

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE716 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

7.1.6 ECCS注水機能喪失

7.1.6.1 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注水機能喪失」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，「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧注入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注水機能喪失」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，非常用炉心冷却設備による炉心への注水機能が喪失する。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，2次系を強制的に減圧することにより，1次系を減温，減圧し，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注水機能喪失」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，補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却，余熱除去ポンプによる低圧注入を整備する。

また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環を整備する。対策の概略系統図を第7.1.6.1図に、対応手順の概要を第7.1.6.2図から第7.1.6.4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7.1.6.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.6.2(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、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7.1.6.5図から第7.1.6.7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. 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次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

d. 高圧注入系の機能喪失の判断

高圧注入ポンプトリップ等による運転不能，又は高圧注入流量が確認できない場合は，高圧注入系の機能喪失と判断する。

非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に，すべての高圧注入系が動作しない場合は，2次系強制冷却を行う。

高圧注入系の機能喪失の判断に必要な計装設備は，高圧注入流量等である。

e. 高圧注入系の機能喪失時の対応

高圧注入系の機能喪失時の対応操作として，高圧注入系回復操作，充てん系による注水操作及び格納容器水素イグナイタの起動を行う。

f. 格納容器水素イグナイタの動作状況確認

格納容器水素イグナイタの運転状態を，格納容器水素イグナイタ温度の温度指示の上昇により確認する。

g. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却

1 次系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開にし、蒸気発生器 2 次側による 1 次系の減温、減圧を行う。

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。

h. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止

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。

蓄圧注入開始後、1 次冷却材圧力（広域）指示が 0.6MPa[gage]となれば蓄圧タンクから 1 次系への窒素流入防止のため、蓄圧タンク出口弁を閉止する。

蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力（広域）等である。

（添付資料 7.1.2.6）

i. 余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認

1 次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。

余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、低圧注入流量等である。

j. 燃料取替用水ピットの補給操作

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。

k. 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、低圧再循環運転へ切替え、格納容器再循環サンプルから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転へ移行する。

以降、長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。

低圧再循環運転への切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、低圧注入流量等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

7.1.6.2 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1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

(添付資料7.1.6.1, 7.1.6.2, 7.1.6.3)

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、1次冷却系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変

化，ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入，並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達，冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。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M-RELAP5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。

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7.1.6.2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7.1.6.4)

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として，中破断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水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，高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し，約0.15m（6インチ），約0.1m（4インチ）及び約0.05m（2インチ）とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合，常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から，炉心冷却上厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 余熱除去ポンプ

炉心注水に余熱除去ポンプ2台を使用するものとし，炉心冷却の観点から，炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（低圧注入特性（設計値：0 m³/h～約770m³/h，0 MPa[gage]～約0.8MPa[gage]））を用いるものとする。

(b) 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150m³/hの流量で注水するものとする。

(c) 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却に主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし，容量は設計値として，各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

(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については，蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また，初期保有水量については，評価項目となるパラメータに与える影響を確

認した上で、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）

（添付資料7.1.6.5）

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) 2次系強制冷却は、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に主蒸気逃がし弁開操作を開始し、開操作に1分を要するものとする。

(b) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(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7.1.6.2図から第7.1.6.4図に示す。

a. 6インチ破断

1次冷却材圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第7.1.6.8図から第7.1.6.14図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの推移を第7.1.6.15図から第7.1.6.17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。

事象発生の約14秒後に「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、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次系保有水量が減少するが、事象発生約4.7分後に1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、1次系保有水量は回復する。

その後、事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生約26分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。この期間、炉心が露出することはない。

(添付資料7.1.6.6)

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第7.1.6.14図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約380℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次冷却材圧力は第7.1.6.8図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[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。

また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完

全両端破断を想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の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.6.10図に示すように、事象発生の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約2.8時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに低圧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7.1.6.7, 7.1.6.8）

b. 4 インチ破断

1次冷却材圧力，1次系保有水量，燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第7.1.6.18図から第7.1.6.24図に，2次系圧力，補助給水流量等の2次系パラメータの推移を第7.1.6.25図から第7.1.6.27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。

事象発生の約21秒後に「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，補助給水ポンプが自動起動し，蒸気発生器への注水が開始される。また，高圧注入系の機能喪失を仮定することから，1次系保有水量が減少す

ることで、事象発生約9.8分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。

その後、事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約12分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約17分後に約688℃に到達した後、約18分後に再冠水することで、急速に低下する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生約33分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。

(添付資料7.1.6.6)

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第7.1.6.24図に示すとおり、事象発生約17分後に約688℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約0.1%にとどまることから、15%以下となる。

1次冷却材圧力は第7.1.6.18図に示すとおり、初期値(約15.9MPa[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。

また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「3.5.1 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の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.6.20図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約3.3時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧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7.1.6.7, 7.1.6.8）

c. 2インチ破断

1次冷却材圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第7.1.6.28図から第7.1.6.34図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの推移を第7.1.6.35図から第7.1.6.37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。

事象発生後の約61秒後に「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、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生後の約11分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却

を開始し、約12分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約18分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生約52分後に低圧注入が開始され1次系保有水量は回復に転じる。この期間炉心が露出することはない。

(添付資料7.1.6.6)

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第7.1.6.34図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約380℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次冷却材圧力は第7.1.6.28図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[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。

また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「3.5.1 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の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.6.30図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約5.5時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧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7.1.6.7, 7.1.6.8)

7.1.6.3 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、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、運転員等操作である2次系強制冷却により1次系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることにより炉心冷却を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次系強制冷却とする。

(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

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達につい

て最大で40%程度小さ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、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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は、ORNL/THTF試験解析の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の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、実際の漏えい量は解析結果に比べて多くなる場合と少なくなる場合があるが、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断

流モデルは二相臨界流での漏えい量について $-10\% \sim +50\%$ の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始に与える影響はない。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始に与える影響はない。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始に与える影響はな

い。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さ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、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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は、ORNL/THTF試験解析の結果から、炉心水位について最大で0.3m低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、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなり、炉心露出に対する余裕が大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の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、実際の漏えい量は解析結果に比べて多く

なる場合と少なくなる場合があり、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次系保有水量の減少は抑制されるが、1次冷却材圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注水開始が遅れることから、1次系保有水量の回復は遅れる。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなるため、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。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa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1次冷却材圧力は解析結果に比べて少なくなり、漏えい量が小さくなるため、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。

(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7.1.6.2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並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量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る。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することで、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始時間が変動

する。

(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次系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸発率が低下することで、1次系保有水量の減少が抑制され、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、1次系からの漏えい率が変動することで、1次系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を評価した。その結果、以下に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕があることを確認した。

i. 6インチ破断

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次冷却材の圧力低下が早くなり、早期にループシールが解除されることで、蓄圧注入が開始される。その後、2次系強制冷却の開始後に低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。

ii. 4インチ破断

事象初期の破断流量及び1次冷却材の圧力低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次系保有水量の減少により一時的に炉心は露出する。その後、1次冷却材の圧力低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次系強制冷却を開始するこ

とで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

iii. 2 インチ破断

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材の圧力低下が遅くなり、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その後、ループシールの形成により一時的な水位の低下はあるものの炉心は露出することはない。

iv. 4 インチから2 インチ破断の間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材の圧力低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次系保有水量の減少が少なく、炉心が露出しにくくなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。

v. 4 インチから6 インチ破断の間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材の圧力低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的早くなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低下する傾向となる。

(添付資料7.1.6.9)

蓄圧タンクの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量よりも多くなることにより、蓄圧

タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなるため、1次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る4インチ破断のケースにおいて最大保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.6.38図から第7.1.6.40図に示すとおり、炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約776°Cとなる。

よって、燃料被覆管最高温度1,200°Cに対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが確認された。

(添付資料7.1.6.5)

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

2次系強制冷却の開始は、第7.1.6.5図から第7.1.6.7図に示すとおり、中央制御室での操作であり、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

2次系強制冷却は、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次冷却

材温度及び圧力の低下が早くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなることで、操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

一方、破断口径の不確かさにより1次系からの漏えい率が小さくなると、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度によ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とが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、非常用炉心冷却設備作動信号発信11分後の2次系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を5分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れに対して、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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。

2次系強制冷却の操作時間余裕を評価するため、2次系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて、2次系強制冷却の操作の開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。4インチ破断の解析結果は第7.1.6.41図から第7.1.6.46図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次

系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約782℃となる。また、2インチ破断の解析結果は第7.1.6.47図から第7.1.6.52図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなることでループシールの形成による水位低下のタイミングが早くなるものの炉心は露出せず、燃料被覆管最高温度は初期値以下となる。いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から15分程度は確保できる。

(添付資料7.1.6.10)

(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、運転員による2次系強制冷却等を行うことにより、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。なお、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7.1.6.11)

7.1.6.4 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注水機能喪失」において重大事故等対策時に必要な初動の要員は、「7.1.6.1(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注水機能喪失」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、低圧再循環へ切り替え、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。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、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

ディーゼル発電機の電源負荷について、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7.1.1.12)

7.1.6.5 結論

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」では、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、高圧での炉心注水ができなくなることで、1次系保有水量が減少し、炉心の冷却能力が低下することにより、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「ECCS注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却並びに余熱除去ポンプによる低圧注入、長期対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧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、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、6インチ破断及び2インチ破断については炉心が露出することはない。また、4インチ破断については、炉心は一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。

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，2次系強制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「ECCS注水機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.6.1 表 「ECCS 注水機能喪失」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、原子炉が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。 	-	-	出力解除中性子束 中間解除中性子束 中性子源解除中性子束
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 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	-	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モニタ（高レンジ） 格納容器内低レンジエアモニタ（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. 高圧注入系の機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 高圧注入ポンプトリップ等による運転不能、又は高圧注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。 非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却系漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次系強制冷却を行う。 	-	-	高圧注入流量 燃料取替用水ピット水位
e. 高圧注入系の機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作及び格納容器水素イグナイタの起動を行う。 	【充てんポンプ】 【格納容器水素イグナイタ】	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.6.1 表 「ECCS 注水機能喪失」における重大事故等対策について（2 / 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
f. 格納容器水素イグナイタの動作状況確認	・ 格納容器水素イグナイタの運転状況を、格納容器水素イグナイタ温度の温度指示の上昇により確認する。	【格納容器水素イグナイタ温度】	—	—
g. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	・ 1 次系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開にし、蒸気発生器 2 次側による 1 次系の減温、減圧を行う。	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 主蒸気逃がし弁 補助給水ピット ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	—	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
h. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止	・ 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。 ・ 蓄圧注入開始後、1 次冷却材圧力（広域）指示が 0.6MPa [gage] となれば蓄圧タンクから 1 次系への空素流入防止のため、蓄圧タンク出口弁を閉止する。	蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁	—	1 次冷却材圧力（広域） 1 次冷却材温度（広域—高温側） 1 次冷却材温度（広域—低温側）
i. 余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認	・ 1 次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。	余熱除去ポンプ 燃料取替用水ピット ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	—	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） 1 次冷却材温度（広域—高温側） 1 次冷却材温度（広域—低温側） 加圧器水位 原子炉容器水位
j. 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。	【燃料取替用水ピット】	—	燃料取替用水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.6.1 表 「ECCS 注水機能喪失」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
k. 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、低圧再循環運転へ切替え、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転へ移行する。 以降、長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。 	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 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	-	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) 低圧注入流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故）（1 / 3）

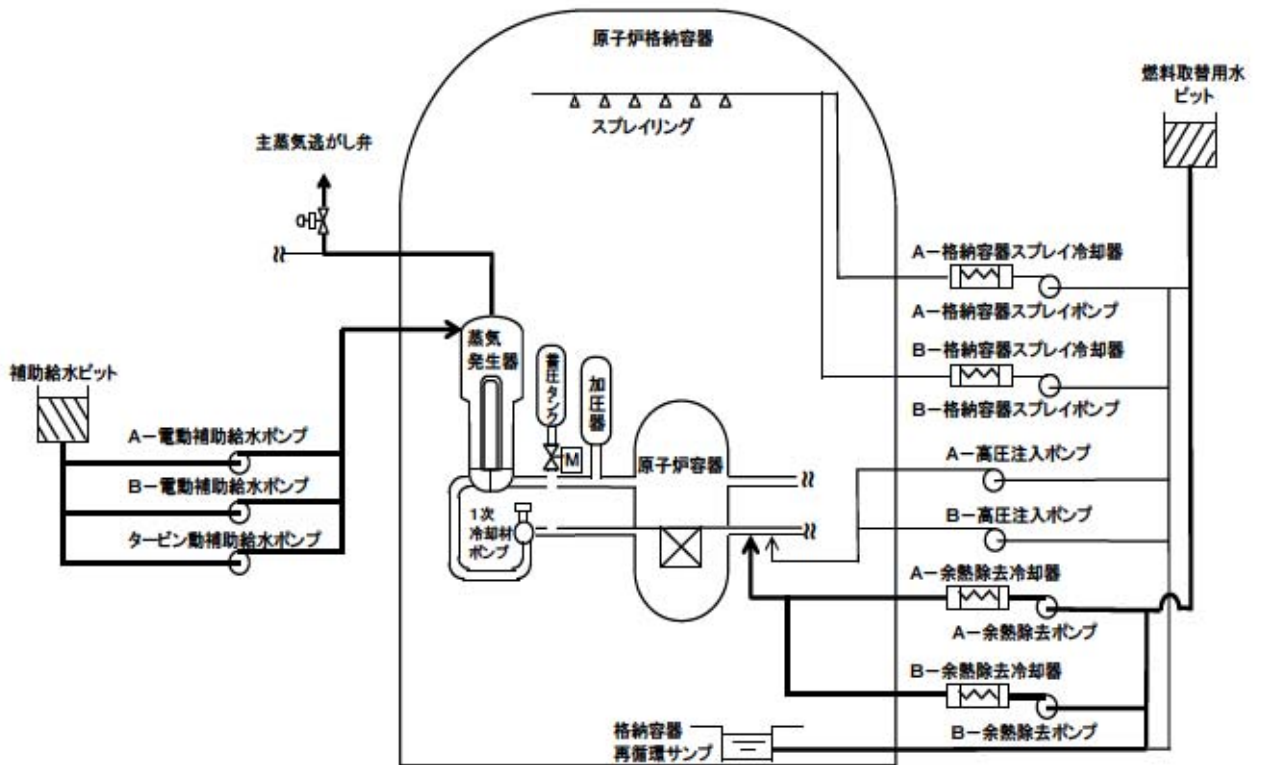
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ポイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (2, 652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管の温度評価の観点から厳しい設定。
	1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから、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次冷却材平均温度（1次系保有エネルギー）が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから、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	中破断LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：約0.15m (6インチ) 約0.1m (4インチ) 約0.05m (2インチ)	中破断LOCAが発生するものとして設定。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して設定する。破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として設定。

第 7.1.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故）（2 / 3）

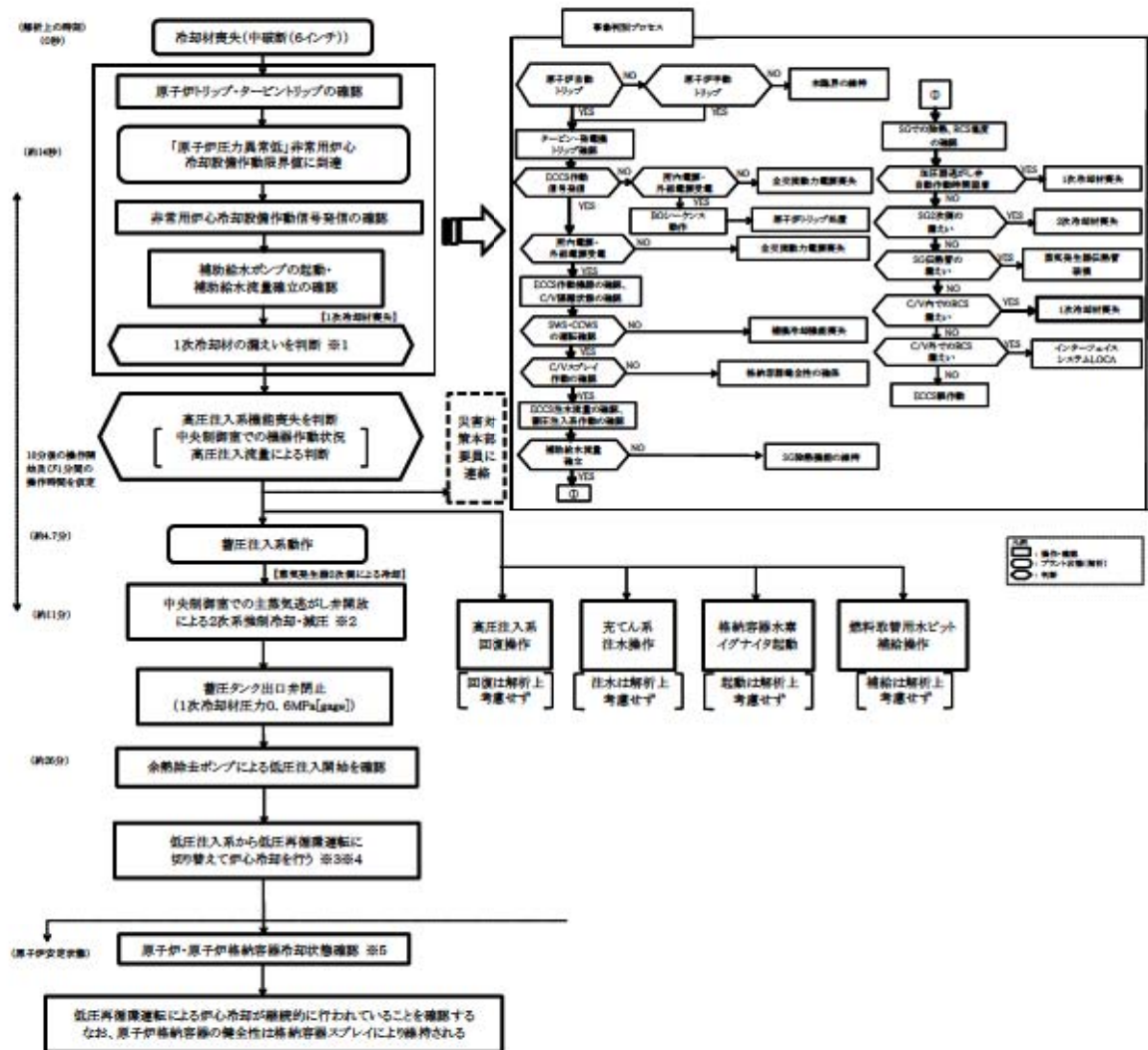
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa[gage], 水位検出器下端) (応答時間2.0秒) あるいは原子炉圧力異常低 (11.36MPa [gage]) (応答時間2.0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。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。
	余熱除去ポンプ	最小注入特性（2台） (低圧注入特性： 0 m ³ /h～約770m ³ /h, 0 MPa[gage]～約0.8MPa[gage])	余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。 炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
	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	
		150m ³ /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）を仮定）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 7.1.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 LOCA 時に高圧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
重大事故等対策に 関連する機器条件	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	主蒸気逃がし弁1個当たり設計値である定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	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 ³ (1基当たり) (最小保有水量)	最小の保有水量を設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発信 の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事象発生を検知・判断に10分、主蒸気逃がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

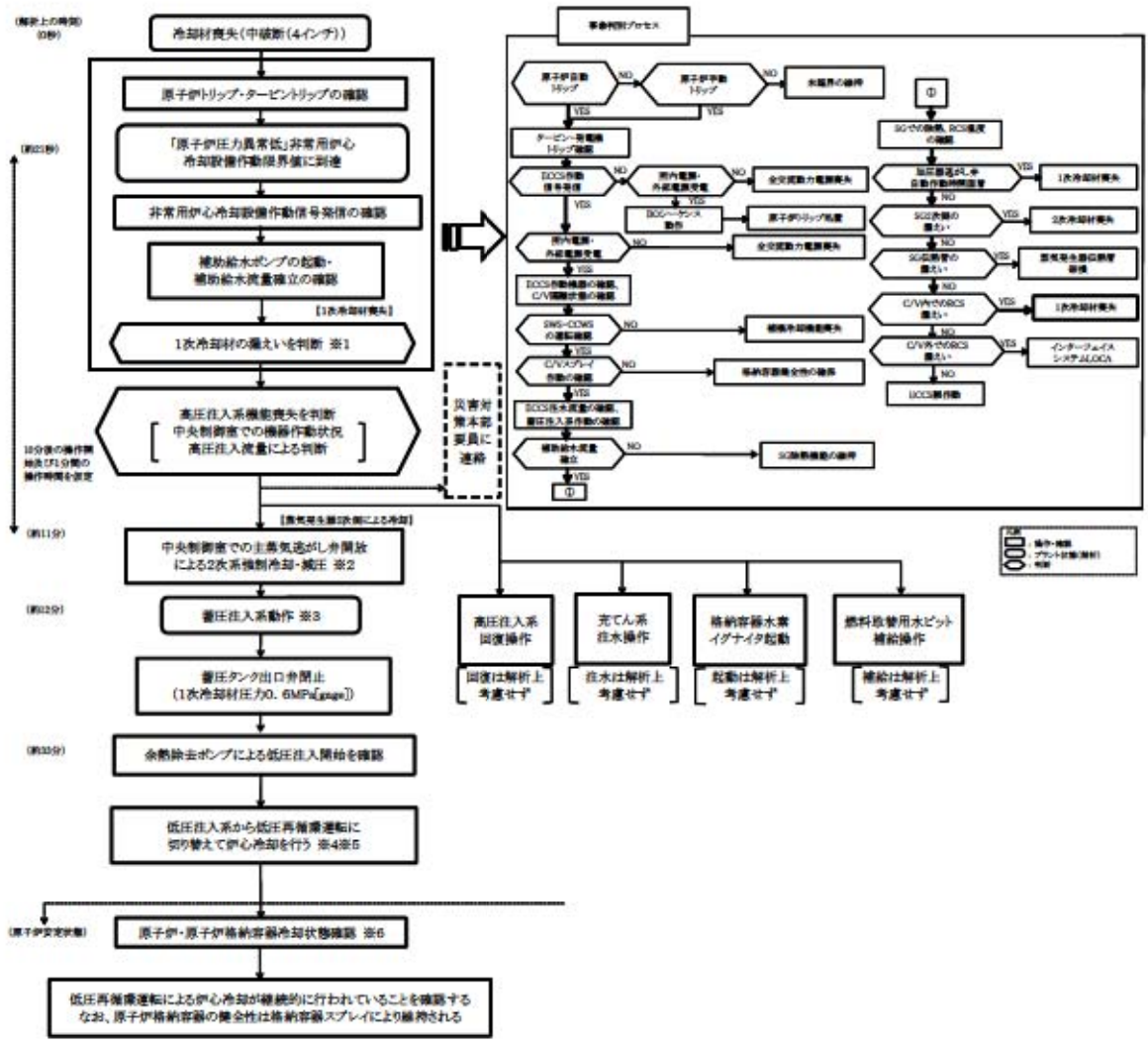


第 7.1.6.1 図 「ECCS 注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



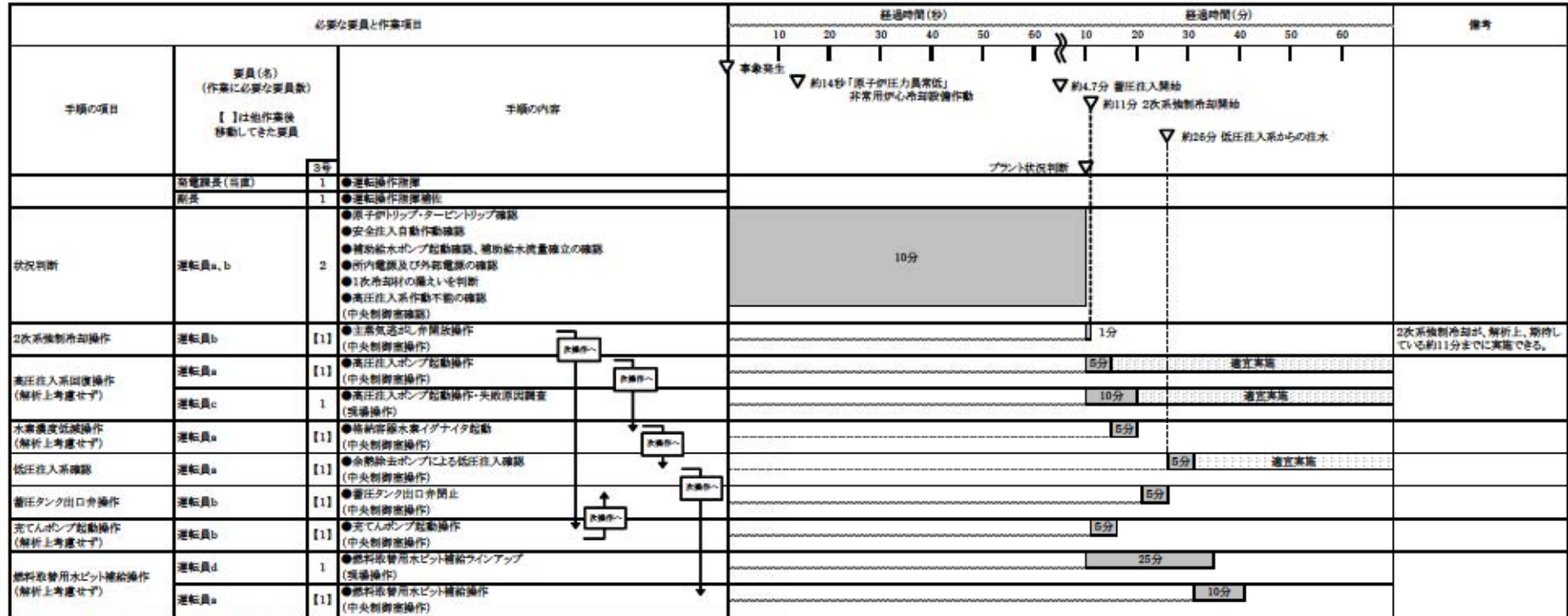
※1: 備えいの確認は以下で確認
 ・高圧側水位・圧力、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ、1次冷却材圧力
 ※2: 冷却材喪失及び高圧注入機能喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を実施する
 ※3: 低圧再循環運転
 ・余熱除去冷却器への原子炉格納容器冷却供給
 ・余熱除去ポンプ水頭切替(燃料取替用水ビット → 格納容器再循環サンプ)
 ※4: 燃料取替用水ビット水位指示が16.5%に到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示71%以上(再循環切替水位)になれば再循環切替を実施する
 ※5: 状態確認は低温停止後専用検温器(必要により検温)及び1次冷却材温度93℃以下を確認する
 また、原子炉格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する

第 7. 1. 6. 2 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要
 (「中破断 LOCA (6 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)



- ※1: 漏えいの確認は以下で確認
・加圧罐水位・圧力、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内ニリアモニタ、1次冷却材圧力
- ※2: 冷却材喪失及び高圧注入機能喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を実施する
- ※3: 2次系強制冷却による1次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水が開始される
- ※4: 低圧再循環運転
・余熱除去冷却器への原子炉補機冷却水供給
・余熱除去ポンプ水頭切替(燃料取替用水ビット → 格納容器再循環サンプ)
- ※5: 燃料取替用水ビット水位指示が16.5%に到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示71%以上(再循環切替水位)になれば再循環切替を実施する
- ※6: 状態確認は低温停止口より濃度確認(必要により濃縮)及び1次冷却材温度93℃以下を確認する
- また、原子炉格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する

第 7.1.6.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要
 (「中破断LOCA (4 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)



・上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に通報連絡を行う。
 ・移行型遮断装置による通信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。
 ・各設定時間は操作場所、操作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、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 注、運転員が解析上設定した操作余裕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。(一部の機器については想定時間により算出)

第7.1.6.5図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間
 (中破断LOCA (6インチ破断)時に高圧注入機能が喪失する事故)

必要な要員と作業項目			経過時間(秒)		経過時間(分)		備考								
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	10	20	30	40	50	60	
	副班長(当直)	1	●運転操作指揮												
	副班長	1	●運転操作指揮補助												
状況判断	運転員a, b	2	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●安全注入自動作動確認 ●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ●炉内電線及び外部電線の確認 ●1次冷却材の漏えいを判断 ●高圧注入系作動不能の確認(中央制御室確認)												
2次系強制冷却操作	運転員b	【1】	●主系気泡がし弁開放操作(中央制御室操作)												
高圧注入系回復操作(解析上考慮せず)	運転員a	【1】	●高圧注入ポンプ起動操作(中央制御室操作)												
	運転員c	1	●高圧注入ポンプ起動操作-失敗原因調査(現場操作)												
水素濃度低減操作(解析上考慮せず)	運転員a	【1】	●格納容器水素イグナイタ起動(中央制御室操作)												
低圧注入系確認	運転員a	【1】	●余熱除去ポンプによる低圧注入確認(中央制御室操作)												
蓄圧タンク出口弁操作	運転員b	【1】	●蓄圧タンク出口弁閉止(中央制御室操作)												
充てんポンプ起動操作(解析上考慮せず)	運転員b	【1】	●充てんポンプ起動操作(中央制御室操作)												
燃料取替用水ピット補給操作(解析上考慮せず)	運転員d	1	●燃料取替用水ピット補給ラインアップ(現場操作)												
	運転員a	【1】	●燃料取替用水ピット補給操作(中央制御室操作)												

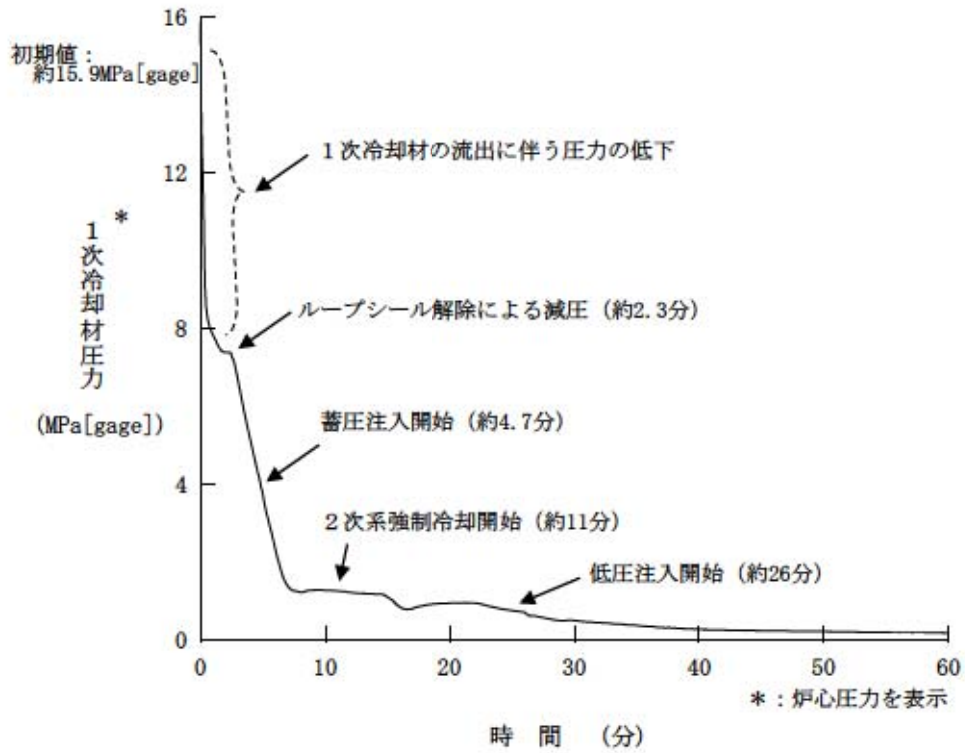
・上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に通報連絡を行う。
 ・移行型遮断装置による通信連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 注、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間により算出)

第7.1.6.6図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間
 (中破断LOCA(4インチ破断)時に高圧注入機能が喪失する事故)

