

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE714 r. 4. 0
提出年月日	令和4年8月31日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価

7. 1. 4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

令和4年8月
北海道電力株式会社

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。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

目次

- 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
 - 7.1.4. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

添付資料 目次

- 添付資料7.1.4.1 CV 内漏えいにおける CV サンプ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 燃料評価結果について
- 添付資料7.1.4.11 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
- 添付資料7.1.4.12 FFRD 現象の有効性評価への影響について

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

7.1.4.1 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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」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格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」，「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」，「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」，「中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」，「小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に格納容器スプレイ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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」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するとともに，格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系による高圧再循環運転により継続するが，原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できなくなり，原子炉格納容器が過圧破損に至る（原子炉格納容器先行破損）。その後，格納容器再循環サンプル水の減圧沸騰が生じることにより炉心への注水が継続できなくなり，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、原子炉格納容器内を除熱することにより、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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、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、格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入系による高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を第7.1.4.1図に、対応手順の概要を第7.1.4.2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7.1.4.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.4.2(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、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計10名である。その内訳は以下のとおりである。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、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が1名、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。必要な要員と作業項目について第7.1.4.3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，10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. 1次冷却材の漏えいの判断

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。

(添付資料7.1.4.1)

d. 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。

e. 格納容器スプレイ機能喪失の判断

原子炉格納容器圧力指示が0.127MPa〔gage〕以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ機能喪失と判断する。

格納容器スプレイ機能喪失の判断に必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口流量積算（AM用）等である。

f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応

格納容器スプレイ機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む）、格納容器スプレイ回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

格納容器スプレイ機能喪失時の対応に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク水位等であり、蒸気発生器2次側による炉心冷却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。

g. 燃料取替用水ピット補給操作

低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。

（添付資料7.1.4.2）

h. 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。

なお、余熱除去ポンプトリップ等により低圧再循環機能喪失と判断した場合には、低圧再循環機能の回復操作を行う。

再循環運転への切替の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

i. 格納容器内自然対流冷却

C, D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

j. 高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却

長期対策として、高圧注入系による高圧再循環運転及びC, D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。

7.1.4.2 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、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び再循環切替後の低圧再循環運転による炉心冷却が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の操作時間余裕の観点で厳しい「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、原子炉格納

容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導，並びに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により原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器雰囲気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，設計基準事故時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，事象初期のブロー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時における評価結果を参照する。

(添付資料7.1.4.3)

また，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。

(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7.1.4.2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7.1.4.4)

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) 安全機能の喪失に関する仮定

格納容器スプレイ注入機能及び低圧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，再循環切替の時期が早くなるため，より崩壊熱の高い時期に高温のサンプル水を炉心注水することになり，原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなることから，原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

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し，11.36MPa[gage]を作動限界値とする。また，応答時間は0秒とする。

(b) 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，再循環切替後は低圧再循環機能が喪失するため，高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。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：0 m³/h～約350m³/h，0 MPa[gage]～

約15.7MPa[gage])，(低圧注入特性：0 m³/h～約1,820m³/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，破断口からの放出量が増加し，原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加することから，原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

(c) 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台が自動起動することにより，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150m³/hの流量で注水するものとする。

(d) 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及び初期保有水量については，最低保持圧力及び最小保有水量を用いる。

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）

29.0m³（1基当たり）

(e) 再循環切替

再循環切替は，燃料取替用水ピット水位16.5%到達後に行うものとする。

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) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は，

原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始操作等を考慮して、原子炉格納容器の最高使用圧力である0.283MPa[gage]到達から30分後に開始するものとする。

(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7.1.4.2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7.1.4.4図から第7.1.4.9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7.1.4.10図から第7.1.4.14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し、炉心注水が開始される。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炉心は冠水状態に維持される。

燃料取替用水ピット水位が低下し、事象発生の約42分後に格納容器再循環サンプル側へ水源切替えを行う。切替時に余熱除去ポンプによる低圧再循環機能が喪失するが、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により原子炉容器内水位は炉心上端以上の水位で維持される。しかし、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。

事象発生の約3.5時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後から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を開始することで、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。

(添付資料7.1.4.5, 7.1.4.12)

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は、第7.1.4.13図及び第7.1.4.14図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.360MPa[gage]及び約135℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。

燃料被覆管温度は、破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第7.1.4.9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って低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、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は1,200℃以下、燃料被覆管の酸化量は15%以下となる。

1次冷却材圧力は第7.1.4.4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。

再循環切替後、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転の継続により炉心の冷却が維持され、事象発生の約1時間後に原子炉は高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。また、第

7.1.4.13図及び第7.1.4.14図に示すとおり、事象発生の約45時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示しており、原子炉格納容器は安定状態に至る。その後も高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

(添付資料7.1.4.6)

なお、低圧注入系の復旧により使用が期待できる場合には、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行うことにより、低温停止状態に到達させることが可能である。また同様に、格納容器スプレイ系の復旧により使用が期待できる場合には、格納容器スプレイ系により格納容器スプレイ再循環運転を行うことで更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

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

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内自然対流冷却により、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制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、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始する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

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(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7.1.4.2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，破断口径，原子炉格納容器自由体積，ヒートシンク及び格納容器再循環ユニットの除熱特性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も小さくなるため，原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため，原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

破断口径の変動を考慮した場合，解析条件として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，原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少することにより，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため，原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合，解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため，原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら，原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニットの除熱特性について，粗フィルタを取り外した場合，解析条件で設定している除熱特性より高くなるため，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。

しかし、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却に影響はないため、運転員等操作時間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

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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。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、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。この除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性として、粗フィルタの取り外しを考慮（1基当たりの除熱特

性：100℃～約155℃，約4.4MW～約7.6MW）した場合の感度解析を実施した。その結果，第7.1.4.15図及び第7.1.4.16図に示すとおり，原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に開始する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により，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は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ことを確認した。

（添付資料7.1.4.7）

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

格納容器内自然対流冷却は，第7.1.4.3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

格納容器内自然対流冷却は，炉心崩壊熱等の不確かさによって事象進展が緩やかになることで，原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり，操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合でも，原子炉格納容器の最高使用圧力

到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、破断口径の不確かさによって1次冷却材の流出流量が変動することで、原子炉格納容器圧力及び温度が変動するため、操作開始時間が変動するが、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

さらに、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって格納容器内自然対流冷却の操作開始が早くなる場合は、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 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の操作時間余裕を確認する。

格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、第7.1.4.17図に示すとおり、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、約8.5時間の操作時間余裕があることを確認した。

(添付資料7.1.4.8)

(4) 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。その結果，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等を考慮した場合においても，運転員等による格納容器内自然対流冷却を行うことにより，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7.1.4.9)

7.1.4.4 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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において，重大事故等対策時に必要な要員は，「7.1.4.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり10名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）の合計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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」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（1,700m³：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、再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、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。

（添付資料7.1.4.10）

7.1.4.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉格納容器の圧力が上昇することで、原子炉格納容器が過圧破損

に至り、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなり、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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却、長期対策として高圧注入系による高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」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格納容器スプレイ注入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、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器先行破損は生じない。

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、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について操作への影響を含めて確認した結果、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は、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、格納容器内自然対流冷却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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して有効である。

第7.1.4.1表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について（1/3）

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"> ・ 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。 ・ 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。 	—	—	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"> ・ 「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。 	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. 1次冷却材の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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ア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。 	—	—	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アリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエアリアモニタ（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）
d. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力（広域）
e. 格納容器スプレイ機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力指示が0.127MPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ機能喪失と判断する。 	—	—	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用） 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）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.4.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について（2 / 3）

重大事故等対処設備				
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	
			計装設備	
f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイ機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む）、格納容器スプレイ回復操作及び蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【補助給水ピット】 	-	原子炉補機冷却水サージタンク水位 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） 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 補助給水ピット水位 燃料取替用水ピット水位
g. 燃料取替用水ピット補給操作	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。 	【燃料取替用水ピット】	-	燃料取替用水ピット水位
h. 再循環運転への切替	<ul style="list-style-type: none"> 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。 余熱除去ポンプ等により低圧再循環機能喪失と判断した場合には、低圧再循環機能の回復操作を行う。 	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】	-	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 次冷却材圧力（広域） 高圧注入流量 低圧注入流量
i. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> C、D-1 格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。 	C、D-1 格納容器再循環ユニット C、D-1 原子炉補機冷却水ポンプ C、D-1 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク C、D-1 原子炉補機冷却海水ポンプ	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ 可搬型温度計測装置	原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM 用） 格納容器内温度 格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.4.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について (3 / 3)

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
j. 高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	<p>・長期対策として、高圧注入系による高圧再循環運転及び C、D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。</p>	<p>格納容器再循環ポンプ 格納容器再循環ポンプスクリーン 高圧注入ポンプ C、D-格納容器再循環ユニット C、D-原子炉補機冷却水ポンプ C、D-原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク C、D-原子炉補機冷却海水ポンプ</p>	<p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ 可搬型温度計測装置</p>	<p>格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM 用) 格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 格納容器再循環ポンプ水位 (狭域) 1 次冷却材圧力 (広域) 高圧注入流量 1 次冷却材温度 (広域-高温側) 1 次冷却材温度 (広域-低温側)</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.4.2表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件
(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/3)

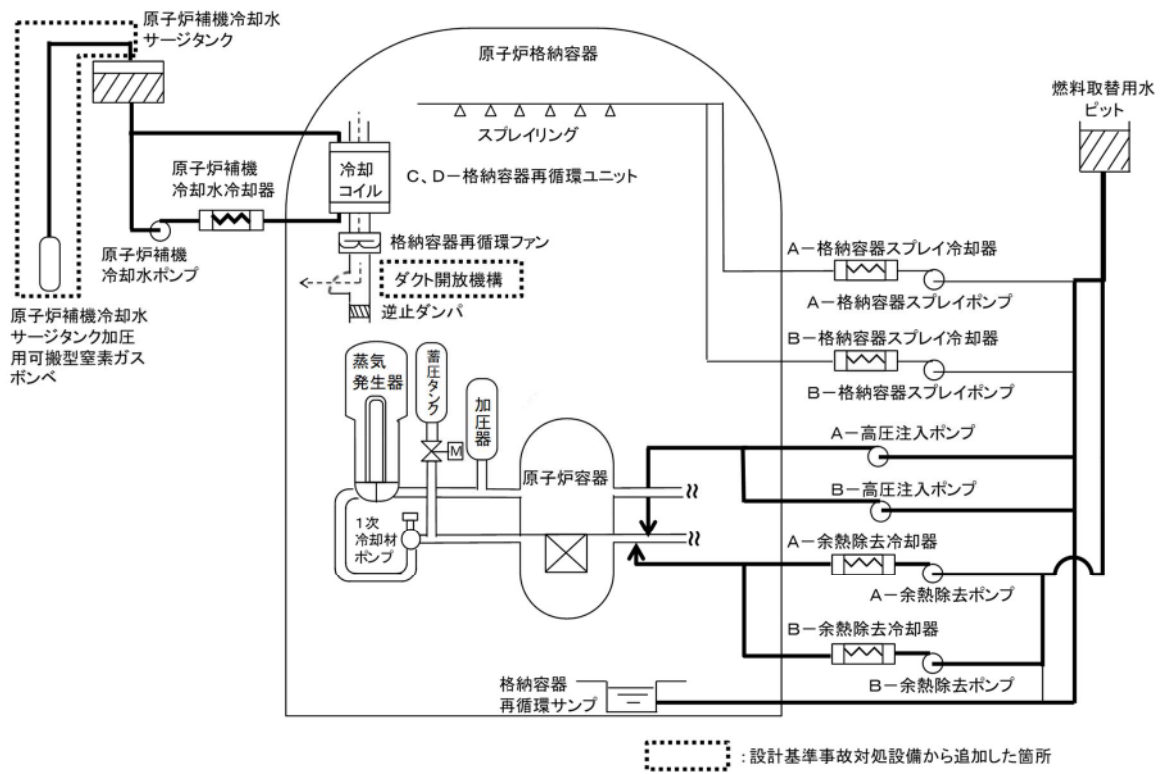
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本重要事故シナリオの重要現象である原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (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。
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)	1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	17×17型燃料集合体を装着した3ルーブリック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。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さな値	設計値に余裕を考慮した小さな値として設定。
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	設計値に余裕を考慮した小さな値として設定。
安全機能の喪失 に対する仮定	格納容器スプレイ注入機能喪失及び 低圧再循環機能喪失	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想定。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。
外部電源	外部電源あり	格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失するものとして設定。
		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、再循環切替えの時期が早くなるため、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプ水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点から厳しい設定。

第 7.1.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件
 (大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/3)

