

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE717 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

## 泊発電所3号炉

### 重大事故等対策の有効性評価

令和3年10月  
北海道電力株式会社

## 目 次

- 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
  - 6.1 概要
  - 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
  - 6.3 評価にあたって考慮する事項
  - 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
  - 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
  - 6.6 解析の実施方針
  - 6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
  - 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
  - 6.9 参考文献
  
- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
  - 7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
    - 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
    - 7.1.2 全交流動力電源喪失
    - 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
    - 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
    - 7.1.5 原子炉停止機能喪失
    - 7.1.6 ECCS注水機能喪失
    - 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
    - 7.1.8 格納容器バイパス
  
  - 7.2 重大事故
    - 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
    - 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
    - 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
    - 7.2.4 水素燃焼
    - 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
  
  - 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
    - 7.3.1 想定事故1
    - 7.3.2 想定事故2
  
  - 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 7.4.2 全交流動力電源喪失
- 7.4.3 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4 反応度の誤投入

#### 7.5 必要な要員及び資源の評価

- 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

#### 付録

- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について（後日提出）
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価



## 7.1.7 ECCS再循環機能喪失

### 7.1.7.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において，炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」，「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」である。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」では，原子炉の出力運転中に，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し，燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に，格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環機能が喪失する。このため，緩和措置がとられない場合には，1次系保有水量が減少することで炉心の冷却能力が低下し，炉心損傷に至る。

したがって，本事故シーケンスグループでは，継続して炉心注水を行うことにより，炉心損傷を防止する。長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

#### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」における機能



喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ再循環を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.7.1図に、対応手順の概要を第 7.1.7.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.7.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.7.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計 9 名である。具体的には、初動に必要な要員として、中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長(当直)及び副長の 2 名、運転員 4 名である。関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が 3 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.7.3図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、9 名で対処可能である。

#### a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

#### b. 安全注入シーケンス作動状況の確認

「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発

信し，安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は，高圧注入流量等である。

c. 蓄圧注入系動作の確認

1次冷却材圧力の低下に伴い，蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は，1次冷却材圧力（広域）である。

d. 格納容器スプレイ作動状況の確認

「C/Vスプレイ作動」警報により原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信し，格納容器スプレイが作動していることを確認する。

格納容器スプレイ作動状況の確認に必要な計装設備は，原子炉格納容器圧力等である。

e. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器圧力・水位の低下，原子炉格納容器圧力・温度の上昇，格納容器サンプル・格納容器再循環サンプル水位の上昇及び格納容器内エリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は，加圧器水位等である。

f. 再循環運転への切替

燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示71%以上を確認し，再循環運転へ切替え，再循環運転へ移行する。



再循環運転への切替に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

g. 再循環運転への切替失敗の判断

高圧・低圧再循環弁等の動作不調により再循環運転への切替失敗と判断する。

再循環運転への切替失敗の判断に必要な計装設備は、高圧注入は高圧注入流量等であり、低圧注入は低圧注入流量等である。

h. 再循環運転への切替失敗時の対応

再循環運転への切替失敗時の対応操作として、再循環機能回復操作、代替再循環運転の準備、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び燃料取替用水ピットの補給操作を行う。

再循環運転への切替失敗時の対応に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

i. 代替再循環運転による炉心冷却

代替再循環運転の準備が完了すれば、B－格納容器スプレイポンプによる代替再循環配管（B－格納容器スプレイポンプ出口～B－余熱除去ポンプ出口タイライン）を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。

代替再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。

長期対策として、代替再循環運転による炉心冷却を継続的に行う。

（添付資料7.1.7.1）



## j. 原子炉格納容器の健全性維持

長期対策として、A-格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転により原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。

原子炉格納容器の健全性維持に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

### 7.1.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、ECCS再循環切替までの時間が短いことで、ECCS再循環切替が失敗する時点での炉心崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の操作時間余裕の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」である。

(添付資料7.1.7.2)

本事故シーケンスグループにおける中破断LOCA又は小破断LOCAを起因とする事故の炉心損傷防止対策として、2次系強制冷却により1次系を減圧させた後、低圧再循環により長期の炉心冷却を確保する手段があるが、この対策の有効性については、「7.1.6 ECCS注水機能喪失」において確認している。さらに、その手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプによる代替再循環に期待できる。したがって、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の対策を評価することで、

中破断LOCA又は小破断LOCAを起因とする事故を包絡することができる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流，並びに1次冷却系における気液分離・対向流及びECCS強制注入が重要現象となる。よって，これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードMAAPにより1次冷却材圧力，燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

なお，MAAPについては，事象初期の炉心水位，燃料被覆管温度及び原子炉格納容器雰囲気温度の適用性が低いことから，設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。また，事象初期の原子炉格納容器圧力については，1次冷却系を多数のノードに区分し，質量，運動量及びエネルギー保存則を解くことで，事象初期のプロードダウン期間及びリフィル／再冠水期間をより詳細に評価している設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

(添付資料7.1.4.3)

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，要員の配置による他の操作に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

また，MAAPの炉心水位の予測の不確かさに関し，「7.1.7.3(3)感度解析」において，MAAPとプラント過渡解析コードM-RELAP5との比較による評価を実施する。



## (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.1.7.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料 7.1.7.3)

### a. 事故条件

#### (a) 起回事象

起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.70m（27.5インチ））の完全両端破断とする。

#### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

ECCS再循環機能が喪失するものとする。

#### (c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、ECCS再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

#### (d) 再循環切替

再循環切替は、燃料取替用水ピット水位16.5%到達時にECCS再循環切替に失敗し、その30分後に代替再循環に成功するものとする。



b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 非常用炉心冷却設備作動信号

非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとする。また、11.36MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。

(b) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器スプレイ作動信号は「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.136MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(c) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は、再循環切替前は高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ2台作動し、再循環切替時点でECCS再循環機能が喪失するものとする。また、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（高圧注入特性（設計値：0 m<sup>3</sup>/h～約350m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約15.7MPa[gage]），低圧注入特性（設計値：0 m<sup>3</sup>/h～約1,820m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約1.3MPa[gage]））で炉心へ注水するものとする。

最大注入特性とすることにより、燃料取替用水ピットの水位低下が早くなる。このため、ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

(d) 格納容器スプレイポンプ

再循環切替前は、格納容器スプレイとして格納容器スプ

レイポンプ 2 台を最大流量で使用するものとする。再循環切替後は，1 台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し，もう 1 台を格納容器スプレイとして最大流量で使用するものとする。

最大流量とすることにより，燃料取替用水ピットの水位低下が早くなる。このため，ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり，炉心水位の低下が早く，格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

(e) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し，解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計  $150\text{m}^3/\text{h}$  の流量で注水するものとする。

(f) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については，炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また，初期保有水量については，炉心への注水量を少なくするために最小保有水量とする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

$29.0\text{m}^3$ （1 基当たり）

(g) 代替再循環

格納容器スプレイポンプ 1 台作動による代替再循環時の



炉心への注水流量は、ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る流量として、 $200\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 格納容器スプレイポンプによる代替再循環は、現場及び中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、ECCS再循環切替失敗から30分後に開始するものとする。なお、運用上は「7.1.7.3(3) 感度解析」に示すとおり、MAAPの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分後までに開始する。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.7.2図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第7.1.7.4図から第7.1.7.11図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.1.7.12図から第7.1.7.15図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリ



ップ限界値に到達し，原子炉は自動停止するとともに，「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後，非常用炉心冷却設備が作動する。このため，炉心は一時的に露出するが，炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水ピット水位が低下し，事象発生の約19分後に格納容器再循環サンプル側への水源切替を行うが，ECCS再循環への切替に失敗することで原子炉容器内水位は低下する。しかし，ECCS再循環切替失敗の30分後に，格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環による炉心への注水を実施することで炉心水位は回復する。

(添付資料7.1.7.4)

#### b. 評価項目等

燃料被覆管温度は破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが，第 7.1.7.11図に示すとおり，非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は，設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており，この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,044℃であり，燃料被覆管の酸化量は約4.6%である。このため，本事象においても燃料被覆管最高温度1,200℃，燃料被覆管の酸化量15%以下である。

1次冷却材圧力は，第 7.1.7.4図に示すとおり，初期値（約15.6MPa[gage]）以下となる。このため，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり，最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 7.1.7.14図及び第 7.1.7.15図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.241MPa [gage] 及び約 124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.283MPa [gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第 7.1.7.13図に示すように、格納容器再循環サンプル水温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約 4.9 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

（添付資料 7.1.7.5）

### 7.1.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本重要事故シーケンスは、運転員等操作である格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作により炉心を冷却することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、ECCS再循環切替失敗の 30 分後を起点とする格納容器スプレイポンプによる代替



再循環とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデル、並びに1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルの不確かさについては、「(3) 感度解析」にて評価している。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデル、並びに1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルの不確かさについては、「(3) 感度解析」にて評価している。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第 7.1.7.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，原則，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中



で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破断口径に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、炉心注水流量が多くなることで、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、事象発生後の1次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力に支配され、崩壊熱の変動による炉心注水流量への影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、炉心注水流量が減少する。このため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなるため、その後には生じるECCS再循環切替失敗を起点とする格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の開始が遅くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率が低下し、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。このた

め、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

##### (a) 要員の配置による他の操作に与える影響

格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転は、第7.1.7.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

##### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転は、解析上の開始時間と運用として実際に見込まれる開始時間の差異により操作時間が早くなる場合、代替再循環開始時の炉心崩壊熱は高くなるため1次系保有水の低下が早まるが、代替再循環運転により1次系保有水量は回復することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、破断口径の不確かさにより、破断口からの1次冷却材の流出量が少なくなるとともに、燃料取替用水ピットの水位低下が遅くなるため、再循環切替水位への到達が遅くなり、ECCS再循環切替失敗時点における炉心崩壊熱が小さくなる。このため、1次系保有水量の減少が抑制されること



から、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流，並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(3) 感度解析」にて評価しており，評価項目に与える影響は小さい。

### (3) 感度解析

MAAPにおける重要現象の不確かさのうち，炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流，並びに1次冷却系における気液分離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため，本重要事故シーケンスにおいてM-RELAP5による感度解析を実施した。

その結果，第 7.1.7.16図に示すとおり，MAAPはM-RELAP5より約15分炉心露出を遅めに予測する傾向を確認した。また，M-RELAP5によりECCS再循環切替失敗から15分後に実施した場合の感度解析を実施した。その結果，第 7.1.7.17図に示すとおり，ECCS再循環切替失敗後において，炉心は露出せず，燃料被覆管温度は上昇しない結果となった。よって，本重要事故シーケンスにおいては，炉心露出の予測に対する不確かさとして，15分を考慮するものとする。なお，同評価では，MAAPによって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが，両コードの計算結果から得られる原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかであることから，M-RELAP5の炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

MAAPにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流，並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、炉心露出を約15分遅く評価する可能性があることから、実際の炉心露出に対する余裕が小さくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる。これを踏まえて、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。このため、炉心露出することはなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### (4) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内で操作時間余裕を評価する。

格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被覆管温度評価の観点から、運用上実際に見込まれる操作開始時間であるECCS再循環切替失敗から15分後に実施する格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作に対して、開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.7.18図及び第7.1.7.19図に示すとおり、燃料被覆管温度は1,200℃に対して十分余裕があることを確認した。よって、ECCS再循環切替失敗から約20分の操作時間余裕があることを確認した。



#### (5) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。感度解析結果から，MAAPの炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮することとし，運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果，解析コード及び解析条件の不確かさ，並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても，運転員等による格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

この他，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また，要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料7.1.7.6, 7.1.7.7, 7.1.7.8)

#### 7.1.7.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において，重大事故等対策に必要な初動の要員は，「7.1.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり9名である。したがって「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す発電所災害対策要員33名で対処可能である。

## (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

### a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後（約19分後）に低圧及び高圧再循環運転に切替失敗するが、その後、2系列の格納容器スプレイ再循環運転切替成功を確認した後、B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切替える（約49分後）。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、代替再循環（炉心冷却）運転を継続する。

燃料取替用水ピット（1,700m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後（約19分後）にA-格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転に切替え、以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。

以上より、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の対応である。

### b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失



してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kLの軽油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な軽油はこれらを合計して約534.5kLとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kL）にて供給可能である。

#### c. 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

#### 7.1.7.5 結論

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」では、燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に、格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環運転ができなくなることで、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策及び長期対

策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実施することにより、ECCS再循環切替失敗後に炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力並びに原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。感度解析結果より、MAAPの炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮し、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

発電所災害対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源について、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、格納容器スプレイポンプによる代替再循環等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対して有



効である。

第 7.1.7.1 表 「ECCS 再循環機能喪失」における重大事故等対策について（1 / 2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</li> <li>非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</li> </ul>	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 安全注入シーケンス作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</li> </ul>	燃料取替用水ピット 余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ	-	高圧注入流量 低圧注入流量 燃料取替用水ピット水位 1次冷却材圧力（広域）
c. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</li> </ul>	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力（広域）
d. 格納容器スプレイ作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>「C/Vスプレイ作動」警報により原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信し、格納容器スプレイが作動していることを確認する。</li> </ul>	燃料取替用水ピット 格納容器スプレイポンプ	-	原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）
e. 1次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器圧力・水位の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇及び格納容器内エリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。</li> </ul>	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力（広域） 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
f. 再循環運転への切替	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上を確認し、再循環運転へ切替え、再循環運転へ移行する。</li> </ul>	燃料取替用水ピット 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器スプレイポンプ	-	燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域-高温側） 1次冷却材温度（広域-低温側） 1次冷却材圧力（広域） 高圧注入流量 低圧注入流量 B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備



第 7.1.7.1表 「ECCS再循環機能喪失」における重大事故等対策について（2 / 2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
g. 再循環運転への切替失敗の判断	・高圧・低圧再循環弁等の動作不調により、再循環運転への切替失敗と判断する。	-	-	高圧注入流量 低圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
h. 再循環運転への切替失敗時の対応	・再循環運転への切替失敗時の対応操作として、再循環機能回復操作、代替再循環運転の準備、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び燃料取替用水ピットの補給操作を行う。	【主蒸気逃がし弁】 【タービン動補助給水ポンプ】 【電動補助給水ポンプ】 【蒸気発生器】 【補助給水ピット】 【燃料取替用水ピット】	-	1次冷却材温度（広域-高温側） 1次冷却材温度（広域-低温側） 1次冷却材圧力（広域） 加圧器水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器水位（狭域） 補助給水ピット水位 燃料取替用水ピット水位
i. 代替再循環運転による炉心冷却	・代替再循環運転の準備が完了すれば、B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環配管（B-格納容器スプレイポンプ出口～B-余熱除去ポンプ出口タイライン）を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。 ・長期対策として、代替再循環運転による炉心冷却を継続的に行う。	B-格納容器スプレイポンプ B-格納容器スプレイ冷却器 B-格納容器再循環サンプ B-格納容器再循環サンプスクリーン	-	格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域-高温側） 1次冷却材温度（広域-低温側） 1次冷却材圧力（広域） B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） 加圧器水位
j. 原子炉格納容器の健全性維持	・長期対策として、A-格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転により原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。	A-格納容器スプレイポンプ A-格納容器スプレイ冷却器 A-格納容器再循環サンプ A-格納容器再循環サンプスクリーン	-	格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.7.2 表 「ECCS 再循環機能喪失」の主要解析条件  
 (大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達，沸騰・ボイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり，1次冷却材の蒸発量が大きくなることから，炉心水位を確保しにくく，燃料被覆管温度が高くなり厳しい設定。
	1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと，ECCS 注水流量が少なくなるとともに，蓄圧注入のタイミングも遅くなることから，炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2℃	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと，ECCS 注水流量が少なくなるとともに，蓄圧注入のタイミングも遅くなることから，炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため，燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また，使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：完全両端破断	破断位置は，炉心冠水遅れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし，原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は，1次冷却材配管（約0.70m (27.5インチ)）の完全両端破断として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	ECCS 再循環機能喪失	ECCS再循環機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合，非常用炉心冷却設備の作動が早くなり，再循環切替失敗の時期が早くなる。このため，再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり，炉心水位の低下が早く，代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。
	再循環切替	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%) 到達時に ECCS 再循環に失敗	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。 燃料取替用水ピット水量については設計値に基づき小さい値を設定。