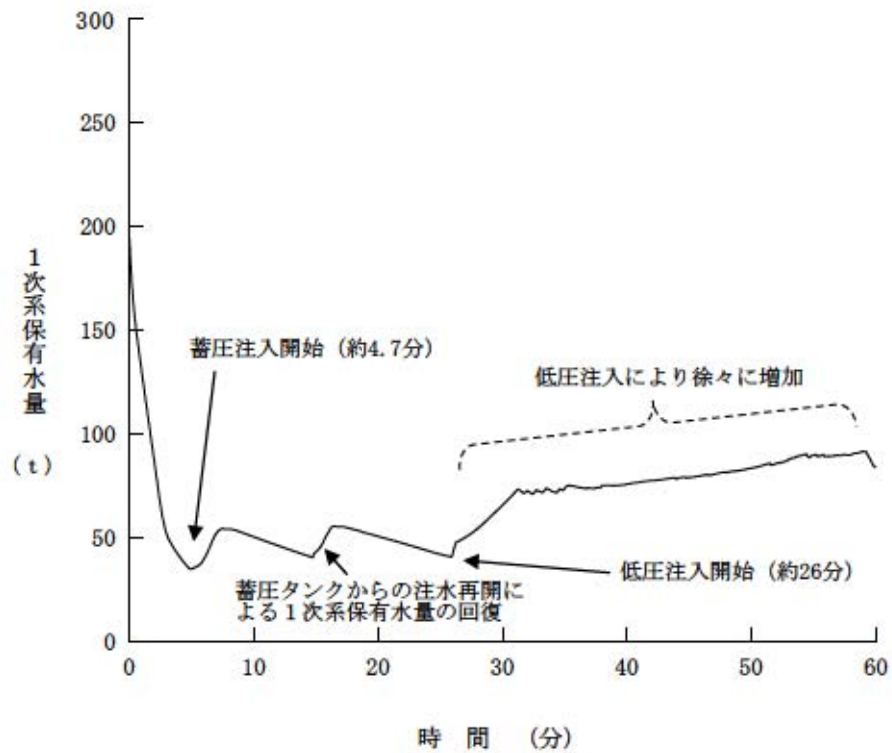
必要な要員と作業項目			経過時間(秒)		経過時間(分)		備考									
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	20	40	60	80	100	120	10	20	30	40	50	60		
	副班長(当直)	1	●運転操作指揮													
	副班長	1	●運転操作指揮補助													
状況判断	運転員a, b	2	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●安全注入自動作動確認 ●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ●炉内電線及び外部電線の確認 ●1次冷却材の漏えいを判断 ●高圧注入系作動不働の確認 (中央制御室確認)												10分	
2次系強制冷却操作	運転員b	【1】	●主系気泡がし弁開放操作 (中央制御室操作)												1分	2次系強制冷却が、解析上、期待している約12分までに実施できる。
高圧注入系回復操作 (解析上考慮せず)	運転員a	【1】	●高圧注入ポンプ起動操作 (中央制御室操作)												5分	適宜実施
	運転員c	1	●高圧注入ポンプ起動操作-失敗原因調査 (現場操作)												10分	適宜実施
水素濃度低減操作 (解析上考慮せず)	運転員a	【1】	●格納容器水素イグナイタ起動 (中央制御室操作)												5分	
低圧注入系確認	運転員a	【1】	●余熱除去ポンプによる低圧注入確認 (中央制御室操作)												5分	適宜実施
蓄圧タンク出口弁操作	運転員b	【1】	●蓄圧タンク出口弁閉止 (中央制御室操作)												5分	
充てんポンプ起動操作 (解析上考慮せず)	運転員b	【1】	●充てんポンプ起動操作 (中央制御室操作)												5分	
燃料取替用水ピット補給操作 (解析上考慮せず)	運転員d	1	●燃料取替用水ピット補給ラインアップ (現場操作)												25分	
	運転員a	【1】	●燃料取替用水ピット補給操作 (中央制御室操作)												10分	

・上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に通報連絡を行う。
 ・機内至遠隔装置による通信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。
 ・各設定時間は操作場所、操作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、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 注、運転員が解析上設定した操作余裕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。(一部の機器については想定時間により算出)

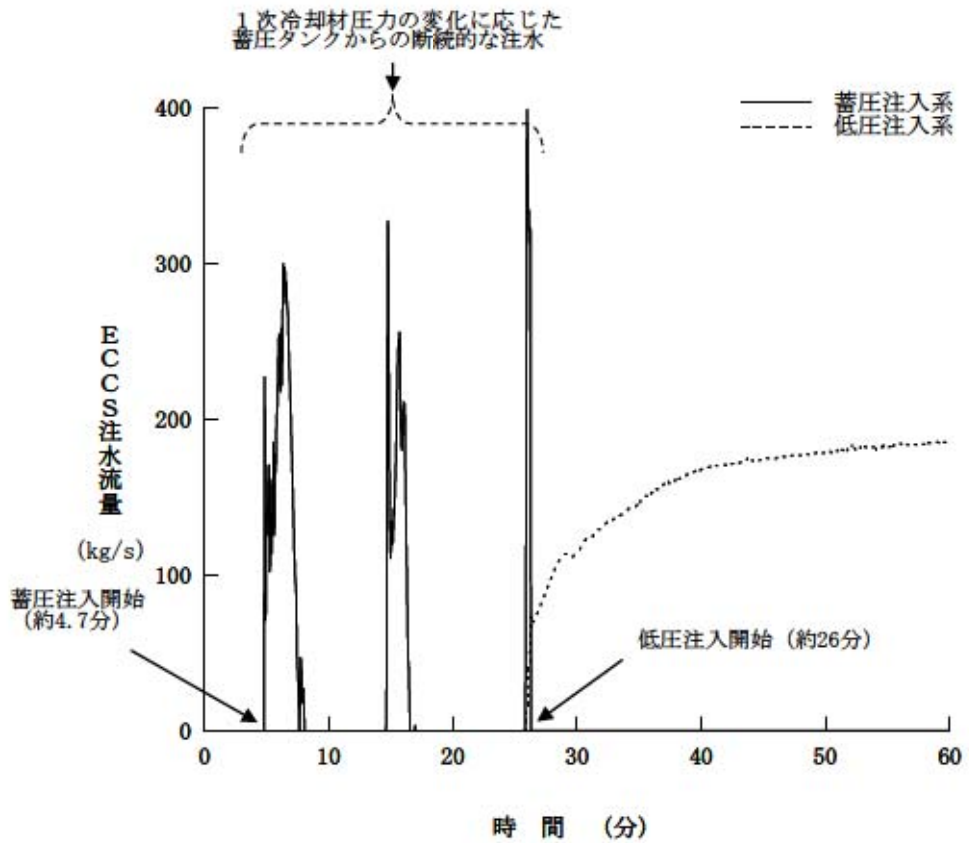
第7.1.6.7図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間
 (中破断 LOCA (2インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故)



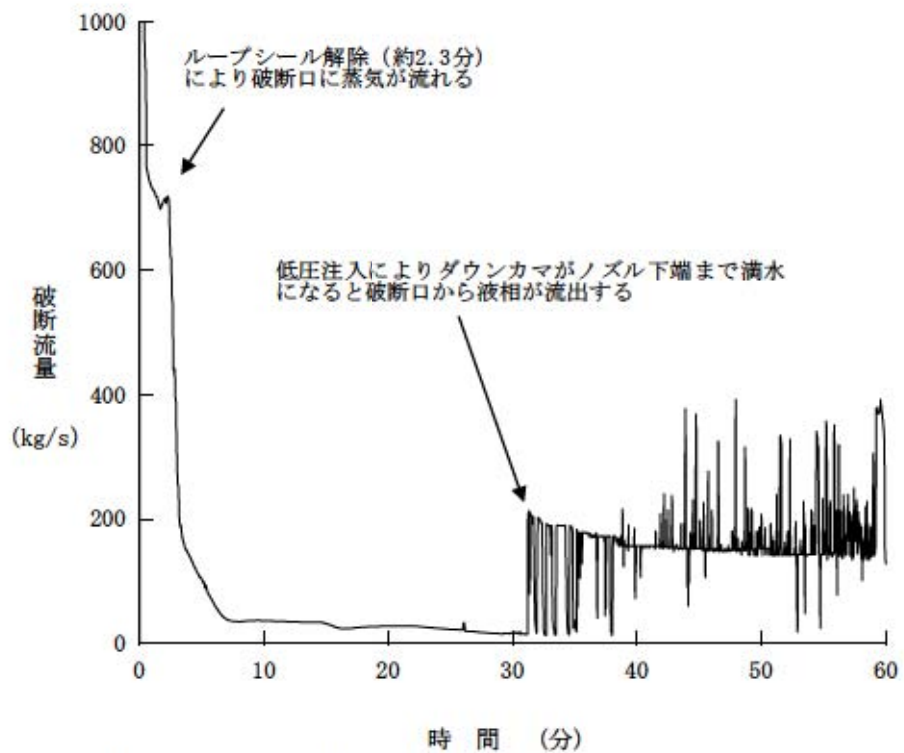
第 7. 1. 6. 8 図 1 次冷却材圧力の推移 (6 インチ破断)



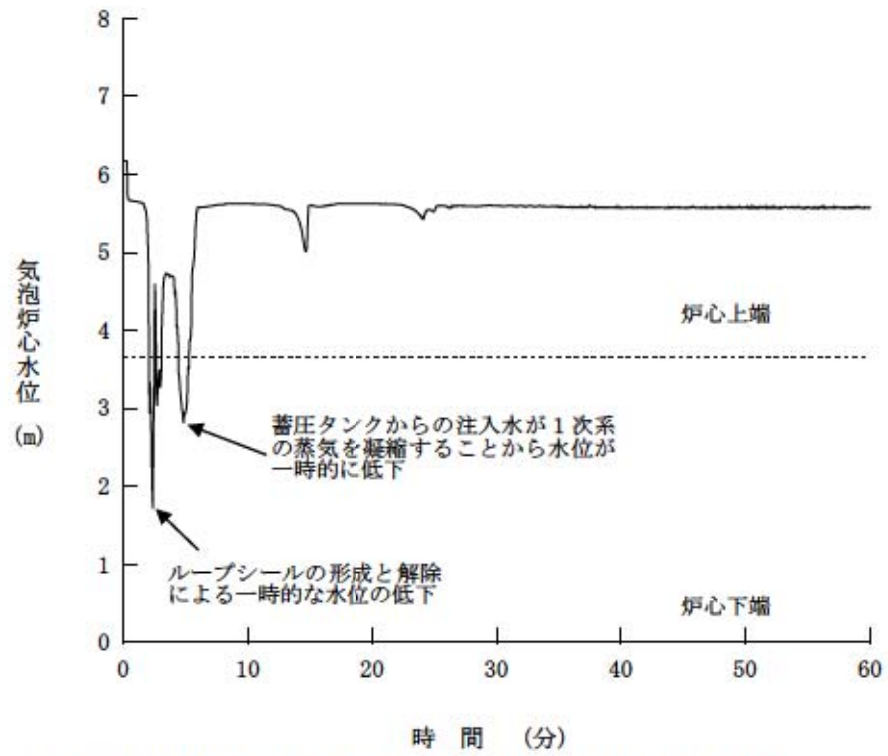
第 7. 1. 6. 9 図 1 次系保有水量の推移 (6 インチ破断)



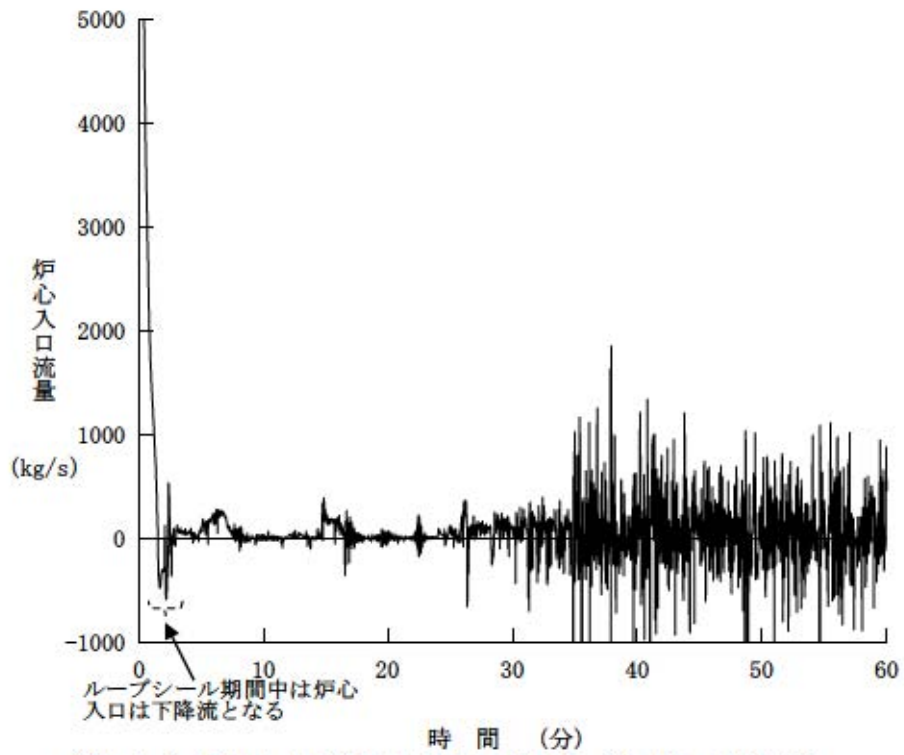
第7.1.6.10図 ECCS注水流量の推移 (6インチ破断)



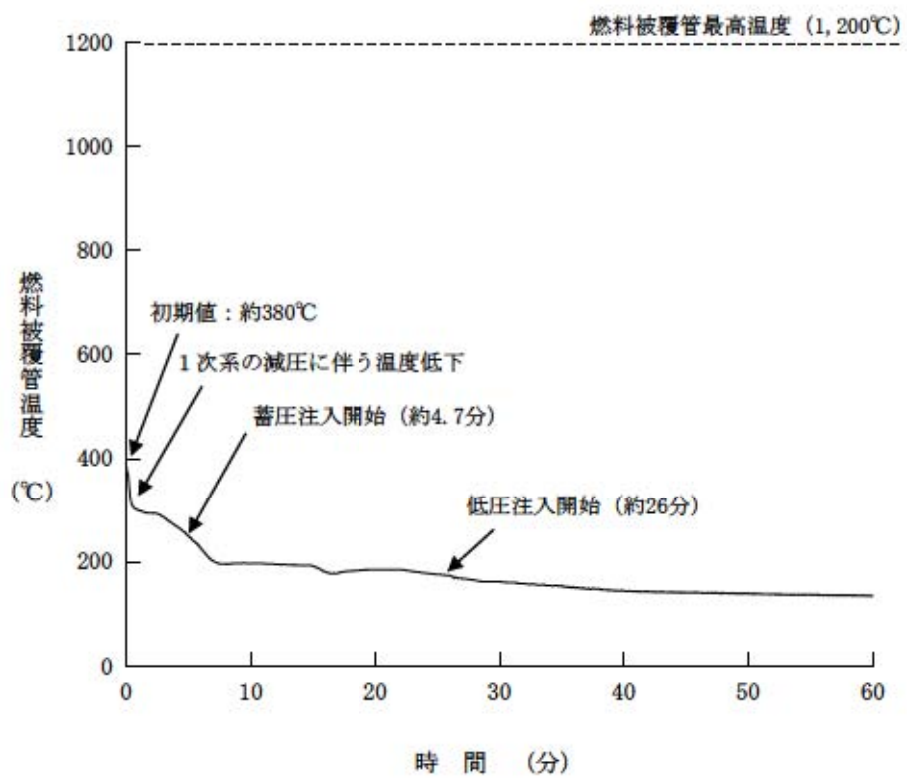
第7.1.6.11図 破断流量の推移 (6インチ破断)



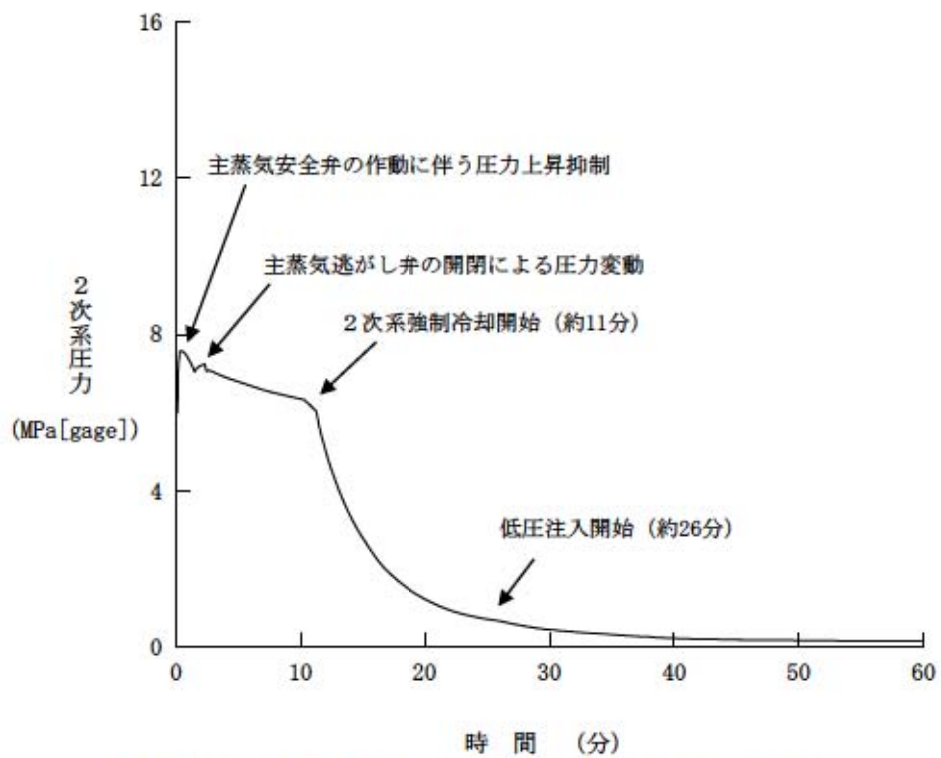
第7.1.6.12図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）



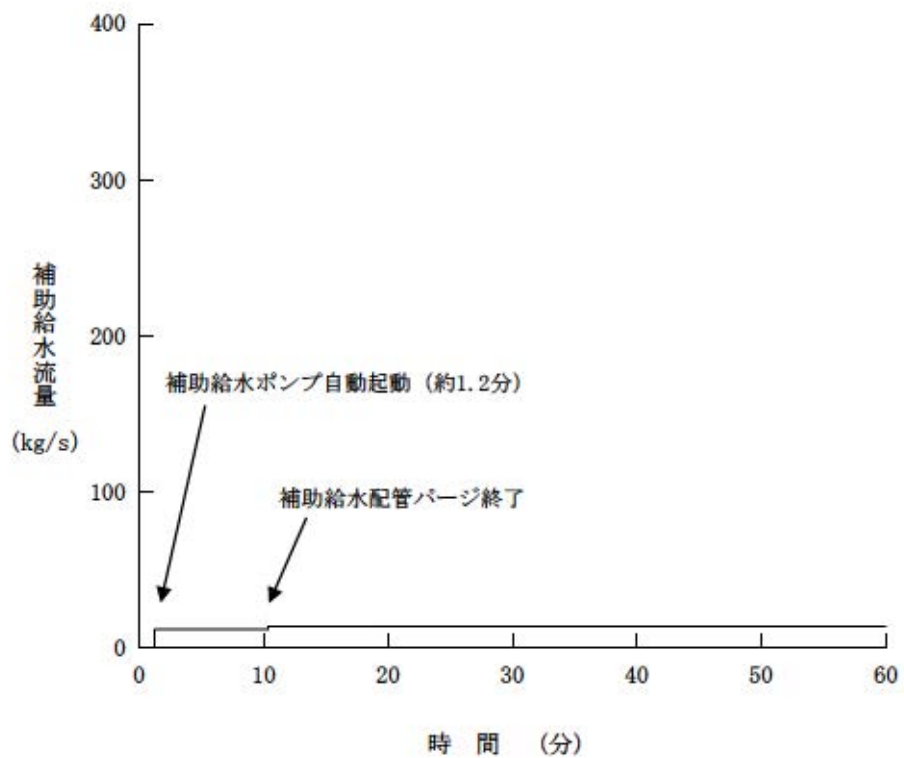
第7.1.6.13図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）



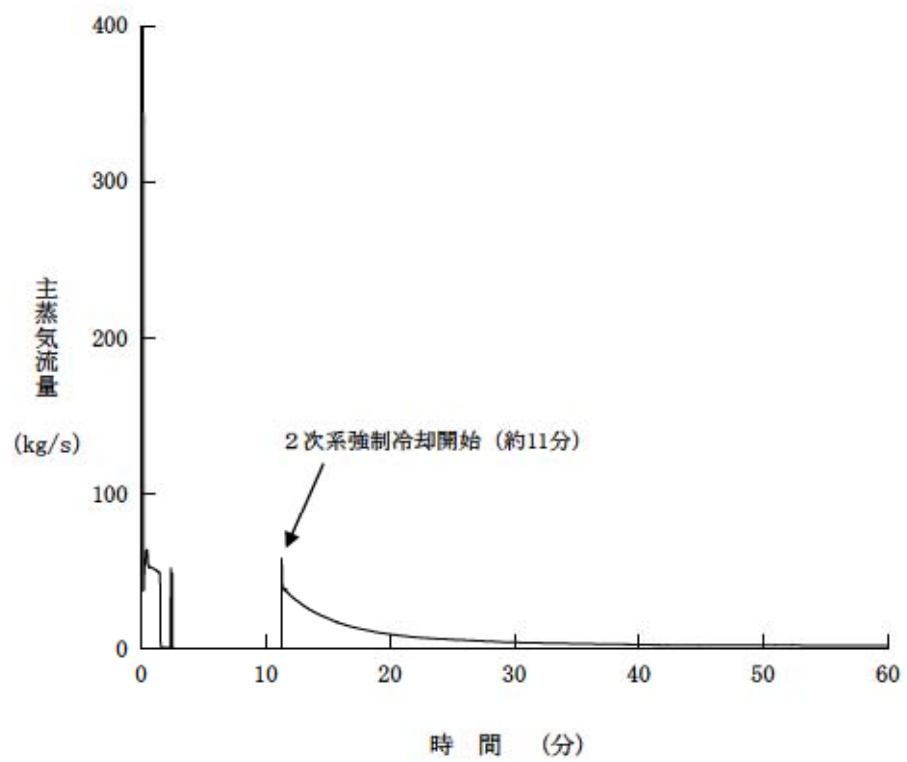
第7.1.6.14図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)



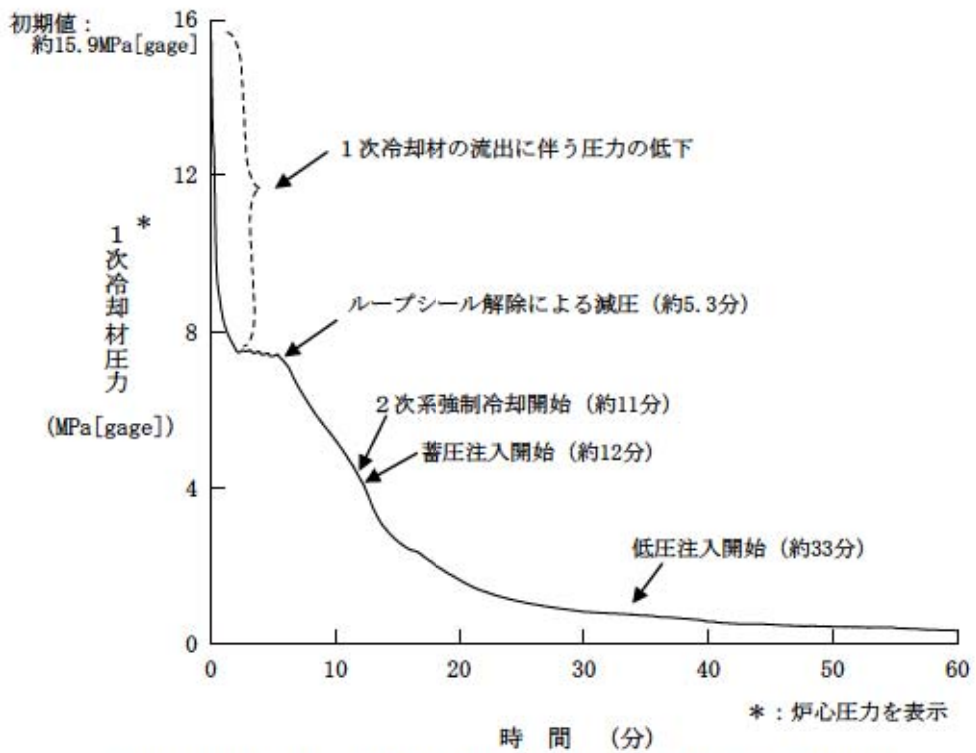
第7.1.6.15図 2次系圧力の推移 (6インチ破断)



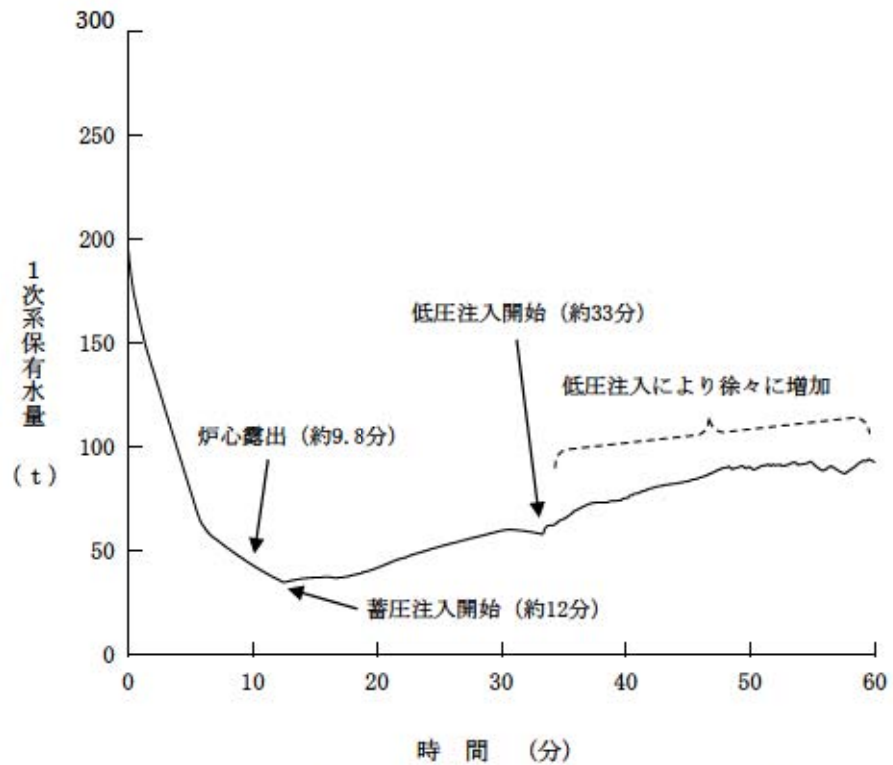
第7.1.6.16図 補助給水流量の推移 (6インチ破断)



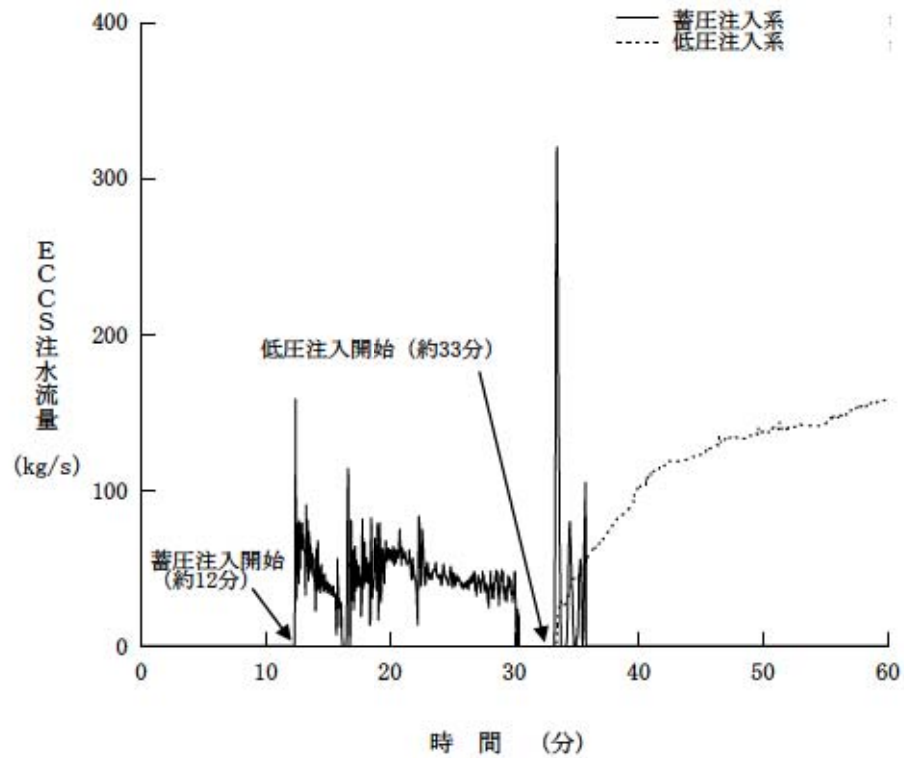
第7.1.6.17図 主蒸気流量の推移（6インチ破断）



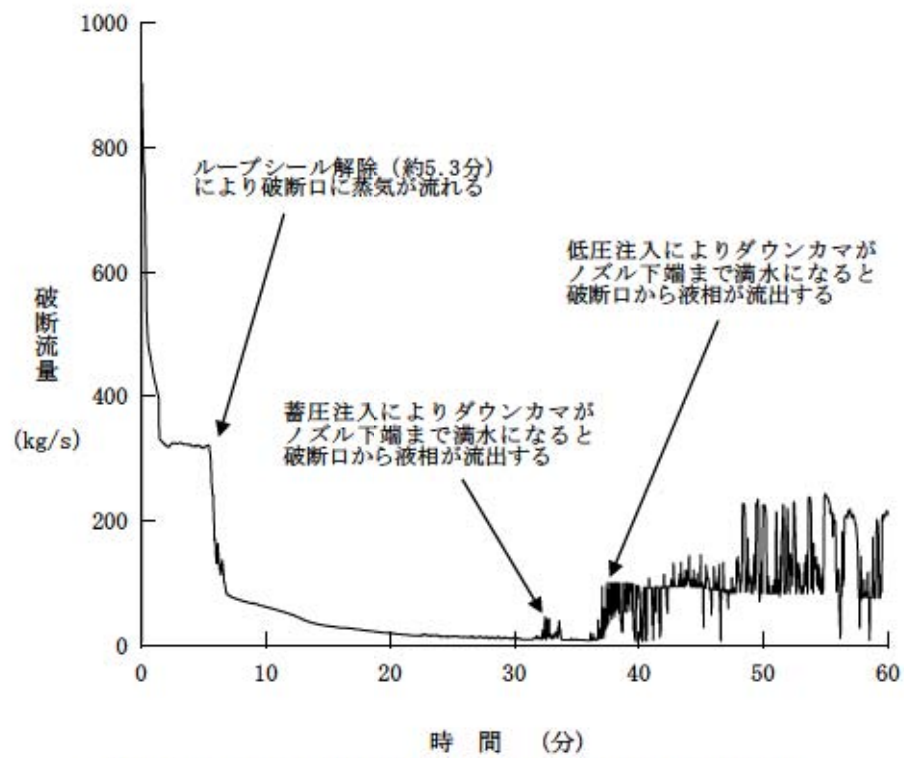
第7.1.6.18図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)