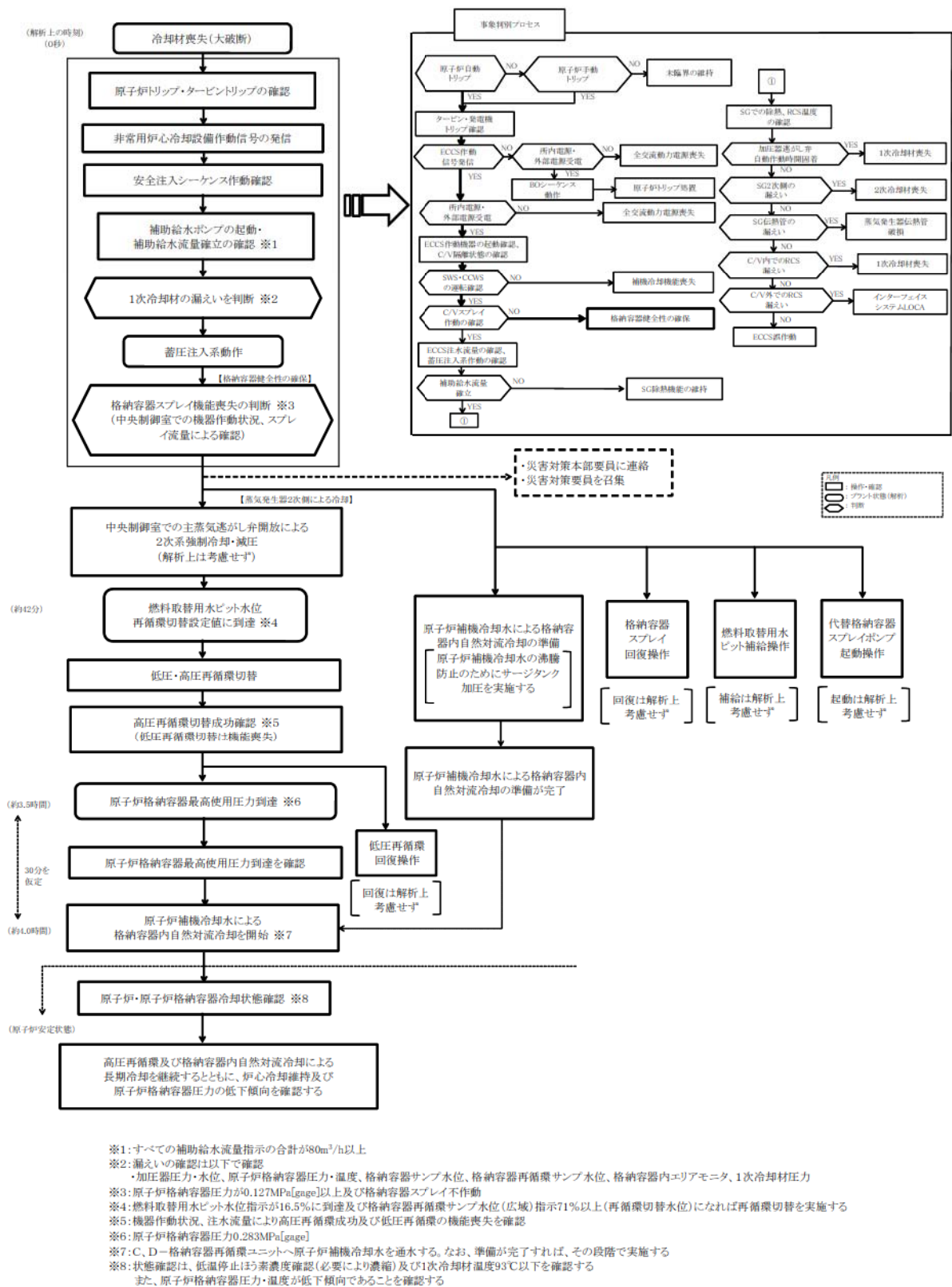
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa[gage]) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。
高压注入ポンプ	最大注入特性 (2 台) (0m ³ /h～約 350m ³ /h, 0MPa[gage]～ 約 15.7MPa[gage])	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、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を設定。
余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) (0m ³ /h～約 1,820m ³ /h, 0MPa[gage]～ 約 1.3MPa[gage])	破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。
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 150m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	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。 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。
重大事故等対策に関連する機器条件		

第 7.1.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件
 (大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3/3)

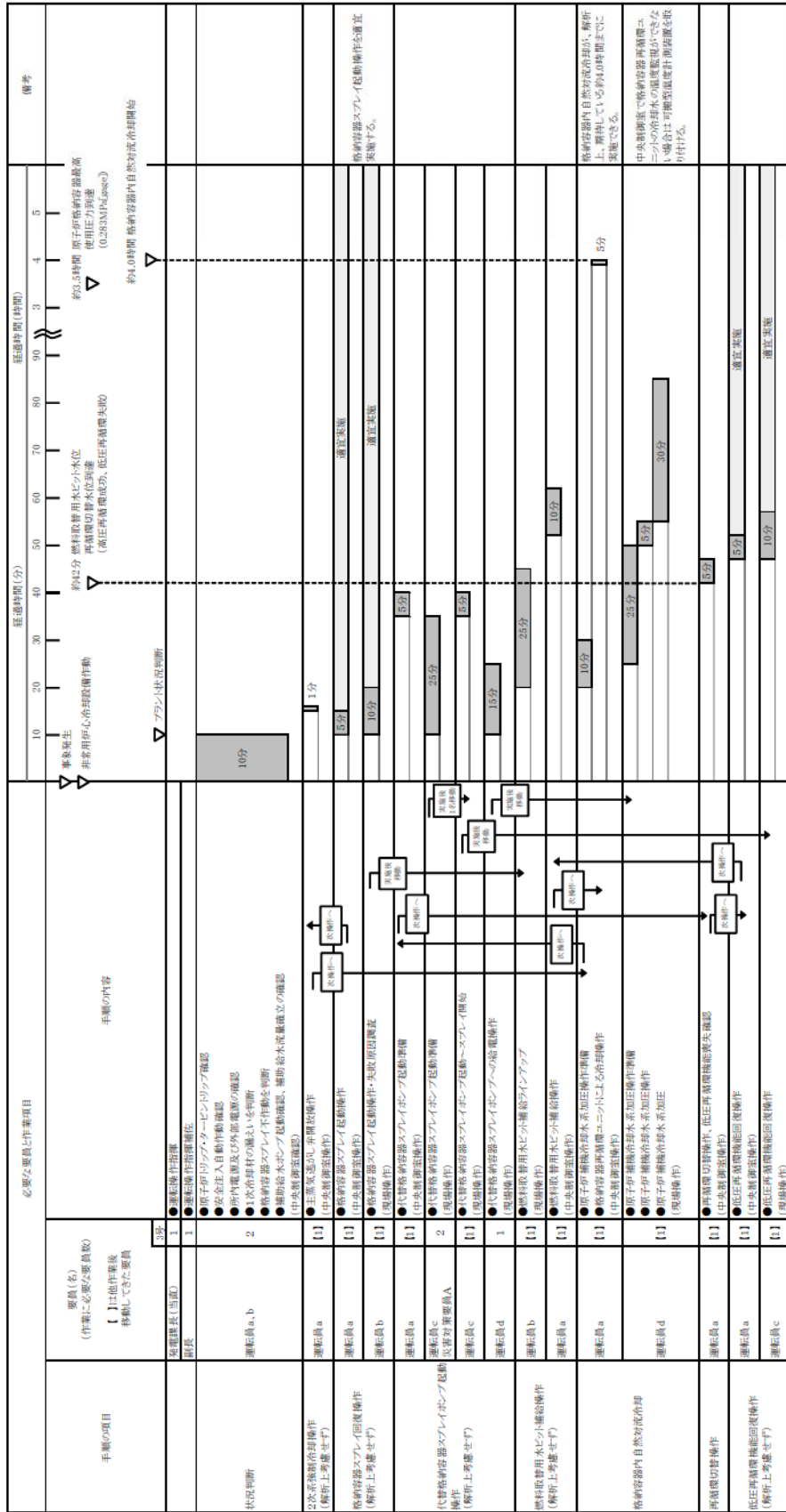
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の事故シナケケンスと同様に最低の保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最小保有水量)	最小の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の事故シナケケンスと同様に最小の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取替用水ピット 水位低 (16.5%) 到達	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を保守的に設定。
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃, 約3.6MW～約6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
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開始	原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始の操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分を想定して設定。
重大事故等対策に関する機器条件		重大事故等対策に関する操作条件



第 7.1.4.1 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図

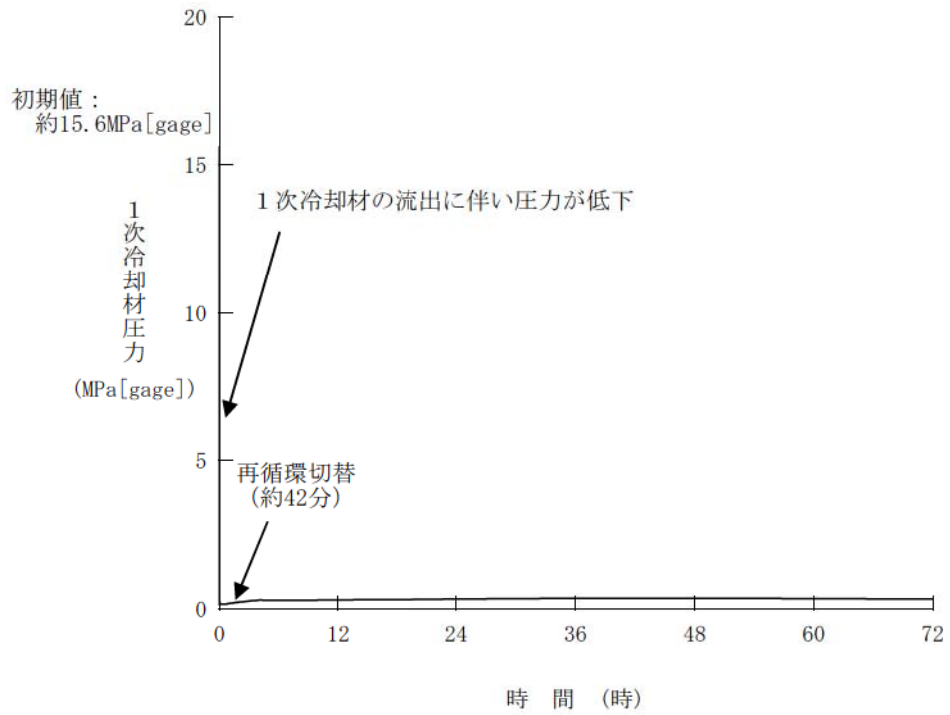


第 7.1.4.2 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の事象進展)

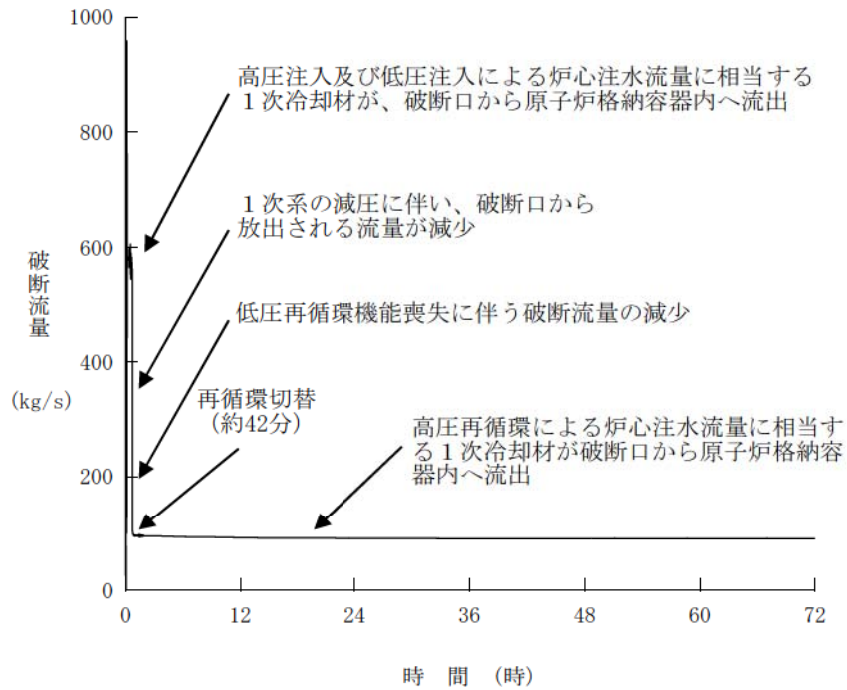


上記要員に加え、災害対策本部職員3名にて関係各所に通報連絡を行う。
 ・機内型通報装置による通報連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各規定時間は機内場所、機内条件並びに実際の現場移動を含む作業時間を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に記した各機内条件を厳格に遵守する。
 また、運転員の解析上設定した機内条件時間内に対応できることは前提としている。(一部の機内条件については想定時間により算出)

第 7. 1. 4. 3 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間
 (大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)

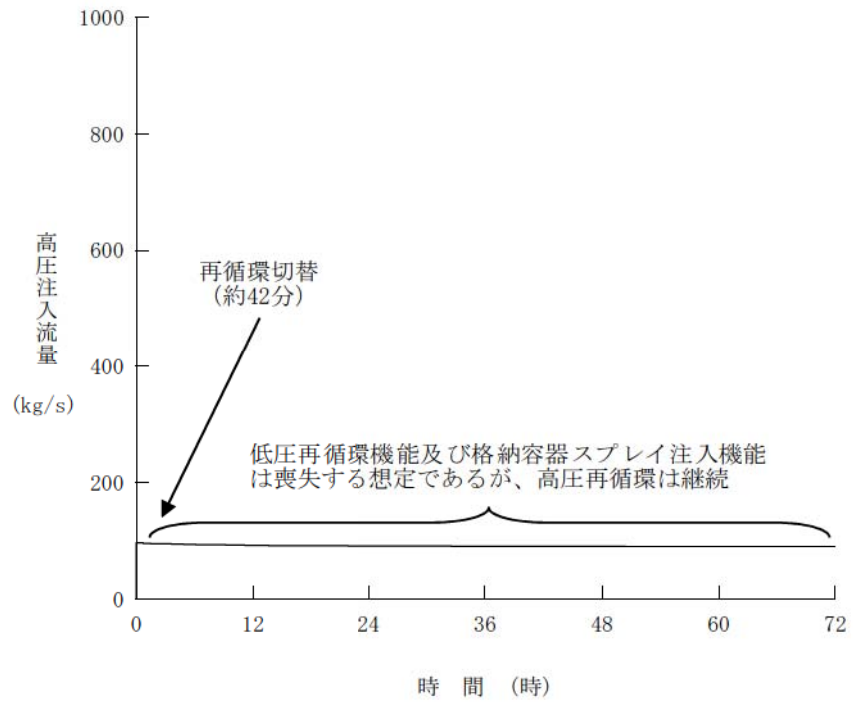


第 7.1.4.4 図 1次冷却材圧力の推移[※]