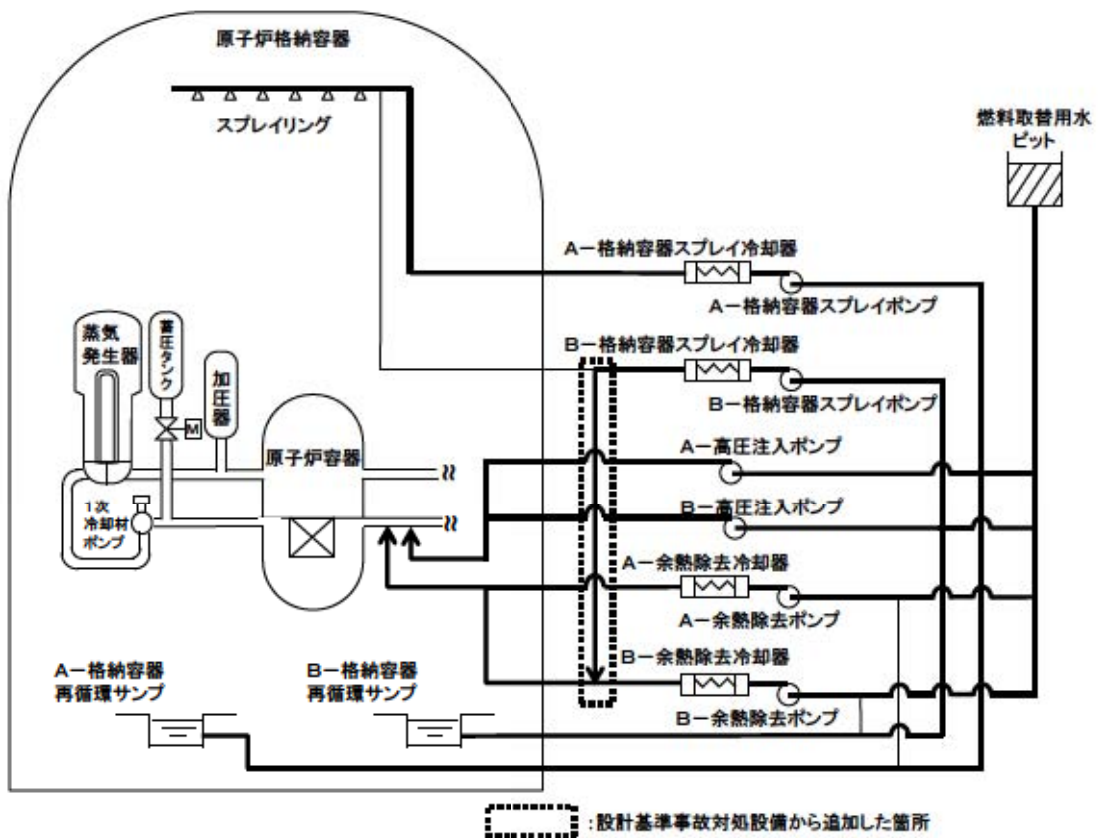
第 7.1.7.2 表 「ECCS 再循環機能喪失」の主要解析条件  
 (大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故) (2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa [gage]) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa [gage]) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。
原子炉格納容器スプレイ 作動信号	原子炉格納容器圧力異常高 (0.136MPa [gage]) (応答時間 0 秒)	原子炉格納容器スプレイ作動限界値を設定。 原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。
高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2 台) (0 m <sup>3</sup> /h ~ 約 350 m <sup>3</sup> /h, 0 MPa [gage] ~ 約 15.7 MPa [gage])	高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。 再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を設定。
余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) (0 m <sup>3</sup> /h ~ 約 1,820 m <sup>3</sup> /h, 0 MPa [gage] ~ 約 1.3 MPa [gage])	炉心への注水量が多いと水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
格納容器スプレイポンプ	最大流量 (注入時：2 台) (再循環時：1 台)	再循環切替時間が早くなるように、設計値に余裕を考慮した最大流量として設定。 原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値 到達の 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	150 m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー流量除く) を想定) に 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第 7.1.7.2 表 「ECCS 再循環機能喪失」の主要解析条件  
 (大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故) (3 / 3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の保有水量を設定。
	代替再循環流量	200m <sup>3</sup> /h	再循環切替時間約19分時点での崩壊熱に相当する蒸発量(約112m <sup>3</sup> /h)を上回る流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	代替再循環開始	再循環切替失敗の30分後 (この間は注水がないと仮定)	運転員等操作時間として、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の現場での系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、代替再循環の開始操作に30分を想定して設定。なお、運用上はMAAPの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分後までに開始する。





第 7.1.7.1 図「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図

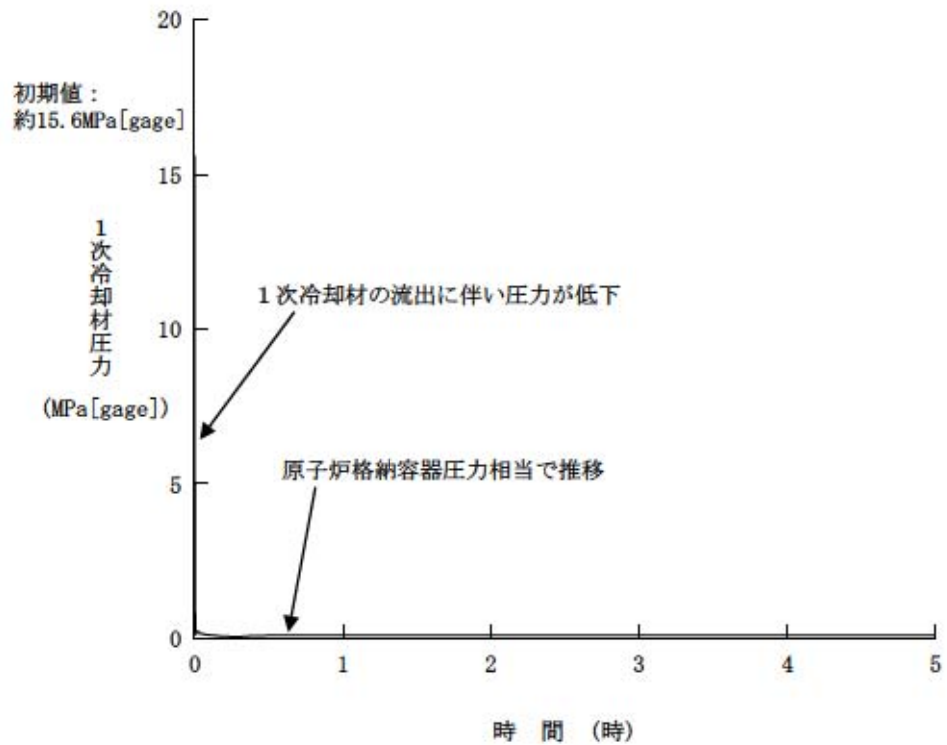




必要な要員と作業項目			経過時間(分)											備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は始作業後移動して来た要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	
	運転員(当直)	●通知操作指導												
	副操	●通知操作指導補佐												
状況判断	運転員a, b	●原子炉トリップ/タービントリップ確認 ●安全投入自動作動確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●蓄圧・低圧・高圧圧入及び格納容器スプレイ自動作動を確認 ●補助給水のポンプ駆動確認、補助給水装置確立の確認 ●1次冷却水の漏れの有無判断 (中央制御室確認)				10分								
再循環切替操作・復旧操作 (復旧操作は解析上考慮せず)	運転員a	●再循環切替操作 ●格納容器スプレイ再循環成功確認 ●高圧及び低圧再循環機能喪失確認 ●高圧及び低圧再循環機能回復操作 (中央制御室操作)						5分						
	運転員c	●高圧再循環機能回復操作 ●低圧再循環機能回復操作 (現場操作)							10分					
二次系強制冷却操作 (解析上考慮せず)	運転員b	●主蒸気送出し弁開放操作 (中央制御室操作)												
格納容器スプレイポンプによる代 替再循環操作	運転員d	●代替再循環ライン手動弁開操作 (現場操作)												
	運転員a	●日一格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作 (中央制御室操作)												
燃料取替用ボルト補給操作 (解析上考慮せず)	運転員c	●燃料取替用ボルト補給ラインアップ操作 (現場操作)												
	運転員b	●燃料取替用ボルト補給操作 (中央制御室操作)												

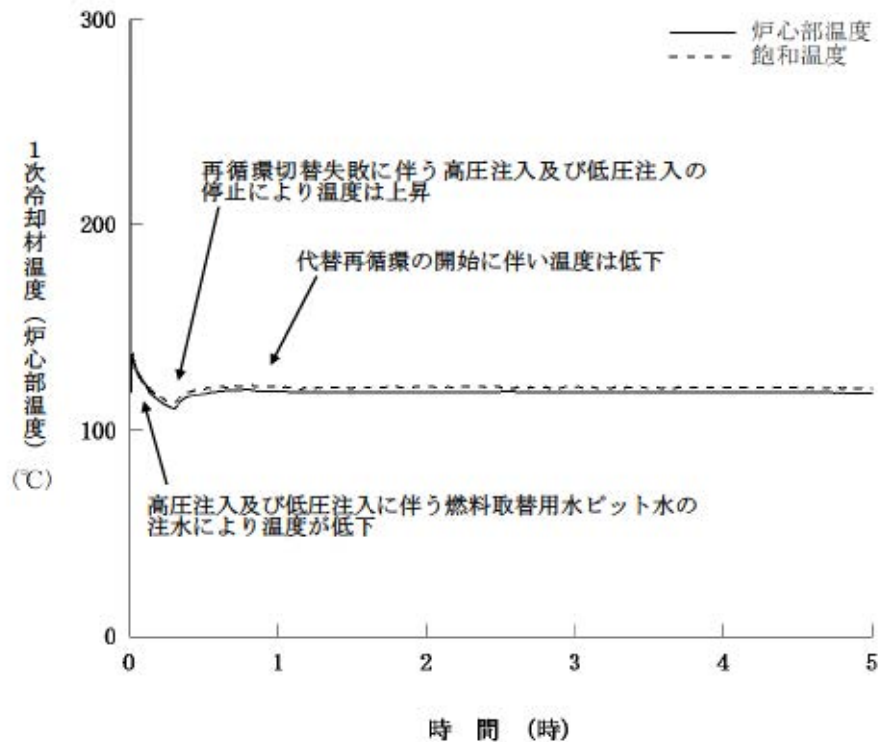
\*上記要員に加え、災害対策本要員3名にて関係各所に連絡連絡を行う。  
 -機内直通経路による連絡連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。  
 -各設定時間は操作条件、操作条件並びに実際の風景移動を含む作業時間を考慮した上で解析上の設定として設定したものであり、運転員は手順書に記した操作条件を満たせば順次操作を実施する。  
 また、運転員が解析上設定した操作条件時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機能については想定時間より算出)

第 7.1.7.3 図 「ECCS 再循環機能喪失」の作業と所要時間  
 (大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故)