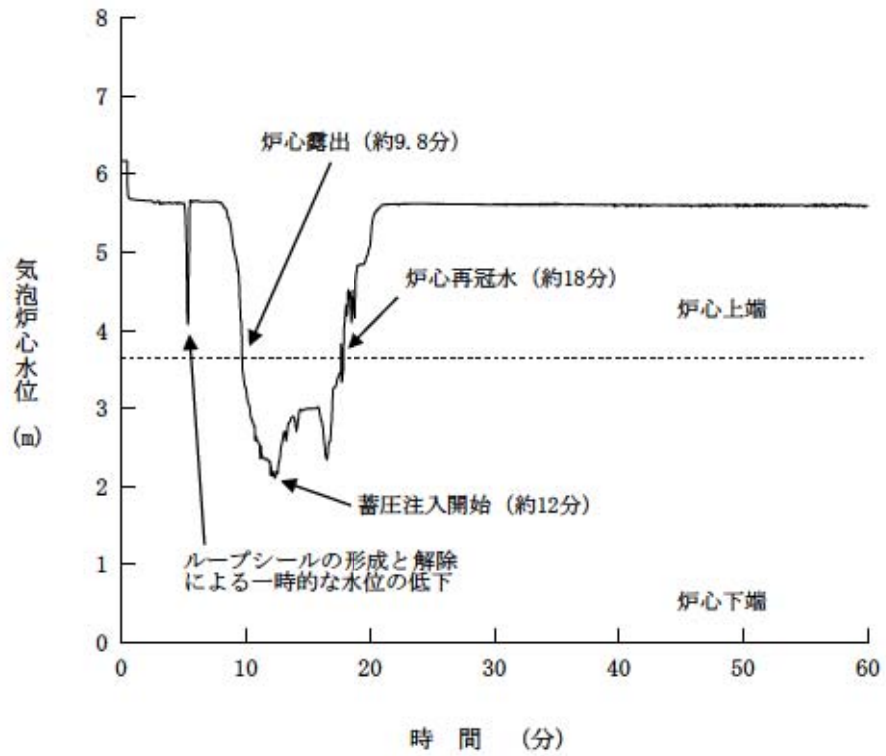
第7.1.6.19図 1次系保有水量の推移 (4インチ破断)



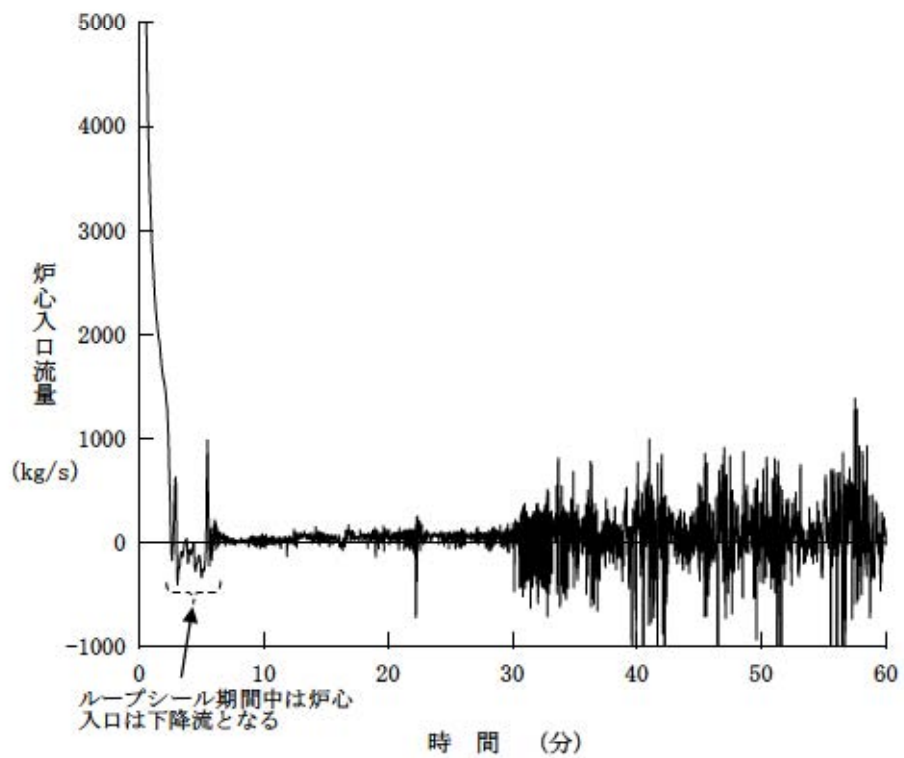
第7.1.6.20図 ECCS注水流量の推移 (4インチ破断)



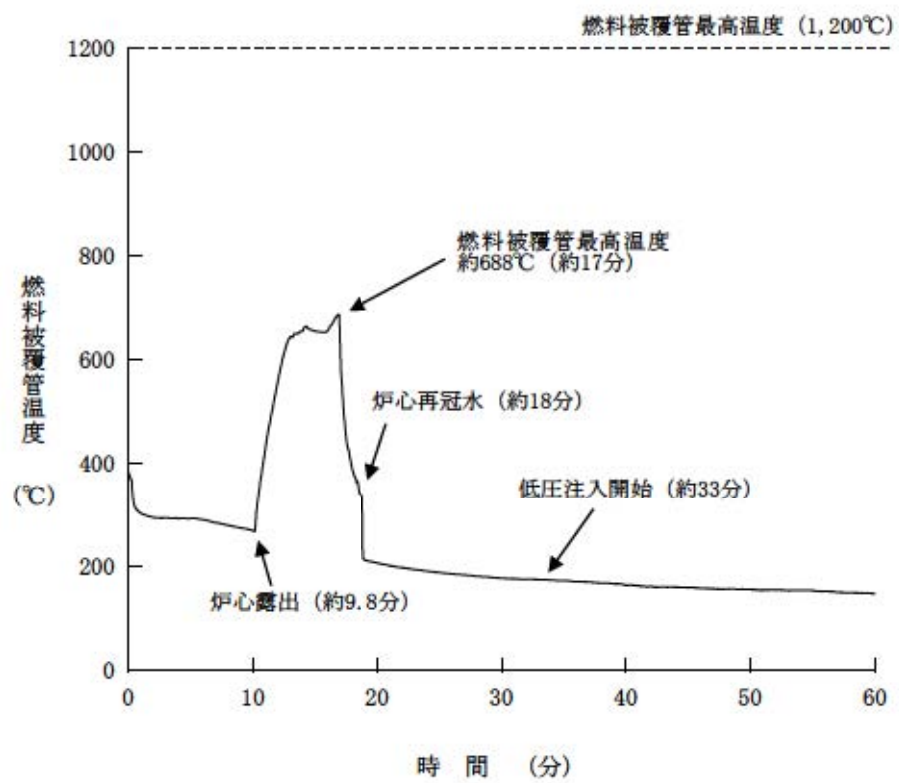
第7.1.6.21図 破断流量の推移 (4インチ破断)



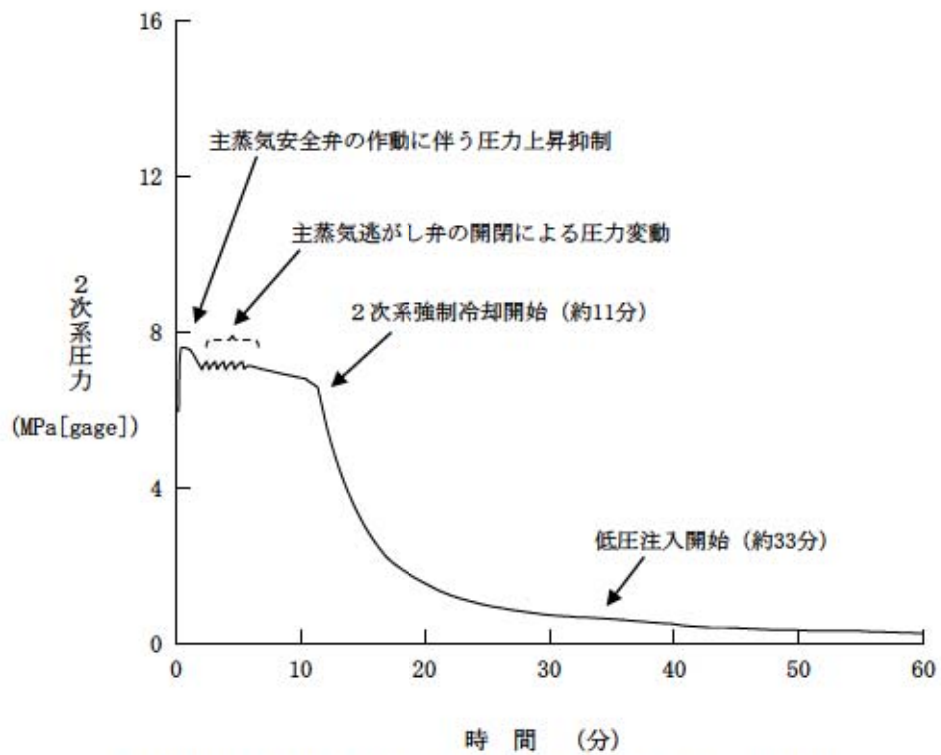
第7.1.6.22図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）



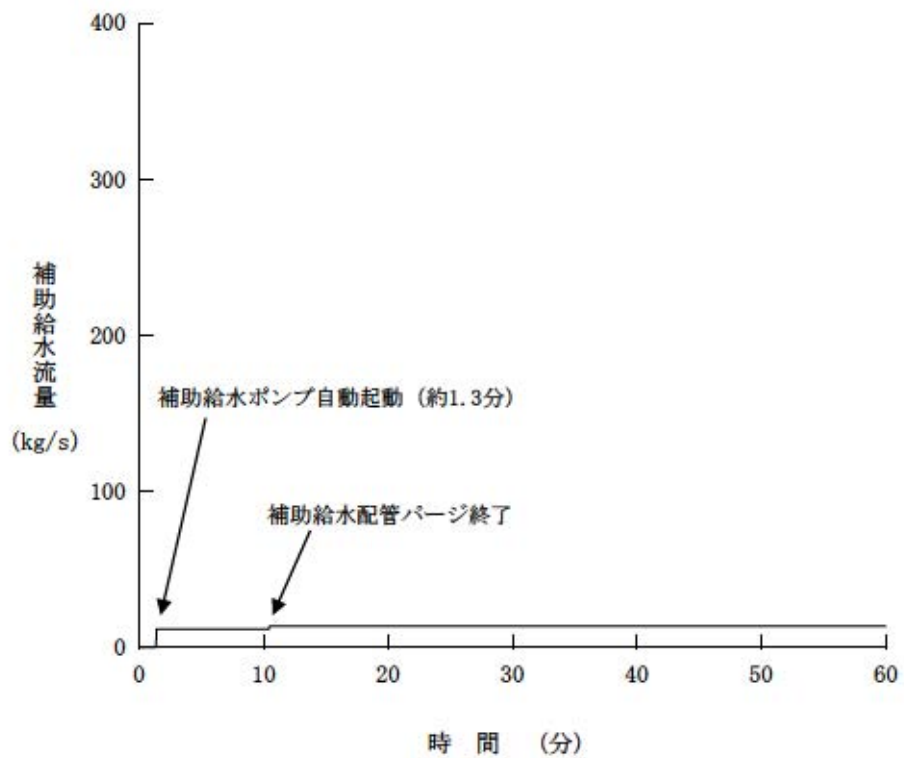
第7.1.6.23図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）



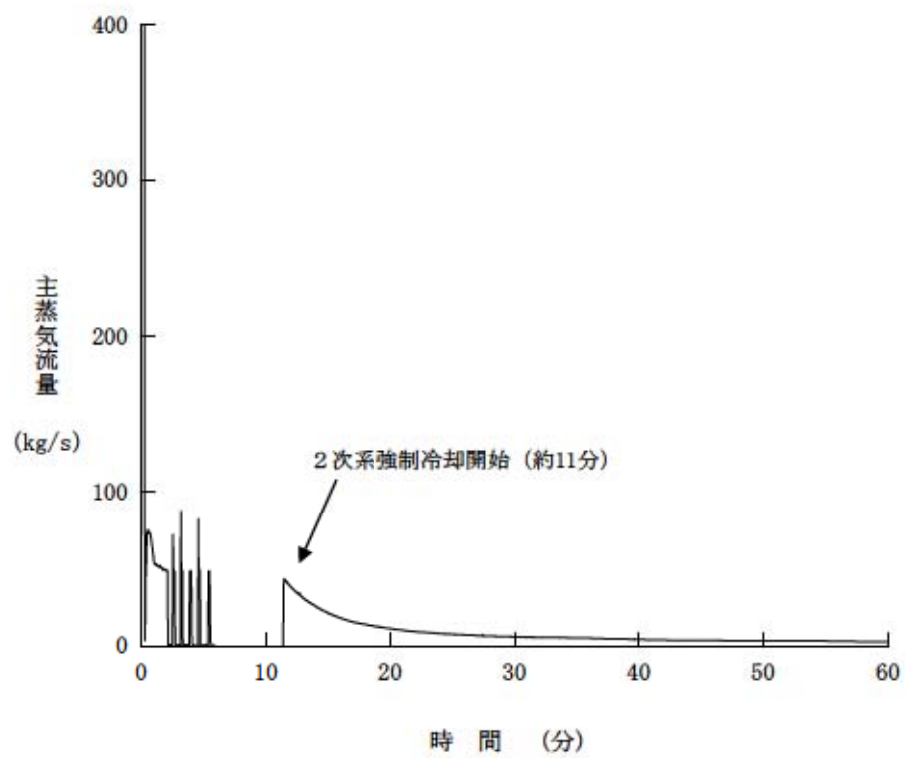
第7.1.6.24図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)



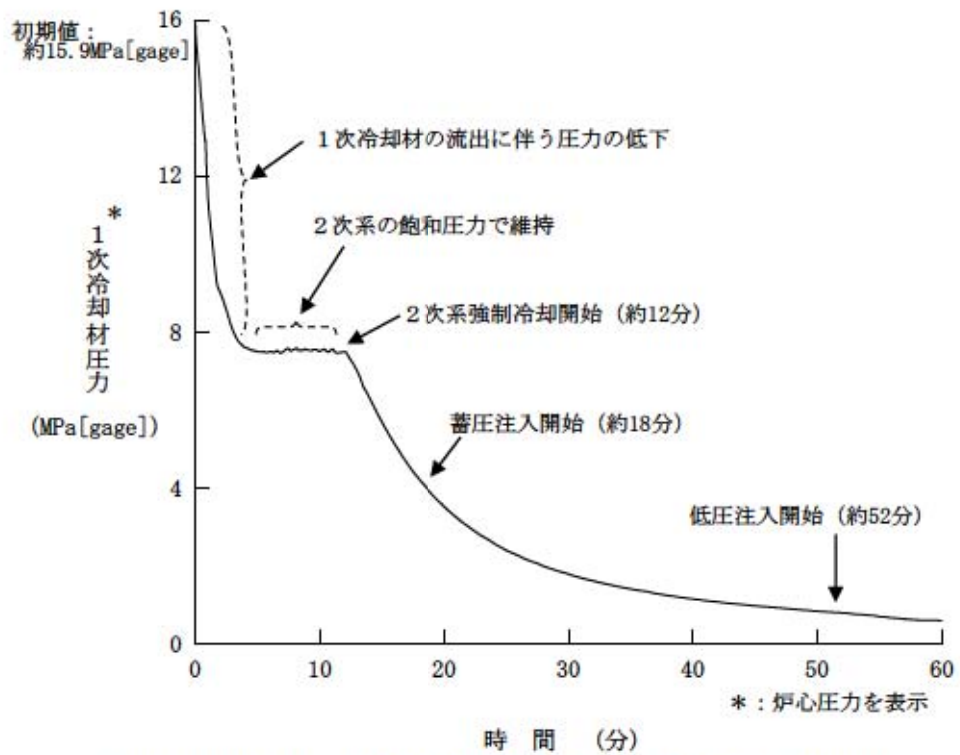
第7.1.6.25図 2次系圧力の推移 (4インチ破断)



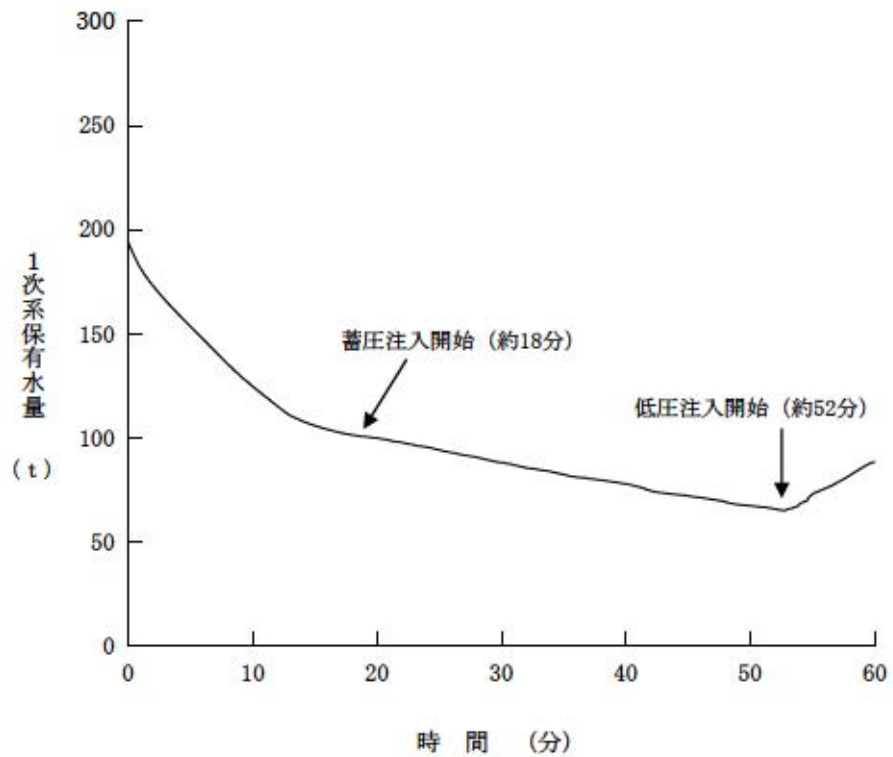
第7.1.6.26図 補助給水流量の推移 (4インチ破断)



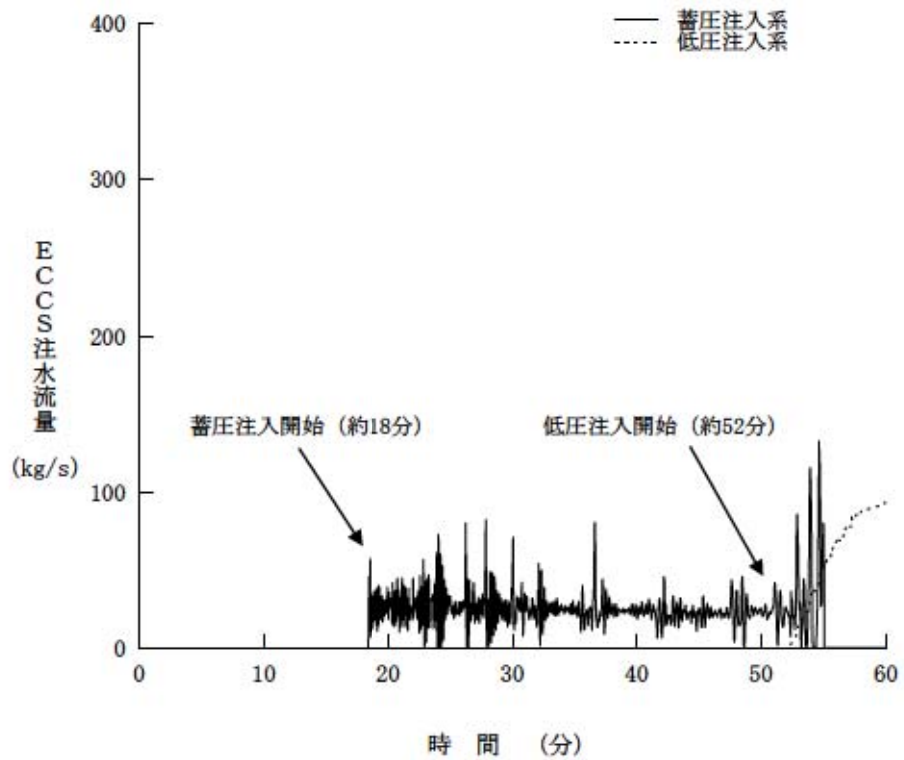
第7.1.6.27図 主蒸気流量の推移（4インチ破断）



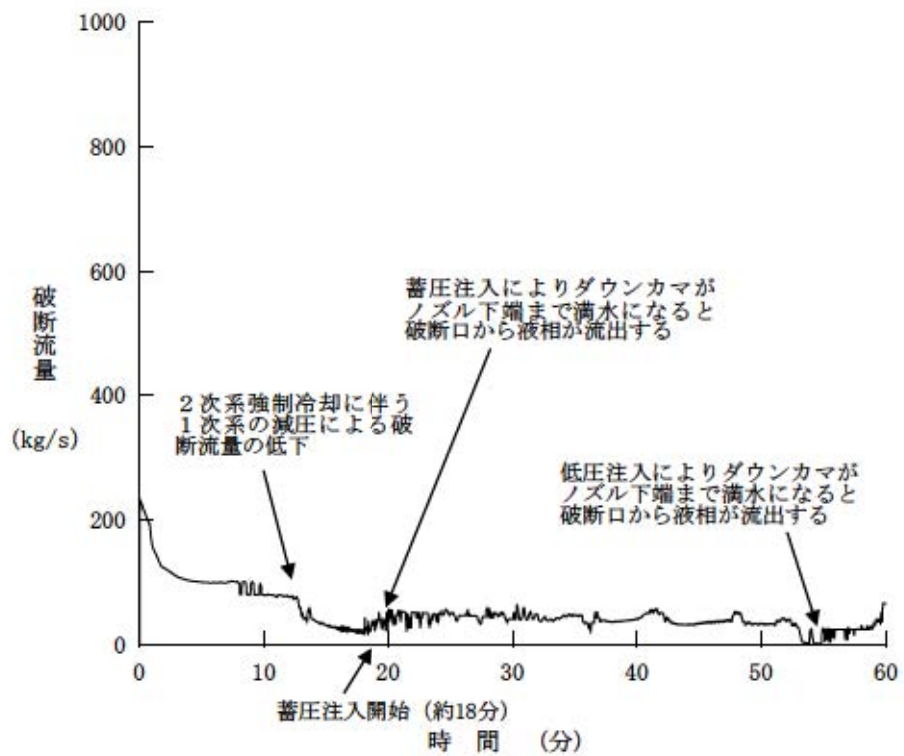
第7.1.6.28図 1次冷却材圧力の推移 (2インチ破断)



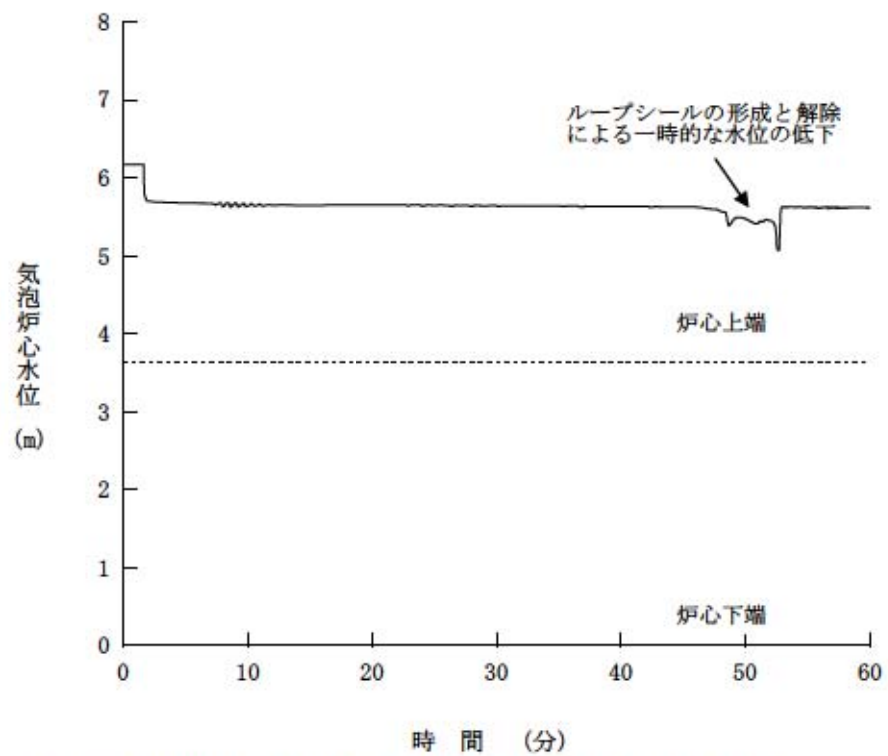
第7.1.6.29図 1次系保有水量の推移 (2インチ破断)



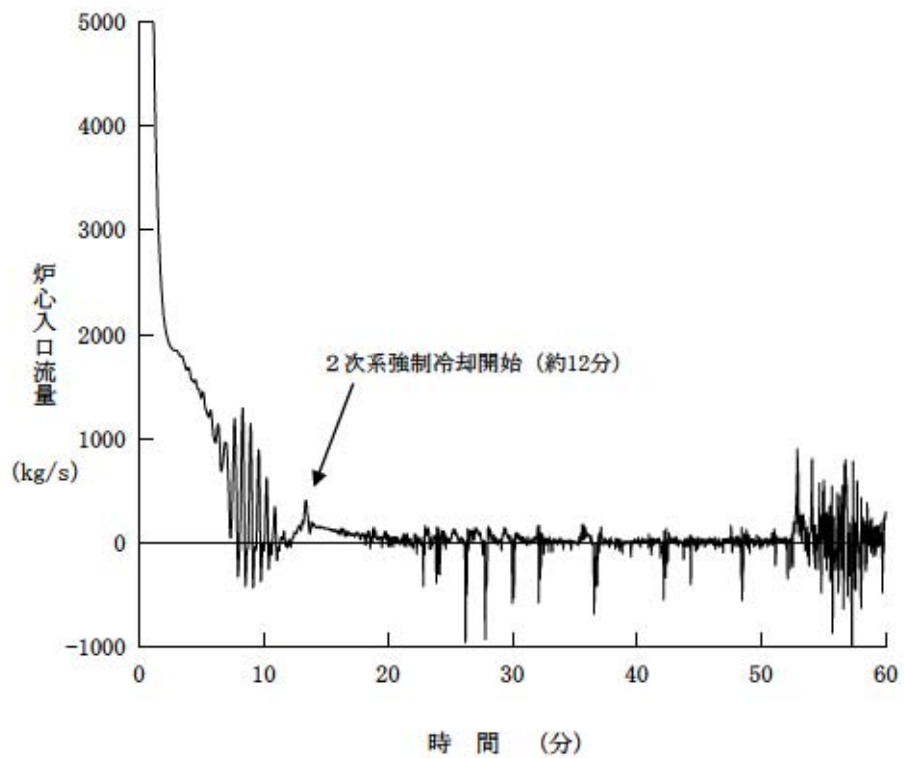
第7.1.6.30図 ECCS注水流量の推移（2インチ破断）



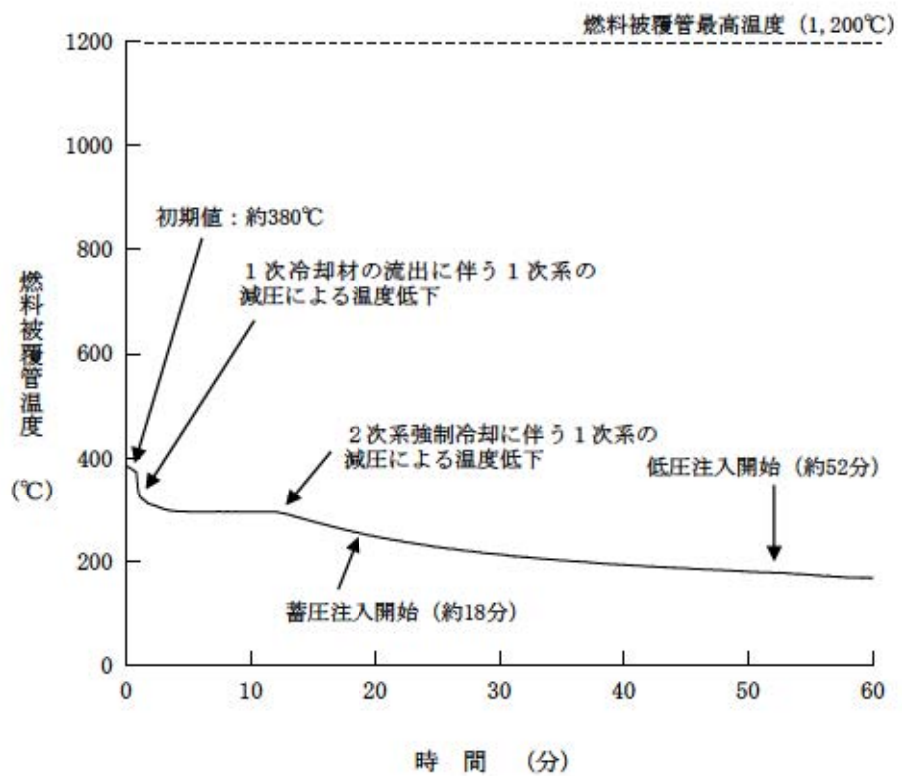
第7.1.6.31図 破断流量の推移（2インチ破断）



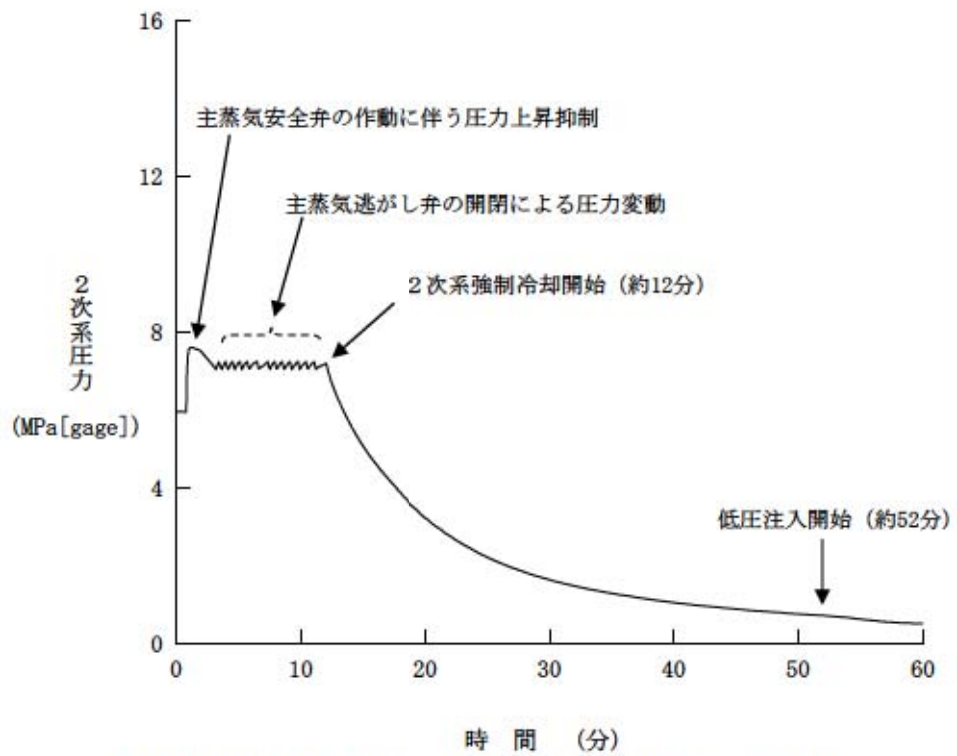
第7.1.6.32図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）



