

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE711 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 1 0 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 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
 - 7.2.4 水素燃焼
 - 7.2.5 熔融炉心・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 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

7.1.1.1 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「2次冷却系からの除熱機能喪失」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，「小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故」，「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」，「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」，「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」，「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」，「2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」，「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水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「2次冷却系からの除熱機能喪失」では，原子炉の出力運転中に，主給水流量喪失等が発生するとともに，補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失する。このため，蒸気発生器はドライアウトして，2次冷却系からの除熱機能が喪失することから，緩和措置がとられない場合には，1次系が高温，高圧状態となり，加圧器安全弁等からの漏えいが継続し，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、1次系を強制的に減圧し、高圧での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「2次冷却系からの除熱機能喪失」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、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備する。長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第7.1.1.1図に、対応手順の概要を第7.1.1.2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7.1.1.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.1.2(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。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、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。この必要な要員と作業項目について第7.1.1.3図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーク

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. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失時の対応

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。その後、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの機能回復操作並びに電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。電動主給水ポンプが使用できない場合には、SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 1次系のフィードアンドブリード

主蒸気逃がし弁の自動作動により、すべての蒸気発生器水位が低下し広域水位指示が10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開放し、フィードア

ンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中は、1次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。

1次系のフィードアンドブリード開始に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（広域）等であり、フィードアンドブリード中の炉心冷却状態を確認するため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。

（添付資料7.1.1.1）

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. 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。また、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

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。

f. 蒸気発生器水位回復の判断

いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位（狭域）指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。

蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、再循環運転及び1次系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

蒸気発生器水位回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（狭域）等である。

g. 余熱除去系による炉心冷却

1次冷却材圧力（広域）指示2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度（広域－高温側）指示177℃未満となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。

余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次冷却材圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉止する。

余熱除去系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。

（添付資料7.1.1.2）

h. 1次系のフィードアンドブリード停止

余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉止しフィードアンドブリードを停止する。

1次系のフィードアンドブリード停止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。

以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。

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、原子炉格納容器の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。

7.1.1.2 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、1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水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、燃料棒表面熱伝達、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ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。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 7.1.1.2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7.1.1.3)

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、主給水流量喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

補助給水系の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、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、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) 高圧注入ポンプ

フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却性が厳しくなる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（高圧注入特性：0 m³/h～約230m³/h，0 MPa[gage]～約13.0MPa[gage]）を用いるものとする。

(b) 加圧器逃がし弁

フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/h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) フィードアンドブリードは、蒸気発生器ドライアウトの5分後に開始するものとする。なお、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとする。

運用上は、蒸気発生器ドライアウト判定条件を計器誤差等を考慮して蒸気発生器水位（広域）指示を10%とすることにより、蒸気発生器広域水位が0%になる前に確実にフィードアンドブリードを開始できることとしており、解析上の想定より早くなる。

(添付資料7.1.1.4)

(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7.1.1.2図に、1次冷却材圧力、1次冷却材温度、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第7.1.1.4図から第7.1.1.13図に、蒸気発生器水位及び2次系圧力の2次系パラメータの推移を第7.1.1.14図及び第7.1.1.15図に示す。

a. 事象進展

事象発生後，主給水流量喪失に伴い蒸気発生器の2次側の水位が低下することで，「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し，原子炉は自動停止する。また，1次冷却材圧力は原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが，蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の低下によって上昇に転じ，加圧器逃がし弁が自動作動する。

一方，「蒸気発生器水位低」信号発信後，全補助給水ポンプの起動に失敗することから，主蒸気逃がし弁の自動作動による1次系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下は継続し，事象発生の約22分後に蒸気発生器広域水位0%に到達し，蒸気発生器はドライアウトする。

蒸気発生器ドライアウトの5分後に，運転員等によるフィールドアンドブリードを開始し，加圧器逃がし弁の手動開放による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における1次冷却材温度は飽和温度に対して余裕がありサブクール状態を維持していることから，開始直後は1次冷却材の減圧沸騰を伴わないため，1次冷却材圧力は急激かつ大幅に低下し，高圧注入が開始される。その後，1次冷却材圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により1次系は気液二相となり，1次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることで蒸気放出が抑制され，1次冷却材圧力は上昇に転じる。1次冷却材圧力の上昇に伴い高圧注入流量が減少するとともに1次系保有水量が減少することで加圧器に気相が生成されるこ

とから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、1次冷却材圧力が低下に転じる。1次冷却材圧力の低下に伴い高圧注入流量は増加し、事象発生の約1.3時間後に高圧注入流量が加圧器逃がし弁からの放出量を上回り、1次系保有水量は増加に転じ、炉心の冠水状態は維持される。

(添付資料7.1.1.5, 7.1.1.6, 7.1.1.7)

b. 評価項目等

燃料被覆管温度は第7.1.1.12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7.1.1.4図に示すとおり、2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。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16.7MPa[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、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから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「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]、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 7.1.1.4 図及び第 7.1.1.13 図に示すとおり、事象発生後 100 分時点においても 1 次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、約 3.3 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することで、事象発生の約 15.8 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転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 7.1.1.8)

7.1.1.3 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ものとする。

本重要事故シーケンスは、蒸気発生器ドライアウトが事象発生の約 22 分後と比較的早く、運転員等操作であるフィードアンドブリードにより、1 次系の減温、減圧、1 次系保有水量の確保等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、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードとする。

(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，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・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは，ORNL/THTF試験解析等の結果から，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。

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル，加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル，並びに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及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは，LOFT L6-1試験解析等の結果から，1次冷却材温度について $\pm 2^{\circ}\text{C}$ ，1次冷却材圧力について $\pm 0.2\text{MPa}$ の不確かさを持つことを確認している。よって，厳しめに想定した場合，実際の1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり，蒸気発生器における1次側・2次

側の熱伝達が大きくなることにより，蒸気発生器水位の低下が早くなることから，蒸気発生器水位を起点とするフィードアンドブリードの操作開始が早くなる。なお，M-RELAP5では，高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において，実際よりも気相が流出しづらく，フィードアンドブリードによる1次系の減圧が遅くなる模擬としているが，フィードアンドブリード開始後の1次冷却材圧力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。

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，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試験解析等の結果から，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。

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル，加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル，並び

に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及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1次冷却材温度について $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1次冷却材圧力について $\pm 0.2\text{MPa}$ の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量は多く、高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1次系保有水量の減少が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、1次冷却材圧力の上昇はわずかであり、高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、M-RELAP5では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる1次系の減圧が遅くなる模擬としている。このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水が可能となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料7.1.1.9)

(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 7.1.1.2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に関する影響評価の結果を以下に示す。

なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する高圧注入ポンプの運転台数は 2 台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを 1 台運転とした場合の感度解析を実施する。

(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、解析条件として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上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として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上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸発率が小さくなり、1 次系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

高圧注入ポンプを 1 台運転とした場合について、感度解

析結果を第 7.1.1.16図から第 7.1.1.20図に示す。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少し、一時的に注水が停止し、一時的に炉心上部が露出するが、炉心注水の回復に伴って再冠水する。このため、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は初期値と同程度であり、その後も低く推移することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

(添付資料7.1.1.10)

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

フィードアンドブリードの開始操作は、第 7.1.1.3図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一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

フィードアンドブリードの開始操作が解析上の操作開始時間と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早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次冷却材温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、高圧注入ポ

ンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、操作開始が早まることで、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱は大きくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次系保有水量の減少が考えられる。このため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、3分早い蒸気発生器ドライアウトの2分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.21図から第7.1.1.26図に示す。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることで、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が大きくなることを確認した。

また、炉心崩壊熱等の不確かさにより、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が抑制されることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、フィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次系保有水量の減少は抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料7.1.1.4)

(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の操作時間余裕を確認する。

フィードアンドブリードの操作時間余裕を確認するため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、5分遅い蒸気発生器ドライアウトの10分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.27図から第7.1.1.32図に示す。その結果、1次冷却材温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することで沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少し、一時的に注水が停止し、一時的に炉心上部が露出するが、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の回復に伴って再冠水することにより、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は初期値以下となり、その後も低く推移することから、約10分の操作時間余裕があることを確認した。

(添付資料7.1.1.4)

(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、運転員等によるフィードアンドブリードにより、1次系の減温、減圧、1次系保有水量の確保を行うこと等により、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7.1.1.11)

7.1.1.4 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「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、重大事故等対策時に必要な初動の要員は、「7.1.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり10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「2次冷却系からの除熱機能喪失」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)を水源とするフィードアンドブリードでの高圧注入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7.1.1.12)

7.1.1.5 結論

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし

弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード，長期対策として余熱除去系による炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水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，運転員等操作によるフィードアンドブリードを実施することにより，炉心が露出することはない。

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

解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても，評価項目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，フィードアンドブリード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「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.1.1 表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について（1/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> 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. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの機能回復操作を行う。 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 電動主給水ポンプが使用できない場合には、SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。 	【蒸気発生器】	-	補助給水流量 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
c. 1次系のフィードアンドブリード	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし弁の自動作動により、すべての蒸気発生器水位が低下し広域水位指示が 10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開放し、フィードアンドブリードを開始する。 フィードアンドブリード中は、1次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。 	高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水ピット	-	1次冷却材温度（広域-高温側） 1次冷却材温度（広域-低温側） 1次冷却材圧力（広域） 加圧器水位 高圧注入流量 燃料取替用水ピット水位 蒸気発生器水位（広域）
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. 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。 フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。 	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 加圧器逃がし弁	-	燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域-高温側） 1次冷却材温度（広域-低温側） 1次冷却材圧力（広域） 高圧注入流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.1.1 表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について（2/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
f. 蒸気発生器水位回復の判断	<ul style="list-style-type: none"> いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位（狭域）指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。 蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、再循環運転及び1次系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。 	【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】	-	蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 補助給水流量 補助給水ピット水位 主蒸気ライン圧力 1次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材温度（広域－低温側）
g. 余熱除去系による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力（広域）指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度（広域－高温側）指示 177℃未満となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。 余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次冷却材圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉止する。 	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 【蓄圧タンク出口弁】	-	低圧注入流量 1次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材温度（広域－低温側） 1次冷却材圧力（広域） 加圧器水位
h. 1次系のフィードアンドブリード停止	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉止しフィードアンドブリードを停止する。 長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。 	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	-	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

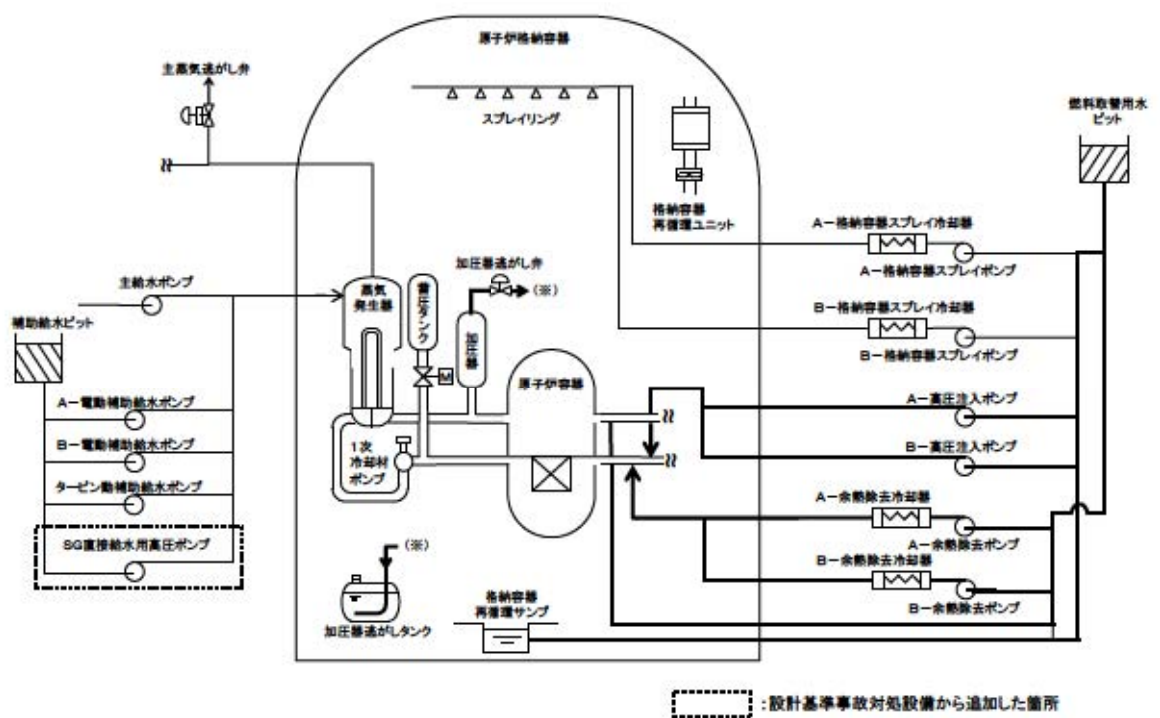
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.1.2 表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故）（1/2）

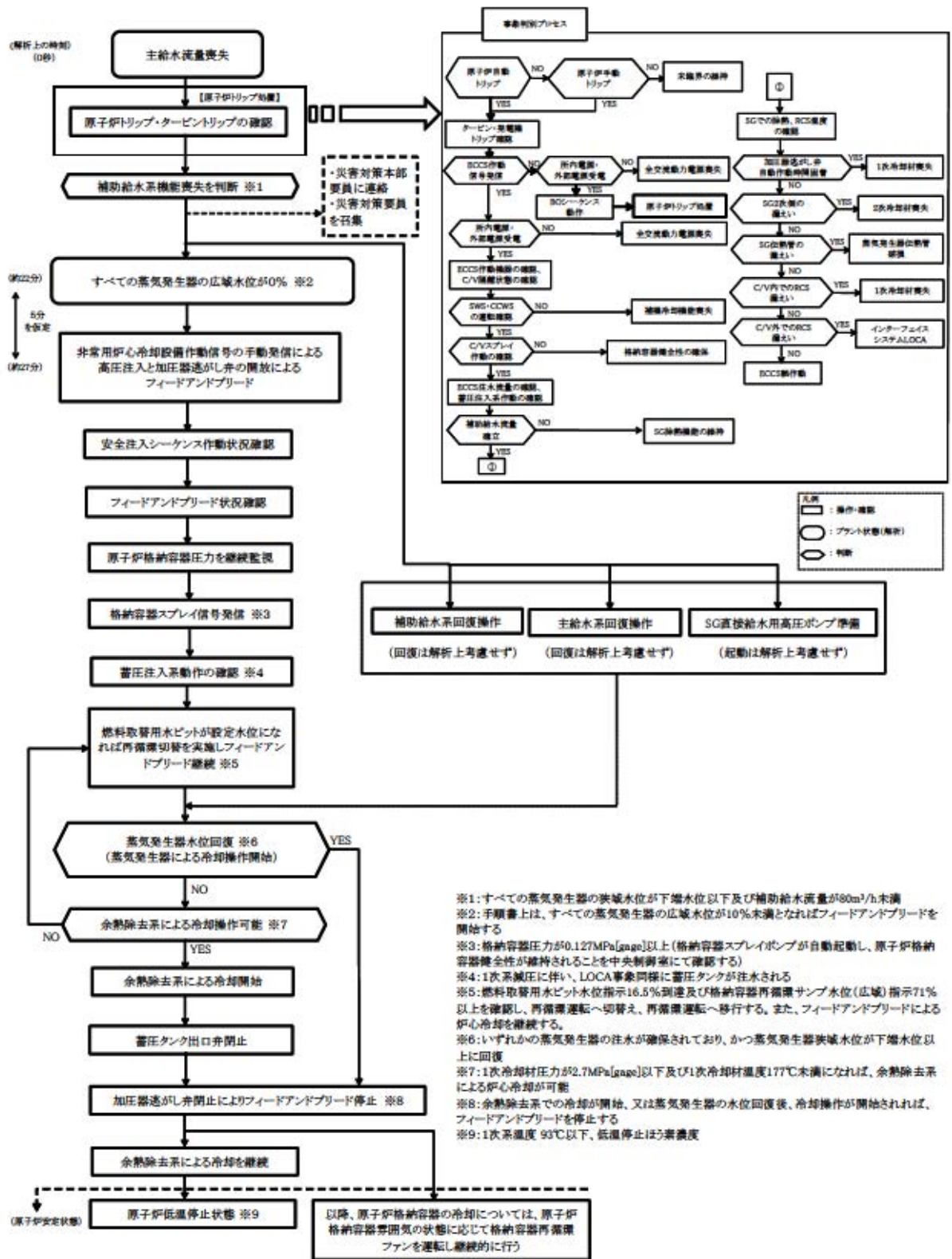
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化，気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり，1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が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。 初期温度（1次系保有エネルギー）が高いと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	主給水流量喪失	主給水流量喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	補助給水系機能喪失	補助給水系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源があると，1次冷却材ポンプの運転が継続され，蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり，炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから，炉心の冷却上厳しい設定。

第 7.1.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故）（2 / 2）

	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	原子炉トリップ信号	蒸気発生器水位低 (狭域水位11%) (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、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て、応答時間を設定。
	高圧注入ポンプ	最小注入特性 (2台) (高圧注入特性： 0m ³ /h～約230m ³ /h, 0MPa[gage]～約13.0MPa[gage])	炉心冷却性が厳しくなる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	設計値として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	フィードアンドブリード 開始 (非常用炉心冷却設備作動 信号手動発信+加圧器逃が し弁手動開)	蒸気発生器広域水位 0%到達から5分後	蒸気発生器がドライアウトに至る水位として設定した蒸気発生器広域水位からフィードアンドブリード開始までの運転員等操作時間余裕として、蒸気発生器ドライアウト検知に対する時間余裕として2分、「非常用炉心冷却設備作動」信号手動発信及び高圧注入ポンプの起動確認として2分、加圧器逃がし弁の手動開として1分を想定しており、必要な時間を積み上げて設定。 なお、運転要領における操作開始条件として設定されている蒸気発生器広域水位10%の根拠は、広域水位計器は全て停止中に使用するため低温で校正されており、出力運転状態でドライアウトに至った時の指示に計器誤差を見込んだものとしている。



第 7.1.1.1 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図

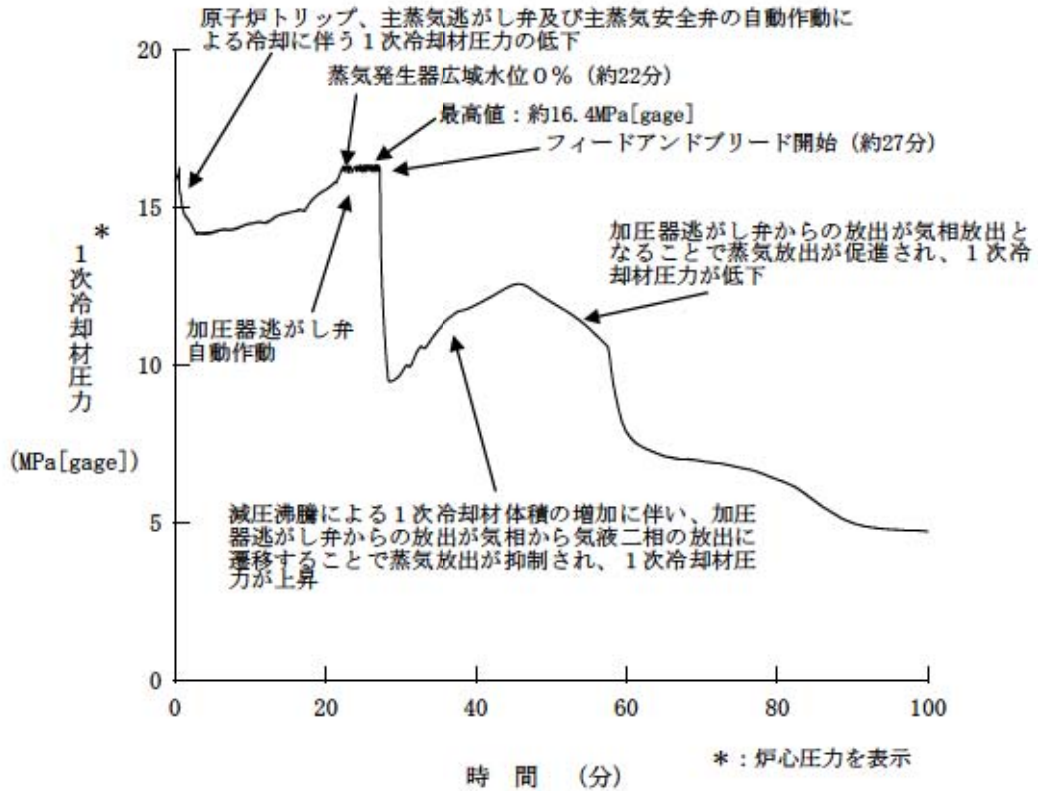


第 7.1.1.2 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
(「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の事象進展)

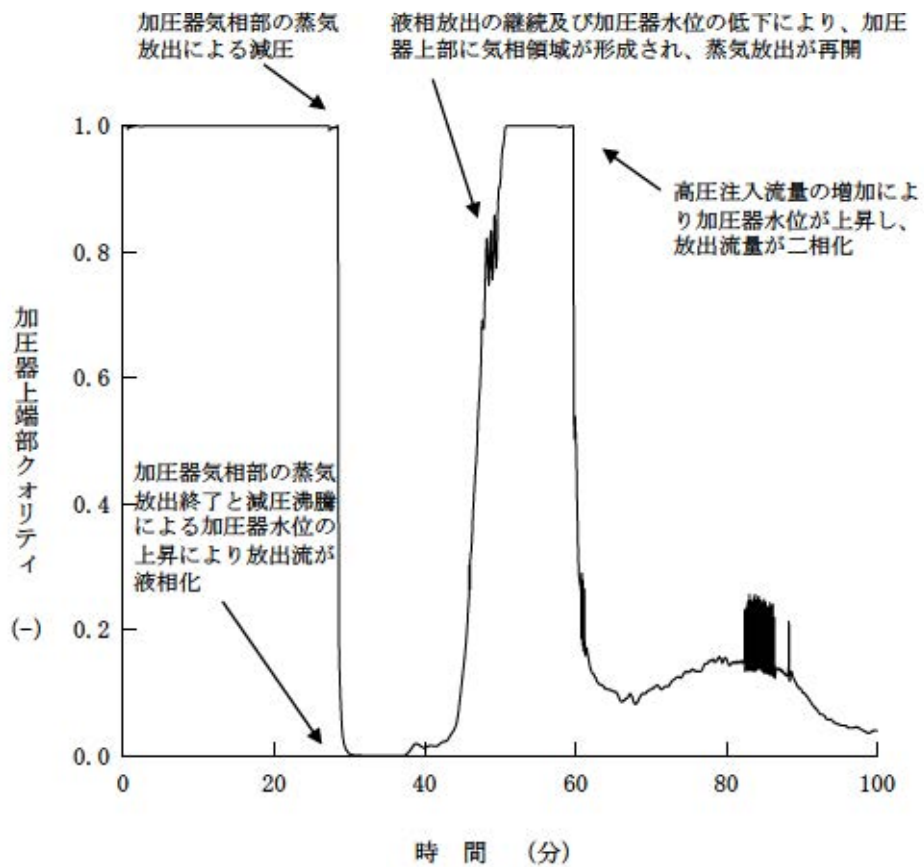
必要な要員と作業項目			経過時間(分)		備考						
平継の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	平継の内容	10	20		30	40	50	60	70	80
	3号 副班長(首班) 副班	●運転操作指揮 ●運転操作指揮補助									
状況判断	運転員a, b	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●管内電線及び外部電線の確認 ●主給水喪失確認 ●補助給水喪失確認 (中央制御室確認)	10分								
高気圧生熱注水回復操作 (解析上考慮せず)	運転員a	●電動主給水ポンプ起動操作 (中央制御室操作)			5分						
	運転員b	●補助給水系統ポンプ起動操作 (中央制御室操作)			5分						
	運転員c 災害対策要員A	●補助給水系統ポンプ起動操作・失効原因調査 (現場操作)			10分						
	運転員d	●電動主給水ポンプ起動操作・失効原因調査 (現場操作)			10分						
SC直接給水用高圧ポンプによる注水準備 (解析上考慮せず)	運転員c 災害対策要員A	●SC直接給水用高圧ポンプの使用準備 (現場操作)					55分				
	運転員d	●SC直接給水用高圧ポンプへの給電操作 (現場操作)				20分					
フィードアンドブリード操作	運転員b	●非常用炉心冷却設備作動信号手動発信操作 ●高圧注水ポンプによる注水確認 ●加圧移送がし弁開放操作 (中央制御室操作)				5分					
再循環切替	運転員a	●再循環切替操作 (中央制御室操作)							5分		
余熱除去系による炉心冷却	運転員a	●余熱除去系による炉心冷却 (中央制御室操作)									
	運転員b	●フィードアンドブリード停止 (中央制御室操作)							5分		
蓄圧タンク出口弁操作	運転員a	●蓄圧タンク出口弁閉止 (中央制御室操作)								5分	