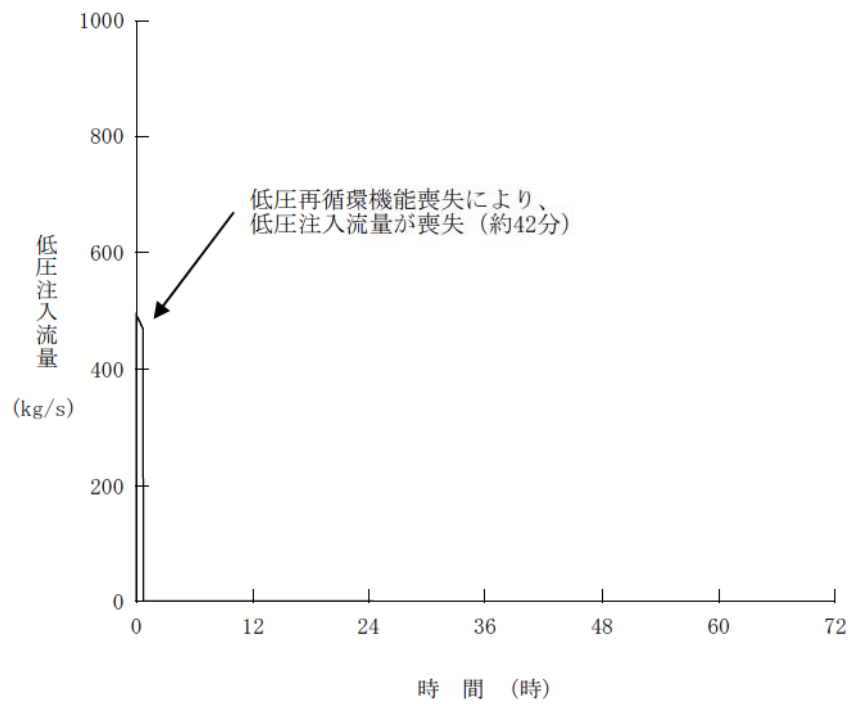


第 7.1.4.5 図 破断流量の推移[※]

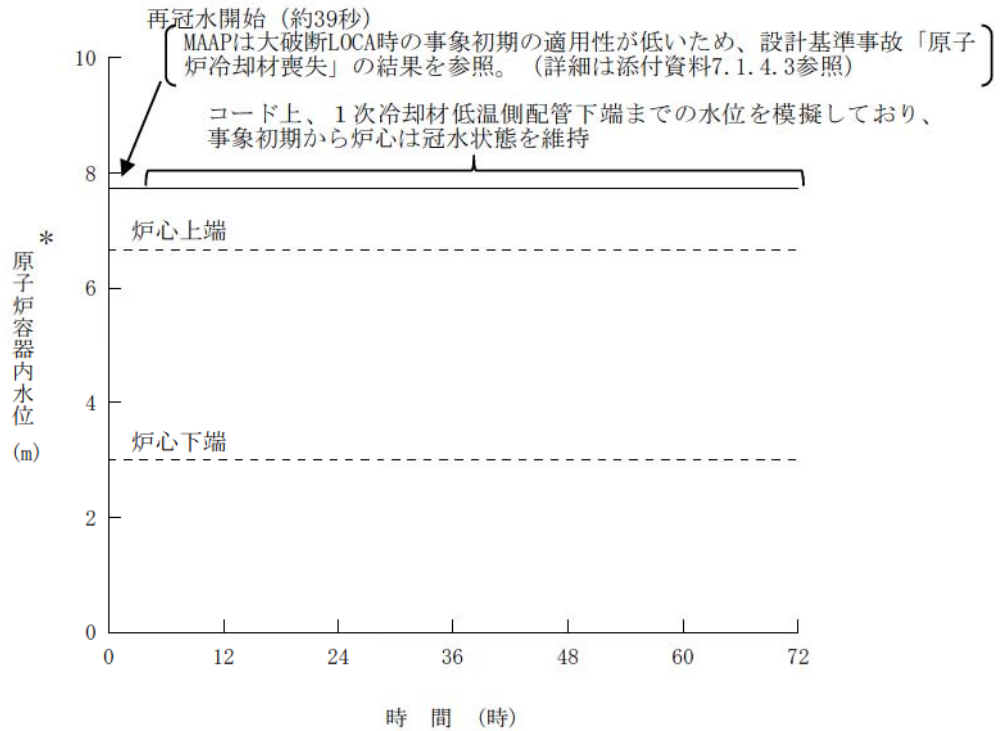
※：事象初期の応答については、添付資料 7.1.4.11 参照



第 7.1.4.6 図 高圧注入流量の推移

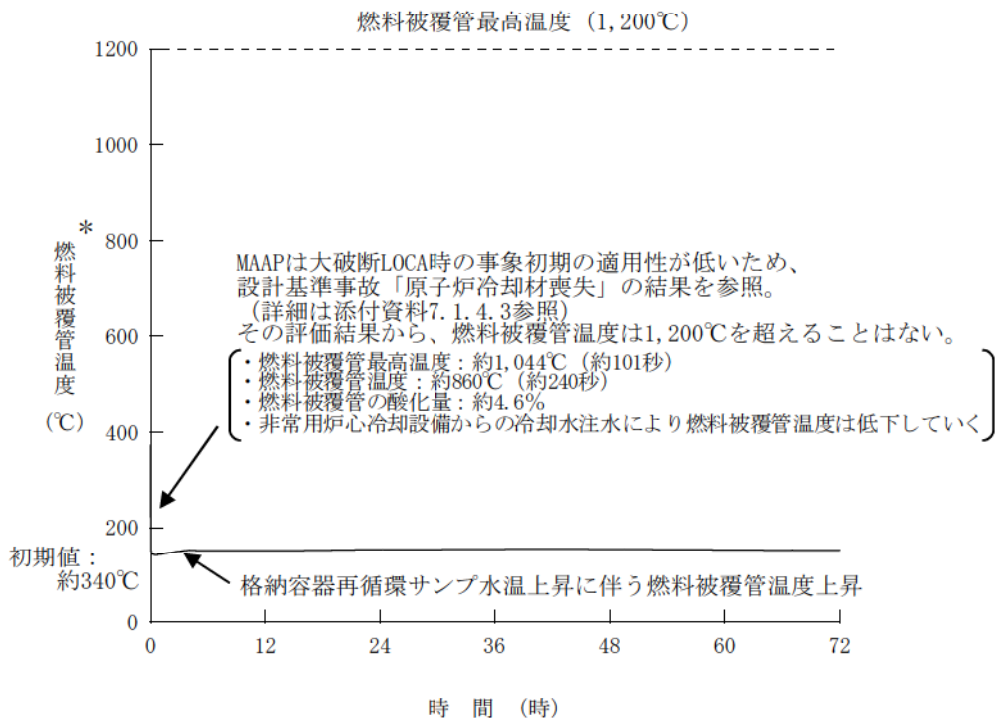


第 7.1.4.7 図 低圧注入流量の推移



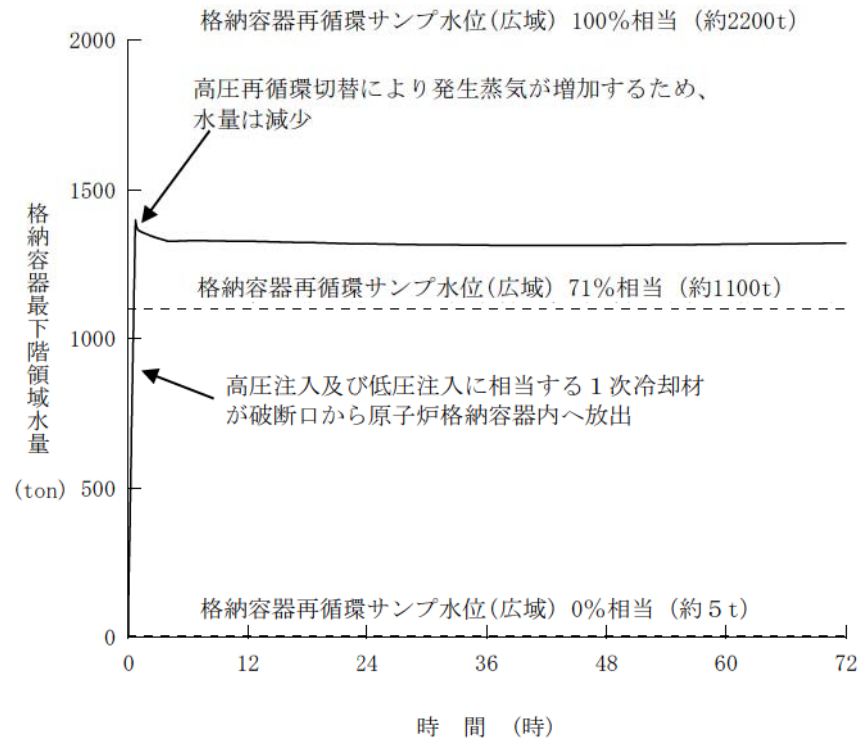
* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