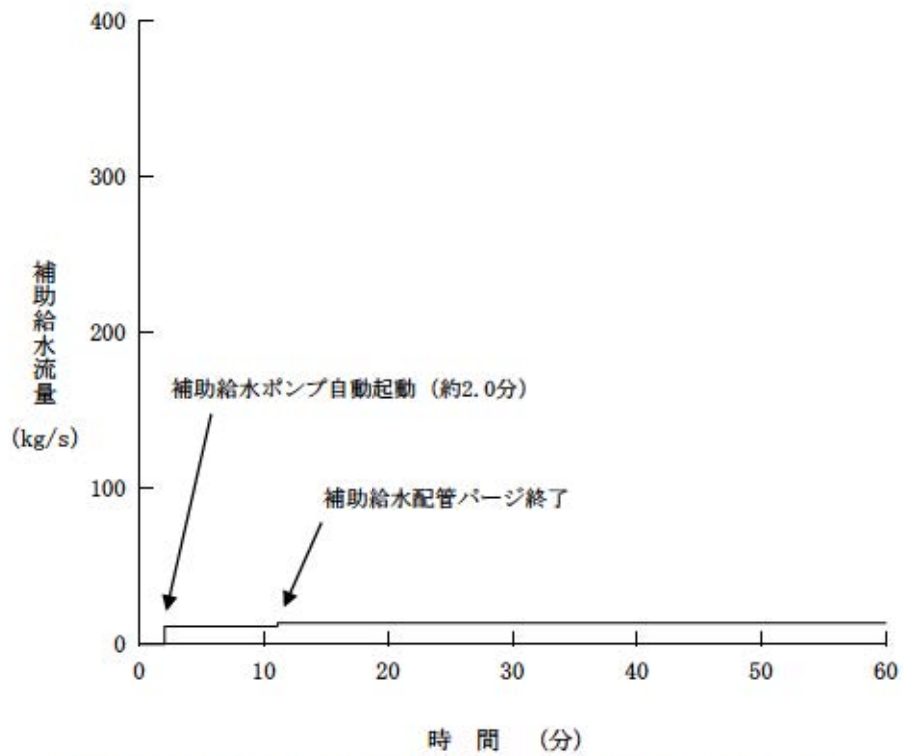
第7.1.6.33図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）



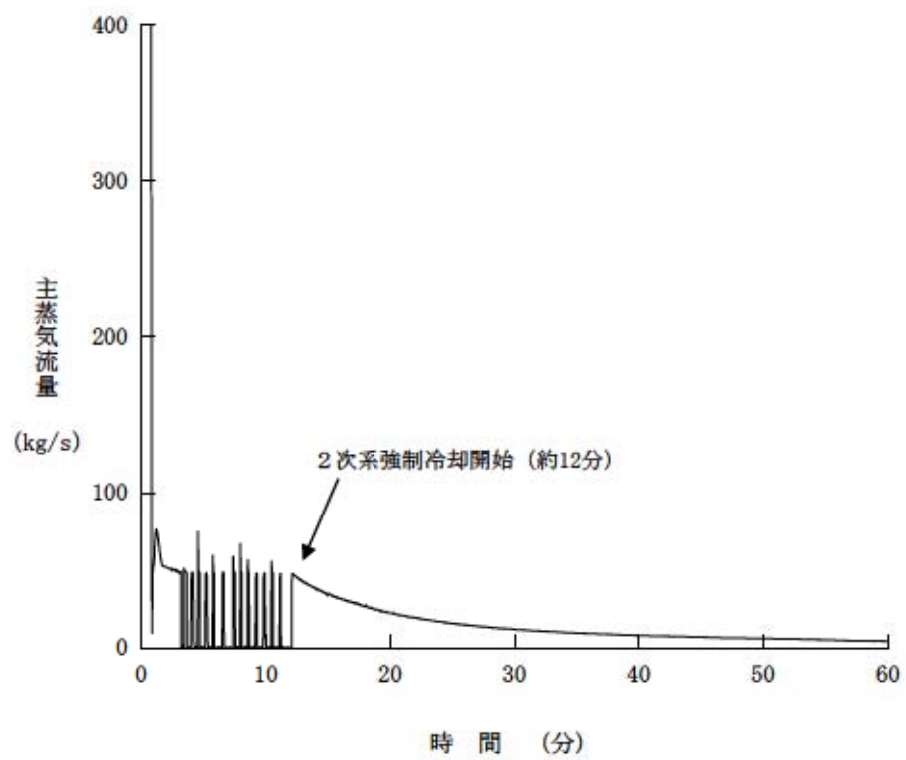
第7.1.6.34図 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)



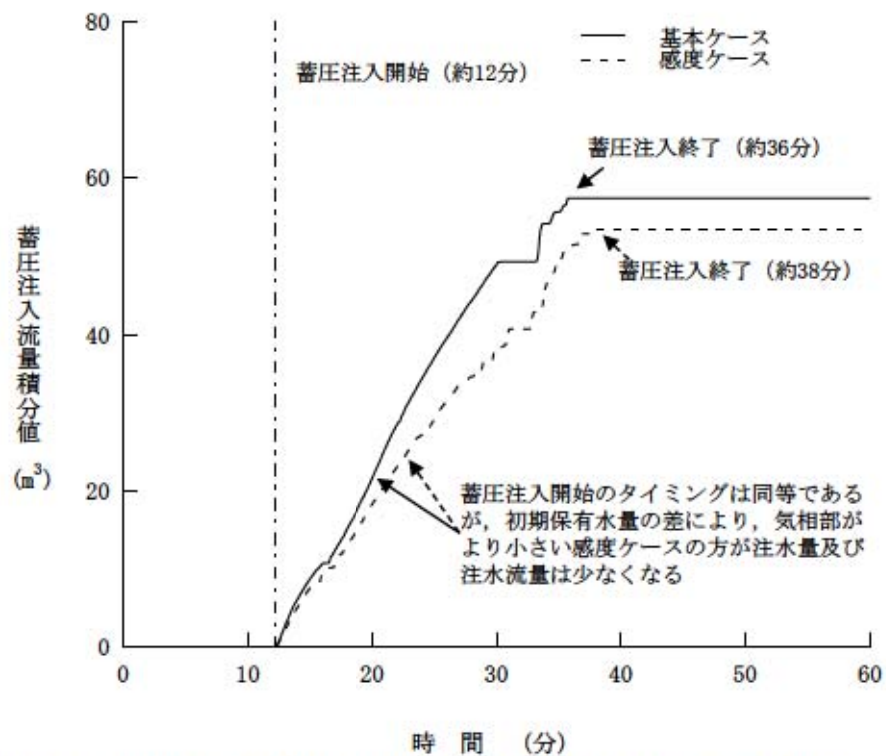
第7.1.6.35図 2次系圧力の推移 (2インチ破断)



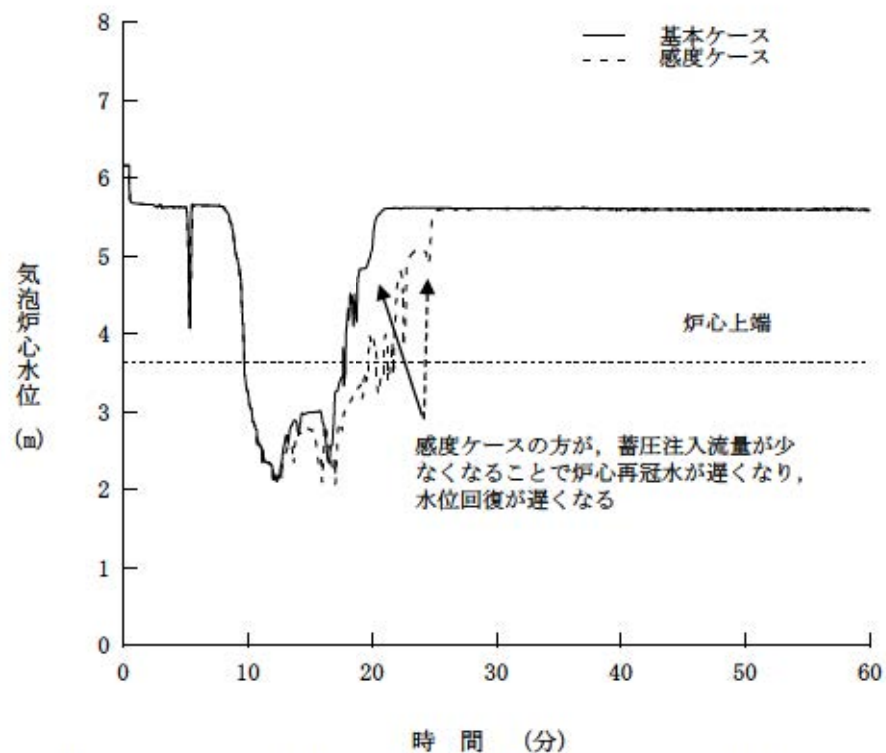
第7.1.6.36図 補助給水流量の推移 (2インチ破断)



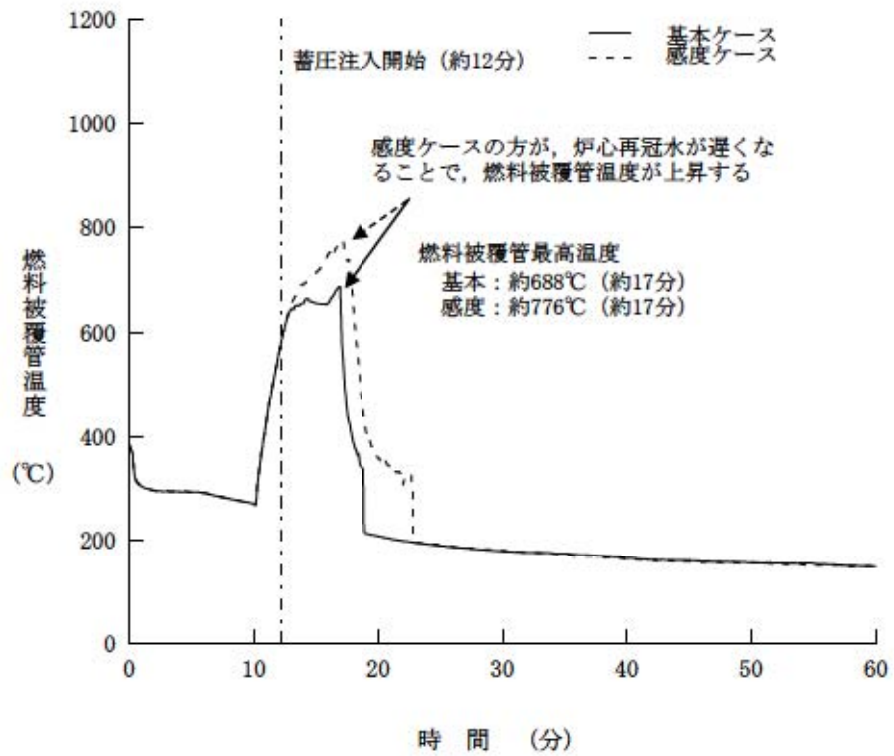
第7.1.6.37図 主蒸気流量の推移（2インチ破断）



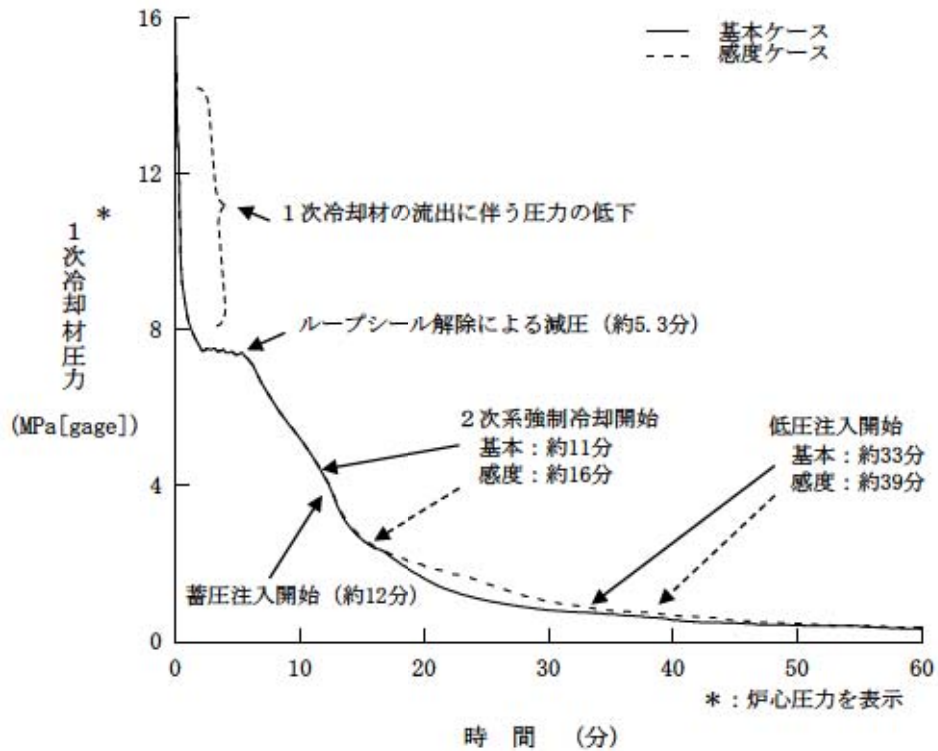
第7.1.6.38図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）
（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）



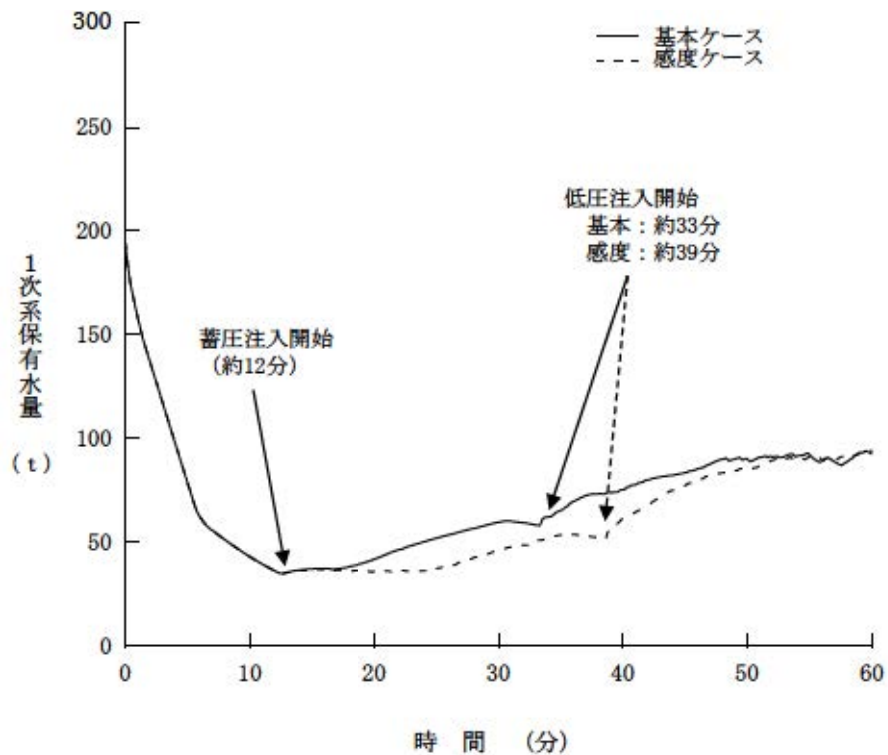
第7.1.6.39図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）
（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）



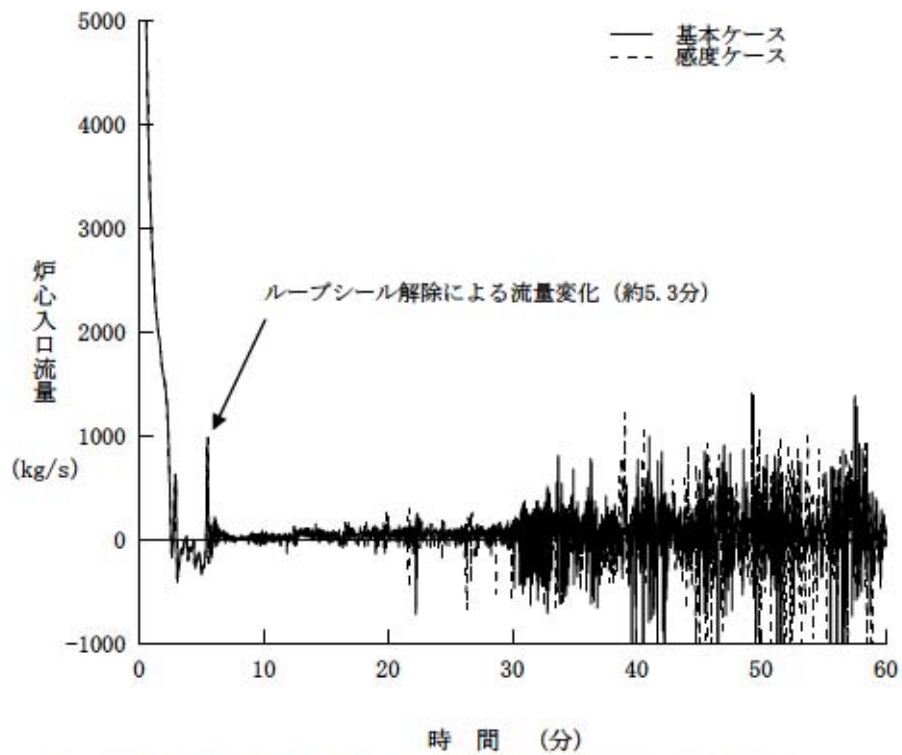
第7.1.6.40図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)
 (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



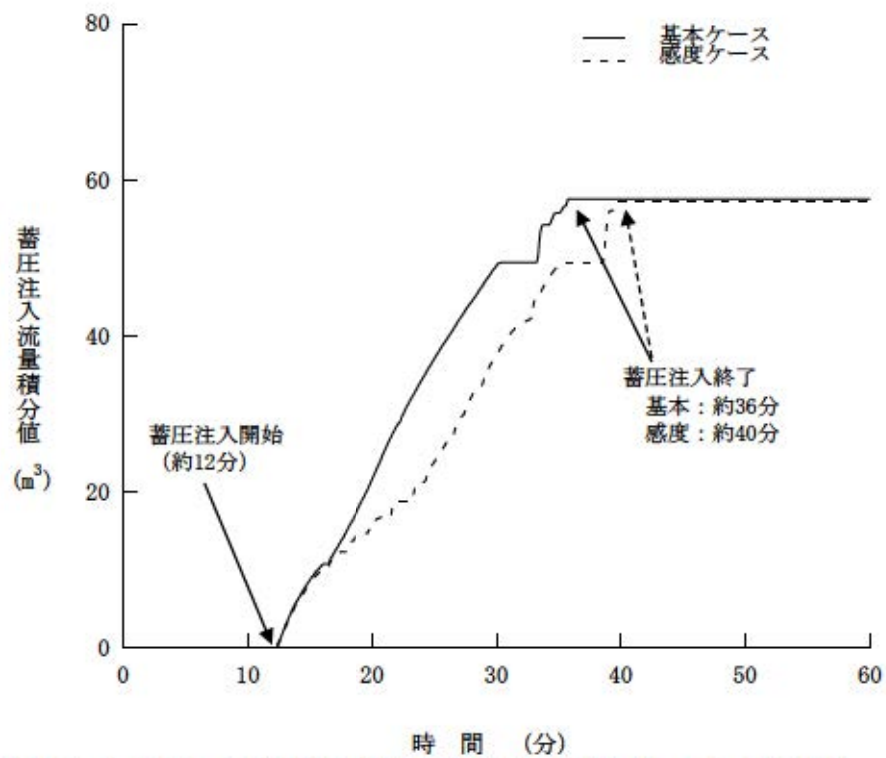
第7.1.6.41図 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）
（2次系強制冷却の操作時間余裕確認）



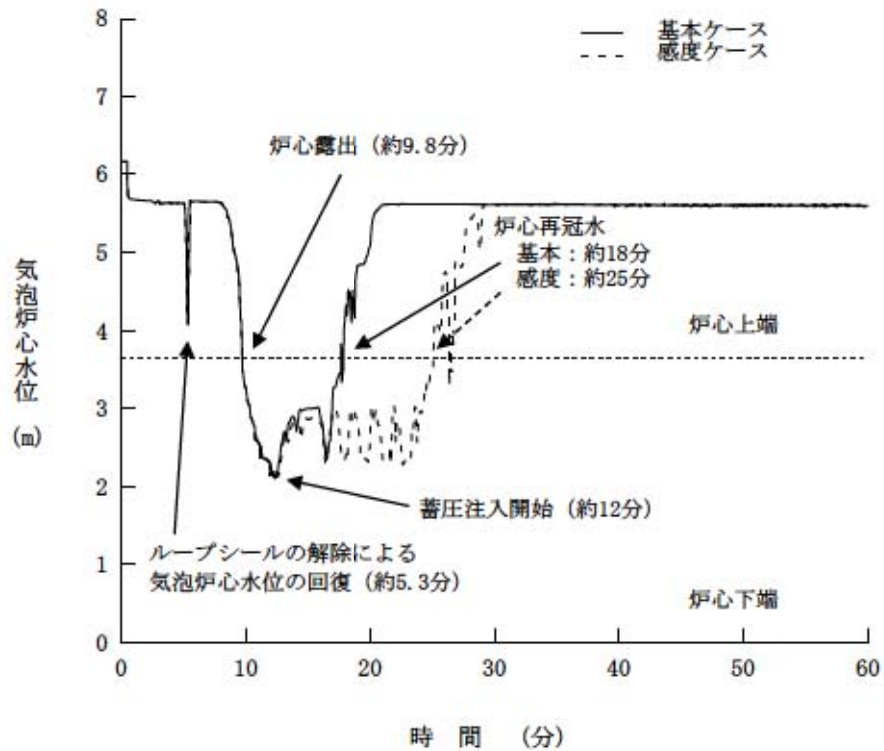
第7.1.6.42図 1次系保有水量の推移（4インチ破断）
（2次系強制冷却の操作時間余裕確認）



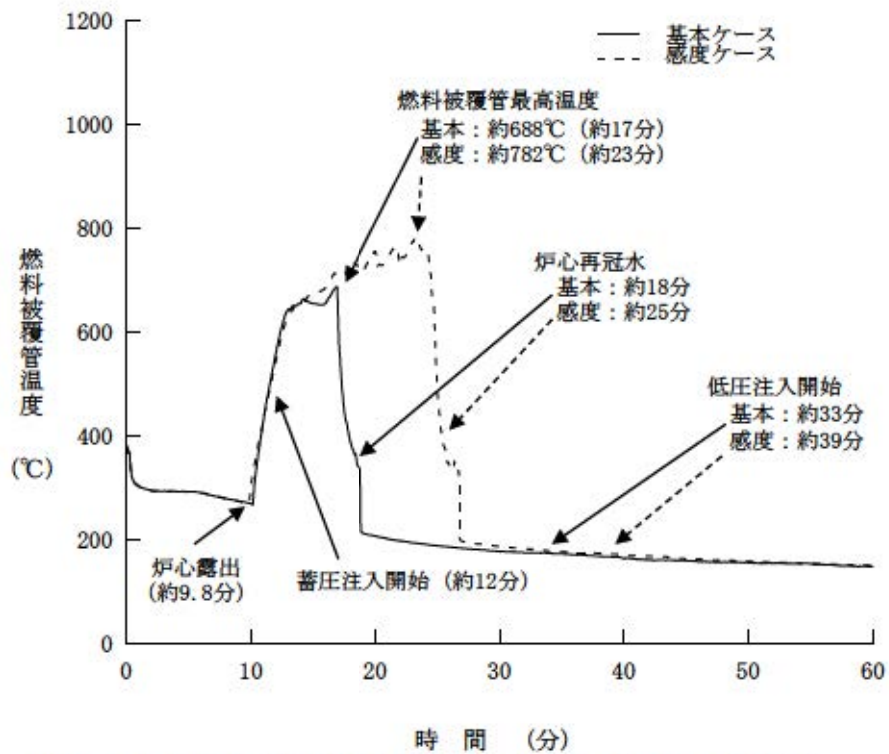
第7.1.6.43図 炉心入口流量の推移 (4インチ破断)
(2次系強制冷却の操作時間余裕確認)



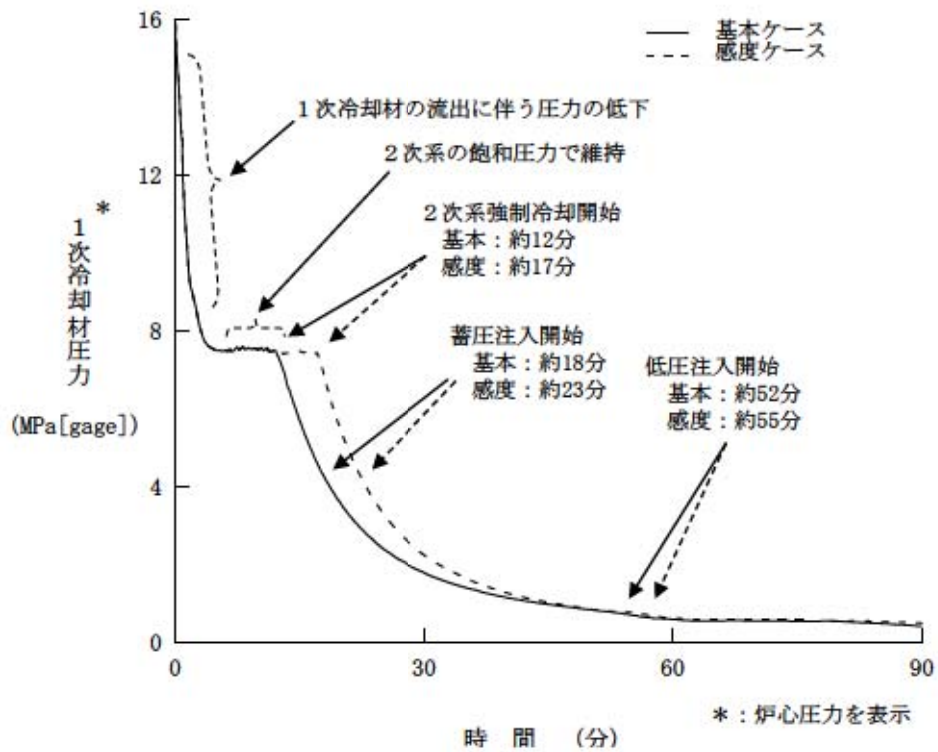
第7.1.6.44図 蓄圧注入流量積分値の推移 (4インチ破断)
(2次系強制冷却の操作時間余裕確認)



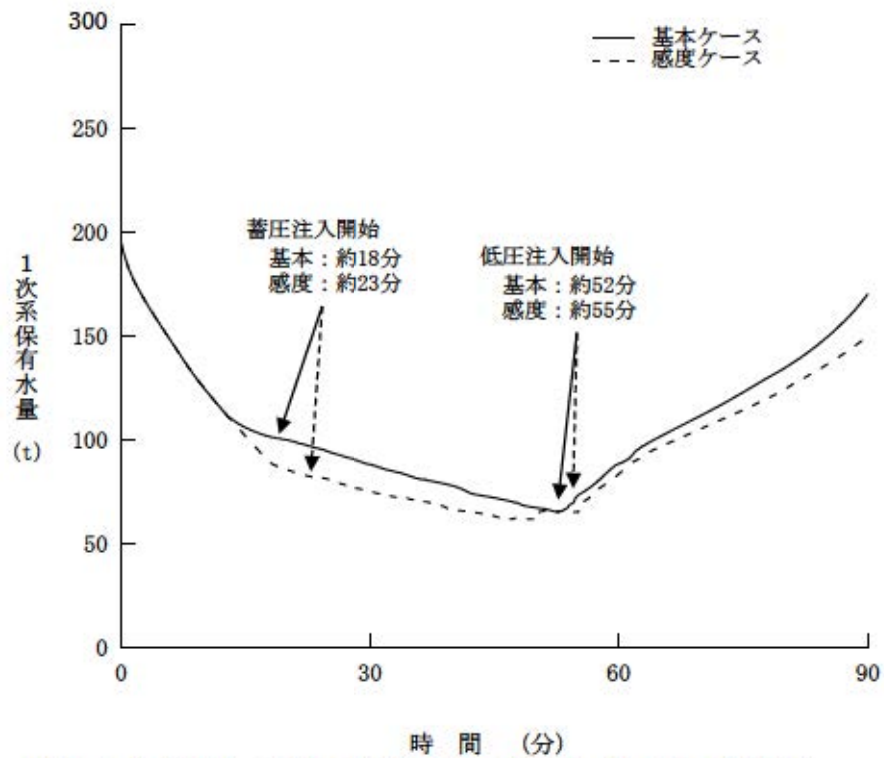
第7.1.6.45図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）
（2次系強制冷却の操作時余裕確認）



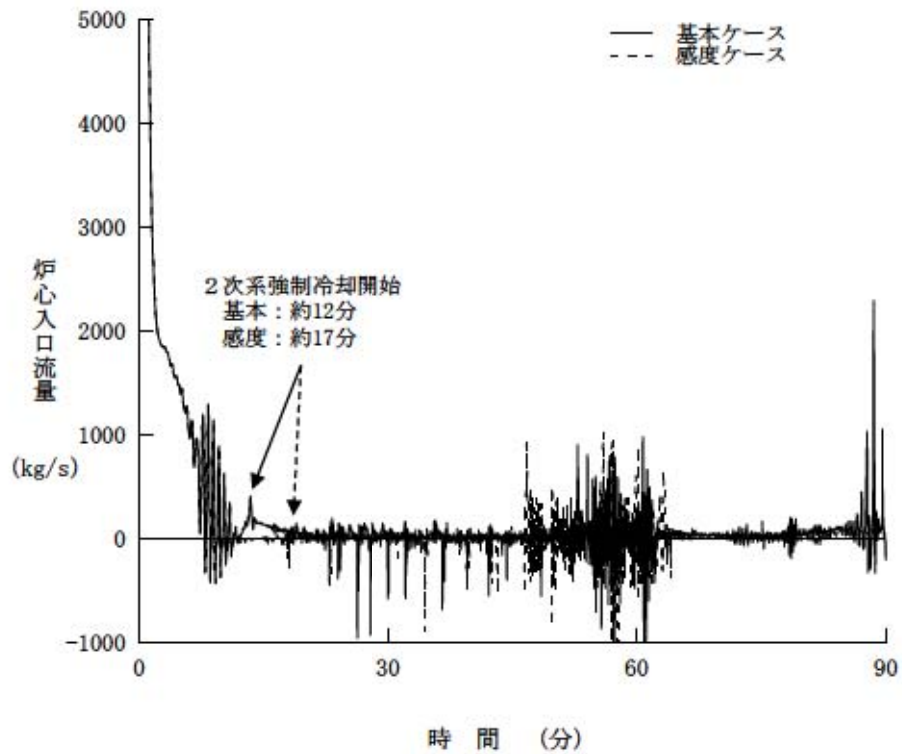
第7.1.6.46図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）
（2次系強制冷却の操作時間余裕確認）



