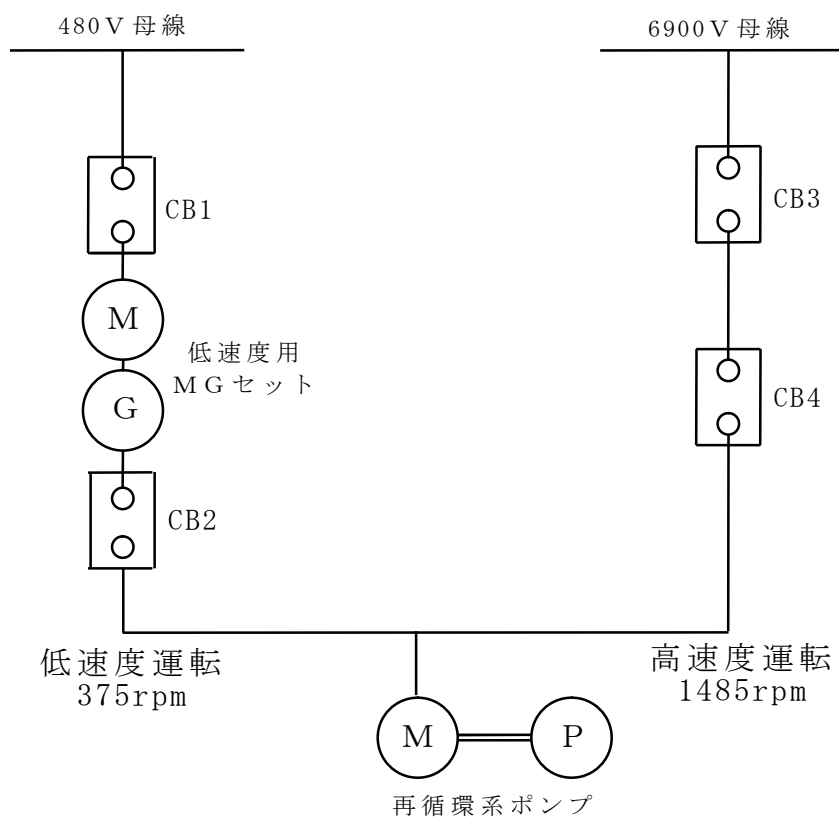
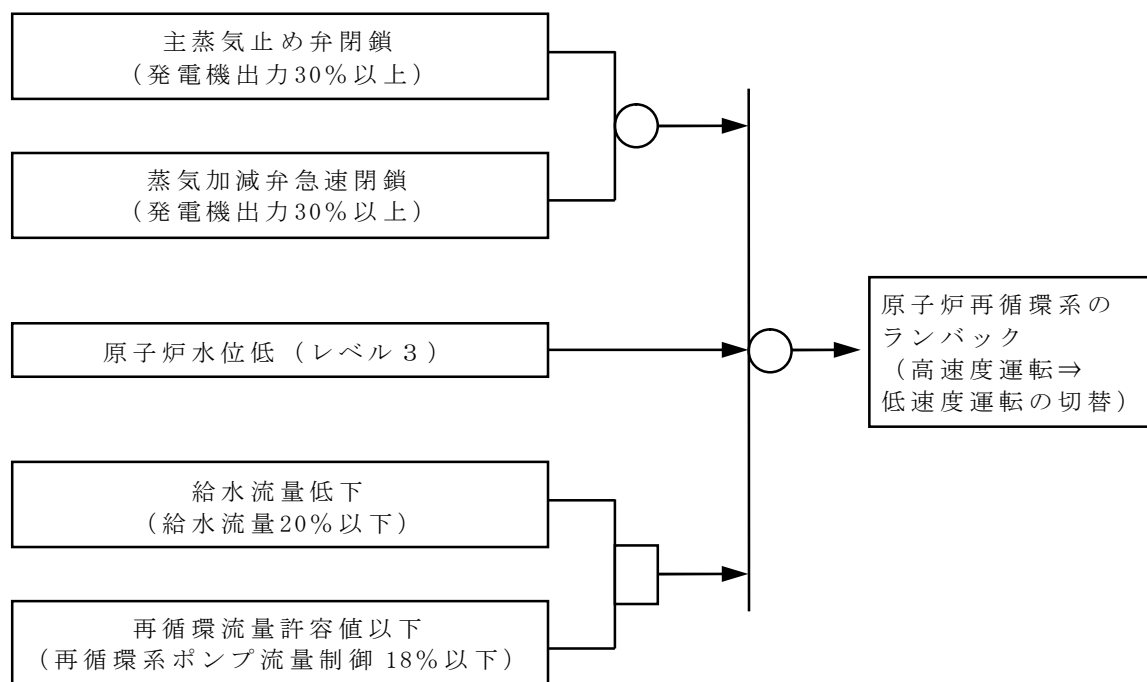
- ②原子炉水位低（レベル 3）

原子炉水位異常低下（レベル 2）による不要な非常用炉心冷却系の自動起動を防止するため，原子炉水位低（レベル 3）信号により高速度運転から低速度運転へ移行する。

- ③給水流量低下かつ再循環流量許容値以下

再循環系ポンプ流量制御弁のキャビテーション防止のため，給水流量低下（給水流量 20%以下）かつ再循環流量許容値以下（再循環系ポンプ流量制御弁 18%以下）時に高速度運転から低速度運転とする。





第1図 再循環系のランバック機能の概略図



## 21 東海第二の有効性評価解析に対する解析コード適用性について

### (1) 適用性の確認方法

東海第二の有効性評価解析で使用する解析コードについて、「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」（以下「解析コード審査資料」という。）にて先行審査プラントに対して確認された内容と比較することで東海第二への適用性について確認する。

#### (1.1) 事故シナリオの比較（重要現象抽出の適用性確認）

解析コード審査資料では、有効性評価の各事故シーケンスグループについて、具体的な事故シナリオを踏まえ、評価指標の選定及び物理現象のランク付けを行い、重要現象を抽出している。よって、ここでは、解析コード審査資料における事故シナリオと東海第二の各重要事故シーケンスにおける事故シナリオとを比較することで、重要現象の抽出に与える影響を確認する。

#### (1.2) プラント仕様の比較（妥当性確認の適用性確認）

解析コード審査資料では、重要現象に対する解析モデルについて実験解析等により妥当性を確認した上で、実験装置等と実機との差異（スケーリング）を考慮しても妥当性確認の結果が適用可能であることを確認している。よって、ここでは、先行審査プラントと東海第二のプラント仕様の違いを比較することで、重要現象に対する解析モデルの妥当性確認のスケーリングに与える影響について確認する。

### (2) 適用性の確認結果

#### (2.1) 事故シナリオの比較の結果（別紙1）

##### ① S A F E R



解析コード審査資料と東海第二の事故シナリオの違いを踏まえても、重要現象の抽出に違いはないことを確認した。

#### ② R E D Y / S C A T

解析コード審査資料と東海第二の事故シナリオは同じであり、重要現象の抽出にも違いがないことを確認した。

#### ③ M A A P

解析コード審査資料と東海第二の事故シナリオの違いを踏まえても、重要現象の抽出に違いはないことを確認した。

#### ④ A P E X

解析コード審査資料と東海第二の事故シナリオは同じであり、重要現象の抽出にも違いがないことを確認した。

### (2.2) プラント仕様の比較の結果（別紙2）

#### ① S A F E R

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目すべきプラント仕様について、東海第二のプラント仕様は、先行審査プラントに包含されることから、プラント仕様の違いによるスケールリングの違いはないことを確認した。

#### ②-1 R E D Y

反応度係数の保守因子の妥当性確認について、東海第二と先行審査プラントとの炉心格子の違いが、保守因子の不確かさ評価に影響を与えることから、東海第二の炉心格子を想定した保守因子の不確かさ評価を行い、この保守因子を用いた感度解析により影響を確認する。これ以外については、妥当性確認に使用した A B W R 実機試験について出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異は、従来型 B W R の先行



審査プラントと代表 A B W R との差異と同じであることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはないことを確認した。

#### ②－ 2 S C A T

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置は実寸大の 9 × 9 模擬燃料集合体を用いたものであり、東海第二でも先行審査プラントと同じ 9 × 9 燃料（A 型）を解析条件として設定していることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはないことを確認した。

#### ③ M A A P

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目すべきプラント仕様について、東海第二のプラント仕様は、先行審査プラントに包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはないことを確認した。

#### ④ A P E X

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目すべきプラント仕様について、東海第二のプラント仕様は、先行審査プラントと同様であることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはないことを確認した。なお、解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「ドップラー反応度フィードバック効果」及び「制御棒反応度効果」であり、東海第二を対象に不確かさ評価の感度解析を実施し影響を確認する。

### (2.3) 感度解析等（別紙 3）

R E D Y コードの反応度係数の保守因子の妥当性確認について、東海第二の炉心格子（C 格子）を想定した不確かさ評価を行い、この保守因子を用いた感度解析を実施した。この結果、解析コードの不確かさ等を考慮して設定



している保守因子の大きさは、事象進展に応じて変動し得るが、厳しい組合せとした場合においても、プラント挙動への影響は小さく、燃料被覆管温度も数℃の上昇にとどまり、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している（付録 3 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（第 3 部 REDY））。

A P E X コードの妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目した「ドップラー反応度フィードバック効果」及び「制御棒反応度効果」について、東海第二を対象に不確かさ評価の感度解析を実施した。この結果、「発電用軽水炉型原子炉施設の反応度投入事象評価指針」に示された燃料の許容設計限界値等を超えることはなく、燃料の健全性は維持されることを確認した。



## 事故シナリオの比較の結果

## ① S A F E R

## a) 対象とする事故シーケンスグループ

S A F E R コードで対象としている 6 つの事故シーケンスグループに加え、東海第二では、全交流動力電源喪失（T B U，T B D），全交流動力電源喪失（T B P）及び津波浸水による注水機能喪失を事故シーケンスグループとして抽出している。

## b) 事故シナリオの比較

各事故シーケンスグループについて、解析コード審査資料の事故シナリオと東海第二の事故シナリオとを比較することにより、重要現象の抽出に与える影響を確認した結果を表 1－1 に示すとともに、以下に概要を示す。

全交流動力電源喪失（長期 T B）は、解析コード審査資料と原子炉減圧のタイミングが異なるが、原子炉隔離時冷却系で注水した後に原子炉を減圧して低圧注水に移行するという点では同様であり、重要現象も同じになる。

全交流動力電源喪失（T B U，T B D），全交流動力電源喪失（T B P）及び津波浸水による注水機能喪失は、期待する設備や操作タイミングが異なるものの、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失（長期 T B）と同様であり、重要現象も同じになる。

## ② R E D Y / S C A T

## a) 対象とする事故シーケンスグループ

対象とする事故シーケンスグループは、原子炉停止機能喪失のみであり、解析コード審査資料と東海第二とでは違いはない。

## b) 事故シナリオの比較

解析コード審査資料の事故シナリオと東海第二の事故シナリオとを比較す



ることにより、重要現象の抽出に与える影響を確認した結果を表 1－2 に示す。東海第二の事故シナリオは、解析コード審査資料の事故シナリオと同様であり、重要現象も同じになる。

### ③MAAP

#### a) 対象とする事故シーケンスグループ

##### (a-1) 炉心損傷防止対策

MAAP コードで対象としている 6 つの事故シーケンスグループに加え、東海第二では、全交流動力電源喪失（TBU，TBD），全交流動力電源喪失（TBP）及び津波浸水による注水機能喪失を事故シーケンスグループとして抽出している。

##### (a-2) 格納容器破損防止対策

MAAP コードで対象としている 5 つの格納容器破損モードと同様であり、解析コード審査資料と東海第二とは違いはない。

#### b) 事故シナリオの比較

##### (b-1) 炉心損傷防止対策

各事故シーケンスグループについて、解析コード審査資料の事故シナリオと東海第二の事故シナリオとを比較することにより、重要現象の抽出に与える影響を確認した結果を表 1－3 に示すとともに、以下に概要を示す。

全交流動力電源喪失（長期TB）は、減圧するタイミングは異なるが、原子炉隔離時冷却系で注水した後に原子炉を減圧して低圧注水に移行するという点では同様であり、重要現象も同じになる。また、低圧代替注水系（可搬型）による格納容器スプレイを実施するが、これに関連する重要現象としてスプレイ冷却が抽出されている。このため、事故シナリオの違いに起因する重要現象抽出の違いはない。



全交流動力電源喪失(TBU, TBD), 全交流動力電源喪失(TBP)及び津波浸水による注水機能喪失は, 期待する設備や操作タイミングが異なるものの, 事故シナリオとしては全交流動力電源喪失(長期TB)と同様であり, 重要現象も同じになる。

#### (b-2) 格納容器破損防止対策

各格納容器破損モードについて, 解析コード審査資料の事故シナリオと東海第二の事故シナリオとを比較することにより, 重要現象の抽出に与える影響を確認した結果を表1-3に示すとともに, 以下に概要を示す。

雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)は, 最終ヒートシンクが異なるが, 代替循環冷却系は残留熱除去系と同等の設備であり, 物理現象として「サプレッション・プール冷却」が抽出されていることから, 影響はない。

水素燃焼は, PDSは異なるものの, 水素燃焼の観点で抽出すべき物理現象は両PDSで同じであり, 影響はない。

熔融炉心・コンクリート相互作用は, PDSは異なるものの, 熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で抽出すべき物理現象は両PDSで同じであり, 影響はない。

コリウムシールド敷設については, 以下のとおり物理現象の抽出の観点で影響はない(重大事故対策の有効性評価「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用 添付資料 3.5.1 コリウムシールドを考慮した熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について」参照)。

- ・コリウムシールドの温度は侵食開始温度を超えないため侵食が発生しない
- ・コリウムシールドはZrO<sub>2</sub>製であり, 侵食した場合でもガス等の



発生はない

- ・ コリウムシールドの侵食開始温度は化学反応等による温度低下を考慮して設定している。

また、コリウムシールドを介したコンクリートの温度上昇についても評価しており、コンクリートに対する物理現象も考慮していることから、物理現象の抽出の観点では影響はない。

#### ④ A P E X

##### a) 対象とする事故シーケンスグループ

対象とする事故シーケンスグループは、反応度の誤投入のみであり、解析コード審査資料と東海第二とは違いはない。

##### b) 事故シナリオの比較

解析コード審査資料の事故シナリオと東海第二の事故シナリオとを比較することにより、重要現象の抽出に与える影響を確認した結果を表 1－4 に示す。東海第二の事故シナリオは、解析コード審査資料の事故シナリオと同様であり、重要現象も同じになる。



表 1 - 1 事故シナリオの比較 (S A F E R) (1 / 3)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 給水流量の全喪失 + RCIC 及び ECCS (高圧注水系及び低圧注水系) 起動失敗</li> <li>・ 高圧代替注水設備又は SRV により急速減圧後に低圧代替注水設備により原子炉注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 給水流量の全喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> <li>・ SRV (逃がし安全弁 (自動減圧機能)) により急速減圧後に低圧代替注水設備 (低圧代替注水系 (常設)) により原子炉注水</li> </ul>	－ (事故シナリオに違いはない)
高圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 給水流量の全喪失 + RCIC 及び ECCS (高圧注水系) 起動失敗 + 原子炉の減圧失敗</li> <li>・ 代替自動減圧ロジックにより原子炉を減圧した後に ECCS (低圧注水系) により原子炉注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 給水流量の全喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗</li> <li>・ 代替自動減圧ロジック (過渡時自動減圧機能) により原子炉を減圧した後に ECCS (低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) 3 台) により原子炉注水</li> </ul>	－ (事故シナリオに違いはない)
全交流動力電源喪失 (長期 TB)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失 + 非常用ディーゼル発電機の機能喪失</li> <li>・ 一定期間直流電源を確保し RCIC により原子炉水位を維持しつつ、代替電源設備及び低圧代替注水設備の準備が完了したところで、原子炉の減圧及び ECCS (低圧注水系) 又は低圧代替注水設備により原子炉注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失 + D G 失敗 + H P C S 失敗 (蓄電池枯渇後 R C I C 停止)</li> <li>・ 一定期間直流電源 (所内常設直流電源設備) を確保し RCIC により原子炉水位を維持しつつ、約 8 時間後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を実施</li> <li>・ 代替電源設備 (常設代替交流電源設備) 及び低圧代替注水設備 (残留熱除去系 (低圧注水系)) の準備が完了したところで、残留熱除去系 (低圧注水系) により原子炉注水</li> </ul>	原子炉減圧を実施するタイミングは異なるが、原子炉隔離時冷却系により高圧注水を実施した後に、原子炉を減圧して低圧注水に移行するという点では同じであり、重要現象も同じになる。



表 1 - 1 事故シナリオの比較 (S A F E R) (2 / 3)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
全交流動力電源喪失 (TBU, TBD)	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 高圧炉心冷却失敗</li> <li>一定期間直流電源（常設代替直流電源設備）を確保し高圧代替注水系により原子炉水位を維持しつつ、約 8 時間後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施</li> <li>代替電源設備（常設代替交流電源設備）及び低圧代替注水設備（残留熱除去系（低圧注水系））の準備が完了したところで、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉注水</li> </ul>	期待する設備は異なるが、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失（長期 TB）と同様であり、重要現象も同じになる。
全交流動力電源喪失 (TBP)	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + D G 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + H P C S 失敗</li> <li>一定期間直流電源（所内常設直流電源設備）を確保し RCIC により原子炉水位を維持しつつ、約 3 時間後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施</li> <li>代替電源設備（常設代替交流電源設備）及び低圧代替注水設備（残留熱除去系（低圧注水系））の準備が完了したところで、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉注水</li> </ul>	期待する設備及び原子炉減圧のタイミングは異なるが、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失（長期 TB）と同様であり、重要現象も同じになる。
崩壊熱除去機能喪失 （取水機能喪失）	<ul style="list-style-type: none"> <li>給水流量の全喪失 + 取水機能喪失</li> <li>RCIC が自動起動して原子炉水位を維持</li> <li>その後、原子炉を減圧し、低圧代替注水設備等による原子炉注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>給水流量の全喪失 + R H R 失敗（取水機能喪失によるもの）</li> <li>RCIC が自動起動した後に RCIC にて原子炉水位を維持</li> <li>サプレッション・プール水温度 65℃到達にて原子炉を減圧して低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施</li> </ul>	—（事故シナリオに違いはない）



表 1 - 1 事故シナリオの比較 (S A F E R) (3 / 3)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・給水流量の全喪失 + RHR 機能喪失</li> <li>・RCIC が自動起動して原子炉水位を維持</li> <li>・その後、原子炉を減圧し、高圧代替注水設備等による原子炉注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・給水流量の全喪失 + RHR 失敗 (残留熱除去系の故障によるもの)</li> <li>・RCIC 及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した後に RCIC にて原子炉水位を維持</li> <li>・サプレッション・プール水温度 65℃到達にて原子炉を減圧して低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施</li> </ul>	－ (事故シナリオに違いはない)
LOCA 時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中小破断 LOCA + ECCS (高圧注水系、低圧注水系) 起動失敗</li> <li>・高圧代替注水設備又は SRV により急速減圧後に低圧代替注水設備により原子炉注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> <li>・SRV (逃がし安全弁 (自動減圧機能)) により急速減圧後に低圧代替注水設備 (低圧代替注水系 (常設)) により原子炉注水</li> </ul>	－ (事故シナリオに違いはない)
格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧炉心注水系の吸込配管等の破損</li> <li>・RCIC 及び ECCS (高圧注水系) により原子炉注水</li> <li>・逃がし安全弁による原子炉減圧及び破断箇所の隔離によって冷却材流出を防止</li> <li>・原子炉減圧後は、低圧注水設備等により原子炉注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系の熱交換器フランジ部からの漏えいを想定</li> <li>・RCIC により原子炉注水をした後、漏えい抑制のために原子炉を減圧し、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施</li> <li>・破断箇所を隔離することで冷却材流出を防止</li> </ul>	－ (事故シナリオに違いはない)
津波浸水による注水機能喪失	－	事故シナリオは、「全交流動力電源喪失」と同じ	事故シナリオとしては全交流動力電源喪失と同様であり、重要現象も同じになる。



表 1－2 事故シナリオの比較（REDY／SCAT）

事故シナシス グループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの 影響
	解析コード審査資料	東海第二	
原子炉停止機能 喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失</li> <li>・主蒸気隔離弁の誤閉止及び原子炉スクラム失敗により原子炉出力及び原子炉圧力が上昇し、沸騰遷移が発生することで燃料被覆管温度が上昇</li> <li>・原子炉圧力高信号で再循環ポンプがトリップし炉心流量が低下</li> <li>・原子炉圧力高信号による代替制御棒挿入は失敗を仮定</li> <li>・逃がし安全弁が断続して開動作し、原子炉で発生した蒸気が格納容器内のプール水へ放出されることでプール水温度及び格納容器圧力が上昇</li> <li>・原子炉出力が厳しくなるようモータ駆動給水ポンプの運転を想定</li> <li>・給水加熱喪失により原子炉出力は次第に上昇し、燃料が沸騰遷移状態となることで燃料被覆管温度が上昇</li> <li>・ほう酸水注入系により原子炉出力を低下</li> <li>・残留熱除去系によりサプレッション・プール冷却を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止失敗</li> <li>・主蒸気隔離弁の誤閉止及び原子炉スクラム失敗により原子炉出力及び原子炉圧力が上昇し、沸騰遷移が発生することで燃料被覆管温度が上昇</li> <li>・原子炉圧力高信号で再循環系ポンプがトリップし炉心流量が低下</li> <li>・原子炉圧力高信号による代替制御棒挿入は失敗を仮定</li> <li>・逃がし安全弁が断続して開動作し、原子炉で発生した蒸気がサプレッション・プールへ放出されることでサプレッション・プール水温度及び格納容器圧力が上昇</li> <li>・原子炉出力が厳しくなるよう電動駆動給水ポンプの運転を想定</li> <li>・給水加熱喪失により原子炉出力は次第に上昇し、燃料が沸騰遷移状態となることで燃料被覆管温度が上昇</li> <li>・ほう酸水注入系により原子炉出力を低下</li> <li>・残留熱除去系によりサプレッション・プール冷却を実施</li> </ul>	－ （事故シナリオに違いはない）