第 7.1.4.8 図 原子炉容器内水位の推移

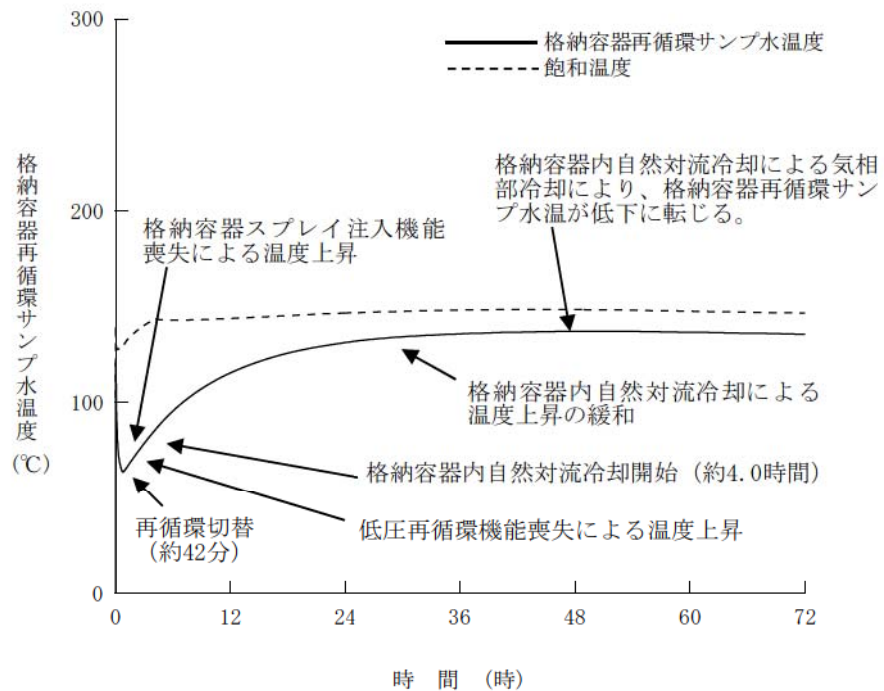


* : 炉心部ノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

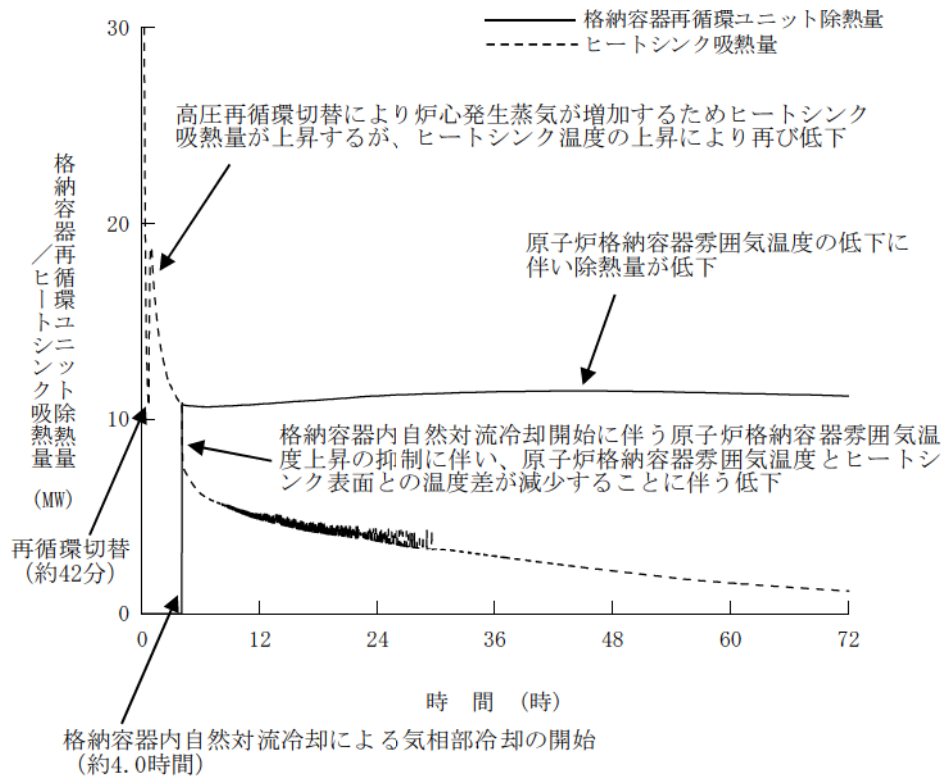
第 7.1.4.9 図 燃料被覆管温度の推移



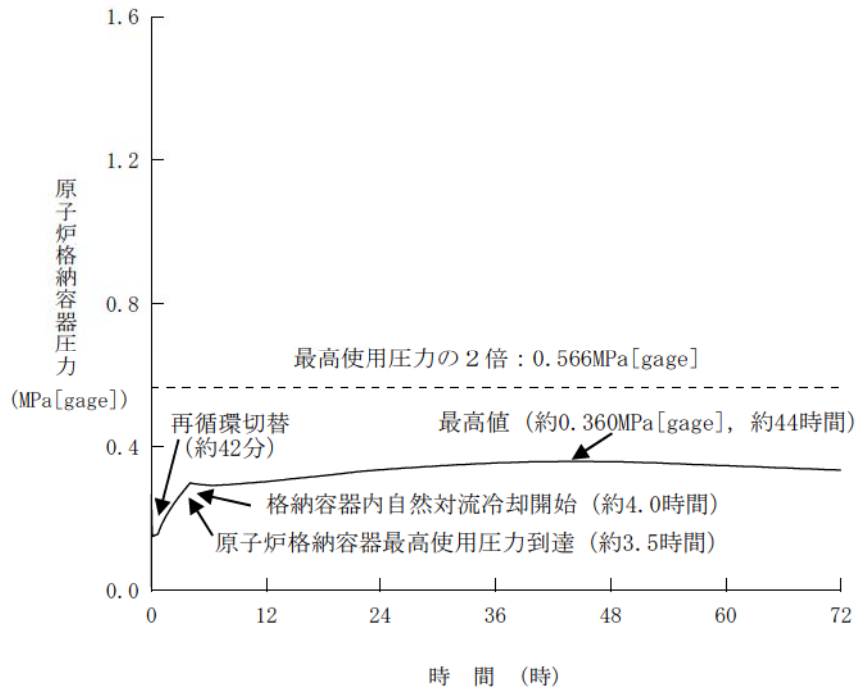
第 7. 1. 4. 10 図 格納容器最下階領域水量の推移



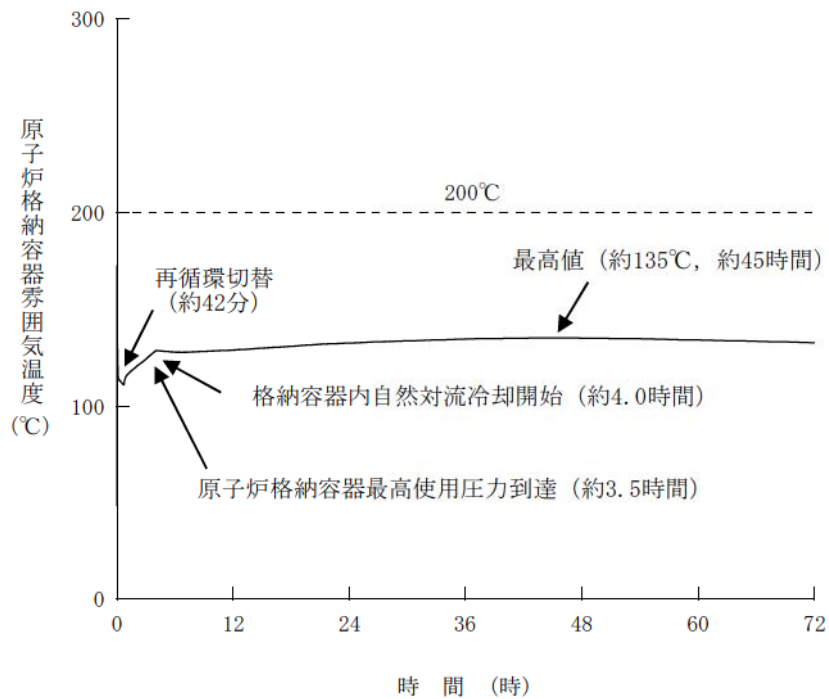
第 7. 1. 4. 11 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



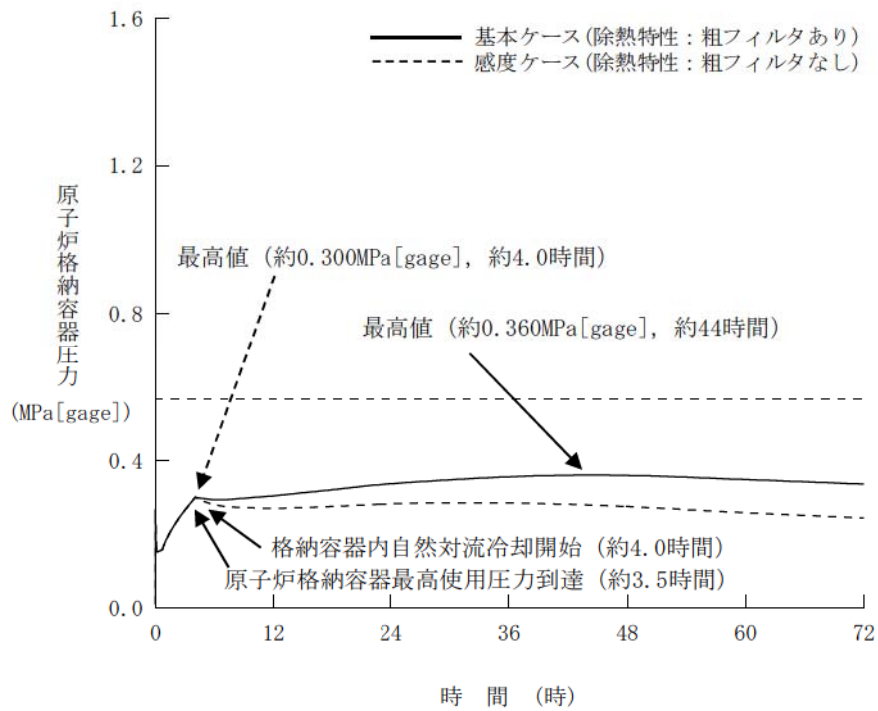
第 7. 1. 4. 12 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移



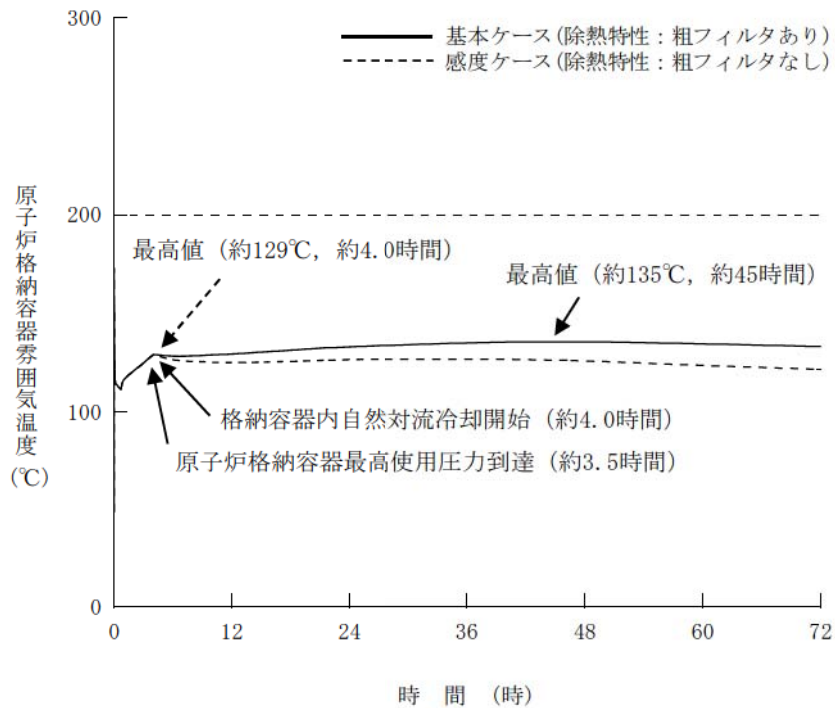
第 7.1.4.13 図 原子炉格納容器圧力の推移



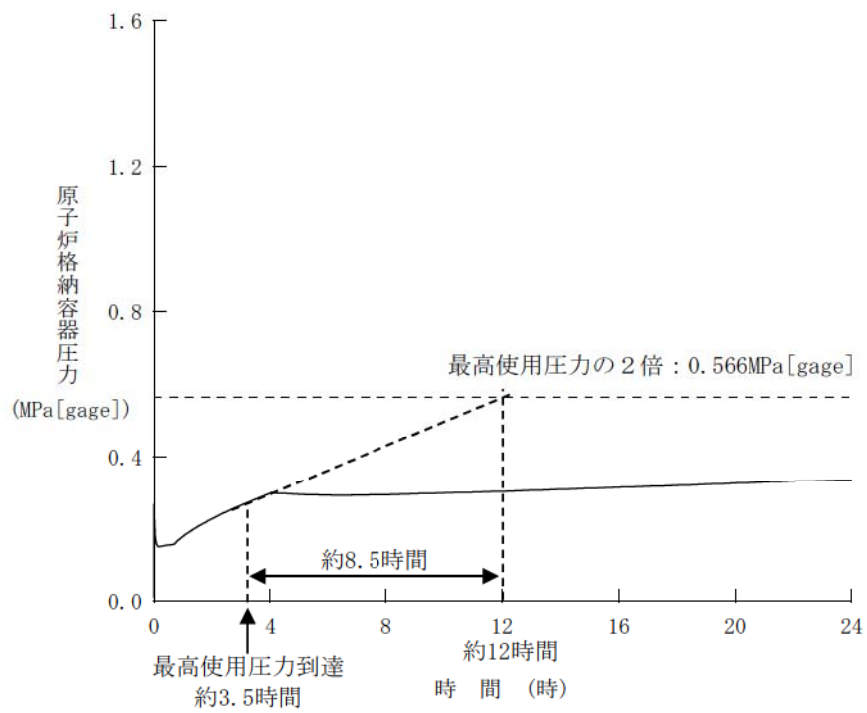
第 7.1.4.14 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



第 7.1.4.15 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



第 7.1.4.16 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



第 7.1.4.17 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕確認)

CV内漏えいにおけるCVサンプ水位上昇の時間遅れの考え方について

1. CV内小漏えい発生時における時間遅れ

CV内で小漏えいが生じた場合、約4割が蒸気、残りの約6割が水として流出し、凝縮液量測定装置及びCVサンプ水位上昇率測定装置によりそれぞれ検知される。この際、CV内小漏えい発生から各装置において漏えいが検知されるまでの時間について、まとめた結果を図1に示す。

図1から、凝縮液量測定装置で約0.23m³/h相当の指示値を示すまでに約47分の時間がかかること、及び、CVサンプ水位上昇率測定装置で約0.23m³/h（凝縮液量測定装置の凝縮水も含む）の指示値を示すまでに約57分の時間がかかることが示されている。

なお、CVサンプの水位上昇率（L/h）は、CVサンプへの流入量が極微小な数リットル単位で監視しており、基準値を超えた場合は監視強化を行う。（参考参照）

以上から、CV内小漏えいが生じてから、CVサンプ水位上昇率として検知するまでに約60分の時間遅れが生じるが、漏えい量が極めて少なく、充てんポンプ（約45m³/h）により1次系保有水を十分に補給できることから、炉心損傷等の重大な事故に至るような事象ではない。

2. LOCA事象における時間遅れ

CV内でLOCA事象が発生した場合、図1と同様の挙動を示すことになるが、漏えい検知装置で検出される前に、原子炉圧力低などのパラメータにより検知されるため、CVサンプ水位上昇率の時間遅れによる影響は生じない。

3. 各種パラメータによるCV内漏えい検知と時間遅れ

CV内での漏えい及びLOCA時の漏えい検知を判断するための主要なパラメータと時間遅れを表1にまとめる。運転員はこれらのパラメータの変化を監視し、これらの複数のパラメータを総合的に評価することにより冷却材漏えいを判断することとしている。

表1 CV内漏えい検知に用いる各種パラメータと時間遅れ

漏えい区分	検知の方法	時間遅れ
大破断 LOCA	原子炉圧力低 格納容器圧力高 加圧器水位低 充てん流量上昇 体積制御タンク水位低下	～数秒
中小破断 LOCA		数秒～数分
小漏えい	格納容器サンプル水位 上昇率測定装置	約1時間
	凝縮液量測定装置	1時間以内
	格納容器じんあいモニタ	1時間以内
	格納容器ガスモニタ	1時間以内