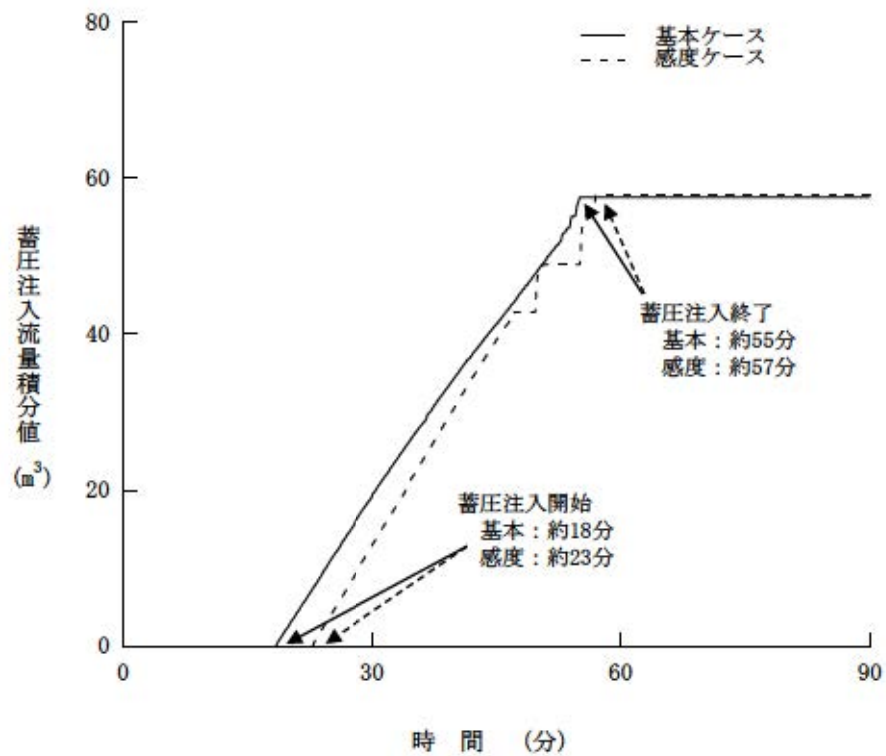
第7.1.6.47図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）
（2次系強制冷却の操作時間余裕確認）



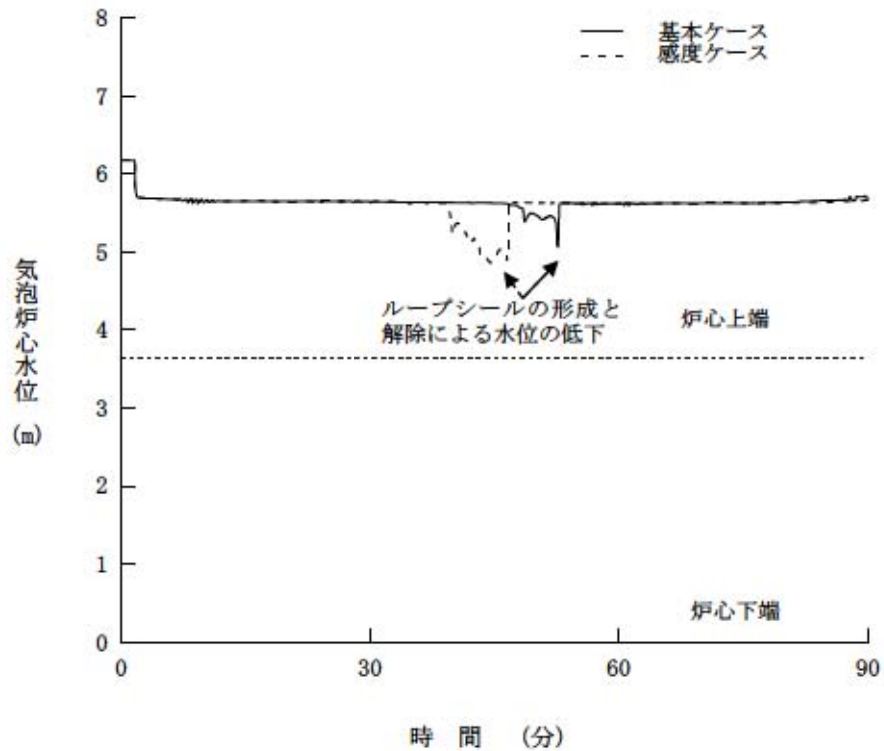
第7.1.6.48図 1次系保有水量の推移（2インチ破断）
（2次系強制冷却の操作時間余裕確認）



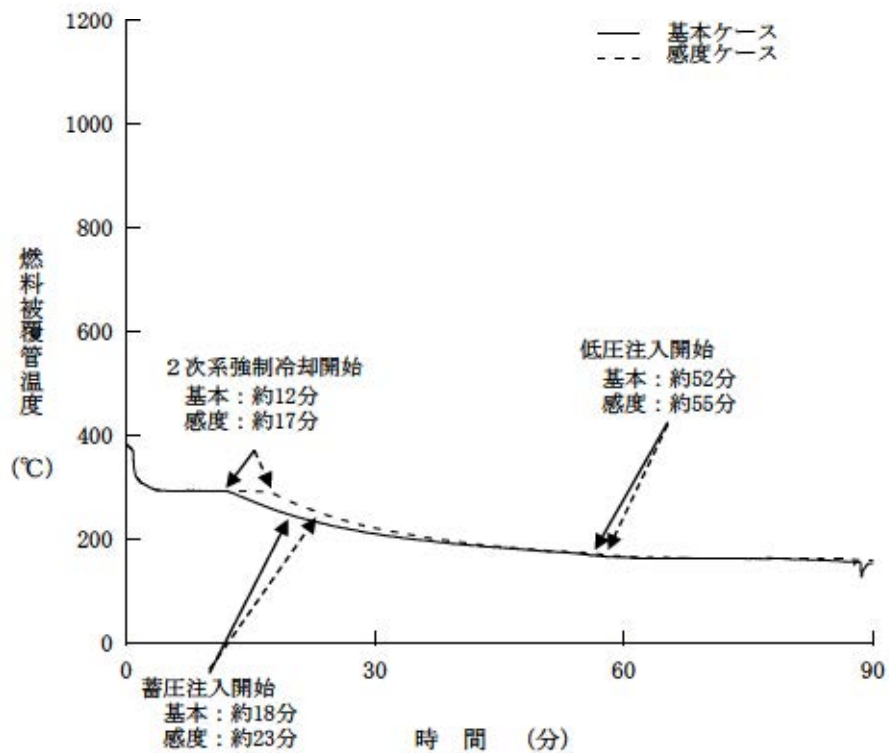
第7.1.6.49図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）
（2次系強制冷却の操作時間余裕確認）



第7.1.6.50図 蓄圧注入流量積分値の推移（2インチ破断）
（2次系強制冷却の操作時間余裕確認）



第7.1.6.51図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）
（2次系強制冷却の操作時間余裕確認）



第7.1.6.52図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）
（2次系強制冷却の操作時間余裕確認）

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE716H 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ィ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 スプレィ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+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

標記について、コンサルティング会社等から海外情報を収集した結果を以下に示す。

(1) 米国における状況

米国では、地震を含めた設計想定を超えた外的事象に対する緩和手段として、SBO時における可搬式ディーゼル駆動ポンプを用いた炉心注入など、可搬設備を利用した柔軟な対応策（FLEX）を採用している。NEIのFLEXガイドライン（NEI12-16 “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION” Nuclear Energy Institute, 2012）では、設計思想を超えた外的事象により発生する全交流動力電源喪失事象や最終ヒートシンク喪失事象に対する対策を示しているものの、大破断LOCAまでは想定しておらず、大破断LOCAに対する緩和策は示していない。（図1）

また、NRCからの指示⁽¹⁾により、全プラントを対象に「既存個別プラントの体系的な安全解析（IPE）」が実施され、その結果をまとめたIPE知見報告書⁽²⁾が公表されている。表1に、IPE知見報告書に記載のある共通のプラント改善点を示す。LOCAに対する改善点（PWR）として再循環切替及びフィードアンドブリードに対する手順や訓練に関する内容がある。これらについて、国内のPWR5電力会社では代替再循環及び2次系強制冷却のAM策を既に整備している。

更に、US-EPRの大破断LOCAのイベントツリーを図2に示す。これらのイベントツリーにおいても、「大破断LOCA+低圧注入失敗」に対する先進的な対策は記載されていない。

コンサル会社にも確認を行った結果、米国では大破断LOCAにより炉心損傷に至るシーケンスの発生頻度が低いことから、大破断LOCAに対する追加のAM手段は取られていないことを確認した。

以上から、米国において「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。

(2) フランスにおける状況

フランスでは、原子力安全局（ASN）から事業者に対して「大破断LOCA+低圧注入失敗」への要求はされておらず、このシーケンスに対して先進的な対策を実施しているプラントはない。

最新型軽水炉であるATMEA1においても、「小LOCA+ECCS注入失敗」については考慮されているが、「大破断LOCA+低圧注入失敗」などそれ以上の事象については、発生頻度は低いが、炉心損傷に至ることを想定しており、シビアアクシデント対策により格納容器健全性を確保することとしている。

また、福島第一発電所の事故後に実施された補完的安全評価（ECS）で設置が義務付けられたハードンドコアの設備として、燃料取替用水タンクから炉心へ注入するラインを新たに設置する計画である。

しかし、ハードンドコアで対応する想定事象の中にも「大破断LOCA+低圧

(1) Federal Register, Vol. 54, No. 169, page 36402, "Individual Plant Examination", Sep. 1, 1989.

(2) NUREG-1560, "Individual Plant Examination Program Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance", Dec. 1997.

注入失敗」は含まれていない。

以上のことから、フランスにおいて「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。

(3) ドイツにおける状況

ドイツでは、航空機落下等の外部事象を想定したバンカーシステム（特定重大事故時対処施設）を設置しており、余熱除去系統の代替設備を有しているものの、低圧注入としての代替機能を有していない。

以上のことから、ドイツにおいて「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。

(4) まとめ

米国、フランス及びドイツを対象として、「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な対策について情報収集を行った。その結果、いずれの国においても「大破断LOCA+低圧注入失敗」の発生頻度が低いことから、炉心損傷を防止するための先進的な対策は実施されていないことが確認された。

また、当社としては、「大破断LOCA+低圧注入失敗」のような事象進展が早い事象に対しても確実に格納容器破損を防止することが重要と考えており、その効果については格納容器破損防止対策の有効性評価において確認している。

以 上

表 1 (1/2) 共通のプラント改善点

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
AC Power	✓ ✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> • Add or replace diesel generators • Add or replace gas turbine generator • Implement redundant off-site power capabilities • Improve bus/unit cross-tie capabilities 	~50% of these improvements had been implemented
DC Power	✓ ✓	✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> • Install new batteries, chargers, or inverters • Implement alternative battery charging capabilities • Increase bus load shedding 	~50% of these improvements had been implemented
Coolant Injection Systems	✓ ✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> ✓ ✓ 	<ul style="list-style-type: none"> • Replace emergency core cooling system pump motors with air-cooled motors • Align LPCI or core spray to CST upon loss of suppression pool cooling • Align firewater system for reactor vessel injection • Revise HPCI and RCIC actuation or trip setpoints • Revise procedures to inhibit the automatic depressurization system (ADS) for non-ATWS scenarios • Improve procedures and training regarding switchover to recirculation • Increase training on feed-and-bleed operations 	~30% of these improvements had been implemented
Decay Heat Removal (DHR) Systems	✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> ✓ ✓ ✓ 	<ul style="list-style-type: none"> • Add hard-pipe vent • Install portable fire pump to provide isolation condenser makeup • Install new AFW pump or improve existing pump reliability • Refill CST when using AFW • Implement a modification to align the firewater pump to the feed steam generator 	~70% of these improvements had been implemented

表 1 (2/2) 共通のプラント改善点

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
Support Systems	✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Implement procedures and install portable fans for alternative room cooling upon loss of HVAC Install temperature alarms in rooms to detect loss of HVAC Revise procedures and training for loss of support systems 	~60% of these improvements had been implemented
ATWS	✓ ✓ ✓	✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Revise training on mechanically bound control rods Install automatic ADS inhibit for ATWS scenarios Install alternative boron injection system Add capability to remove power to the bus upon trip breaker failure Install Westinghouse ATWS mitigating system 	~25% of these improvements had been implemented
RCP Seal LOCAs	✓	✓ ✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Evaluate or replace RCP seal material Add independent seal injection or charging pump for SBO Supply RCP seals with alternative cooling Conduct operator training on tripping pumps on loss of cooling Review HPSI dependency on CCW 	~30% of these improvements had been implemented
SGTRs		✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Revise procedure to maintain a higher inventory of water in the borated water storage tank (BWST) or refill BWST Implement procedure and training to isolate affected steam generator 	~35% of these improvements had been implemented
Internal Flooding	✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Increase protection of components from flood effects Conduct periodic inspections of cooling water piping and components Revise procedure for inspecting the floor drain and flood barriers Install water-tight doors 	~60% of these improvements had been implemented
ISLOCAs	✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Review surveillance procedures involving isolation valves Modify procedure to depressurize the RCS to reduce leakage Revise training to deal with ISLOCAs 	~65% of these improvements had been implemented
Containment Performance	✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Provide alternative power source to hydrogen igniters Enhance communication between sump and cavity Inspect piping for cavity flooding systems Revise procedures to use PORVs to depressurize the vessel following core damage 	~10% of these improvements had been implemented
Miscellaneous	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Incorporate IPE insights into the operator training program 	~50% of these improvements had been implemented

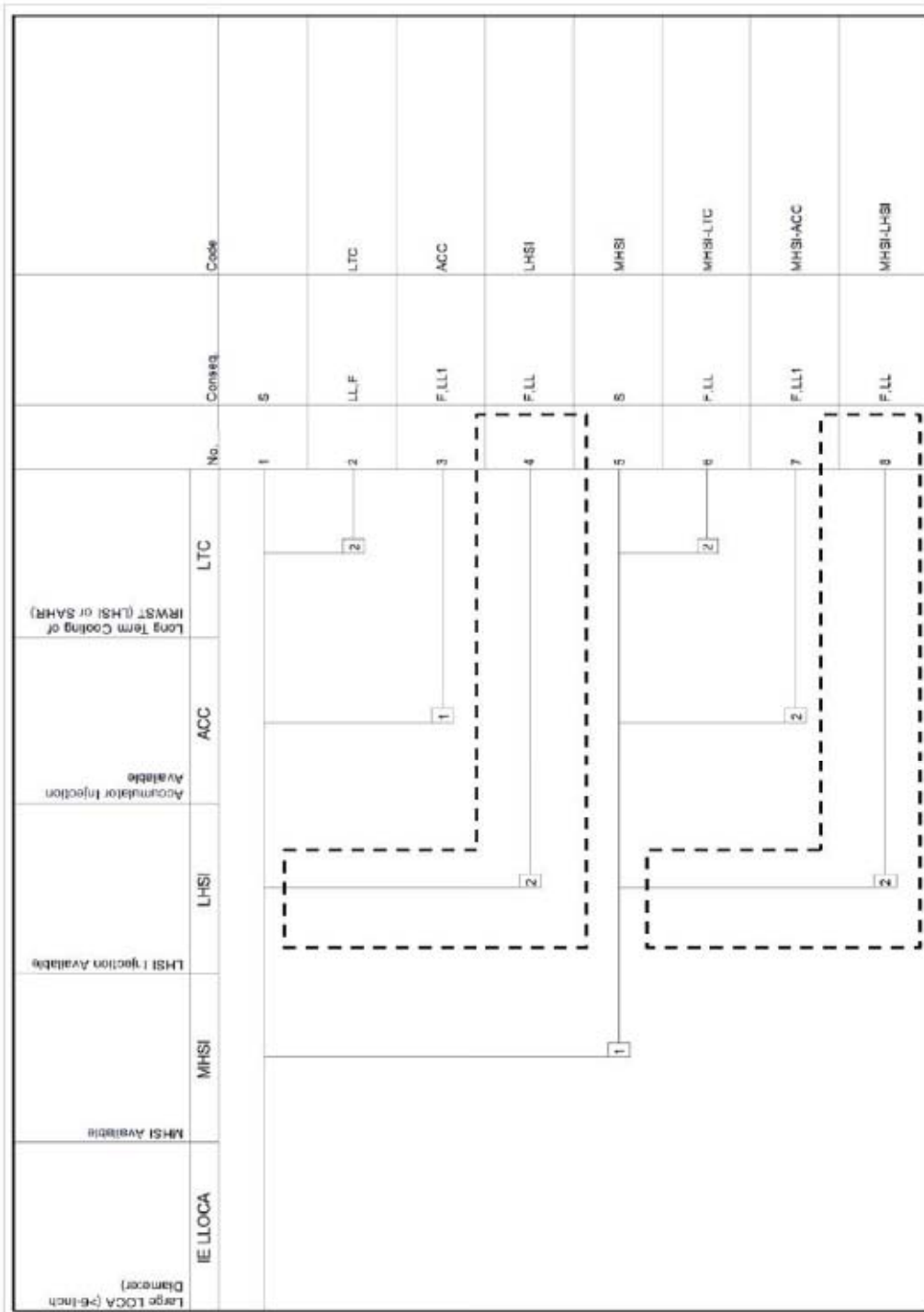
3.2.1.5 Reactor Coolant Inventory Loss

Sources of expected PWR and BWR reactor coolant inventory loss include:

- (1) normal system leakage
- (2) losses from letdown unless automatically isolated or until isolation is procedurally directed
- (3) losses due to reactor coolant pump seal leakage (rate is dependent on the RCP seal design)
- (4) losses due to BWR recirculation pump seal leakage
- (5) BWR inventory loss due to operation of steam-driven systems, SRV cycling, and RPV depressurization.

Procedurally-directed actions can significantly extend the time to core uncover in PWRs. However, RCS makeup capability is assumed to be required at some point in the extended loss of ac power condition for inventory and reactivity control.

图 1 NEI 12-06[Rev. 0] (拔粹)



出典 : <http://www.nrc.gov/>

図2 大LOCAのイベントツリー (US-EPR)

「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

「大破断 LOCA+低圧注入機能喪失」において、AM 策として格納容器スプレイポンプを用いた代替炉心注水を適用した場合の炉心損傷防止の成立性について、既往の解析結果を用いて以下に検討する。

図 1 及び図 2 に、泊発電所 3 号炉における大破断 LOCA の ECCS 性能評価解析結果^{※1} (DBA) のうち、炉心再冠水速度積分値及び燃料被覆管温度を示す。

同評価では、事象発生後約 17 秒で蓄圧タンク、33 秒で高圧注入系/低圧注入系の注水が開始する。その後、事象発生後約 49 秒で蓄圧タンク注入が終了し、燃料被覆管温度は約 930℃に達してから、事象発生後約 100 秒で 100℃程度上昇し、ピーク温度 1,044℃に達する。

そこで、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、炉心に流入した冷却材流量を以下の条件より求める。

- ・炉心流路面積 : \square m²
- ・炉心再冠水速度 : 約 3cm/s (再冠水速度積分値のグラフから概略読み取り)

$$\square \text{ m}^2 \times 0.03 \text{ m/s} \times 3600 \text{ s/h} = \text{約 } 420 \text{ m}^3/\text{h}$$

したがって、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、燃料被覆管温度が判断基準温度 1200℃を超えないように炉心冷却するための炉心注入流量を、燃料被覆管最高温度 1,044℃となった解析結果から概算すると、約 420m³/h 程度の炉心注入が必要となる。

一方、大 LOCA+低圧注入失敗の事故シーケンスでは、高圧注入ポンプによる注入流量は 2 台運転時で約 \square m³/h^{※2} (設計値 (1 台あたり): 約 280m³/h) であり、炉心再冠水期間の炉心冷却に必要な流量が不足している。

同シーケンスでは、DBA 解析と比べ、余熱除去ポンプ 1 台分の注入流量 (約 \square m³/h^{※2} (設計値: 約 850m³/h)) が少なく、蓄圧注入終了時点での燃料被覆管温度が DBA (約 930℃) と同程度とした場合でも、上記のとおり炉心冷却に必要な流量が不足していることから、蓄圧注入終了後、数分程度で燃料被覆管温度が 1,200℃に達すると考えられる。

一方、格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水も考えられるが、表 1 のとおりラインアップ完了までに約 35 分程度必要であるため、炉心損傷を防止することは困難と考えられる。

- ※1 : 破断条件 : 低温側配管両端破断
単一故障 : 低圧注入系の 1 系列の不作動
- ※2 : 解析使用値 : 最小注入特性

\square 内は商業機密に属しますので公開できません。

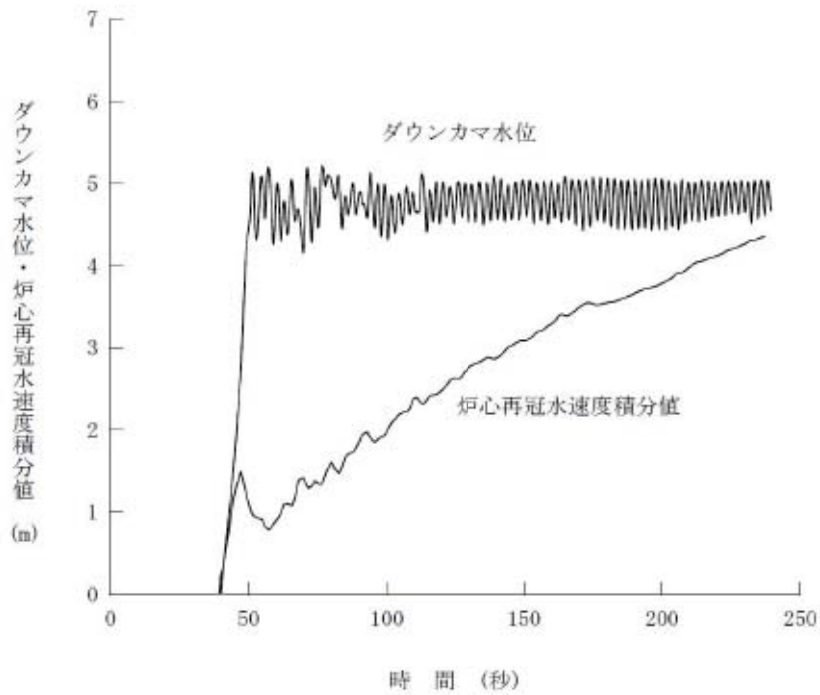


図1 ダウンカマ水位及び炉心再冠水速度積分値の推移
(DBA 解析：大破断 LOCA+低圧注入 1 台故障)

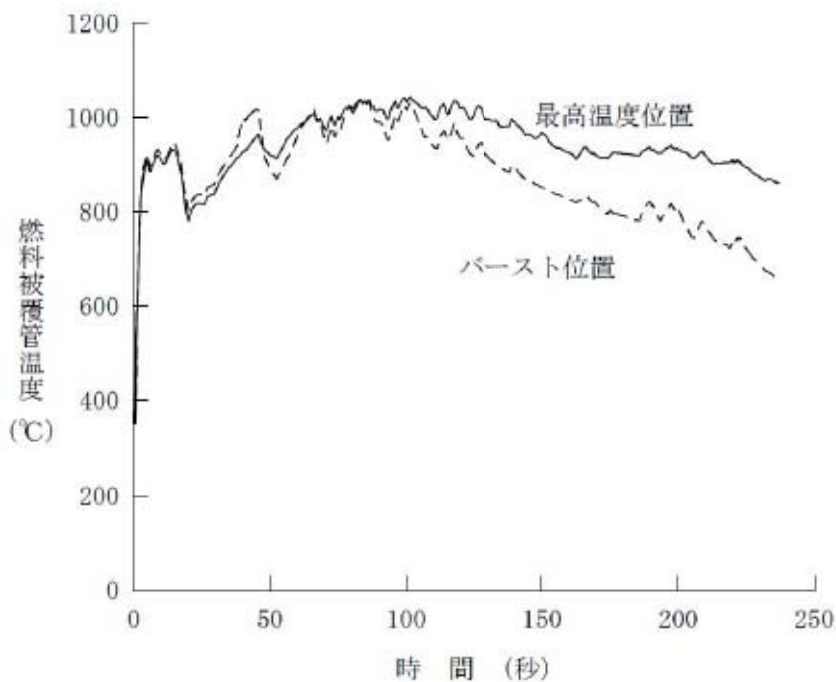


図2 燃料被覆管温度の推移
(DBA 解析：大破断 LOCA+低圧注入 1 台故障)

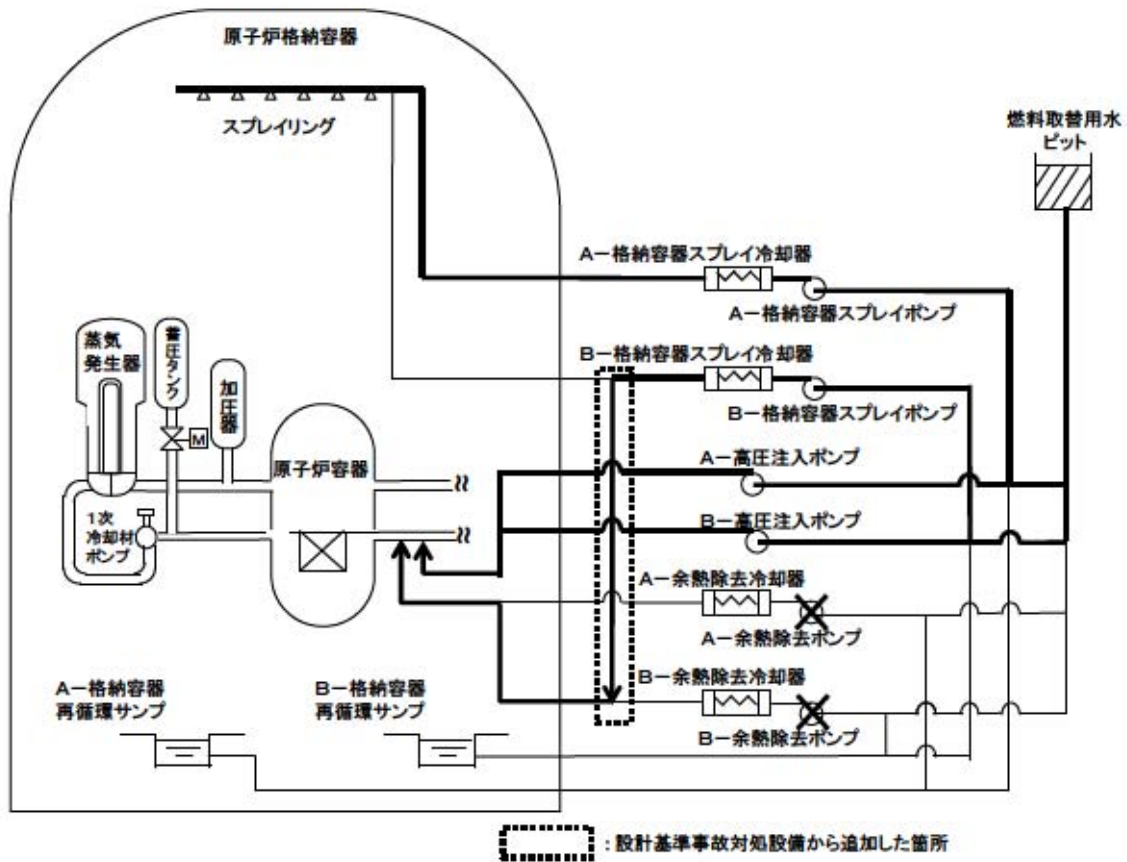


図3 大LOCA+低圧注入失敗時の重大事故等対策の概略系統図

表1 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

手順の項目		要員(数)	経過時間(分)					
			0	10	20	30	40	
			約35分 B-格納容器スプレイポンプ (RFS-CSS連絡ライン使用) による代替炉心注水開始 ▽					
B-格納容器スプレイポンプ (RFS-CSS連絡ライン使用)による 代替炉心注水	運転員 (中央制御室)	1	状況判断		系統構成		B-格納容器スプレイポンプ起動	
	運転員 (現場)	1	移動、系統構成					

以上

「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

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」のうち、重要事故シーケンス「大破断 LOCA+低圧注入失敗」は、事象進展が早い事象であり（20 分未満で炉心損傷発生）、国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策^{*}を策定しているものの、炉心損傷防止対策の実施が困難である。（図 1 参照）

「大破断 LOCA+低圧注入失敗」は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のうち、過圧破損の評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」に包含されており、同シーケンスの格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認している。

このため、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」においては、「中破断 LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シーケンスとして炉心損傷防止対策の有効性評価を実施し、炉心損傷を防止できることを確認した。

※ 国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策が講じられていること

- 欧米では、可搬式ポンプによる炉心注水手段を講じている例がある。
- ・米国 FLEX：「RCS への補給水量として約 $34\text{m}^3/\text{h}$ （150gpm）を超える能力を有すべき」と規定
 - ⇒炉心注水手段を整備しており、欧米と同等の能力を有している。なお、欧米においても、「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗」のシナリオに対応した設備設置例に関する情報はない。
 - ・代替格納容器スプレイポンプ（容量：約 $150\text{m}^3/\text{h}$ ）

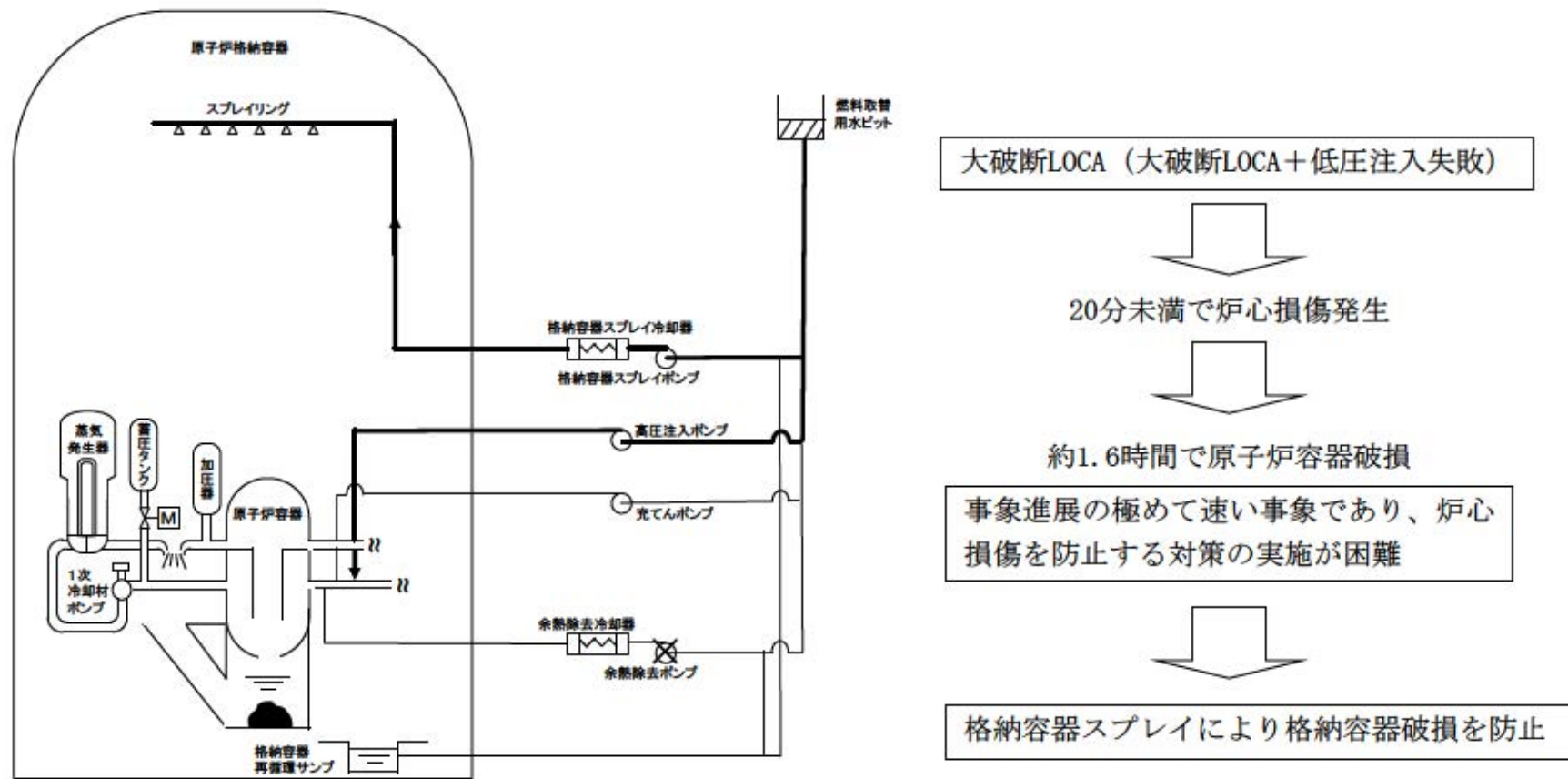


図1 「大破断LOCA+低圧注入失敗」時の事象進展

別紙

「大破断 LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」との事故シナリオの比較

「大破断 LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」は、下表を除き、評価条件は同じである。

	①大破断 LOCA+低圧注入失敗	②大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳)
ECCS	高圧注入動作	動作しない
格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ (流量大 (約 940m ³ /h))	代替格納容器スプレイポンプ (流量小 (約 140m ³ /h))