・上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に連絡通報を行う。
 ・機内巡回監視による遠隔運転平継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、操作条件及び実際の現場移動を含む作業時間等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、運転員は平継書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作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。(一部の機能については想定時間により算出)

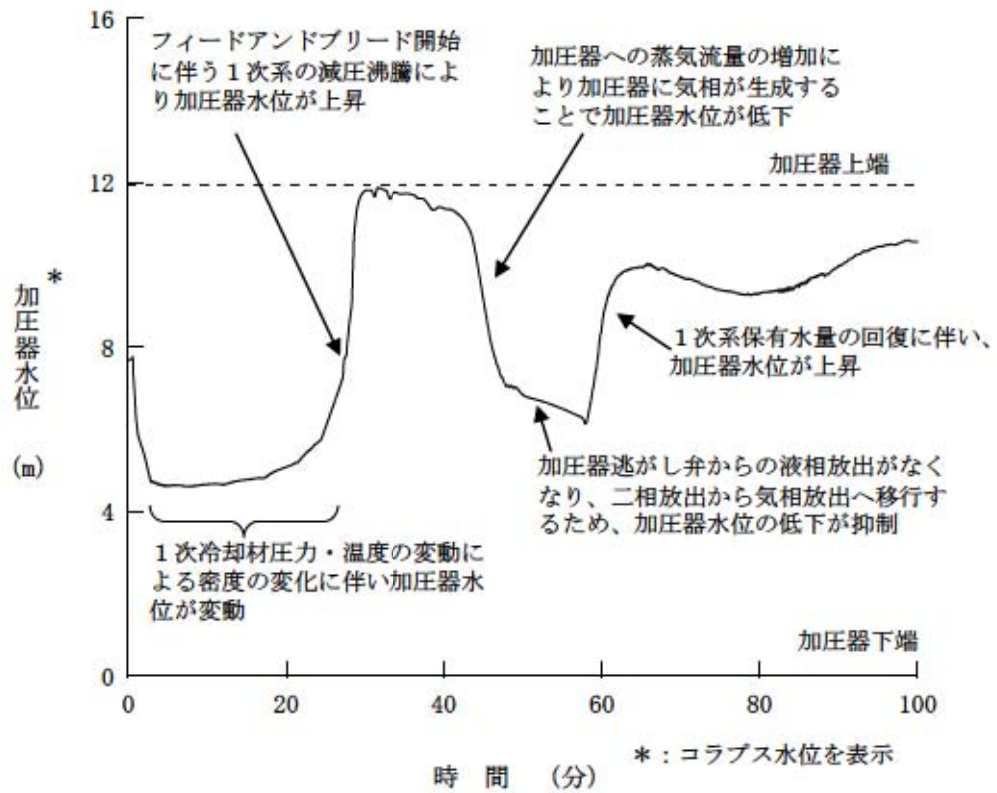
第 7.1.1.3 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間
 (主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)



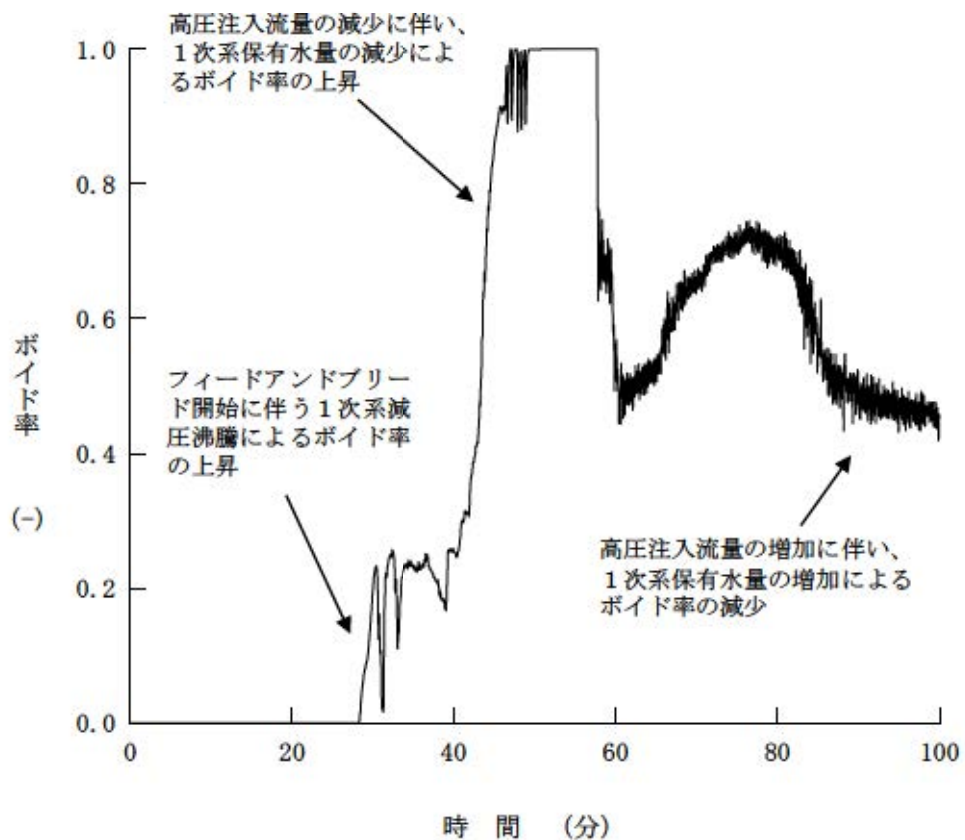
第 7.1.1.4 図 1次冷却材圧力の推移



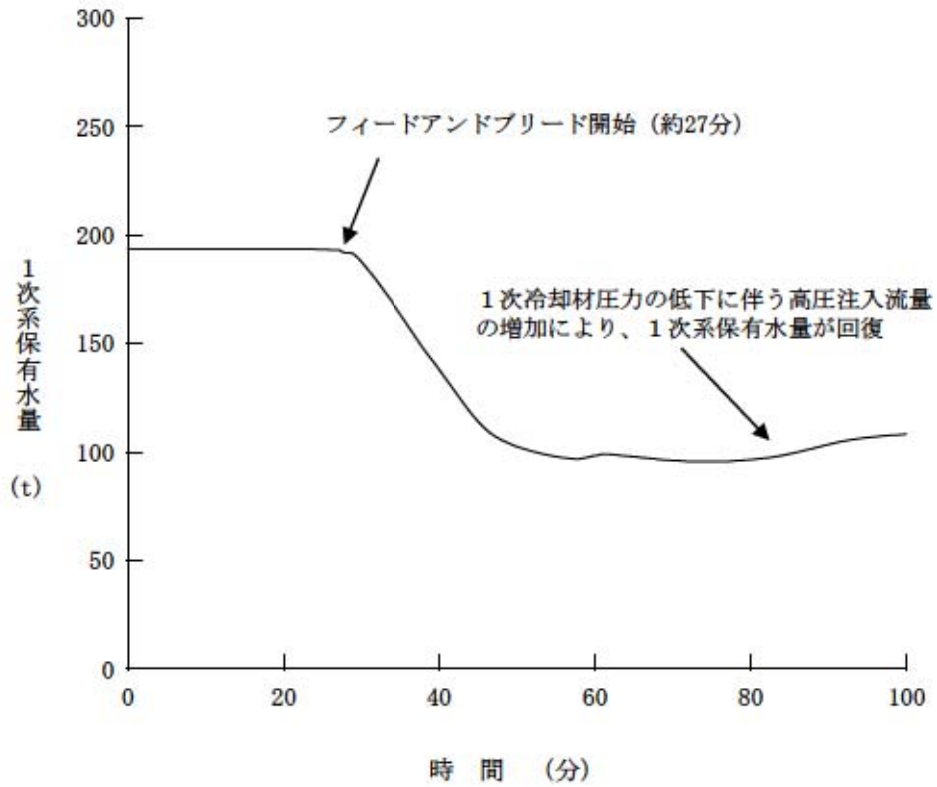
第 7.1.1.5 図 加圧器上端部クォリティの推移



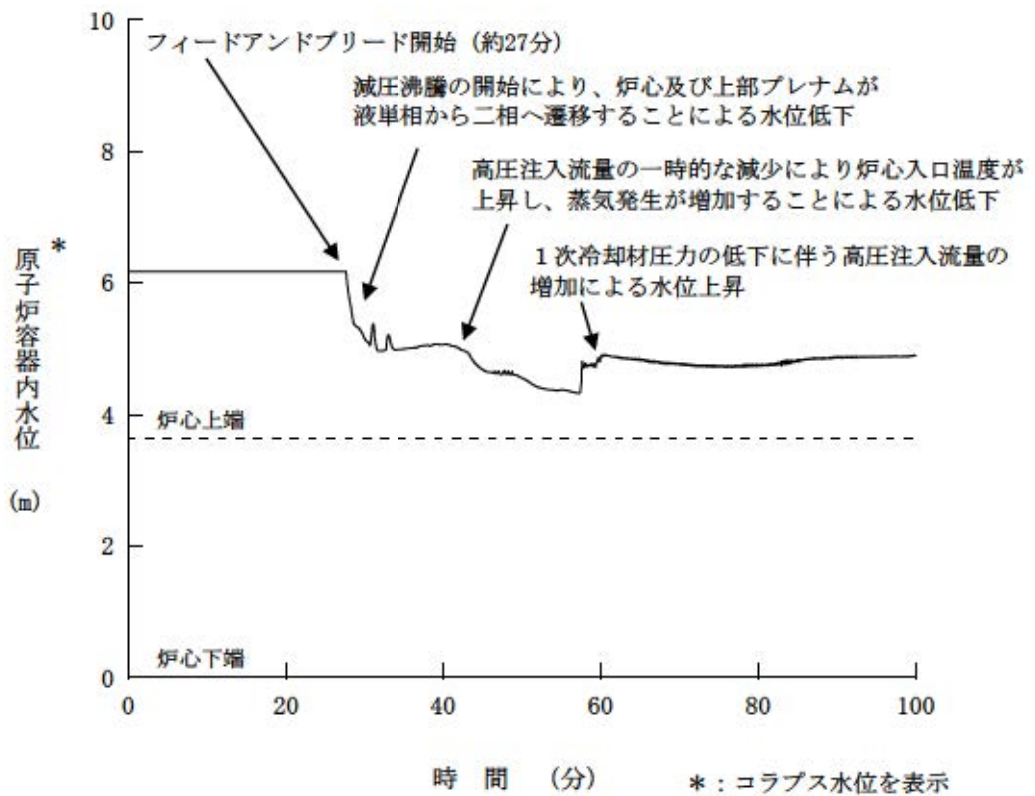
第 7.1.1.6 図 加圧器水位の推移



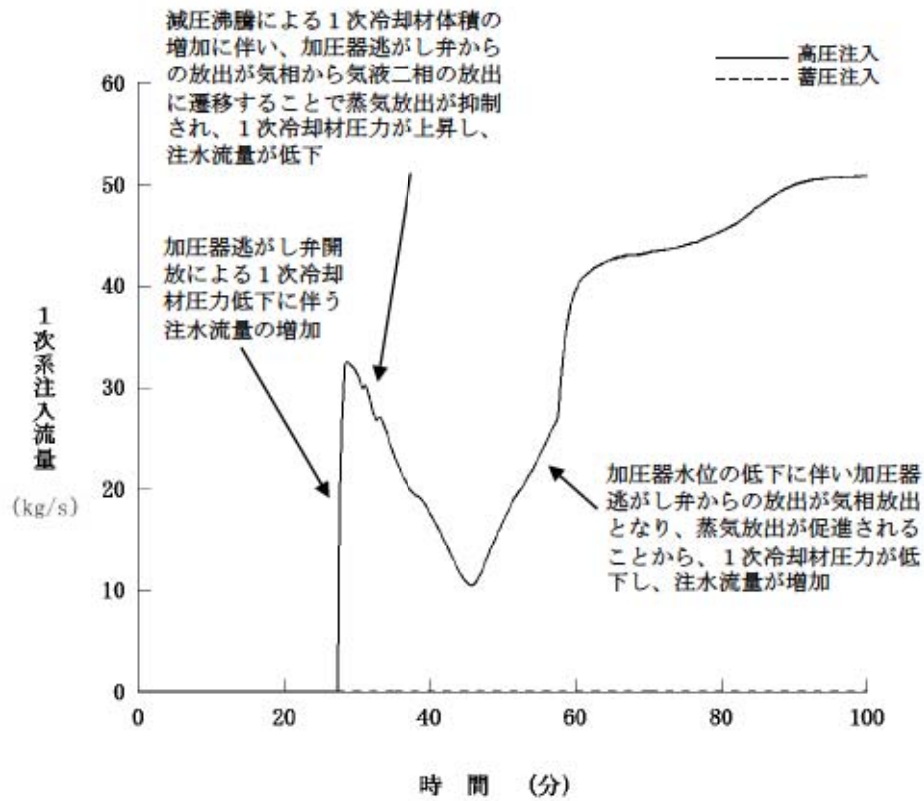
第 7.1.1.7 図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移



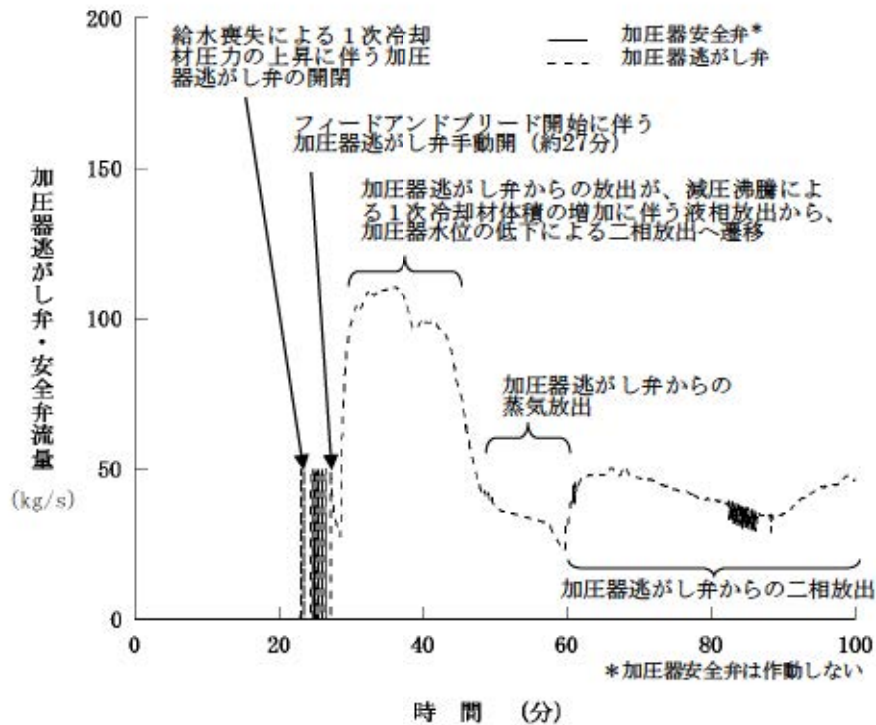
第 7.1.1.8 図 1次系保有水量の推移



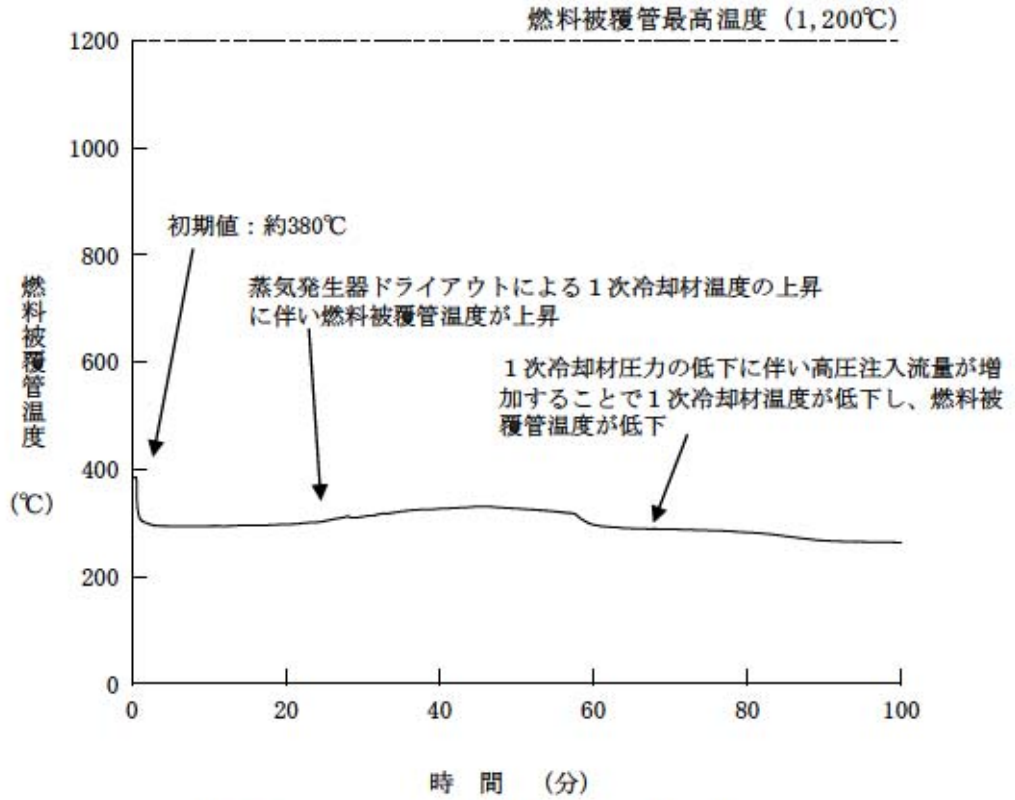
第 7.1.1.9 図 原子炉容器内水位の推移



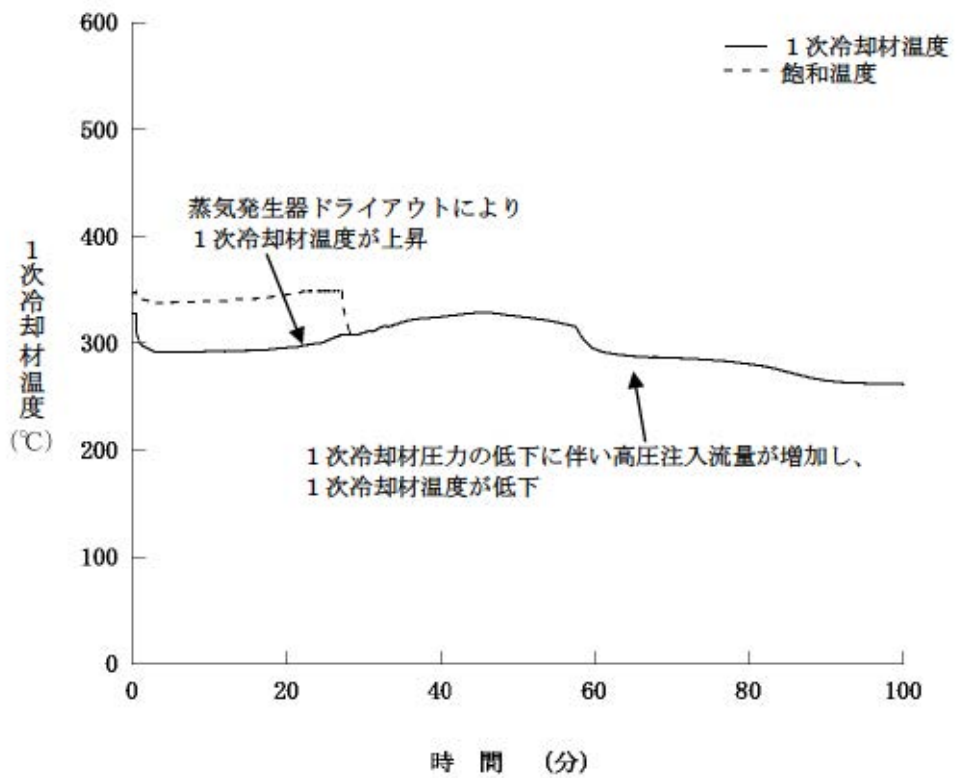
第 7.1.1.10 図 1次系注入流量の推移



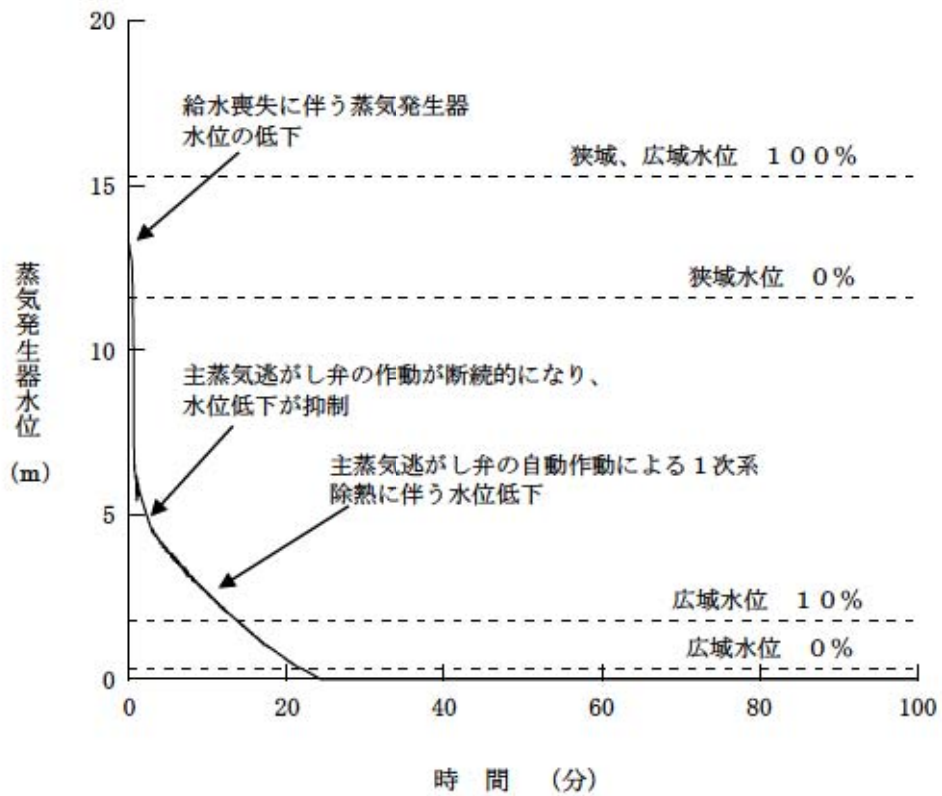
第 7.1.1.11 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移