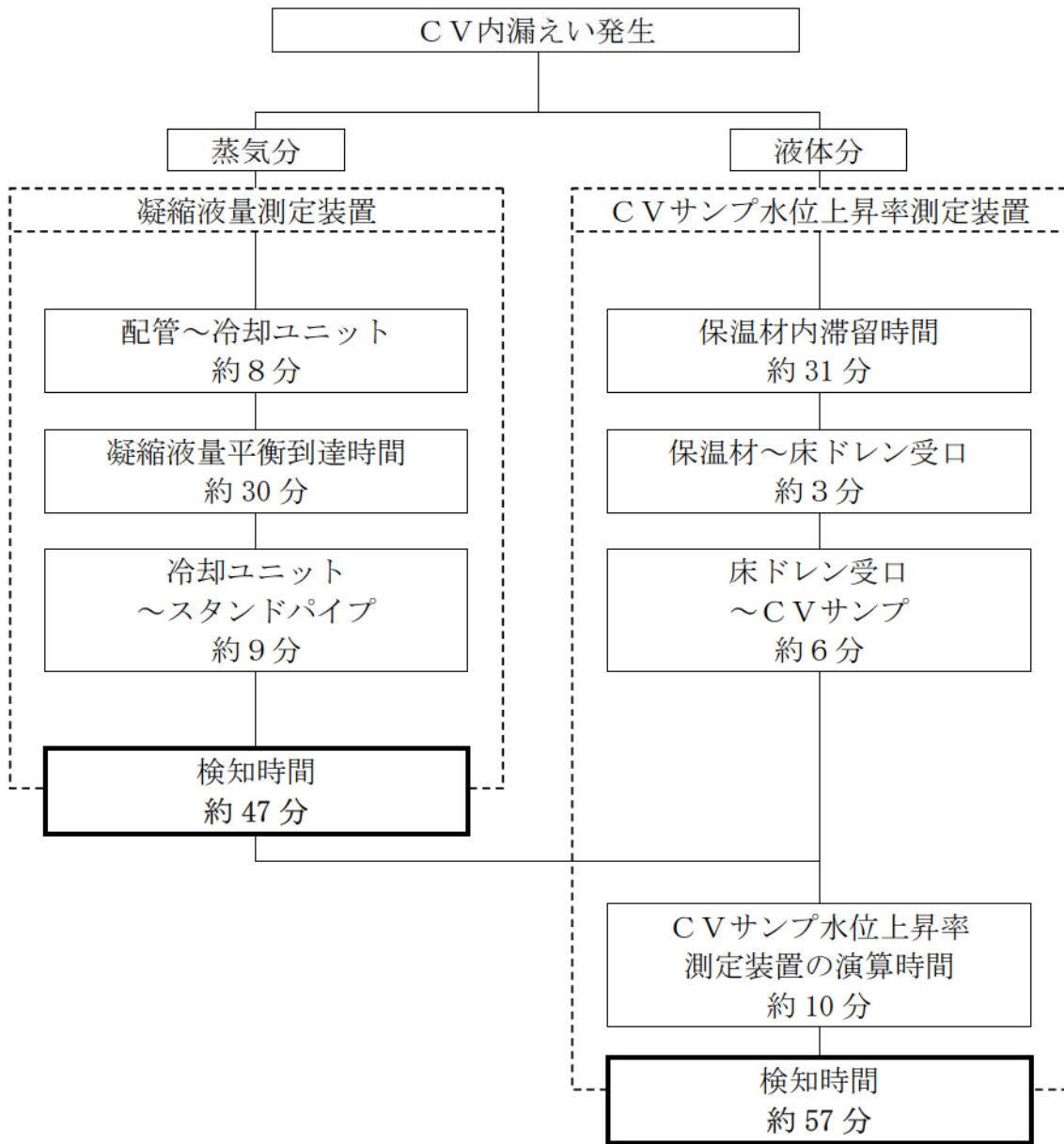


図1 CV内漏えい時における検知時間
(漏えい率 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ の場合)

【参考】実機におけるCV内漏えい監視について

実機においては、CVサンプの水位上昇率(L/h)を数リットル単位で監視しており、CVサンプへの流入量が極微小な段階から検出が可能である。この変化量が基準値を超えた場合には、その水位上昇の原因を究明するとともに、CVサンプの水位上昇率、放射線監視装置計数率等のパラメータの監視強化に移行する。また、この運用については、社内規程に規定している。

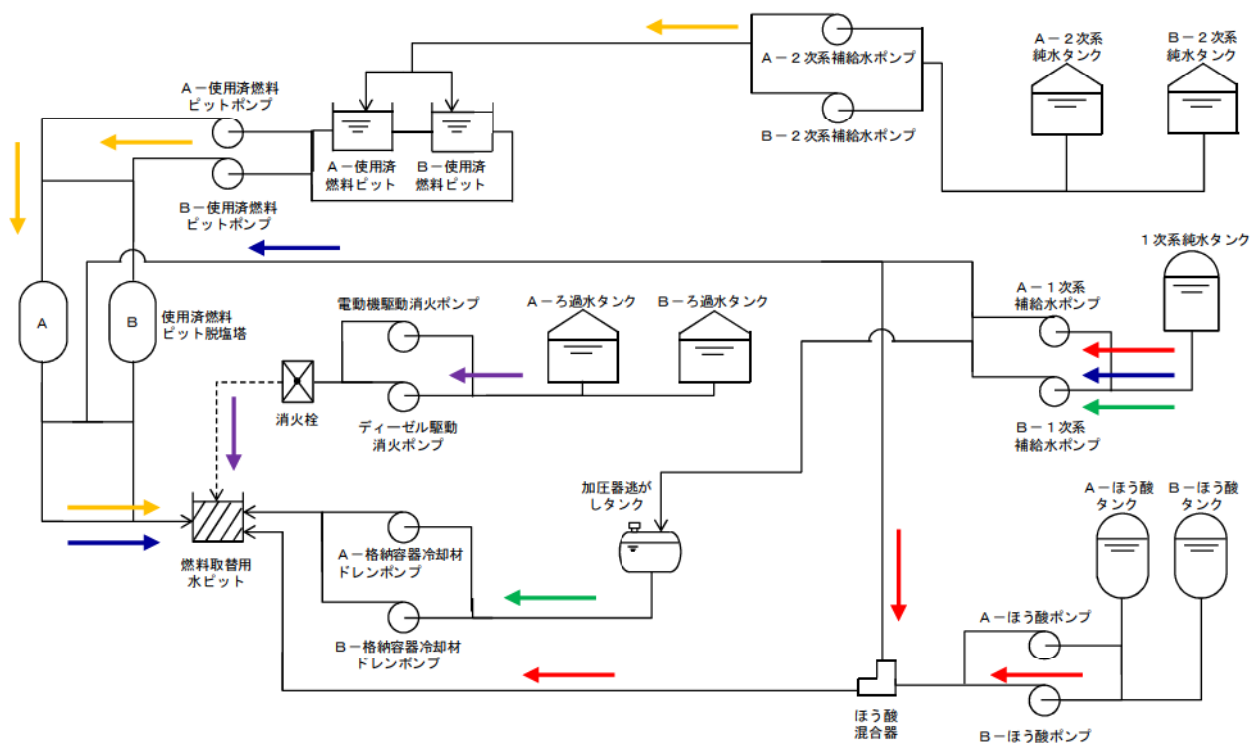
その一例として、運転中の原子力発電所においては、冷却水として使用している海水の急激な温度低下に伴う原子炉補機冷却水温度低下によりCV内で結露水が発生することがある。このような状況では、CVサンプの水位上昇が基準値を経過して監視強化を実施することとしている。

燃料取替用水ピットの補給方法について

泊3号炉の燃料取替用水ピットの補給方法について次頁に示す。

燃料取替用水ピットの補給方法について

	水源	補給可能水量	手段	補給流量	補給可能時間
①	ほう酸タンク □ m ³ × 2基	□ m ³ タンク2基で保有する最低有効水量	ほう酸混合器経由 →	□ m ³ /h (ほう酸タンク及び1次系純水タンク流量を調整して得られる最大流量)	約4.0時間
②	1次系純水タンク □ m ³ × 1基	最低運用水位 □% ポンプ停止水位 □% □% ~ □% の保有量 □ m ³	加圧器逃がしタンク経由 →	□ m ³ /h (格納容器冷却材ドレンポンプ容量 (1台))	約4.7時間
			使用済燃料ピット脱塩塔下流経由 →	□ m ³ /h (設定流量)	約22.0時間
③	2次系純水タンク □ m ³ × 2基	最低運用水位 □% ポンプ停止水位 □% □% ~ □% の保有量 □ m ³ × 2基	使用済燃料ピット経由 →	□ m ³ /h (使用済燃料ピット脱塩塔容量)	約41.0時間
④	ろ過水タンク □ m ³ × 2基	最低運用水位 □% ポンプ停止水位 □% □% ~ □% の保有量 □ m ³ × 2基	消火栓経由 →	□ m ³ /h (消火栓の容量)	約129.0時間



□ : 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。

MAAPの大破断LOCAへの適用性について

MAAP*を大破断LOCAに起因する事象に適用するに際して、事象初期の流動変化の激しい状況下での適用性が低く、具体的には事故発生直後の燃料被覆管温度挙動、原子炉水位、原子炉格納容器雰囲気温度の予測には適していない。

したがって、大破断LOCA直後のこれらパラメータの評価においては、設計基準事故（以下「DBA」という。）で実施された大破断LOCA解析の結果を参照すべきものと考えられる。（別紙1、別紙2参照）

大破断LOCA発生直後であっても、MAAPは原子炉1次系からの破断流を臨界流モデルで適切に模擬し、また、原子炉1次系及び2次系、原子炉格納容器内の質量・エネルギーバランスを考慮できることから、原子炉格納容器圧力の変化を適切に扱うことができる。（別紙3参照）

また、事象が進展して原子炉及び原子炉格納容器の流動変化が相対的に緩やかになると、例えば、崩壊熱による炉心水位の低下、炉心露出に伴う燃料被覆管温度及び燃料溶解挙動、原子炉格納容器圧力及び温度の評価は、支配則が質量・エネルギーバランスとなることから、適切に模擬することができる。

したがって、MAAPが適用される事象のうち、炉心損傷防止対策に含まれる「原子炉格納容器の除熱機能喪失」への適用に当たっては、事象初期の燃料被覆管温度、原子炉水位及び原子炉格納容器雰囲気温度の評価においてはDBAを引用する必要があるものの、事象初期を含む原子炉格納容器圧力の時間変化、原子炉の流動が緩やかになって以降の原子炉及び原子炉格納容器の物理パラメータの評価は適切に行える。

なお、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」時における再循環切替え以前の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の各保存則を解くことで事象初期のブローダウン期間及びリフィル/再冠水期間における熱水学的応答をより詳細に評価しているDBAの解析結果を参照している。

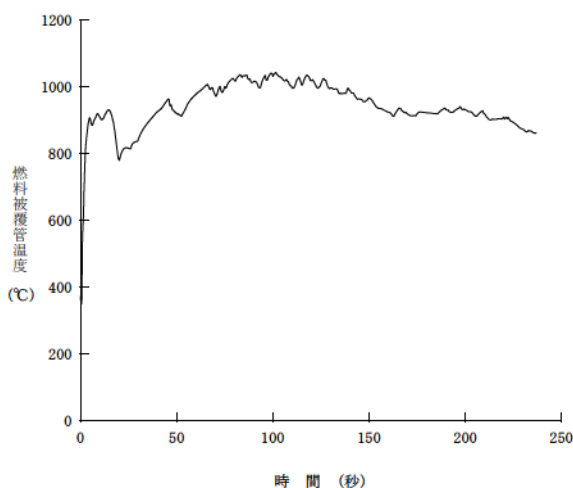
* : EPRI によって開発されたコード

大破断LOCA事象初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位について



一方、大破断LOCAの事象が進展するにつれて原子炉内の流動は相対的に緩やかになり、ECCS作動がなければ、崩壊熱による冷却材の蒸発に伴い炉心全体が露出してヒートアップする。この挙動は質量及びエネルギー保存を解くことで適切に模擬され、また、コードの気泡水位モデル及び炉心熱伝達モデルによりヒートアップ挙動も適切に評価される。

したがって、大破断LOCA初期の高温燃料棒のヒートアップの挙動及び炉心水位に限り、DBAの大破断LOCAの評価結果を参照すべきものと考えられる。DBAの評価結果を下图に示す。



	SA	DBA
ディーゼル発電機	(2台)* ¹	2台
高圧注入	注入時 : 2系列 再循環時 : 2系列	2系列
低圧注入	注入時 : 2系列 再循環時 : 不作動	1系列* ²
蓄圧注入	2基	2基
格納容器スプレイ	注入時 : 不作動 再循環時 : 不作動	2系列
ブローダウンPCT	—	約946°C
再冠水PCT	—	約1,044°C
炉心再冠水開始時間	—	約39秒
燃料被覆管の酸化量	—	約4.6%

*1 : ECCS 作動信号で自動起動するが、解析上は外部電源喪失を仮定しない

*2 : 単一故障として低圧注入系1系列の不作動を仮定している。

なお、原子炉格納容器応答の観点からは、MAAPは、大破断LOCA初期に過熱蒸気が原子炉格納容器内に伝播する精度上の問題はあるものの、原子炉から原子炉格納容器に放出される質量・エネルギー流量、ならびに原子炉格納容器内での構造物（ヒートシンク）及び冷却設備（格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット）による除熱を適切にモデル化している。したがって、DBA/大破断LOCAと同様に事象初期の原子炉格納容器圧力の上昇を適切に模擬できる。

□ : 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。

大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度について



このように、流体輸送の近似のため、1次系から流出する蒸気が、一時的に過熱度を保った状態で原子炉格納容器に伝播することから原子炉格納容器雰囲気温度が非現実的に上昇するため、MAAPによる原子炉格納容器雰囲気温度の評価では、この初期の温度上昇はシビアアクシデント対策有効性評価の判断では考慮しないこととしている。なお、前述のとおり、事象初期の原子炉格納容器圧力の上昇は、臨界流モデルにより1次系からの放出量が適切に模擬され、また、質量及びエネルギー保存式が考慮されていることから、MAAPにより適切に模擬されている。