①と②を比較すると、ECCS については、①は高圧注入が行われるが、事象進展の緩和にあまり寄与しないため、事故シナリオとして②は①を包含しており、また、格納容器スプレイについては、①の方が格納容器スプレイ流量が大きいいため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、事故シナリオとして②は①を包含している。

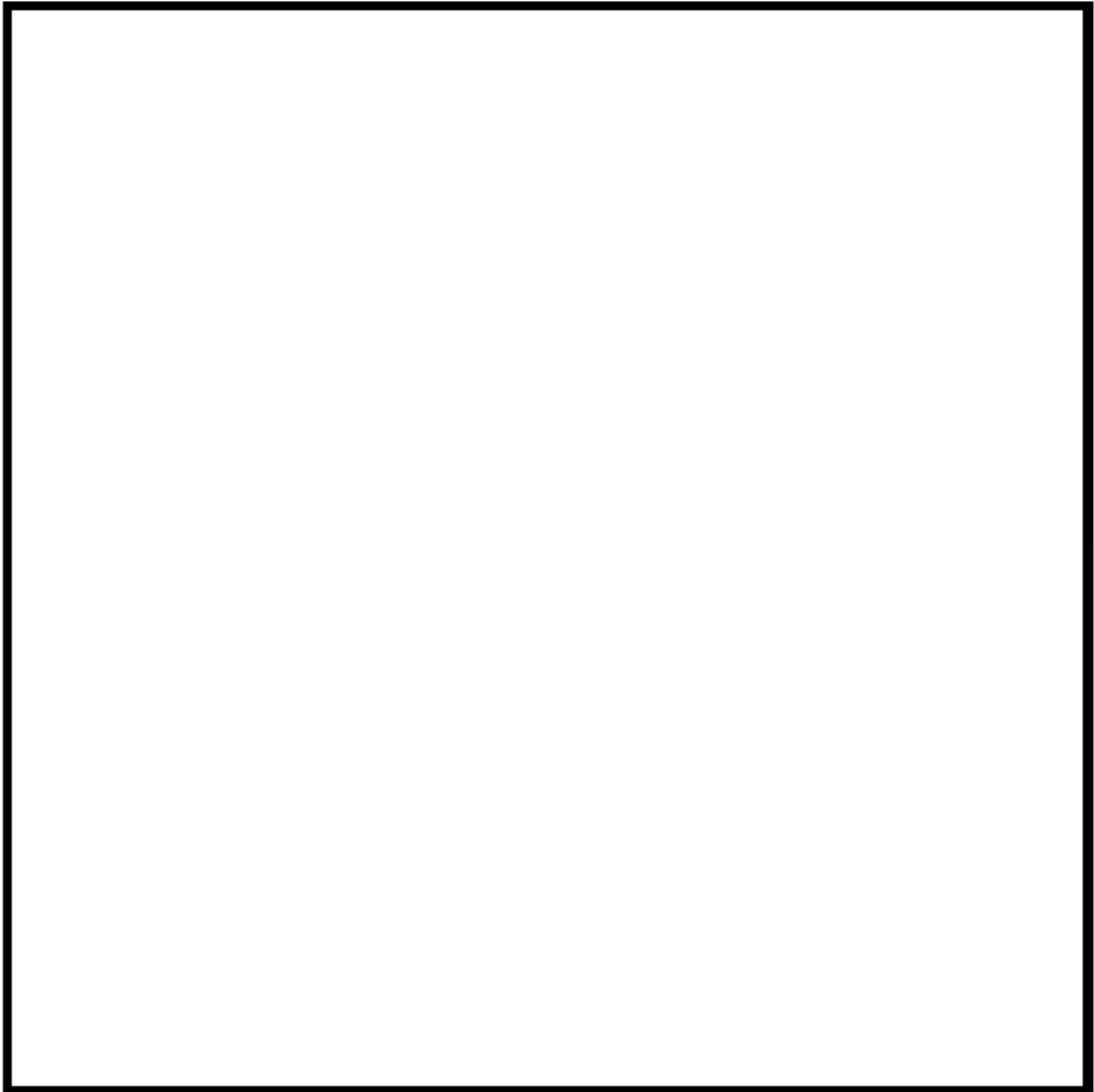
したがって「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」の格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認していることから、有効性評価として②の有効性を確認することで、①の有効性の確認も可能である。

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)

重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の個別解析条件を第1表に示す。

第1表 システム熱水力解析用データ（ECCS注水機能喪失）

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秒後に制御棒落下開始	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 iii 給水開始 (起動遅れ時間) iv 台数 v 容量	11.36MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限 界値到達の32秒後(自動起 動) [余熱除去ポンプ] 余熱除去ポンプ2台 最小注入特性(第1図参照)	設計値（作動限界値） 最大値（設計要求値） 設計値 設計値（高圧注入系は機能喪失を仮定） 設計値
2) 補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動限 界値到達の60秒後(自動起 動) タービン動1台+電動2台 150m ³ /h/3SG	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）
3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量	1次系圧力0.6MPa[gage]到達 2基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 29.0m ³ /基	運転員等操作条件 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
4) 主蒸気逃がし弁 i 2次系強制冷却開始 ii 個数 iii 容量	SI信号発信後11分 3個(1ループ当たり1個) 定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	運転員等操作余裕の考え方 設計値 設計値
(3) 事故条件 1) 破断箇所 i 低温側配管	破断口径(等価直径) 6インチ、4インチ、2イ ンチ	中小破断LOCAを想定



第1図 余熱除去ポンプの最小注入流量（2台運転時）

内は商業機密に属しますので公開できません。

ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響

1. 有効性評価における初期条件設定

重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンク圧力及び保有水量の初期条件として、蓄圧注入に期待する全ての事故シーケンスにおいて以下の設定としている。

- ・ 初期圧力（最低保持圧力）：4.04MPa [gage]
- ・ 初期保有水量（最小保有水量）：29.0 [m³/基]

2. 条件設定

LOCA 事象等の蓄圧タンク保有水全量の 1 次系注水を期待する事象及び全交流動力電源喪失事象等 1 次系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象に分類でき、それぞれ以下の考え方をもとに設定している。

a. 大破断 LOCA 事象等の蓄圧タンク保有水全量の 1 次系注水を期待する事象

(a) 初期圧力

蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1 次系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。

(b) 初期保有水量

炉心への注水量が少なくなり、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなるよう「最小保有水量」としている。

b. 全交流動力電源喪失事象等 1 次系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象

(a) 初期圧力

蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1 次系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。

(b) 初期保有水量

最小保有水量とした場合、初期の気相部体積が大きくなることに伴い、蓄圧注入開始から、出口弁閉止圧力にて注入停止するまでに 1 次系へ注水される水量は、初期保有水量が多い場合よりもわずかに多くなり、厳しい条件とならないが、蓄圧タンクの最大及び最小保有水量を考慮した場合の注水量に与える影響は、別紙 1 に示すとおりであり、炉心露出又は燃料被覆管温度 1,200℃に対して十分な余裕があることから、標準的に「最小保有水量」としている。

ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンク初期保有水量の差異による影響検討

1. はじめに

蓄圧タンクの初期条件設定として標準的に採用している「最小保有水量」とした場合、「最大保有水量」とした場合と比較すると、「最小保有水量」とした方が注水量がわずかに多くなり、「最小保有水量」の設定が必ずしも保守的とはならないことから、その影響について「ECCS 注水機能喪失」における破断サイズ別の解析結果のうち、炉心露出に至る 4 インチ破断のケースを対象に感度解析を行い、その影響を確認した。

2. 影響確認

a. 2 インチ破断

蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、2 基合計で約 7 [m³] の注水量の差異が考えられる。しかし、図 1 に示すとおり炉心露出に至ることなく蓄圧注入および低圧注入が開始されることで 1 次系保有水が回復していることから 4 インチ破断と比較しても影響は小さいと考えられる。

b. 4 インチ破断

蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、2 基合計で約 7 [m³] の注水量の差異が考えられる。その影響を考慮した感度解析では、図 2 に示すとおり蓄圧注入開始のタイミングは同様であるが、初期保有水量の差により、気相部がより小さい最大保有水量のケースの方が注水流量は小さくなる。その結果、蓄圧注入期間中に炉心露出となることで燃料被覆管最高温度はわずかに高くなる。結果としては、燃料被覆管最高温度は約 776℃となりベースケースにおける燃料被覆管最高温度約 688℃よりも約 88℃高い結果となる。

c. 6 インチ破断

蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、2 基合計で約 7 [m³] の注水量の差異が考えられる。しかし、図 3 に示すとおり炉心露出に至ることなく蓄圧注入が開始されることで 1 次系保有水が回復に転じていることから 4 インチ破断と比較しても影響は小さいと考えられる。

3. 確認結果

ECCS 注水機能喪失において、炉心露出に至る 4 インチ破断のケースを対象に感度解析を実施した結果、ベースケースより燃料被覆管最高温度が約 88℃高い結果となったが、燃料被覆管温度 1,200℃に対して十分な余裕があり、炉心の冷却が可能である。

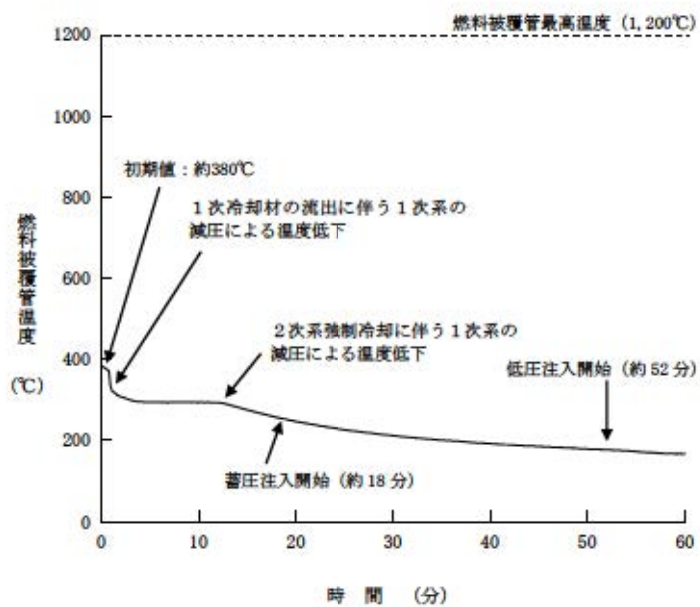
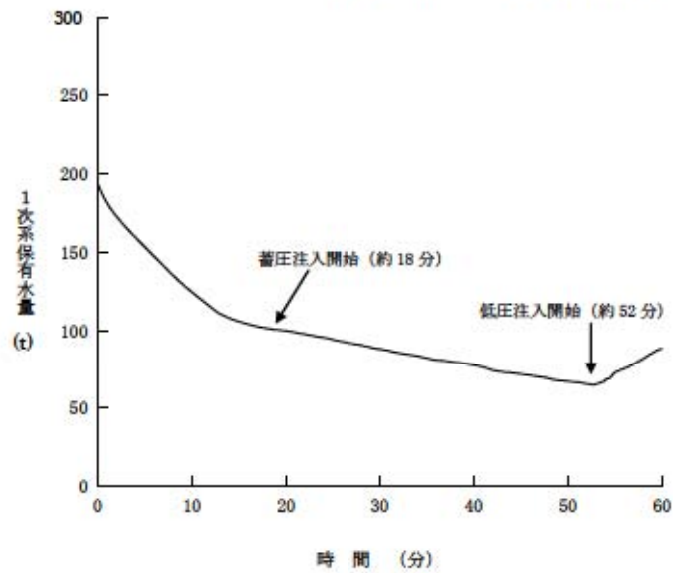
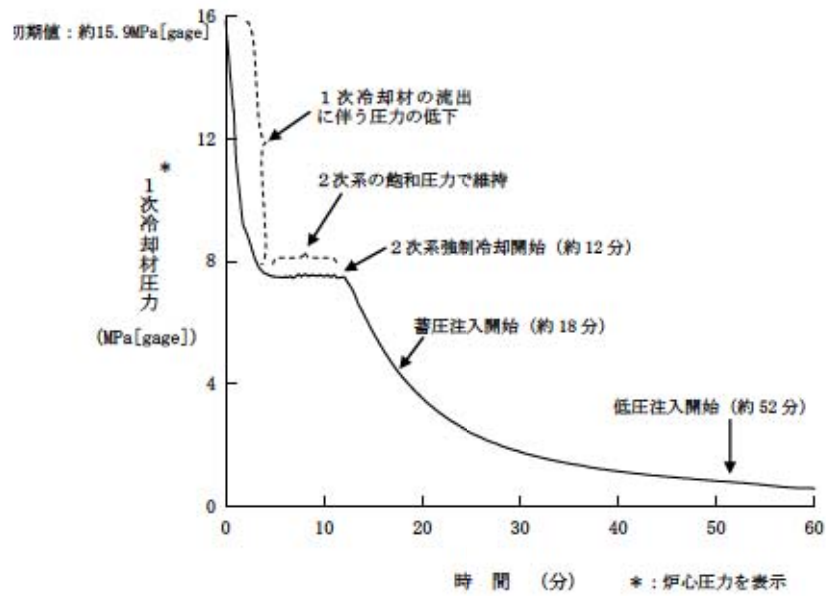


図1 ECCS注水機能喪失（2インチ破断：1次系圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度）

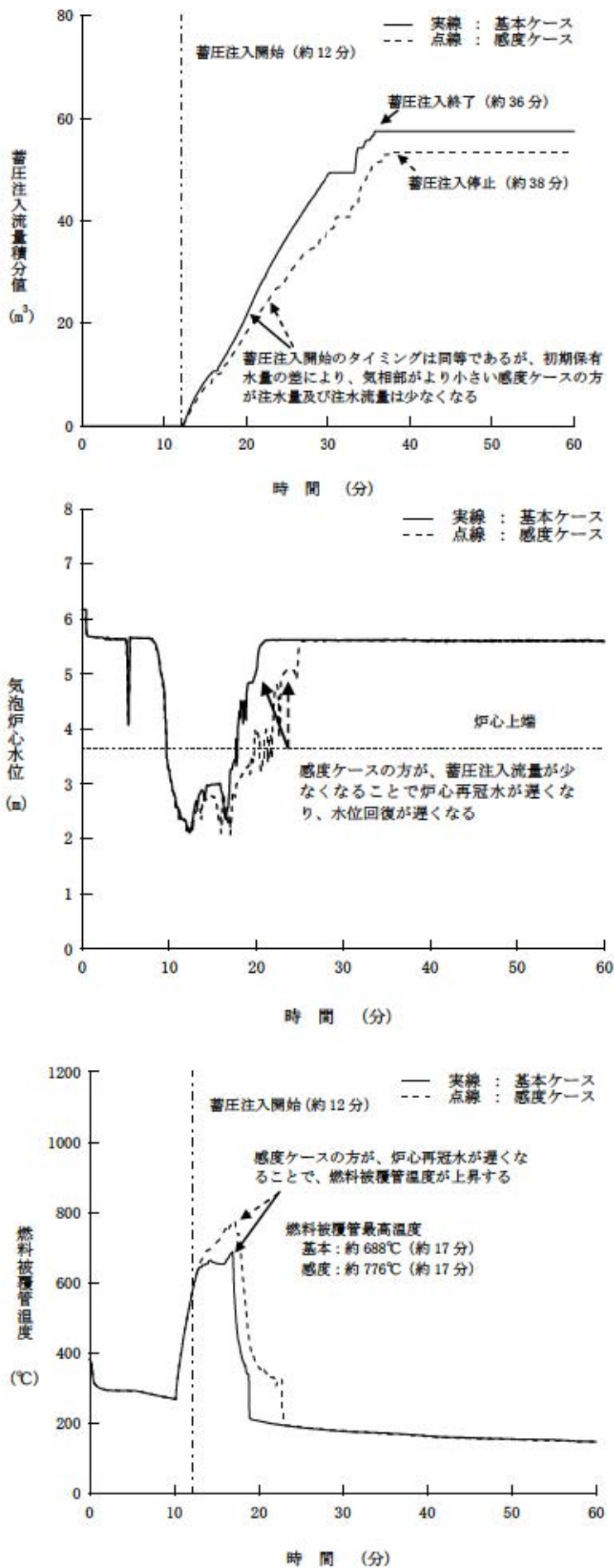


図2 ECCS注水機能喪失感度解析結果 (4インチ破断)

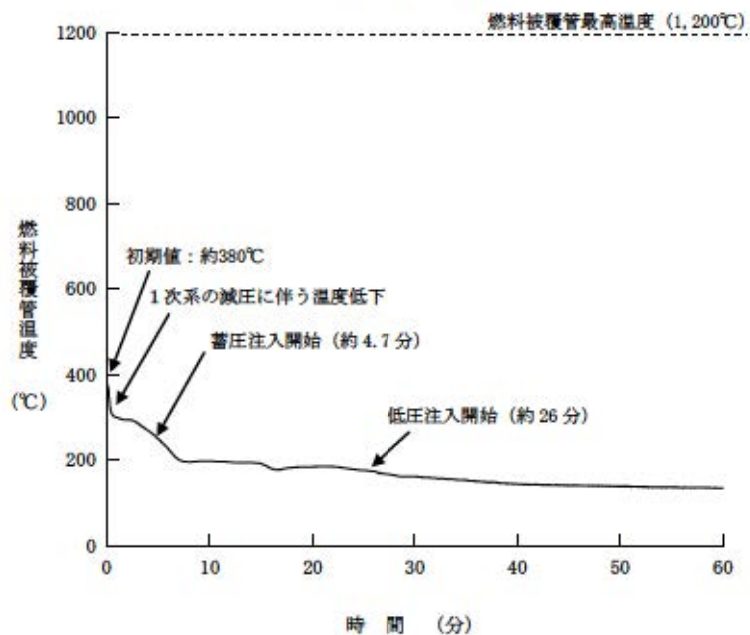
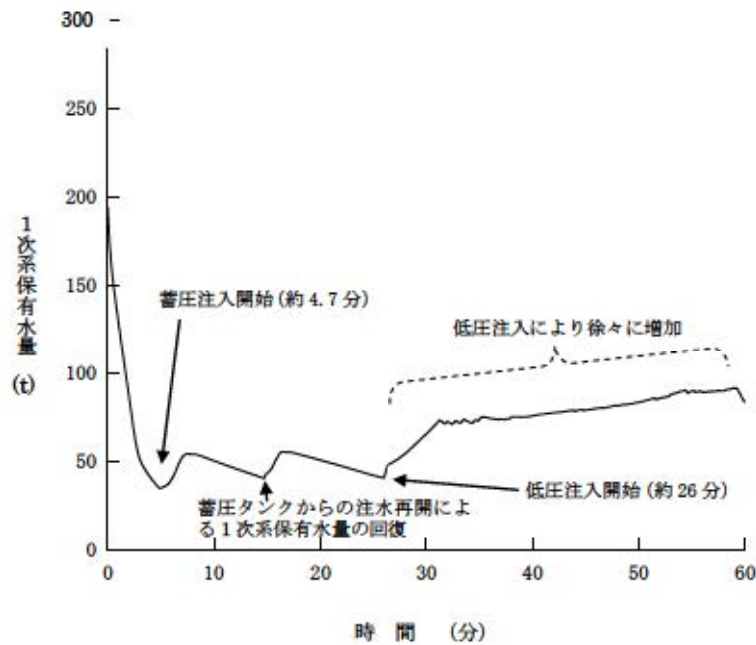
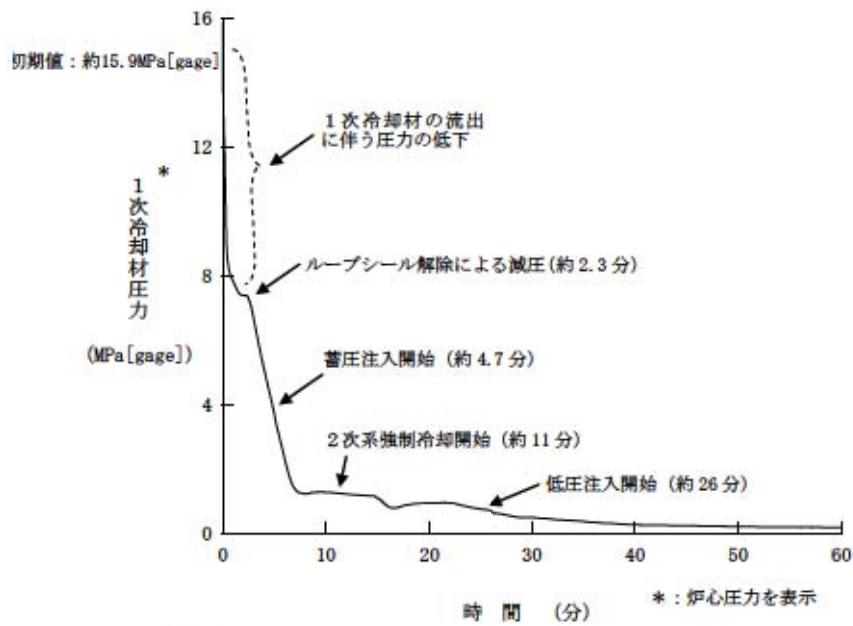


図3 ECCS注水機能喪失（6インチ破断：1次系圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度）

蓄圧タンク内の圧力変化に伴う注水量の差異について

蓄圧タンク内の圧力変化は、窒素ガスの膨張に伴い、以下の式で求められる。

$$P_i \times V_i^\gamma = P \times V_T^\gamma$$

ただし、

P_i ：初期圧力(MPa[abs])

V_i ：初期気相部体積(m³)

12.0m³ (最小保有水量 (1基あたり))

10.0m³ (最大保有水量 (1基あたり))

P ：蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力(MPa[abs])

V_T ：蓄圧タンク出口弁閉止時の気相体積(m³)

γ ：ポリトロープ指数

1.0：等温変化時

1.4：断熱変化時

蓄圧タンク容積(1基あたり)：41.0m³

最小保有水量(1基あたり)：29.0m³

最大保有水量(1基あたり)：31.0m³

初期圧力：4.04MPa[gage]

蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力

：1.7MPa[gage] (全交流動力電源喪失)

：0.6MPa[gage] (ECCS 注水機能喪失)、格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))

とする。

上記評価式より、全交流動力電源喪失事象等、1次系自然循環冷却を阻害するガスの混入を防止するため、圧力変化で蓄圧注入を停止する事象に対して、以下の通りの注水量に対する影響がある。

①全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA あり)

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約1.6[m³]となり、3基合計で約5[m³]となる。

②全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA なし)

事象進展が遅いことから、等温変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約2.6[m³]となり、3基合計で約8[m³]となる。

③ECCS 注水機能喪失

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約 3.4[m³]となり、2基合計で約7[m³]となる。

④格納容器パイパス（インターフェイスシステム LOCA）

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約 3.4[m³]となり、3基合計で約10[m³]となる。

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注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入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。

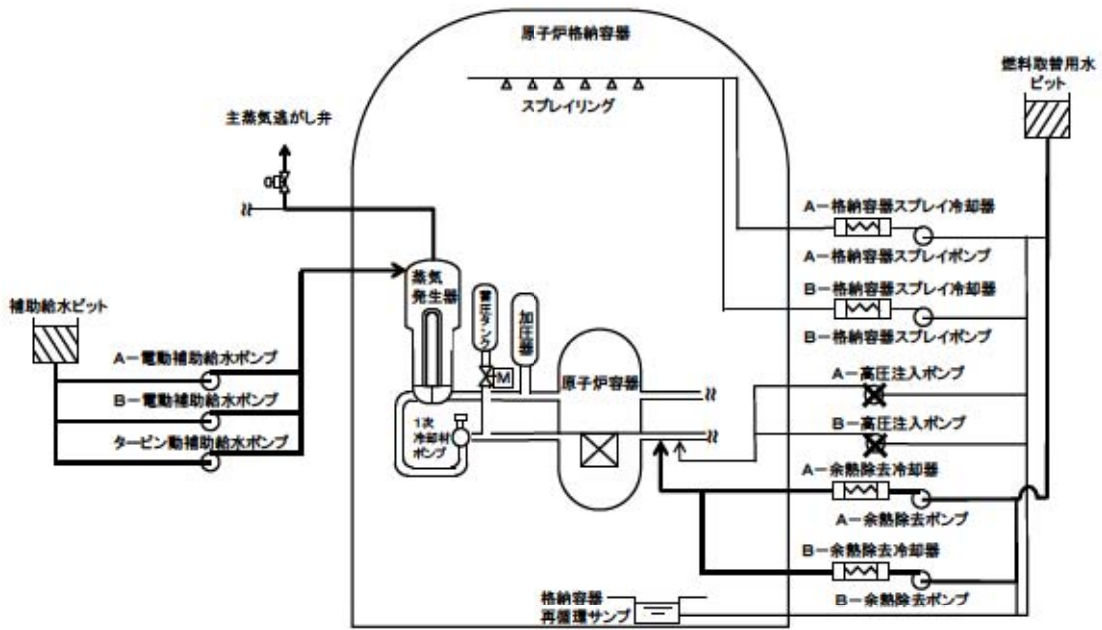


図1 「中小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

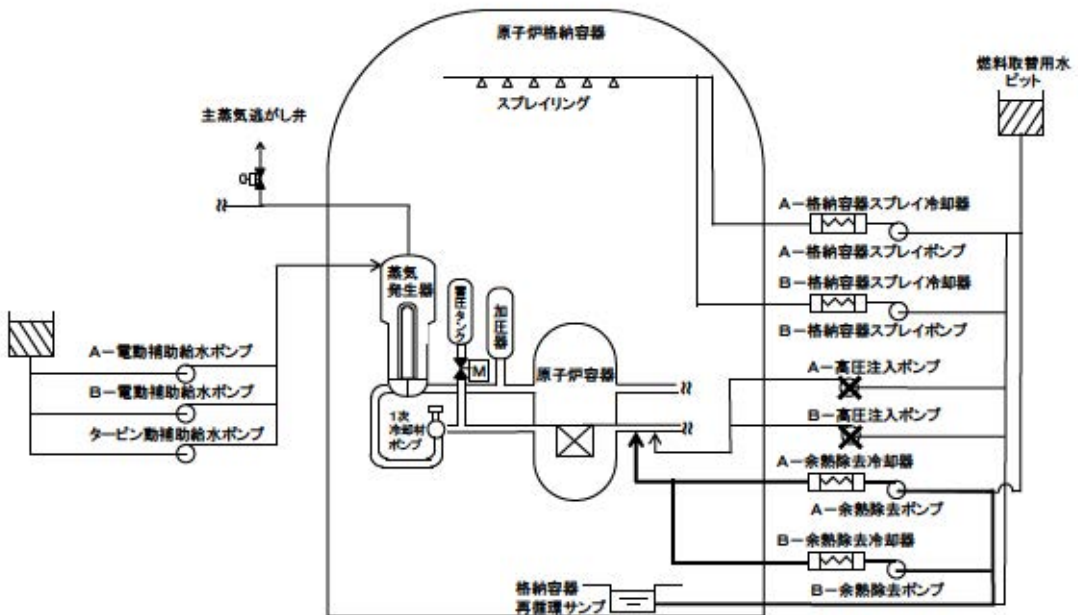


図2 「中小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）（原子炉安定以降の対策）

「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

重要事故シーケンス「ECCS注水機能喪失」における1次系の除熱源としては、蒸気発生器を介した2次系除熱、炉心注水及び破断流による放熱並びに再循環運移行後の余熱除去冷却器による冷却があり、このうち、炉心注水及び破断流による放熱が除熱源として支配的である。

炉心への冷却材注入水源は燃料取替用水ピット（低圧注入系）及び蓄圧タンク、また、蒸気発生器への補助給水水源は補助給水ピットであり、それぞれの水源の温度は以下のとおりとしている。

- ・燃料取替用水ピット：℃※
- ・蓄圧タンク：℃※
- ・補助給水ピット：℃※

※ 保守的に高めの値を設定

水温を低く仮定した場合には、顕熱による炉心冷却効果が向上するものの、表1に示すとおり、飽和水の温度の違いによる比エンタルピ差は、蒸発潜熱に対して小さい。

炉心注入の水源である燃料取替用水ピットについては、下表のとおり飽和水の水温が10℃変動したとしても、比エンタルピ差は50kJ/kg未満であり、100℃における蒸発潜熱である約2260kJ/kgに対して十分小さい。

したがって、炉心冷却の観点で、支配的な除熱形態である蒸発潜熱に対して、注入水源の水温の影響は小さい。

また、注入水源の水温の違いによる事象進展への影響については、仮に注入水源の温度が低かった場合、1次系の減圧・減温が促進されることで、破断流量が低下し、1次系保有水量は高く推移する方向となるが、上述のとおり、その影響は小さい。

表1 飽和表

温度 [°C]	比エンタルピ[kJ/kg]		
	飽和水 (h')	飽和蒸気 (h")	蒸発潜熱 (h" -h')
0	0.0	2501	2501
20	<u>84</u>	2537	2453
30	<u>126</u>	2556	2430
40	<u>168</u>	2574	2406
50	<u>209</u>	2591	2382
100	419	2676	<u>2257</u>

*：日本機械学会 蒸気表 JSME STEAM TABLES 1999 BASED ON IAPWS-IF97 より引用

以上

内は商業機密に属しますので公開できません。

安定停止状態について

ECCS注水機能喪失(中破断LOCA+高圧注入失敗)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

【6インチの場合】

原子炉安定停止状態の確立について

1次冷却材の流出による減圧及び2次系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生4.7分後に蓄圧注入及び、26分後に低圧注入による1次系への補給が開始される。第7.1.6.10図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生約2.8時間後^{*1}に燃料取替用水ピット水位が再循環切替可能水位（16.5%）に到達し、再循環切替時間として5分間を考慮しても約3時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約3時間後を原子炉安定停止状態とした。

低圧再循環運転による長期安定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、低圧再循環運転により長期にわたり炉心の冷却が可能であることから、原子炉の安定停止状態を長期にわたり維持可能であり、低温停止状態に移行できる^{*2}。

【4インチの場合】

原子炉安定停止状態の確立について

1次冷却材の流出による減圧及び2次系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生12分後に蓄圧注入及び、33分後に低圧注入による1次系への補給が開始される。第7.1.6.20図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生約3.3時間後^{*1}に燃料取替用水ピット水位が再循環切替可能水位（16.5%）に到達し、再循環切替時間として5分間を考慮しても約4時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約4時間後を原子炉安定停止状態とした。

低圧再循環運転による長期安定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、低圧再循環運転により長期にわたり炉心の冷却が可能であることから、原子炉の安定停止状態を長期にわたり維持可能であり、低温停止状態に移行できる^{*2}。

【2インチの場合】

原子炉安定停止状態の確立について

1次冷却材の流出による減圧及び2次系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生18分後に蓄圧注入及び、52分後に低圧注入による1次系への補給が開始される。第7.1.6.30図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生約5.5時間後^{*1}に燃料取替用水ピット水位が再循環切替可能水位（16.5%）に到達し、再循環切替時間として5分間を考慮しても約6時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約6時間後を原子炉安定停止状態とした。