表 1－3 事故シナリオの比較（MAAP）（1／9）

事故シナリオ グループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影 響
	解析コード審査資料	東海第二	
高圧・低圧注水 機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・給水流量の全喪失＋非常用炉心冷却系（高圧注水系及び低圧注水系）起動失敗</li> <li>・逃がし安全弁により原子炉を急速減圧した後に低圧代替注水設備により原子炉注水</li> <li>・格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・給水流量の全喪失＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</li> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を急速減圧した後に低圧代替注水系（常設）により原子炉注水</li> <li>・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施</li> </ul>	－（事故シナリオに違いはない）
高圧注水・減圧 機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・給水流量の全喪失＋非常用炉心冷却系（高圧注水系）起動失敗＋原子炉の減圧失敗</li> <li>・原子炉代替減圧系により原子炉を減圧した後に非常用炉心冷却系（低圧注水系）により原子炉注水</li> <li>・残留熱除去系による除熱を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・給水流量の全喪失＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗</li> <li>・原子炉代替減圧系（過渡時自動減圧機能）により原子炉を減圧した後に非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）3台）により原子炉注水</li> <li>・残留熱除去系による格納容器除熱を実施</li> </ul>	－（事故シナリオに違いはない）



表 1－3 事故シナリオの比較（MAAP）（2／9）

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
全交流動力電源喪失（長期 TB）	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機等の機能喪失</li> <li>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、代替交流動力電源設備及び低圧代替注水系の準備が完了したところで、逃がし安全弁により原子炉を減圧し、低圧代替注水系による原子炉注水を開始</li> <li>残留熱除去系又は格納容器圧力逃がし装置による除熱を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗（蓄電池枯渇後RCIC停止）</li> <li>原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により原子炉水位を維持しつつ、約 8 時間後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施</li> <li>低圧代替注水系（可搬型）と同じポンプを用いて代替格納容器スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却を実施</li> <li>代替電源設備（常設代替交流電源設備）及び低圧代替注水設備（残留熱除去系（低圧注水系））の準備が完了したところで、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉注水及び格納容器除熱を実施</li> </ul>	原子炉減圧を実施するタイミングは異なるが、原子炉隔離時冷却系により高圧注水を実施した後に、原子炉を減圧して低圧注水に移行する点及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施する点では同じであり、重要現象も同じになる。低圧代替注水系（可搬型）による格納容器スプレイを実施するが、これに関連する重要現象としてスプレイ冷却が抽出されており、シナリオの違いを考慮しても重要現象は適切に抽出されている。
全交流動力電源喪失(TBU, TBD)	－	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗</li> <li>高圧代替注水系の原子炉注水により原子炉水位を維持しつつ、約 8 時間後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施</li> <li>低圧代替注水系（可搬型）と同じポンプを用いて代替格納容器スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却を実施</li> <li>代替電源設備（常設代替交流電源設備）及び低圧代替注水設備（残留熱除去系（低圧注水系））の準備が完了したところで、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉注水及び格納容器除熱を実施</li> </ul>	期待する設備は異なるが、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失（長期 TB）と同様であり、重要現象も同じになる。



表 1－3 事故シナリオの比較（MAAP）（3／9）

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
全交流動力電源喪失(TBP)	－	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失＋D G失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋H P C S失敗</li> <li>・原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により原子炉水位を維持しつつ、約 3 時間後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施</li> <li>・低圧代替注水系（可搬型）と同じポンプを用いて代替格納容器スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却を実施</li> <li>・代替電源設備（常設代替交流電源設備）及び低圧代替注水設備（残留熱除去系（低圧注水系））の準備が完了したところで、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉注水及び格納容器除熱を実施</li> </ul>	原子炉減圧のタイミングは異なるが、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失（長期 TB）と同様であり、重要現象も同じになる。
崩壊熱除去機能喪失 （取水機能喪失）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・給水流量の全喪失＋取水機能喪失</li> <li>・原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位を適切に維持しつつ、低圧又は高圧代替注水系による原子炉注水を実施</li> <li>・最終ヒートシンクへの代替熱移送系を用いた除熱を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・給水流量の全喪失＋R H R 失敗（取水機能喪失によるもの）</li> <li>・原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位を維持し、サブプレッション・プール水温度 65℃到達にて原子炉を減圧して低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施</li> <li>・緊急用海水系を用いた格納容器除熱を実施</li> </ul>	－（事故シナリオに違いはない）
崩壊熱除去機能喪失 （RHR 機能喪失）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・給水流量の全喪失＋取水機能喪失</li> <li>・原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位を適切に維持しつつ、低圧又は高圧代替注水系による原子炉注水を実施</li> <li>・格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・給水流量の全喪失＋R H R 失敗（残留熱除去系の故障によるもの）</li> <li>・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した後に原子炉隔離時冷却系にて原子炉水位を維持し、サブプレッション・プール水温度 65℃到達にて原子炉を減圧して低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施</li> <li>・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施</li> </ul>	－（事故シナリオに違いはない）



表 1－3 事故シナリオの比較（MAAP）（4／9）

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
LOCA 時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中小破断 LOCA＋非常用炉心冷却系(高压注水系及び低压注水系)起動失敗</li> <li>・ 逃がし安全弁により原子炉を急速減圧した後に低压代替注水設備により原子炉注水</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中破断 LOCA＋高压炉心冷却失敗＋低压炉心冷却失敗</li> <li>・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を急速減圧した後に低压代替注水系（常設）により原子炉注水</li> <li>・ 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施</li> </ul>	－（事故シナリオに違いはない）
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	－	事故シナリオは、残留熱除去系海水系に代わり緊急用海水系に期待している点を除き「全交流動力電源喪失」と同じ	事故シナリオとしては全交流動力電源喪失と同様であり、重要現象も同じになる。



表 1 - 3 事故シナリオの比較 (MAAP) (5 / 9)

格納容器破損 モード	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	<b>●事故シナリオ</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 L O C A + 注水機能喪失</li> <li>炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る</li> <li>損傷炉心が溶融し、下部プレナムに落下</li> <li>下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、溶融炉心が高温状態となり、原子炉压力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損</li> <li>落下した溶融炉心の保有熱により、格納容器下部注水系により原子炉压力容器破損前の注水操作により溜まった冷却水の急激な蒸発</li> <li>冷却水による溶融炉心からの除熱が十分でない場合には、コンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起き、脱水により生じた水蒸気、溶融炉心内部の金属と水の反応による水素発生による加圧が発生</li> <li>格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し、格納容器破損に至る</li> </ul> <b>●格納容器破損防止対策</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>低压代替注水系等による溶融炉心冷却</li> <li>格納容器スプレイによる格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇抑制</li> <li>格納容器圧力逃がし装置等による除熱</li> </ul>	<b>【代替循環冷却系を使用する場合】</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 L O C A + 注水機能喪失</li> <li>炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る</li> <li>低压代替注水系（常設）による原子炉注水により下部プレナムへの溶融炉心落下を防止</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇緩和</li> <li>代替循環冷却系による格納容器除熱</li> </ul>	解析コード審査資料で考慮している格納容器破損防止対策と同等であり、影響はない。 なお、最終ヒートシンクが異なるが、代替循環冷却系は残留熱除去系と同等の設備であり、物理現象として「サプレッション・プール冷却」が抽出されていることから、影響はない。
		<b>【代替循環冷却系を使用できない場合】</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 L O C A + 注水機能喪失</li> <li>炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る</li> <li>低压代替注水系（常設）による原子炉注水により下部プレナムへの溶融炉心落下を防止</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇緩和</li> <li>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱</li> </ul>	解析コード審査資料で考慮している格納容器破損防止対策と同等であり、影響はない。



表 1－3 事故シナリオの比較（MAAP）（6／9）

格納容器破損 モード	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
高圧熔融物放出 ／格納容器雰囲気 直接加熱	<p>●事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧注水・減圧機能喪失＋全交流動力電源の喪失</li> <li>・炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧注水・減圧機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る</li> <li>・損傷炉心が熔融し、下部プレナムに落下</li> <li>・下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、熔融炉心が高温状態となり、原子炉压力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損</li> <li>・原子炉圧力が高圧状態で原子炉压力容器破損に至るため、高圧の水蒸気及び水素が放出されるとともに、熔融炉心の分散放出が発生</li> <li>・分散放出された熔融炉心は液滴上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</li> </ul> <p>●格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉压力容器破損までに手動操作にて、原子炉を速やかに減圧</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧注水・減圧機能喪失＋全交流動力電源の喪失</li> <li>・炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧注水・減圧機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る</li> <li>・原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で、逃がし安全弁 2 個の手動開操作による原子炉減圧</li> <li>・損傷炉心が熔融し、下部プレナムに落下</li> <li>・下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、熔融炉心が高温状態となり、原子炉压力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損</li> <li>・原子炉压力容器破損までに原子炉圧力が 2.0MPa[gage]以下に低下</li> </ul>	<p>－（事故シナリオに違いはない）</p>



表 1－3 事故シナリオの比較（MAAP）（7／9）

格納容器破損 モード	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
原子炉圧力容器 外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	<p>●事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能喪失＋全交流動力電源の喪失</li> <li>・ 炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る</li> <li>・ 損傷炉心が溶融し、下部プレナムに落下</li> <li>・ 下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、溶融炉心が高温状態となり、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損</li> <li>・ 落下した溶融炉心の保有熱により、格納容器下部注水系により原子炉圧力容器破損前の注水操作により溜まった冷却水の急激な蒸発</li> <li>・ 圧力スパイクにより格納容器破損に至る</li> </ul> <p>●格納容器破損防止対策</p> <p>－ （圧力スパイクによって格納容器破損に至らないことを確認する）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能喪失＋全交流動力電源の喪失</li> <li>・ 炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る</li> <li>・ 損傷炉心が溶融し、下部プレナムに落下</li> <li>・ 下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、溶融炉心が高温状態となり、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損</li> <li>・ 落下した溶融炉心の保有熱により、ペDESTAL（ドライウェル部）に溜まった冷却水の急激な蒸発</li> <li>・ 圧力スパイクによって格納容器破損に至らないことを確認</li> </ul>	－（事故シナリオに違いはない）



表 1－3 事故シナリオの比較（MAAP）（8／9）

格納容器破損 モード	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
水素燃焼	<p>●事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能喪失＋全交流動力電源の喪失</li> <li>・ 炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る</li> <li>・ 炉心露出部で燃料棒が加熱していくと燃料被覆管のジルコニウム－水反応によって多量の水素が発生</li> <li>・ 水の放射線分解によって水素及び酸素が発生</li> <li>・ 発生した水素及び酸素は原子炉内で発生する蒸気と共に逃がし安全弁を通じてウェットウェルに流入し、サプレッション・プール水中に取り込まれた核分裂生成物による水の放射線分解に伴って発生する水素及び酸素と共に空間に蓄積し、一部は真空破壊弁を通じてドライウェルに流入する。</li> <li>・ 格納容器スプレイにより格納容器内での蒸気凝縮が進むと、格納容器内の水素及び酸素濃度は上昇する。</li> </ul> <p>●格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器内雰囲気の窒素置換による不活性化</li> <li>・ 格納容器圧力逃がし装置による可燃性ガスの排出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大破断LOCA＋注水機能喪失</li> <li>・ 炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る</li> <li>・ 炉心露出部で燃料棒が加熱していくと燃料被覆管のジルコニウム－水反応によって多量の水素が発生</li> <li>・ 水の放射線分解によって水素及び酸素が発生</li> <li>・ 発生した水素及び酸素は原子炉内で発生する蒸気と共に大破断LOCAの破断口を通じてドライウェルに流入する。一部はベント管を通じてサプレッション・プール水中に流入し、サプレッション・プール水中に取り込まれた核分裂生成物による水の放射線分解に伴って発生する水素及び酸素と共に空間に蓄積する。</li> <li>・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により下部プレナムへの熔融炉心落下を防止</li> <li>・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇緩和</li> <li>・ 代替循環冷却系による格納容器除熱</li> <li>・ 格納容器スプレイ及び代替循環冷却系により格納容器内での蒸気凝縮が進むと、格納容器内の水素及び酸素濃度は上昇する。</li> </ul>	<p>PDSは異なるものの、水素燃焼の観点で抽出すべき物理現象は両PDSで同じであり、影響はない。</p>



表 1－3 事故シナリオの比較（MAAP）（9／9）

格納容器破損 モード	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
熔融炉心・コンクリート相互作用	<p>●事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 L O C A + 注水機能喪失</li> <li>・炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る</li> <li>・損傷炉心が熔融し、下部プレナムに落下</li> <li>・下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、熔融炉心が高温状態となり、原子炉压力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損</li> <li>・落下した熔融炉心の保有熱により、格納容器下部注水系により原子炉压力容器破損前の注水操作により溜まった冷却水の急激な蒸発</li> <li>・冷却水による熔融炉心からの除熱が十分でない場合には、コンクリートからの脱水及びコンクリートの熔融が発生</li> <li>・熔融炉心によるコンクリートの熔融侵食が継続すると、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器破損に至る</li> </ul> <p>●格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉压力容器破損前の格納容器下部への冷却水確保</li> <li>・熔融炉心落下後の原子炉注水及び格納容器下部注水による熔融炉心冷却</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧・低圧注水機能喪失＋全交流動力電源の喪失</li> <li>・低圧代替注水系（常設）による原子炉注水不可を想定し、炉心損傷に至る</li> <li>・損傷炉心が熔融し、下部プレナムに落下</li> <li>・原子炉压力容器破損</li> <li>・落下した熔融炉心の保有熱により、ペDESTAL（ドライウエル部）に溜まった冷却水の急激な蒸発</li> <li>・ペDESTAL（ドライウエル部）に溜まった冷却水及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水並びにペDESTAL（ドライウエル部）内に敷設したコリウムシールドの効果により、コンクリート温度は融点に至らず熔融侵食は発生しない</li> </ul>	<p>P D S は異なるものの、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で抽出すべき物理現象は両 P D S で同じであり、影響はない</p> <p>コリウムシールド敷設については、以下のとおり物理現象の抽出の観点で影響はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・コリウムシールドの温度は侵食開始温度を超えないため侵食が発生しない</li> <li>・コリウムシールドは Z r O<sub>2</sub> 製であり、侵食した場合でもガス等の発生はない</li> <li>・コリウムシールドの侵食開始温度は化学反応による温度低下等を考慮して設定している</li> </ul> <p>また、コリウムシールドを介したコンクリートの温度上昇についても評価しており、コンクリートに対する物理現象も考慮していることから、物理現象の抽出の観点では影響はない</p>



表 1－4 事故シナリオの比較（A P E X）

事故シナリス グループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの 影響
	解析コード審査資料	東海第二	
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"><li>原子炉が運転停止中に、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の上限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界超過に至る事象</li><li>中性子束が上昇しスクラム設定点に至った場合に原子炉がスクラムする</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象</li><li>制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉出力ペリオド短（10 秒）信号による原子炉スクラム信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる</li></ul>	－（事故シナリオに違いはない）



## プラント仕様の比較の結果

## ① S A F E R （表 2－1）

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」，「燃料集合体の軸方向長さ」，「E C C S 構成」及び「燃料集合体の型式」であり，東海第二のこれらのプラント仕様は，表 2－5 に示すとおり先行審査プラントの仕様に包含されることから，プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。

## ②－1 R E D Y （表 2－2－1）

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した A B W R 実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは、「再循環系」，「ほう酸水注入箇所」及び「E C C S 構成」であり，東海第二のこれらのプラント仕様は，表 2－5 に示すとおり従来型 B W R の先行審査プラントの仕様に包含されることから，プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。

反応度係数の保守因子設定の妥当性確認について，東海第二の炉心格子は C 格子であり，解析コード審査資料の想定（N 格子，S 格子）と異なっている。炉心格子の違いにより，妥当性確認に使用した保守因子の不確かさ評価に影響を与える。このため，東海第二の C 格子を想定した同様の不確かさ評価及び感度解析を実施し，影響を確認する。

## ②－2 S C A T （表 2－2－2）

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置は実寸大の 9 × 9 模擬燃料集合体を用いたものであり，東海第二でも先行審査プラントと同じ 9 × 9 燃料（A 型）を解析条件として設定していることから，プラン



ト仕様の違いによるスケーリングの違いはない。また、 $9 \times 9$  燃料（A型）の A T L A S 試験の範囲以上の入口サブクーリングに対しては、第 1 から第 3 スペーサの範囲では G E X L 相関式は適用可能であり、第 4 スペーサに対しても保守的であることを確認おり、東海第二の有効性評価解析では第 4 スペーサ位置で燃料被覆管最高温度が発生している。

#### ③－１ M A A P（炉心損傷防止対策）（表 2－3）

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」、「燃料集合体の軸方向長さ」、「E C C S 構成」及び「燃料集合体の型式」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、表 2－5 に示すとおり従来型 B W R の先行審査プラントの仕様に包含されることから、同様の適用性を有していると考えられる。

#### ③－２ M A A P（格納容器破損防止対策）（表 2－3）

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の型式」、「格納容器体積」及び「コンクリート物性」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、表 2－5 に示すとおり従来型 B W R の先行審査プラントの仕様に包含されることから、同様の適用性を有していると考えられる。

#### ④ A P E X（表 2－4）

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「ドップラー反応度フィードバック効果」及び「制御棒反応度効果」であり、設備としては「燃料集合体の型式」、「制御棒引抜速度」及び「起動領域計装の状態」が該当し、東海第二のこれらのプラント仕様は、表 2－5 に示すとおり先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。



表 2－1 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性（S A F E R）

分類	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	信頼性の高い評価モデルと現実的な評価条件を使用して評価した値を事象発生後の原子炉出力変化として入力しており、妥当性確認は不要としている。	－（妥当性確認は不要としている）
	燃料棒表面熱伝達， 沸騰遷移，気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL，ROSA-Ⅲ及びFIST-ABWRの実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	SAFERの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」，「燃料集合体の軸方向長さ」，「ECCS構成」及び「燃料集合体の型式」であり，東海第二のこれらのプラント仕様は，先行審査プラントの仕様に包含されることから，プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム－水反応モデル	蒸気供給制限がなく，蒸気を反応温度まで上げるためのエネルギーは必要としないものと仮定し，反応量及び反応熱を過大に評価するよう選定した酸化反応速度式（Baker-Just 式）を採用しており，妥当性確認は不要としている。	－（妥当性確認は不要としている）
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	燃料被覆管の歪み量を計算し，燃料被覆管の破裂を判定する破裂限界曲線には，実験値と良く一致するベストフィット曲線に基づき現実的な条件を適用していることから，妥当性確認は不要としている。	－（妥当性確認は不要としている）
	沸騰・ボイド率変化， 気液分離（水位変化）・対向流，三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL，ROSA-Ⅲ及びFIST-ABWRの実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	SAFERの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」，「燃料集合体の軸方向長さ」，「ECCS構成」及び「燃料集合体の型式」であり，東海第二のこれらのプラント仕様は，先行審査プラントの仕様に包含されることから，プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
原子炉圧力容器	沸騰・ボイド率変化， 気液分離（水位変化）・対向流	二相流体の流動モデル	FIST-ABWRの実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	SAFERの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」，「燃料集合体の軸方向長さ」，「ECCS構成」及び「燃料集合体の型式」であり，東海第二のこれらのプラント仕様は，先行審査プラントの仕様に包含されることからプラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	TBL，ROSA-Ⅲ及びFIST-ABWRの実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	SAFERの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」，「燃料集合体の軸方向長さ」，「ECCS構成」及び「燃料集合体の型式」であり，東海第二のこれらのプラント仕様は，先行審査プラントの仕様に包含されることから，プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	ECCS 注水（給水系・代替注水系含む。）	原子炉注水系モデル	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，妥当性確認は不要としている。	－（妥当性確認は不要としている）