したがって、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度はDBAにおける評価結果を参照すべきと判断している。DBAの評価結果を図2に示す。

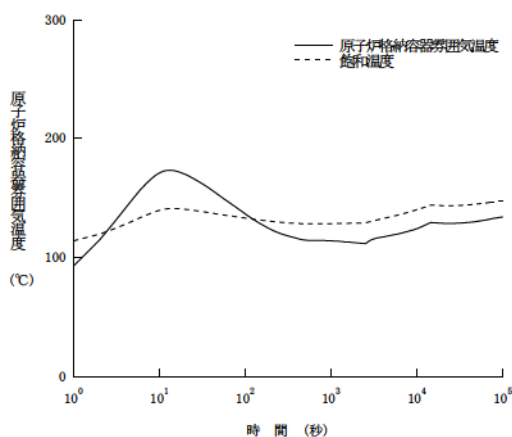


図1 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SA) の結果
(「原子炉格納容器の除熱機能喪失 (原子炉格納容器雰囲気温度の推移)」をlogスケールで表示したもの)

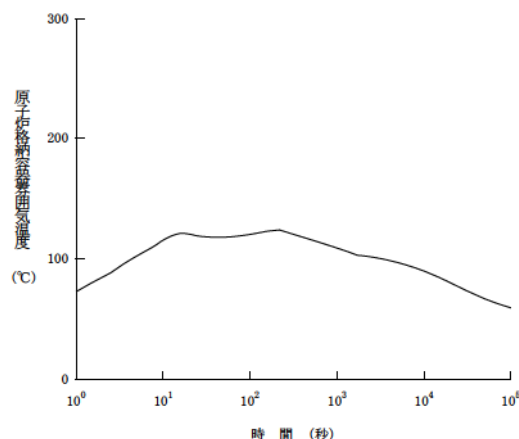


図2 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果
(設置変更許可添付書類と同じ)

	SA	DBA
ディーゼル発電機	(2台)*1	2台
高圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 2系列	2系列
低圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 不作動	2系列
蓄圧注入	2基*2	3基*3
格納容器スプレイ	注入時: 不作動 / 再循環時: 不作動	1系列*4
CV 最高温度 (時間)	—	約 124°C (約 219 秒)
再循環切替時間	(約 42 分)	約 28 分
CV スプレイ作動時間	—	約 151 秒

- * 1 : ECCS 作動信号で自動起動するが、解析上は外部電源喪失を仮定しない。
- * 2 : 低温側配管破断を仮定していることから、破断ループに接続する蓄圧タンク 1 基を見込まず、2 基を見込んでいる。
- * 3 : 蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク 3 基とも見込んでいる。
- * 4 : 単一故障として格納容器スプレイ系 1 系列の不作動を仮定している。

□ : 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。

大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器圧力について



MAAPでは、炉心、減圧後の蒸気発生器2次側及び構造材からの熱供給を模擬する。これが原子炉の1次冷却材に伝達され、破断流を含む1次冷却材の熱流動が前述の保存式に従い計算される。これらモデルにより、PWRのLOCAを特徴づける初期のブローダウンから再冠水期間の原子炉から原子炉格納容器への熱輸送は評価される。

MAAPによる「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象の解析結果とDBAコードによる格納容器健全性(大破断LOCA)解析結果を図1、図2に示す。両事象では、主に低圧再循環の成功有無、格納容器スプレイによる冷却の成功有無の差異のため、原子炉格納容器圧力の挙動に違いが見られるものの、大破断LOCA発生直後の挙動は同等である。これは、MAAPの熱流動モデルの一部に近似的な扱いはあるものの、流動の速い状況下においても原子炉及び原子炉格納容器のエネルギー挙動を適切に模擬し、現行のDBAコードと同程度の評価を行えることを意味している。

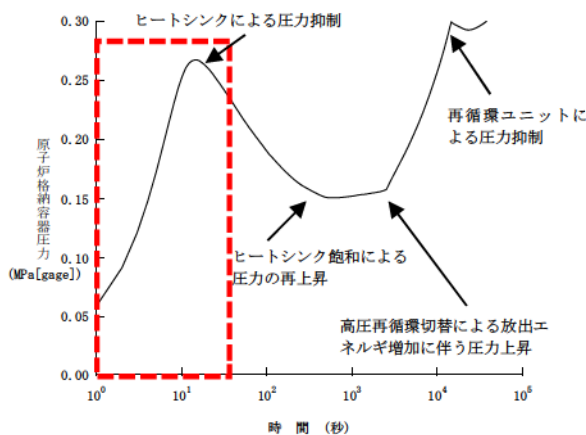


図1 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SA) の結果
 (「原子炉格納容器の除熱機能喪失 (原子炉格納容器圧力の推移)」
 を log スケールで表示したもの)

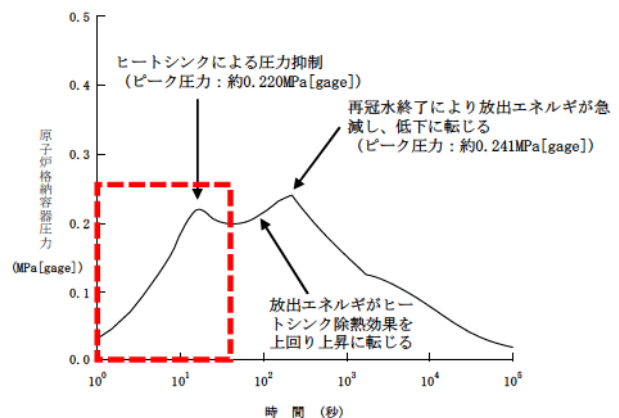


図2 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果
 (設置変更許可添付書類十と同じ)

	SA	DBA
高圧注入	注入時: 2系列/再循環時: 2系列	2系列
低圧注入	注入時: 2系列/再循環時: 不作動	2系列
蓄圧注入	2基*1	3基*2
格納容器スプレイ	注入時: 不作動/再循環時: 不作動	1系列*3

- *1: 低温側配管破断を仮定していることから、破断ループに接続する蓄圧タンク1基を見込まず、2基を見込んでいる。
- *2: 蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク3基とも見込んでいる。
- *3: 単一故障として格納容器スプレイ系1系列の不作動を仮定している。

□ : 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)

: 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表 システム熱水力解析用データ（原子炉格納容器の除熱機能喪失）

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) 高压注入ポンプ 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 6) 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) 7) 格納容器内自然対流冷却 (格納容器再循環ユニット使用) i 開始条件 ii 台数	11.36MPa[gage] 0秒 2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 ³ （1基当たり） 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 ³ /h（蒸気発生器3基合計） 16.5% (<input type="text"/> m ³) 原子炉格納容器の最高使用圧力 0.283MPa[gage] 到達から30分後 2基	設計値（作動限界値） 最小値 設計値 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） 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） 設計値 設計値 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) 破断口径	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 安全注入特性
(高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台)

 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。

安定停止状態について

原子炉格納容器の除熱機能喪失(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)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：高圧再循環の継続により炉心の冷却が維持されている状態

原子炉安定停止状態の確立について

第7.1.4.5図の解析結果より、事象発生の約42分後に燃料取替用水ピット水位低下により再循環切替可能水位（16.5%）に到達したところで再循環運転に切替え、高圧再循環運転へ移行する。高圧再循環運転により炉心の冷却が維持されることから、事象発生の約1時間後を原子炉の安定停止状態とした。

原子炉格納容器安定状態の確立について

第7.1.4.13図及び第7.1.4.14図の解析結果より、原子炉格納容器最高使用圧力到達後、原子炉補機冷却系による格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器圧力及び温度が低下に転じる事象発生の約45時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。

高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却による長期安定状態の維持について

1次冷却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、高圧再循環運転及び原子炉補機冷却系による格納容器内自然対流冷却を継続することで、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。

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

本申請では、格納容器再循環ユニット（以下「再循環ユニット」という。）に期待する事象においては、表1及び図1に示す再循環ユニット除熱特性を使用している。

一方、再循環ユニットについては、粗フィルタを撤去することで大幅に除熱特性の向上を図ることができ、早期に原子炉格納容器圧力・温度を低下させ、原子炉格納容器への負荷を低減できることから、粗フィルタを撤去することとしている。

そこで、再循環ユニットに期待する3つの事象において、再循環ユニットの除熱特性を、粗フィルタの取り外しを考慮したケース（感度ケース）で感度解析を実施し、粗フィルタあり（基本ケース）の解析結果と比較することで、粗フィルタ撤去の効果を確認した。

感度解析の結果を表2及び図2～4に示す。

粗フィルタの取り外しを考慮した感度解析結果に対して基本ケースの解析結果が保守的な結果であることから、粗フィルタ撤去の効果が確認できた。

対象： 原子炉格納容器の除熱機能喪失：

（大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ失敗）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）：

（大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ失敗）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）：

（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）

表1 格納容器再循環ユニット除熱特性の比較

ケース	1基あたりの除熱特性
基本ケース（粗フィルタあり）	約3.6MW～約6.5MW (100℃～約155℃※)
感度ケース（粗フィルタなし）	約4.4MW～約7.6MW (100℃～約155℃※)


※：原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍となった時の飽和温度

表2 感度解析結果

		原子炉格納容器最高圧力 (MPa[gage])		原子炉格納容器最高温度 (℃)	
粗フィルタ		あり (基本ケース)	なし (感度ケース)	あり (基本ケース)	なし (感度ケース)
原子炉格納容器の 除熱機能喪失		約0.360 (約44時間)	約0.300 (約4時間)	約135 (約45時間)	約129 (約4時間)
雰囲気圧力・ 温度による 静的負荷	格納容器 過圧破損	約0.360 (約45時間)	約0.326 (約13時間)	約137 (約49時間)	約132 (約38時間)
	格納容器 過温破損	約0.347 (約45時間)	約0.308 (約18時間)	約141 (約45時間)	約135 (約37時間)



図1 格納容器再循環ユニット除熱特性の比較

 : 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。

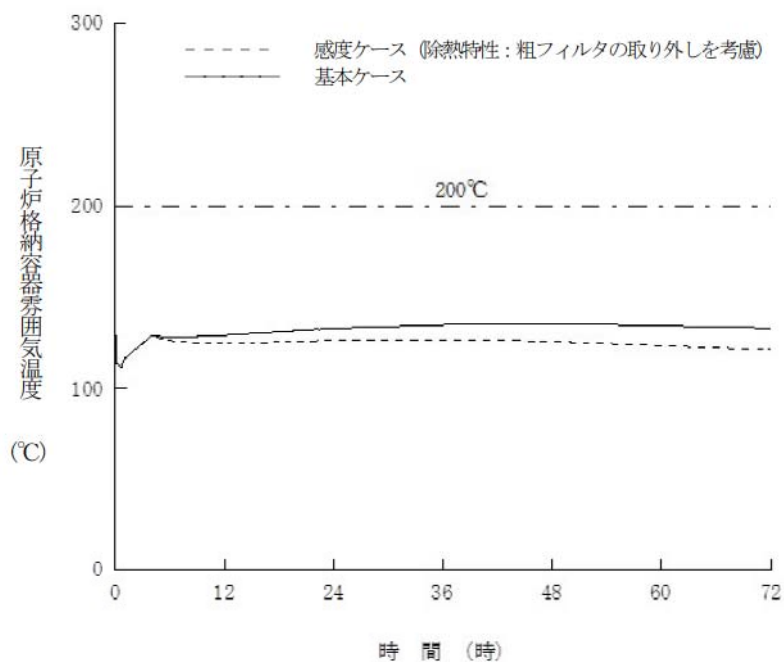
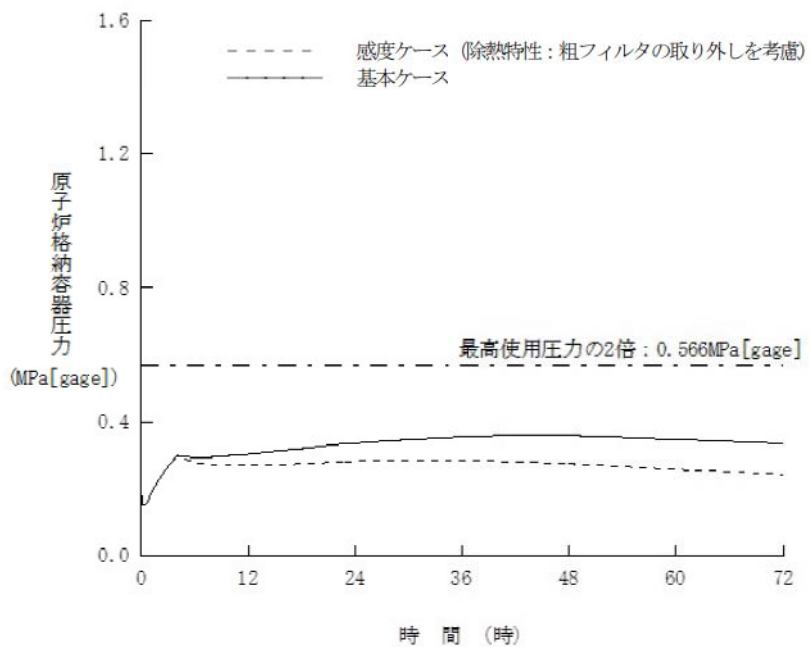