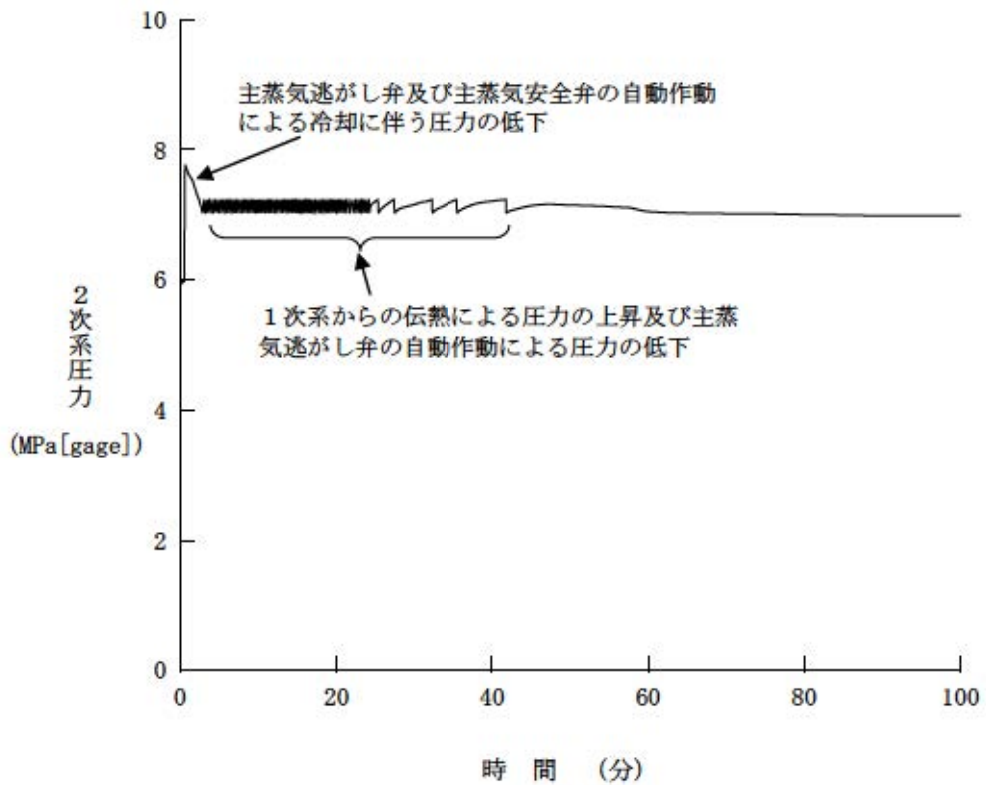
第 7.1.1.12 図 燃料被覆管温度の推移



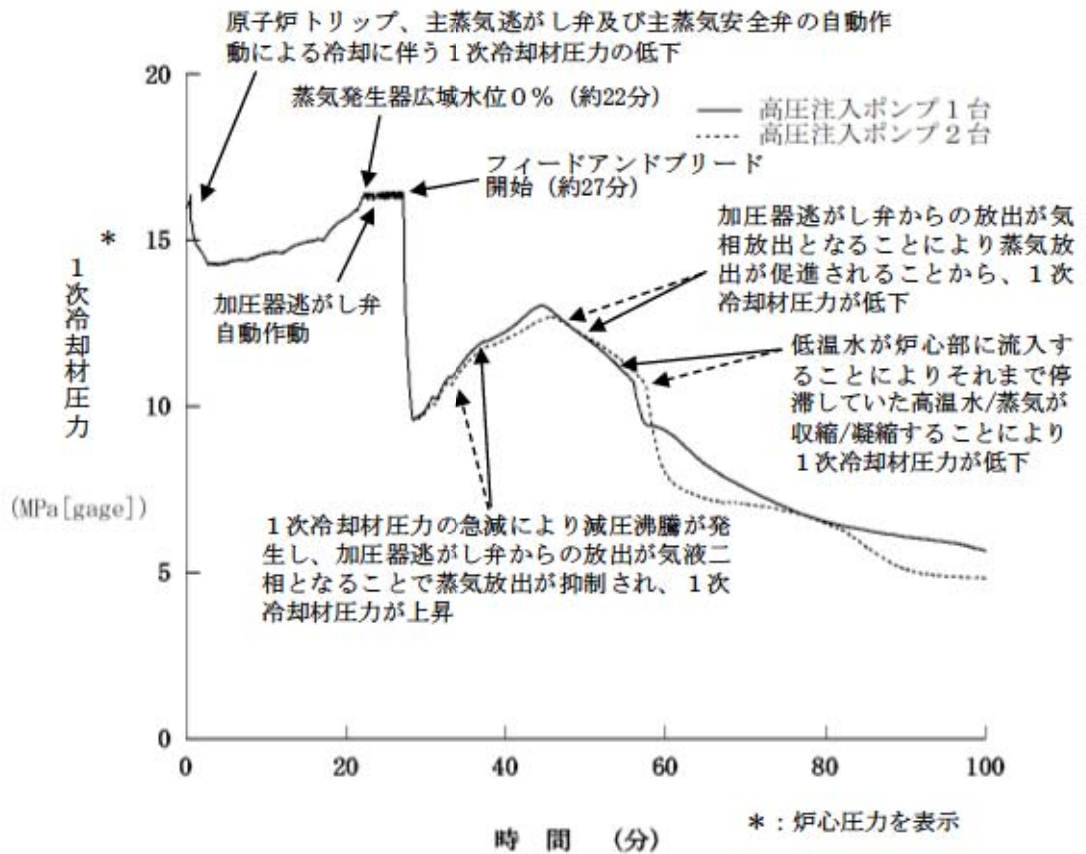
第 7.1.1.13 図 1次冷却材温度の推移



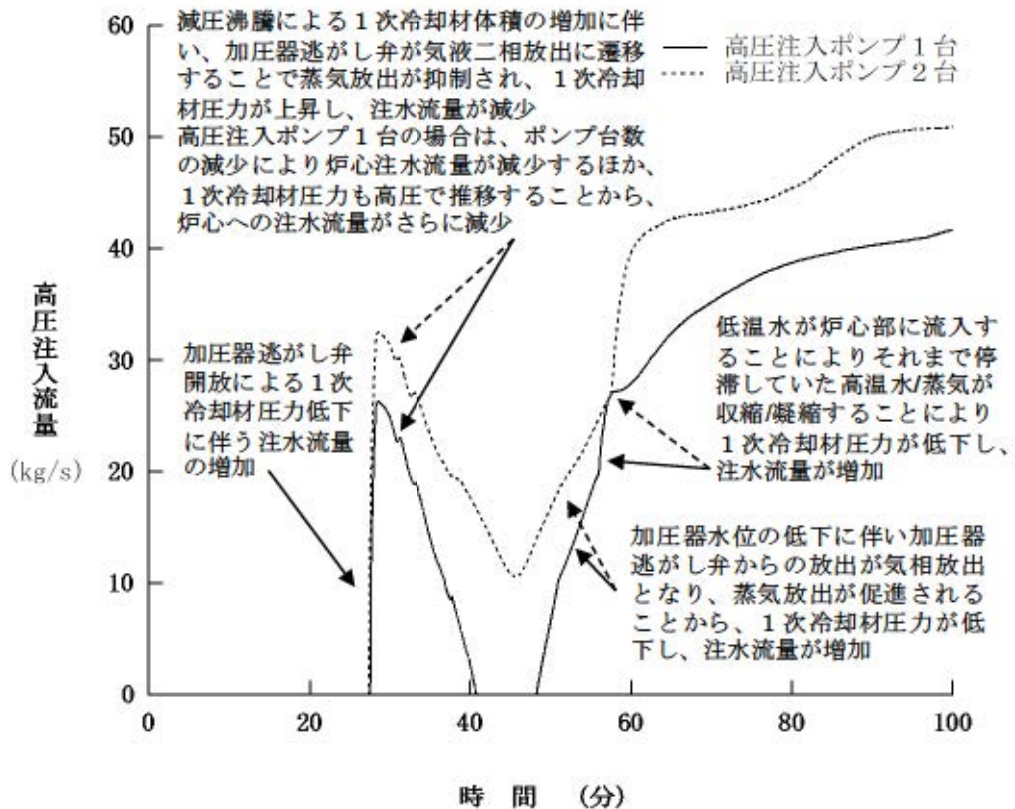
第 7.1.1.14 図 蒸気発生器水位の推移



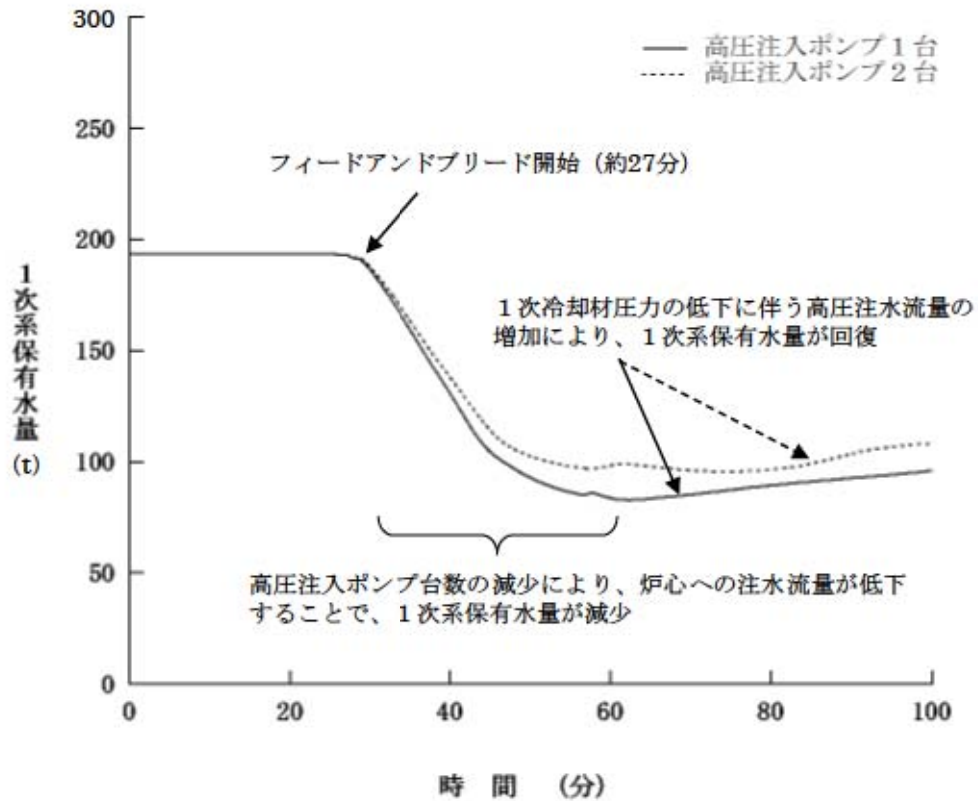
第 7.1.1.15 図 2次系圧力の推移



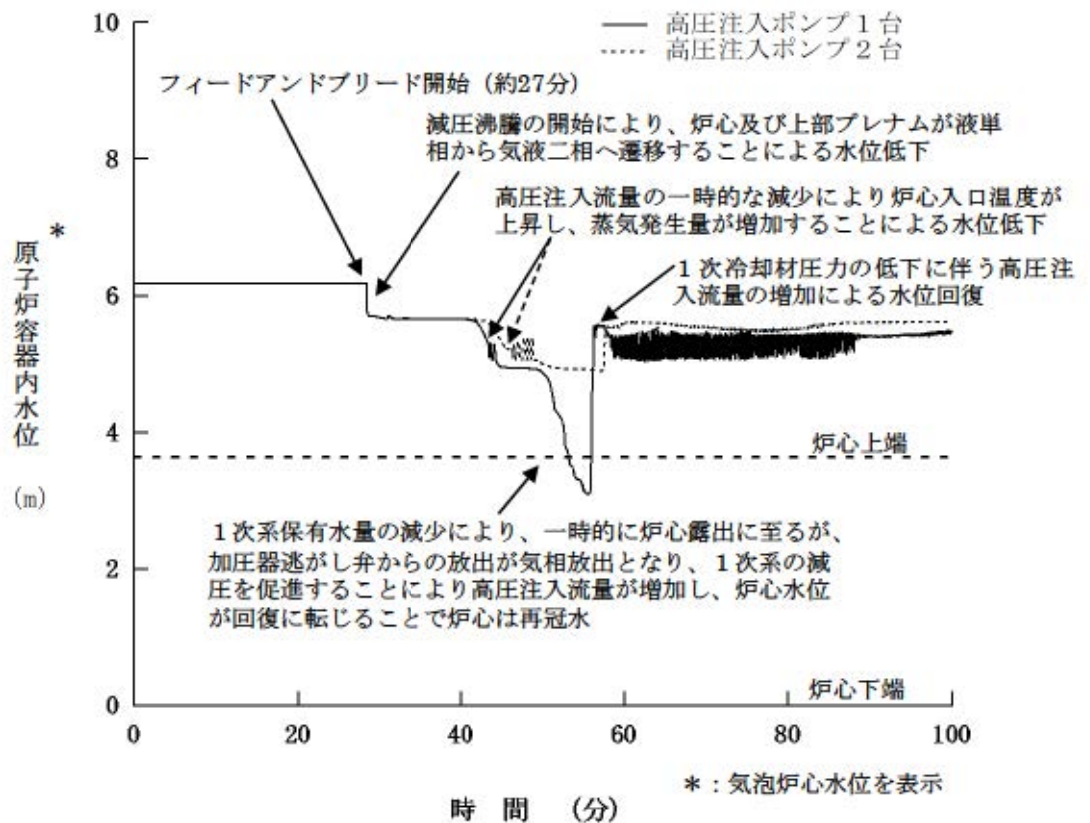
第 7.1.1.16 図 1次冷却材圧力の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)



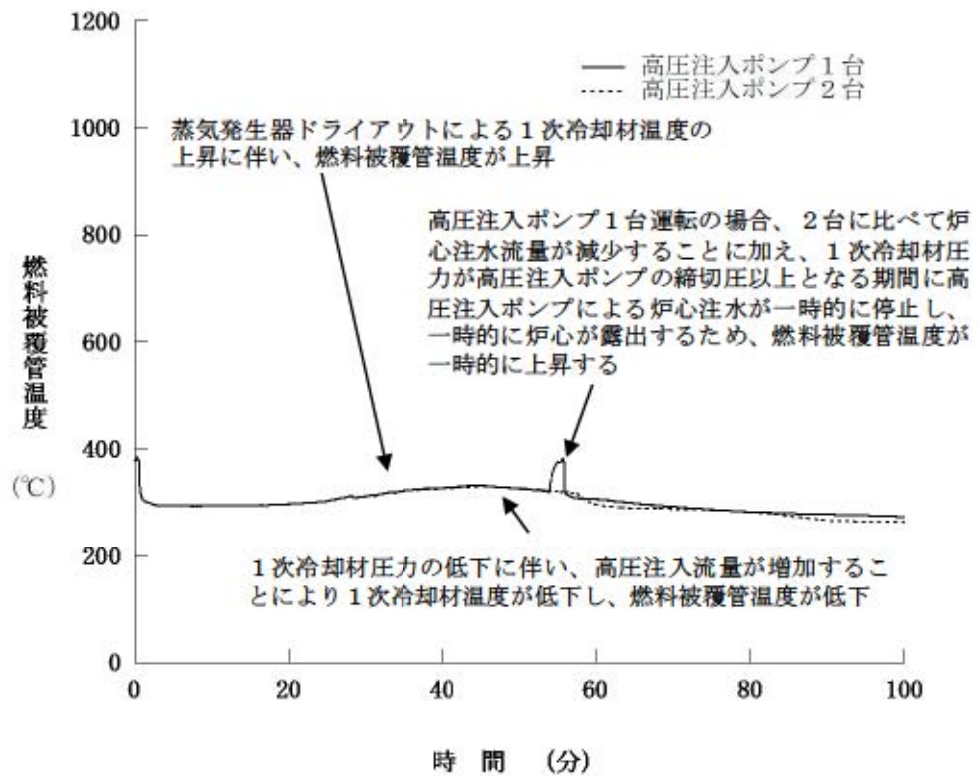
第 7.1.1.17 図 高圧注入流量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)



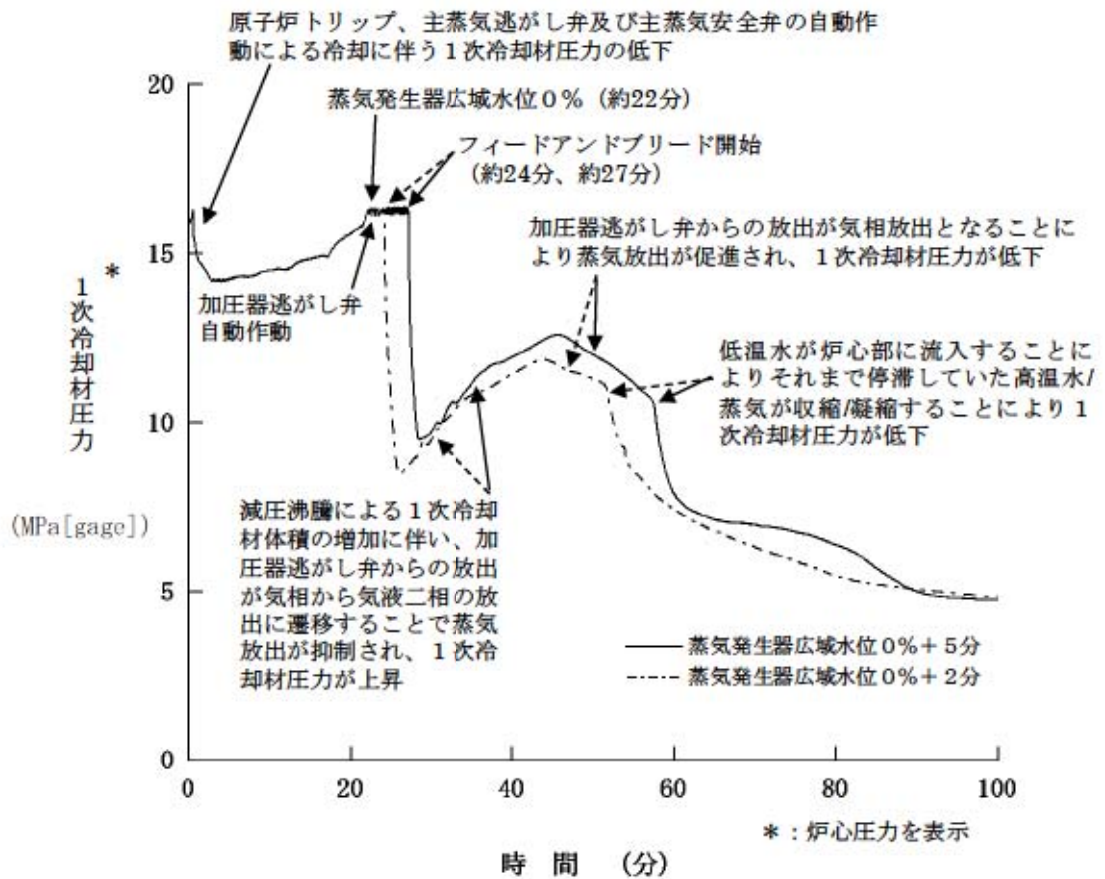
第 7. 1. 1. 18 図 1次系保有水量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)



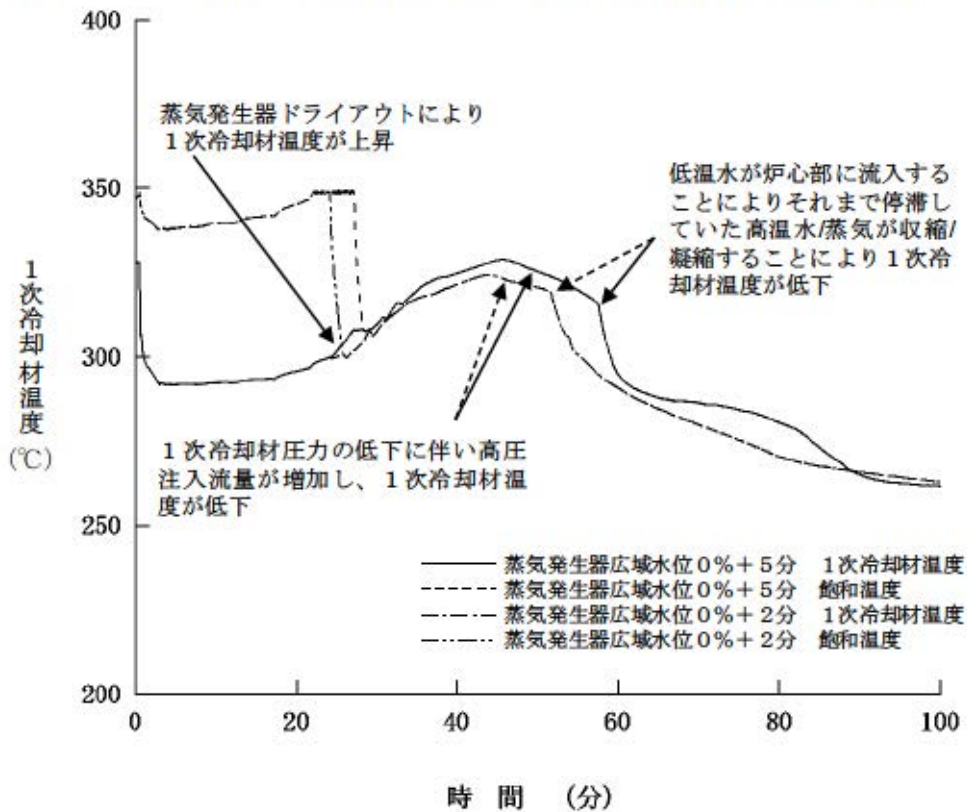
第 7. 1. 1. 19 図 原子炉容器内水位の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)