第 7.1.7.4 図 1次冷却材圧力の推移\*

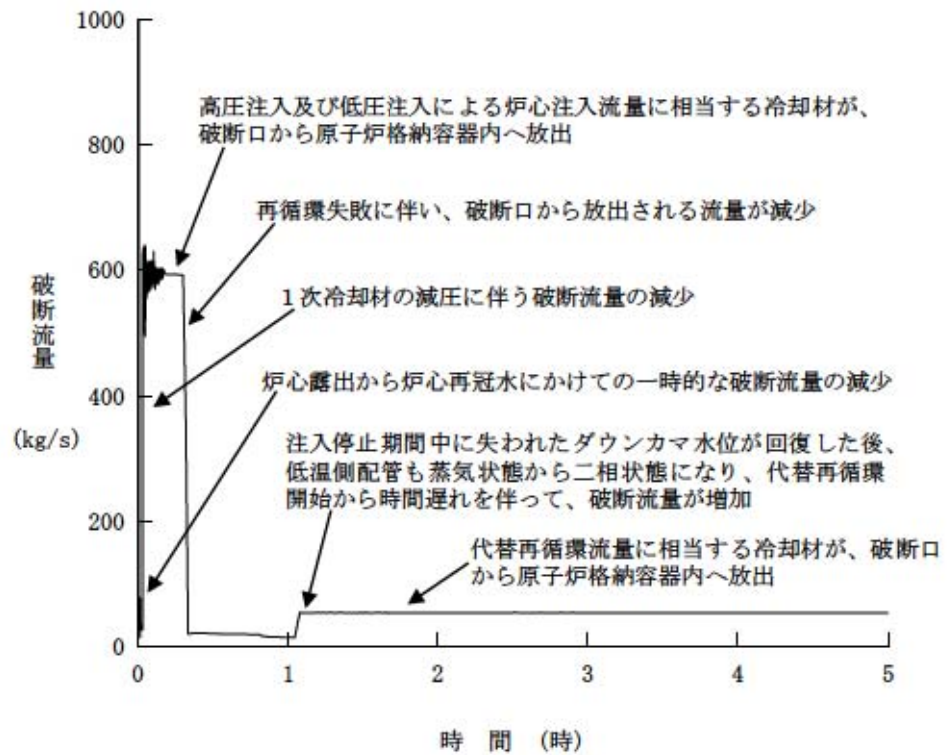
※: 事象初期の応答については, 添付資料 7.1.7.9 参照



第 7.1.7.5 図 1次冷却材温度 (炉心部温度) の推移\*

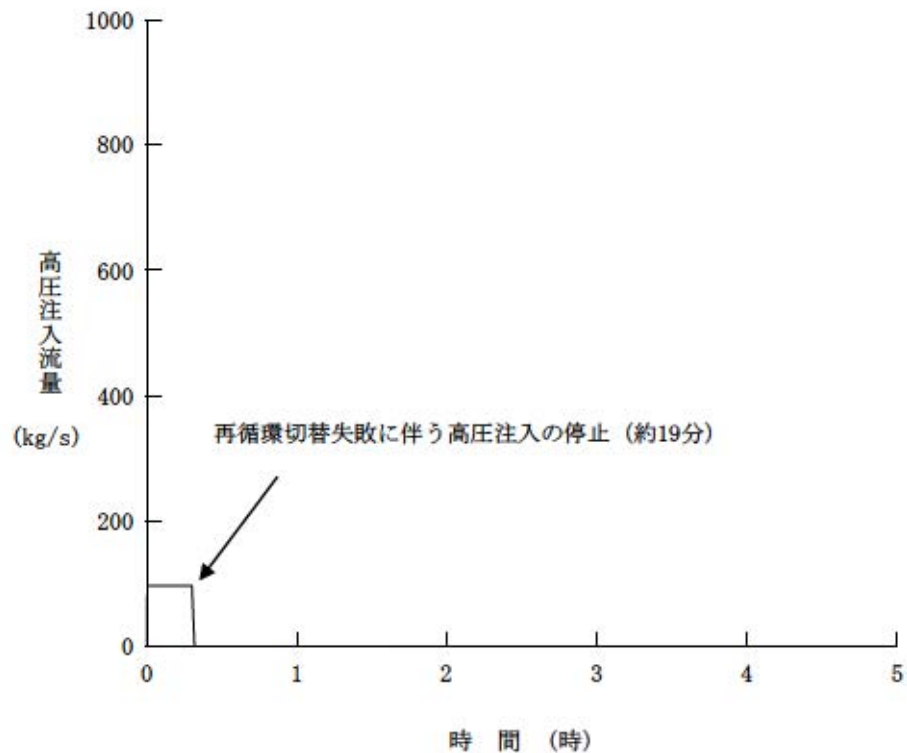
※: 事象初期の応答については, 添付資料 7.1.7.9 参照



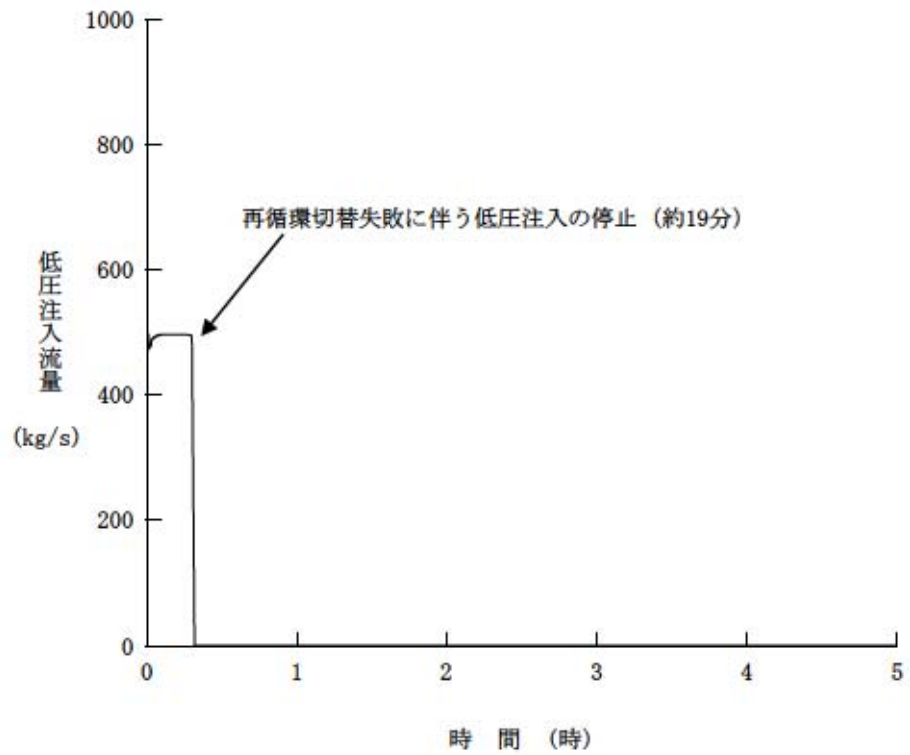


第 7.1.7.6 図 破断流量の推移\*

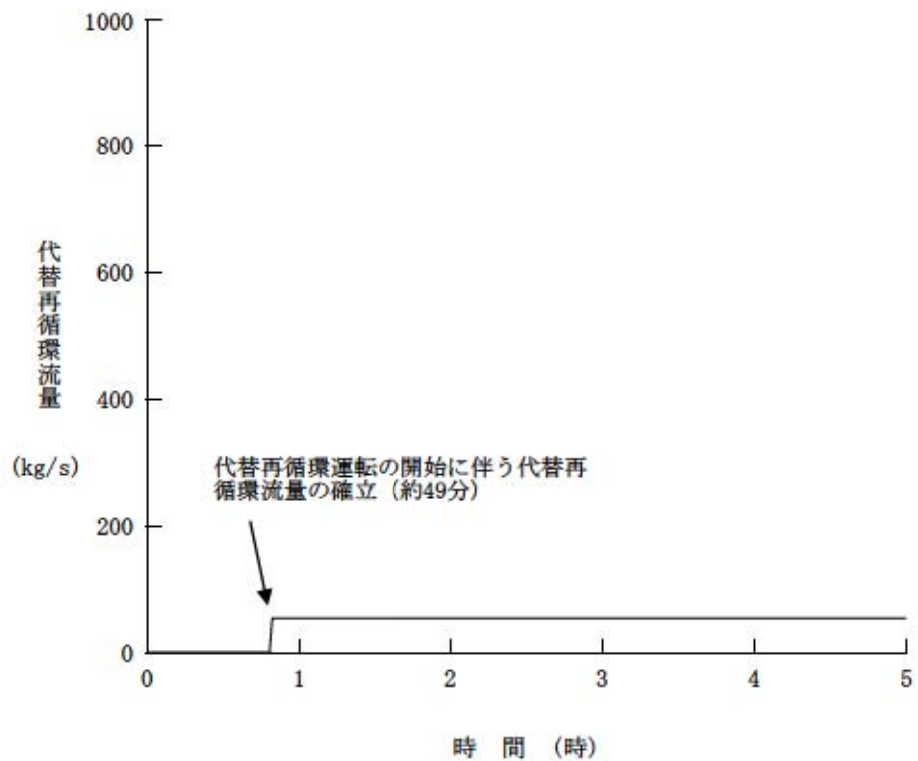
※：事象初期の応答については、添付資料 7.1.7.9 参照



第 7.1.7.7 図 高圧注入流量の推移

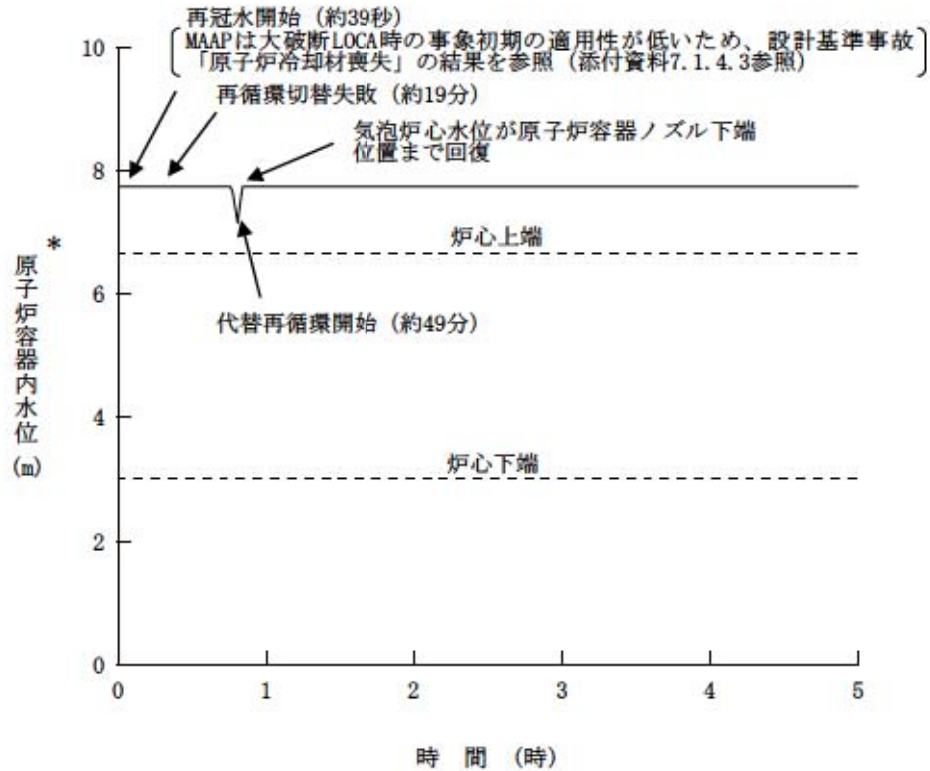


第 7.1.7.8 図 低圧注入流量の推移

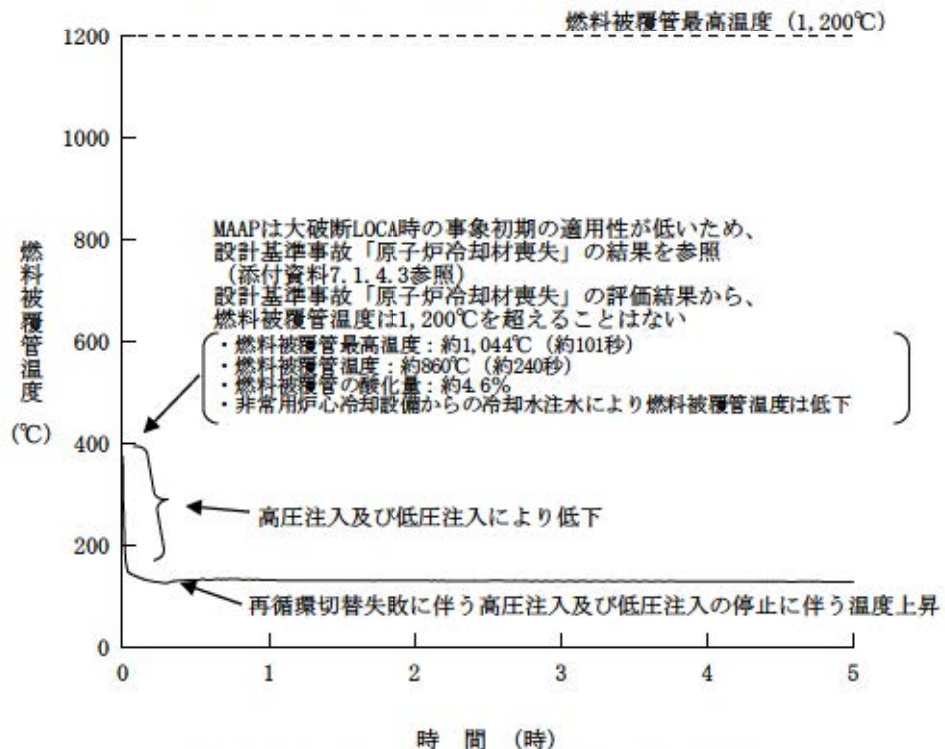


第 7.1.7.9 図 代替再循環流量の推移

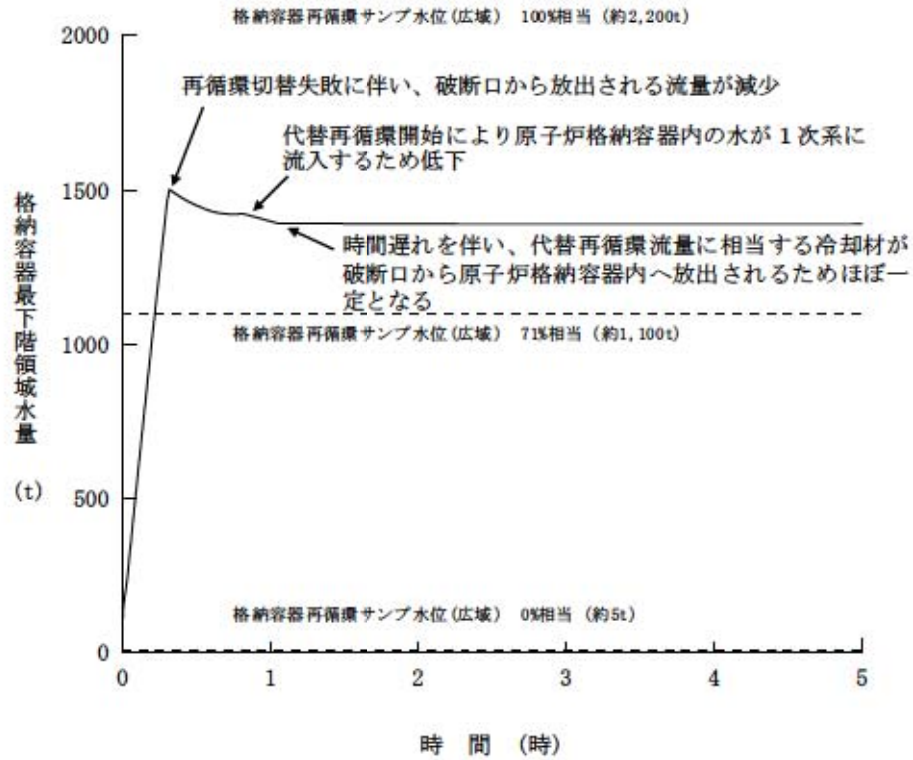




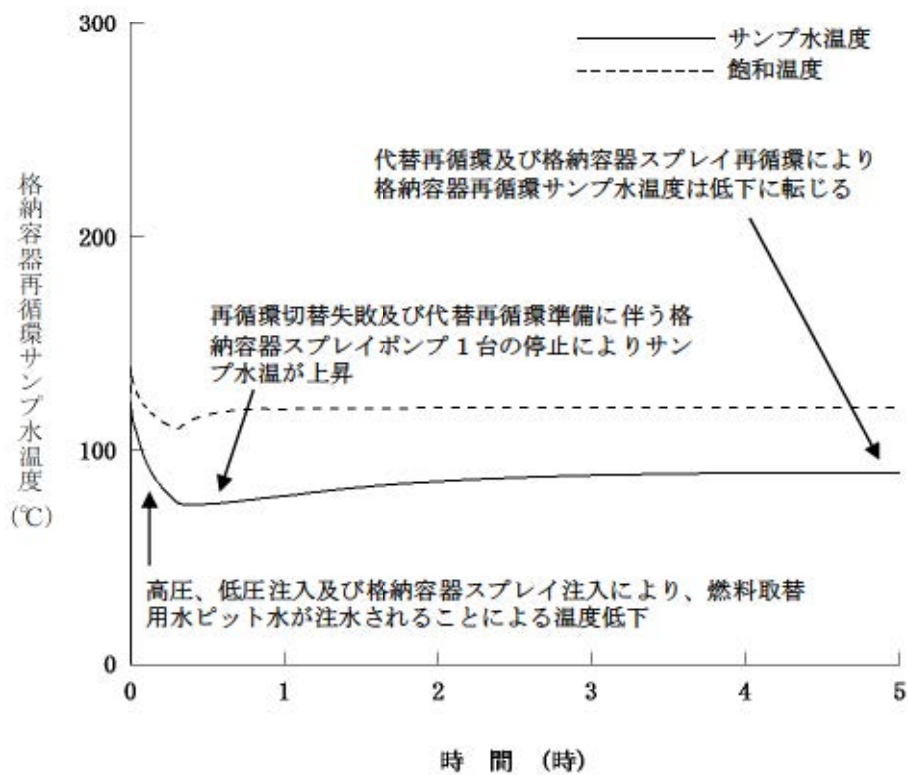
第 7.1.7.10 図 原子炉容器内水位の推移



第 7.1.7.11 図 燃料被覆管温度の推移

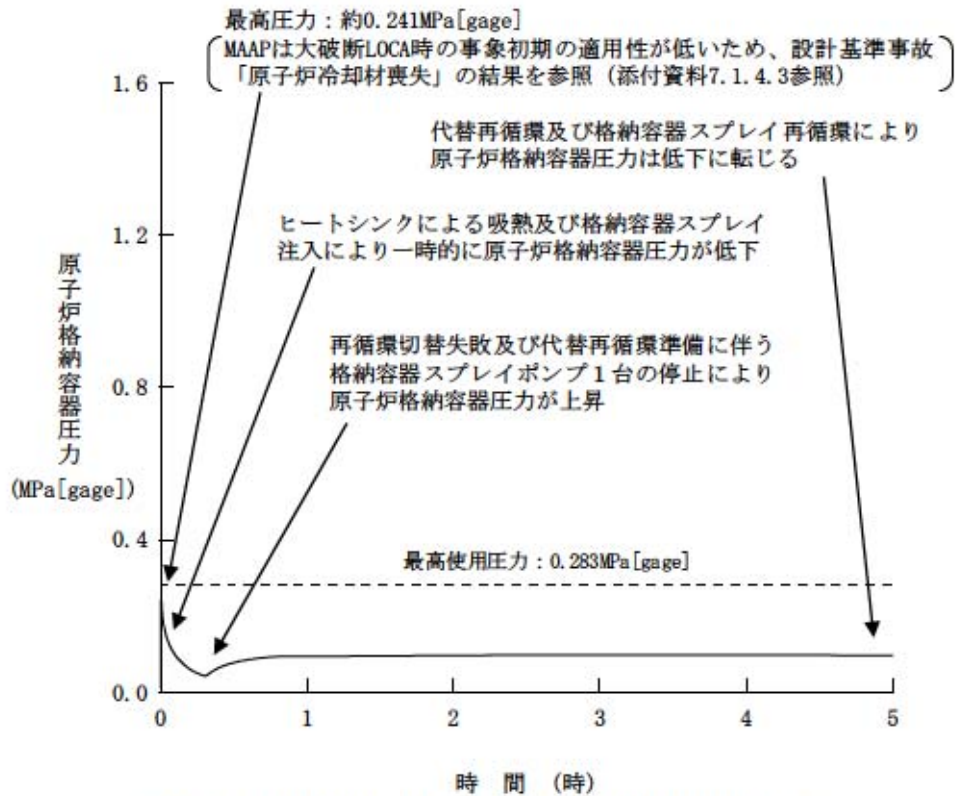


第 7.1.7.12 図 格納容器最下階領域水量の推移



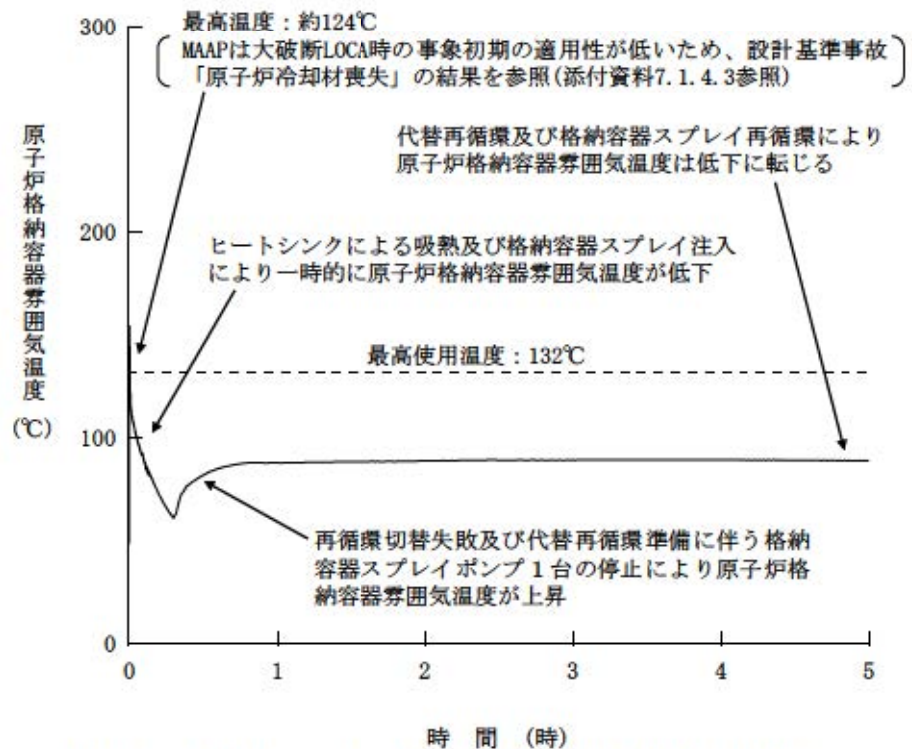
第 7.1.7.13 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



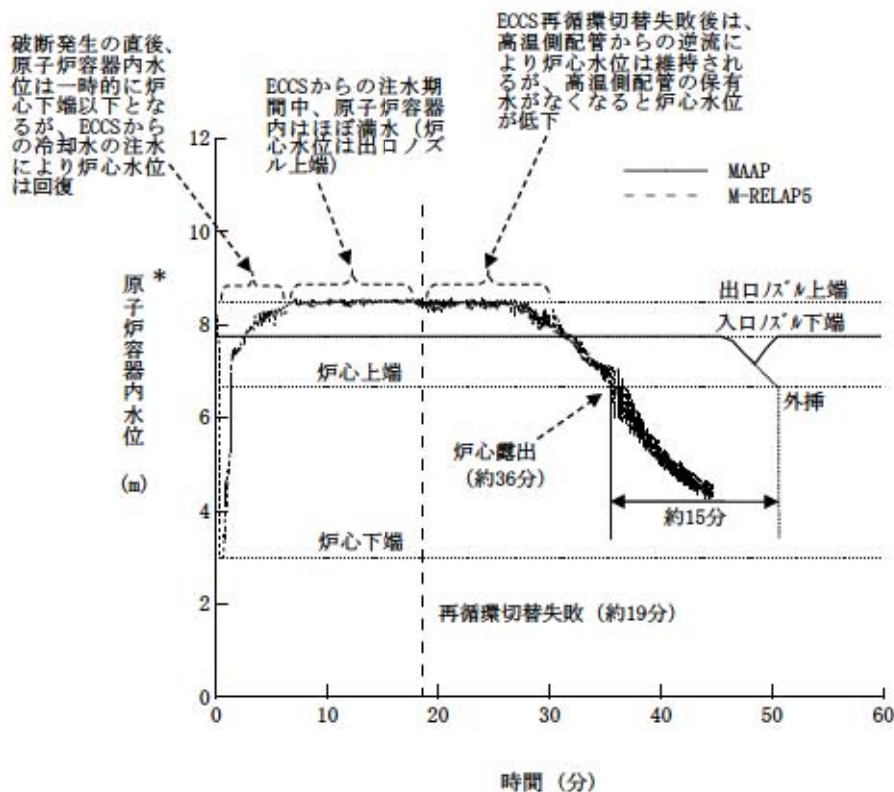


第 7.1.7.14 図 原子炉格納容器圧力の推移\*

※：事象初期の応答については、添付資料 7.1.7.9 参照

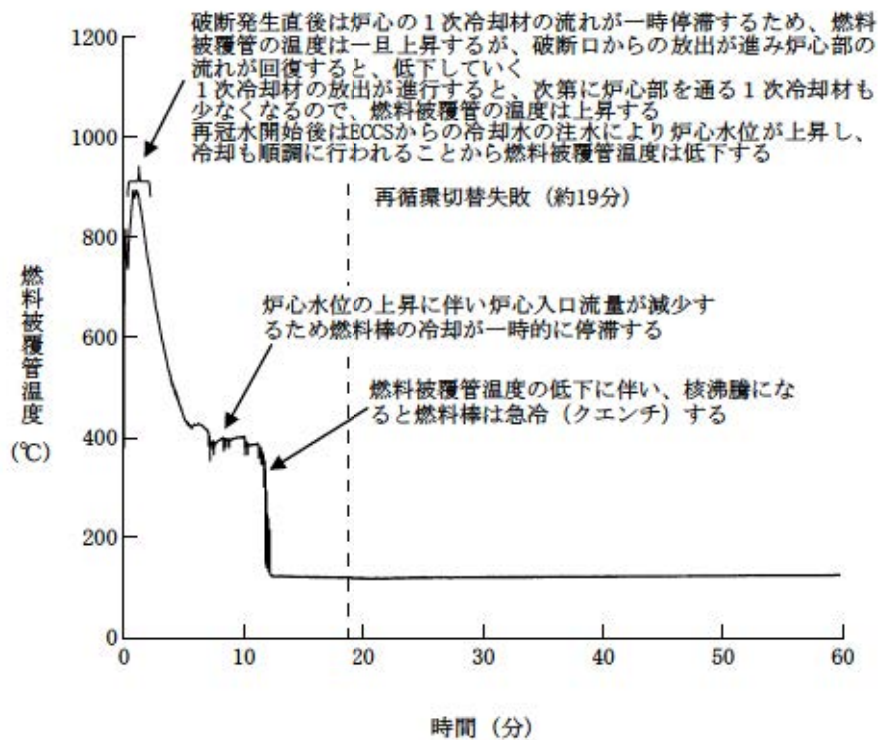


第 7.1.7.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



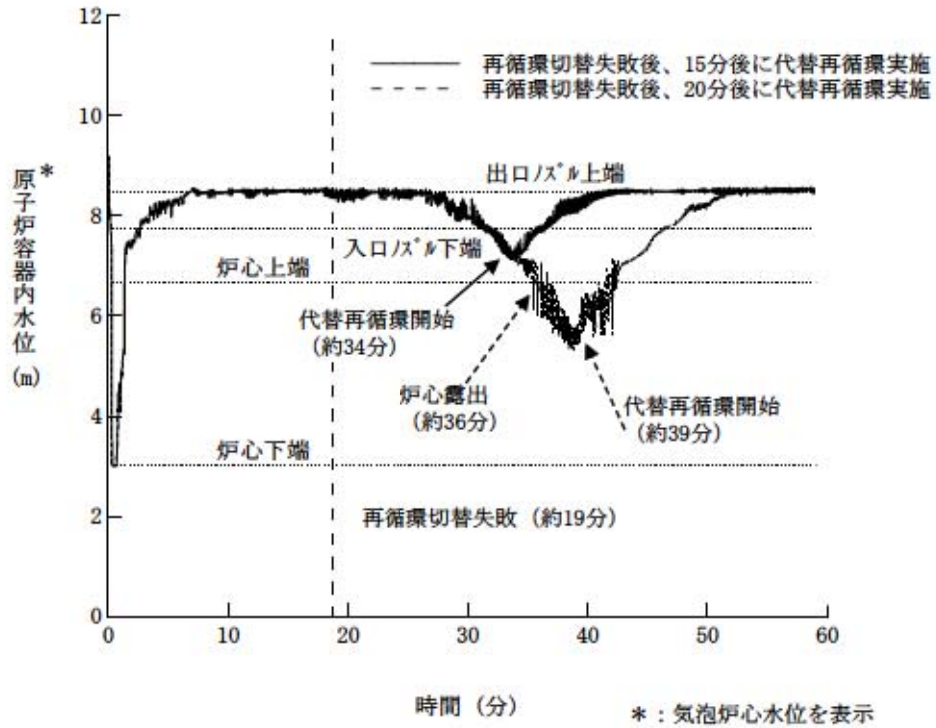
\* : MAAPにおける原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

第 7.1.7.16 図 原子炉容器内水位の推移 (コード間比較)

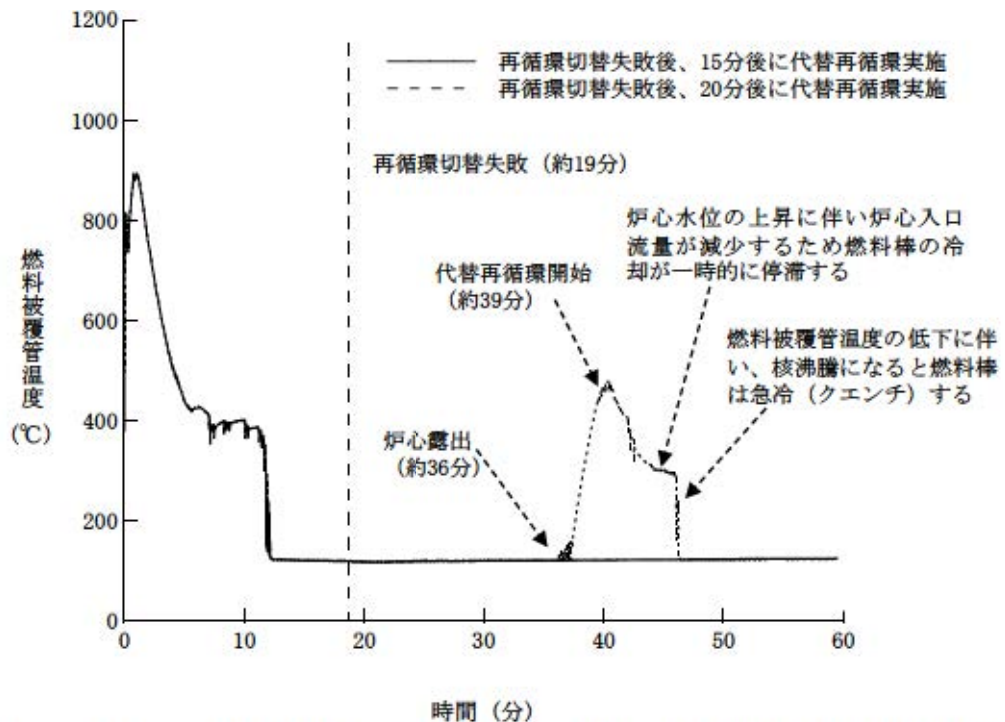


第 7.1.7.17 図 燃料被覆管温度の推移 (M-RELAP5)





第 7.1.7.18 図 原子炉容器内水位の推移 (代替再循環操作時間余裕確認)  
(M-RELAP5)



第 7.1.7.19 図 燃料被覆管温度の推移 (代替再循環操作時間余裕確認)  
(M-RELAP5)

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE717H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

## 泊発電所 3 号炉

### 重大事故等対策の有効性評価 添付資料

令和 3 年 1 0 月  
北海道電力株式会社



## 添付資料目次

### (6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)

- 添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について
- 添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について
- 添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について
- 添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について
- 添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について
- 添付資料 6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について
- 添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）
- 添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について
- 添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について
- 添付資料 6.5.4 有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について
- 添付資料 6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について
- 添付資料 6.5.6 加圧器逃がし弁／安全弁及び主蒸気逃がし弁／安全弁作動圧力の設定の考え方について
- 添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について
- 添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について
- 添付資料 6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて
- 添付資料 6.7.2 解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について