表 2－2－1 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性（REDY）（1／2）

分類	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
炉心	核分裂出力	核特性モデル	ABWRの実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	REDYの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用したABWRの実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCSの構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	反応度フィードバック効果	反応度モデル（ボイド・ドップラ）	ABWRの実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	REDYの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用したABWRの実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCSの構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
			反応度係数の保守因子として、単位燃料集合体核特性計算コードによる評価から求められた反応度係数に不確かさ等を考慮し、全ての解析時間を通して同一値の保守因子として動的ボイド係数1.25、動的ドップラ係数0.9を掛けて評価している。この保守因子設定の妥当性を確認するため、3つのサブ時間領域に細分割し、それぞれの領域での保守因子の不確かさを評価し、感度解析により影響を確認している。	保守因子設定の妥当性確認について、東海第二の炉心格子はC格子であり、解析コード審査資料の想定（N格子、S格子）と異なっている。炉心格子の違いにより、妥当性確認に使用した保守因子の不確かさ評価に影響を与える。 このため、東海第二のC格子を想定した同様の不確かさ評価及び感度解析を実施し、影響を確認する。
		反応度モデル（ボロン）	ボロン反応度については、ほう酸水拡散モデルの妥当性確認に含める。 高温停止に必要なボロン反応度は、三次元未臨界性評価における停止余裕基準（1.5%/k）に対して余裕を考慮して3%/kを不確かさとしている。	高温停止に必要なボロン反応度の妥当性確認について、東海第二においても三次元未臨界性評価における停止余裕基準として同じ値を使用していることから、同様の適用性を有していると考えられる。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針にて使用することが妥当と認められている崩壊熱曲線との比較により、1秒の時点で最大+0.8%、-0.1%の不確かさを有していることを確認している。	崩壊熱モデルの妥当性確認は、非常用炉心冷却系の性能評価において使用が認められている崩壊熱曲線との比較により実施していることから、東海第二に対しても同様の適用性を有していると考えられる。
	沸騰・ボイド率変化	炉心ボイドモデル	炉心ボイドマップ確認試験の実験解析、炉心熱水力学解析コードで多数のボイドマップデータを作成し炉心流量の違いによる影響を整理する手法及びABWRの実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	炉心ボイドマップ確認試験の実験解析による妥当性確認について、有効性評価解析の高炉心入口サブクーリング側の炉心入口サブクーリングの変動範囲は、従来の高温高压での実バンドル体系での試験範囲外であるが、炉心入口サブクーリングが高くなりサブクール沸騰及び飽和沸騰開始点が下流側に移動した場合でも、サブクール沸騰開始後の下流側の流動状態は通常の炉心入口サブクーリング時と特に変わるものではなく、平均ボイド率を対象とした炉心ボイドマップの高炉心入口サブクーリングでの不確かさへの影響は小さいとしていることから、東海第二に対しても同様の適用性を有していると考えられる。 炉心熱水力学解析コードで多数のボイドマップデータを作成し炉心流量の違いによる影響を整理する手法による妥当性確認については、ABWR代表プラントに対するものであり、東海第二では炉心格子形状が違いうことで主にインチャネル流量／バイパス流量の比が異なるが、この影響は炉心格子形状の寸法の違いを踏まえると非常に小さいと考えられ、また、東海第二と代表ABWRとの違いはBWR5の先行審査プラントと代表ABWRとの違いに包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。 ABWRの実機試験解析による妥当性確認について、REDYの解析コード審査資料において、出力等が異なるプラントに対する原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCSの構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。



表 2－2－1 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性（REDY）（2／2）

分類	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
原子炉圧力容器	冷却材流量変化（コーストダウン特性）	再循環モデル	ABWRの実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	REDYの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用したABWRの実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCSの構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	冷却材流量変化（自然循環流量）	再循環モデル	ABWR及び従来型BWRの実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	ABWR及び出力の異なる従来型BWR（460MWe及び1,100MWe）に対する実機試験結果により妥当性を確認しており、東海第二は1,100MWeの従来型BWRであることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	逃がし安全弁モデル	ABWRの実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	REDYの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用したABWRの実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCSの構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	ECCS注水（給水系・代替注水含む）	給水系モデル	ABWRの実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	REDYの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用したABWRの実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCSの構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル	ほう酸水拡散モデルの入力データがボロンミキシング試験結果に基づき保守的に設定され、安全側の評価となっていることを確認している。	東海第二のほう酸水注入箇所は、BWR5の先行審査プラントと同じであり、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
格納容器	サブプレッション・プール冷却	格納容器モデル	放熱による熱損失を考慮せず、かつ空間部が飽和状態にある等、単純な計算で保守性を確保していることから、妥当性確認は不要	－（妥当性確認は不要としている）



表 2－2－2 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性（S C A T）

分類	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
炉心	出力分布変化	出力分布モデル	解析コードは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を設定するため、燃料被覆管温度を高めに評価することから、妥当性確認は不要としている。	－（妥当性確認は不要としている）
	燃料棒内温度変化	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	解析コードは、燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定することで、原子炉出力が上昇する時の表面熱流束に対する熱伝達遅れが小さくなる。このため、主蒸気隔離弁閉止によって原子炉出力が急増する状態では、燃料被覆管温度を高めに評価する。また、給水加熱喪失によって原子炉出力が準静的に増加する状態では、表面熱流速に対する熱伝達遅れの燃料被覆管温度への影響は大きくないと考えられることから、妥当性確認は不要としている。	－（妥当性確認は不要としている）
	燃料棒表面熱伝達	熱伝達モデル リウエットモデル	NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析では、実寸大の 9×9 燃料（A 型）模擬燃料集合体を用いた実験により、修正 Dougal11-Rohsenow 式及び相関式 2 を適用することにより、燃料被覆管温度を高めに評価する傾向を確認している。東海第二でも先行審査プラントと同じ 9×9 燃料（A 型）を解析条件として設定していることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モデル	ATLAS 試験及び NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	ATLAS 試験及び NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析では、実寸大の 9×9 燃料（A 型）模擬燃料集合体を用い、BWR の通常運転時のパラメータ範囲を想定した実験により、SLMCPR を基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定することで、燃料被覆管温度をおおむね高めに評価する傾向を確認している。また、9×9 燃料（A 型）の ATLAS 試験の範囲以上の入口サブクーリングに対しても、第 1 から第 3 スペーサの範囲では GEXL 相関式は適用可能であり、第 4 スペーサに対しても保守的であることを確認している。東海第二でも先行審査プラントと同じ 9×9 燃料（A 型）を解析条件として設定していることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。また、東海第二の有効性評価解析では、第 4 スペーサ位置で燃料被覆管最高温度が発生している。
	気液熱非平衡	熱伝達モデル リウエットモデル	NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析では、実寸大の 9×9 燃料（A 型）模擬燃料集合体を用いた実験により、修正 Dougal11-Rohsenow 式及び相関式 2 を適用することにより、燃料被覆管温度を高めに評価する傾向を確認している。東海第二でも先行審査プラントと同じ 9×9 燃料（A 型）を解析条件として設定していることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。



表 2－3 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性（MAAP）（1／3）

類 分	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
炉 心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	崩壊熱の不確かさは、プラント固有の入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル）  溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での熔融進展状態について、TMI 事故分析結果とよく一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データとよく一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管被酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断 LOCA シーケンスとともに、炉心熔融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーション開始時刻は、ほぼ変化しない。	燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさは、TMI 事故解析等による妥当性確認に基づき、適用性を有すると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 ジルコニウム-水反応速度に対する感度解析は、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、その他の BWR プラントにおいても現象のメカニズムは同じであり、同様の傾向が得られると考えられることから、プラント仕様の違いによる影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達			
	燃料被覆管酸化			
	燃料被覆管変形			
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUX シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさは、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、原子炉圧力容器内挙動をより精緻に評価可能な SAFER コードとの比較を行い、適用性を有すると判断しているが、異なる炉心格子間の寸法の差異は数 mm 程度と小さく、解析挙動に有意な影響を与えないと考えられることから、プラント仕様の違いによる影響は小さい。
	気液分離（水位変化）・対向流			
圧 力 容 器 原 子 炉	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）	逃がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。	冷却材放出（臨界流・差圧流）の不確かさは、逃がし安全弁からの流量は設計値に基づいて計算されることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	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） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）の不確かさは、プラント固有の入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
格 納 容 器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度について、温度成層化を含めて傾向をよく再現できることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データとよく一致することを確認した。 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析では、格納容器雰囲気温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データとよく一致することを確認した。	格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導及び気液界面の熱伝達の不確かさは、HDR 実験等の BWR 実機とは異なる格納容器に対する実験により妥当性を確認しているものの、重要現象に関する基本的な妥当性を確認しており、適用性を有すると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導			
	気液界面の熱伝達			



表 2－3 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性（MAAP）（2／3）

類 分	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
格納容器	スプレイ冷却	安全系モデル（格納容器スプレイ） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	スプレイ冷却の不確かさは、プラント固有の入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	サブプレッション・プール冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系）	入力値に含まれる。	サブプレッション・プール冷却の不確かさは、プラント固有の入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	格納容器ベント	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	入力値に含まれる。 MAAP コードでは格納容器ベントについては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。	格納容器ベントの不確かさは、プラント固有の入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
原子炉压力容器 （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）	TMI 事故解析における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。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 TQUV、大破断 LOCA シーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉压力容器の破損時刻への影響が小さいことを確認した。	リロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさは、TMI 事故解析による妥当性確認に基づいており、BWR 実機を想定したものではないが、基本的な現象に有意な差はなく実機解析への適用性を有していると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析は、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、異なる炉心格子間の寸法の差異は数 mm 程度と小さく、解析挙動に有意な影響を与えないと考えられることから、プラント仕様の違いによる影響は小さい。
	構造材との熱伝達			
	原子炉压力容器内 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挙動）	原子炉压力容器内 FCI に影響する項目として溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子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、原子炉压力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。	原子炉压力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさは、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、溶融ジェット径等の炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータを対象とした感度解析により、適用性を有すると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）			
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果とよく一致することを確認した。 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉压力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは、TMI 事故解析による妥当性確認に基づき、適用性を有すると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束等に係る係数に対する感度解析は、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを代表としているが、炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータを対象としたものであり、プラント仕様の違いによる影響はない。



表 2－3 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性（MAAP）（3／3）

類 分	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
（原子炉圧力容器損傷後）	原子炉圧力容器破損	熔融炉心の挙動モデル（原子炉圧力容器破損モデル）	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。	原子炉圧力容器破損の不確かさは、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを代表としているが、炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータである CRD ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみを対象としたものであり、プラント仕様の違いによる影響はない。
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時刻をよく再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における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。	原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさは、PHEBUS-FP 実験解析により確認しており、BWR 実機を想定したものではないが、基本的な現象に有意な差はなく実機解析への適用性を有していると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
（格納容器損傷後）	原子炉圧力容器外 FCI（熔融炉心細粒化）		原子炉圧力容器外 FCI 現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外 FCI によって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	原子炉圧力容器外 FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさは、BWR5、Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを代表としているが、炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータであるエントレインメント係数等を対象としたものであり、プラント仕様の違いによる影響はない。
	原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）			
	格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり		MAAP コードでは熔融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した熔融炉心は床上全体に均一に拡がると仮定し、それを入力で与えている。	格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりの不確かさは、落下した熔融炉心は床上全体に均一に拡がると仮定し、それを入力で与えていることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 なお、ZrO <sub>2</sub> を敷設する場合に格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり挙動に影響を与える可能性があるが、熔融炉心の拡がりに影響する因子のうちデブリ落下流量が大きいことにより床面全体に均一に拡がると考えられることから影響はない。
	熔融炉心と格納容器下部プール水の伝熱	熔融炉心挙動モデル（格納容器下部での熔融炉心挙動）	熔融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱流束及び熔融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流束を下限值とした場合でも、コンクリート侵食量が 22.5cm 程度に収まることを確認した。 上記の感度解析は、想定される範囲で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。	熔融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさは、BWR5、Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを代表としているが、炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータであるエントレインメント係数等を対象としたものであり、プラント仕様の違いによる影響はない。
	熔融炉心とコンクリートの伝熱		ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析より、熔融炉心堆積状態が既知である場合の熔融炉心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。 実験で確認されている侵食の不均一性については、実験における侵食のばらつきが MAAP コードの予測侵食量の 20%の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。	熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさは、ACE 実験解析等により確認しており、BWR 実機を想定したものではないが、基本的な現象に有意な差はなく実機解析への適用性を有していると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 また、感度解析は、BWR5、Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを代表としているが、炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータであるエントレインメント係数等を対象としたものであり、プラント仕様の違いによる影響はない。 なお、ZrO <sub>2</sub> との伝熱については、コンクリートのモデルを用いて、ZrO <sub>2</sub> 相当の入力値として熱伝導率や密度等のパラメータを設定しており、不確かさは入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 また、非凝縮性ガス発生については、有効性評価では ZrO <sub>2</sub> 侵食開始温度に到達していないことから影響はない。
	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	ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。	格納容器内 FP 挙動の不確かさは、ABCOVE 実験により重要現象に関するモデルの妥当性を確認しており、重要現象が区画の大きさに依存しないことから、スケールの観点においても適用性を有すると判断しているため、プラント仕様の違いによる影響はない。



表 2－4 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性（A P E X）

類 分	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
炉心（核）	核分裂出力	・一点近似動特性モデル（炉出力） ・出力分布は二次元拡散モデル ・核定数は三次元体系の炉心を空間効果を考慮し二次元体系に縮約	考慮しない	核分裂出力の不確かさは解析コードの不確かさ要因としては考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。
	出力分布変化	・二次元（RZ）拡散モデル ・エンタルピステップの進行に伴う相対出力分布変化を考慮	考慮しない	出力分布変化の不確かさは解析コードの不確かさ要因としては考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。
	反応度フィードバック効果	・ドップラ反応度フィードバック効果は出力分布依存で考慮 ・熱的現象は断熱、ボイド反応度フィードバック効果は考慮しない	・ドップラ反応度フィードバック効果：7～9％ ・実効遅発中性子割合：約 4％	炉心格子の差異の影響として、ボイドフィードバック及びドップラフィードバックの影響が考えられるが、反応度後投入事象ではボイドフィードバックは考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。また、ドップラフィードバックの影響については、燃料エンタルピに与える影響が小さいことを感度解析により確認している。
	制御棒反応度効果	・三次元拡散モデル ・動特性計算では外部入力	・制御棒反応度：約 9％ ・実効遅発中性子割合：約 4％	制御棒反応度効果の不確かさは代表的な 110 万 kWe 級 BWR-5 の起動試験や炉物理試験における制御棒値の測定結果との比較により、制御棒値の不確かさが約 9％以下であることを確認している。制御棒値はプラント仕様の違いによる影響よりも評価対象炉心の制御棒パターンによる影響が大きいと考えられるが、燃料エンタルピに与える影響が小さいことを感度解析により確認している。
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	・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	考慮しない	燃料棒内温度変化の不確かさは解析コードの不確かさ要因としては考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。
	燃料棒表面熱伝達	・単相強制対流：Dittus-Boelter の式 ・核沸騰状態：Jens-Lottes の式 ・膜沸騰状態（低温時）：NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達関連式	考慮しない	燃料棒表面熱伝達の不確かさは解析コードの不確かさ要因としては考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。
	沸騰遷移	低温時：Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式	考慮しない	沸騰遷移の不確かさは考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。



表 2-5 プラント仕様の比較

項目	東二	先行審査プラント	プラント仕様の違いの影響
燃料集合体の型式	9 × 9 燃料 (A)	9 × 9 燃料 (A)	先行審査プラントと同じ
燃料集合体の軸方向長さ	標準燃料棒 ; 約 3.71m 部分長燃料棒 ; 約 2.16m	標準燃料棒 ; 約 3.71m 部分長燃料棒 ; 約 2.16m	先行審査プラントと同じ
燃料集合体の体数	764 体	560 体～872 体	先行審査プラントの装荷体数に包含される
E C C S 構成	HPCS, LPCS (炉心上部注水), LPCI (炉心バイパス部注水)	HPCF, RCIC, LPFL (炉心上部注水) / HPCS, LPCS (炉心上部注水), LPCI (炉心バイパス部注水)	先行審査プラントと同じ
原子炉再循環系	外部ループ再循環	インターナルポンプ / 外部ループ再循環	東海第二の解析において、再循環流量は初期の定常状態 (手動にて一定流量に制御) 及びポンプトリップ後のコストダウン特性を入力しており、原子炉出力等に対応した自動流量制御は模擬していない また、ポンプトリップ時のコストダウン特性 (ポンプの慣性時定数) の不確かさは、先行審査プラントと同じである
	流量調整弁制御	ポンプ回転速度制御	
ほう酸水注入系の注入箇所	炉心下部注水	炉心上部注水 / 炉心下部注水	先行審査プラントと同じ
炉心格子	C 格子	N 格子 / S 格子	炉心格子に違いにより、REDYコードの反応度係数の保守因子の妥当性確認に影響がある
熱出力	3,293MW	2,436～3,926MW	先行審査プラントの熱出力に包含される
格納容器	Mark-II	RCCV / Mark-I 改	実機と同等かより小さい格納容器体積を有する実験体系によりモデルの妥当性が確認されており、実機体系において格納容器空間体積等の差異が与える影響確認は不要。
・ D/W 体積	5,700m <sup>3</sup>	7,350～8,830m <sup>3</sup>	
・ S/C 空間体積	4,100m <sup>3</sup>	4,700～5,960m <sup>3</sup>	
・ S/P 水量	3,300m <sup>3</sup>	2,800～3,800m <sup>3</sup>	
コンクリート物性	玄武岩系	玄武岩系	先行審査プラントと同じ
制御棒引抜速度	9.1cm / s	9.1cm / s	先行審査プラントと同じ
起動領域計装の状態	A, Bチャンネルともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス	A, Bチャンネルともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス	先行審査プラントと同じ



東海第二発電所を対象とした「ドップラー反応度フィードバック効果」  
及び「制御棒反応度効果」の感度解析について

A P E Xコードの妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目した「ドップラー反応度フィードバック効果」及び「制御棒反応度効果」について、東海第二を対象に不確かさ評価の感度解析を実施した。感度解析の結果を表 1 に示す。この結果より、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異を考慮しても「発電用軽水炉型原子炉施設の反応度投入事象評価指針」に示された燃料の許容設計限界値等を超えることはなく、燃料の健全性は維持されることを確認した。



表 1 東海第二発電所を対象としたドップラー反応度フィードバック効果及び制御棒反応度効果の感度解析について

重要現象	解析モデル	妥当性確認	相対偏差 (%) (偏差/実測値)	感度解析条件	感度解析結果
反応度フィードバック効果	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドップラ反応度フィードバック効果は出力分布依存で考慮</li> <li>熱的現象は断熱，ボイド反応度フィードバック効果は考慮しない</li> </ul>	実行共鳴積分測定に関わる Hellstrand の実験式	ドップラ反応度フィードバック : 7~9%	ドップラ反応度フィードバック : $\pm 10\%$	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドップラ反応度フィードバック +10% : 1.13 ドル</li> <li>ドップラ反応度フィードバック -10% : 1.13 ドル (燃料エンタルピー最大値: 約 92kJ/kgUO<sub>2</sub>, 増分の最大値: 約 83kJ/kgUO<sub>2</sub>)</li> </ul>
		MISTRAL 臨界実験	実行遅発中性子割合 : 約 4%	実行遅発中性子割合 : $\pm 10\%$	<ul style="list-style-type: none"> <li>実効遅発中性子割合 +10% : 1.11 ドル</li> <li>実効遅発中性子割合 -10% : 1.16 ドル (燃料エンタルピー最大値: 約 90kJ/kgUO<sub>2</sub>, 増分の最大値: 約 82kJ/kgUO<sub>2</sub>)</li> </ul>
制御棒反応度効果	<ul style="list-style-type: none"> <li>三次元拡散モデル</li> <li>動特性計算では外部入力</li> </ul>	実機での制御棒価値測定試験	制御棒反応度 : 9%	制御棒反応度 : $\pm 10\%$	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒反応度 +10% : 1.15 ドル (燃料エンタルピー最大値: 約 102kJ/kgUO<sub>2</sub>, 増分の最大値: 約 94kJ/kgUO<sub>2</sub>)</li> <li>制御棒反応度 -10% : 1.12 ドル</li> </ul>



## 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について

本有効性評価解析における物理現象を踏まえ、原子炉、プラント挙動の評価を行う解析コードとして、SAFER/CHASTE, REDY/SCAT, APEXを用いるが、これらは従来国内 BWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードであることから、設計基準（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故）と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。

表 1      SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表 2－1   REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表 2－2   SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表 3      APEX/SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)

	従来許認可解析 (BWR5 原子炉冷却材喪失：中小破断)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 LOCA 時注水機能喪失)
原子炉圧力		
原子炉水位(シユラウド内水位)		
燃料被覆管温度		
熱伝達係数		