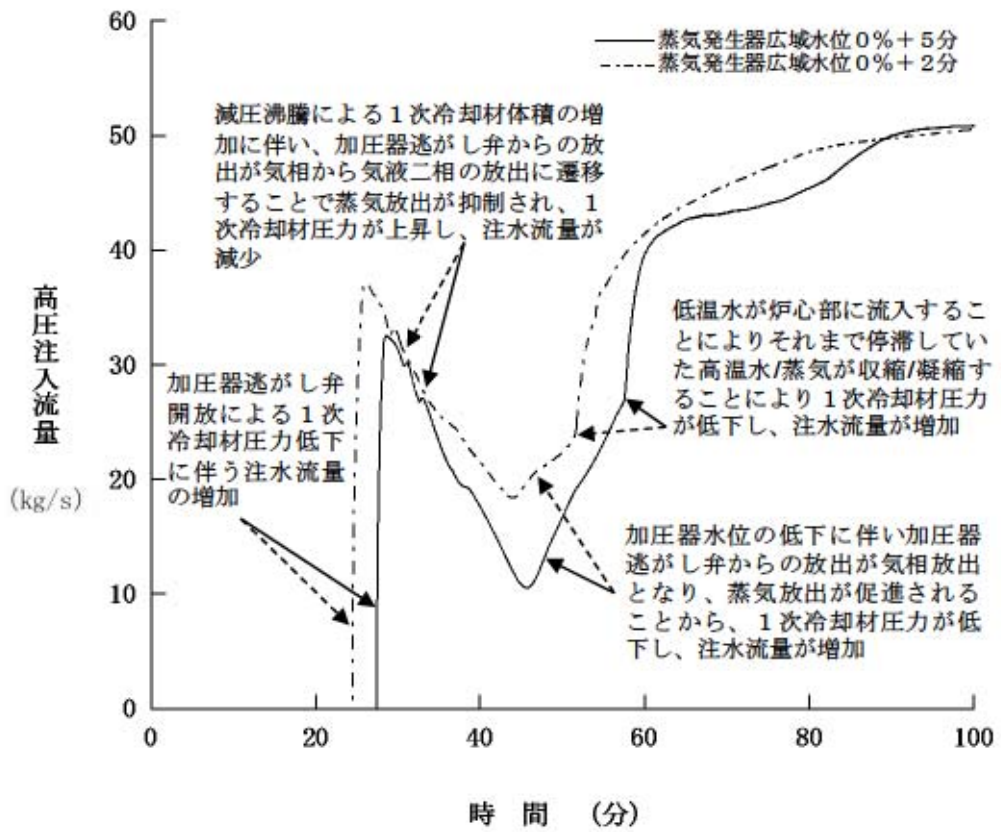
第 7.1.1.20 図 燃料被覆管温度の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)



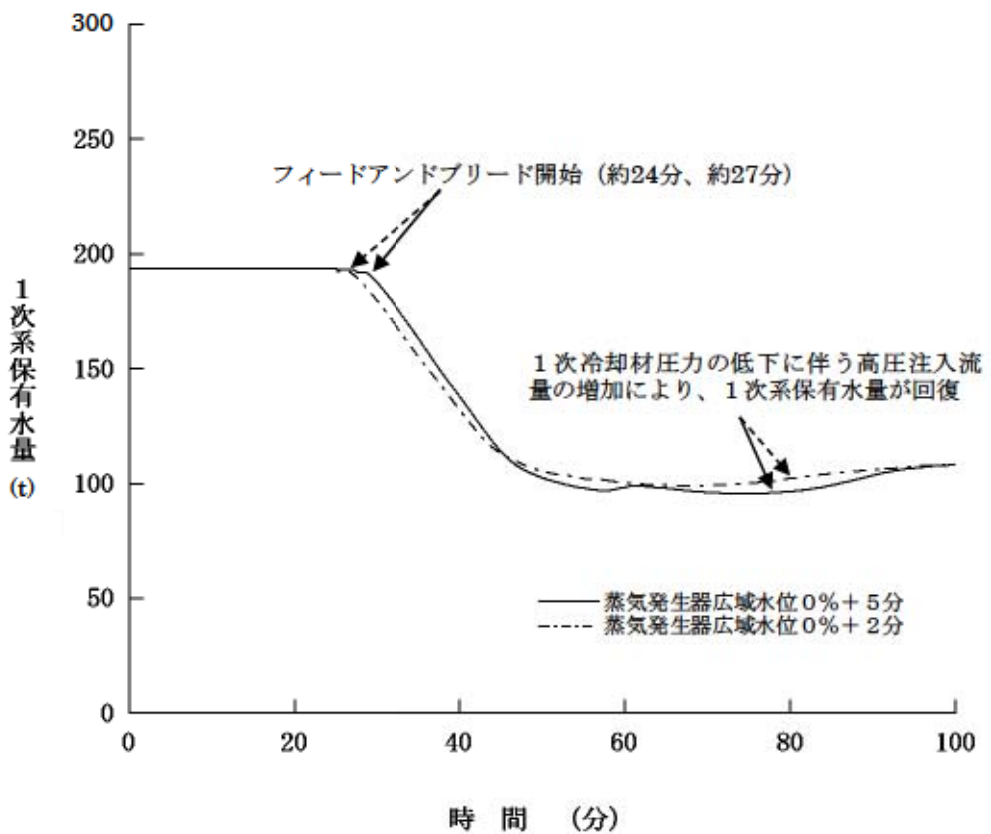
第 7.1.1.21 図 1次冷却材圧力の推移 (開始が早くなる場合)



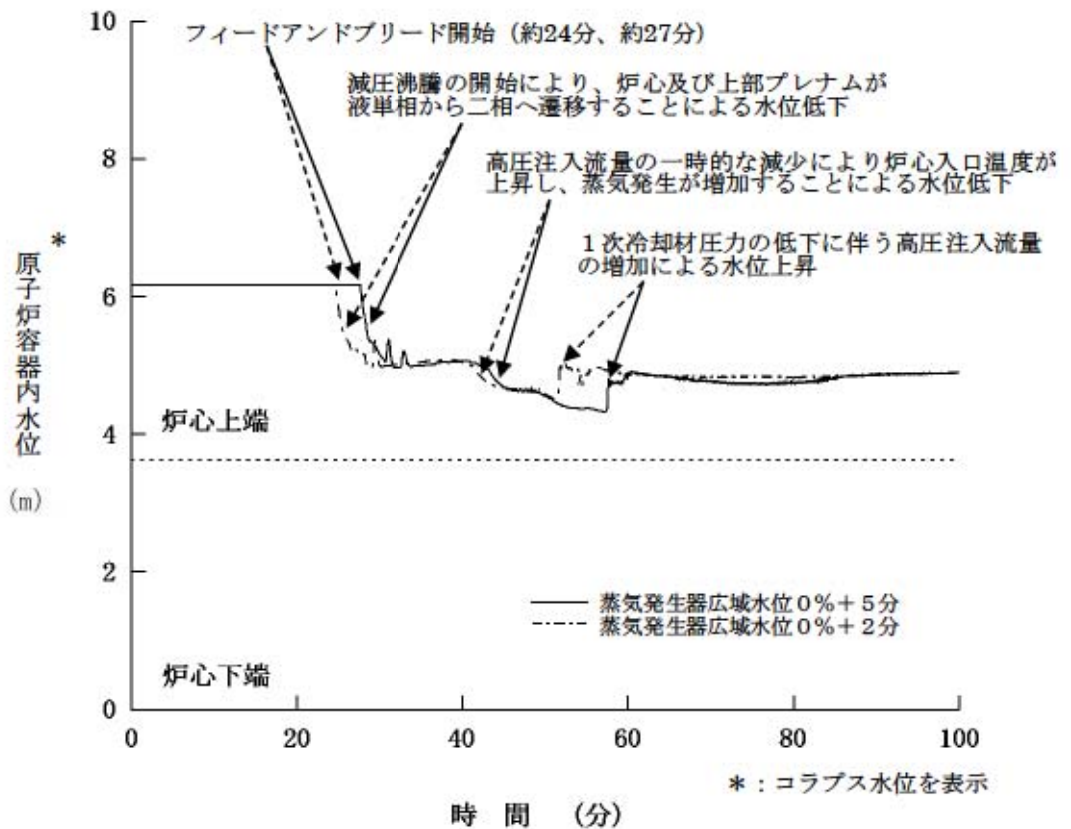
第 7.1.1.22 図 1次冷却材温度の推移 (開始が早くなる場合)



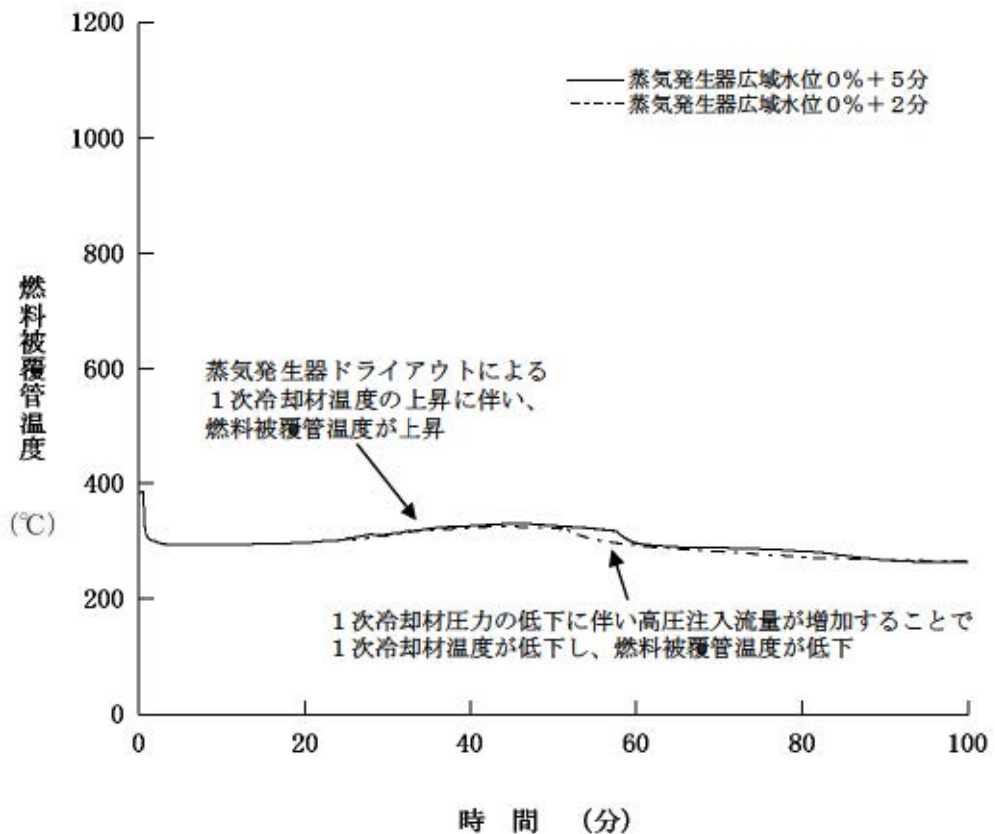
第 7.1.1.23 図 高圧注入流量の推移 (開始が早くなる場合)



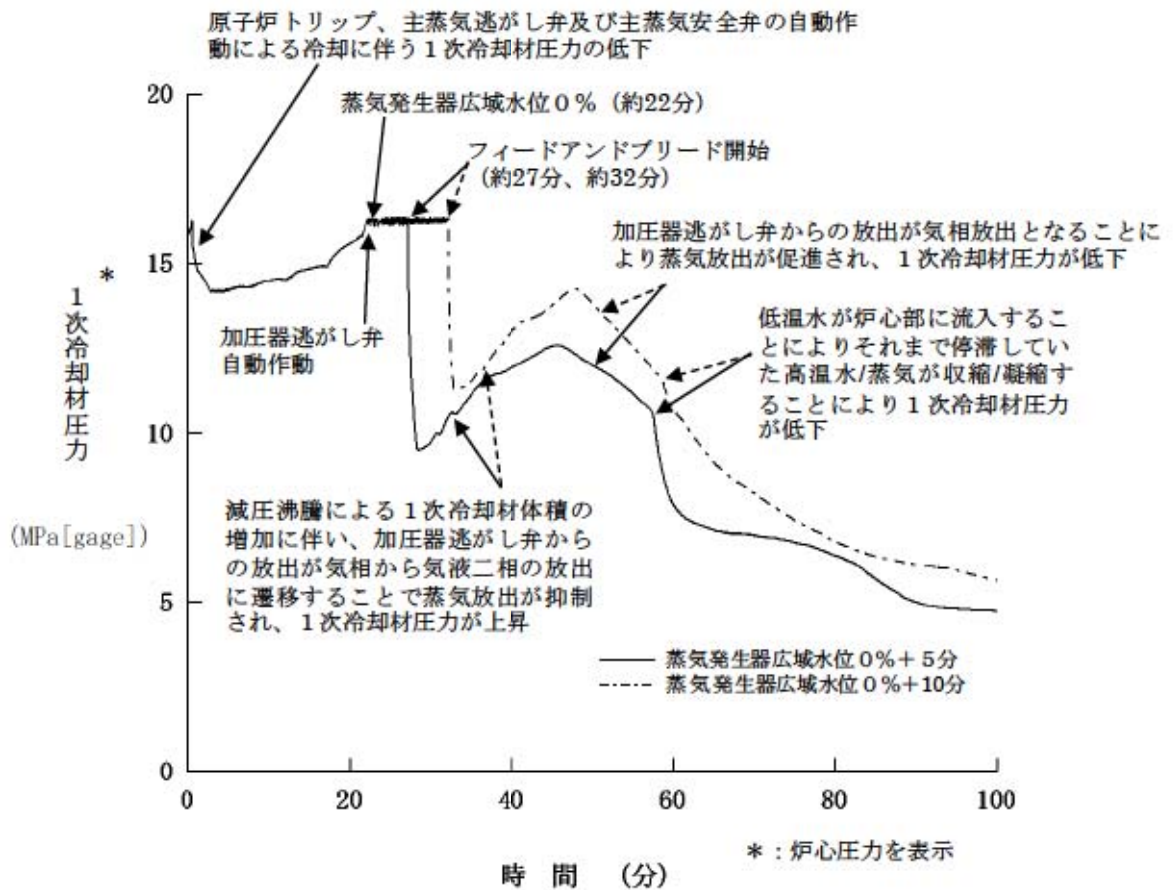
第 7.1.1.24 図 1次系保有水量の推移 (開始が早くなる場合)



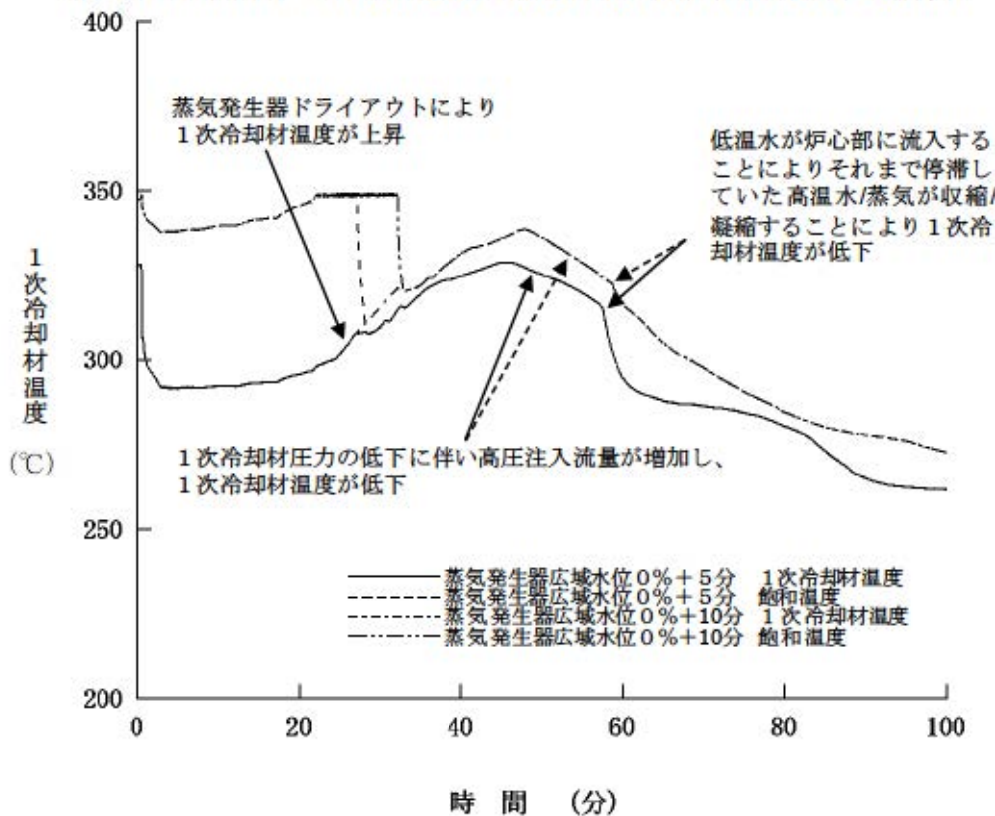
第 7.1.1.25 図 原子炉容器内水位の推移 (開始が早くなる場合)



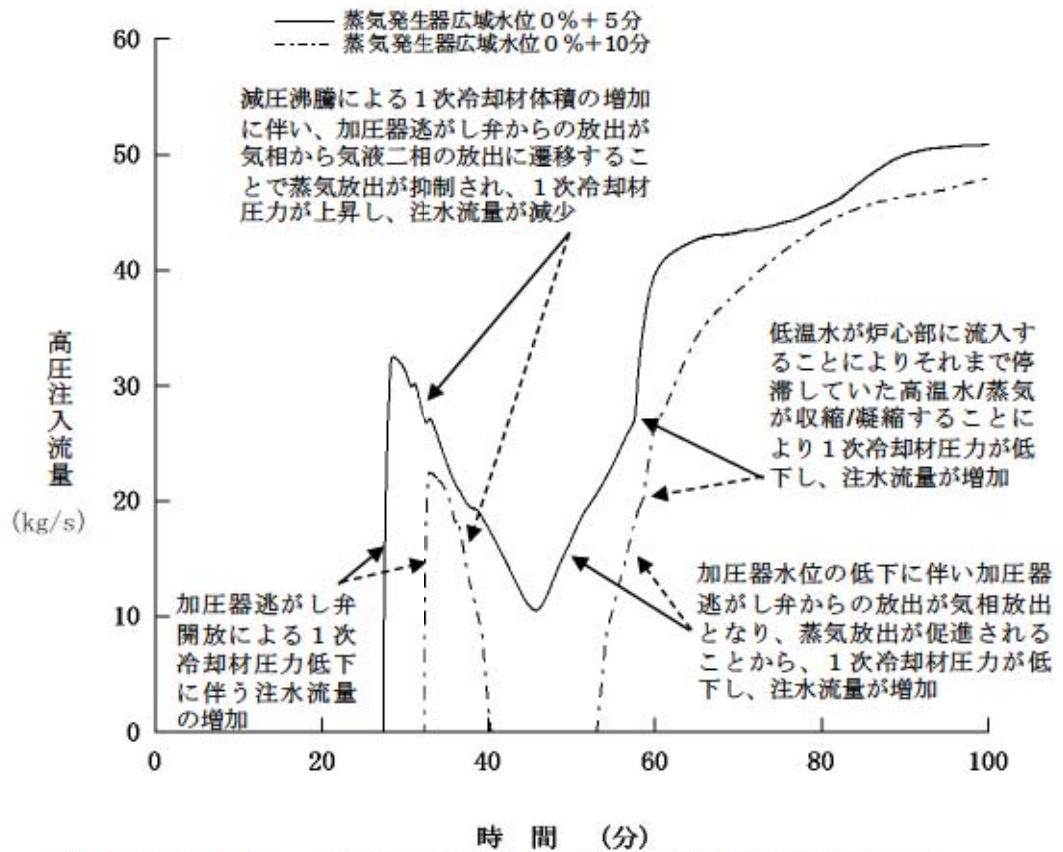
第 7.1.1.26 図 燃料被覆管温度の推移 (開始が早くなる場合)



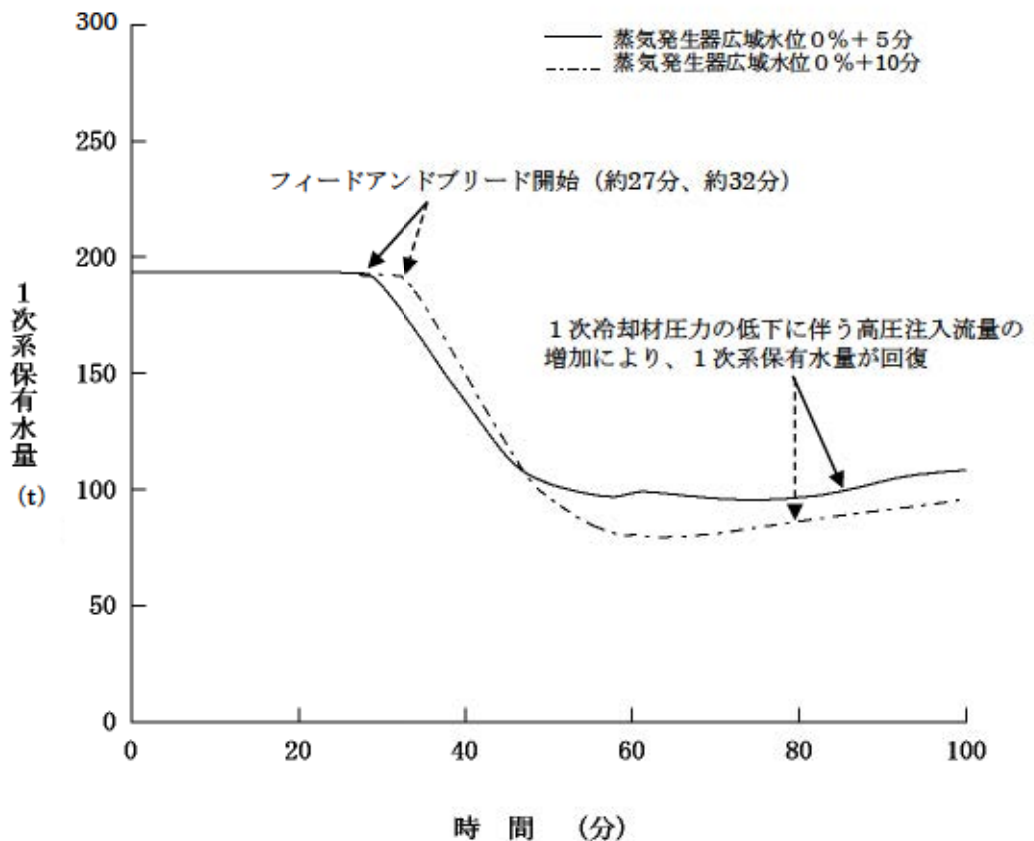
第 7.1.1.27 図 1次冷却材圧力の推移 (開始が遅くなる場合)