(7. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失)

- 添付資料 7.1.1.1 フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について
- 添付資料 7.1.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について
- 添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について
- 添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について
- 添付資料 7.1.1.6 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次系保有水量の収支について
- 添付資料 7.1.1.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.1.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.1.9 フィードアンドブリード運転における高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路の模擬について
- 添付資料 7.1.1.10 2次冷却系からの除熱機能喪失におけるフィードアンドブリード運転時の高圧注入ポンプ運転台数について
- 添付資料 7.1.1.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.12 燃料評価結果について

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.1.2.1 蒸気発生器細管の健全性に係る初期判断パラメータ
- 添付資料 7.1.2.2 RCPシールLOCAが発生する場合としない場合の運転員操作等への影響
- 添付資料 7.1.2.3 代替格納容器スプレイポンプの注入先切替え操作及びB-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水操作について
- 添付資料 7.1.2.4 2次系強制冷却における温度目標について
- 添付資料 7.1.2.5 蓄電池の給電時間評価
- 添付資料 7.1.2.6 蓄圧タンク出口弁閉止タイミングについて
- 添付資料 7.1.2.7 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水流量の設定につ



- いて
- 添付資料 7.1.2.8 全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定確認について
  - 添付資料 7.1.2.9 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（全交流動力電源喪失）
  - 添付資料 7.1.2.10 RCPシール部からの漏えい量の設定根拠について
  - 添付資料 7.1.2.11 RCPシール部からの漏えい量による炉心露出への影響
  - 添付資料 7.1.2.12 全交流動力電源喪失における蓄圧タンク初期条件設定の影響
  - 添付資料 7.1.2.13 全交流動力電源喪失時の蓄圧タンク出口弁閉止に関する窒素混入の影響について
  - 添付資料 7.1.2.14 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
  - 添付資料 7.1.2.15 安定停止状態について①
  - 添付資料 7.1.2.16 安定停止状態について②
  - 添付資料 7.1.2.17 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失）
  - 添付資料 7.1.2.18 全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）の感度解析について
  - 添付資料 7.1.2.19 全交流動力電源喪失時の代替炉心注水操作の時間余裕について
  - 添付資料 7.1.2.20 水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失）

（7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失）

- 添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプル水位上昇の時間遅れの考え方について
- 添付資料 7.1.4.2 燃料取替用水ピットの補給方法について
- 添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について
- 添付資料 7.1.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.5 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.4.6 安全停止状態について
- 添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の

#### 事象進展について

- 添付資料 7.1.4.8 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について
- 添付資料 7.1.4.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.10 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について