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（2／12）

	従来許認可解析 (BWR5 原子炉冷却材喪失：中小破断)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 LOCA 時注水機能喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二； LOCA 時注水機能喪失)	
事 象 進 展	原子炉圧力：PLR 配管破断及び原子炉スクラムにより低下し，MSIV 閉鎖後は上昇に転じ SRV 開閉により圧力が制御され， <u>ADS 作動</u> により強制減圧される。 原子炉水位：破断口からの冷却材流出及び SRV からの蒸気流出により低下し， <u>ADS 作動</u> による減圧沸騰により一時的に上昇するが，その後，再び低下して炉心露出し， <u>ECCS</u> の注水後，炉心再冠水する。 燃料被覆管温度：炉心露出により上昇を開始し，除熱が発熱を上回ると低下する。 熱伝達係数：炉心冠水時は核沸騰冷却，炉心露出時は蒸気冷却， <u>ECCS</u> の注水後は噴霧流冷却を経て，炉心再冠水後は核沸騰冷却に復帰する。	原子炉圧力：PLR 配管破断及び原子炉スクラムにより低下し，MSIV 閉鎖後は上昇に転じ SRV 開閉により圧力が制御され， <u>SRV 手動操作</u> により強制減圧される。 原子炉水位：破断口からの冷却材流出及び SRV からの蒸気流出により低下し， <u>SRV 手動操作</u> による減圧沸騰により一時的に上昇するが，その後，再び低下して炉心露出し， <u>代替注水系</u> の注水後，炉心再冠水する。 燃料被覆管温度：炉心露出により上昇を開始し，除熱が発熱を上回ると低下する。 熱伝達係数：炉心冠水時は核沸騰冷却，炉心露出時は蒸気冷却， <u>代替注水系</u> の注水後は噴霧流冷却を経て，炉心再冠水後は核沸騰冷却に復帰する。	原子炉圧力：PLR 配管破断及び原子炉スクラムにより低下し，MSIV 閉鎖後は上昇に転じ SRV 開閉により圧力が制御され， <u>SRV 手動操作</u> により強制減圧される。 原子炉水位：破断口からの冷却材流出及び SRV からの蒸気流出により低下し， <u>SRV 手動操作</u> による減圧沸騰により一時的に上昇するが，その後，再び低下して炉心露出し， <u>代替注水系</u> の注水後，炉心再冠水する。 燃料被覆管温度：炉心露出により上昇を開始し，除熱が発熱を上回ると低下する。 熱伝達係数：炉心冠水時は核沸騰冷却，炉心露出時は蒸気冷却， <u>代替注水系</u> の注水後は噴霧流冷却を経て，炉心再冠水後は核沸騰冷却に復帰する。	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム：0 秒 MSIV 閉鎖：約 19 秒 原子炉水位低（レベル 1）：約 2 分 原子炉減圧開始：約 4 分 炉心露出：約 5 分 低圧炉心スプレイ系作動：約 6 分 低圧注水系作動：約 7 分 PCT 発生：約 7 分（約 589℃） 炉心再冠水：約 8 分	原子炉スクラム：0 秒 MSIV 閉鎖：約 2 分 原子炉水位低（レベル 1）：約 16 分 原子炉減圧開始：約 30 分 炉心露出：約 31 分 ECCS：機能喪失 低圧代替注水開始：約 32 分 PCT 発生：約 38 分（約 805℃） 炉心再冠水：約 52 分	原子炉スクラム：約 10 秒（L-3） MSIV 閉鎖：約 22 秒 原子炉水位異常低下（レベル 1）：約 15 分 原子炉減圧開始：約 25 分 炉心露出：約 24 分 ECCS：機能喪失 低圧代替注水開始：約 27 分 PCT 発生：約 37 分（約 616℃） 炉心再冠水：約 42 分	先行審査プラントと同等
	原子炉圧力：大気圧～SRV 吹出設定圧力 原子炉水位：原子炉圧力容器底部～通常水位 燃料被覆管温度：約 152～約 589℃ 熱伝達係数：約 10～約 57000 W/(m <sup>2</sup> ・K) 時間：0 秒～約 8 分	原子炉圧力：同左 原子炉水位：同左 燃料被覆管温度：約 126～約 805℃ 熱伝達係数：約 1～約 57000 W/(m <sup>2</sup> ・K) 時間：0 秒～約 55 分	原子炉圧力：同左 原子炉水位：同左 燃料被覆管温度：約 123℃～約 616℃ 熱伝達係数：約 1～約 57000 W/(m <sup>2</sup> ・K) 時間：0 秒～約 60 分	先行審査プラントと同等
適用範囲	原子炉圧力：大気圧～SRV 吹出設定圧力 原子炉水位：原子炉圧力容器底部～頂部 燃料被覆管温度：飽和温度～1200℃ 熱伝達係数：0～約 57000 W/(m <sup>2</sup> ・K) 時間：0 秒～制限なし	原子炉圧力：同左 原子炉水位：同左 燃料被覆管温度：同左 熱伝達係数：同左 時間：同左	原子炉圧力：同左 原子炉水位：同左 燃料被覆管温度：同左 熱伝達係数：同左 時間：同左	先行審査プラントと同じ



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/12)

	項 目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
解 析 条 件	初期運転条件	過出力条件	定格条件	有	従来許認可解析条件に対して重大事故等対策の有効性評価ではノミナル条件を前提に設定しており条件に差があるが、事故後の炉心及び圧力容器内の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。	定格条件	先行審査プラントと同じ
	初期原子炉水位	通常水位 (ABWR) スクラム水位 (BWR)	通常水位	有		通常水位	先行審査プラントと同じ
	事象	高圧炉心注水系配管両端破断 (ABWR) 再循環配管両端破断～小破断 (BWR)	給水流量の全喪失 全交流動力電源喪失 原子炉冷却材喪失 (圧力容器底部ドレン配管破断, 又は, 再循環配管小破断) インターフェイスシステム LOCA	有	炉心冷却の観点からは、原子炉隔離後、減圧、注水に至る再循環配管小破断事象と同等の事象であり、モデル適用範囲内であり、差異による影響はない。	給水流量の全喪失 全交流動力電源喪失 原子炉冷却材喪失 (圧力容器底部ドレン配管破断又は再循環配管小破断) インターフェイスシステム LOCA	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム	炉心流量急減 (ABWR) 原子炉水位低レベル 3 (BWR)	原子炉水位低レベル 3 タービン蒸気加減弁急閉 (ABWR) 炉心流量急減 (ABWR)	有	条件の差はあるが、スクラムのタイミングの差は適切に核分裂出力変化に反映されることから、評価手法としての差異はない。	原子炉水位低 (レベル 3)	先行審査プラントと同じ
	核分裂出力変化	原子炉冷却材喪失事故用	各事故シーケンスに応じて設定	有	条件の差はあるが、核分裂出力変化と崩壊熱を事象ごとに設定しており、評価手法としての差異はない。	各事故シーケンスに応じて設定	先行審査プラントと同じ
	崩壊熱	GE(平均)+3σ	ANSI/ANS-5.1-1979	有		ANSI/ANS-5.1-1979	先行審査プラントと同じ



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/12)

	項 目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
解  析  条  件	燃料タイプ	9×9 燃料(A 型), 9×9 燃料(B 型), MOX 燃料の単一炉心, 又は, 混在炉心	9×9 燃料(A 型)単一炉心	有	燃料仕様の差はあるが, 熱水力特性はほぼ同等であること, 及び, 核的特性は混在炉心の場合には単一炉心で構成された場合の中間的なものになることから影響は小さい。	9×9 燃料(A 型)単一炉心	先行審査プラントと同じ
	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m×1.02	44.0 kW/m×1.0	有	従来許認可解析条件に対して重大事故等対策の有効性評価ではノミナル条件を前提に設定しており条件に差があるが, 事故後の炉心及び圧力容器内の基本的な挙動は, 従来許認可解析と同様であり, 差異による影響はない。	44.0 kW/m×1.0	先行審査プラントと同じ
	局所出力ピーキング係数	PCT を厳しくする評価する平坦分布を仮定	同左	無	差異はない。	PCT を厳しくする評価する平坦分布を仮定	先行審査プラントと同じ
	ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中を通して PCT を厳しくする値	同左	無	差異はない。	燃焼期間中を通して PCT を厳しくする値	先行審査プラントと同じ
	燃料棒破裂の判定	PCT 評価: ベストフィット曲線 被ばく評価: 平均値－2 σ 曲線	ベストフィット曲線	無	従来許認可解析と同一のベストフィット曲線を用いているため, 差異はない。	ベストフィット曲線	先行審査プラントと同じ



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/12)

	項 目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
解 析 条 件	逃がし安全弁	安全弁機能	逃がし弁機能	有	従来許認可解析条件に対して重大 事故等対策の有効性評価ではノミ ナル条件を前提に設定しており, 期 待する減圧機能の違いによる差が あるが, 減圧に伴う基本的な挙動 は, 従来許認可解析と同様である。	安全弁機能	従来許認可解析と同じ安全弁機能 に期待
	原子炉減圧	自動減圧系	逃がし弁手動操作	有		逃がし弁手動操作	先行審査プラントと同じ
	外部電源	事故と同時に喪失	事故と同時に喪失, 又は, 健 全	有	外部電源が健全な場合は, 再循環系 ポンプトリップ動作タイミングに 差があるが, 事故後の炉心及び圧力 容器内の基本的な挙動は, 従来許認 可解析と同様であり, 差異による影 響はない。	事故と同時に喪失又は健全	先行審査プラントと同じ
	ECCS, RCIC 及び代 替注水系	安全要求仕様値	同左	無	差異はない。	安全要求仕様値	先行審査プラントと同じ
	破断口, SRV からの冷 却材の流出	平衡均質流モデル及び差圧流 モデル	同左	無	差異はない。	平衡均質流モデル及び差圧流モデ ル	先行審査プラントと同じ



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6／12)

	項 目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
解 析 モ デ ル	燃料被覆管と冷却材 間の熱伝達係数	核沸騰 (ボイド率の関数とする相関式)	同左	無	差異はない。 炉心冠水時の熱水力挙動は従来許認可解析と同様であり，ボイド率依存の核沸騰熱伝達モデルは適用可能。	核沸騰 (ボイド率の関数とする相関式)	先行審査プラントと同じ
		膜沸騰 (噴霧流冷却の相関式と修正 Bromley の式をボイド率の関数として使用する相関式)	同左	無	差異はない。 過渡事象発生直後の高流量／高圧条件から炉心再冠水後の低流量／低圧条件まで適用可能。	膜沸騰 (噴霧流冷却の相関式と修正 Bromley の式をボイド率の関数として使用する相関式)	先行審査プラントと同じ
		遷移沸騰 (核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式)	同左	無	差異はない。 核沸騰熱伝達係数と膜沸騰熱伝達係数の内挿値を適用するため，同じく適用可能。	遷移沸騰 (核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式)	先行審査プラントと同じ
		蒸気単相 (Dittus-Boelter の式)	同左	無	差異はない。 炉心露出によるヒートアップ挙動は，従来許認可解析と同様であり，重大事故等対策の有効性評価において長時間持続する場合にも適用可能。	蒸気単相 (Dittus-Boelter の式)	先行審査プラントと同じ



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/12)

	項 目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
解 析 モ デ ル	燃料被覆管と冷却材 間の熱伝達係数	噴霧流 (Sun-Saha の式)	同左	無	差異はない。 炉心露出時に原子炉注水による再 冠水過程において炉心に液滴が混 入する状態は従来許認可解析と同 様であり、重大事故等対策の有効性 評価において長時間持続する場合 にも適用可能。	噴霧流 (Sun-Saha の式)	先行審査プラントと同じ
		スプレイ (落下水) (スプレイ冷却実験データに 基づく相関式)	同左	無	差異はない。 従来許認可解析でもスプレイ冷却 の効果が小さいことから適用を除 外しており、重大事故等対策の有効 性評価でも適用を除外している。	スプレイ (落下水) (スプレイ冷却実験データに基づ く相関式)	先行審査プラントと同じ
		濡れ (濡れた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく)	同左	無	差異はない。 濡れによる冷却効果小さく、高出力 燃料集合体では保守的に落下水は 無視しているため、適用されない。	濡れ (濡れた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく)	先行審査プラントと同じ
		輻射 (燃料集合体幾何形状に依存 する輻射形態係数、輻射率、灰 色体輻射係数に基づき導出した式)	同左	無	差異はない。 燃料集合体内幾何形状に依存し、幾 何形状は変更ないため適用可能。	輻射 (燃料集合体幾何形状に依存する 輻射形態係数、輻射率、灰色体輻射 係数に基づき導出した式)	先行審査プラントと同じ



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（8／12）

	項 目		従来許認可解析 （原子炉冷却材喪失事故）	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二）	
物 理 現 象	炉 心 （ 核 ）	核分裂出力 出力分布変化 反応度フィード バック効果 制御棒反応度効 果 崩壊熱	事象発生後早期に原子炉がスクラムし未臨界となるが、スクラムまでは核分裂出力、スクラム後は崩壊熱を考慮して適切に原子炉出力変化を設定している。	同左	無	差異はない。	事象発生後早期に原子炉がスクラムし未臨界となるが、スクラムまでは核分裂出力、スクラム後は崩壊熱を考慮して適切に原子炉出力変化を設定している。	先行審査プラントと同じ



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9／12)

	項 目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
物理現象	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 沸騰遷移	沸騰遷移により燃料棒温度上昇 (ABWR, BWR)	沸騰遷移による燃料棒温度上昇評価は、従来許認可解析の範囲で評価されている。	無	差異はない。	沸騰遷移による燃料棒温度上昇評価は、従来許認可解析の範囲で評価されている。	先行審査プラントと同じ
			炉心露出により燃料棒温度上昇 (BWR) 炉心露出期間：約 3 分間 再冠水 ：約 10 分以内	炉心露出により燃料棒温度上昇  炉心露出期間：約 10～30 分間 再冠水 ：約 1 時間以内	有	炉心露出期間が長時間となるため影響があるが、炉心露出、炉心再冠水、除熱量が発熱量を上回ることによる温度低下という基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	炉心露出により燃料棒温度上昇  炉心露出期間：約 10～20 分間 再冠水 ：約 1 時間以内	先行審査プラントと同等
		燃料被覆管酸化	無視し得る程度	1%以下	有	燃料被覆管温度が高温になるため影響があるが、評価式である Baker-Just の式は、燃料被覆管温度が高温になる場合にも実験により妥当性が確認されている。	1%以下	先行審査プラントと同じ
		燃料被覆管変形	膨れ・破裂は発生しない	膨れは発生するが破裂は発生しない	有	燃料被覆管温度が高温になるため影響がある。	膨れは発生するが破裂は発生しない	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	三次元的な輻射伝熱は、最高温度位置に対しては、伝熱量が増加するため、燃料被覆管温度は厳しくならない。	同左	無	差異はない。	三次元的な輻射伝熱は、最高温度位置に対しては、伝熱量が増加するため、燃料被覆管温度は厳しくならない。	先行審査プラントと同じ



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/12)

		項 目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
物理現象	炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	減圧沸騰により発生したボイドにより形成された二相水位変化により炉心が露出し燃料被覆管温度が上昇する。	同左	無	差異はない。	減圧沸騰により発生したボイドにより形成された二相水位変化により炉心が露出し燃料被覆管温度が上昇する。	先行審査プラントと同じ
		気液分離（水位変化）・対向流	気液分離（水位変化）：同上 対向流：炉心スプレイが作動する場合に CCFL, CCFL ブレークダウンが発生する。	気液分離（水位変化）：露出する場合は露出期間が長時間になる。 対向流：同左	有	炉心露出期間が長時間となるため影響があるが、炉心露出、炉心再冠水、除熱量が発熱量を上回ることによる温度低下という基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	気液分離（水位変化）：露出する場合は露出期間が長時間になる。 対向流：炉心スプレイが作動する場合に CCFL, CCFL ブレークダウンが発生する。	先行審査プラントと同じ
		気液熱非平衡	炉心露出時に燃料棒のヒートアップにより蒸気が過熱される。	同左	無	差異はない。	炉心露出時に燃料棒のヒートアップにより蒸気が過熱される。	先行審査プラントと同じ
		圧力損失	事故と同時に再循環系ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失は減少する。	事故直後に再循環系ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失は減少する。	有	再循環系ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、炉心流量が早期に低下するため影響は小さい。	事故直後に再循環系ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失は減少する。	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	炉心再冠水過程では、燃料集合体の内部には異なる流れの状態が存在する。炉心スプレイ注水後、スパージャが水没した場合には、上部プレナムの周辺領域がサブクール状態となる。	同左	無	差異はない。	炉心再冠水過程では、燃料集合体の内部には異なる流れの状態が存在する。炉心スプレイ注水後、スパージャが水没した場合には、上部プレナムの周辺領域がサブクール状態となる。	先行審査プラントと同じ



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11/12)

	項 目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
物理現象	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む)	冷却材流量変化	事故と同時に再循環系ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下する。	事故直後に再循環系ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下する。	有	再循環系ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、影響は小さい。	事故直後に再循環系ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下する。	先行審査プラントと同じ
			炉心露出時は原子炉水位が低下して、炉心シュラウド内外の自然循環が維持できない。	同左	無	差異はない。	炉心露出時は原子炉水位が低下して、炉心シュラウド内外の自然循環が維持できない。	先行審査プラントと同じ
		冷却材放出(臨界流・差圧流)	自動減圧系による原子炉の急速減圧，あるいは，破断口からの冷却材放出により炉心露出が発生する。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧，あるいは，破断口からの冷却材放出により炉心露出が発生する。	有	減圧手段の違いによる影響があるが，冷却材放出の基本的な挙動は，従来許認可解析と同様である。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧，あるいは破断口からの冷却材放出により炉心露出が発生する。	先行審査プラントと同じ
		沸騰・凝縮・ボイド率変化	自動減圧系による原子炉の急速減圧，あるいは，LOCA 後の冷却材放出による減圧沸騰により発生したボイド量の変化に応じて二相水位が変化する。また，原子炉注水により蒸気は凝縮される。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧，あるいは，LOCA 後の冷却材放出による減圧沸騰により発生したボイド量の変化に応じて二相水位が変化する。また，原子炉注水により蒸気は凝縮される。	有	減圧手段の違いによる影響があるが，減圧開始時間と設備仕様が異なる以外，減圧に伴う基本的な熱水力挙動は，従来許認可解析と同様である。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧，あるいは LOCA 後の冷却材放出による減圧沸騰により発生したボイド量の変化に応じて二相水位が変化する。また，原子炉注水により蒸気は凝縮される。	先行審査プラントと同じ



表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (12／12)

	項 目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
物理現象	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む)	気液分離(水位変化)・対向流 圧力損失	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	同左	無	差異はない。	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	先行審査プラントと同じ
		構造材との熱伝達	自動減圧系による原子炉減圧過程において、構造材の保有熱が冷却材へ移行する。	逃がし弁手動操作による原子炉減圧過程において、構造材の保有熱が冷却材へ移行する。	有	減圧手段の違いによる影響があるが、減圧開始時間と設備が異なる以外、減圧に伴う構造材との熱伝達の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	逃がし弁手動操作による原子炉減圧過程において、構造材の保有熱が冷却材へ移行する。	先行審査プラントと同じ
		ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	ECCS による原子炉注水により炉心が冷却される。	ECCS, 又は、代替注水設備による原子炉注水により炉心が冷却される。	有	原子炉注水設備の差異による影響はあるが注水特性が異なる以外、炉心冷却の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	ECCS 又は代替注水設備による原子炉注水により炉心が冷却される。	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	事故と同時に再循環系ポンプがトリップするため、炉心流量急減過程において下部プレナム内の流量配分の不均等は発生しない。	事故直後に再循環系ポンプがトリップするため、炉心流量急減過程において下部プレナム内の流量配分の不均等は発生しない。	有	再循環系ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、影響は小さい。	事故直後に再循環系ポンプがトリップするため、炉心流量急減過程において下部プレナム内の流量配分の不均等は発生しない。	先行審査プラントと同じ



表 2－1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（1／11）

	従来許認可解析 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止 ＋原子炉停止機能喪失)
原子炉出力（中性子束）		
原子炉圧力		
格納容器プール水温度 格納容器圧力／	原子炉スクラムにより蒸気発生量が減少するため、格納容器側パラメータの変化はほとんどない。	
運転特性図		