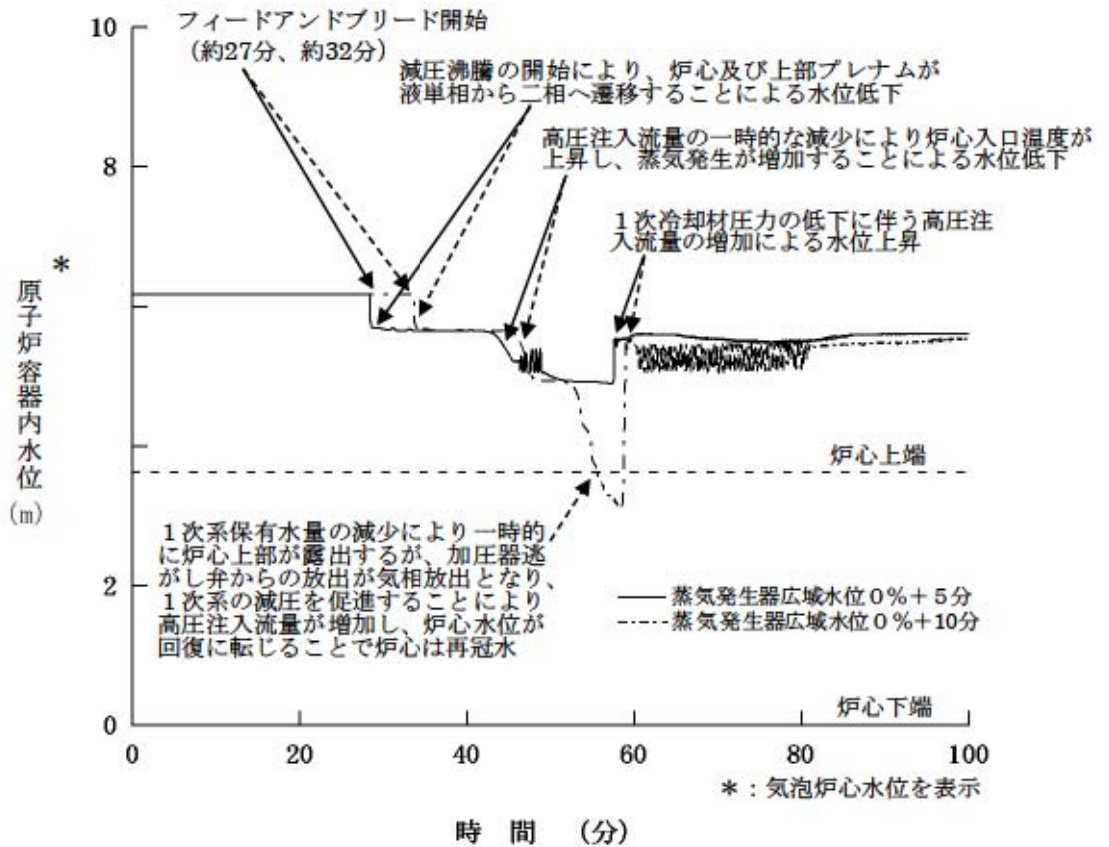
第 7.1.1.28 図 1次冷却材温度の推移 (開始が遅くなる場合)



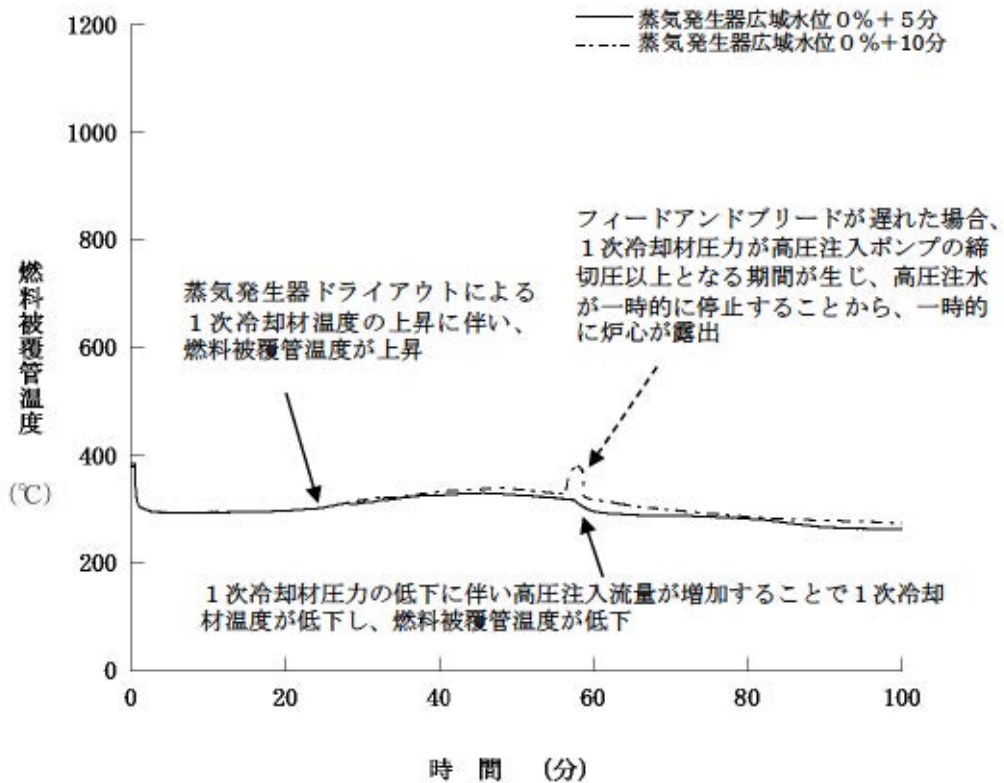
第 7.1.1.29 図 高圧注入流量の推移 (開始が遅くなる場合)



第 7.1.1.30 図 1次系保有水量の推移 (開始が遅くなる場合)



第 7.1.1.31 図 原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）



第 7.1.1.32 図 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE711H 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10月
北海道電力株式会社

添付資料目次

(6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)

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

(7. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失)

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

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

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

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

（7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失）

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

事象進展について

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

(7.1.5 原子炉停止機能喪失)

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

(7.1.6 ECCS注水機能喪失)

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

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

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

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

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

(7.1.8 格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.1 インターフェイスシステムLOCA時における高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替えについて

添付資料 7.1.8.2 破損側SGの隔離操作を実施の際に補助給水の停止操作の妥当性について

添付資料 7.1.8.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について

添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期条件設定の影響

添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①

添付資料 7.1.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について

添付資料 7.1.8.9 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の放射性物質の放出について

添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて

添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②

添付資料 7.1.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について

添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について

添付資料 7.1.8.15 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における1次系保有水量と加圧器水位について

添付資料 7.1.8.16 格納容器バイパス事象における再循環運転開始水位について

(7.2 重大事故)

(7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

(7.2.1.1 格納容器過圧破損)

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

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

（7.2.1.2 格納容器過温破損）

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

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

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

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

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

(7.2.4 水素燃焼)

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

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

（7.2.5 溶融炉心・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（溶融炉心・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

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

1. フィードアンドブリード時の炉心冷却状態確認の必要性

事故シーケンスグループ「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は、蒸気発生器2次側の保有水が喪失した場合に炉心冷却を維持するための除熱手段確保として実施するものであり、高圧注入ポンプによる注水を行いながら加圧器逃がし弁を開放して炉心の冷却を行うことから、1次系の保有水量を把握するとともに炉心の冷却状態を確認する必要がある。

2. 炉心冷却状態の確認方法

フィードアンドブリード時に炉心の冷却状態を確認する方法として、表1に示す重大事故等対処設備である計装設備の指示値を監視することにより、1次系保有水量が確保されていることで炉心が冠水しており、炉心が冷却されていることを総合的に確認することとしている。

具体的には、1次冷却材圧力及び温度による炉心沸騰状態の確認、加圧器水位による1次系保有水量の確認等により炉心の冷却状態を確認する。

なお、これらの重大事故等対処設備以外の計装設備についても、事象発生時に健全であり、炉心状態を推測できるものについては監視を行う。

表1 フィードアンドブリード時に確認する重大事故等対処設備

監視計器	確認項目
1次冷却材圧力（広域） 1次冷却材温度（広域－高温側）	サブクール度（沸騰余裕）
加圧器水位	保有水量
高圧注入流量	炉心注水状態
1次冷却材温度（広域－高温側）	燃料の冷却状態

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

事故シーケンスグループ「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は、蒸気発生器2次側の保有水が喪失した場合に炉心冷却を確保する手段として実施するものであるが、燃料取替用水ピットの容量の観点から長期間のフィードアンドブリード継続は難しい。よって、蒸気発生器の除熱機能が回復した場合は、蒸気発生器による2次系強制冷却を行い、その後は余熱除去系による冷却を行うことで、フィードアンドブリードを停止し、長期にわたる炉心冷却が可能である。

また、以下に示すとおり、燃料取替用水ピット水位が16.5%に到達する前に1次冷却材圧力及び温度が余熱除去系による冷却ができる状態になる場合は、余熱除去系による冷却を行うことで、フィードアンドブリードを停止し、長期にわたる炉心冷却が可能となる。

なお、原子炉格納容器の健全性については、格納容器スプレイにより維持される。

(1) 余熱除去系による冷却開始のタイミング

余熱除去系による冷却は、1次冷却材圧力が2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度が177℃未満で可能となる。

「2次冷却系からの除熱機能喪失」の有効性評価における1次冷却材温度及び圧力の解析結果を図1及び図2に示す。1次冷却材温度177℃到達及び1次冷却材圧力2.7MPa[gage]到達はともに事象発生約3.3時間後であることから、余熱除去系による冷却開始条件が成立するのは事象発生約3.3時間後となる。

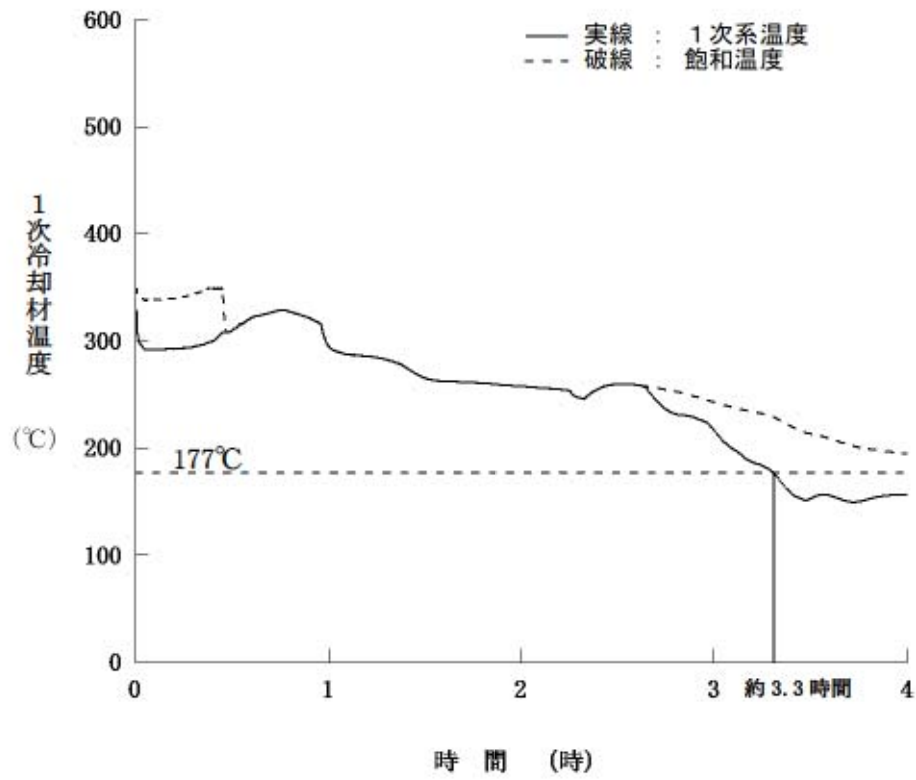


図1 1次冷却材温度

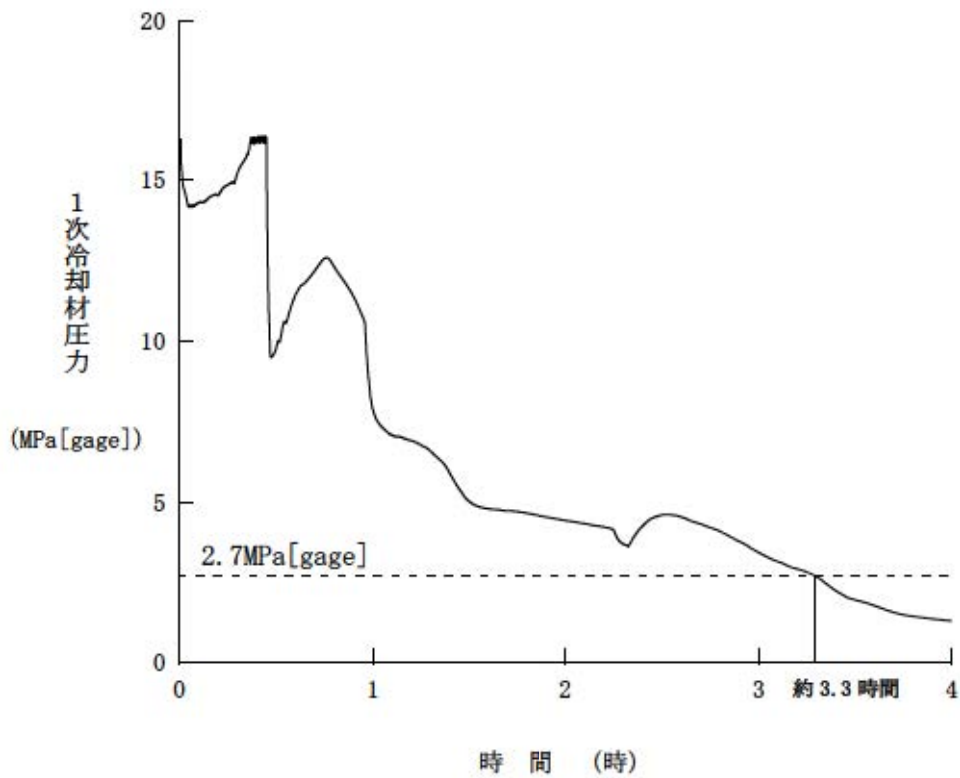
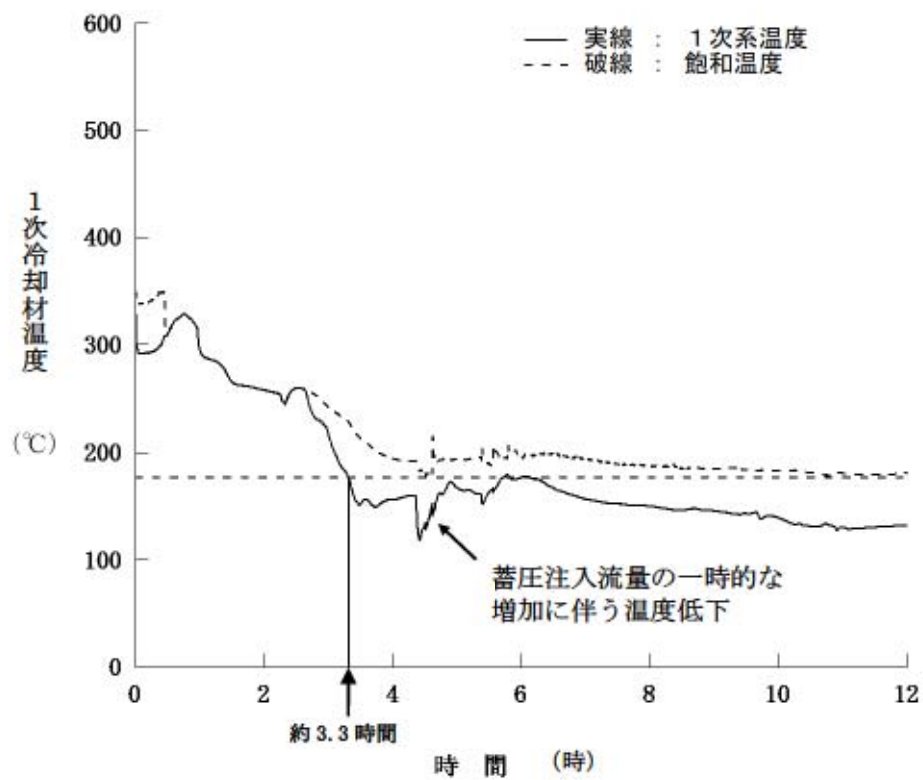
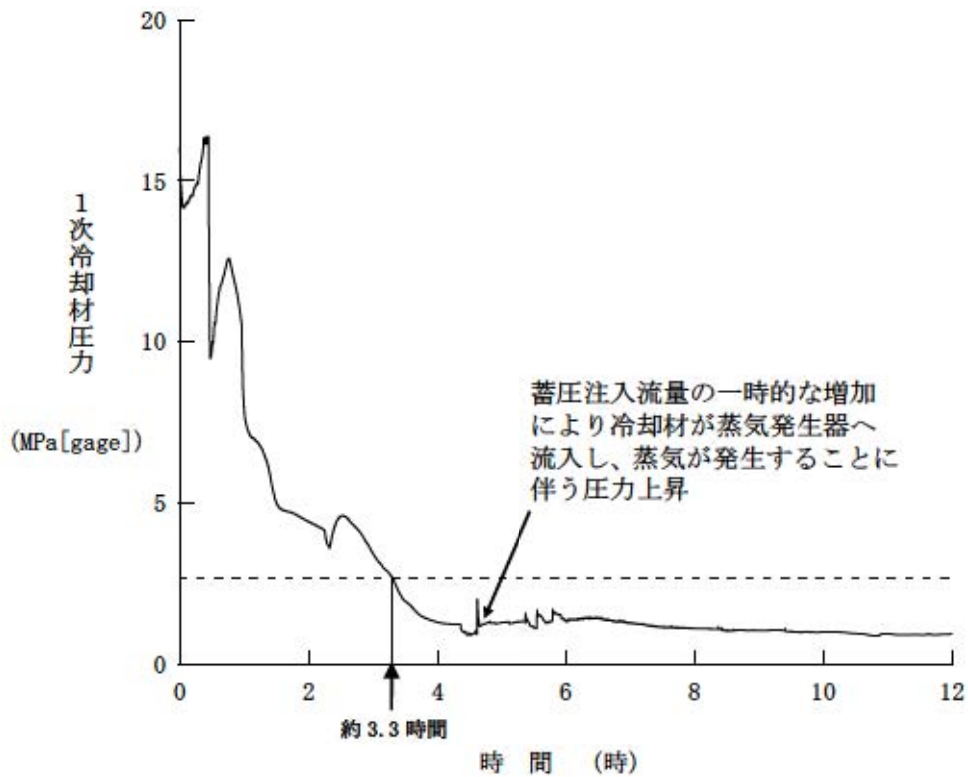


図2 1次冷却材圧力

<参考図：12時間までの応答図>



参考図1 1次冷却材温度



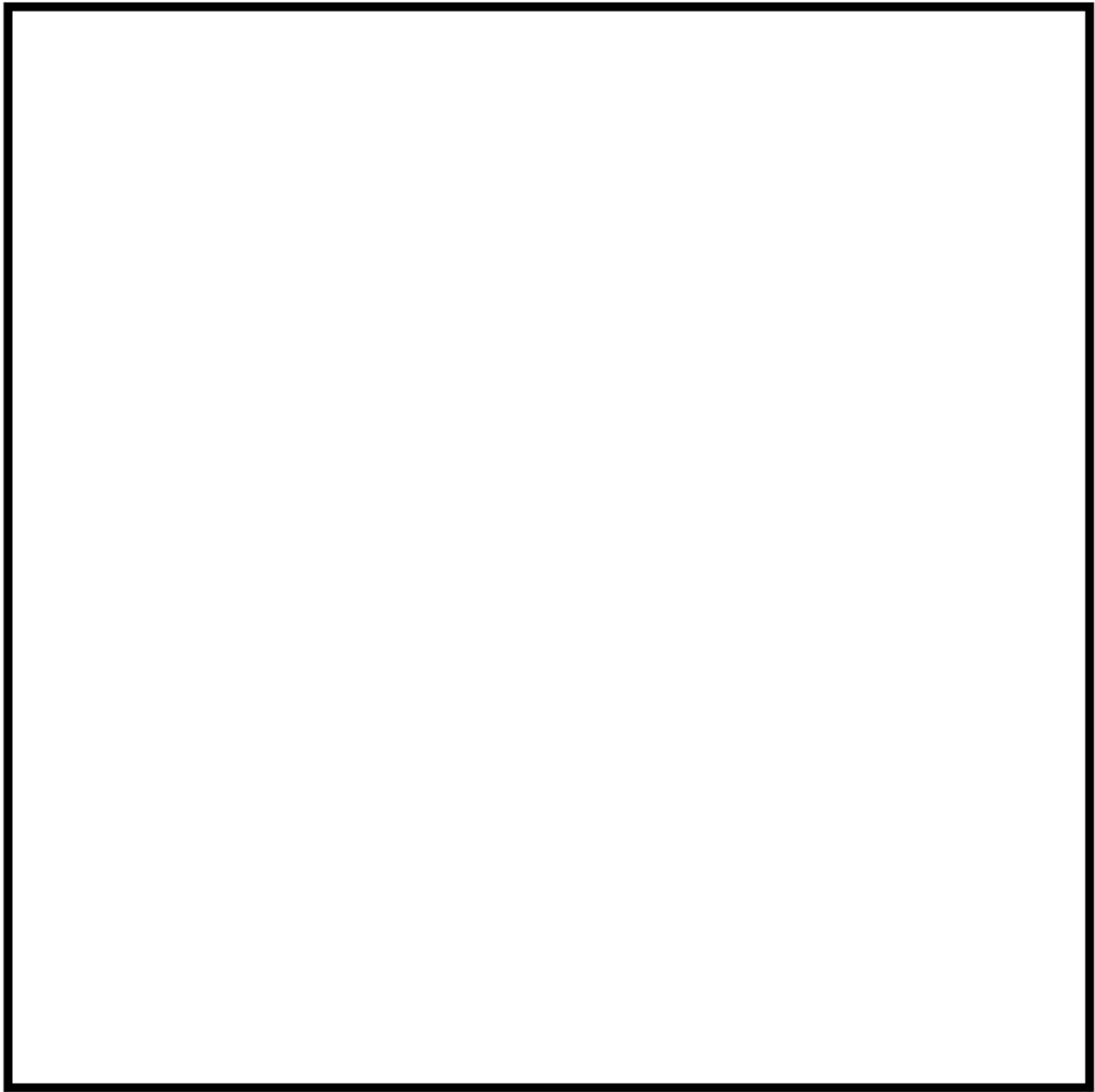
参考図2 1次冷却材圧力

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)