#### (7.1.5 原子炉停止機能喪失)

- 添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について
- 添付資料 7.1.5.2 ATWS事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について
- 添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い
- 添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について
- 添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて
- 添付資料 7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.5.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.10 原子炉停止機能喪失の有効性評価における1次冷却材圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について
- 添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）

#### (7.1.6 ECCS注水機能喪失)

- 添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について



- 添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について
- 添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて
- 添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS注水機能喪失)
- 添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響
- 添付資料 7.1.6.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.6.7 「ECCS注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について
- 添付資料 7.1.6.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.6.9 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて
- 添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次系強制冷却機能操作の時間余裕について
- 添付資料 7.1.6.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(ECCS注水機能喪失)

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

- 添付資料 7.1.7.1 大破断LOCA時における再循環運転不能の判断及びその後の操作の成立性について
- 添付資料 7.1.7.2 「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」の取り扱いについて
- 添付資料 7.1.7.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.7.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.7.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.7 「ECCS再循環機能喪失」におけるMAAPコードの不確かさについて
- 添付資料 7.1.7.8 ECCS再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について

添付資料 7.1.7.9 ECCS再循環機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.8 格納容器バイパス)

- 添付資料 7.1.8.1 インターフェイスシステムLOCA時における高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替えについて
- 添付資料 7.1.8.2 破損側SGの隔離操作を実施の際に補助給水の停止操作の妥当性について
- 添付資料 7.1.8.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(格納容器バイパス)
- 添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について
- 添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期条件設定の影響
- 添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①
- 添付資料 7.1.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について
- 添付資料 7.1.8.9 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の放射性物質の放出について
- 添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて
- 添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②
- 添付資料 7.1.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について
- 添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(格納容器バイパス)
- 添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について
- 添付資料 7.1.8.15 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における1次系保有水量と加圧器水位について
- 添付資料 7.1.8.16 格納容器バイパス事象における再循環運転開始水位について



## (7.2 重大事故)

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

#### (7.2.1.1 格納容器過圧破損)

- 添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について
- 添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について
- 添付資料 7.2.1.1.4 MAAPコードでの原子炉格納容器モデルについて
- 添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について
- 添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）
- 添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について
- 添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について
- 添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137放出量評価の評価期間について
- 添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 7.2.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について

- 添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））
- 添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

#### （7.2.1.2 格納容器過温破損）

- 添付資料 7.2.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について
- 添付資料 7.2.1.2.3 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて
- 添付資料 7.2.1.2.4 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.2.7 格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.2.8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について
- 添付資料 7.2.1.2.9 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について
- 添付資料 7.2.1.2.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））
- 添付資料 7.2.1.2.11 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）



(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

- 添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について
- 添付資料 7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について
- 添付資料 7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について
- 添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

- 添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について
- 添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料 7.2.3.3 JASMINEによる格納容器破損確率の評価について

(7.2.4 水素燃焼)

- 添付資料 7.2.4.1 格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について
- 添付資料 7.2.4.2 水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について
- 添付資料 7.2.4.3 GOTHICにおける水素濃度分布の評価について
- 添付資料 7.2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (水素燃焼)
- 添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について
- 添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について
- 添付資料 7.2.4.7 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概要系統図について
- 添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について
- 添付資料 7.2.4.9 AICC評価について
- 添付資料 7.2.4.10 安定状態について
- 添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考

慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について

- 添付資料 7.2.4.12 事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について
- 添付資料 7.2.4.13 格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について
- 添付資料 7.2.4.14 格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置
- 添付資料 7.2.4.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼）

(7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用)

- 添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について
- 添付資料 7.2.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（熔融炉心・コンクリート相互作用）
- 添付資料 7.2.5.3 コンクリート侵食の侵食異方性について

(7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故)

(7.3.1 想定事故1)

- 添付資料 7.3.1.1 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について
- 添付資料 7.3.1.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.1.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1）
- 添付資料 7.3.1.5 燃料評価結果について

(7.3.2 想定事故2)

- 添付資料 7.3.2.1 使用済燃料ピットに接続する冷却系配管の破断時の水位低下量およびサイフォンブレーカの健全性について
- 添付資料 7.3.2.2 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.2.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2）



- (7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)
- (7.4.1 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.1 ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について
- 添付資料 7.4.1.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.1.4 「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」及び「全交流動力電源喪失」の挙動説明について
- 添付資料 7.4.1.5 ミッドループ運転中の線量率について
- 添付資料 7.4.1.6 運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性について
- 添付資料 7.4.1.7 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失・全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.1.8 安定状態について
- 添付資料 7.4.1.9 運転停止中における原子炉格納容器の健全性について
- 添付資料 7.4.1.10 蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置した場合の影響について
- 添付資料 7.4.1.11 キャビティ満水時における事故影響の緩和手段について
- 添付資料 7.4.1.12 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.13 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」のM-RELAP5コードの不確かさについて
- 添付資料 7.4.1.14 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時または全交流動力電源喪失時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.1.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.16 水源、燃料評価結果について(崩壊熱除去機能喪失)

#### (7.4.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.4.2.1 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段
- 添付資料 7.4.2.2 R C Sへの燃料取替用水ピット重力注入について
- 添付資料 7.4.2.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.4.2.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.8 水源、燃料、電源負荷評価結果について (全交流動力電源喪失)

#### (7.4.3 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 7.4.3.1 ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について
- 添付資料 7.4.3.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.3.4 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.5 安定状態について
- 添付資料 7.4.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.7 原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉冷却材の流出)



#### (7.4.4 反応度の誤投入)

- 添付資料 7.4.4.1 R C S ほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度事故の懸念について
- 添付資料 7.4.4.2 反応度の誤投入の事象想定について
- 添付資料 7.4.4.3 反応度の誤投入における時間評価及び警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (反応度の誤投入)
- 添付資料 7.4.4.5 臨界ほう素濃度の設定について
- 添付資料 7.4.4.6 反応度の誤投入における警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.4.8 緊急濃縮により事象発生時のほう素濃度に戻すまでの所要時間について
- 添付資料 7.4.4.9 安定状態について
- 添付資料 7.4.4.10 評価条件の不確かさの影響評価について (反応度の誤投入)

#### (7.5 必要な要員及び資源の評価)

- 添付資料 7.5.2.1 重大事故等対策時の確保及び所要時間について
- 添付資料 7.5.2.2 重要事故 (評価事故) シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について

大破断LOCA時における再循環運転不能の判断及びその後の操作の成立性について

1. 大破断LOCA時における再循環運転不能の判断について

現在の運転要領では、再循環への切替えに関して「格納容器再循環サンプ水位（広域）が71%以上あれば可能」の記載をしており、また、再循環への切替えは燃料取替用水ピット水位指示が16.5%となった時点から実施すること、一連の操作は中央制御室にて行うことから、燃料取替用水ピット水位がなくなる前には再循環切替操作が完了する。

事象シナリオにおいては、発生から19分以降に再循環切替不能を判断することとしているが、上記理由により再循環切替不能の判断は遅くとも燃料取替用水ピット水位がなくなるまでには可能である。よって、判断遅れによるそれ以降の操作に対する影響はないと考えられる。

2. 再循環機能喪失してから30分間でそれ以降の操作を行うことの成立性について

再循環機能喪失後、再循環切替不能の判断及び代替再循環運転開始を30分で行うことは、以下のとおり十分な余裕をもって可能である。

- ・ 高圧及び低圧再循環切替失敗確認（中央制御室操作）  
 想定時間：5分 ⇒ 訓練実績：3分
- ・ 格納容器スプレイポンプによる代替再循環切替操作（中央制御室操作及び現場操作）  
 想定時間：15分 ⇒ 訓練実績：8分

※上記の訓練実績により、11分で対応可能である。

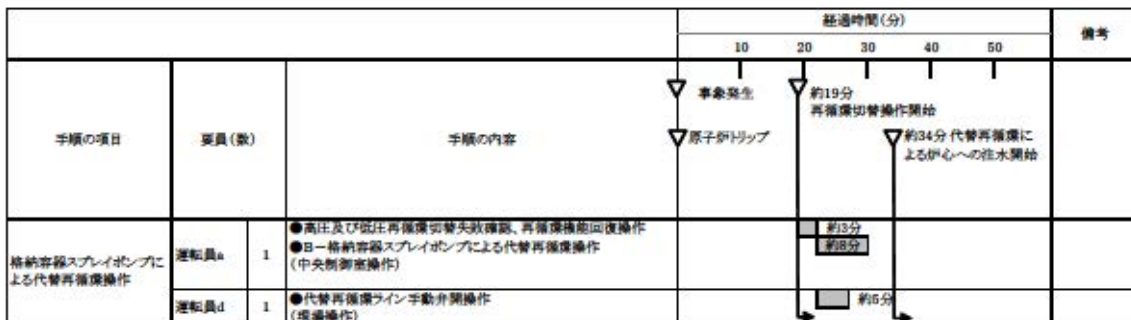


図 代替再循環運転タイムチャート



## 「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」の取り扱いについて

「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」については、格納容器スプレイを用いた代替再循環で炉心損傷防止を図ることとしており、「大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗」の解析結果に包含されるため、解析を実施していない。

- 「大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗\*」と「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」は、下表を除き、評価条件は同じ

	①大破断 LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗(以下「大 LOCA という」)	②中小破断 LOCA+高圧再循環失敗(以下「中小 LOCA という」)
破断口径	両端破断	2～6 インチのスプリット破断
再循環失敗	高圧及び低圧再循環失敗	高圧再循環失敗

\*審査ガイド 2.2.3(2)h. (a)b) iii. 「低圧注入系（再循環モード）の機能喪失を仮定する」に対し、これを包含するよう高圧再循環、低圧再循環ともに機能喪失すると仮定している。

- 大 LOCA と中小 LOCA の有効性評価の相違は以下の通りであり、大 LOCA を確認することで、中小 LOCA の有効性の確認も可能

崩壊熱	大 LOCA の方が破断口径が大きく 1 次冷却材の系外の流出が多いことに伴い ECCS 注入流量も多くなるため、再循環切替までの時間が短くなり、代替再循環開始時点での崩壊熱が高くなる
燃料被覆管温度	この事象は大 LOCA、中小 LOCA とも ECCS 注入は成功し、その後再循環に失敗して代替再循環を行うことで事象を収束させることから、再循環に失敗し代替再循環を行うまでの期間の評価がポイントとなる。この場合、再循環失敗時点では大 LOCA、中小 LOCA ともに ECCS 注入により炉心の冠水は維持できるが、大 LOCA の方が 1 次冷却材の系外への流出が大きいため、再循環失敗から代替再循環開始までの炉心の水位低下が早くなり、燃料被覆管温度は高くなる
格納容器圧力・温度	大 LOCA の方が 1 次冷却材の系外への流出が大きく、事象初期に炉心が露出する割合が大きいため格納容器への放出エネルギーが大きくなり、大 LOCA の方が格納容器圧力・温度が大きくなる
操作余裕時間	同一の操作を行うが、大 LOCA の方が事象進展が早く、操作余裕時間が少ない
要員	同一の操作を行うことから、大 LOCA のほうが時間的余裕は少ないが、結果として必要要員も同一
水源	大 LOCA、中小 LOCA ともに燃料取替用水ピット水位が低下し、再循環に移行することから、水源補給は不要
燃料使用量	大 LOCA、中小 LOCA ともに外部電源に期待できることから、燃料が消費しないため補給不要

重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件  
(ECCS再循環機能喪失)

重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。



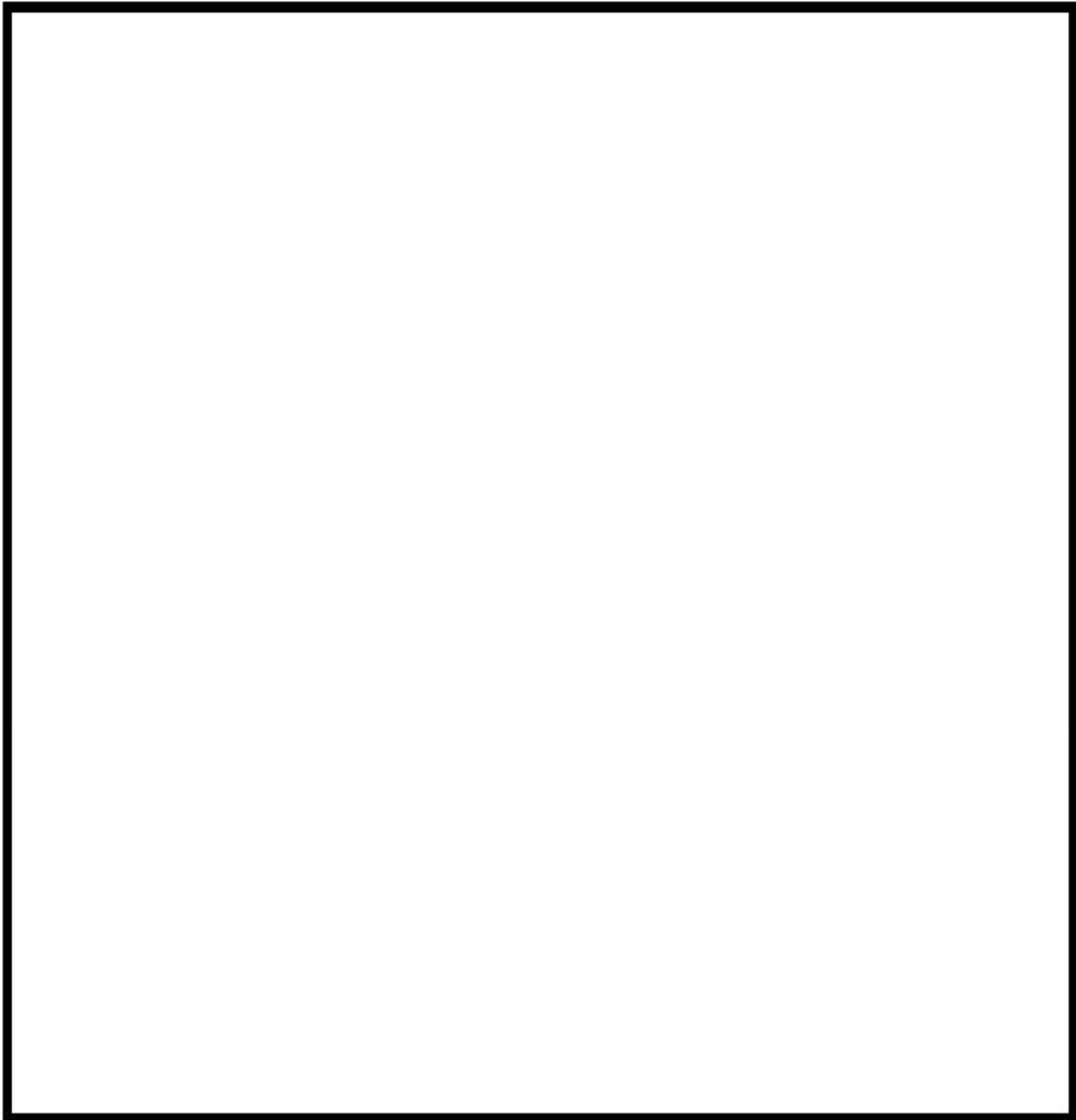
第1表 システム熱水力解析用データ  
(ECCS再循環機能喪失)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒	設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計要求値)
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力異常低」非常用 炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 2) 高圧注入ポンプ i 台数 ii 容量 3) 余熱除去ポンプ i 台数 ii 容量 4) 蓄圧タンク i 基数 ii 保持圧力 iii 保有水量 5) 補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 台数 iii 容量	11.36MPa[gage] 0秒 注入時 : 2台 再循環時 : 0台 最大注入特性 (第1図参照) 注入時 : 2台 再循環時 : 0台 最大注入特性 (第1図参照) 2基 (健全側ループに各1基) 4.04MPa[gage] 29.0m <sup>3</sup> /基 非常用炉心冷却設備作動限界 値到達の60秒後(自動起動) 電動2台+タービン動1台 150m <sup>3</sup> /h	設計値 (作動限界値) 最小値 再循環時に高圧注入系の喪失を仮定 最大値 (設計値に余裕を考慮した値) 再循環時に低圧注入系の喪失を仮定 最大値 (設計値に余裕を考慮した値) 設計値 (破断ループに接続する1基 は有効に作動しないものとする) 最低保持圧力 最小保有水量 最大値 (設計要求値) 設計値 最小値 (設計値に余裕を考慮した値)