図2 原子炉格納容器の除熱機能喪失

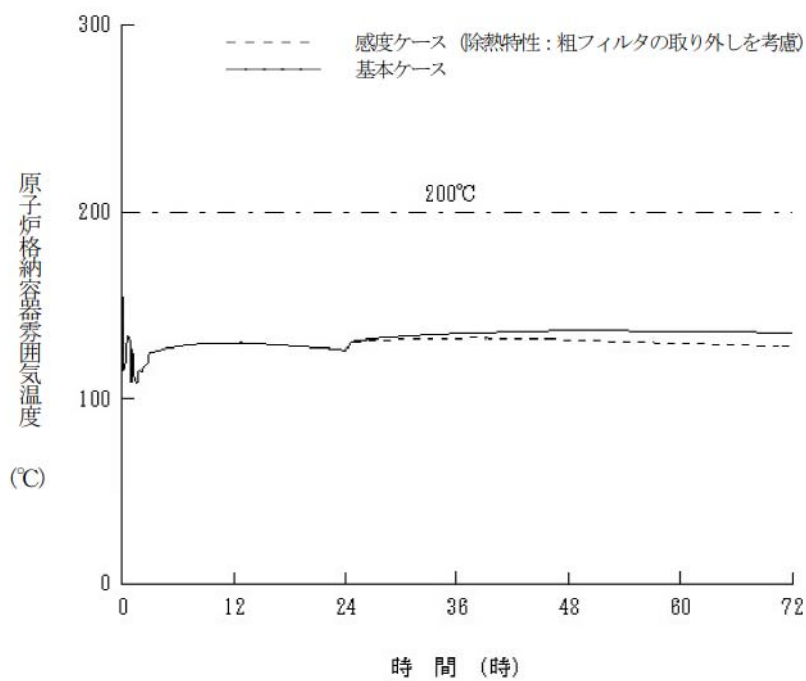
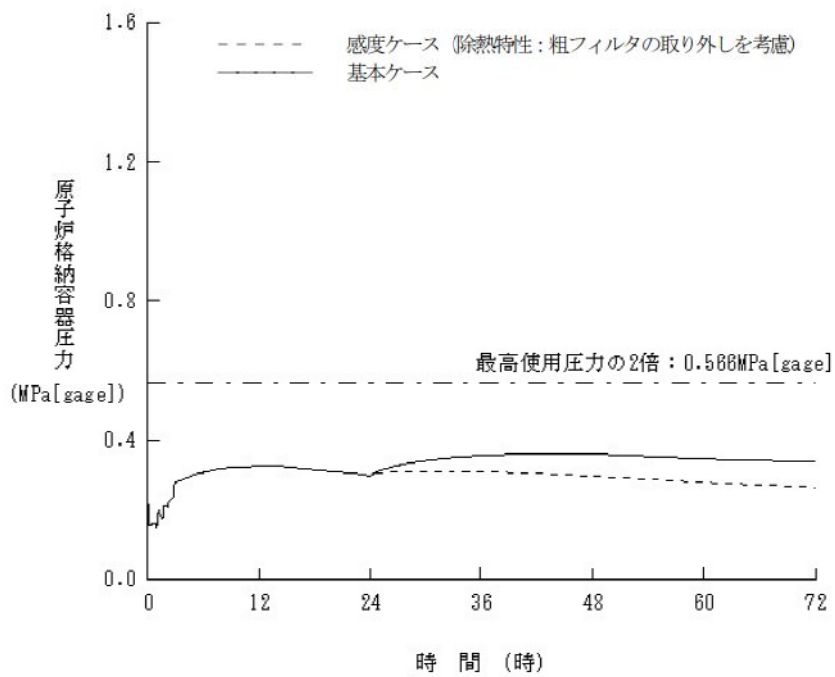


図3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)

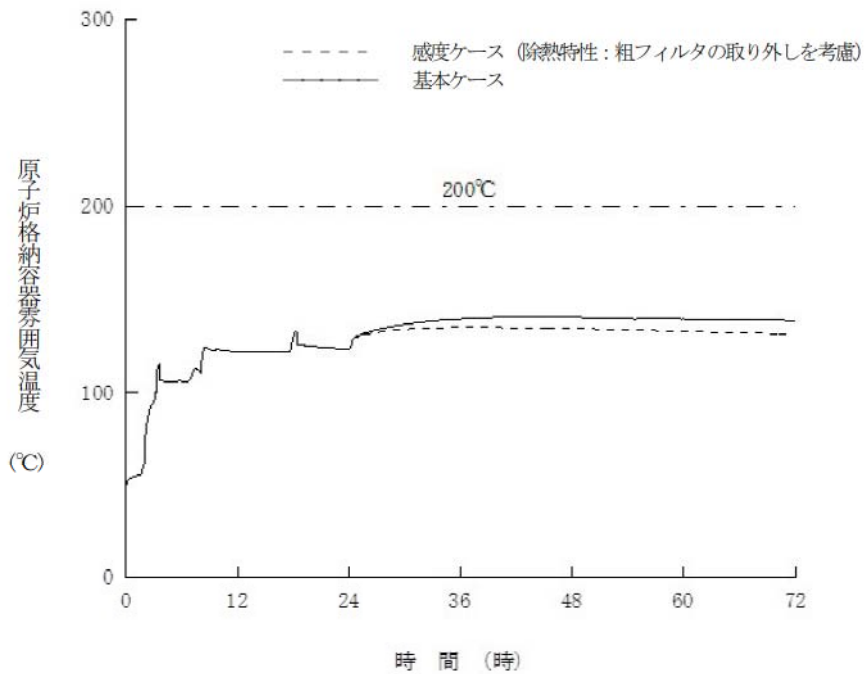
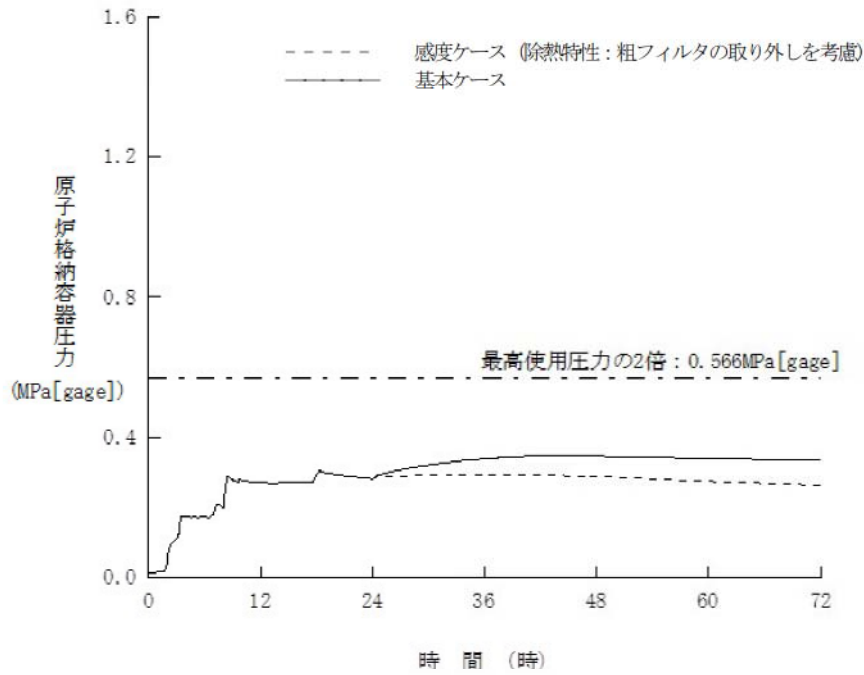


図4 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)

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°C到達までの時間余裕について

1. はじめに

原子炉格納容器の除熱機能喪失が発生した場合において、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200°C到達までの時間余裕について確認した。

2. 原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200°C到達までの時間余裕

原子炉格納容器圧力及び温度の挙動を図1、図2に示す。図1及び図2の原子炉格納容器の除熱機能喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の応答から確認できるとおり、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度は低下するが、保守的に、原子炉格納容器の最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇率を維持するものとして概算した結果、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍に到達するまでの時間余裕は8.5時間程度、原子炉格納容器温度200°Cに到達するまでの時間余裕は17.5時間程度となった。

よって、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍到達までの時間余裕の方が200°C到達までの時間余裕より短いため、格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕として8.5時間程度は確保できる。

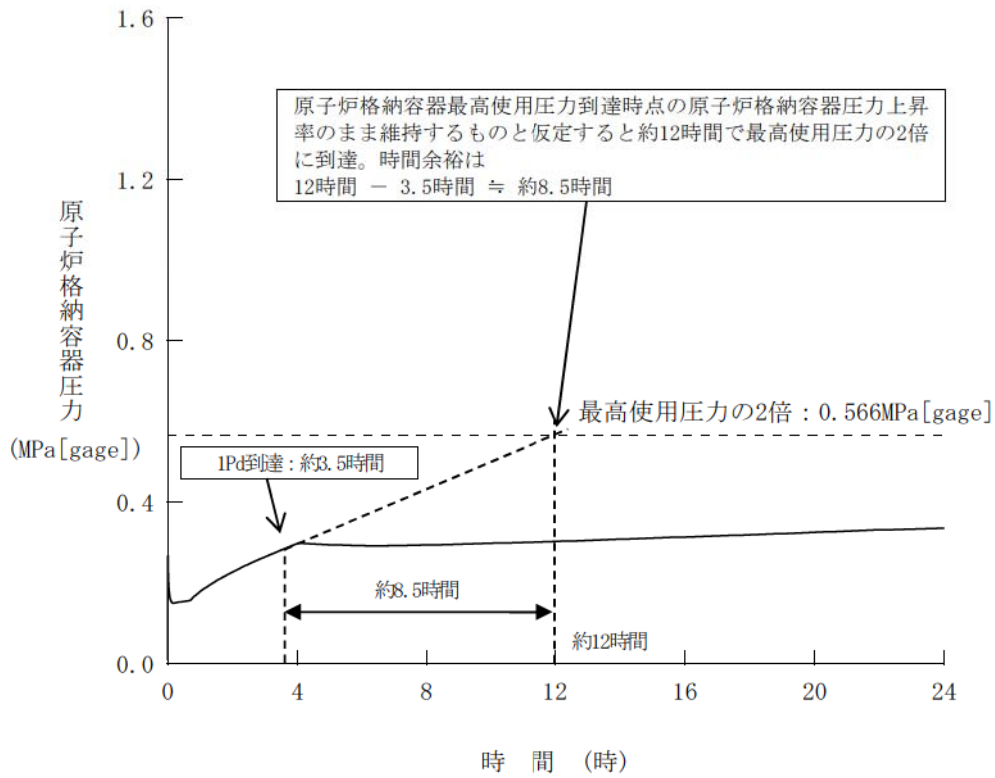


図1 原子炉格納容器圧力の推移

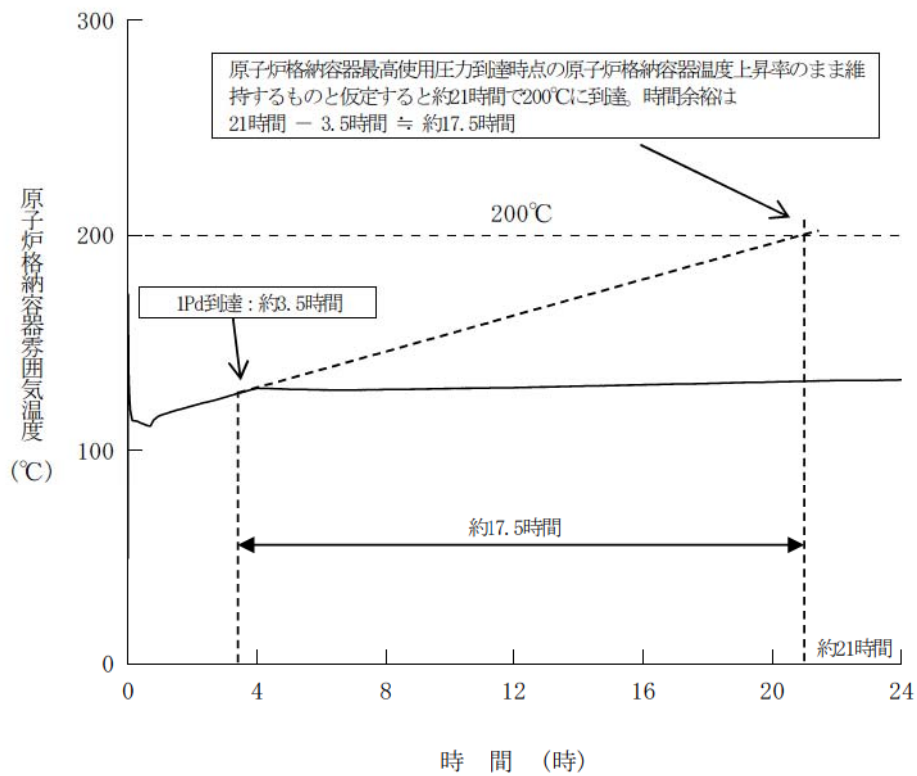


図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

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)

重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレ
イ注入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。

: 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 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 格納容器	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にて確認。	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にて確認。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）	原子炉格納容器内温度 ：十数℃程度高めめに評価 原子炉格納容器圧力 ：1割程度高めめに評価 非凝縮性ガス濃度 ：適正に評価	原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。	原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	再循環ユニットモデル	<ul style="list-style-type: none"> 再循環ユニットの除熱性能 入力値に含まれる 水素が存在する場合、ドライ換算13%の場合、原子炉格納容器圧力0.016MPa、温度を2℃程度高めめに評価（代表3ルーブプラン）。 	解析コードにおいては、水素発生がないことから、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にて確認。	解析コードにおいては、水素発生がないことから、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と与える影響 (1/4)