重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水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（2次冷却系からの除熱機能喪失）

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 原子炉保護設備		
1) 「蒸気発生器水位低」 原子炉トリップ		
i 設定点	蒸気発生器狭域水位 11%	設計値（下限値）
ii 応答時間	2秒後に制御棒落下開始	最大値（設計要求値）
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連		
1) フィードアンドブリード運転 （高圧注入及び加圧器逃がし弁開）		
i 開始条件	蒸気発生器ドライアウト（蒸気発生器広域水位 0%）から 5分後	運転員等操作余裕の考え方
2) 高圧注入ポンプ		
i 台数	2台	設計値
ii 容量	最小注入特性（第1図参照）	最小値（設計値に余裕を考慮した値）
3) 加圧器逃がし弁		
i 個数	2個	設計値
ii 容量	95t/h/個	設計値
4) 蓄圧タンク		
i 個数	3基（1ループ当たり1基）	設計値
ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力
iii 保有水量	29.0m ³ /基	最小保有水量



第1図 高圧注入ポンプの最小注入流量（2台運転時）

 : 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で使用する注入特性について

重大事故等対策の有効性評価で使用するポンプの注入特性については、最小注入特性と最大注入特性があり、それぞれの事象に応じて安全側となる注入特性を選定している。注入特性選定の考え方及び注入特性曲線の策定方法を以下に示すとともに、各事象の注入特性についてまとめたものを表1に示す。

1. 最小注入特性について

最小注入特性は、炉心への注水流量を小さく評価する方が安全側の仮定となる場合に適用する解析入力条件である。最小注入特性を適用する場合、各重要事故シーケンスに応じて破断口からの注入水の流出を想定して注入配管の流路抵抗を大きく設定するとともに、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる各1次冷却材圧力における炉心注水流量の特性を示す最小注入特性曲線を用いて解析を行う。最小注入特性を適用する事象は、以下の2事象である。

2次冷却系からの除熱機能喪失においては、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選定しており、注入配管の流路抵抗を大きく設定し、破断口からの注入水の流出を考慮しない条件において、高圧注入ポンプ2台運転時の注入特性を入力条件とする。

ECCS注水機能喪失においては、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選定しており、注入配管の流路抵抗を大きく設定し、破断口からの注入水の流出を考慮する条件において、余熱除去ポンプ2台運転時の注入特性を入力条件とする。

(1) ポンプ性能曲線 (図1参照)

定格曲線に対してポンプの製作性等を考慮してポンプ揚程を小さく設定した最小性能曲線に一定の余裕を考慮したポンプ性能曲線を用いている。

(2) 注入配管の抵抗曲線

a. 破断口からの注入水の流出を考慮しない場合 (図2-1参照)

炉心への注水流量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく設定した注入配管の抵抗曲線を用いている。

b. 破断口からの注入水の流出を考慮する場合 (図2-2参照)

炉心への注水流量を少なくするため、破断側ループへの注入水は、保守的に全て

直接原子炉格納容器内に流出するものと仮定している。また、注入配管の抵抗曲線の設定に際しては、健全側ループへの注水流量を小さく、破断側ループへの注水流量を大きく評価するため、健全側ループへの注入配管の流路抵抗を大きく、破断側ループへの注入配管の流路抵抗を小さく設定するとともに、破断側ループの注入点における圧力は大気圧としている。

(3) 最小注入特性曲線 (図3 参照)

各1次冷却材圧力における炉心への注水流量は、図1に示すポンプ性能曲線と図2に示す各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との交点における流量であるポンプ運転流量からミニマムフロー流量を差し引くほか、破断口からの注入水の流出を考慮する場合は破断側ループへの注水流量を差し引いた流量として求める。

最小注入特性曲線は、上記手順に基づき求められる1次冷却材圧力と炉心への注水流量の関係を示す特性曲線として設定しているものである。

2. 最大注入特性について

最大注入特性は、炉心への注水流量を大きく評価する方が安全側の仮定となる場合に適用する解析入力条件である。最大注入特性を適用する場合、全ての注入配管は健全であることを想定して注入配管の流路抵抗を小さく設定するとともに、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる各1次冷却材圧力における炉心への注水流量の特性を示す最大注入特性曲線を用いて解析を行う。最大注入特性を適用する事象は、以下の3事象である。

原子炉格納容器の除熱機能喪失においては、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の影響が厳しくなる観点から、原子炉格納容器への漏えい量が増加する最大注入特性を選定しており、高圧及び余熱除去ポンプ各2台運転時の注入特性を入力条件とする。

ECCS 再循環機能喪失においては、ECCS 再循環機能喪失時に炉心への注水が一定期間停止することで炉心冷却性が厳しくなる観点から、再循環切替時の炉心崩壊熱が高くなるよう、燃料取替用水ピットの再循環切替水位到達までの時間が短くなる最大注入特性を選定しており、高圧及び余熱除去ポンプ各2台運転時の注入特性を入力条件とする。

格納容器バイパスにおいては、設備環境等に与える影響が厳しくなる観点から、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への1次冷却材の漏えい量が増加する最大注入特性を選定しており、高圧注入ポンプ2台運転時の注入特性を入力条件とする。

(1) ポンプ性能曲線 (図 1 参照)

定格曲線に対してポンプの製作性等を考慮してポンプ揚程を大きく設定した最大性能曲線に一定の余裕を考慮したポンプ性能曲線を用いている。

(2) 注入配管の抵抗曲線 (図 2 - 1 参照)

注入配管の抵抗曲線の設定に際しては、炉心への注水流量を大きくするため、破断口からの注入水の流出を考慮せず、注入配管の流路抵抗を小さく設定している。

(3) 最大注入特性曲線 (図 3 参照)

各 1 次冷却材圧力における炉心への注水流量は、図 1 に示すポンプ性能曲線と図 2 に示す各 1 次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との交点における流量であるポンプ運転流量からミニマムフロー流量を差し引いた流量として求める。

最大注入特性曲線は、上記手順に基づき求められる 1 次冷却材圧力と炉心への注水流量の関係を示す特性曲線として設定しているものである。

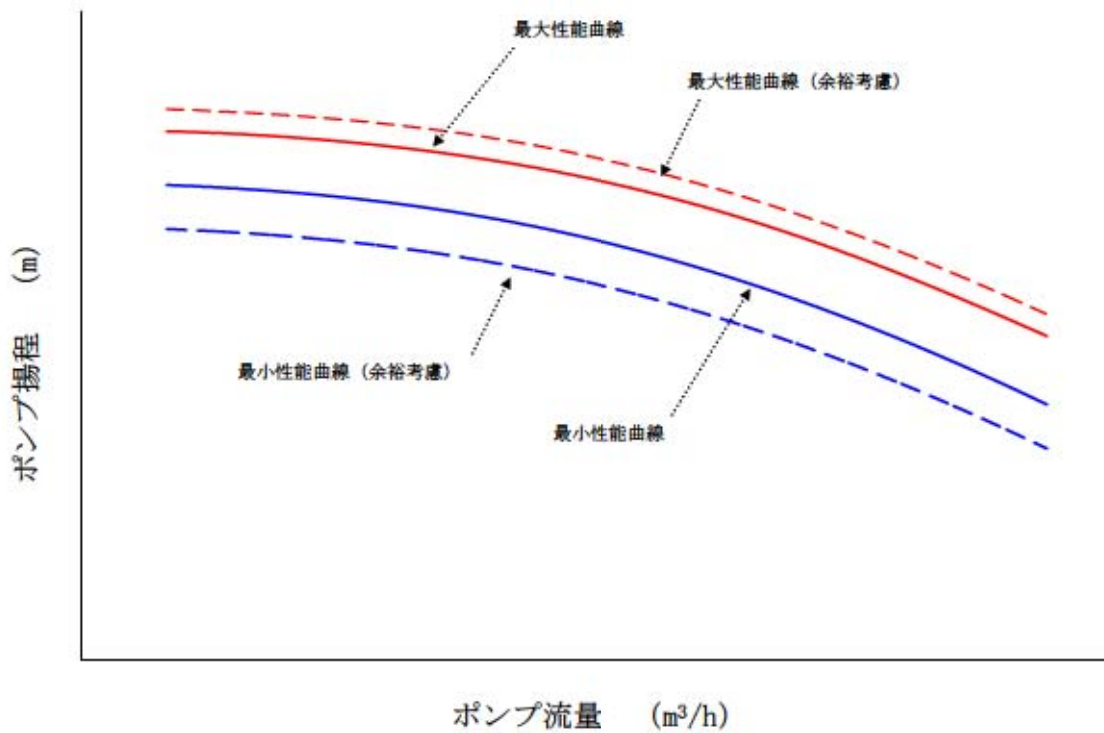


図1 注入特性曲線を策定する際に用いるポンプ性能曲線

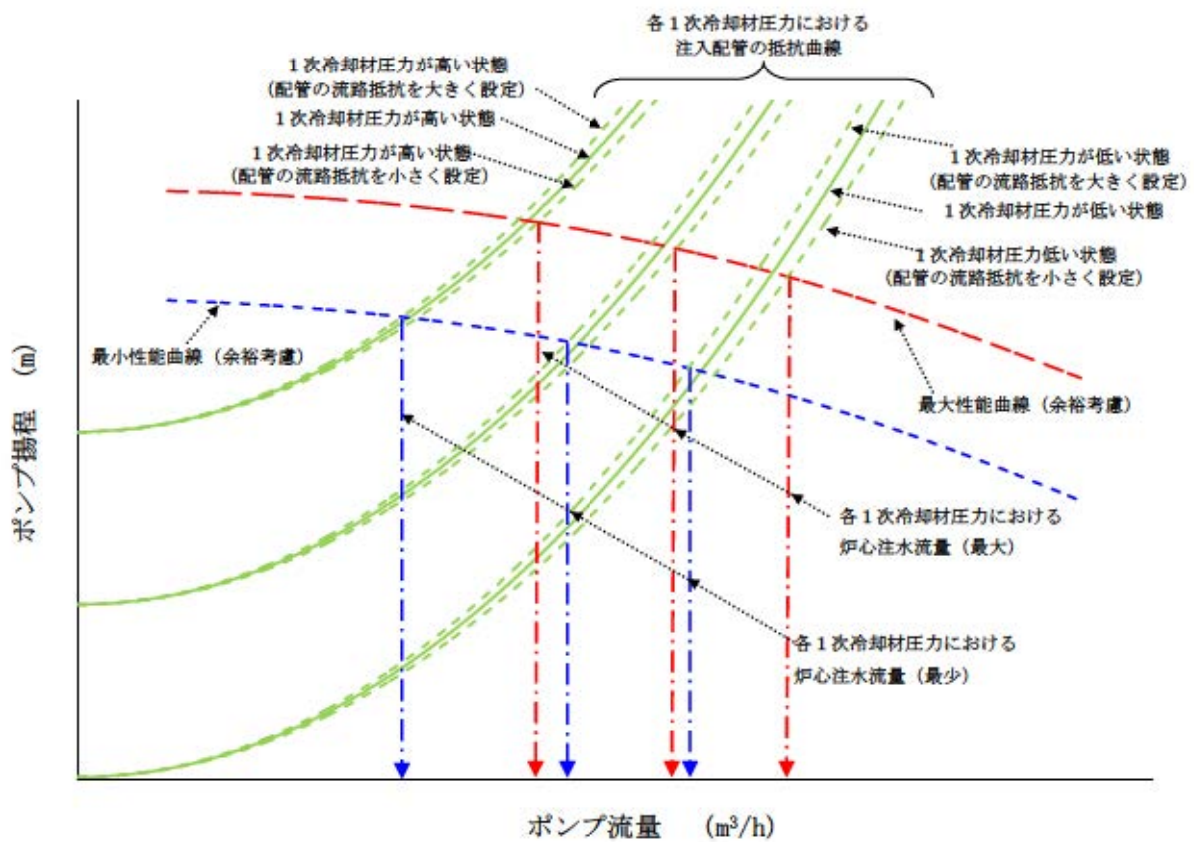


図2-1 最小及び最大ポンプ性能曲線と各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との関係 (破断口からの注入水の流出を考慮しない場合)

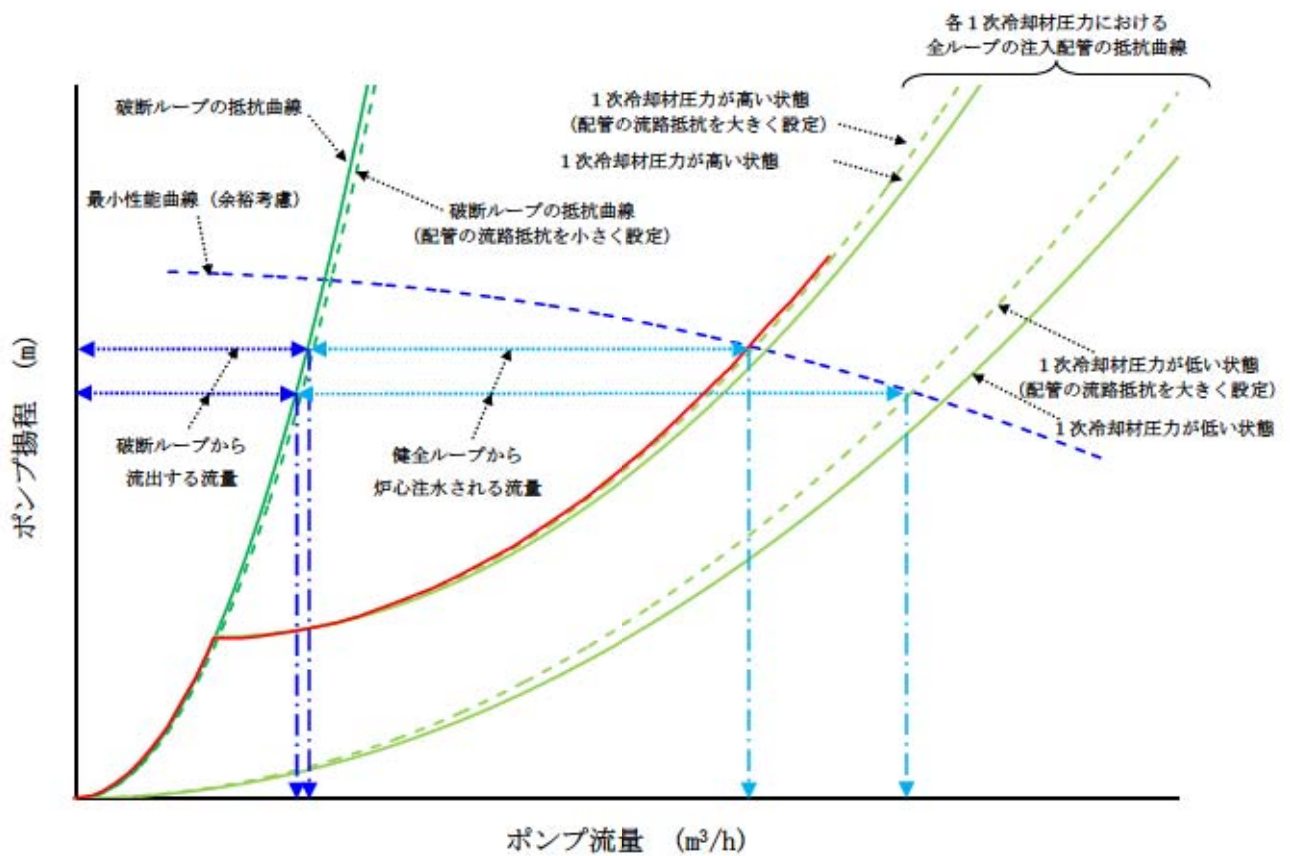


図 2-2 最小ポンプ性能曲線と各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との関係 (破断口からの注入水の流出を考慮する場合)

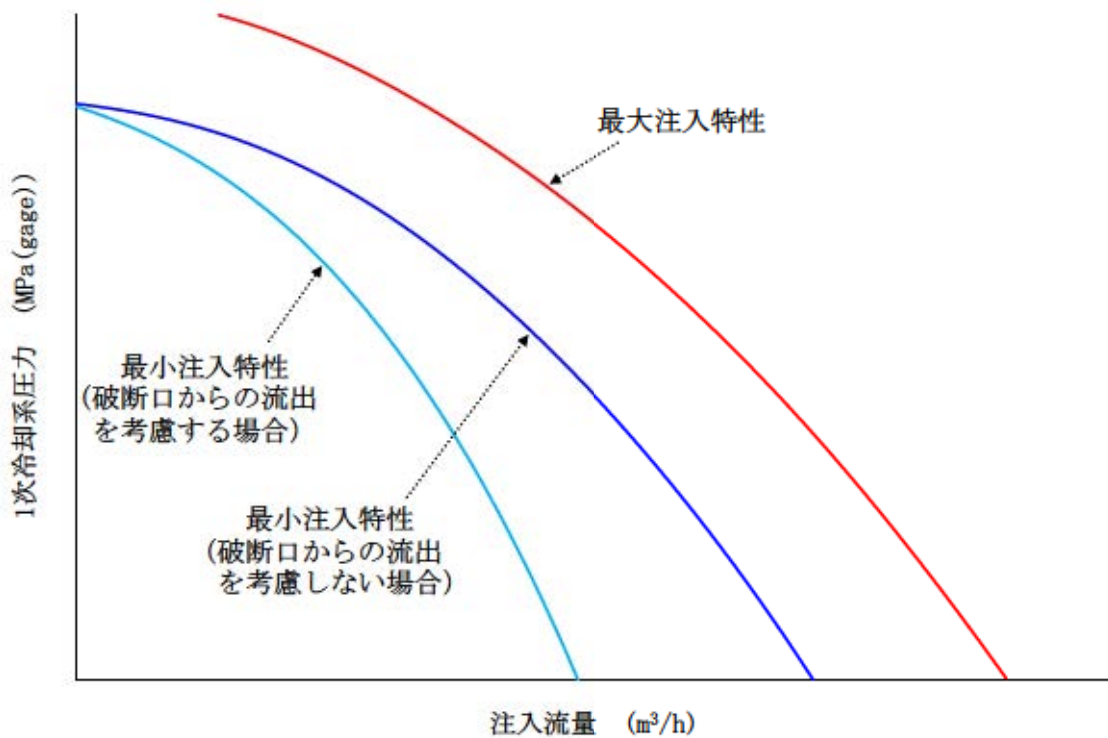


図 3 注入特性

表 1 重大事故等対策の有効性評価において使用する注入特性

	事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	解析で作動を想定する 高圧/低圧注入系	解析で使用する 注入特性	破断口からの 流出
炉心損傷防止	2次冷却系からの 除熱機能喪失	主給水流量喪失+補助給水機能喪失	高圧注入ポンプ×2台	最小注入特性	考慮しない
	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+格納容器スプレイ注入 失敗	高圧注入ポンプ×2台 (再循環切替前後) 余熱除去ポンプ×2台 (再循環切替前)	最大注入特性	考慮しない
	ECCS注水機能喪失	中小破断LOCA+高圧注入失敗 (6インチ、4インチ、2インチ)	余熱除去ポンプ×2台	最小注入特性	考慮する
	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	高圧注入ポンプ×2台 (再循環切替前) 余熱除去ポンプ×2台 (再循環切替前)	最大注入特性	考慮しない
	格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗	高圧注入ポンプ×2台	最大注入特性

※:「炉心損傷防止」の有効性評価において、全交流動力電源喪失(原子炉補機冷却機能喪失)、原子炉停止機能喪失においては、注入特性を考慮しない。また、「格納容器破損防止」、「使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止」、「運転停止中原子炉における燃料損傷防止」の有効性評価においても注入特性を考慮しない。

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

1. フィードアンドブリード開始の判断条件の考え方について

事故シーケンスグループ「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は、蒸気発生器2次側の保有水が喪失した場合に炉心冷却を維持するための除熱手段確保として実施するものであり、非常用炉心冷却設備の手動作動及び加圧器逃がし弁の手動開放により実施するものである。また、有効性評価におけるフィードアンドブリード開始の判断条件は、蒸気発生器水位が広域水位計下端である0%指示まで到達した場合としている。

一方、運転員の手順におけるフィードアンドブリード開始の判断条件は、全ての健全な蒸気発生器水位(広域)指示が10%未満としており、この理由は以下のとおりである。

蒸気発生器広域水位計は差圧式計器であり、プラント起動時の蒸気発生器への水張り時に使用することを目的に設置しているため、常温で計器校正を行っている。一方、本事象発生時における運転状態では、蒸気発生器の器内水は高温であることから、水の密度が異なるため、蒸気発生器ドライアウト状態の水位指示が高めにずれる可能性がある。さらに、計器誤差を考慮すると、最大で約8%のずれが生じる可能性がある。よって、蒸気発生器水位が広域水位の下端に到達する前に、確実にフィードアンドブリードを開始する観点から、蒸気発生器水位(広域)指示10%未満にて開始の判断をすることとしている。

2. フィードアンドブリード操作開始時間の実際に見込まれる時間との差異等による影響

有効性評価における解析上の操作開始時間と実際に見込まれる時間との差異による影響としては、1.に示すとおり、蒸気発生器広域水位がわずかに確保された状態でフィードアンドブリードを開始するものと考えられ、有効性評価における解析上の操作開始時間(蒸気発生器広域水位0%到達から5分後)と比較して、フィードアンドブリード開始が早くなる。このため、フィードアンドブリードを有効性評価における解析上の操作開始時間よりも早期に開始した場合の影響について評価した。

また、運転員による蒸気発生器ドライアウト判定の遅延等を考慮した場合の時間余裕の確認として、フィードアンドブリードの開始が有効性評価における設定よりも遅れた場合の影響について評価した。

(1) フィードアンドブリードの開始が早くなる場合

蒸気発生器広域水位が 10%から 0%に至るまでの時間は数分であることから、設定時間よりも 3 分早く、蒸気発生器広域水位 0%到達から 2 分後にフィードアンドブリードを開始した場合の影響について評価した。その結果を図 1 から図 6 に示す。

フィードアンドブリードを早期に開始した場合、1 次冷却材温度がより低く、サブクール度が大きい状態で減圧が開始するため、沸騰開始までの減圧が大きくなり、高圧注入ポンプによる注水量も大きくなる。一方、炉心出力が高い状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心の蒸気発生量の増加による 1 次冷却材圧力上昇及び 1 次系保有水量の減少が考えられるが、前述の効果が大きく作用することで 1 次系保有水量の減少は小さく、1 次冷却材圧力及び温度の上昇は抑制される。よって、フィードアンドブリードを早期に開始することで、炉心冷却は緩和される方向であり、炉心露出に対する余裕は増加する。

(2) フィードアンドブリードの開始が遅くなる場合

蒸気発生器ドライアウトの判定遅れとして設定時間から 5 分の遅延時間を考慮し、蒸気発生器ドライアウトから 10 分後にフィードアンドブリードを開始した場合の影響について評価した結果を図 7 から図 12 に示す。