名 称	数 値	解析上の取り扱い
6) 「原子炉格納容器圧力異常高」 格納容器スプレイ作動 i 設定点 ii 応答時間	0.136MPa [gage] 0 秒	設計値 (作動限界値) 最小値
7) 格納容器スプレイポンプ i 台数 ii 容量	注入時 : 2 台 再循環時 : 1 台  [ ] m <sup>3</sup> /h/台	ECCS 再循環機能喪失後、格納容器スプレイ 1 系列による代替再循環を使用した炉心注水を行う 最大値(設計値に余裕を考慮した値)
8) 再循環運転切替 i 燃料取替用水ピット再循環切替水位 (注水量)	16.5% [ ] m <sup>3</sup>	設計値
9) 代替再循環 (格納容器スプレイ 1 系列使用) i 開始条件 ii 流量	再循環運転切替失敗から 30 分後 200m <sup>3</sup> /h	運転員等操作余裕の考え方 設計値
(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断体様	低温側配管 完全両端破断 (約 0.70m (27.5 インチ))	事故想定 事故想定

[ ] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。





第1図 高圧注入ポンプ（2台）及び余熱除去ポンプ（2台）の最大注入流量

：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

「ECCS再循環機能喪失」における重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低压再循環機能及び高压再循環機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

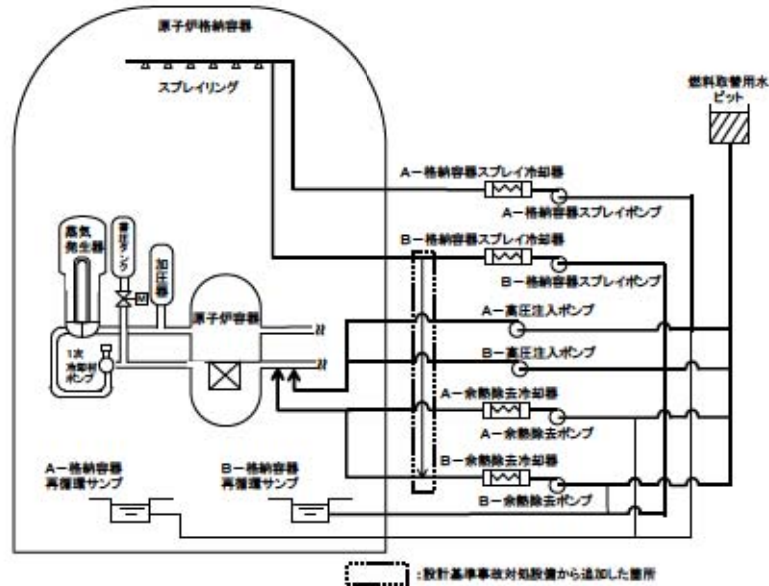


図1 「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）（事象発生時）

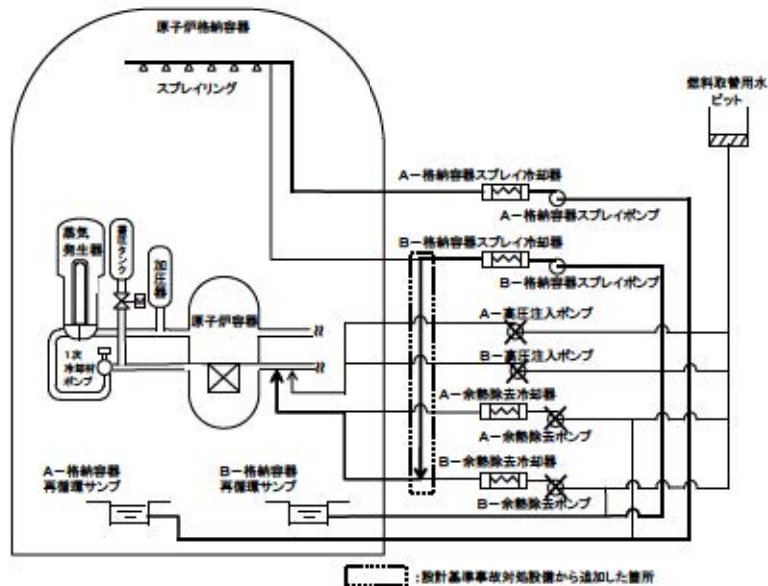


図2 「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）（再循環切替失敗、代替再循環切替）



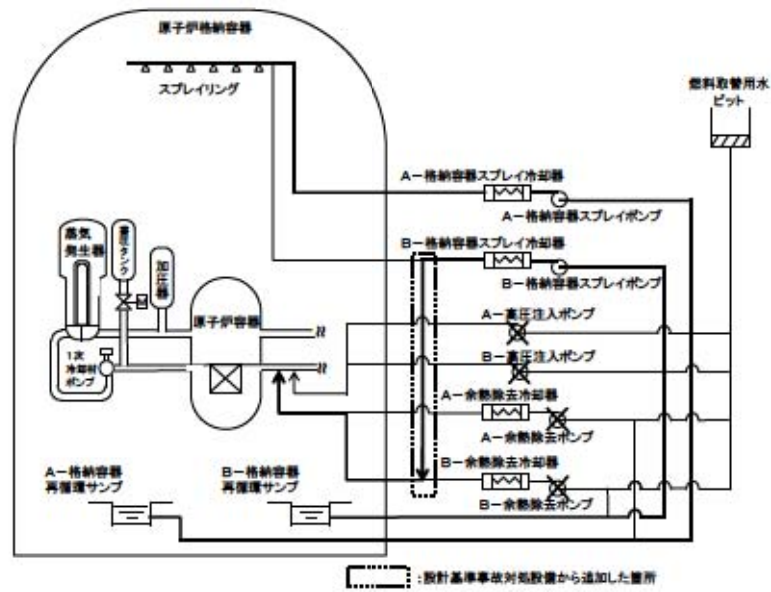


図3 「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）（原子炉安定以降の対策）

## 安定停止状態について

ECCS再循環機能喪失（大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗）時の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：1次冷却材温度93℃以下

原子炉安定停止状態の確立について

燃料取替用水ピット水位が低下した後は、代替再循環運転にて炉心の冷却が可能である。再循環運転時において、1次冷却材温度は格納容器再循環サンプル水温度に等しいか、それに近いものと考えている。第7.1.7.13図の解析結果より、事象発生約4.9時間で格納容器再循環サンプル水温が約90℃で低下に転じ、93℃を下回り安定していることから、事象発生約4.9時間後を低温停止状態に到達とし、原子炉安定停止状態とした。

格納容器健全性の維持について

第7.1.7.14図及び第7.1.7.15図の解析結果より、原子炉格納容器の健全性の維持は格納容器スプレイ再循環により継続的に行われる。

代替再循環運転による長期停止状態の維持について

1次系の冷却に必要な外部電源等のサポート系は使用可能であり、代替再循環運転及び格納容器スプレイ再循環運転を継続することで、原子炉の安定停止状態及び原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持可能である。



解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(ECCS再循環機能喪失)

重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
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	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	TMI事故の再現性を確認しており、炉心ヒートアップに係る基本的なモデルについては、妥当性がある。	解析コードにおいては、燃料棒表面熱伝達及び燃料被覆管酸化を妥当に評価していることから、燃料棒表面熱伝達に係る解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードにおいては、燃料棒表面熱伝達及び燃料被覆管酸化を妥当に評価していることから、燃料棒表面熱伝達に係る解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	燃料被覆管酸化	溶解炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)			
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	炉心露出の予測に与える不確かさ：約15分	炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデル、並びに1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルの不確かさとして、炉心露出を約15分遅く評価する可能性がある。これを踏まえて、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。 (添付資料7.1.7.8)	炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデル、並びに1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルの不確かさとして、炉心露出を約15分遅く評価する可能性があること、実際の炉心露出に対する余裕が小さくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる。これを踏まえて、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。このため、炉心露出することはなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料7.1.7.8)
気液分離(炉心水位)・対向流					
1次冷却系	気液分離・対向流	1次系モデル (1次系の熱水力モデル)			
	ECCS強制注入	安全系モデル (ECCS)	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/3)

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力	100% (2,652MWt) ×1.02	100% (2,652MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、1次冷却材の蒸発量が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、燃料被覆管温度が高くなり厳しい設定。	解析条件で設定している炉心熱出力より低くなるため、崩壊熱及び炉心保有熱が小さくなることから、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の開始が遅くなる。	解析条件で設定している炉心熱出力より低くなるため、崩壊熱及び炉心保有熱が小さくなることから、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
1次冷却材圧力	15.41+0.21 MPa[gage]	15.41MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと、ECCS注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。	解析条件で設定している初期の1次冷却材圧力より低くなるため、ECCS注水流量が多くなるとともに蓄圧注入のタイミングが早くなる。このため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の開始が遅くなる。	解析条件で設定している初期の1次冷却材圧力より低くなるため、ECCS注水流量が多くなるとともに蓄圧注入のタイミングが早くなる。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	306.6℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと、ECCS注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。	解析条件で設定している初期の1次冷却材温度より低くなるため、ECCS注水流量が多くなるとともに蓄圧注入のタイミングが早くなる。このため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の開始が遅くなる。	解析条件で設定している初期の1次冷却材温度より低くなるため、ECCS注水流量が多くなるとともに蓄圧注入のタイミングが早くなる。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。	解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、炉心注水流量が多くなることで、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、事象発生後の1次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力に支配され、崩壊熱の変動による炉心注水流量への影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下し、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
蒸気発生器2次側保有水量	50t/基	50t/基	蒸気発生器2次側保有水量の設計値として設定。	解析条件と同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	66,000m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、設計値に基づき小さい値を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

添 7.1.7.6-3

初期条件



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（2/3）

項目	解析条件（機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
事故条件	起因事象 大破断LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：完全両端破断	—	破断位置は、炉心冠水遅れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（約0.70m（27.5インチ））の完全両端破断として設定。	解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、炉心注水流量が減少する。このため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなるため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなる。	解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
	安全機能の喪失に対する仮定	ECCS再循環機能喪失	ECCS再循環機能喪失	ECCS再循環機能（低圧再循環機能及び高圧再循環機能）が喪失するものとして設定。		
	外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	再循環切替	燃料取替用水ピット水位低（16.5%）到達時にECCS再循環に失敗 （注水量：[ ] m <sup>3</sup> ）	燃料取替用水ピット水位低（16.5%）到達時にECCS再循環に失敗 （注水量：[ ] m <sup>3</sup> ） かつ 格納容器再循環サンプ水位（広域）71%以上	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。	解析条件で設定している水量より多くなるため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、その後生じる再循環切替失敗を起点とする格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなるため、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	解析条件で設定している水量より多くなるため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。再循環切替水位到達時点の崩壊熱は小さくなり1次冷却材の蒸散量も小さくなり、炉心水位の低下に与える影響は小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 （12.73MPa[gage]） （応答時間2.0秒）	原子炉圧力低 （12.87MPa[gage]） （応答時間2.0秒以下）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力異常低 （11.36MPa[gage]） （応答時間0秒）	原子炉圧力異常低 （11.48MPa[gage]） （応答時間2.0秒以下）	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は0秒と設定。	解析条件で設定している非常用炉心冷却設備の作動時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	解析条件で設定している非常用炉心冷却設備の作動時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉格納容器スプレイ作動信号	原子炉格納容器圧力異常高 （0.136MPa[gage]） （応答時間0秒）	原子炉格納容器圧力異常高 （0.127MPa[gage]） （応答時間2.0秒以下）	原子炉格納容器スプレイ作動限界値の標準値として設定。原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は0秒と設定。	解析条件で設定している格納容器スプレイポンプの作動時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	解析条件で設定している格納容器スプレイポンプの作動時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

添 7.1.7.6-4

[ ]：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3/3)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
機器条件	高圧注入ポンプ	最大注入特性	定格注入特性	高圧注入ポンプ注入特性の標準値として設定。再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を設定。炉心への注水量が多いと水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。	解析条件で設定している1次系への注水流量より少なくなるため、燃料取替用水ピットの水位低下が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替時点での崩壊熱が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
	余熱除去ポンプ	最大注入特性	定格注入特性	余熱除去ポンプ注入特性の標準値として設定。再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を設定。炉心への注水量が多いと水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。		
	格納容器スプレイポンプ	最大流量	定格注入特性	格納容器スプレイポンプ流量は、設計値より多めの値である標準値として設定。再循環切替時間が早くなるように、最大流量を設定。原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。		
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から60秒後に注水開始	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から22秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。		解析条件で設定している補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、蒸気発生器の水位回復が早くなるが、運転員により補助給水流量の調整を行うことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
		150m <sup>3</sup> /h/3SG	150m <sup>3</sup> /h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン駆動補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。		解析条件と設計値が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	約4.4MPa[gage] (通常運転時管理値中央)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。		解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、炉心露出に対する進展は遅くなる。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最小保有水量)	約30.0m <sup>3</sup> (通常運転時管理値中央)	炉心への注水量を少なくする最小の保有水量を設定。		解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保有水量より多くなるため、炉心への注水量が多くなり、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の開始が遅くなる。
	代替再循環注水流量	200m <sup>3</sup> /h	200m <sup>3</sup> /h以上	再循環切替時間約19分時点での崩壊熱に相当する蒸発量(約112m <sup>3</sup> /h)を上回る流量として設定。		解析条件で設定している代替再循環注水流量より大きくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されるが、本条件は格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始後の流量であることから、運転員等操作時間(格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始時間)に与える影響はない。

表3 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ				条件設定の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等		解析コードの不確かさによる影響	解析条件（操作条件を除く）の不確かさによる影響				
	解析上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間						
操作条件	格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転開始	再循環切替失敗から30分後	再循環切替失敗後15分以内	炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、炉心露出を約15分遅く評価する可能性がある。これを踏まえて、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。	破断口径等の不確かさにより、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の操作開始時間が遅くなる。	運転員等操作時間として、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の現場での系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、代替再循環の開始操作に30分を想定して設定。なお、運用上はMAAPの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分までに開始する。	格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転は、解析上の開始時間と運用として実際に見込まれる開始時間の差異により操作時間が早くなる場合、代替再循環開始時の崩壊熱は高くなるため1次系保有水の低下が早まるが、代替再循環により1次系保有水量は回復することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、破断口径及び高圧注入ポンプ等の注入特性の不確かさにより、破断口からの1次冷却材の流出量が少なくなるとともに、燃料取替用水ビットの水位低下が遅くなるため、再循環切替水位への到達が遅くなり、再循環自動切替失敗時点における炉心崩壊熱が小さくなる。このため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の実施時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被覆管温度評価の観点から、運用上実際に見込まれる操作開始時間であるECCS再循環切替失敗から15分後に実施する格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に対して、開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した結果、燃料被覆管温度は1,200℃に対して十分余裕があることを確認した。よって、操作時間余裕として、ECCS再循環切替失敗から約20分の操作時間余裕があることを確認した。（添付資料7.1.7.8）