表 2－1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（2／11）

	従来許認可解析 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止 ＋原子炉停止機能喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；主蒸気隔離弁の誤閉止 ＋原子炉停止機能喪失)	
事 象 進 展	原子炉出力(中性子束)：MSIV 閉鎖による原子炉スクラムにより低下する。	原子炉出力(中性子束)：MSIV 閉鎖による原子炉スクラムに失敗して、圧力上昇により上昇した後、圧力高 RPT による炉心流量減少により低下する。その後、給水加熱喪失による炉心入口サブクールの増加により緩やかに上昇する。	原子炉出力(中性子束)：MSIV 閉鎖による原子炉スクラムに失敗して、圧力上昇により上昇した後、圧力高 RPT による炉心流量減少により低下する。その後、給水加熱喪失による炉心入口サブクールの増加により緩やかに上昇する。	先行審査プラントと同じ
	原子炉圧力：MSIV 閉鎖により上昇するが、逃がし弁開及び原子炉スクラムにより降下に転じ、その後は逃がし弁により圧力制御される。 格納容器圧力／プール水温度：逃がし弁開により蒸気が格納容器プールへ放出されるが、その量は僅かであり、格納容器圧力及びプール水温度上昇は小さいと考えられる。なお、従来許認可では本パラメータは評価対象外である。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラムにより、高出力低流量には至らない。	原子炉圧力：MSIV 閉鎖により上昇し、逃がし弁が作動するが、原子炉スクラム失敗により原子炉出力が高めに維持されることから、原子炉圧力も高めを維持する。 格納容器圧力／プール水温度：逃がし弁開により蒸気が格納容器プールへ放出されるため、格納容器圧力及びプール水温度が上昇する。ほう酸水の注入による原子炉出力低下と RHR による除熱により、格納容器圧力／プール水温度は低下に転じる。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラム失敗及び RPT により、高出力低流量に至る。	原子炉圧力：MSIV 閉鎖により上昇し、逃がし弁が作動するが、原子炉スクラム失敗により原子炉出力が高めに維持されることから、原子炉圧力も高めを維持する。 格納容器圧力／プール水温度：逃がし弁開により蒸気が格納容器プールへ放出されるため、格納容器圧力及びプール水温度が上昇する。ほう酸水の注入による原子炉出力低下と RHR による除熱により、格納容器圧力／プール水温度は低下に転じる。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラム失敗及び RPT により、高出力低流量に至る。	
	原子炉スクラム：約 0.3 秒 逃がし弁開：約 2 秒 MSIV 閉鎖：約 3 秒	原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約 2 秒 MSIV 閉鎖：約 3 秒 ECCS 起動：約 34 秒 給水停止：約 173 秒 SLC 起動：約 11 分	原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約 2 秒 MSIV 閉鎖：約 3 秒 ECCS 起動：約 57 秒 給水停止：約 131 秒 SLC 起動：約 600 秒	
変 化 範 囲	原子炉出力：初期値～0% 原子炉圧力：初期値～8.08MPa[gage] 格納容器圧力：(評価対象外) プール水温度：(評価対象外) 時間：0 秒～約 20 秒	原子炉出力：0%～306% 原子炉圧力：初期値～約 8.92MPa[gage] 格納容器圧力：初期値～約 0.19MPa[gage] プール水温度：初期値～約 113℃ 時間：0 秒～約 2400 秒(40 分)	原子炉出力：0%～560% 原子炉圧力：初期値～約 8.19MPa[gage] 格納容器圧力：初期値～約 0.20MPa[gage] プール水温度：初期値～約 115℃ 時間：0 秒～約 3600 秒(60 分)	先行審査プラントと同等
適 用 範 囲	原子炉出力：0%以上 原子炉圧力：タービン無負荷圧力 ～最高使用圧力の 1.2 倍 格納容器圧力：(評価対象外)  プール水温度：(評価対象外) 時間：0 秒～制限なし	原子炉出力：同左 原子炉圧力：同左  格納容器圧力：通常運転圧力 ～0.62MPa[gage] プール水温度：通常運転温度～200℃ 時間：同左	原子炉出力：0%以上 原子炉圧力：タービン無負荷圧力 ～最高使用圧力の 1.2 倍 格納容器圧力：通常運転圧力 ～0.62MPa[gage] プール水温度：通常運転温度～200℃ 時間：0 秒～制限なし	先行審査プラントと同じ



表 2－1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（3／11）

	項 目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
解 析 条 件	初期運転条件	原子炉出力：過出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：過出力条件	原子炉出力：定格出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：定格出力条件	有	従来許認可解析が保守的評価条件を採用しているに対して、重大事故等対策の有効性評価ではより実機に近い条件を設定。 解析結果はより現実的な結果となる。	原子炉出力：定格出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：定格出力条件	先行審査プラントと同じ
	初期原子炉水位	通常水位	同左	無	差異はない。	通常水位	先行審査プラントと同じ
	事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	同左	無	差異はない。	主蒸気隔離弁の誤閉止	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	スクラム機能喪失	先行審査プラントと同じ
件	炉心条件	9×9 燃料(A 型)／(B 型)／ 8×8 燃料／MOX 燃料の混在炉心，又は単一炉心 (プラントにより異なる)	9×9(A 型)／MOX 単一炉心，又は 9×9(A 型)と MOX 混在炉心 (プラントにより異なる)	有	従来許認可解析では炉内に存在する燃料タイプごとに保守的な混在炉心を選定しているが、重大事故等対策の有効性評価では、代表的な炉心条件として単一炉心又はMOX混在を選定している。燃料タイプは異なるものの、熱水力特性は同等であり、プラント全体挙動に及ぼす影響は小さい。	9×9(A 型)／単一炉心	先行審査プラントと同じ
	ボイド反応度係数 ドップラ反応度係数	圧力上昇過渡用保守係数を使用	圧力上昇過渡用保守係数を代表値として使用	無	原子炉停止機能喪失事象では炉心流量が急減する挙動もあるが、起因事象が従来許認可と同じであることから保守係数の代表値として、出力上昇を厳しくする圧力上昇過渡と同じ値を使用する。	圧力上昇過渡用保守係数を代表値として使用	先行審査プラントと同じ
	ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中結果を厳しくする値	同左	無	重大事故等対策の有効性評価における燃焼期間は従来許認可解析と同じであり差異はない。	燃焼期間中結果を厳しくする値	先行審査プラントと同じ



表 2－1　REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（4／11）

	項　目	従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
解 析  条 件	代替再循環トリッ プ機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条 件。	考慮する	先行審査プラントと同じ
	代替制御棒挿入機 能	考慮しない	同左	無	差異はない。	考慮しない	先行審査プラントと同じ
	ほう酸水注入機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条 件。	考慮する	先行審査プラントと同じ
	予備給水ポンプ	考慮しない	考慮する	有	MSIV 閉による給水加熱喪失の効 果により出力が上昇するため結果 が厳しくなる条件を設定。	考慮する	先行審査プラントと同じ
	崩壊熱	一次遅れ特性	4 群又は 11 群モデル (ANSI/ANS-5.1-1979 相当)	有	重大事故等対策の有効性評価では 長時間領域での崩壊熱による影響 を精度良く評価するために、より現 実的な崩壊熱変化を設定。	11 群モデル (ANSI/ANS-5.1-1979 相当)	先行審査プラントと同じ
	外部電源	健全	同左	無	差異はない。	健全	先行審査プラントと同じ
	SRV 仕様	逃がし弁機能 （作動設定値は過出力条件 用）	逃がし弁機能 （作動設定値は設計値）	有	定格出力条件に従い、開設定圧力を 設計値に変更しているが、初期原子 炉圧力からの開設定値までの差は 同じであるため、減圧に伴う基本的 な挙動は、従来許認可解析と同様で ある。	逃がし弁機能 （作動設定値は設計値）	先行審査プラントと同じ
	再循環系ポンプ慣 性	設計値	同左	無	差異はない。	設計値	東海第二の従来許認可解析では 「設計値×1． 1」の評価条件を 採用しているに対して、重大事故 等対策の有効性評価ではより実機 に近い条件を設定。 解析結果はより現実的な結果とな る。



表 2－1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（5／11）

	項 目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
解 析  条 件	RCIC	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上 RCIC の動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしないため RCIC 作動の影響を確認している。	考慮する	先行審査プラントと同じ
	高圧 ECCS	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上、高圧 ECCS の動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしていないため、高圧 ECCS 作動の影響を確認している。	考慮する	先行審査プラントと同じ
	原子炉格納容器	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、早期にスクラムするため格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。	考慮する	先行審査プラントと同じ
	RHR	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。	考慮する	先行審査プラントと同じ



表 2－1　REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（6／11）

	項　目		従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
物理現象	炉心（核）	核分裂出力 出力分布 変化 反応度フィードバック効果	圧力上昇過渡事象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を選定して、ボイド／ドップラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。 また、反応度効果としては、ボイド／ドップラ／スクラム／制御棒の反応度を考慮している。	同左  また、反応度効果としては、ボイド／ドップラ／ボロン反応度を考慮している。	有	圧力上昇過渡事象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。 原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。	圧力上昇過渡事象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を選定して、ボイド／ドップラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。 また、反応度効果としては、ボイド／ドップラ／ボロン反応度を考慮している。	先行審査プラントと同じ
		崩壊熱	崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れを仮定している。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	有	崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子束振動現象は生じない。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。	有	中性子束振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。	先行審査プラントと同じ



表 2－1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（7／11）

	項 目		従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
物理現象	炉心 （燃料）	燃料棒内 温度変化	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	同左	無	従来許認可解析と同一であり、差異はない。 また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	先行審査プラントと同じ
		燃料棒表面熱伝達	燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。  熱的評価については、SCAT コードにて実施（最小限界出力比（MCPR）が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。）	同左  熱的評価については、SCAT コードにて実施（燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。）	無		燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。  熱的評価については、SCAT コードにて実施（燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。）	先行審査プラントと同じ
		沸騰遷移	（SCAT コードによる評価）	（SCAT コードによる評価）	—	—	（SCAT コードによる評価）	—
		燃料被覆管酸化	（SCAT コードによる評価）	（SCAT コードによる評価）	—	—	（SCAT コードによる評価）	—
		燃料被覆管変形	（SCAT コードによる評価）	（SCAT コードによる評価）	—	—	（SCAT コードによる評価）	—



表 2－1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（8／11）

	項 目		従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
物理現象	炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	原子炉出力の上昇並びに炉心流量の低下により炉心平均ボイド率が増加するが、炉心は冠水を維持しているため、二相水位の影響はない。	同左	無	差異はない。	原子炉出力の上昇並びに炉心流量の低下により炉心平均ボイド率が増加するが、炉心は冠水を維持しているため、二相水位の影響はない。	先行審査プラントと同じ
		気液分離（水位変化）・対向流気液熱非平衡	炉心部の保有水量は十分保たれ、炉心は冠水を維持していることから影響はない。	同左	無	差異はない。	炉心部の保有水量は十分保たれ、炉心は冠水を維持していることから影響はない。	先行審査プラントと同じ
		圧力損失	事象発生時に再循環系ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さについて、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	原子炉圧力高により再循環系ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	無	圧力損失による影響に差異はない。	原子炉圧力高により再循環系ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、核熱水力不安定事象は生じない。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響は SCAT 側にて考慮する。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響は SCAT 側にて考慮する。	有	核熱水力不安定事象が燃料被覆管温度に影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響は SCAT 側にて考慮する。	先行審査プラントと同じ



表 2－1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（9／11）

	項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
物理現象	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む)	冷却材流量変化	原子炉水位低により再循環系ポンプがトリップするが, 実機機能の反映であるため設計値を使用している。	事象発生時に再循環系ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さが, 解析結果に影響すると考えられる。より現実的な評価を実施するため設計値を使用している。	有	重大事故等対策の, 有効性評価では再循環系ポンプのトリップを考慮しているため, 設計値を使用した現実的な解析条件としている。	事象発生時に再循環系ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さが, 解析結果に影響すると考えられる。より現実的な評価を実施するため設計値を使用している。	先行審査プラントと同じ
		冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出して原子炉圧力上昇を緩和する。	同左	無	差異はない。	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出して原子炉圧力上昇を緩和する。	先行審査プラントと同じ
		沸騰・凝縮・ボイド率変化	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	同左	無	差異はない。	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	先行審査プラントと同じ
		圧力損失	考慮している	同左	無	差異はない。	考慮している	先行審査プラントと同じ



表 2－1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（10／11）

	項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との 差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
物  理  現  象	原 子 炉 圧 力 容 器 (逃が し 安 全 弁 を 含 む)	ECCS 注 水（給水 系・代替 注水設備 含む）	・ ECCS 系は考慮しない。 ・ 給水ポンプ予備機は考慮しない。 ・ 給水加熱喪失を考慮	・ ECCS 系を考慮。 ・ 予備機を含めた給水系を考慮。 ・ 同左	有	原子炉がスクラムせず、また給水ポンプ予備機が起動するため、給水加熱喪失による出力上昇が燃料被覆管温度へ影響する可能性がある。	・ ECCS 系を考慮。 ・ 予備機を含めた給水系を考慮。 ・ 給水加熱喪失を考慮	先行審査プラントと同じ
		ほう酸水の拡散	ほう酸水注入は考慮しない。	原子炉停止を達成するために、ほう酸水の原子炉への注入を設定。	有	従来許認可解析では原子炉スクラムにより原子炉停止となるが、重大事故等対策の有効性評価解析では、ほう酸水注入による原子炉停止としており、原子炉停止までの時間が長く、格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	原子炉停止を達成するために、ほう酸水の原子炉への注入を設定。	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	REDY コードでは、燃料集合体間の流量配分について考慮していない。	同左	無	差異はない。	REDY コードでは、燃料集合体間の流量配分について考慮していない。	先行審査プラントと同じ



表 2－1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（11／11）

	項 目		従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
物理現象	原子炉格納容器	冷却材放出	考慮しない	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。	先行審査プラントと同じ
		格納容器各領域間の流動	考慮しない	格納容器を 1 ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	格納容器を 1 ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	先行審査プラントと同じ
		サプレッション・プール冷却	考慮しない	RHR による除熱を考慮	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	RHR による除熱を考慮	先行審査プラントと同じ
		気液界面の熱伝達	考慮しない	（格納容器各領域間の流動に同じ）	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	（格納容器各領域間の流動に同じ）	先行審査プラントと同じ



表 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（1／11）

	従来許認可解析 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止 ＋原子炉停止機能喪失)
最小限界出力比（M C P R）		原子炉出力の上昇により MCPR は減少し、 沸騰遷移判定基準に達する。
燃料被覆管温度	沸騰遷移は生じないため、燃料被覆管温度 は初期値からほとんど変化しない。	



表 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（2／11）

	従来許認可解析 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止 ＋原子炉停止機能喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；主蒸気隔離弁の誤閉止 ＋原子炉停止機能喪失)	
事 象 進 展	<b>MCPR</b> ： <u>原子炉スクラムによる負の反応度効果により, 過渡時の MCPR は初期値を下回らない。</u> 燃料被覆管温度：沸騰遷移が <u>生じること</u> は無く, 温度は <u>ほとんど変化しない。</u>	<b>MCPR</b> ： <u>原子炉スクラムしないため, 過渡時の MCPR は沸騰遷移判定基準を下回る。</u>  燃料被覆管温度：沸騰遷移が <u>生じるため, 温度は上昇する。原子炉出力の低下に伴いリウエットが発生し温度は低下する。</u>	<b>MCPR</b> ： <u>原子炉スクラムしないため, 過渡時の MCPR は沸騰遷移判定基準を下回る。</u>  燃料被覆管温度：沸騰遷移が <u>生じるため, 温度は上昇する。原子炉出力の低下に伴いリウエットが発生し温度は低下する。</u>	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム：約 0.3 秒 MSIV 閉鎖：約 3 秒 沸騰遷移・リウエット：発生しない	原子炉スクラム：失敗 MSIV 閉鎖：同左 沸騰遷移・リウエット：数秒～約 400 秒	原子炉スクラム：失敗 MSIV 閉鎖：約 3 秒 沸騰遷移・リウエット：数秒～約 300 秒	先行審査プラントと同等
変 化 範 囲	<b>MCPR</b> ：初期値を下回らない 燃料被覆管温度：初期値からほとんど変化しない 時間：0 秒～数秒	<b>MCPR</b> ：沸騰遷移判定基準を下回る 燃料被覆管温度：初期値～約 1000℃ 時間：0 秒～約 400 秒	<b>MCPR</b> ：沸騰遷移判定基準を下回る 燃料被覆管温度：初期値～約 900℃ 時間：0 秒～約 400 秒	先行審査プラントと同等
適 用 範 囲	<b>MCPR</b> ：1.0 以上 燃料被覆管温度：対象外 時間：0 秒～制限なし	<b>MCPR</b> ：同左 燃料被覆管温度：飽和温度～1200℃ 時間：同左	<b>MCPR</b> ：1.0 以上 燃料被覆管温度：飽和温度～1200℃ 時間：0 秒～制限なし	先行審査プラントと同じ



表 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（3／11）

	項 目	従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
解  析  条 件	初期バンドル出力	初期 MCPR が OLMCPR となる値	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり，差異はない。	初期 MCPR が OLMCPR となる値	先行審査プラントと同じ
	事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	同左	無	従来許認可解析と同一の事象であり，差異はない。	主蒸気隔離弁の誤閉止	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件であり，条件の差異が生じる。スクラム機能喪失時は沸騰遷移が生じ，燃料被覆管温度が上昇する。沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動は，SCAT コードが取扱う従来許認可解析の範囲外である。そのため，原子炉停止機能喪失事象を適切に評価するように，熱伝達係数，ボイドモデル等を従来許認可解析から変更している。	スクラム機能喪失	先行審査プラントと同じ
	燃料タイプ	9×9(A 型)，9×9(B 型)，MOX	9×9(A 型)，MOX	無	従来許認可解析と同一の設定であり，差異はない。	9×9(A 型)	先行審査プラントと同じ



表 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（4／11）

	項 目	従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
解 析  条 件	初期 MCPR	OLMCPR	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり，差異はない。	OLMCPR	先行審査プラントと同じ
	BT 判定 MCPR	SLMCPR	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり，差異はない。	SLMCPR	先行審査プラントと同じ
	ホットチャンネルの軸 方向出力分布	中央出力ピーク分布	同左	無	従来許認可解析と同一の分布であり，差異はない。	中央出力ピーク分布	先行審査プラントと同じ
	最大線出力密度	44. 0kW/m×1. 0	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり，差異はない。	44. 0kW/m×1. 0	先行審査プラントと同じ
	局所出力ピーキング係 数	上記の初期 MCPR とピーク 位置での線出力密度を満 たすよう調整した値	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり，差異はない。	上記の初期 MCPR とピーク位置での 線出力密度を満たすよう調整した 値	先行審査プラントと同じ
	ホットチャンネルのギャップ熱伝達係数 平均出力ロッド  ホットロッド	燃焼期間中のバンドル平均の最大値（軸方向一定値） 平均出力ロッドに同じ	同左  最大線出力密度 44kW/m 相当 （軸方向分布考慮）	無  有	従来許認可解析と同一の設定であり，差異はない。 原子炉停止機能喪失事象の解析では，沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動を評価するために，ホットロッドのギャップ熱伝達係数に差異が生じる。軸方向分布を考慮したギャップ熱伝達係数を適用することで，適切に評価できる。	燃焼期間中のバンドル平均の最大値（軸方向一定値） 最大線出力密度 44kW/m 相当 （軸方向分布考慮）	先行審査プラントと同じ



表 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（5／11）

	項 目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評 価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
解 析   モ デ ル	燃料被覆管と冷却材間の 熱伝達係数 サブクール： サブクール沸騰，核沸騰： 膜沸騰： リウエット：	Dittus-Boelter の式 Jens-Lottes の式 使用しない 使用しない	同左 同左 修正 Dougall-Rohsenow 式 日本原子力学会標準「BWR における過渡的な沸騰遷 移後の燃料健全性評価基 準：2003」における関連式 2	無 無 有 有	原子炉停止機能喪失事象の解析で は，沸騰遷移後における燃料被覆 管温度挙動を評価するために，熱 伝達モデルに差異が生じる。日本 原子力学会標準で推奨される関連 式を適用することで，適切に評価 できる。 また，核沸騰までの挙動は従来許 認可解析と同等であり，サブクー ル，サブクール沸騰，及び核沸騰 で適用する関連式については従来 許認可解析コードの取り扱いの範 囲内に収まる。	Dittus-Boelter の式 Jens-Lottes の式 修正 Dougall-Rohsenow 式 日本原子力学会標準「BWR におけ る過渡的な沸騰遷移後の燃料健 全性評価基準：2003」における相 関式 2	先行審査プラントと同じ
	沸騰遷移評価モデル	GEXL 関連式	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であ り，差異はない。	同左	先行審査プラントと同じ
	ボイドモデル						先行審査プラントと同じ
	サブクールボイドモデル 気泡離脱点： 蒸気生成：						先行審査プラントと同じ
	圧損モデル 単相摩擦損失係数： 二相摩擦増倍係数： 局所二相増倍係数：						先行審査プラントと同じ



表 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（6／11）

	項 目		従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評 価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
物 理 現 象	炉心 （核）	核分裂出力 出力分布変 化 反応度フィ ードバック 効果	（REDY コードによる評価）	（REDY コードによる評価）	－	－	（REDY コードによる評価）	－
		崩壊熱	（REDY コードによる評価）	（REDY コードによる評価）	－	－	（REDY コードによる評価）	－
		三次元効果	（REDY コードによる評価）	（REDY コードによる評価）	－	－	（REDY コードによる評価）	－



表 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（7／11）

	項 目		従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
物理現象	炉心 （燃料）	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 沸騰遷移	出力が上昇してMCPRが低下するが、沸騰遷移は生じず、核沸騰状態で事象は推移する。	原子炉出力が急激に上昇するため、沸騰遷移が生じて膜沸騰状態に移行する。その後、原子炉出力の低下によってリウエットに至ることで核沸騰状態へ移行する。燃料被覆管温度は、燃料ペレット内発熱により燃料ペレット熱伝導とギャップ部の熱伝達及び燃料被覆管熱伝導を通して上昇する。	有	原子炉停止機能喪失事象では、沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管温度の挙動に差異が生じる。沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動は、SCAT コードが取扱う従来許認可解析の範囲外である。そのため、原子炉停止機能喪失事象を適切に評価するように、熱伝達係数、ボイドモデル等を従来許認可解析から変更している。	原子炉出力が急激に上昇するため、沸騰遷移が生じて膜沸騰状態に移行する。その後、原子炉出力の低下によってリウエットに至ることで核沸騰状態へ移行する。燃料被覆管温度は、燃料ペレット内発熱により燃料ペレット熱伝導とギャップ部の熱伝達及び燃料被覆管熱伝導を通して上昇する。	先行審査プラントと同じ
		燃料被覆管酸化	燃料被覆管温度の上昇量が小さく、水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	沸騰遷移発生によって燃料被覆管温度が高温となるため、水-ジルカロイ反応が発生する。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、燃料被覆管温度が高温となるため、取扱う燃料被覆管酸化量の評価に差異が生じる。そのため、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応に Baker-Just の式を適用して燃料被覆管酸化量を計算する。	沸騰遷移発生によって燃料被覆管温度が高温となるため、水-ジルカロイ反応が発生する。	先行審査プラントと同じ
		燃料被覆管変形	無し	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	無し	先行審査プラントと同じ