フィードアンドブリード開始が遅れることで、1 次冷却材温度が高く、サブクール度が小さい状態で減圧が開始されることから、沸騰開始までの 1 次系の減圧幅が小さくなり、加圧器逃がし弁からの二相放出が生じる期間に 1 次冷却材圧力が高く推移するため、高圧注水量が減少する。さらに 1 次冷却材圧力が上昇すると、1 次冷却材圧力が高圧注入ポンプの締切圧以上となる期間が生じ、高圧注水が一時的に停止することで炉心上部が一時的に露出することから、燃料被覆管温度は上昇する。その後、1 次系保有水量の減少に伴い、高温側配管等で停滞していた高温水又は蒸気が低温側配管やダウンカマ部に流入することで、収縮又は凝縮し、1 次冷却材圧力が低下することで、高圧注入流量は増加し炉心の冠水は維持される。

最終的に、評価項目となるパラメータである燃料被覆管温度は、最高値が初期値以下となり、その後も低く推移することから有効性評価の結果に与える影響はないことを確認できた。また、蒸気発生器ドライアウトからフィードアンドブリード開始まで、10 分以上の時間余裕があることが確認できた。

フィードアンドブリードは、中央制御室の運転員 1 名による操作が可能であり、全補助給水ポンプの起動失敗を踏まえて蒸気発生器水位を継続的

に監視することで、全蒸気発生器がドライアウトとなれば速やかに操作を開始することができる。また、操作に必要な時間の積み上げについても余裕を考慮したものであることから、十分余裕を持った対応が可能であると考えられる。

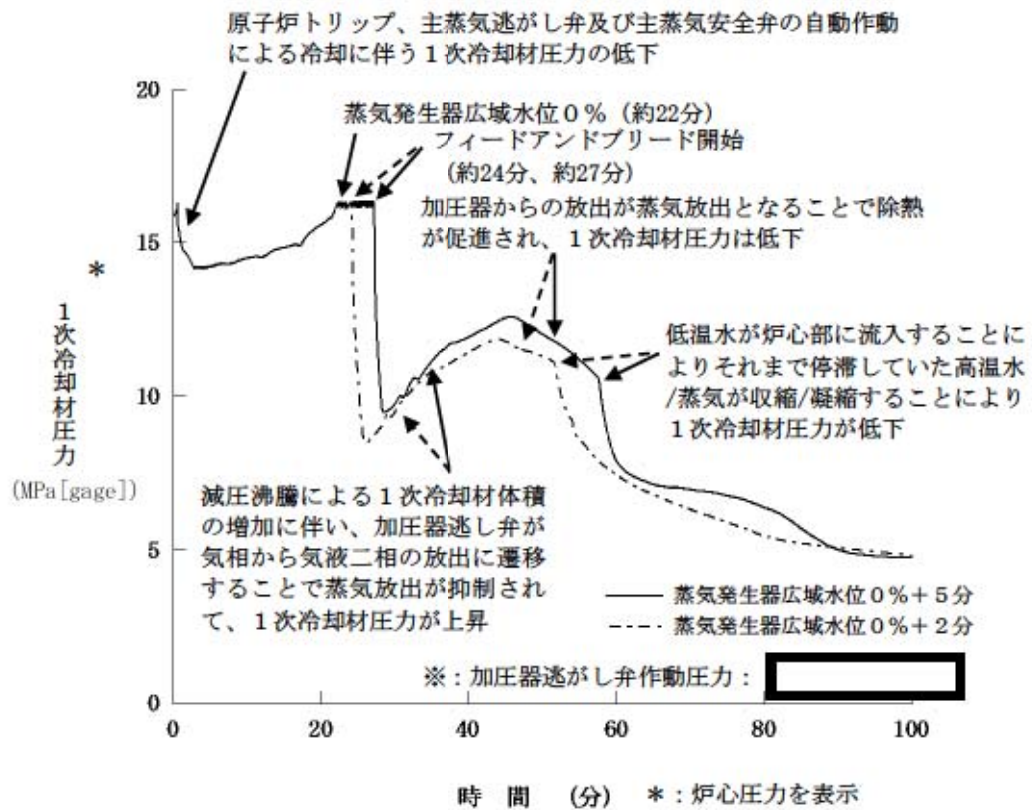


図1 1次冷却材圧力の推移 (開始が早くなる場合)

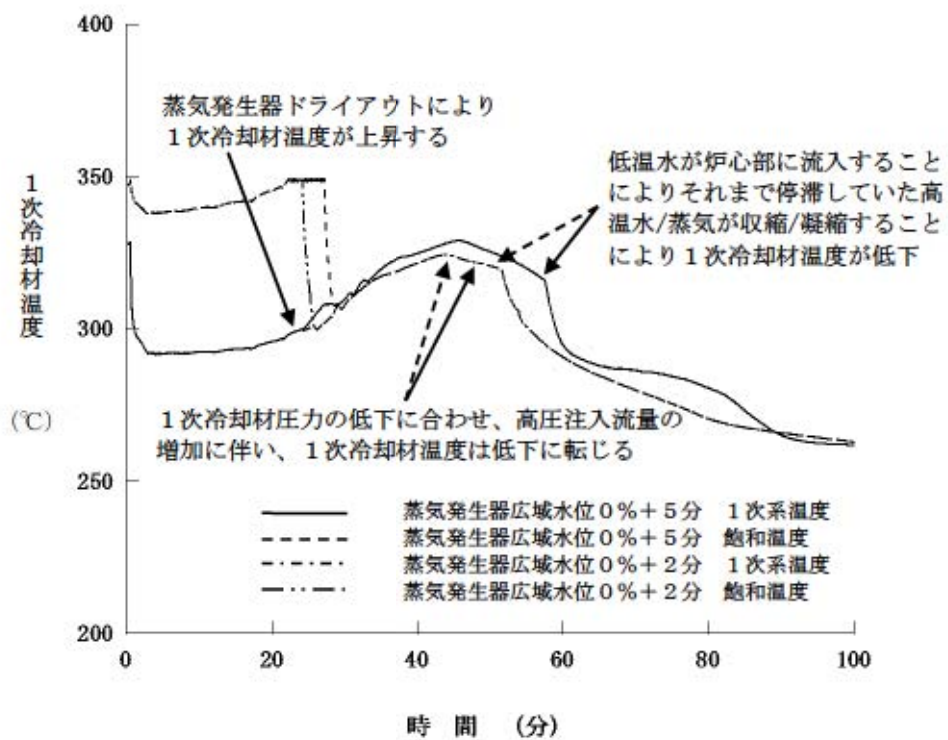


図2 1次冷却材温度の推移 (開始が早くなる場合)

[redacted] : 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。

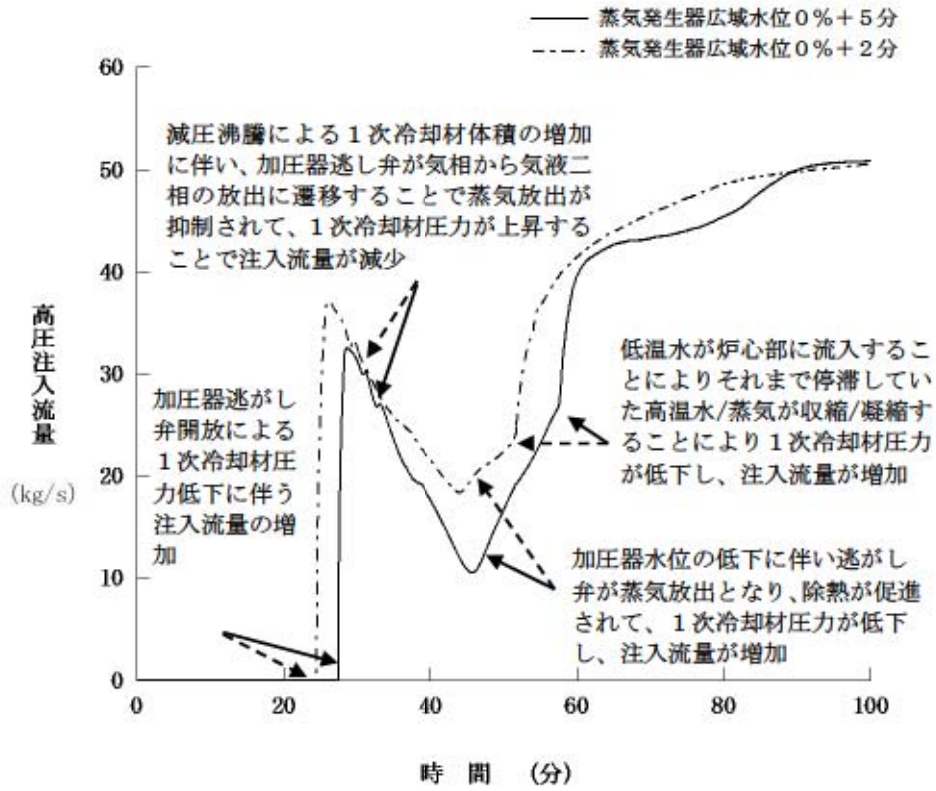


図3 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）

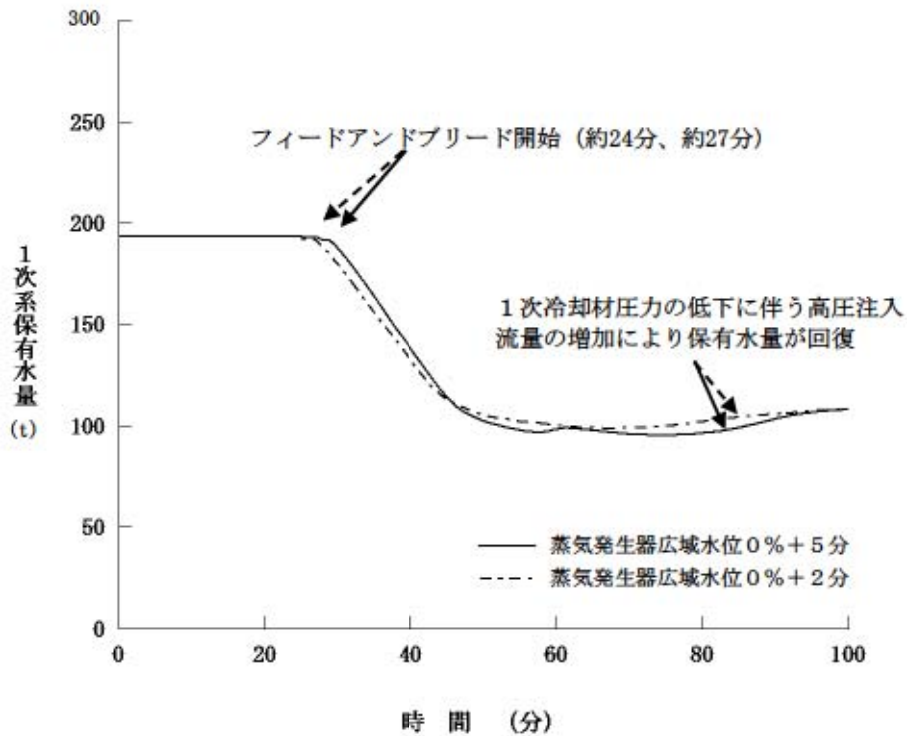


図4 1次系保有水量の推移（開始が早くなる場合）

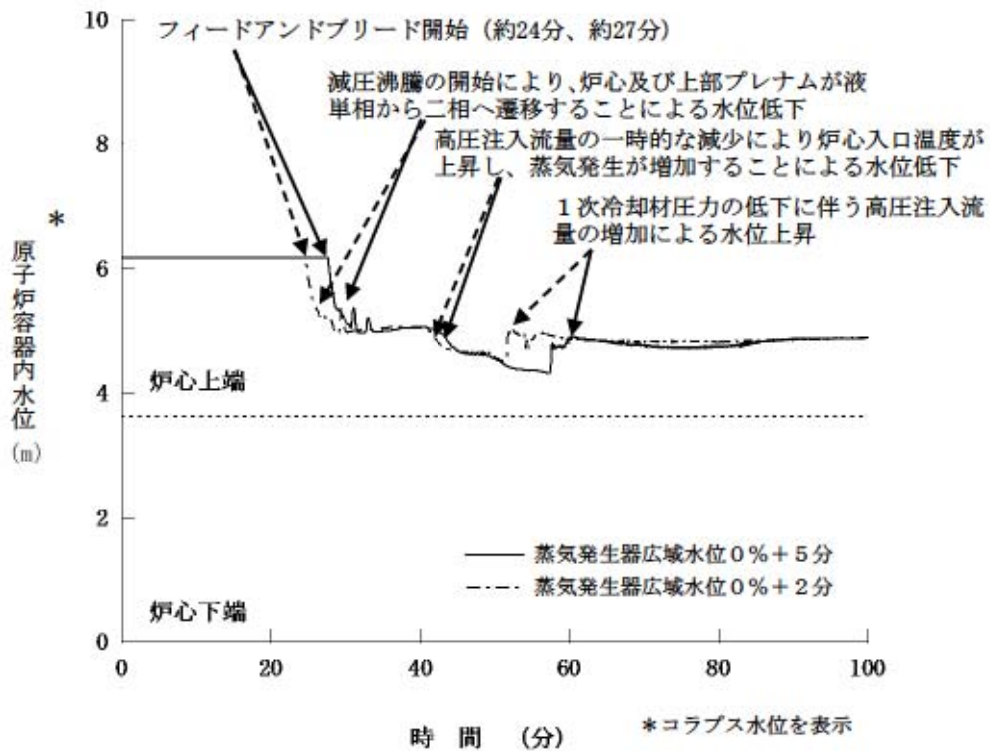


図5 原子炉容器内水位の推移 (開始が早くなる場合)

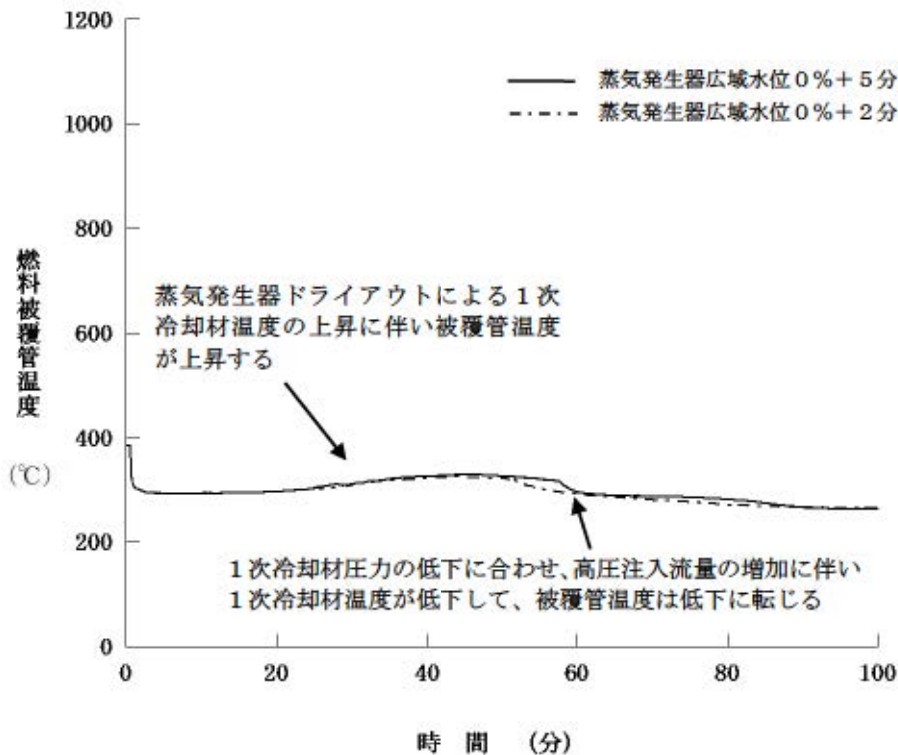


図6 燃料被覆管温度の推移 (開始が早くなる場合)

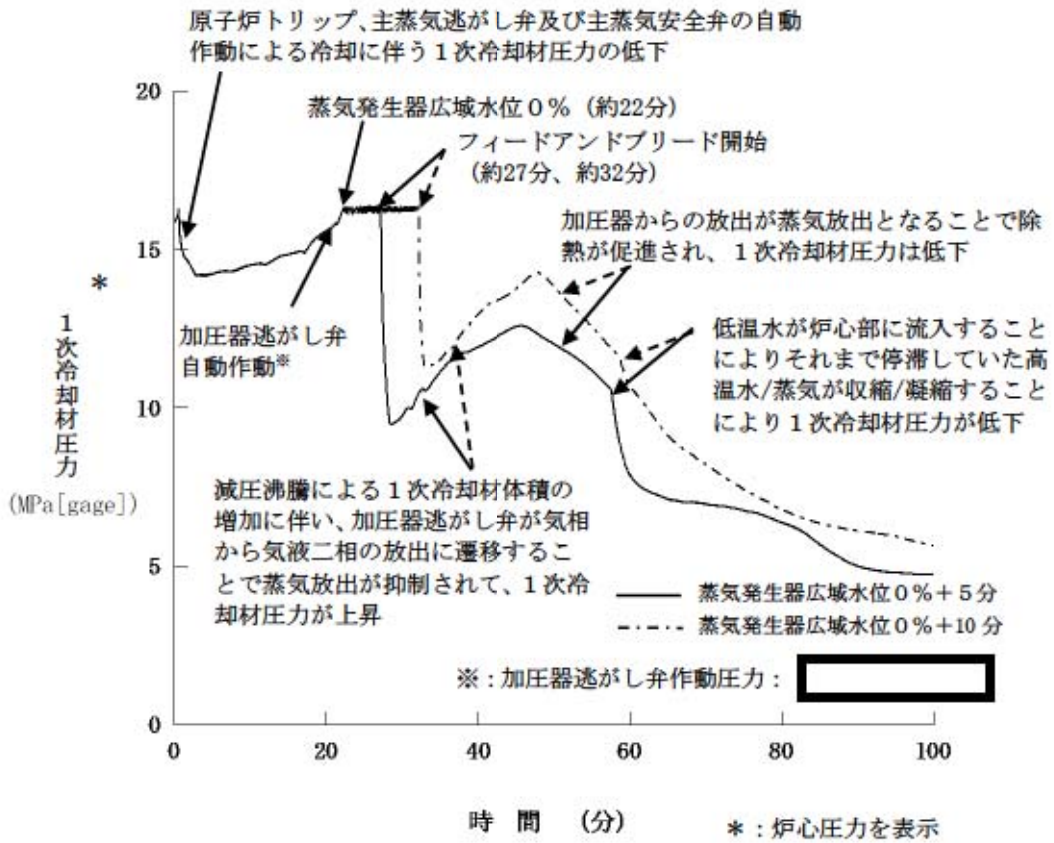


図7 1次系冷却材圧力の推移 (開始が遅くなる場合)

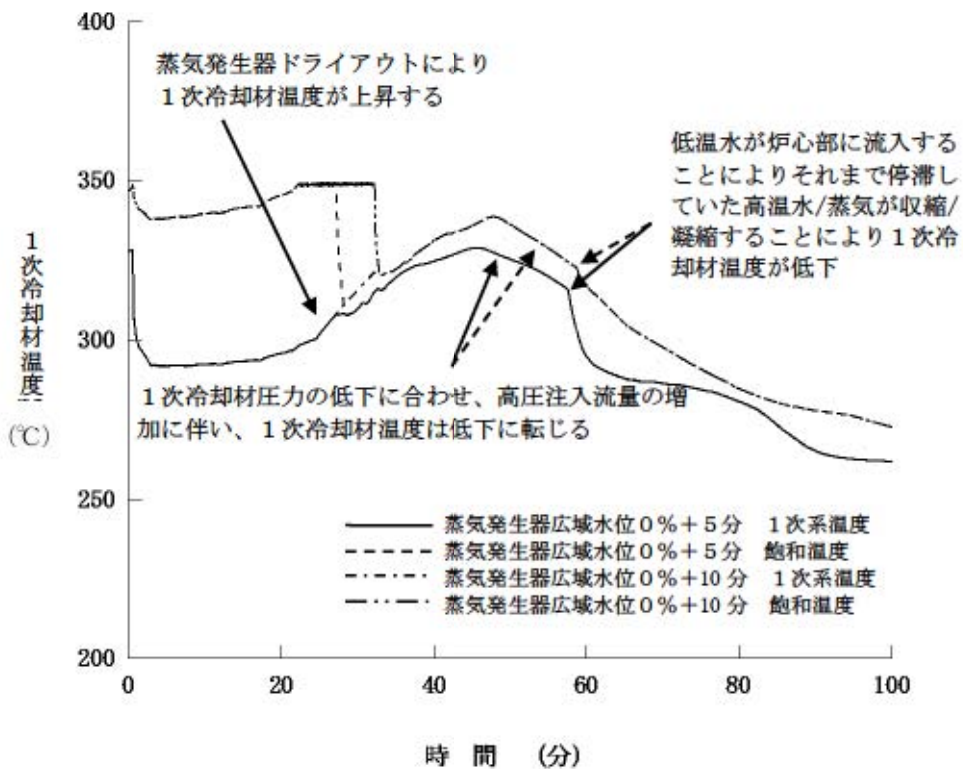


図8 1次冷却材温度の推移 (開始が遅くなる場合)