## 「ECCS 再循環機能喪失」における MAAP コードの不確かさについて

## 1. はじめに

炉心の「沸騰・ボイド率変化」及び「気液分離（炉心水位）・対向流」は、炉心水位に関連する物理現象である。また、1次冷却系の「気液分離・対向流」について、蒸気発生器でのスチーム・バイディングは、高温側配管のボイド率が大きく、蒸気発生器伝熱管への冷却材流入量が増加すると冷却材が伝熱管内で蒸発して圧損を増大させるため、炉心水位を下げる方向に働く現象である。これらの現象は、いずれも炉心水位に関連する現象であり、「ECCS 再循環機能喪失」シーケンスにおける ECCS 再循環切替失敗以降の炉心水位挙動に対して影響が大きいと考えられる。

このため、再循環切替失敗以降の炉心水位挙動に着目し、MAAP コードと M-RELAP5 コードとの比較による評価を実施し、その不確かさについて確認を実施した。

## 2. M-RELAP5 コードとの比較

MAAP コードと M-RELAP5 コードによる原子炉容器内水位の比較を図 1 に示す。MAAP コードによる解析結果では、再循環切替失敗（約 19 分）から 30 分後に代替再循環運転を開始することにより、約 49 分後から炉心水位は回復する。約 49 分で炉心水位が最小値となり、炉心上端に達しないが、これを外挿すると、炉心水位が約 51 分の時点で炉心上端に到達することから、約 51 分に炉心は露出すると考えられる。一方、M-RELAP5 コードによる解析結果では、代替再循環運転を開始する以前の約 36 分の時点で炉心露出に至っており、MAAP コードと M-RELAP5 コードの差は約 15 分となった。

また、M-RELAP5 コードにより代替再循環開始を再循環切替失敗から 15 分後に実施した場合の解析結果は図 2 のとおりであり、炉心は露出せず、再循環切替失敗以降の燃料被覆管温度に変化は見られない結果となった。

なお、同評価では、MAAP コードによって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、「3. MAAP コードの不確かさの検討」に示すとおり、M-RELAP5 コードの炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

## 3. MAAP コードの不確かさの検討

MAAP コードの ECCS 再循環機能喪失への適用にあたって考慮すべき不確かさを検討する。ECCS 再循環機能喪失シーケンスの MAAP コードと M-RELAP5 コードの解析結果の比較から、MAAP コードの解析モデルに関して、以下を確認した。

- ・崩壊熱による冷却材の蒸発について、その影響として現れる炉心水位の低下速度は両コードでほぼ同じであり、MAAP コードで計算される沸騰挙動に応じた燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生量は、M-RELAP5 コードと同等であること。
- ・炉心領域の気泡水位については、MAAP コードではドリフト・フラックスモデルにより計算されるボイド率を用い、そのボイド率について、炉心領域は M-RELAP5 コードと同等の予測となるが、上部プレナム領域ではやや過小評価となっていること。
- ・1次系内保有水分分布のうち炉心領域及びダウンカマ領域の保有水量については、両コードは同等と言えるが、高温側配管領域の保有水量については、MAAP コードの方



が大きく評価され、不確かさが大きいと考えられること。

- ・高温側配管領域の保有水量を MAAP コードの方が多く評価する要因としては、MAAP コードで蒸気発生器伝熱管への液相の流入が少ないのに対して、M-RELAP5 コードでは蒸気発生器伝熱管への液相の流入があり、それによる差圧の増加と伝熱管でのスチーム・バイディング効果が生じているためであると考えられること。

これらから、MAAP コードの ECCS 再循環機能喪失への適用にあたって考慮すべき不確かさは以下の3項目に整理される。

- ①炉心及び上部プレナム領域のボイド率
- ②高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域の保有水分布
- ③蒸気発生器伝熱管の圧損

①項のボイド率については、上部プレナム領域ではやや過小評価するものの大きな差ではない。

②項の高温側配管領域の保有水量を多めに評価することが炉心露出までの時間を長く評価する主要因であると考えられる。

③項の蒸気発生器伝熱管の圧損については、ダウンカマの水頭圧との釣り合いに考慮され、高温側配管領域の液相分布に影響することから②項に含まれている。

これらの影響により、MAAP コードは M-RELAP5 コードに比べて、ECCS 再循環切替後の炉心露出までの時間を長く見積もる傾向となる。

このような1次系保有水量の差は、1次系から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーにも影響すると考えられる。すなわち、炉心の崩壊熱により加熱された ECCS 注入水が1次系に留まるか原子炉格納容器に放出されるかの違いが、原子炉格納容器への放出エネルギーの差となることから、1次系保有水量を多く評価する傾向がある MAAP コードの方が、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力が低めに推移することが考えられる。

したがって、比較対象に用いた M-RELAP5 コードでは、MAAP コードにより計算した原子炉格納容器圧力等を境界条件に使用しており、M-RELAP5 コードにより計算した放出エネルギーに対する原子炉格納容器圧力は、MAAP コードで計算された原子炉格納容器圧力より高くなる傾向がある。両コードの計算結果から得られる放出エネルギーの積算値の差は約3%であり、放出エネルギーには原子炉格納容器の液相部に入る流出水のエネルギーも含まれ、全てが原子炉格納容器圧力の上昇に寄与することはないこと、原子炉格納容器内温度の上昇分に応じてヒートシンクによる抑制効果が働くことから、原子炉格納容器圧力の上昇幅は僅かであり、影響は小さいと考えられるが、1次系内の挙動への影響を以下のとおり整理する。

- ・崩壊熱による冷却材の蒸発に関しては、燃料棒から冷却材への伝熱量により決まることから、原子炉格納容器圧力は影響しない。
- ・炉心領域の気泡水位に関しては、原子炉格納容器圧力が高くなると1次系圧力も高くなることから、炉心領域、上部プレナム領域等のボイドが圧縮され、ボイド率は小さくなるため、気泡水位としては低下する傾向であるが、高温側配管からの流入



があり、影響は小さい。

- ・ 1次系保有水分布に関しては、炉心部のボイド率が低下するため、ダウンコマとの静水頭のバランスから、蒸気発生器伝熱管への液相の流入が減り、スチーム・バインディング効果が小さくなるため、1次系の保有水量としては増加する方向となる。
- ・ 同じく1次系保有水分布に関して、破断口からの冷却材放出については、炉心の冠水以降は、1次系圧力は原子炉格納容器圧力とバランスして変化しており、放出流は1次系内の質量バランスから ECCS による注水と崩壊熱による蒸発に相当する流量となるため、原子炉格納容器圧力はほとんど影響しない。

このように、1次系保有水分布の違いにより、原子炉格納容器に放出される質量に差が生じることで、1次系内の挙動への影響が考えられるが、原子炉格納容器圧力の差としてはわずかである。よって、M-RELAP5 コードで MAAP コードの不確かさを含む原子炉格納容器圧力等を境界条件に用いることが、解析結果に与える影響は軽微であると考えられる。

また、比較対象に用いた M-RELAP5 コードの ECCS 再循環機能喪失への適用性について、

- ・ 旧日本原子力研究所 (旧 JAERI) で実施された CCTF (円筒炉心試験装置) 実験の実験データと実機解析結果との比較により、M-RELAP5 は蒸気発生器での圧損を大きく計算するため、炉心及び高温側配管での保有水量を実際より小さく計算し、保守的な結果を与えることを確認した。
- ・ 旧 JAERI で実施された TPTF (二相流試験装置) 実験より M-RELAP5 は水平配管でボイド率を高く計算する傾向があることを確認し、その結果をもとに実機の感度解析を実施し、高温側配管でのボイド率計算の不確かさは非保守的な結果を与えないことを確認した。
- ・ M-RELAP5 は低圧時の炉心のボイド率予測に不確かさを有するが、その不確かさに関する感度解析を実施し、不確かさの影響により原子炉容器内の水位に影響するが、ECCS 再循環機能喪失での15分での代替再循環確立により炉心は冠水状態を維持できることを確認した。

と評価しており、M-RELAP5 コードによる ECCS 再循環機能喪失の評価結果は、非保守的とはならないことを確認した。

また、M-RELAP5 コードによる「ECCS 再循環機能喪失」の解析では2次系強制冷却を考慮していないことから、スチーム・バインディング効果が顕著となる。一方、実運用では事象発生後に2次系強制冷却を実施することから、スチーム・バインディング効果は小さくなり、実際の炉心露出は解析結果と比べると遅くなる。

以上より、MAAP コードが高温側配管の保有水量を多めに評価することに伴って炉心露出を遅めに予測する傾向を MAAP コードの不確かさとして取り扱う。

#### 4. 重大事故等対策の有効性評価における取り扱い

「ECCS 再循環機能喪失」シーケンスの評価において、MAAP コードは高温側配管の保有水量を多めに評価する傾向があり、ECCS 再循環切替失敗後の炉心露出までの時間を長く評価する。MAAP コードと M-RELAP5 コードとの計算結果を比較した結果、MAAP コードの方が炉心露出を約15分遅めに評価する結果であった。また、MAAP コードは M-RELAP5 コ

ードより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、MAAP コードと M-RELAP5 コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかである。

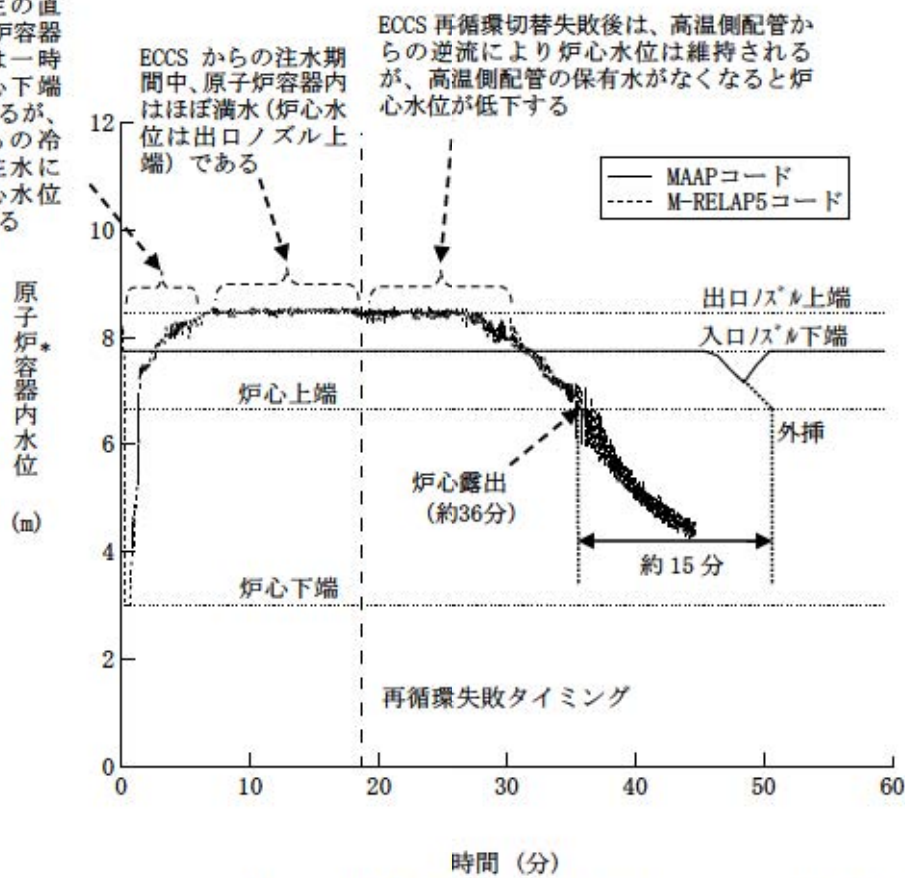
比較に用いた M-RELAP5 コードについては、MAAP コードの計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、炉心露出予測について非保守的な傾向を与えないことを確認した。

以上より、炉心露出までの時間を長く評価することを MAAP コードの不確かさとして取扱い、MAAP コードの評価結果に対して、炉心露出の予測に対する不確かさとして 15 分を考慮することで、「ECCS 再循環機能喪失」に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認することが可能である。

なお、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、原子炉格納容器圧力及び温度がピーク値に到達する時間が長く（事象発生後約 4.0 時間）、原子炉格納容器への放出エネルギー積算値が大きくなるため、1 次系保有水量が多めに評価される影響が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響は軽微である。



破断発生直後、原子炉容器内水位は一時的に炉心下端以下となるが、ECCSからの冷却水の注水により炉心水位は回復する



\* : MAAP コードによる原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした表示

図1 ECCS 再循環機能喪失評価のコード間比較 (原子炉容器内水位)

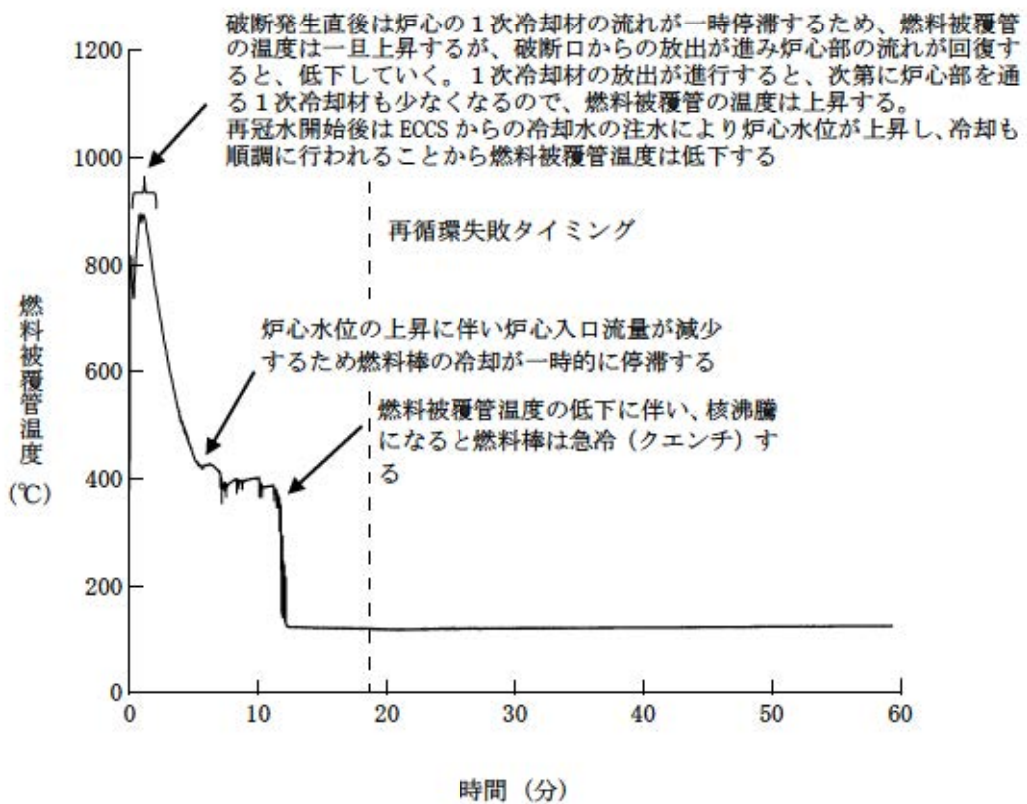


図2 燃料被覆管温度 (M-RELAP5 コード)

(参考)

### 「ECCS 再循環機能喪失」における代替再循環準備について

「ECCS 再循環機能喪失」シーケンスにおいて、事象発生 19 分後には ECCS 再循環機能喪失となるため、炉心へ注水を行うために早急な代替再循環運転を行う必要がある。

以下に、事象発生から格納容器スプレイポンプによる代替再循環開始までの操作内容とタイムチャート（図-1）を示す。

運転員は、大 LOCA の発生により「非常用炉心冷却設備作動」及び「格納容器スプレイ作動」信号が発信し、格納容器スプレイポンプが両トレン正常に動作している場合、格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位到達により中央制御室で再循環切替操作を開始する。その後再循環切替に失敗すれば、現場で代替再循環ライン手動弁開操作、中央制御室で系統構成及び格納容器スプレイポンプ起動操作を行う。一連の操作にかかる所要時間は、事象発生から代替再循環運転開始まで約 34 分以内、再循環切替操作開始を起点とした場合 15 分以内である。