低圧再循環運転による長期安定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、低圧再循環運転により長期にわたり炉心の冷却が可能であることから、原子炉の安定停止状態を長期にわたり維持可能であり、低温停止状態に移行できる^{*2}。

※1：ECCS注水機能喪失における再循環切替可能時間については、以下の仮定に基づき評価している。本評価において、燃料取替用水ピットの容量は1520 (m³) とする。

(6インチの場合)

図1 (第7.1.6.10図) に示す注水流量の解析結果から、事象発生後の60分までに燃料取替用水ピットから約330m³のほう酸水が注水され、その後は約670m³/hで注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約2.8時間と見積もられる。

$$1(h) + \frac{1520(m^3) - 330(m^3)}{670(m^3/h)} = \text{約}2.8(h)$$

(4インチの場合)

図2 (第7.1.6.20図) に示す注水流量の解析結果から、事象発生後の60分までに燃料取替用水ピットから約190m³のほう酸水が注水され、その後は約580m³/hで注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約3.3時間と見積もられる。

$$1(h) + \frac{1520(m^3) - 190(m^3)}{580(m^3/h)} = \text{約}3.3(h)$$

(2インチの場合)

図3 (第7.1.6.30図) に示す注水流量の解析結果から、事象発生後の60分までに燃料取替用水ピットから約28m³のほう酸水が注水され、その後は約335m³/hで注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約5.5時間と見積もられる。

$$1(h) + \frac{1520(m^3) - 28(m^3)}{335(m^3/h)} = \text{約}5.5(h)$$

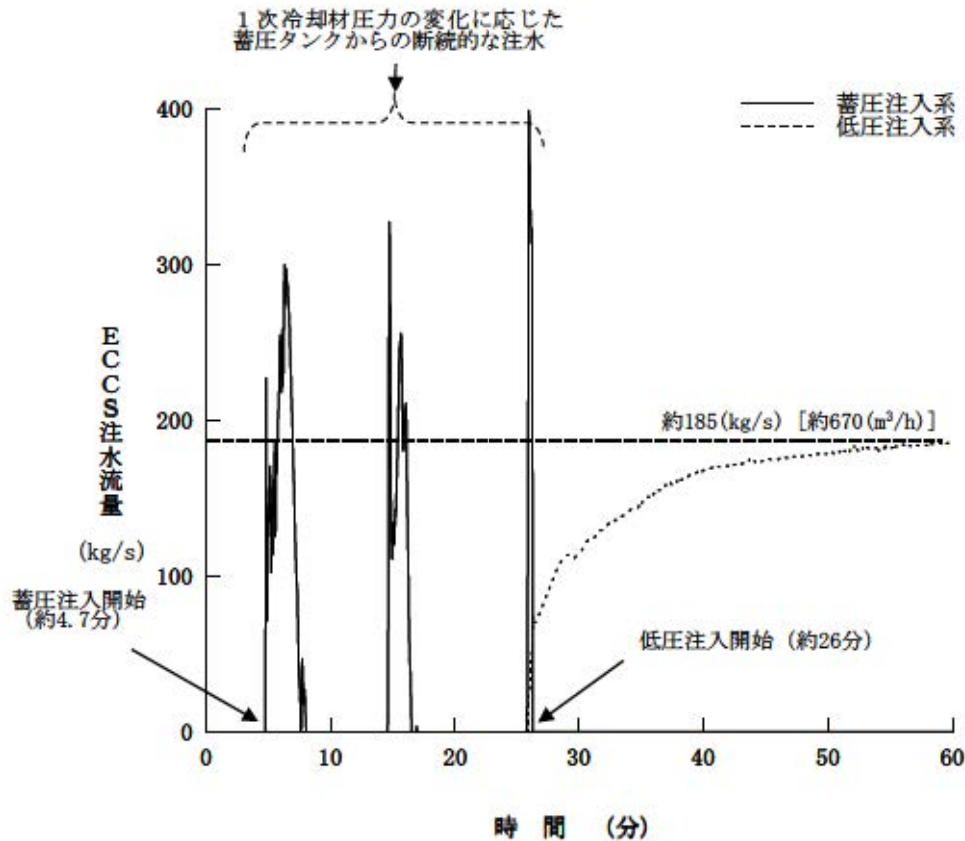


図1 ECCS注水流量の推移 (6インチ破断)

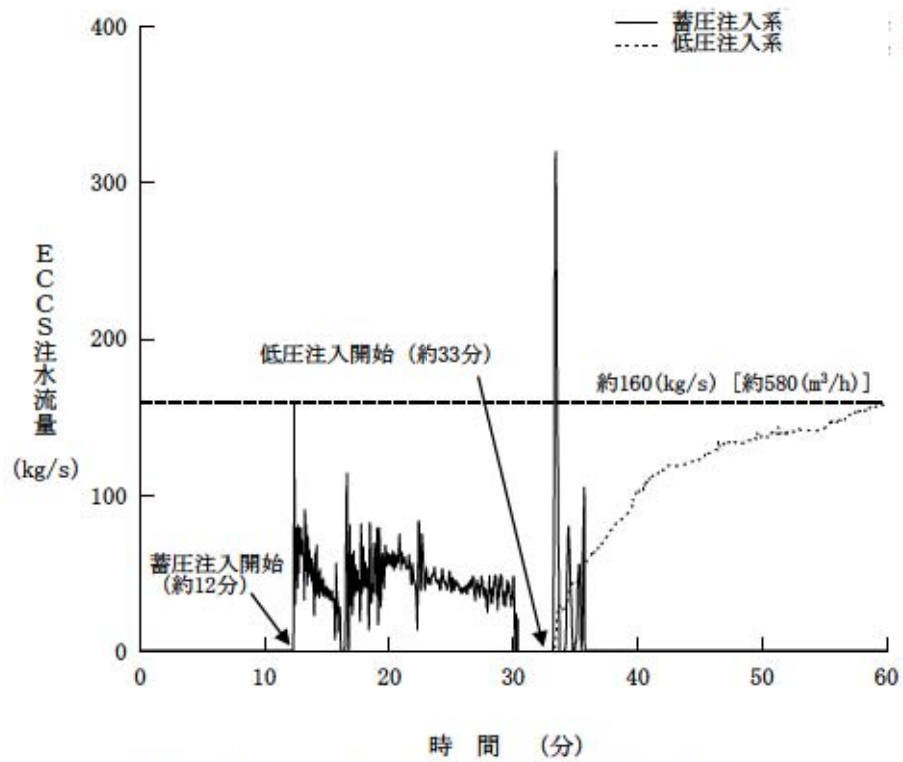


図2 ECCS注水流量の推移 (4インチ破断)

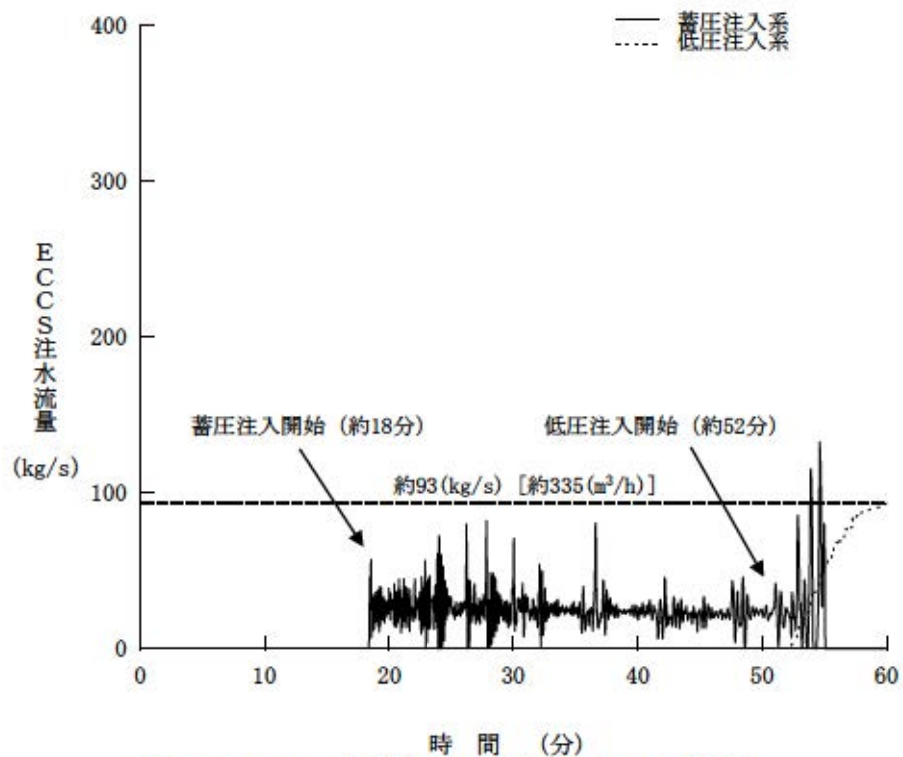
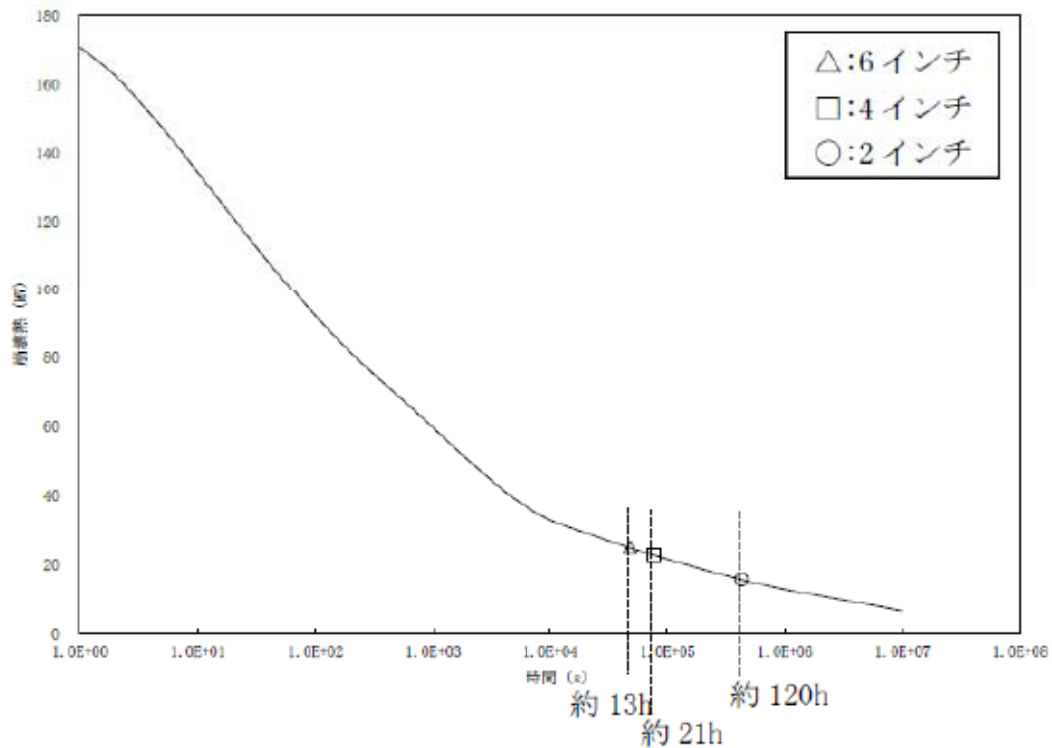


図3 ECCS注水流量の推移 (2インチ破断)

※2：下表に示す条件における余熱除去冷却器の除熱量を算出し、炉心崩壊熱と余熱除去冷却器による除熱量が等しくなるまでの時間を概略評価した。その結果、下図に示す時間で炉心崩壊熱と余熱除去冷却器による除熱量が等しくなり、その後は、余熱除去冷却器による除熱量が上回ることから、低圧再循環運転を継続することで、低温停止状態に移行できる。

(余熱除去冷却器による除熱量の評価条件)

破断口径	炉心注水流量 (m ³ /h)	補機冷却水 入口温度 (°C)	再循環サンプ水 温度 (°C)	余熱除去冷却器 (2基) 合計の除熱量 (MW)
6 インチ	670	40	93	約 25
4 インチ	580			約 23
2 インチ	335			約 16



ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて

1. 破断口径別の評価の考え方について

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」における重要事故シーケンスである「中破断LOCA時に高圧注入に失敗する事故」は、破断口径によって1次冷却材の流出流量が異なることから、炉心損傷防止の観点で、炉心が露出する時期に対する蓄圧注入、低圧注入が有効となるタイミングが重要となる。

2. 破断口径別の解析結果について

「中破断LOCA時に高圧注入に失敗する事故」において対象とした破断口径である2、4、6インチそれぞれの事象進展の特徴を踏まえた解析結果を以下に示すとともに、事象進展を表1に整理する。また、1次系圧力、1次系保有水量、気泡炉心水位及び燃料被覆管温度の推移を図1から図12に示す。

a. 6インチ

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次系の圧力低下が早くなり、事象発生約2.3分後にループシールが解除される。その後、1次系の圧力低下により、事象発生約4.7分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約11分後に2次系強制冷却を開始し、事象発生約26分後に低圧注入が開始される。その結果、炉心は露出することなく事象は収束する。

b. 4インチ

事象初期の破断流量及び1次系の圧力低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度となり、事象発生約5.3分後にループシールが解除される。その後、1次系保有水量の減少により、事象発生約9.8分後に一時的に炉心は露出するが、1次系の圧力低下により、事象発生約12分（731秒）後に蓄圧注入が開始されるとともに、事象発生約11分（683秒）後に2次系強制冷却を開始することで、燃料被覆管温度は事象発生約17分後に約688℃を最高値として低下に転じるとともに、事象発生約18分後に炉心は再冠水する。その後、事象発生約33分後に低圧注入が開始されることで事象は収束する。

c. 2インチ

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに、1次系の圧力低下が遅くなる。その後、事象発生約11分後に2次系強制冷却を開始し、事象発生約18分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約52分後に低圧注入が開始される。その後、ループシールの形成により一時的な水位の低下はあるものの炉心は露出することなく事象は収束する。

d. 4インチから2インチの間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次系の圧力低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次系保有水量の減少が少なく、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。

e. 4インチから6インチの間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次系の圧力低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的早くなることから、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。

表1 中破断LOCA+高圧注入失敗の破断スペクトル解析結果

項目	6インチ破断	4インチ破断	2インチ破断	備考
ECCS作動限界値到達	約14秒	約21秒	約61秒	原子炉圧力異常低
ループシール解除	約2.3分	約5.3分	約53分	
蓄圧注入開始	約4.7分	約12分	約18分	
2次系強制冷却開始	約11分	約11分	約12分	SI発信+11分
低圧注入開始	約26分	約33分	約52分	
蓄圧注入終了	約26分	約36分	約55分	
燃料被覆管最高温度時刻	—	約17分	—	
燃料被覆管最高温度	初期値以下	約688℃	初期値以下	

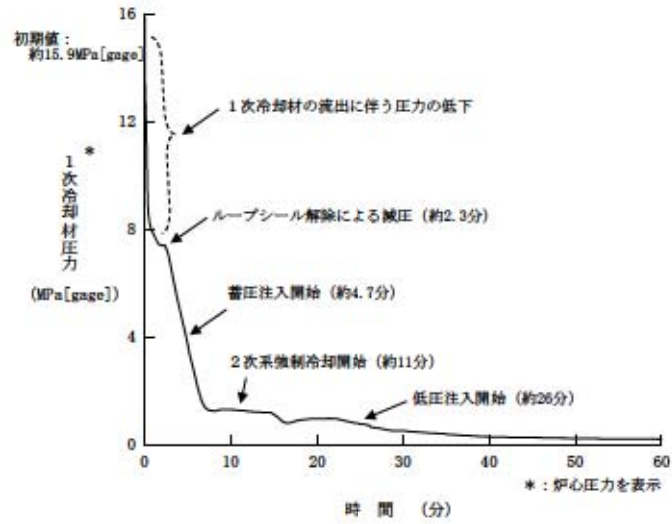


図1 1次冷却材圧力の推移 (6インチ破断)

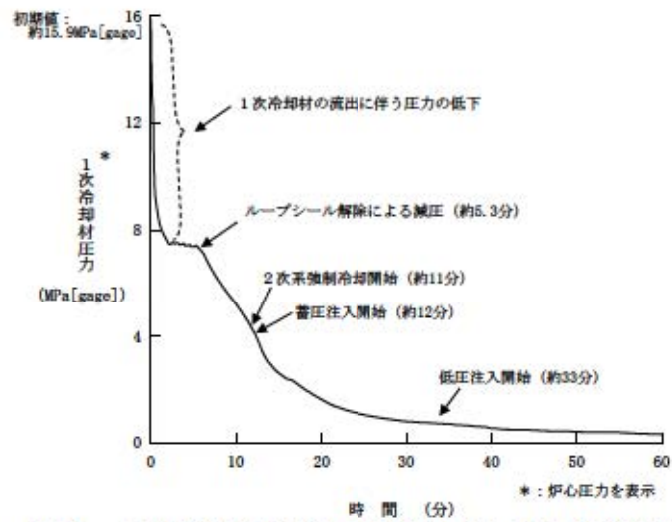


図2 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)

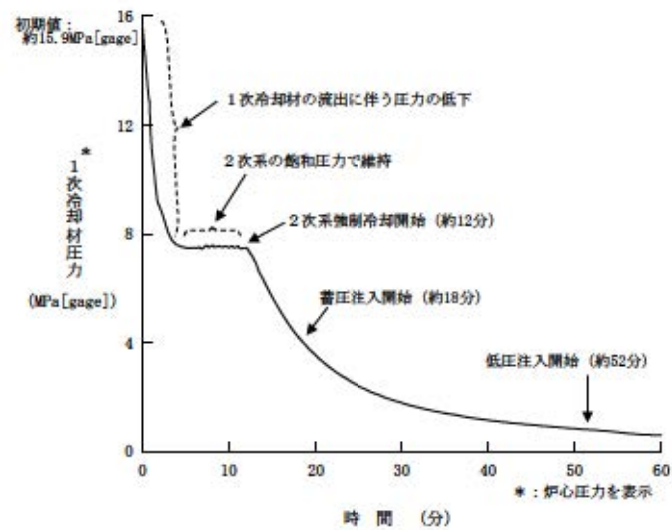


図3 1次冷却材圧力の推移 (2インチ破断)

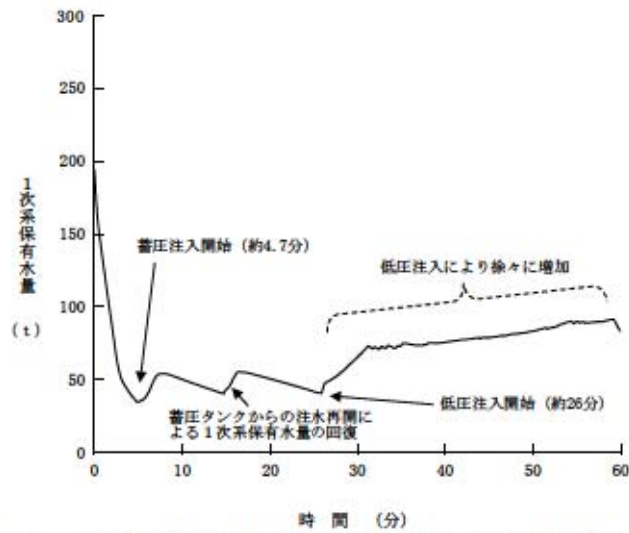


図4 1次系保有水量の推移（6インチ破断）

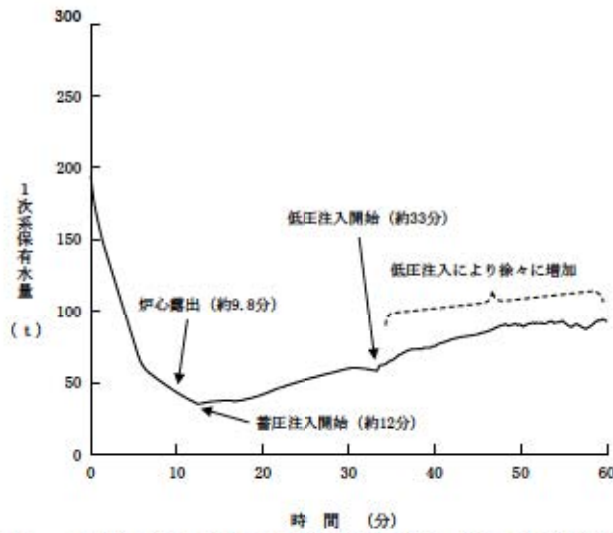


図5 1次系保有水量の推移（4インチ破断）

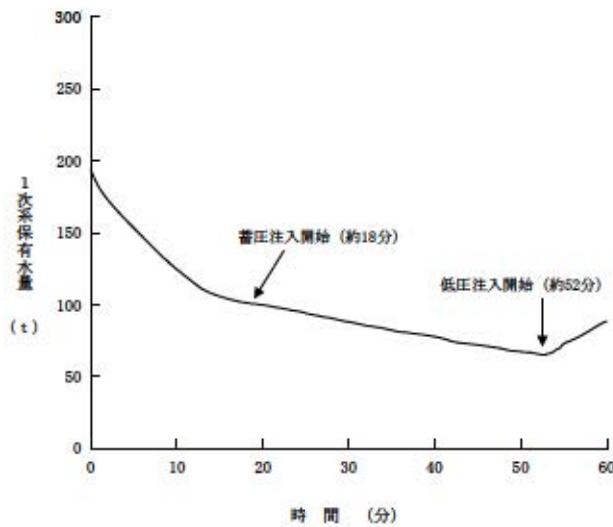


図6 1次系保有水量の推移（2インチ破断）

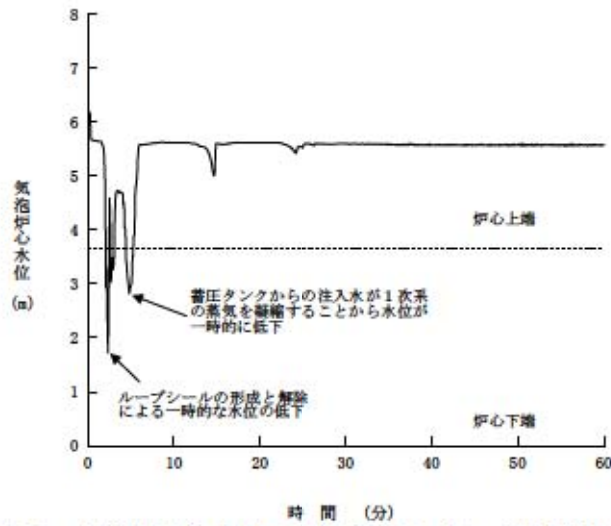


図7 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）

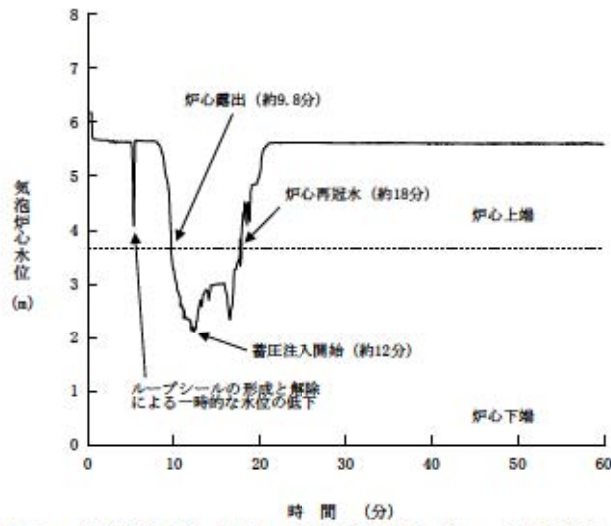


図8 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）

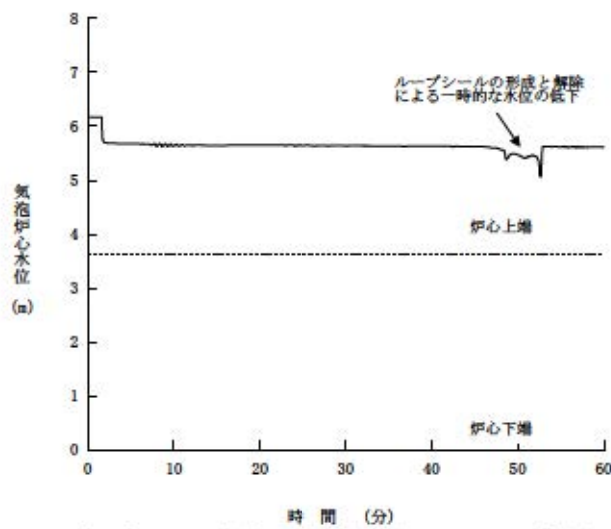


図9 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）

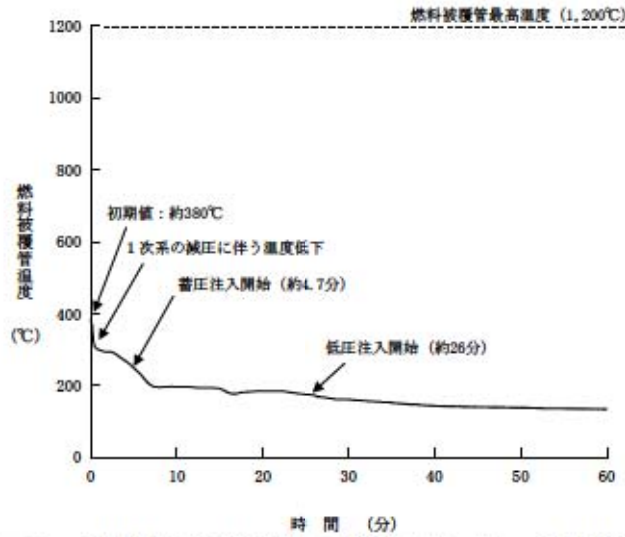


図 1 0 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)

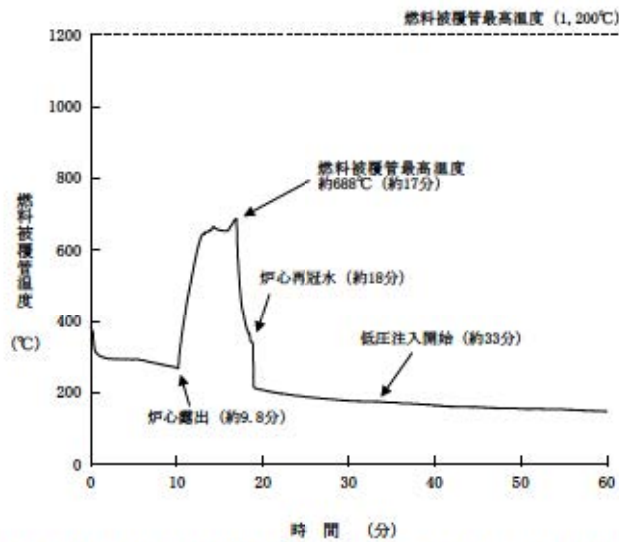


図 1 1 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)

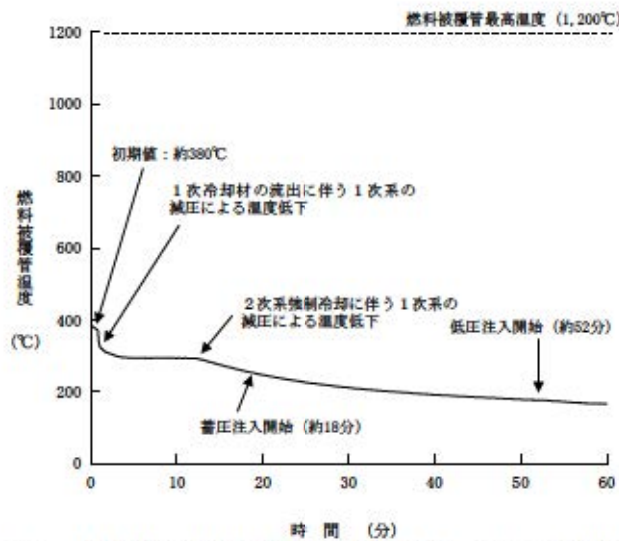


図 1 2 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)

ECCS 注水機能喪失時における 2 次系強制冷却操作の時間余裕について

1. はじめに

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」においては、破断口径により 1 次冷却材の流出流量が異なることから、1 次系の圧力低下による蓄圧注入及び低圧注入が開始されるタイミングも異なる。また、破断口径が小さくなることで 1 次系の圧力低下が遅くなり、2 次系強制冷却の効果が大きくなることから、蓄圧注入期間中に 2 次系強制冷却を開始し、その後炉心が再冠水する 4 インチ破断、2 次系強制冷却後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されることで、1 次系保有水量が確保される 2 インチ破断を対象に感度解析を実施し、操作時間余裕を確認した。

なお、6 インチ破断については、2 次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されるとともに、早期に低圧注入が開始されることで炉心露出に至らない結果となっており、2 次系強制冷却の効果は小さいと考えられることから、4 インチ破断及び 2 インチ破断を対象に操作時間余裕を確認した。

2. 影響確認

2 次系強制冷却操作の開始条件として、「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から 10 分後に操作を開始し、1 分で操作完了するものと仮定している。本操作は、中央制御室から操作を開始することから、解析上の設定時間内に操作可能であると考えられるが、2 インチ破断及び 4 インチ破断を対象として、2 次系強制冷却操作の開始条件を「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から 15 分後に操作を開始し、1 分で操作完了するものとして、基本ケースから 5 分の遅れを考慮して感度解析を実施し、その結果を表 1 に整理した。

4 インチ破断では、図 1 から図 6 に示すとおり 2 次系強制冷却開始が遅れることで 1 次系圧力がわずかに高く推移し、1 次系からの漏えい量が多くなるとともに蓄圧注入流量が少なくなる。その結果、1 次系保有水の回復が遅くなることで炉心再冠水が約 7 分遅くなり、燃料被覆管最高温度が約 94℃上昇し、約 782℃となる。

2 インチ破断では、図 7 から図 12 に示すとおり 2 次系強制冷却開始が遅れることで 1 次系圧力がわずかに高く推移し、1 次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなることで、ループシール形成による水位低下のタイミングが早くなるものの炉心は露出せず燃料被覆管温度は初期値以下となる。

以上のことから、2 次系強制冷却操作の時間余裕として 5 分程度の時間余裕があることが確認できた。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号発信から 15 分程度は確保できる。

表 1 ECCS 注水機能喪失時の運転員等操作余裕時間感度解析結果

項目	4 インチ(基本)	4 インチ(感度)	2 インチ(基本)	2 インチ(感度)
ECCS作動限界値到達	約21秒	同左	約61秒	同左
ループシール解除	約5.3分	同左	約53分	約47分
蓄圧注入開始	約12分	同左	約18分	約23分
2次系強制冷却開始	約11分	約16分	約12分	約17分
低圧注入開始	約33分	約39分	約52分	約55分
蓄圧注入終了	約36分	約40分	約55分	約57分
燃料被覆管最高温度時刻	約17分	約23分	—	—
燃料被覆管最高温度	約688℃	約782℃	初期値以下	初期値以下