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	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	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、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ることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。	解析条件で設定している炉心熱出力より小さくなり、崩壊熱及び炉心保有熱が小さくなるため、1次系保有水が確保しやすく原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。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、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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。	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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。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次冷却材平均温度	306.6+2.2°C	306.6°C	評価結果を厳しくするよう、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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。	解析条件で設定している初期の1次系温度より低くなり、1次冷却材系の保有熱が小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。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。	
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ルーブリック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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。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	50 t (1基当たり)	50 t (1基当たり)	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対する影響はない。	
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	66,000m ³	評価結果を厳しくするよう、設計値に基づき小さい値を設定。	解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。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。	

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を与える影響（2/4）

項目	解析条件（初相条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	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、炉心冠水運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減少し、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。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。	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減少し、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。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	格納容器スプレイ注入機能喪失及び低圧再循環機能喪失	格納容器スプレイ注入機能喪失及び低圧再循環機能喪失	格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失するものとして設定。	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少ない。
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、再循環切替の時期が早くなるため、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプ水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点から厳しい設定。	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少ない。	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少ない。

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を与える影響 (3/4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
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、評価項目となるパラメータを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を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 (11.48MPa[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めの値として、解析に目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原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、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、運転員等操作時間を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を与える影響は小さい。
高压注入 ポンプ	最大注入特性	定格注入特性	原子炉格納容器圧力を厳しくするよう、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を設定。		
	余熱除去ポンプ	最大注入特性	原子炉格納容器圧力が増加し、原子炉格納容器内破断口からの放出量が増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。	解析条件で設定している1次系への注水流量より低下するため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。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。	解析条件で設定している1次系への注水流量より低下するため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。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。
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35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が早くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始に対しての影響は小さい。	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、評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。
	150m ³ /h (蒸気発生器3基 計)	150m ³ /h (蒸気発生器3基 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い。	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	実際に見込まれる操作開始時間	解析条件（操作条件）の不確かさ	解析条件（操作条件）の不確かさ（除く）による影響				
操作条件	原子炉格納容器再循環システムによる格納容器内自然対流冷却開始	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内筒熱伝達の不確かさにより、格納容器内自然対流冷却操作の開始時間が遅くなる。	破断口径等の不確かさにより、格納容器内自然対流冷却の開始時間が早くなる。	運転員等操作時間として、原子炉補機冷却水サーキットの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環システムによる冷却開始操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に、原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa〔gage〕到達から30分を想定して設定。	格納容器内自然対流冷却は、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事象連展上重複する操作に由来することから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確かさによって事象連展が緩やかになることと、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなることと、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	操作時間余裕
	格納容器再循環システムによる格納容器内自然対流冷却開始	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内筒熱伝達の不確かさにより、格納容器内自然対流冷却操作の開始時間が遅くなる。	破断口径等の不確かさにより、格納容器内自然対流冷却の開始時間が早くなる。	運転員等操作時間として、原子炉補機冷却水サーキットの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環システムによる冷却開始操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に、原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa〔gage〕到達から30分を想定して設定。	格納容器内自然対流冷却は、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事象連展上重複する操作に由来することから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確かさによって事象連展が緩やかになることと、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなることと、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	操作時間余裕

燃料評価結果について

1. 燃料消費に関する評価（原子炉格納容器の除熱機能喪失）

重要事故シーケンス【大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 (事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ k}\ell$
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動（保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約(24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台)×24h×7日間=7,342 ℓ = 約7.4kℓ
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 534.5kℓ
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kℓ）にて供給可能

※ ディーゼル発電機重油消費量計算式

$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$$

V : 重油必要容量 (kℓ)	
N : 発電機定格出力 (kW) = 5,600	
H : 運転時間 (h) = 168 (7日間)	
γ : 燃料油の密度 (kg/kℓ) = 825	
c : 燃料消費率 (kg/kW・h) = 0.2311	

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

原子炉格納容器の除熱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。

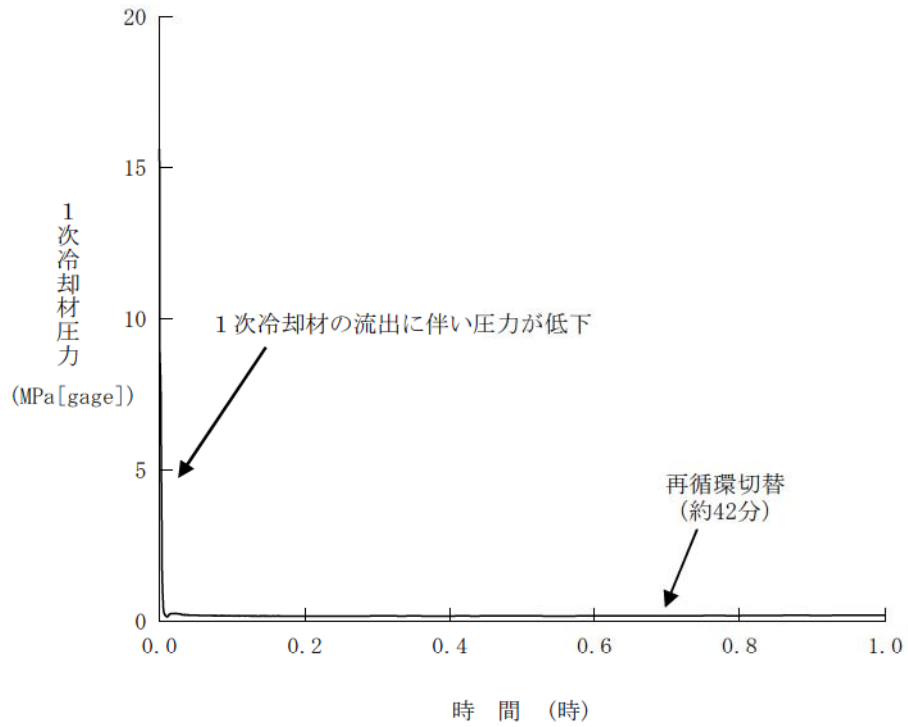


図1 1次冷却材圧力の推移（本資料 第7.1.4.4図の拡大図）

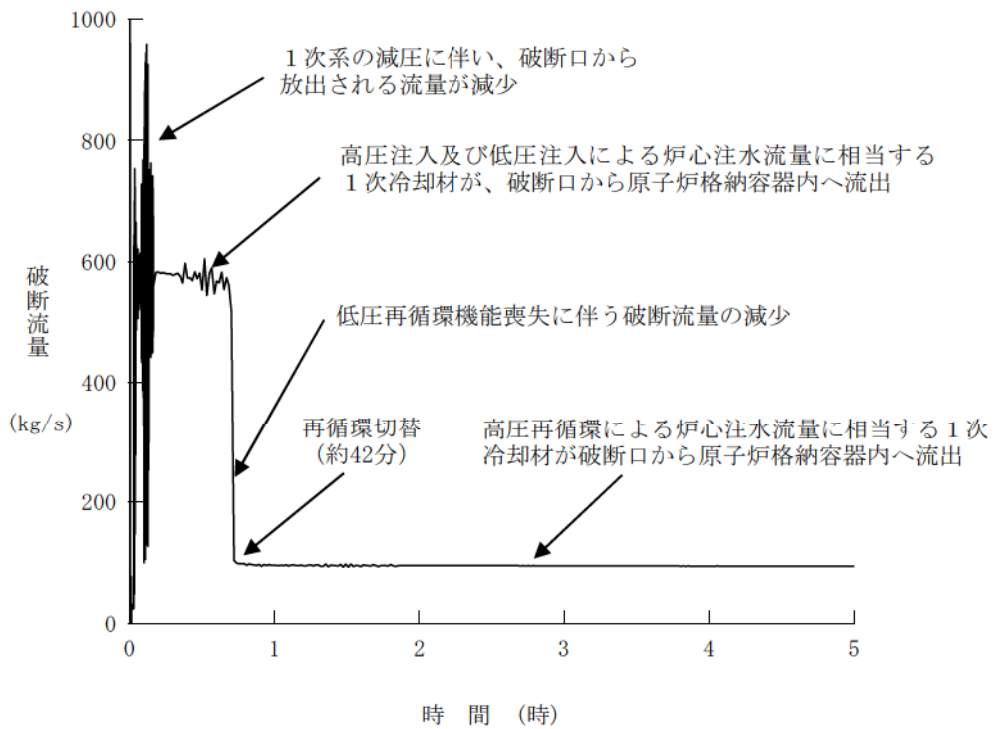


図2 破断流量の推移（本資料 第7.1.4.5図の拡大図）

FFRD 現象の有効性評価への影響について

近年、海外では燃焼の進んだ燃料棒を対象とした LOCA 模擬試験において、非常に高い燃焼度に到達した燃料の一部で被覆管の膨れ・破裂に伴うペレットの細分化、軸方向の再配置及び破裂開口部からのペレット細片の放出が生じる現象（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal：FFRD）が報告されている。ここでは、有効性評価に対する FFRD 現象の影響について示す。

(1) FFRD 現象の概要

FFRD 現象は LOCA 時の燃料挙動を調査する目的で国際プロジェクトとして実施しているハルデン炉プロジェクト、SCIP-III プロジェクトで確認されている^[1]（図 1）。FFRD 現象は LOCA 時に以下の事象が進展していくことで発生する。

i. ペレットの破砕（Fragmentation）

燃料温度上昇に伴いペレットが破砕し燃料片になるが、一定の燃焼度を超えると微細な燃料片の割合が増加してくる。

この時、核分裂生成（Fission Products, FP）ガス等が放出され、冷却材中の放射線量増加に繋がる可能性がある。

ii. ペレットの燃料棒軸方向再配置（Relocation）

燃料片が燃料棒内を移動し被覆管膨れ部に集積する（特に微細な燃料片では充填率が高くなる）ことで、局所的に被覆管温度が上昇し、酸化が進行することなどにより被覆管強度が低下する。

これが原因で、クエンチ時に発生する引張応力により燃料棒が分断する可能性がある。

iii. 破裂開口部からのペレット細片の放出（Dispersal）

燃料棒から放出されたペレット片による冷却材流路閉塞により、炉心の冷却可能形状が失われる可能性がある。



図 1 ハルデン炉試験で確認された FFRD 現象^{[2][3]}

(2) 有効性評価への影響

FFRD 現象は燃料の高燃焼度化に伴い発生する可能性が増大するとされており、燃焼の進展に伴う Fragmentation の発生については、これまでの研究成果をまとめた論文によるとペレット燃焼度約 68~72GWd/t で顕在化すると報告されている^[1]。

ここで、PWR 高燃焼度化ステップ 2 燃料については集合体最高燃焼度が 55GWd/t、燃料棒平均の設計最高燃焼度は 61GWd/t、局所は最高 71GWd/t である。(なおステップ 1 燃料および MOX 燃料については、局所最高 62GWd/t である。)

ステップ 2 燃料では、設計条件まで考慮した場合、FFRD が顕在化する燃焼度を超えるものの、そのような高燃焼度まで照射された燃料については線出力密度が低いため LOCA 時の被覆管温度が相対的に低く被覆管破裂に至ることはないと考えられること、また、泊 3 号における 55GWd/t 燃料を用いた炉心運用における局所最高燃焼度は概ね 63GWd/t 程度であり現実的には Fragmentation が発生することはないと考えられることから、有効性評価への影響はないと考えられる。

(3) 今後の取り組み

海外における FFRD 現象の LOCA 基準の取り込みについては以下のとおり。

i. 米国

これまでの、試験研究の実績を踏まえ、現在の米国における標準的な燃焼度制限値 62 GWd/t (燃料棒平均) であれば FFRD 現象が顕在化することはないことから、FFRD 現象に対する規制措置は必要ないと整理している^[2]。なお、最近 NRC は、米国産業界による 5wt%濃縮度燃料を用いた更なる高燃焼度化 (70GWd/t 超) 指向を踏まえ FFRD に関する中間報告レポートを発行している^[4]。本レポートは現行運用を超える更なる高燃焼度燃料のライセンス申請が行われることを想定し、現状得られているデータから安全側の評価を行う観点から、FFRD を考慮すべき燃焼度を保守的にペレット燃焼度 55GWd/t に設定しているものであり、現在の実体の炉心・燃料運用において FFRD に対する規制化は不要とする考え方に変更はない。

ii. 欧州

欧州諸国については特に規制への取り込みは要求されていない^[5]。

日本では、現在参画している国際プロジェクトによって得られる成果を収集すると共に、原子力規制庁による安全研究として JAEA において燃焼の進んだ軽水炉燃料棒に対する LOCA 模擬実験を実施し、知見の拡充をしていく予定と承知している。

(4) まとめ

泊3号におけるFFRDによる有効性評価への影響について検討した。FFRDが顕在化する高燃焼度燃料については線出力が低く、被覆管破裂が発生するような温度に到達する可能性は低いと考えられること等を踏まえれば、有効性評価に影響するものではないと判断する。

引用文献

- [1] Capps, et. al., “A Critical Review of High Burnup Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal under Loss-Of-Coolant Accident Conditions”, Journal of Nuclear Materials 546 (2021) 152750
- [2] U.S.NRC, SECY-15-0148, “Evaluation of Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal Under Loss-Of-Coolant Accident (LOCA) Conditions Relative to the Draft Final Rule on Emergency Core Cooling System Performance During a LOCA (50.46c),
- [3] NUREG-2121, “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident”
- [4] U.S.NRC, RIL 2021-13, “Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal (FFRD) at High Burnup”
- [5] Graff, “Current status of fuel safety in France - LOCA and RIA”, Fuel Safety Research Meeting 2019, October 2019, Mito