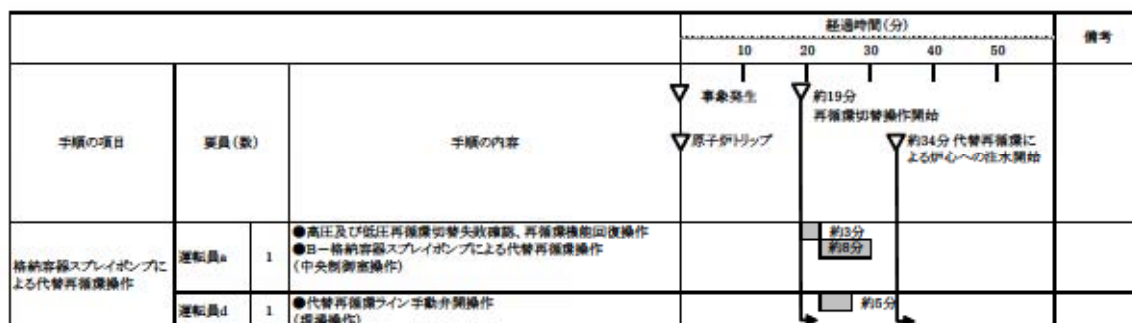


図-1 代替再循環運転タイムチャート



## ECCS再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について

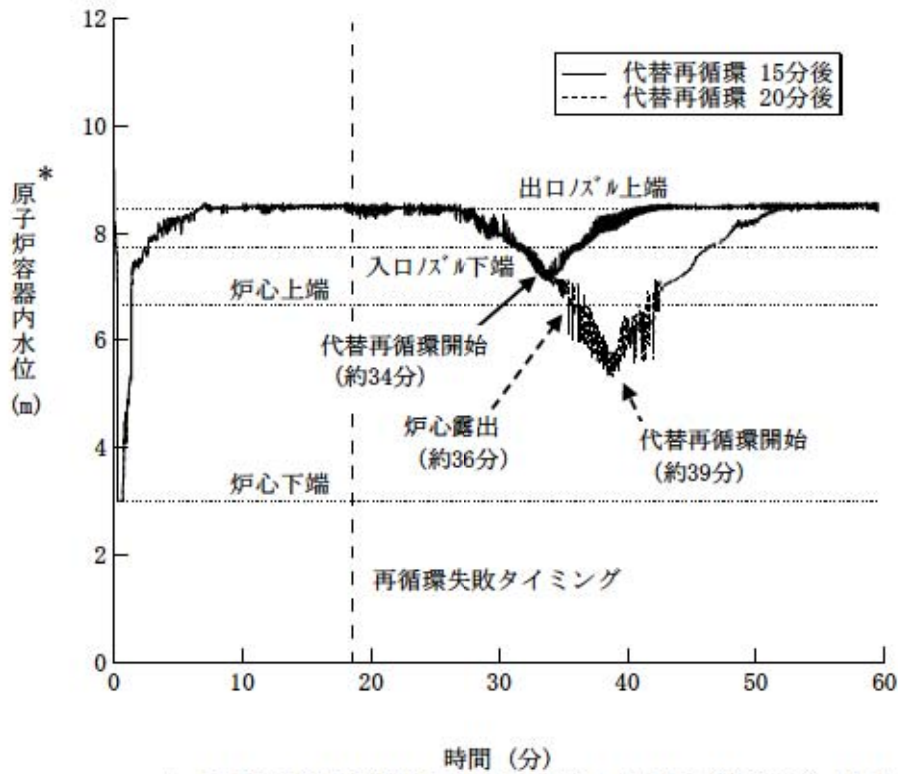
## 1. はじめに

ECCS再循環機能喪失が発生した場合において、運用上実際に見込まれる操作開始時間であるECCS再循環切替失敗から15分後に実施する格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作に対して、燃料被覆管温度の観点から、代替再循環操作の開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。なお、解析コードはM-RELAP5コードを用いた。

## 2. 影響確認

ECCS再循環切替失敗から20分後に格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実施した結果を図1及び図2に示す。大破断LOCAが発生し、事象発生後約19分で燃料取替用水ピット水位16.5%に到達し、再循環切替を行うが、低圧再循環及び高圧再循環に失敗し、ECCS再循環機能喪失に至る。事象発生後約36分後に炉心が露出し燃料被覆管温度が上昇するが、その後、代替再循環による炉心への注水が開始されることで、燃料被覆管温度の上昇は抑えられ、低下に転じる。このときの燃料被覆管温度は約480℃であり、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。

以上より、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の操作時間には、ECCS再循環切替失敗から20分程度の時間余裕があることが確認できた。



\* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

図1 原子炉容器内水位の推移

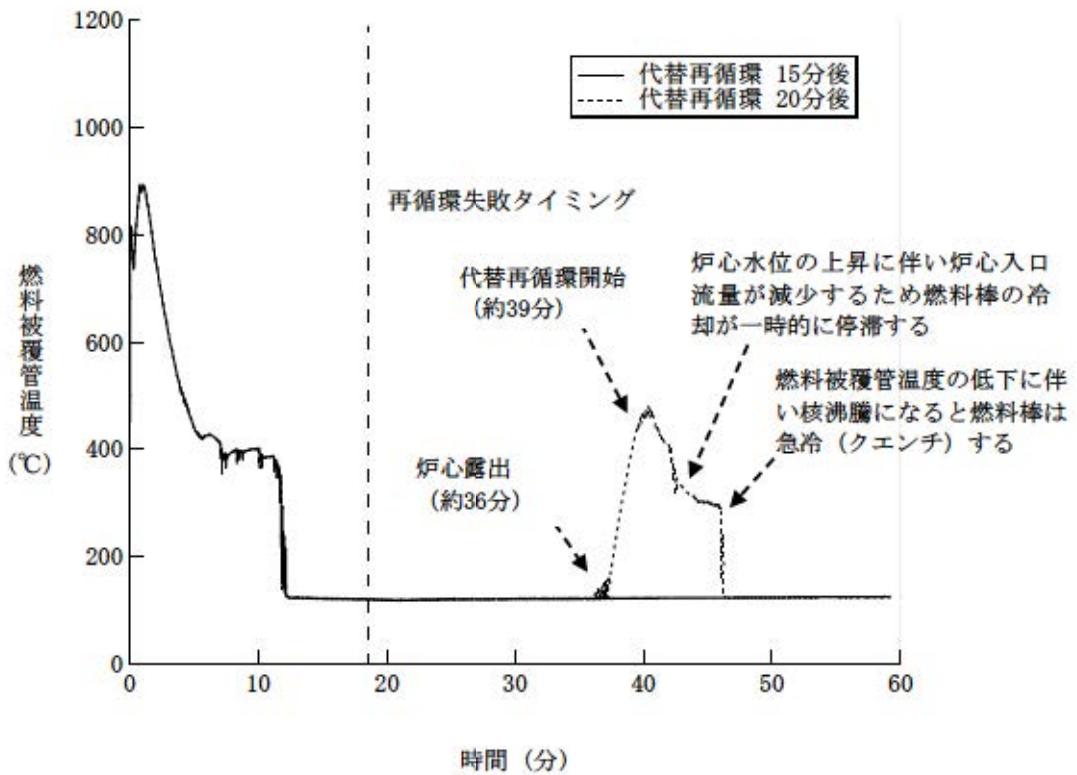


図2 燃料被覆管温度の推移



ECCS再循環機能喪失時における事象初期の応答について

ECCS再循環機能喪失時における主要な事象初期の応答を以下に示す。

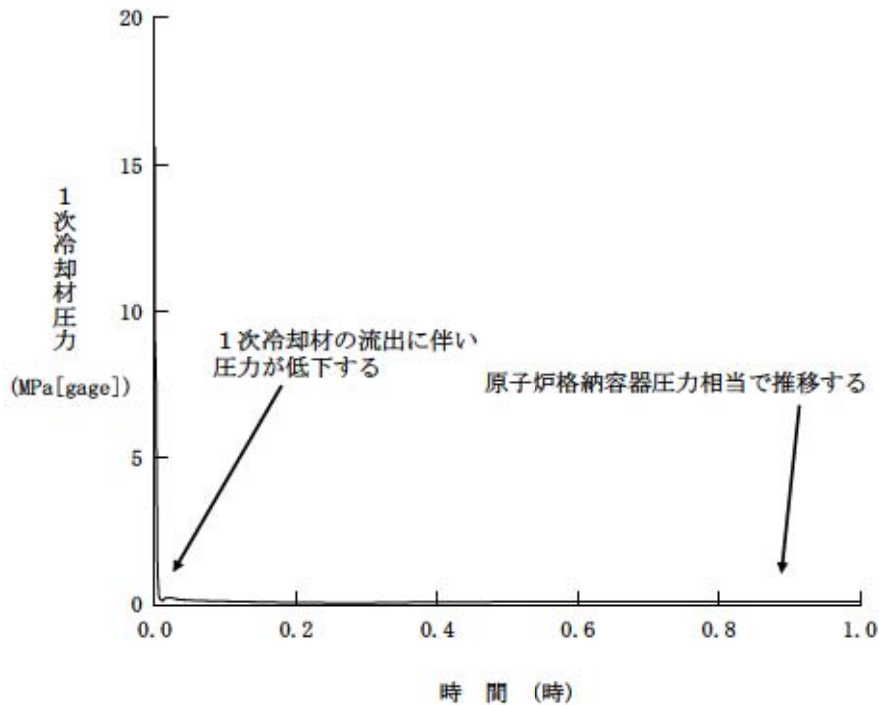


図1 1次系冷却材圧力の推移 (本資料 第7.1.7.4図の拡大図)

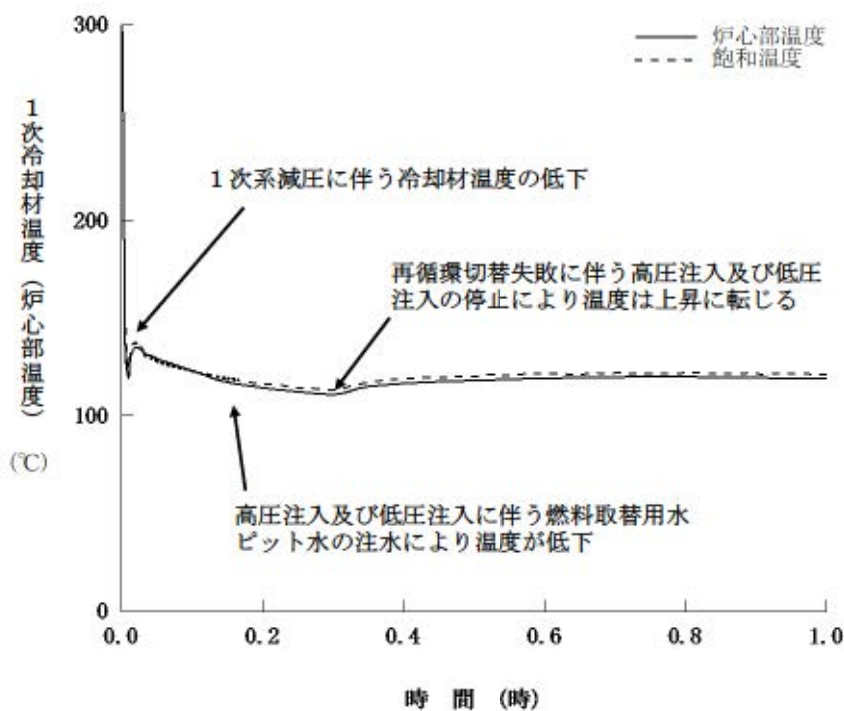


図2 1次冷却材温度の推移 (本資料 第7.1.7.5図の拡大図)

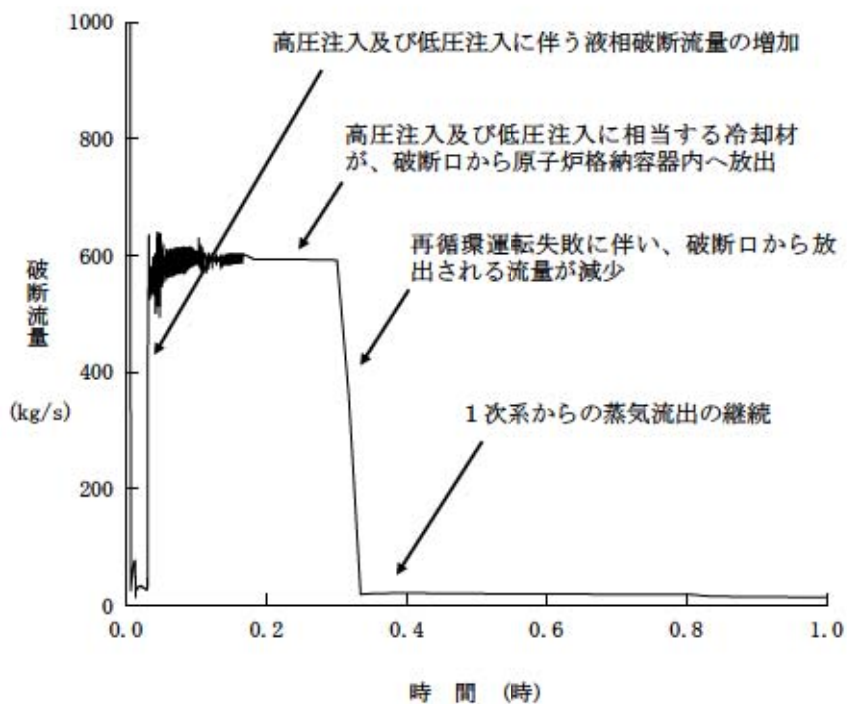


図3 破断流量の推移 (本資料 第7.1.7.6図の拡大図)

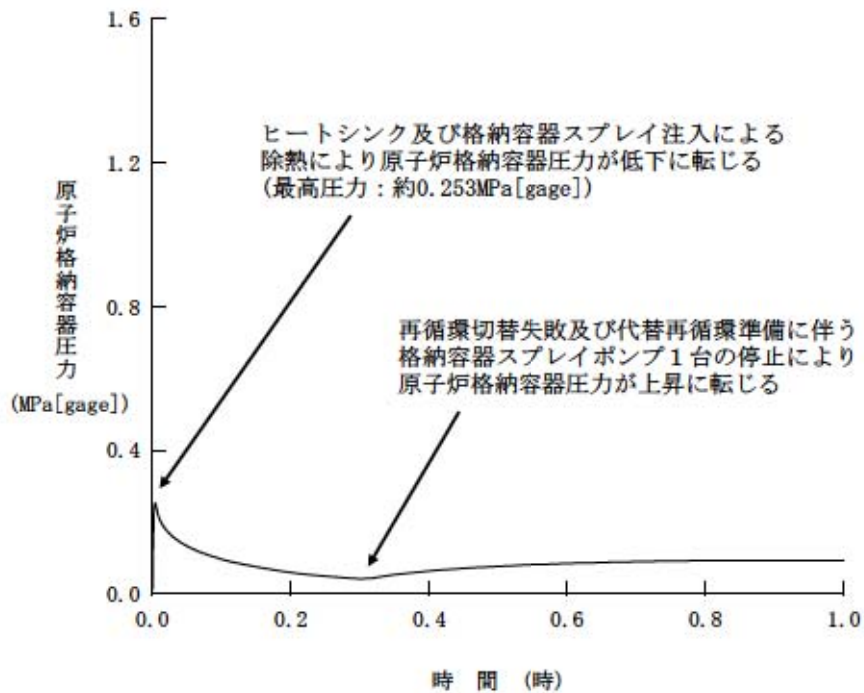


図4 原子炉格納容器圧力の推移 (本資料 第7.1.7.14図の拡大図)