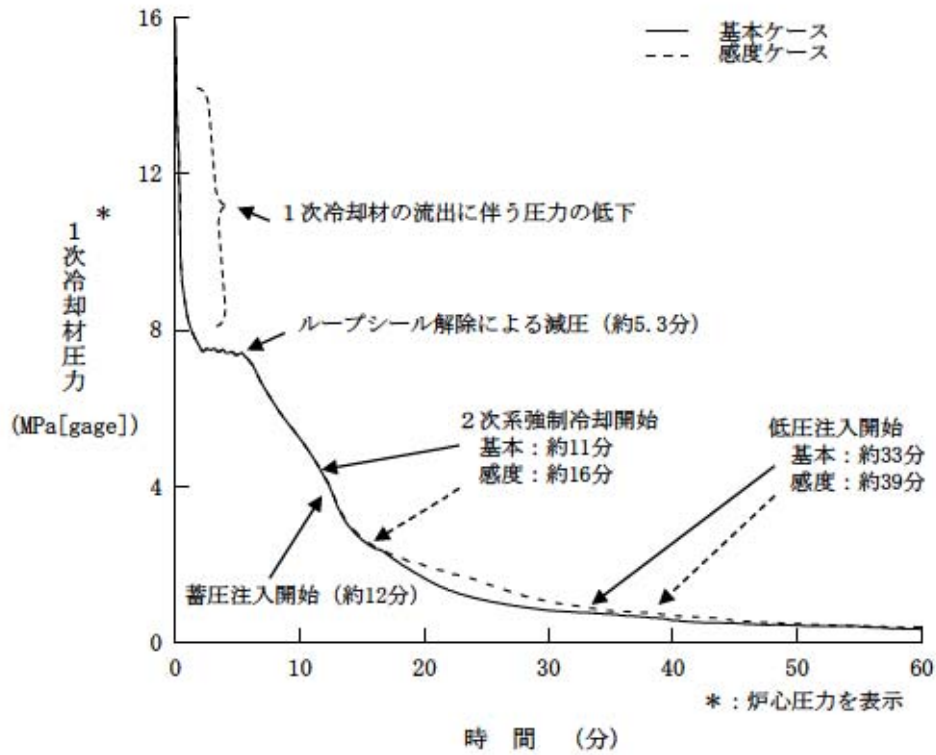


図1 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）

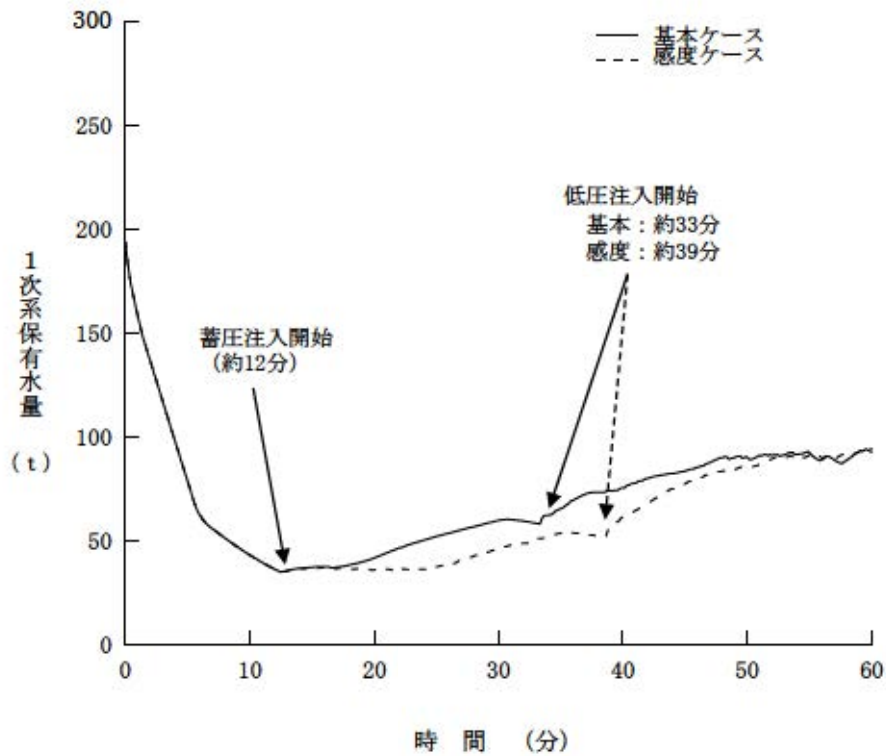


図2 1次系保有水量の推移（4インチ破断）

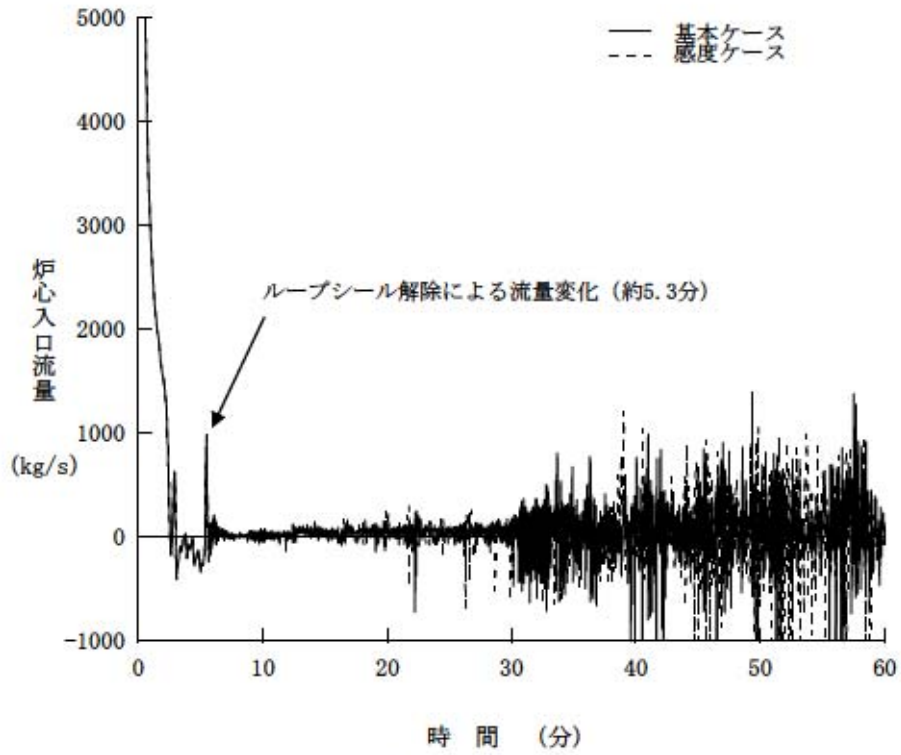


図3 炉心入口流量の推移（4インチ破断）

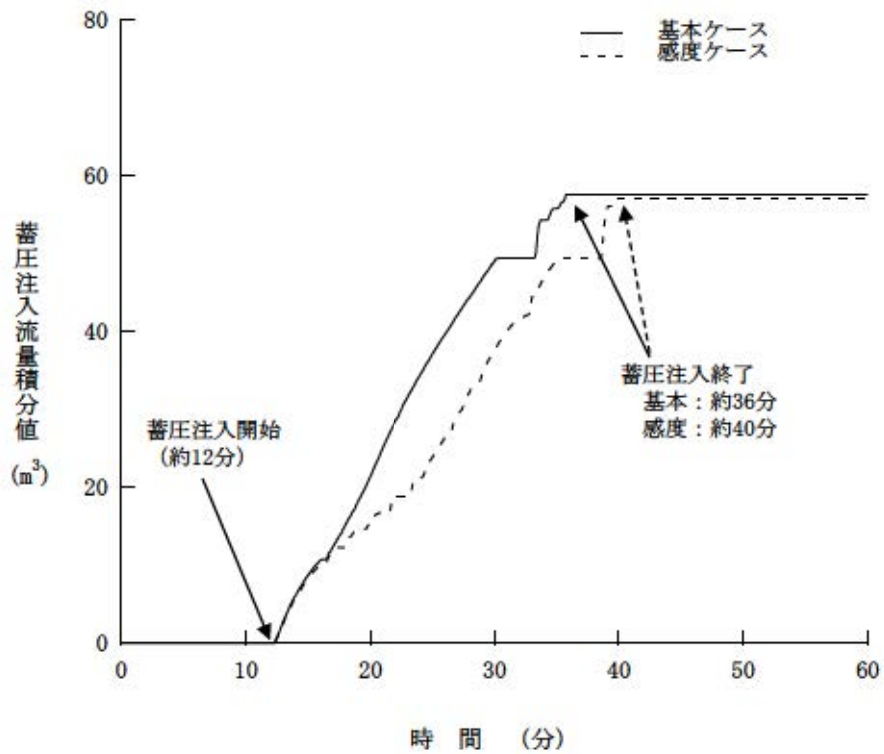


図4 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）

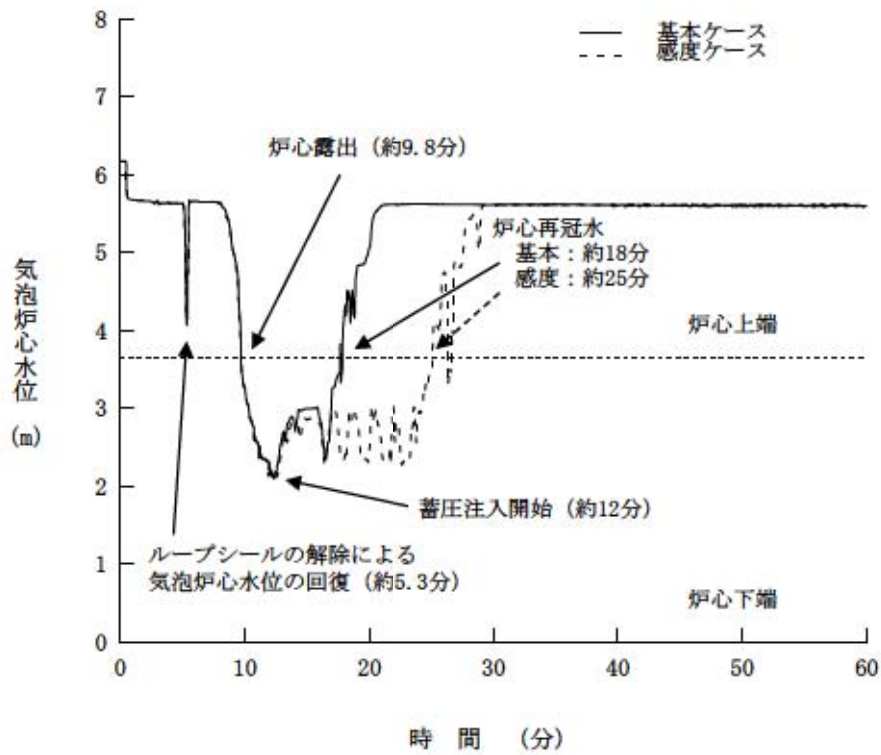


図5 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）

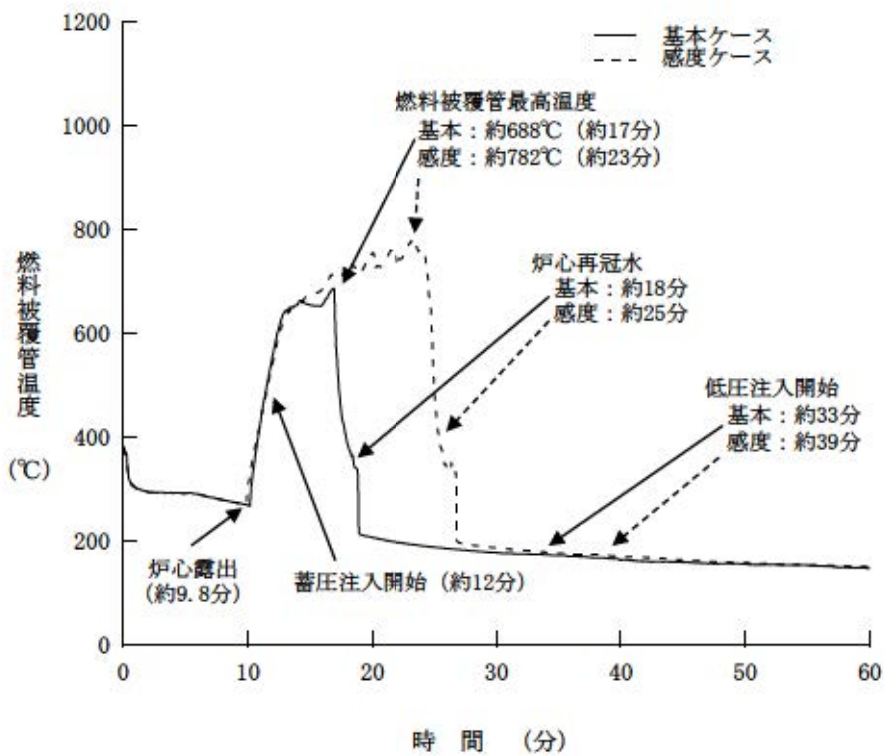


図6 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）

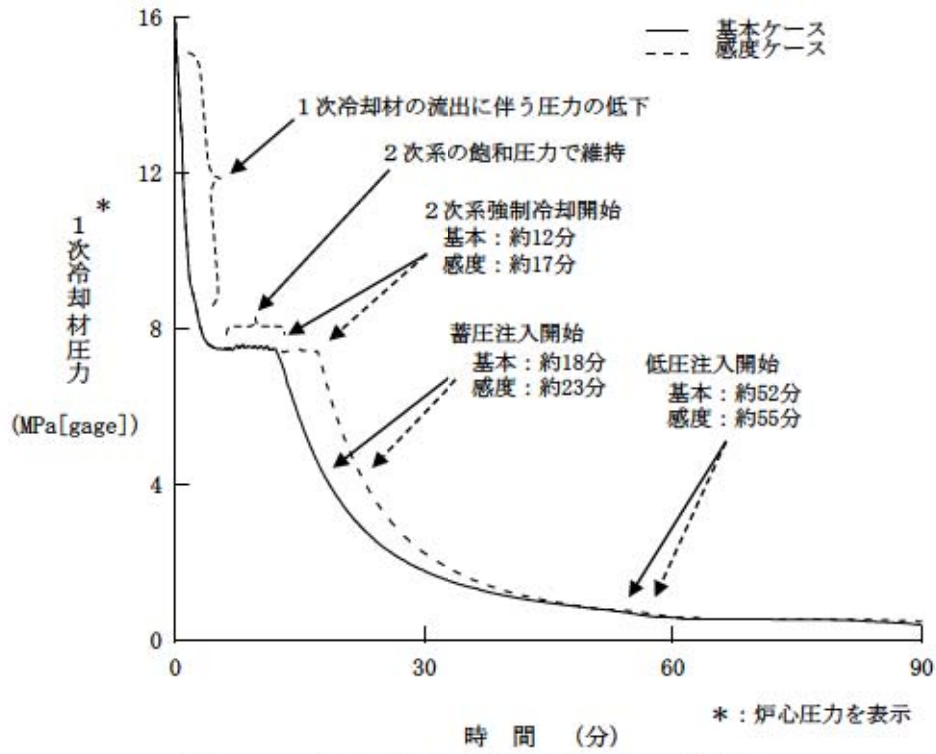


図7 1次系圧力の推移（2インチ破断）

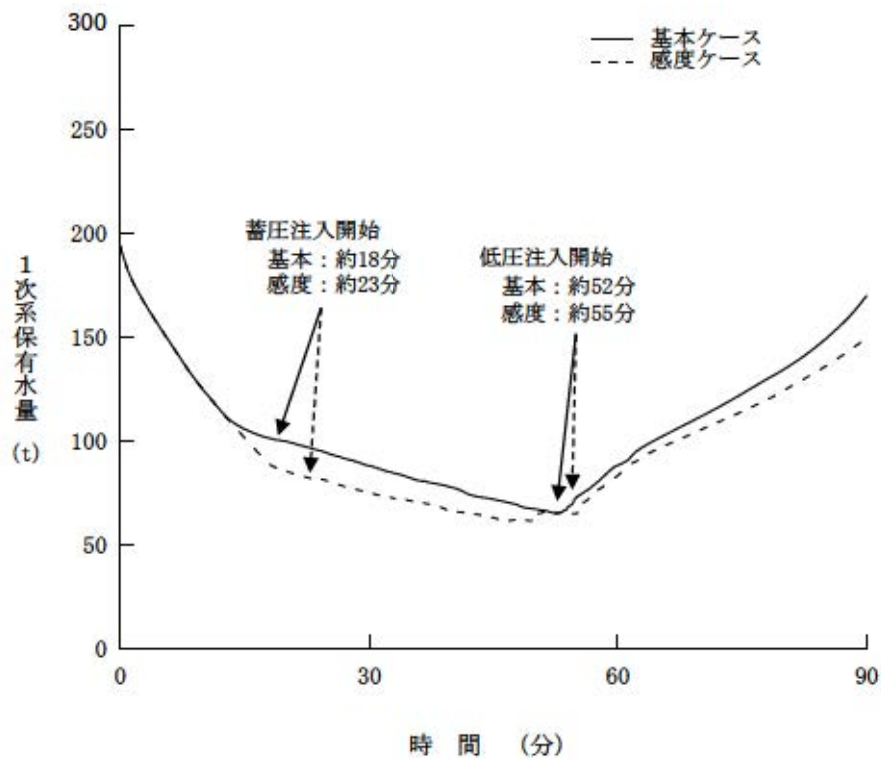


図8 1次系保有水量の推移（2インチ破断）

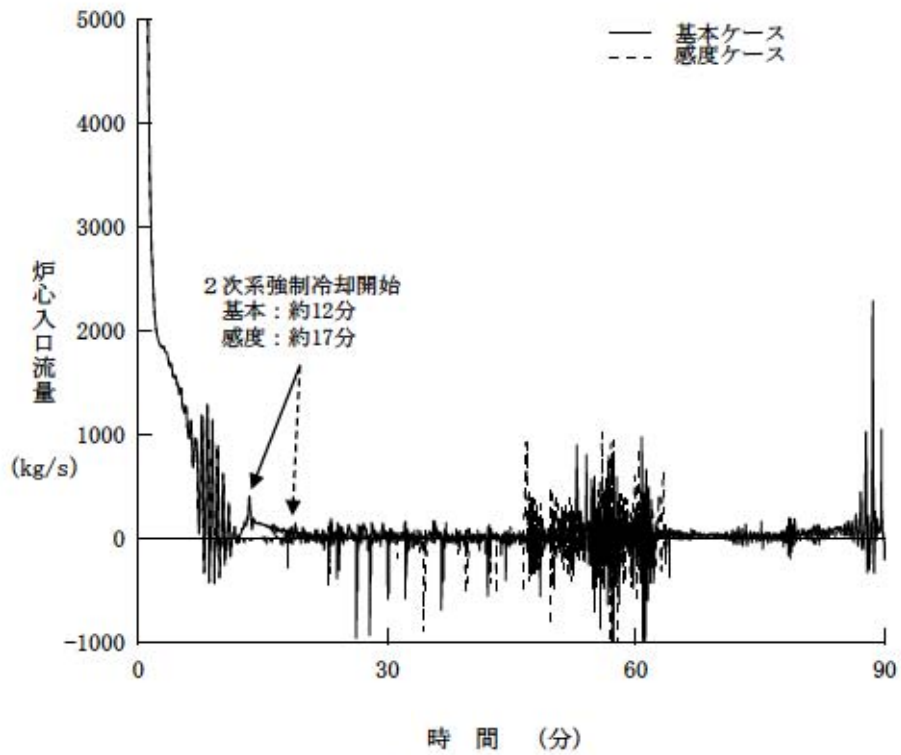


図9 炉心入口流量の推移（2インチ破断）

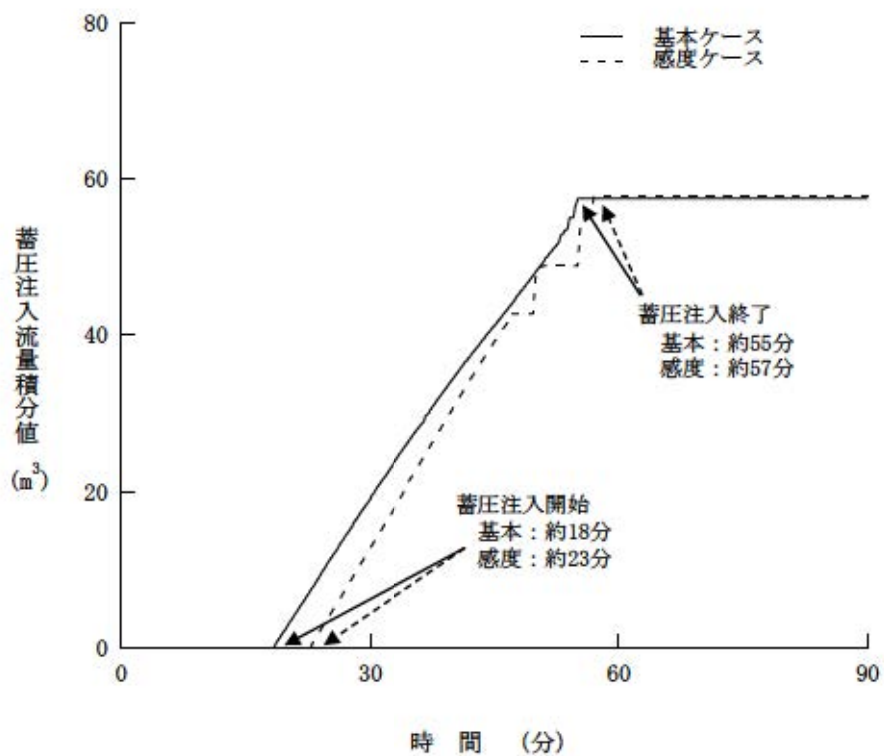


図10 蓄圧注入流量積分値の推移（2インチ破断）

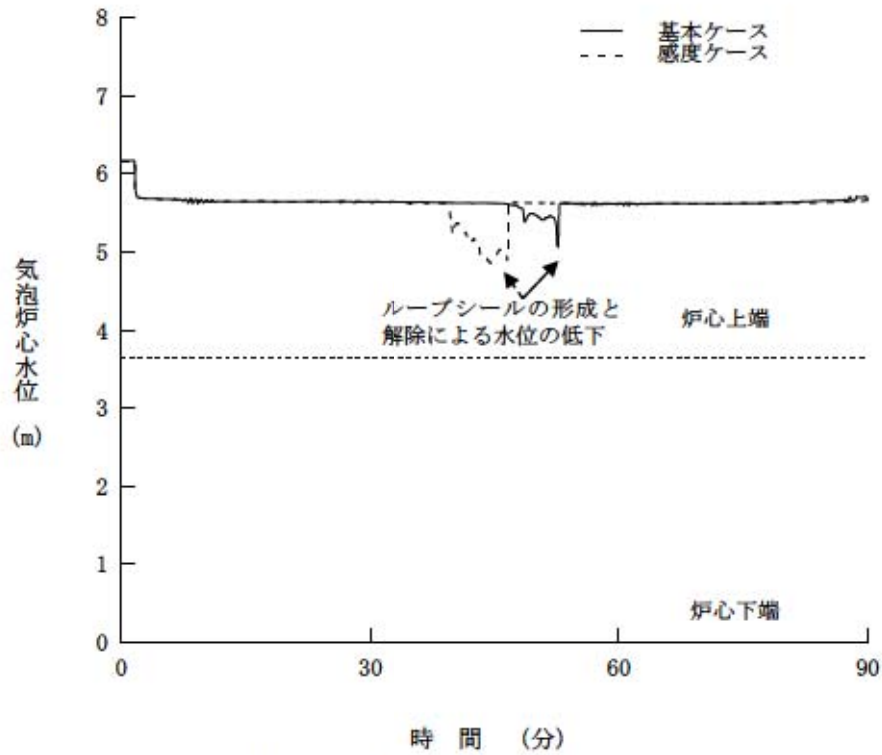


図 1.1 気泡炉心水位の推移 (2インチ破断)

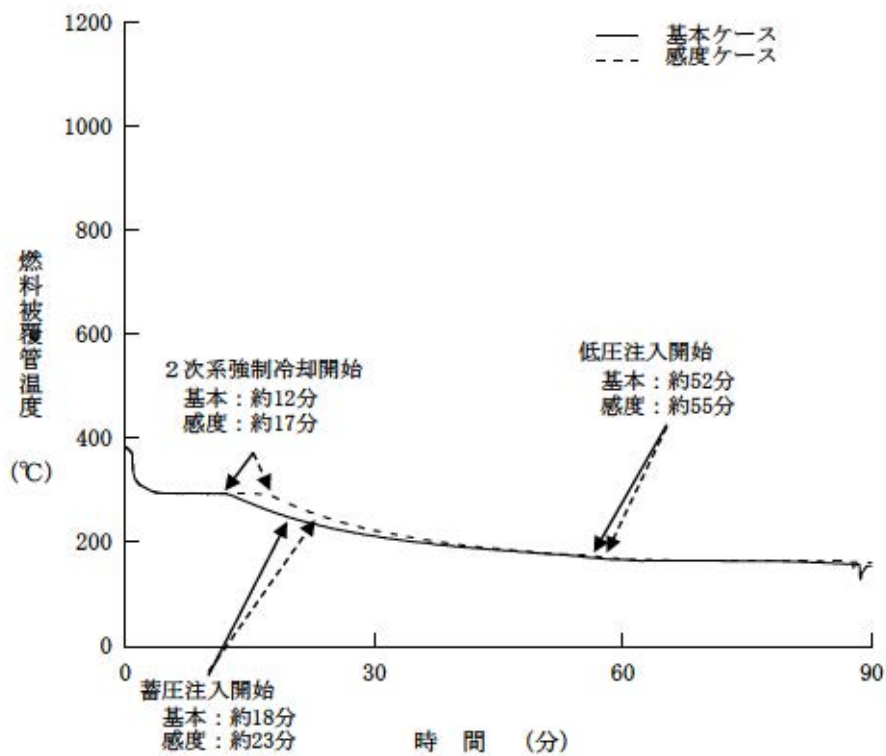


図 1.2 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)

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)

重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧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。

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 (1/2)

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	崩壊熱モデル	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。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	熱伝達係数： 0% ～ 40%	炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さ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、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さ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、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	95%信頼区間の上限	炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	沸騰・ボイド率変化	ボイドモデル 流動様式	炉心水位：0m～-0.3m コードでは、炉心水位低下を数秒早く評価する可能性あり	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は、ORNL/THTF試験解析の結果から、炉心水位について最大で0.3m低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、実際の炉心水位は解析結果に比較して高くなるが、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	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は、ORNL/THTF試験解析の結果から、炉心水位について最大で0.3m低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、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなり、炉心露出に対する余裕が大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	気液分離 (水位変化)・対向流				

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(2/2)

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
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	サブクール臨界流 : ±10% 二相臨界流 : -10%~+50%	1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の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、実際の漏えい量は解析結果に比べて大きくなる場合と小さくなる場合があるが、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で大きく評価することを確認している。よって、漏えい量を大きく評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて小さくなり、1次系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始に与える影響はない。	1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の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、実際の漏えい量は解析結果に比べて大きくなる場合と小さくなる場合があり、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で大きく評価することを確認している。よって、漏えい量を大きく評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注水開始が遅れることから、1次系保有水量の回復は遅れる。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。
	沸騰・凝縮 ・ポイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	1次冷却材圧力 : 0MPa~+0.5MPa	1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始に与える影響はない。	1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が小さくなるため、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。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	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。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの 非凝縮性ガス	入力値に含まれる	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。
蒸気発生器	1次側・2次側の 熱伝達	壁面熱伝達 モデル	・減圧時 1次冷却材圧力 : 0MPa~+0.5MPa ・加圧時 1次冷却材温度 : ±2℃ 1次冷却材圧力 : ±0.2MPa	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始に与える影響はない。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa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1次冷却材圧力は解析結果に比べて小さくなり、漏えい量が小さくなるため、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。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる	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。
	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	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。

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 (1/2)

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			
初期条件	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が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。	解析条件で設定している炉心熱出力より小さくなるため、崩壊熱及び炉心保有熱が小さくなり、蒸散率が小さくなる。このため、1次系保有水量の減少が抑制され、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+0.21MPa[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次冷却材圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。	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、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、1次系からの漏えい流量が少なくなるとともに蓄圧注入及び低圧注入の開始が早くなる。このため、1次系保有水量の減少が抑制され、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(1次系保有エネルギー)が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。	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、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、1次系からの漏えい流量が少なくなるとともに蓄圧注入及び低圧注入の開始が早くなる。このため、1次系保有水量の減少が抑制され、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MOX燃料の装荷を考慮	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る。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始が早くなる。
	蒸気発生器2次側保有水量	50t(1基当たり)	50t(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。
事故条件	起因事象	中破断LOCA 破断位置:低温側配管 破断口径:約0.15m(6インチ) 約0.1m(4インチ) 約0.05m(2インチ)	—	中破断LOCAが発生するものとして設定。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して設定。破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却に必要な範囲として設定。	破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することで、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始時間が変動する。 (添付資料7.1.6.9)
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入機能喪失	高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。	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、運転員等操作時間に与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源あり	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。	非常用炉心冷却設備作動限界値到達に至るまでの1次冷却材圧力の低下には影響しないことから、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始時間に与える影響はない。

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に与える影響(2/2)

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			
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 (12.88MPa[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早くなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始が早くなる。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早くなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなり、1次系からの漏えい量が少なくなるとともに蓄圧注入及び低圧注入の開始が早くなる。このため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
非常用炉心冷却 設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa[gage]、水位検出器下端) (応答時間2.0秒) あるいは 原子炉圧力異常低 (11.36MPa[gage]) (応答時間2.0秒)	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.19MPa[gage]、5.5%水位スパン) (応答時間2.0秒以下) あるいは 原子炉圧力異常低 (11.50MPa[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。検出遅れや信号発信遅れ時間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非常用炉心冷却設備作動信号の発信時間より早くなるため、1次系への注水開始が早くなり、非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却操作の開始が早くなる。	解析条件で設定している非常用炉心冷却設備作動信号の発信時間より早くなるため、1次系への注水開始が早くなり、1次系保有水量の回復が早くなるとともに、蓄圧注入及び低圧注入の開始が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
余熱除去ポンプ	最小注入特性	定格注入特性	余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。	解析条件で設定している注入特性より大きくなり、1次系への注水流量は多くなるため、1次系保有水量の回復が早くなるが、操作開始の起点としているパラメータに対して影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件で設定している注入特性より大きくなり、1次系の注水流量は多くなる。このため、1次系保有水量の回復が早くなり、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42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蒸気発生器への給水開始より早くなるため、蒸気発生器の水位回復が早くなるが、操作開始の起点とするパラメータに対しての影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件で設定している蒸気発生器への給水開始より早くなるため、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に与える影響は小さい。
	150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台及びタービン駆動補助給水ポンプ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。	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。	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、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	定格ループ流量の約10%/個 (定格運転時) (設計値)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。	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。	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、評価項目となるパラメータ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、蓄圧注入開始が早くなるが、操作開始の起点とするパラメータに対しての影響はないことから、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、蓄圧注入開始が早くなり、1次系保有水量の減少が抑制され、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 ³ /基(1基当たり) (最小保有水量)	約30.0m ³ (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	標準的に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、初期の気相部体積が小さくなり、1次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る4インチ破断を対象に最大保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	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、初期の気相部体積が小さくなり、1次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る4インチ破断を対象に最大保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.1.6.5)

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 2次系強制冷却開始	非常用炉心冷却設備作動信号発信から11分後	非常用炉心冷却設備作動信号発信から11分後	解析コードの不確かさによる影響はない。	炉心崩壊熱等の不確かさにより操作開始が早くなる。 破断口径の不確かさにより操作開始時間が変動する。	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	2次系強制冷却の開始は、中央制御室での操作であり、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。	2次系強制冷却は、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなることで、操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次系からの漏えい率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。 一方、破断口径の不確かさにより1次系からの漏えい率が小さくなると、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度によ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とが考えられるが、非常用炉心冷却設備作動信号発信11分後の2次系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した結果、同程度の遅れに対して、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	2次系強制冷却の操作時間余裕を確認するため、2次系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて、2次系強制冷却の操作開始時間を5分遅くした場合の感度解析を実施した。4インチ破断の場合、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約782℃となる。また、2インチ破断の場合、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなることで、ルーブシール形成による水位低下のタイミングが早くなるものの炉心は露出せず燃料被覆管温度は初期値以下となる。 したがって、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から約15分の操作時間余裕があることを確認した。 (添付資料7.1.6.10)