表 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（8／11）

	項 目		従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
物理現象	炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	ボイド率は低下していく。	スクラムしないためボイド率は高いまま維持される。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、スクラム機能喪失を仮定しており、ボイド率の挙動に差異が生じる。しかし、原子炉停止機能喪失でのボイド率は過渡解析のボイド率最大値と同等であるため、差異による影響はない。	スクラムしないためボイド率は高いまま維持される。	先行審査プラントと同じ
		気液分離（水位変化）・対向流	炉心部に二相水位は形成されない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	炉心部に二相水位は形成されない。	先行審査プラントと同じ
		気液熱非平衡	無し	沸騰遷移発生によって過熱蒸気が発生する可能性がある。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、沸騰遷移発生により、気液熱非平衡に差異が生じる。そのため、原子炉停止機能喪失事象を適切に評価するように、燃料被覆管－冷却材間の熱伝達係数を従来許認可解析から変更している。	沸騰遷移発生によって過熱蒸気が発生する可能性がある。	先行審査プラントと同じ
		圧力損失	流量に影響を与えない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	流量に影響を与えない。	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	炉心径方向出力分布の変化は小さく、流量配分による冷却材流量変化への影響は小さい。 また、事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、核熱水力不安定事象は生じない。	炉心径方向出力分布の変化は小さく、流量配分による冷却材流量変化への影響は小さい。 一方、原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。	有	核熱水力不安定事象が燃料被覆管温度に影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。	炉心径方向出力分布の変化は小さく、流量配分による冷却材流量変化への影響は小さい。 一方、原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。	先行審査プラントと同じ



表 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（9／11）

	項 目		従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
物 理 現 象	原子炉圧 力容器 （逃がし 安全弁を 含む）	冷却材流量 変化	原子炉水位低によって再 循環系ポンプトリップし、 自然循環流量相当まで流 量が低下する。	ATWS 圧力高や原子炉水位低に よって再循環系ポンプトリッ プし、自然循環流量相当まで 低下する。	無	従来許認可解析との差異はない。	ATWS 圧力高や原子炉水位低によって 再循環系ポンプトリップし、自然循 環流量相当まで低下する。	先行審査プラントと同じ
		冷却材放出 （臨界流・ 差圧流）	MSIV 誤閉止による原子炉 圧力の上昇によって逃が し安全弁が作動する。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	MSIV 誤閉止による原子炉圧力の上昇 によって逃がし安全弁が作動する。	先行審査プラントと同じ
		沸 騰 ・ 凝 縮 ・ ボイド 率変化	炉心以外の領域における 本物理現象が評価指標に 与える影響はない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	炉心以外の領域における本物理現象 が評価指標に与える影響はない。	先行審査プラントと同じ
		圧力損失	炉心以外の領域における 本物理現象が評価指標に 与える影響はない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	炉心以外の領域における本物理現象 が評価指標に与える影響はない。	先行審査プラントと同じ



票 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（10／11）

	項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
物理現象	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む)	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	・ T/D 給水ポンプトリップ	・ T/D 給水ポンプトリップ ・ M/D 給水ポンプ起動 ・ HPCS, RCIC 起動	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では，M/D 給水ポンプ起動を仮定しており，入口サブクーリングが増加するため，入口サブクーリングに差異が生じる。入口サブクーリングの増加は GEXL 相関式で適用可能と考えられるため，差異による影響はない。	・ T/D 給水ポンプトリップ ・ M/D 給水ポンプ起動 ・ HPCS, RCIC 起動	先行審査プラントと同じ
		ほう酸水の拡散	ほう酸水注入系は起動しない。	ほう酸水注入系の起動によって原子力出力を抑制し，原子炉停止を達成する。（REDY コードによる評価）	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では，ほう酸水注入系の起動を考慮するため，ほう酸水の効果に差異が生じる。燃料被覆管温度の上昇は事象初期であり，ほう酸水注入系による出力抑制の効果が現れる段階より早いため影響はないと考えられる。そのため差異による影響はない。	ほう酸水注入系の起動によって原子力出力を抑制し，原子炉停止を達成する。（REDY コードによる評価）	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	(下部プレナムの流量配分) 再循環系ポンプは対称にトリップするため影響はない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	(下部プレナムの流量配分) 再循環系ポンプは対称にトリップするため影響はない。	先行審査プラントと同じ

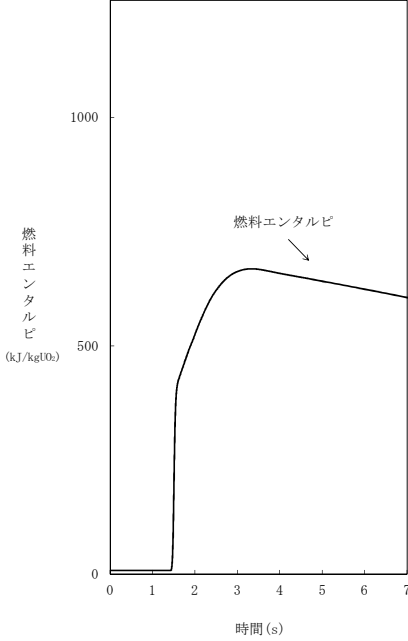
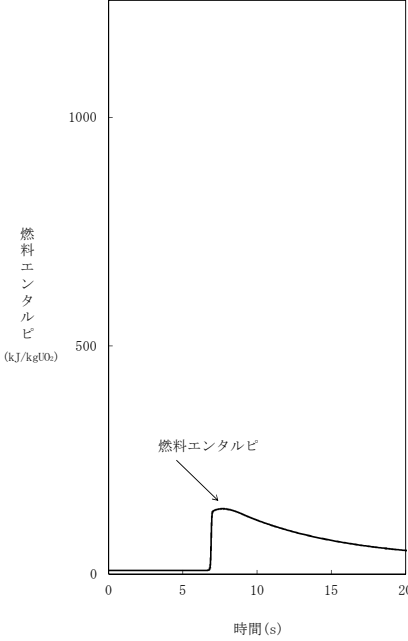


表 2－2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（11／11）

	項 目		従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 （東海第二；原子炉停止機能喪失）	
物理現象	原子炉格納容器	冷却材放出	原子炉格納容器の挙動を評価しないため本物理現象は考慮しない。 原子炉格納容器における本物理現象が評価指標に与える影響はない。	逃がし安全弁を介して原子炉格納容器の圧力及びプール水温が上昇する（REDY コードによる評価）。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、原子炉格納容器の挙動を評価するため、物理現象の考慮有無に差異が生じる。いずれも REDY コードにて適切に評価でき、SCAT コードによる評価において差異による影響はない。	逃がし安全弁を介して原子炉格納容器の圧力及びプール水温が上昇する（REDY コードによる評価）。	先行審査プラントと同じ
		格納容器各領域間の流動	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化に影響する（REDY コードによる評価）。	有	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化に影響する（REDY コードによる評価）。	先行審査プラントと同じ
		サプレッション・プール冷却	同上	残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却を行うことによって原子炉格納容器の圧力及びプール水温の上昇を抑制する（REDY コードによる評価）。	有	同上	残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却を行うことによって原子炉格納容器の圧力及びプール水温の上昇を抑制する（REDY コードによる評価）。	先行審査プラントと同じ
		気液界面の熱伝達	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化へ影響する。 （REDY コードによる評価）	有	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化へ影響する。（REDY コードによる評価）	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(1／12)

	従来許認可解析 (BWR5 制御棒落下/低温時※)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)
燃料 エン タル ピ		

※制御棒落下事象を比較対象として選定した理由は，起動時の制御棒引き抜き時の過渡変化の燃料エンタルピーは最大約 93kJ／kgUO<sub>2</sub> であり，制御棒落下事象の方が厳しい事象（燃料エンタルピー：8～699kJ／kgUO<sub>2</sub>）であるため



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(2／12)

	従来許認可解析 (BWR5 制御棒落下/低温時)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
事象進展	<u>原子炉の起動時に制御棒がインシーケンスで引き抜かれた臨界状態から，制御棒 1 本が落下速度の上限値 0.95m/s で落下することにより，原子炉出力が上昇する。</u> <u>急激な出力上昇は，ドップラ反応度の負のフィードバックにより抑えられるとともに，平均出力領域モニタの中性子束高スクラム信号が発生して，原子炉はスクラムし，事象は収束する。</u>	<u>原子炉の停止時に制御棒が 1 本引き抜かれた局所臨界状態から，隣接する 1 本の制御棒が引抜速度の上限値 9.1cm/s で連続的に引き抜かれることにより原子炉出力が上昇する。</u> <u>原子炉出力が上昇し，起動領域モニタの原子炉周期短信号が発生して，原子炉はスクラムし，事象は収束する。</u>	<u>原子炉の停止時に制御棒が 1 本引き抜かれた臨界状態から，隣接する 1 本の制御棒が引抜速度の上限値 9.1cm／s で連続的に引き抜かれることにより原子炉出力が上昇する。</u> <u>原子炉出力が上昇し，起動領域計装の原子炉出力ペリオド短（10 秒）信号が発生して，原子炉はスクラムし，事象は収束する。</u>	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム：約 1.1 秒	原子炉スクラム：約 6.8 秒	原子炉スクラム：約 9.6 秒	先行審査プラントと同等
変化範囲	燃料エンタルピー：8kJ/kgUO <sub>2</sub> ～約 699kJ/kgUO <sub>2</sub> 沸騰状態：单相，核沸騰，膜沸騰 時間：0 秒～7 秒	燃料エンタルピー：8kJ/kgUO <sub>2</sub> ～約 144kJ/kgUO <sub>2</sub> 沸騰状態：单相，核沸騰 時間：0 秒～20 秒	燃料エンタルピー：8kJ／kgUO <sub>2</sub> ～約 85kJ／kgUO <sub>2</sub> 沸騰状態：单相，核沸騰 時間：0 秒～20 秒	先行審査プラントと同等
適用範囲	沸騰状態：单相，核沸騰，膜沸騰 時間：0 秒～制限なし	沸騰状態：同左 時間：同左	沸騰状態：同左 時間：同左	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3／12)

	項 目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制 御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引 抜)	従来許認 可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
解 析  条 件	初期炉心 条件	事故：低温臨界状態/高温待機臨界 状態 過渡（BWR5）：高温待機臨界状態 過渡（ABWR）：低温臨界状態	低温停止状態	有	低温停止状態を初期炉心条件とし ており，差異が生じる。ただし，個々 の炉心パラメータ自体は従来許認 可解析の低温臨界条件と同一であ り，また，事故後の炉心の基本的な 挙動は従来許認可解析と同様であ ることから，差異による影響はな い。	低温停止状態	先行審査プラントと同じ
	事象	事故：制御棒落下 過渡：制御棒の誤引抜	制御棒の誤引抜	無	過渡解析と同一の事象であり，従来 許認可解析のモデル適用範囲内 である。	制御棒の誤引き抜き	先行審査プラントと同じ
	初期実効 増倍率	1.00（通常の制御棒引抜操作で臨界 に達している）	1.00(保守的に初期状態で臨界を 想定)	無	停止中の制御棒誤引抜解析では保 守側に初期実効増倍率を 1.00 とし ており，初期実効増倍率条件の差異 はない。	1.00（保守的に初期状態で臨界を想 定）	先行審査プラントと同じ
	初期制御 棒パター ン	臨界状態に対応した制御棒パター ン	制御棒 1 本全引抜	有	停止中の制御棒誤引抜解析では制 御棒 1 本全引抜状態を初期条件とし ており，条件の差異が生じる。事故 後の炉心の基本的な挙動は従来許 認可解析と同様であり，差異による 影響はない。	制御棒 1 本全引き抜き	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4／12)

	項 目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制 御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引 抜)	従来許認 可との差 異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
解 析 条 件	初期出力	事故（低温臨界状態）：定格の 10 <sup>-8</sup> 事故（高温待機臨界状態）：定格の 10 <sup>-6</sup> 過渡（低温臨界状態）：定格の 10 <sup>-8</sup> 過渡（高温待機臨界状態）：定格の 10 <sup>-3</sup>	定格の 10 <sup>-8</sup>	無	停止中の制御棒誤引抜解析では低 温臨界状態に対応した初期出力と しており，事故・過渡解析（低温臨 界状態）との差異はない。	定格の 10 <sup>-8</sup>	先行審査プラントと同じ
	初期燃料 被覆管表 面温度及 び原子炉 冷却材の 温度	低温臨界状態：20℃ 高温待機臨界状態(BWR5)：286℃ 高温待機臨界状態(ABWR)：287℃	20℃	無	停止中の制御棒誤引抜解析では低 温臨界状態に対応した初期温度と しており，事故・過渡解析（低温臨 界状態）との差異はない。	20℃	先行審査プラントと同じ
	初期燃料 エンタル ピ	低温臨界状態：8kJ/kgUO <sub>2</sub> 高温待機臨界状態：75kJ/kgUO <sub>2</sub>	8kJ/kgUO <sub>2</sub>	無	初期温度に対応した燃料エンタル ピとしており，事故・過渡解析（低 温臨界状態）との差異はない。	8kJ／kgUO <sub>2</sub>	先行審査プラントと同じ
	初期原子 炉圧力	低温臨界状態：0.0MPa[gage] 高温待機臨界状態(BWR5)： 7.03MPa[gage] 高温待機臨界状態(ABWR)： 7.17MPa[gage]	0.0MPa[gage]	無	原子炉低温停止状態に対応した初 期圧力としており，事故・過渡解析 （低温臨界状態）との差異はない。	0.0MPa[gage]	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5／12)

	項 目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制 御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤 引抜)	従来許認 可との差 異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
解 析  条 件	初期炉心 流量	定格の 20% (再循環系ポンプによる冷却材循 環)	定格の 2% (崩壊熱除去系による冷却材循 環)	有	停止中の制御棒誤引抜解析では残留 熱除去系による冷却材循環を仮定し ており，初期流量に差異が生じる。 事故後の炉心の基本的な挙動は従来 許認可解析と同様であり，差異によ る影響はない。	定格の 2% (残留熱除去系による冷却材循環)	先行審査プラントと同じ
	局所出力 ピーキン グ係数	最大出力となる燃料集合体断面に 対応する値 燃焼度条件 サイクル初期：未燃焼 サイクル末期：当該燃料の燃焼度よ り小さい燃焼度	最大出力となる燃料集合体断面 に対応する値 燃焼度条件 未燃焼	無	従来許認可と同一の局所出力ピーキ ング係数を使用しており，差異はな い。	最大出力となる燃料集合体断面に対 応する値 燃焼度条件 未燃焼	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6／12)

	項 目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
解 析 モ デ ル	ギャップ熱伝達	Ross & Stoute の式	同左	無	従来許認可と同一の熱伝導方程式を使用しており，差異はない。	Ross & Stoute の式	先行審査プラントと同じ
	燃料棒表面熱伝達	単相強制対流：Dittus-Boelter の式 核沸騰状態：Jens-Lottes の式 膜沸騰状態(低温時)：NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式 膜沸騰状態(高温待機時)：Dougall-Rohsenow の式	同左	無	従来許認可解析と同一の熱伝達相関式を用いており，差異はない。また，事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり，熱伝達係数については従来許認可解析コードの取り扱いの範囲内に収まる。	単相強制対流：Dittus-Boelter の式 核沸騰状態：Jens-Lottes の式 膜沸騰状態(低温時)：NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式 膜沸騰状態(高温待機時)：Dougall-Rohsenow の式	先行審査プラントと同じ
	沸騰遷移	低温時：Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式 高温待機時：GEXL 相関式での MCPR が限界値	同左	無	従来許認可解析と同一の沸騰遷移判定式を用いており，差異はない。	低温時：Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式 高温待機時：GEXL 相関式での MCPR が限界値	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7／12)

	項 目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制 御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引 抜)	従来許認 可との差 異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
解 析 条 件	引抜/落下 制御棒	事故：インシーケンス制御棒引抜で 許可された制御棒 1 本 過渡（BWR5）：インシーケンス制 御棒引抜で許可された制御棒 1 本 過渡（ABWR）：インシーケンス制 御棒引抜で許可された制御棒 26 本	初期引抜制御棒に隣接する制御棒 1 本	有	停止中の制御棒誤引抜解析は引抜 制御棒に隣接する制御棒 1 本の引抜 を仮定しており，引抜制御棒に差異 が生じる。事故後の炉心の基本的な 挙動は従来許認可解析と同様であ り，差異による影響はない。	初期引抜制御棒に隣接する制御棒 1 本	先行審査プラントと同じ
	引抜/落下 制御棒価 値	事故：1.3% Δk 過渡（BWR5）：1.3% Δk 過渡（ABWR）：3.5% Δk	誤引抜制御棒全引抜時の反応度価 値	有	停止中の制御棒誤引抜解析は誤引 抜制御棒全引抜時の反応度価値を 用いるため，制御棒価値に差異が生 じる。事故後の炉心の基本的な挙動 は従来許認可解析と同様であり，差 異による影響はない。	誤引抜制御棒全引抜時の反応度価値	先行審査プラントと同じ
	制御棒引 抜/落下速 度	事故（BWR5）：0.95m/s 事故（ABWR）：0.7m/s 過渡（BWR5）：9.1cm/s 過渡（ABWR）：3.3cm/s	BWR5：9.1cm/s ABWR：3.3cm/s	無	従来許認可（過渡）と同一の制御棒 引抜速度としており，差異はない。	9.1cm／s	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8／12)

	項 目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制 御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引 抜)	従来許認 可との差 異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
解 析 条 件	スクラム 条件	事故：中性子束高（平均出力領域モ ニタ） 過渡（中間領域モニタ採用プラン ト）：中性子束高 過渡（起動領域モニタ採用プラン ト）：原子炉周期短	中間領域モニタ採用プラント：中 性子束高 起動領域モニタ採用プラント：原 子炉周期短	無	従来許認可（過渡）と同一のスクラ ム条件としており，差異はない。	起動領域計装の原子炉出力ペリオ ド短（10 秒）信号	先行審査プラントと同じ
	検出器バ イパス条 件	事故：平均出力領域モニタに単一故 障を仮定する。 過渡（BWR5）：A, B チャンネルと もに引抜制御棒に最も近い検出器 を 1 個ずつバイパス 過渡（ABWR）：A, B, C グループ ともに引抜制御棒に最も近い検出 器を 1 個ずつバイパス	BWR5：A, B チャンネルともに 引抜制御棒に最も近い検出器を 1 個ずつバイパス ABWR：A, B, C グループともに 引抜制御棒に最も近い検出器を 1 個ずつバイパス	無	従来許認可（過渡）と同一の検出器 バイパス条件としており，差異はな い。	A, B チャンネルともに引抜制御棒 に最も近い検出器を 1 個ずつバイパ ス	先行審査プラントと同じ
	スクラム 動作遅れ	事故：0.09 秒 過渡（中間領域モニタ採用プラン ト）：0.09 秒 過渡（起動領域モニタ採用プラン ト）：0.2 秒	中間領域モニタ採用プラント： 0.09 秒 起動領域モニタ採用プラント：0.2 秒	無	従来許認可（過渡）とスクラム動作 遅れとしており，差異はない。	0.2 秒	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9／12)

項 目			従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の 制御棒誤引抜)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
物理現象	炉心(核)	核分裂出力 出力分布変化 反応度フィードバック効果 制御棒反応度効果	事故:制御棒落下により急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。急激な出力上昇はドップラ反応度の負のフィードバックにより抑えられるとともに,平均出力領域モニタの中性子束高スクラム信号が発生して,原子炉はスクラムする。  過渡：制御棒が連続的に引き抜かれ,原子炉出力が上昇する。出力上昇後にスクラム信号が発生して原子炉はスクラムする。	制御棒が連続的に引き抜かれ,原子炉出力が上昇する。出力上昇後にスクラム信号が発生して原子炉はスクラムする。	有	停止中の制御棒誤引抜解析は炉心外周部の制御棒が局所的に引き抜かれることから,局所的に出力が上昇し,三次元的な出力分布変化の影響が生じる。また,制御棒反応度効果は一般に三次元的な位置に依存する影響を受けるが,事象を通じての炉心挙動は従来許認可(事故)の範囲を超えることはない。	制御棒が連続的に引き抜かれ,原子炉出力が上昇する。出力上昇後にスクラム信号が発生して原子炉はスクラムする。	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10／12)

	項 目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の 制御棒誤引抜)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
物理現象	炉心（燃料）	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 沸騰遷移	事故：炉心出力が急激に上昇するため, 最高出力燃料棒は沸騰遷移し膜沸騰状態に至る。膜沸騰状態では燃料の除熱量が低下し, 燃料温度は 1000℃を超える温度で推移する。 過渡: 炉心出力の上昇は事故と比較して緩やかであることから, 最高出力燃料棒は沸騰遷移に至らない。	炉心出力の上昇は従来許認可の事故と比較して緩やかであることから, 最高出力燃料棒は沸騰遷移には至らない。	無	従来許認可解析からの差異はない。	炉心出力の上昇は従来許認可の事故と比較して緩やかであることから, 最高出力燃料棒は沸騰遷移には至らない。	先行審査プラントと同じ
		燃料被覆管酸化	事故：燃料被覆管の高温化に伴う水-ジルカロイ反応が発生する。 過渡: 燃料被覆管温度の上昇量が小さく, 燃料被覆管温度は水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	燃料被覆管温度の上昇量が小さく, 燃料被覆管温度は水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	無	従来許認可解析からの差異はない。	燃料被覆管温度の上昇量が小さく, 燃料被覆管温度は水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11／12)

	項 目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の 制御棒誤引抜)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
物理現象	炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	事故：炉心出力が急激に上昇するため、ボイドが発生する。 過渡：サブクールのない高温待機状態の場合、ボイドが発生する。 低温状態の場合、サブクール度が大きく、また、事象を通じての表面熱流束上昇量も小さいことから、ボイドはほとんど発生しない。	サブクール度が大きく、また、事象を通じての表面熱流束上昇量も小さいことから、ボイドはほとんど発生しない。	無	従来許認可解析からの差異はない。	サブクール度が大きく、また、事象を通じての表面熱流束上昇量も小さいことから、ボイドはほとんど発生しない。	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	事故：ボイド発生に伴い、圧力損失による流量配分への三次元効果が生じ得る。 過渡：高温待機状態の場合、ボイド発生に伴い、圧力損失による流量配分への三次元効果が生じ得る。低温状態の場合、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失による流量配分への三次元効果は生じない。	サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失による流量配分への三次元効果は生じない。	無	従来許認可解析（過渡）との差異はない。 また、事象を通じての燃料挙動は従来許認可（事故）の範囲を超えることはない。	サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失による流量配分への三次元効果は生じない。	先行審査プラントと同じ



表 3 APEX／SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (12／12)

項 目			従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の 制御棒誤引抜)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
物理現象	炉心 (熱流動)	圧力損失	事故：ボイド発生に伴い、圧力損失への影響が生じる。 過渡：高温待機状態の場合、ボイド発生に伴い、圧力損失への影響が生じる。低温状態の場合、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失への影響は生じない。	サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失への影響は生じない。	無	従来許認可解析（過渡）との差異はない。 また、事象を通じての燃料挙動は従来許認可（事故）の範囲を超えることはない。	サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失への影響は生じない。	先行審査プラントと同じ



## 22 溶融炉心が原子炉压力容器下部の偏心位置より落下した場合の影響評価

### 1. 評価目的

実機において、水蒸気爆発（以下「S E」という。）が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、東海第二発電所では、事象の不確かさを踏まえ保守性を考慮した入力条件によるS E評価（以下「基本ケース」という。）を実施し、万が一のS Eの発生を想定した場合でも格納容器の健全性が損なわれないことを確認している。

有効性評価のMAAP解析では、下部プレナムへ移行した溶融炉心（以下「デブリ」という。）による過熱で原子炉压力容器（以下「R P V」という。）下部の中心部温度が最も高くなり、その位置の制御棒駆動機構（以下「C R D」という。）ハウジング溶接部に生じるひずみによってR P V破損に至る結果となっている。このため、基本ケースの入力条件のうち、メルト放出位置についてはR P V下部の中心としている。また、メルト放出口径については、爆発規模が大きくなる条件としてC R Dハウジングの逸出を想定した口径を設定している。

しかしながら、実際に重大事故が発生した場合においては、有効性評価上期待していない原子炉注水手段の復旧等、想定とは異なる対応や事故進展の影響により、R P V下部の中心から外れた偏心位置での貫通部溶接破損によって生じたわずかな間隙からデブリ流出する等、基本ケースでの想定と異なる落下様態となることも考えられる。また、偏心位置でS Eが発生した場合、爆発位置が基本ケースよりも側壁に近接するため、局部的に大きな動的荷重が作用する可能性がある。

ここでは、偏心位置における現実的なデブリの落下様態を想定したS Eの影響を評価し、格納容器の健全性が損なわれないことを確認するとともに、



基本ケースの評価の代表性を確認する。

## 2. 評価方法


### (1) 評価条件

解析コードは基本ケースと同様に、SE解析コードJASMIN E及び汎用有限要素解析コードLS-DYNAを用いて評価した。本評価における各コードの入力条件及び評価モデルの取扱いを以下に示す。

#### a. JASMIN E

第1表に主要入力条件を示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、以下については現実的な条件として適用する。

##### (a) メルト放出口径

第1図及び第2図にCRDハウジングサポート構造を示す。CRDハウジングサポートは、ペデスタル内側の鋼板に固定された上部サポートビームにハンガーロッド等を介してグリッドプレートを接続した構造によりCRDハウジングの逸出を防止する設計としている。基本ケースでは、CRDハウジングの逸出を想定した口径  を考慮しているが、上記のとおりCRDハウジングの外部サポートが設置されているため現実的には逸出は考えにくい。このため、本評価ではCRDハウジングが保持された状態を想定し、CRDハウジングとRPV下鏡板との間に生じる間隙からのメルト放出を考慮する。

CRDハウジングとRPV下鏡板との間に生じる間隙の幅は、サンディア国立研究所のRPV下部ヘッド破損を模擬したLHF試験<sup>[1]</sup>において、貫通部溶接の破損によって約4mmの間隙が生じたことを踏まえ、これと同じ間隙幅を本評価において仮定する。



以上より想定したCRDハウジングとRPV下鏡板との間に生じる開口面積（約□）と等価な口径である□をメルト放出口径として設定する。

(b) 粗混合時液滴径

既存のFCI試験ではザウター平均粒径として0～3mm程度と報告されていることから、基本ケースでは保守的に□を設定しているが、本評価では現実的な条件として既往の実験から得られている平均粒径の条件である□を設定する。

(c) トリガリングタイミング

基本ケースでは、SEにより発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件である粗混合融体質量ピーク時点としている。一方、実機条件では、高圧ガスや爆薬を用いた大規模FCI実験のトリガ装置で発生させているような外部トリガが与えられる状況は考えにくく、また、東海第二発電所では重大事故時のペDESTAL水位を1mに制限する運用とすることから、現実的にはメルトジェットがペDESTAL床面に接触する際の衝撃によりトリガリング発生する可能性が高いと考えられる。このため、本評価ではメルトジェット先端が床面に到達した時点を設定する。

以上のとおり、本評価では一部現実的な入力条件を適用するが、実機でのSEに対して次の保守性が含まれているものとする。

第3図にRPV下部構造物配置状況を示す。JASMINEではメルトが放出口から直線的に自由落下し直接水プールに侵入する理想的なメルトジェットを仮定した評価モデルとなっているが、実機のRPV下部にはCRDハウジング、炉内計装ハウジング、ケーブル等が設置されて



おり，更に下部には足場となるグレーチング等の構造物が存在する。このため，実機の重大事故においてR P V下部から流出したデブリはこれらの構造物に接触し，分散するものと想定され，R P V下部から流出したデブリが理想的なジェット形状を保ったまま直接水プールに侵入することはないと考えられる。したがって，実機の重大事故において爆発に寄与する粗混合融体質量はJ A S M I N Eで考慮されている粗混合融体質量よりも更に少なくなり，爆発規模は小さくなると考えられる。

#### b. L S - D Y N A

第2表に爆発源仕様を，第4図に解析モデルを示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが，半径方向の爆発源位置については，ペDESTAL側壁に最も近接するR P V下部最外周のC R Dハウジング直下の位置とする。

### (2) 判断基準

L S - D Y N AによるペDESTAL構造健全性評価の判断基準は基本ケース同様とする。

## 3. 評価結果

### (1) J A S M I N E

第3表にJ A S M I N E評価結果を示す。流体の運動エネルギーの最大値は約1.1MJである。

### (2) L S - D Y N A

第4表にL S - D Y N AによるペDESTAL構造健全性評価結果を，第5



図にペデスタル変位時刻歴，第 6 図にコンクリート最小主ひずみ分布，第 7 図に鉄筋軸ひずみ分布及び第 8 図にコンクリートせん断応力度を示す。

L S - D Y N A の解析結果はすべての項目の判断基準を満足している。よって，偏心位置での S E によってもペデスタルに要求される機能は維持され，格納容器の健全性は損なわれることはない。

なお，側壁及び床スラブの面外せん断応力度の検討範囲及び算定方法は基本ケースと同じである。

### (3) 基本ケース解析との比較

第 5 表に基本ケース解析との比較を示す。評価対象とする項目のうち，側壁下部の面外せん断応力度及び側壁鉄筋の引張ひずみ以外は，基本ケース解析結果を下回るか，同様（変位，圧壊の範囲）である。

側壁下部の面外せん断応力度は基本ケースの解析結果を上回っているが，判断基準である終局面外せん断応力度に対して十分な余裕がある。また，上部側壁に発生する面外せん断応力度は基本ケースの 6 割程度にとどまっている。

側壁の鉄筋の引張ひずみも基本ケースの解析結果を上回っているが，判断基準の許容ひずみを十分に下回り，更に降伏応力  $345\text{N}/\text{mm}^2$  に対して発生応力の最大値は約  $52\text{N}/\text{mm}^2$  にとどまり，弾性限界に対しても十分な余裕がある。

以上より，偏心位置における現実的なデブリの落下様態を想定した S E の影響は基本ケースに代表されるものと考えられる。

## 4. まとめ

偏心位置における現実的なデブリの落下様態を想定した S E の影響を評価



した。その結果、ペデスタル構造健全性評価のすべて判断基準を満足し、ペデスタルに要求される機能が損なわれず、格納容器の健全性は維持されることを確認した。

また、基本ケースとの解析結果の比較を行い、偏心位置での現実的なデブリの落下様態を想定したS Eに対しても、基本ケースの評価は代表性を有していることを確認した。

#### 参考文献

- [1] T. Y. Chu, M. M. Pilch, J. H. Bentz, J. S. Ludwigsen, W-Y Lu and L. L. Humperies, “Lower Head Failure Experiment and Analyses,” NUREG/CR-5582, SAND98-2047, 1999.
- [2] General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.1 Reactor Vessel System, USNRC HRTD, Rev 09/11



第1表 J A S M I N E 解析主要入力条件

No.	入力	値（定義）	備考
1	初期圧力		
2	プール水温		
3	メルトジェット温度		
4	メルト放出速度		
5	メルト放出口径		基本ケースから変更
6	プール水深	1m	
7	粗混合時液滴径		基本ケースから変更
8	トリガリング位置	ペDESTAL中心, 底から0.2m	
9	トリガリングタイミング	メルトジェット先端が 床面に到達した時点	基本ケースから変更

第2表 L S - D Y N A 爆発源仕様

項目	値	備考
流体の運動エネルギー		
最大圧力		

第3表 J A S M I N E 評価結果

項目	評価結果	備考
流体の運動エネルギー	約 1.1MJ	基本ケース約 3.3MJ
最大圧力	約 18MPa	基本ケース約 40MPa



第 4 表 ペデスタル構造健全性評価の評価結果（偏心位置 S E）

機能	評価部位		項目	判断基準	解析結果	評価※1
R P V 支持機能	側壁	コンクリート	変位	変位が増大せず，S E 後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
			圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊（3,000 $\mu$ ）が生じない	圧壊は側壁に生じない	○
			面外せん断	終局面外せん断応力度（上部側壁：3.09N/mm <sup>2</sup> ，下部側壁 2.65N/mm <sup>2</sup> ）を超えない	上部：約 0.52N/mm <sup>2</sup> 下部：約 0.95N/mm <sup>2</sup>	○
		鉄筋	引張ひずみ	許容ひずみ（5,000 $\mu$ ）を超えない	約 249 $\mu$	○
デブリ保持機能	床スラブ	コンクリート	変位	変位が増大せず，S E 後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
			圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊（3,000 $\mu$ ）が生じない	圧壊は床スラブに生じない	○
			面外せん断	終局面外せん断応力度（3.55N/mm <sup>2</sup> ）※2を超えない	約 2.13N/mm <sup>2</sup>	○
		鉄筋	引張ひずみ	許容ひずみ（5,000 $\mu$ ）を超えない	約 101 $\mu$	○

※1：「○」解析結果が判断基準を満足する

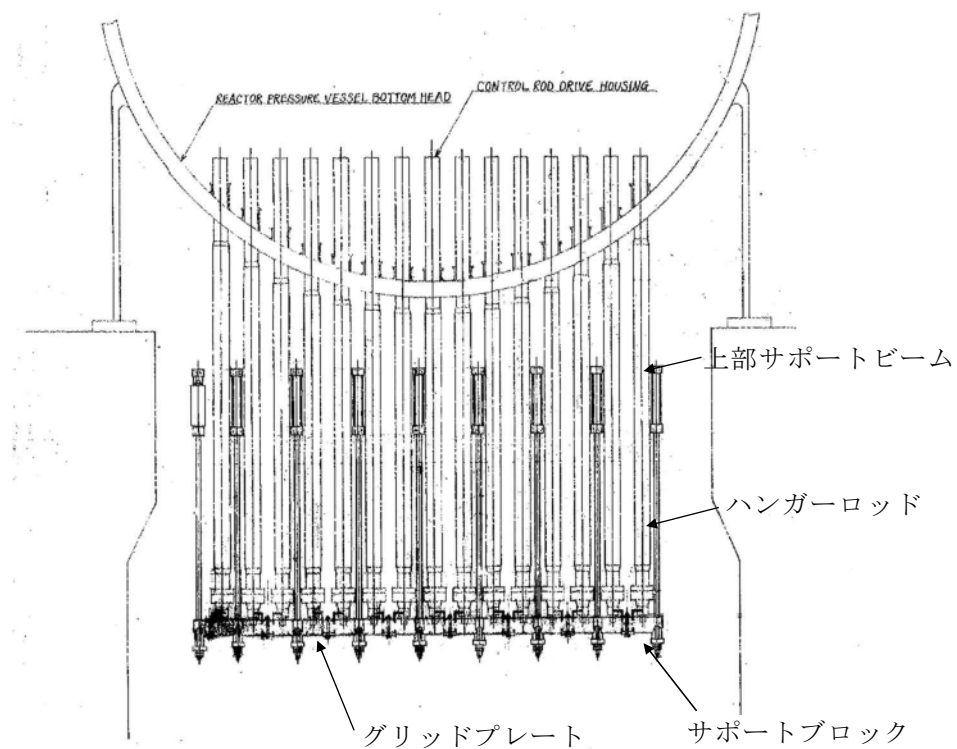
※2：圧縮強度動的増倍率 1.0 にて算定した終局面外せん断応力度



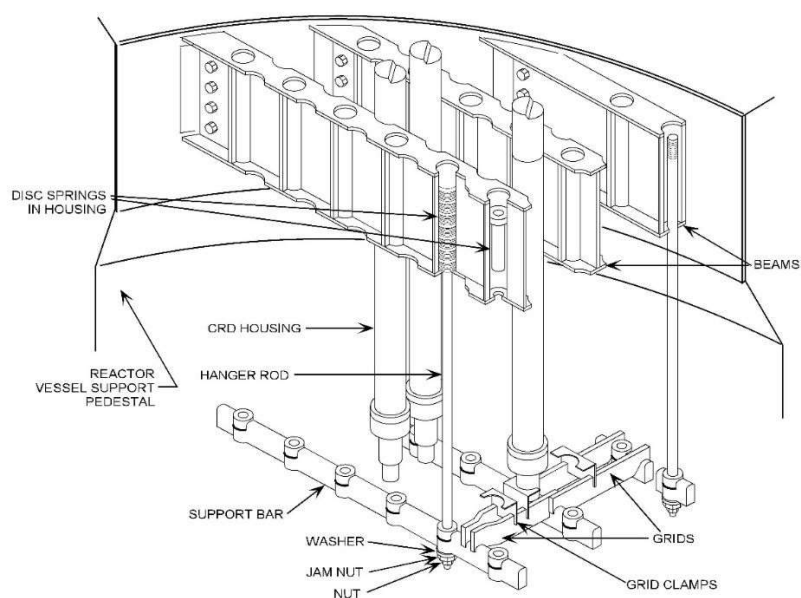
第 5 表 基本ケース解析との比較

機能	評価部位		項目	解析結果		基本ケースに対する 解析結果の比
				本評価 (偏心位置)	基本ケース (中心位置)	
R P V 支持 機能	側 壁	コン ク リ ート	変位	変位は増大しない	変位は増大しない	—
			圧縮ひずみ	圧壊は側壁に生じない	圧壊は側壁に生じない	—
			面外せん断	上部：約 0.52N/mm <sup>2</sup> 下部：約 0.95N/mm <sup>2</sup>	上部：約 0.93N/mm <sup>2</sup> 下部：約 0.77N/mm <sup>2</sup>	上部：約 0.56 下部：約 1.23
		鉄 筋	引張ひずみ	約 249 $\mu$	約 184 $\mu$	約 1.35
デ ブ リ 保 持 機 能	床 ス ラ ブ	コン ク リ ート	変位	変位は増大しない	変位は増大しない	—
			圧縮ひずみ	圧壊は床スラブに生じない	圧壊は床スラブ上面の わずかな範囲にとどまる	(基本ケースに対して 影響範囲が軽微)
			面外せん断	約 2.13N/mm <sup>2</sup>	約 3.70N/mm <sup>2</sup>	約 0.58
		鉄 筋	引張ひずみ	約 101 $\mu$	約 364 $\mu$	約 0.28





第1図 東海第二発電所CRDハウジングサポート構造

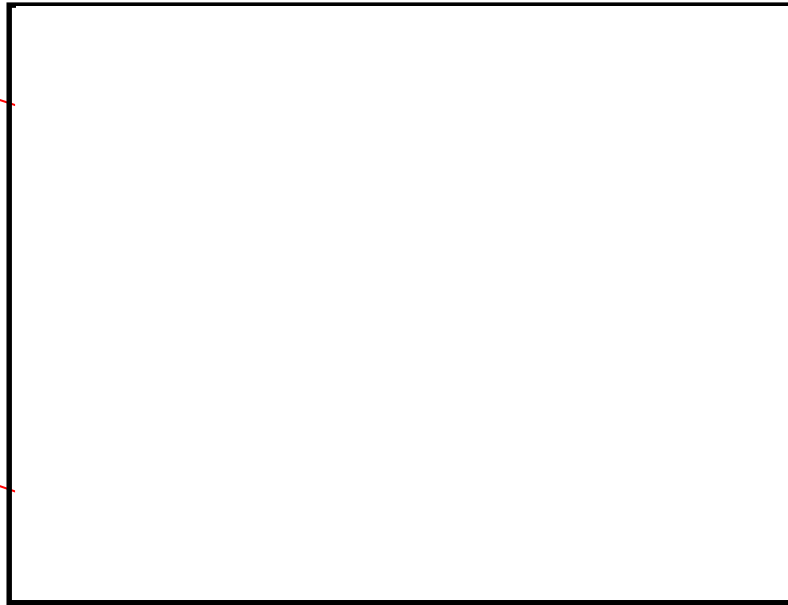


第2図 CRDハウジングサポート構造俯瞰図（参考）<sup>[2]</sup>



CRDハウジング  
サポートブロック

グレーチング



(1) ペデスタル内グレーチング上部より撮影



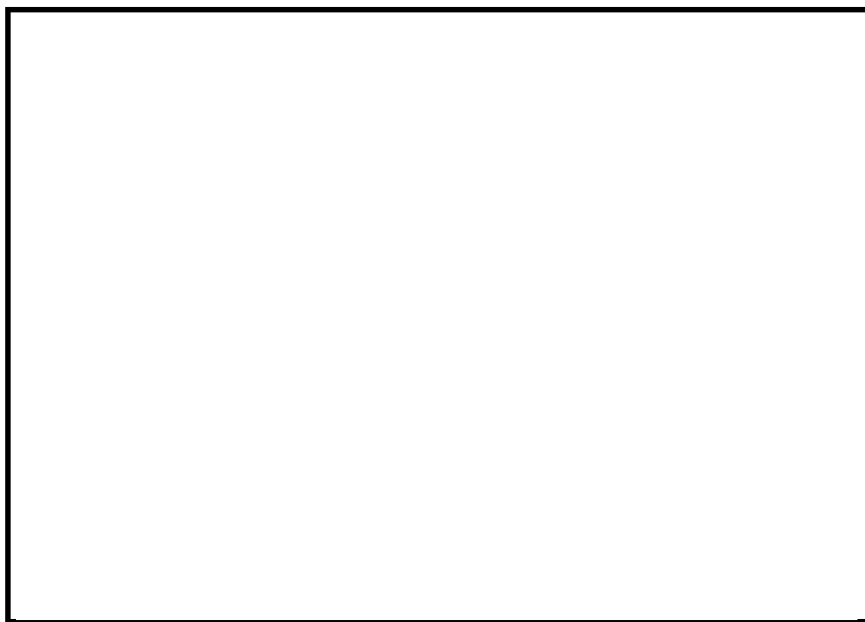
(2) ペデスタル内グレーチング下部より撮影



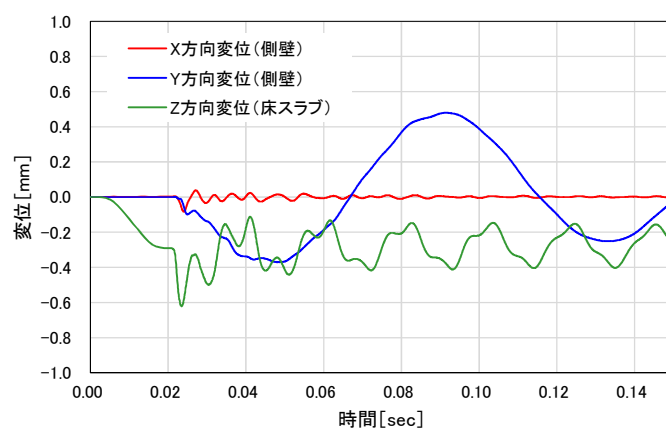
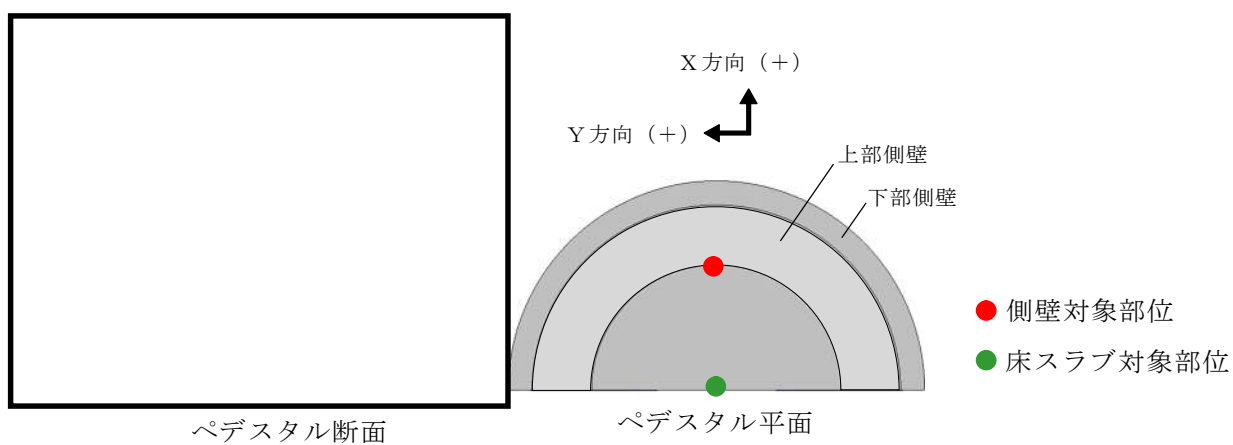
(3) ペデスタル内グレーチング  
上部より撮影（側壁付近）

第 3 図 R P V 下部構造物配置状況



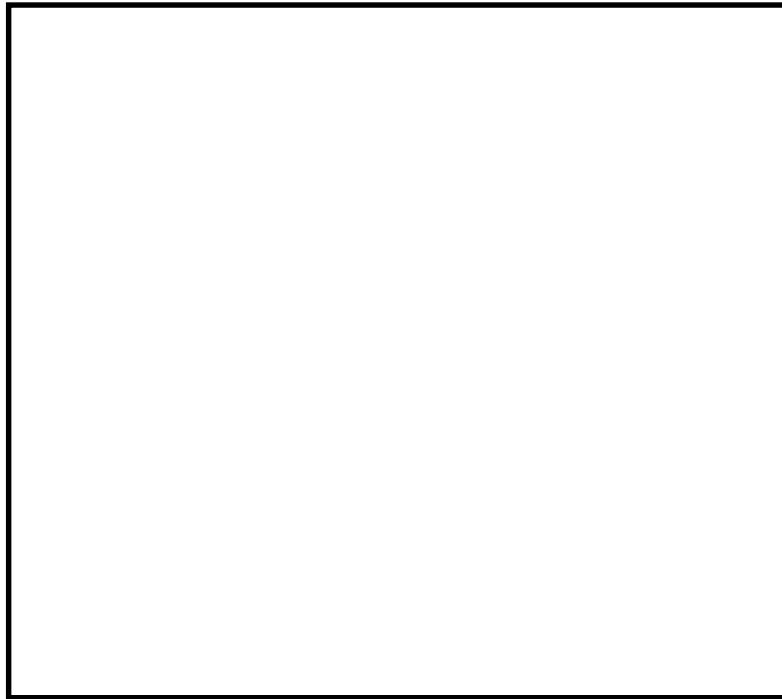


第 4 図 LS-DYNA 解析モデル

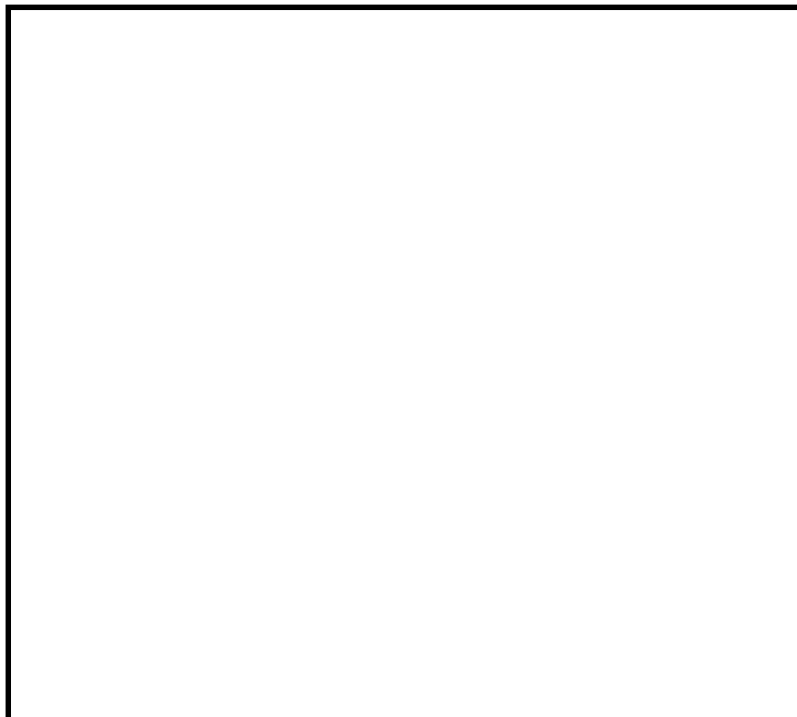


第 5 図 ペデスタル変位の時刻歴



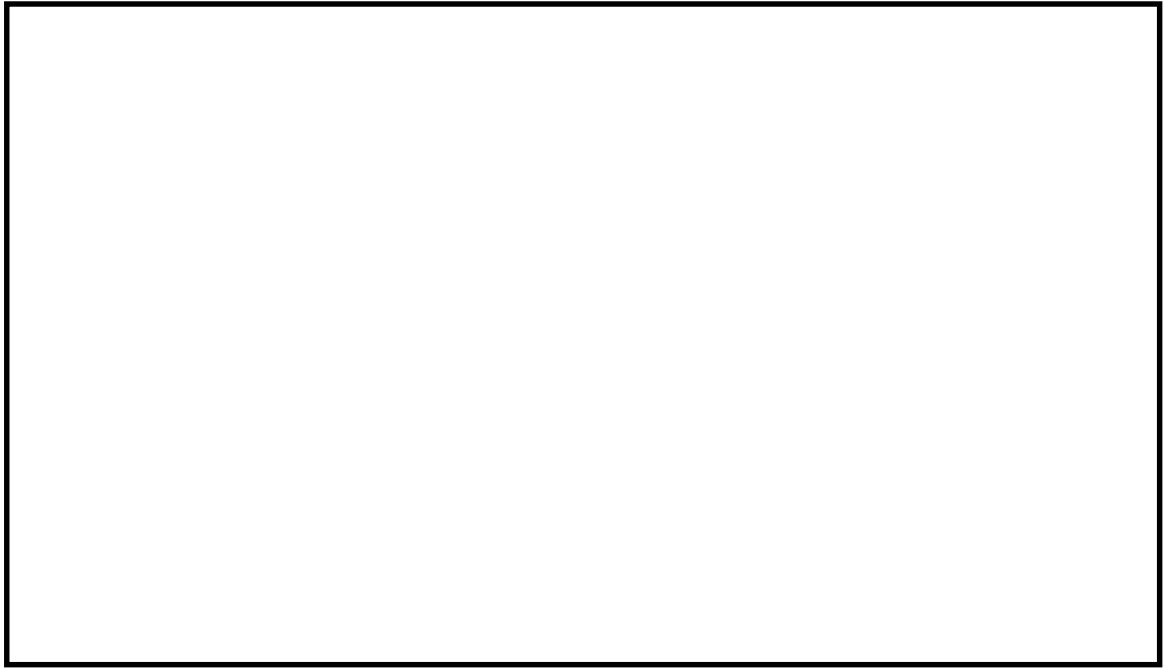


第 6 図 コンクリートの最小主ひずみ（圧縮ひずみ）分布



第 7 図 鉄筋の軸ひずみ分布





第 8 図 コンクリート面外せん断応力度



## 23 格納容器ベント時に使用するベントラインによるCs-137の放出量の差の要因等について

「東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価」の添付資料3.1.3.4において、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時に代替循環冷却系を使用できない場合における格納容器圧力逃がし装置からのCs-137の放出量について検討を行っており、サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の放出量は約 $1.2 \times 10^{-4}$  TBq（7日間）、ドライウエルのラインを経由した場合の放出量は約3.7 TBq（7日間）と評価している。また、評価に当たっては、格納容器圧力逃がし装置の除去効果（DF）を1,000としている。

ここでは、経由するベントラインによる放出量の差（約30,800倍＝約3.7 TBq／約 $1.2 \times 10^{-4}$  TBq）の要因及び格納容器圧力逃がし装置の除去効果（DF）として1,000を使用することについての妥当性について検討を行った。

### 1. 経由するベントラインによる放出量の差について

ドライウエルのラインを経由した場合（以下「D／Wベント時」という。）とサプレッション・チェンバのラインを経由した場合（以下「W／Wベント時」という。）とでは、格納容器ベント実施後の原子炉圧力容器及び格納容器内の温度、圧力等が異なるため、格納容器ベント後のCs-137の振る舞いも異なるものとなる。このため、Cs-137の環境中への放出量の差（約30,800倍）はサプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果の違いだけに起因するものではなく、「約30,800」を直接サプレッション・プールでの除去効果（DF）と見なすことはできないと考えられる。

Cs-137の環境中への放出量の差を生む要因として、サプレッション・プールでの除去効果の違い以外では、例えば原子炉圧力容器から格納容器への



セシウムの放出量の違いが挙げられる。

D/Wベント時はW/Wベント時よりも水頭圧分だけ炉圧が低くなるため、炉内ガスの比熱容量が小さくなり、炉内ガスが温度上昇しやすくなる<sup>※1</sup>。炉内ガス温度が高いと、構造材に沈着したセシウムが気相部に移行しやすくなるため、格納容器への放出が多くなる<sup>※2</sup>。このことが、D/Wベント時のCs-137の放出量の評価結果を増加させている一因になっていると考えられる。

※1 格納容器ベント実施後においては、原子炉圧力容器のトップヘッドフランジは、D/Wベント時の方がW/Wベント時に比べ最大で30℃程度高くなっている。

※2 大破断LOCA時には、炉内内蔵量の約37%のCsが原子炉圧力容器から格納容器に放出されると評価しているが、D/Wベント時の方が炉内内蔵量の約0.7%多く放出されると評価している。

## 2. 使用する格納容器圧力逃がし装置の除去効果（DF）について

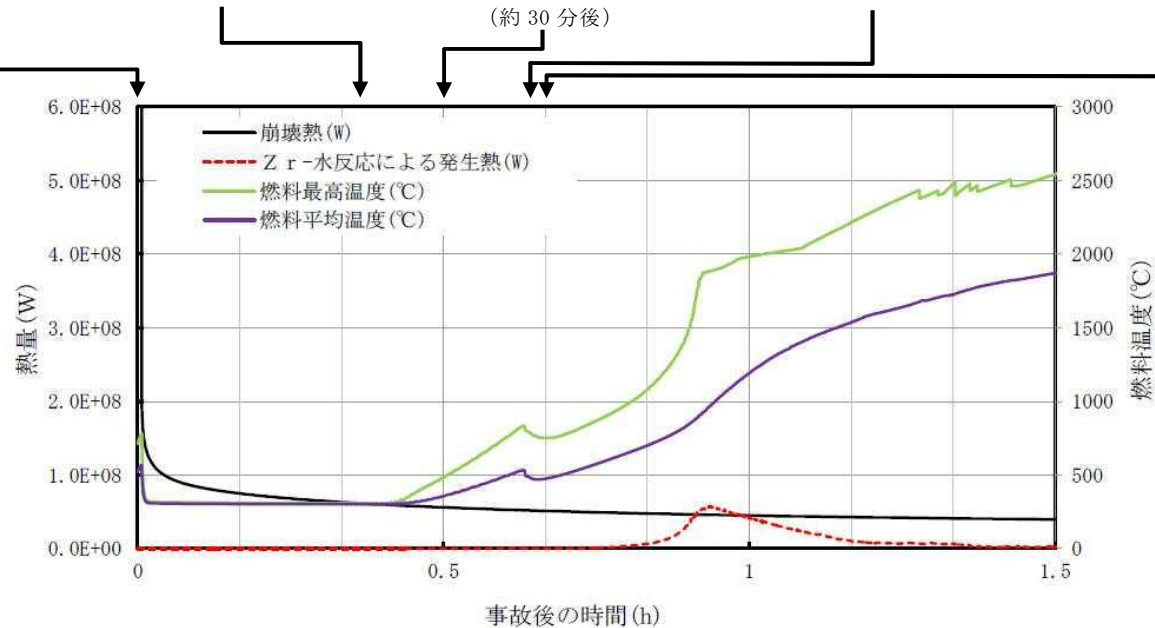
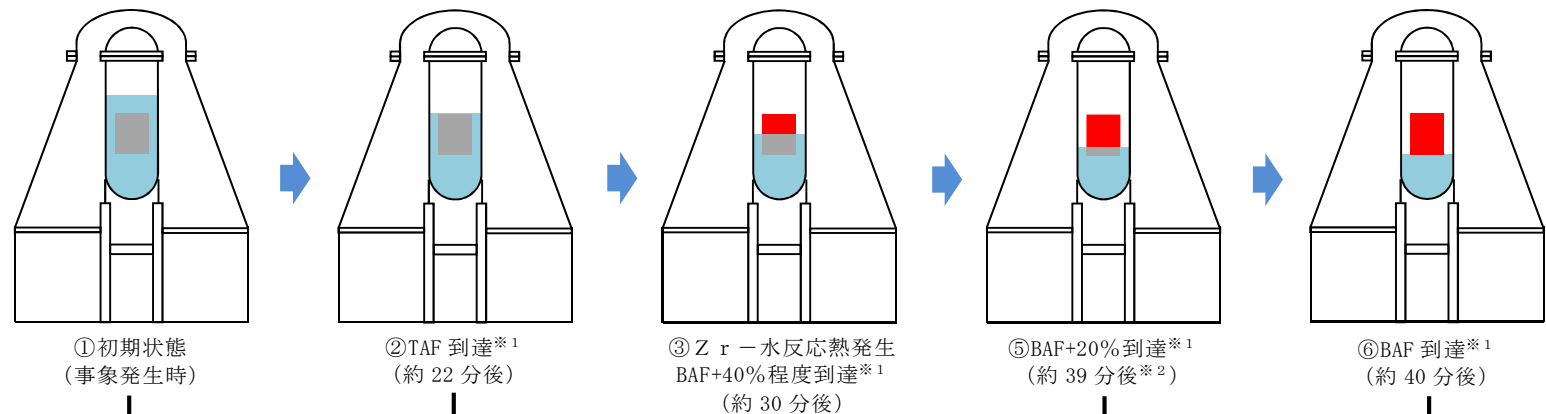
エアロゾル粒子に対する格納容器圧力逃がし装置の除去効果については、性能検証試験（JAVA試験）により、格納容器ベント実施中に想定される運転範囲において、DF1,000以上を満足することを確認している。

なお、格納容器圧力逃がし装置はベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組み合わせでDF1,000を確保できる設計としている。（「東海第二発電所 重大事故等対処設備について 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】の補足12を参照）



24 ジルコニウム（Zr）－水反応時の炉心損傷状態について

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における崩壊熱，Zr－水反応による発生熱，燃料温度及び炉心損傷状態の概念図を示す。



※1 原子炉水位はシュラウド内水位を示す  
※2 原子炉水位計で計測するシュラウド外水位は、約38分でBAF+20%に到達



## 25 残留熱除去系レグシールライン弁の閉止操作について

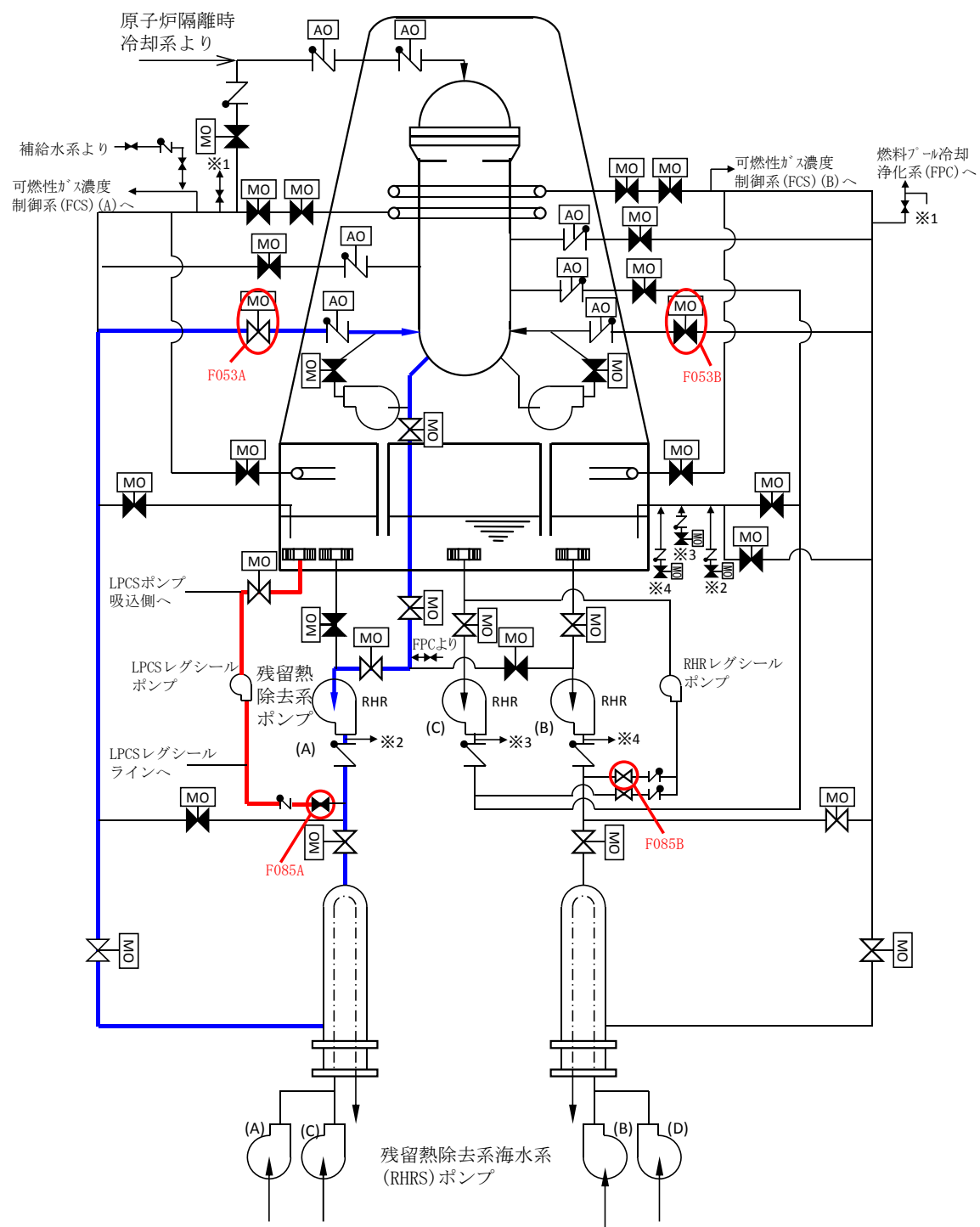
非常用炉心冷却系は，ポンプ起動時の水撃作用又は水撃力による配管破損を防止することを目的としてレグシールポンプにより系統を加圧した状態で待機している。

残留熱除去系を加圧している低圧炉心スプレイ系レグシールポンプ及び残留熱除去系レグシールポンプはサブプレッション・プールを水源としているため，残留熱除去系ポンプ起動前の系統構成として残留熱除去系停止時冷却注入弁（F053A／B）を開とした場合，サブプレッション・プール水がレグシールラインを介して原子炉へ流入し，原子炉水位が上昇するおそれがある。

このため，残留熱除去系ポンプを残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として起動する際は，残留熱除去系レグシールライン弁（F085A／B）を閉状態，残留熱除去系停止時冷却注入弁（F053A／B）を開状態とし，その後残留熱除去系ポンプを起動する手順としている（第1図）。

なお，運転停止中の有効性評価（崩壊熱除去機能喪失）における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の起動操作時間には，残留熱除去系レグシールライン弁の閉操作時間を考慮している。





第 1 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の概略図