: 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。

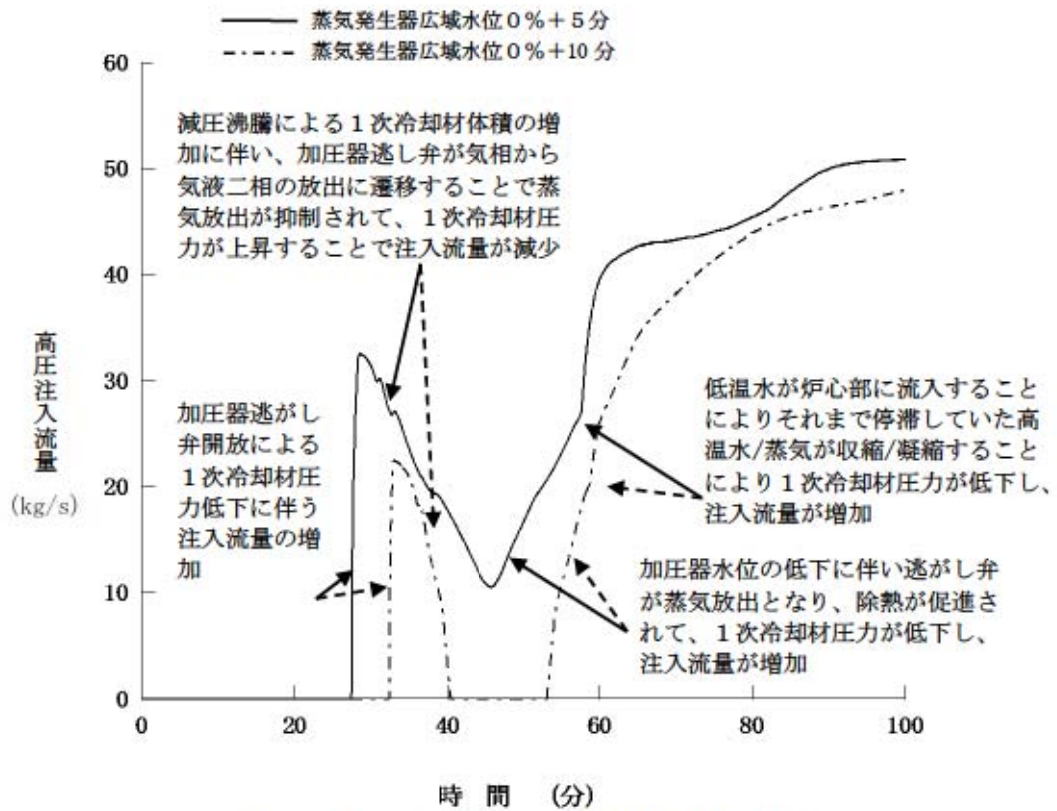


図9 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）

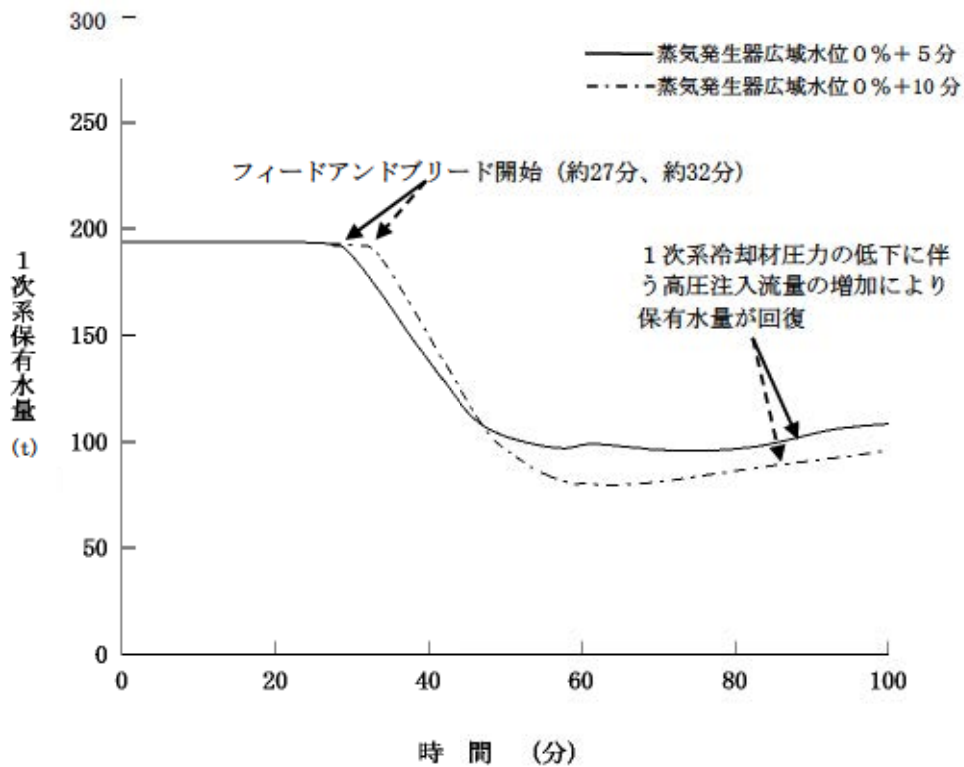


図10 1次系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）

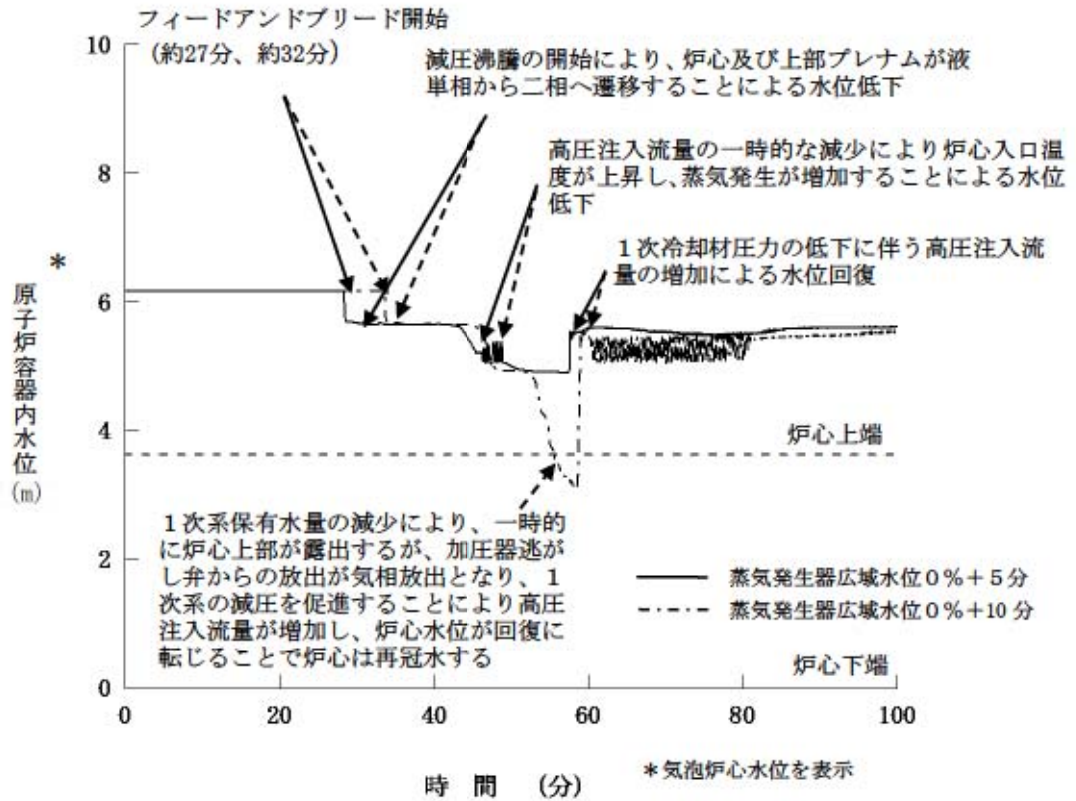


図 11 原子炉容器内水位の推移 (開始が遅くなる場合)

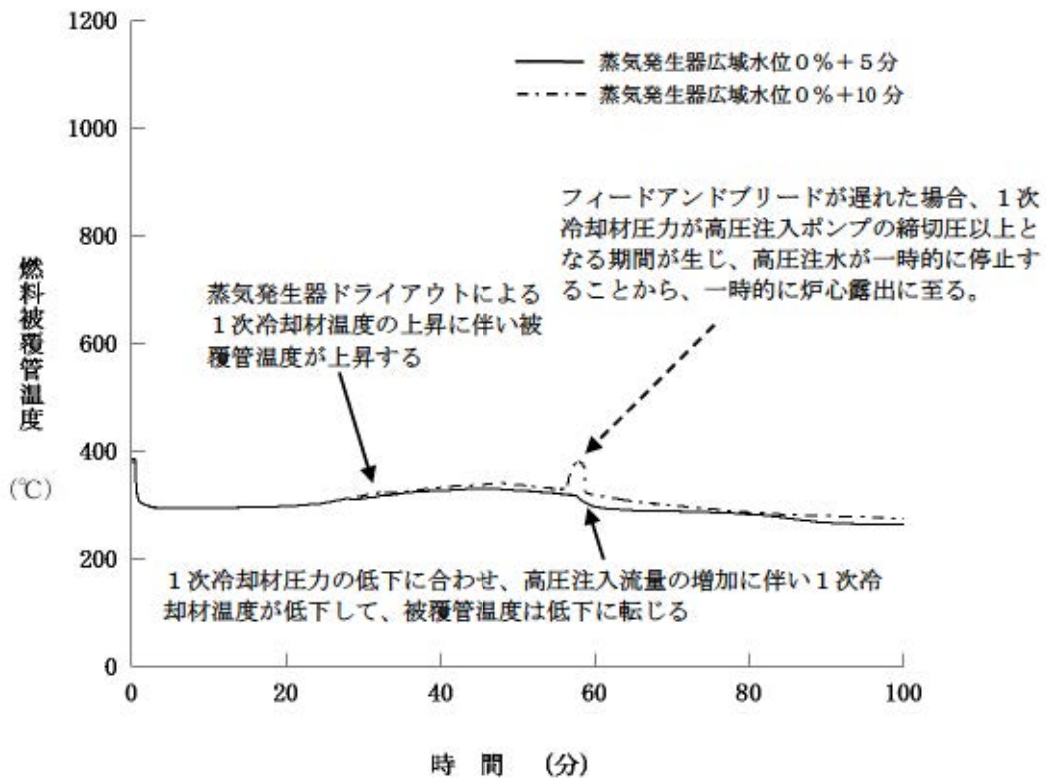


図 12 燃料被覆管温度の推移 (開始が遅くなる場合)

「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について

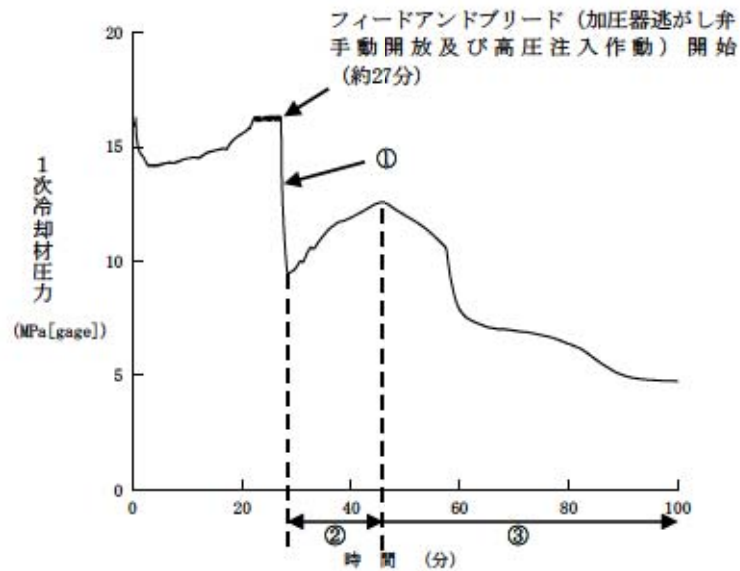


図 1次冷却材圧力の推移

① 加圧器逃がし弁手動開放及び高圧注入作動

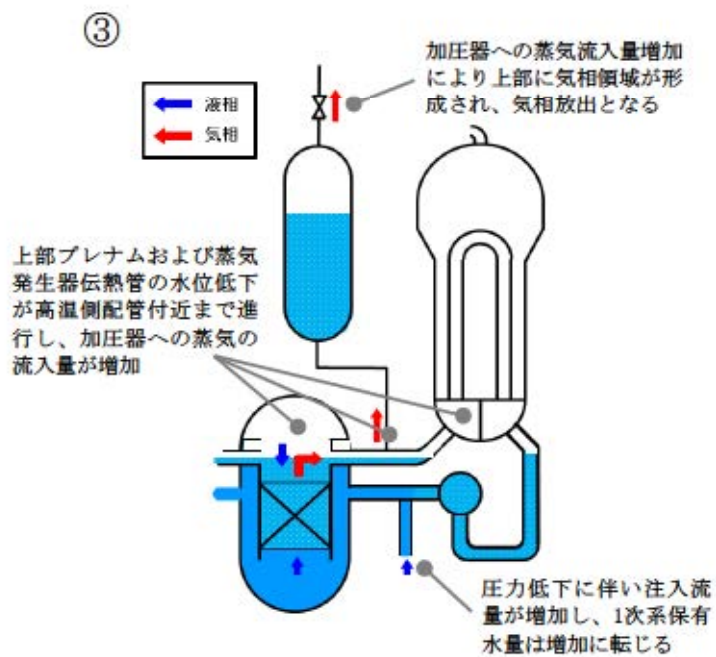
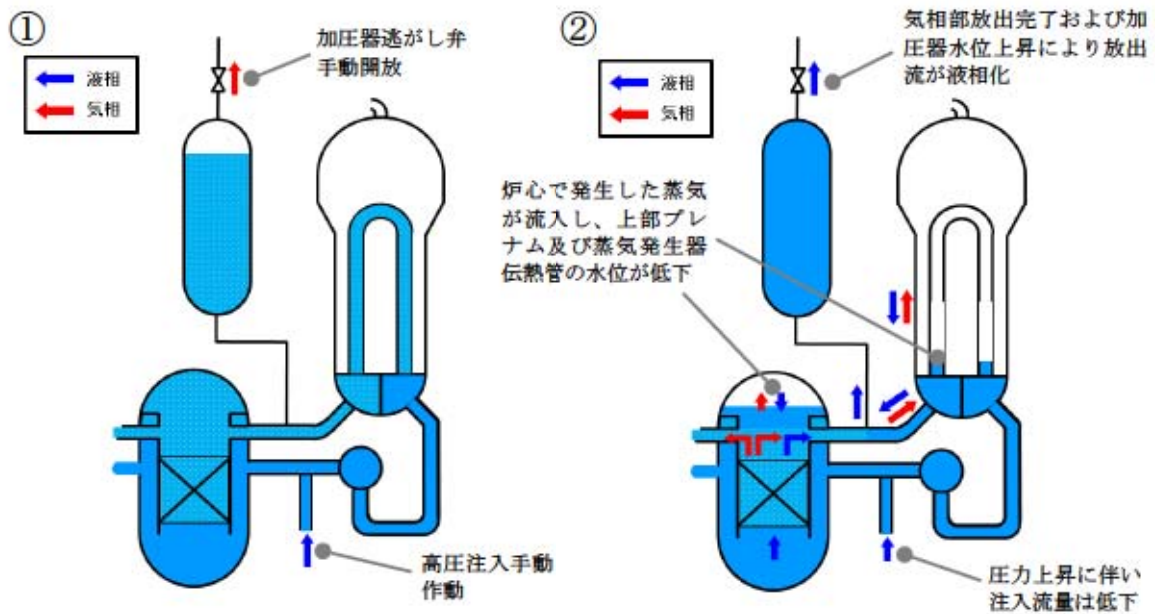
加圧器逃がし弁手動開により蒸気放出が開始。1次冷却材はサブクール状態であり、減圧による1次冷却材の沸騰を伴わないために、1次冷却材圧力は大きく低下する。

② 1次冷却材圧力上昇期間

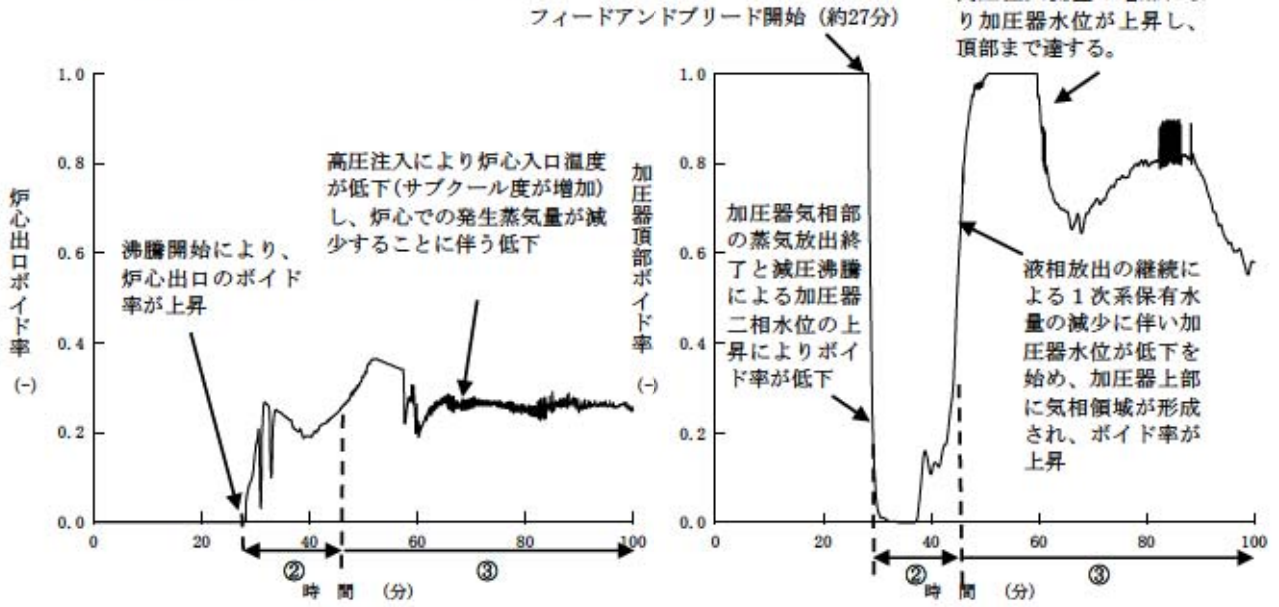
減圧による飽和温度低下により沸騰が開始する。加圧器水位の上昇により、加圧器逃がし弁からの放出が液相化し、放出体積流量が減少する。1次冷却系での沸騰開始と放出体積流量減少の効果により1次冷却材圧力は上昇に転じる。

③ 1次冷却材圧力低下期間

加圧器上部に気相領域が形成され、蒸気放出が再開。加圧器逃がし弁からの放出が液相から蒸気へと遷移することで放出体積流量は増加し、それに伴い1次冷却材圧力は再び低下する。

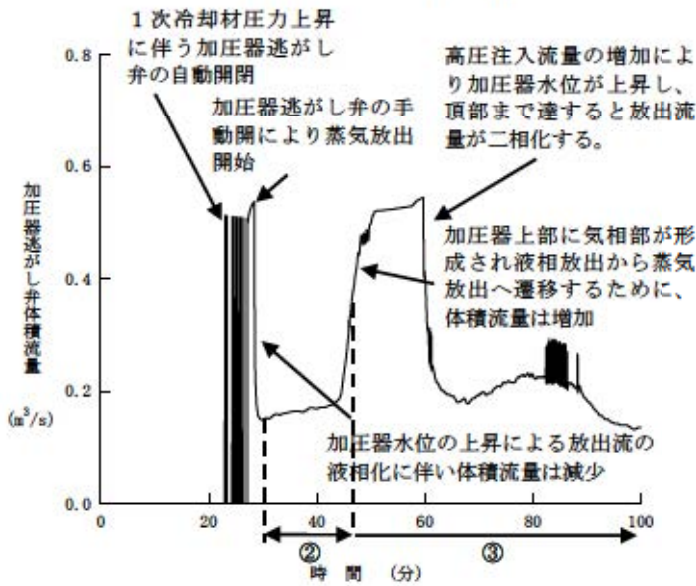


[参考1] 各パラメータの挙動の推移



炉心出口ポイド率の推移

加圧器頂部ポイド率の推移



加圧器逃がし弁体積流量の推移

[参考2] 加圧器開口部からの液相放出により1次冷却材圧力が上昇する理由

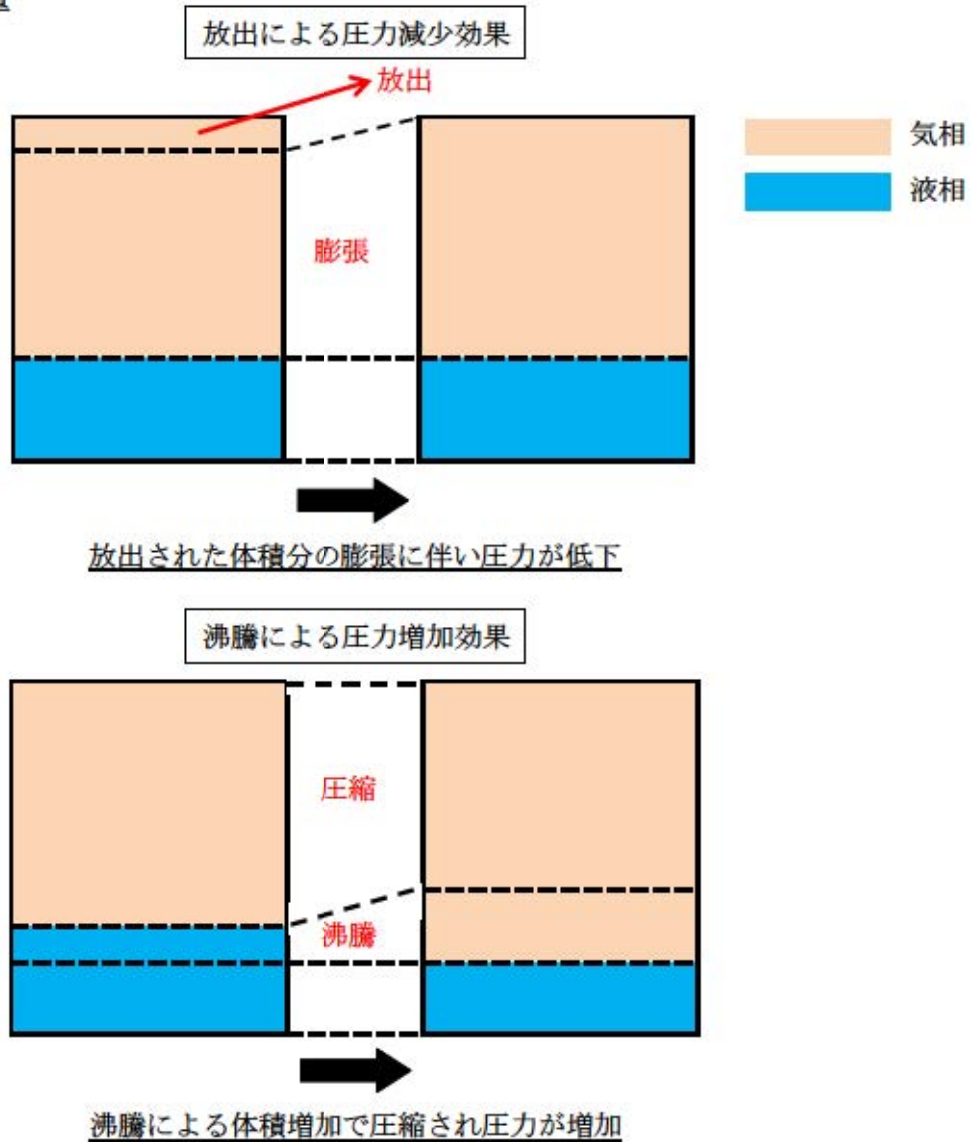
(1) 圧力損失

加圧器開口部での圧力損失は、以下の式で表され、密度と流速の2乗の積に比例する。

$$\Delta P \propto \frac{\rho v^2}{2} \quad \left(\begin{array}{l} \Delta P : \text{圧力損失} \\ \rho : \text{密度} \\ v : \text{流速} \end{array} \right)$$

前頁②の1次冷却材圧力上昇期間では、加圧器水位の上昇による放出流の液相化に伴い質量密度が増加し、開口部圧損が増加するため、1次冷却材圧力は上昇に転じる。

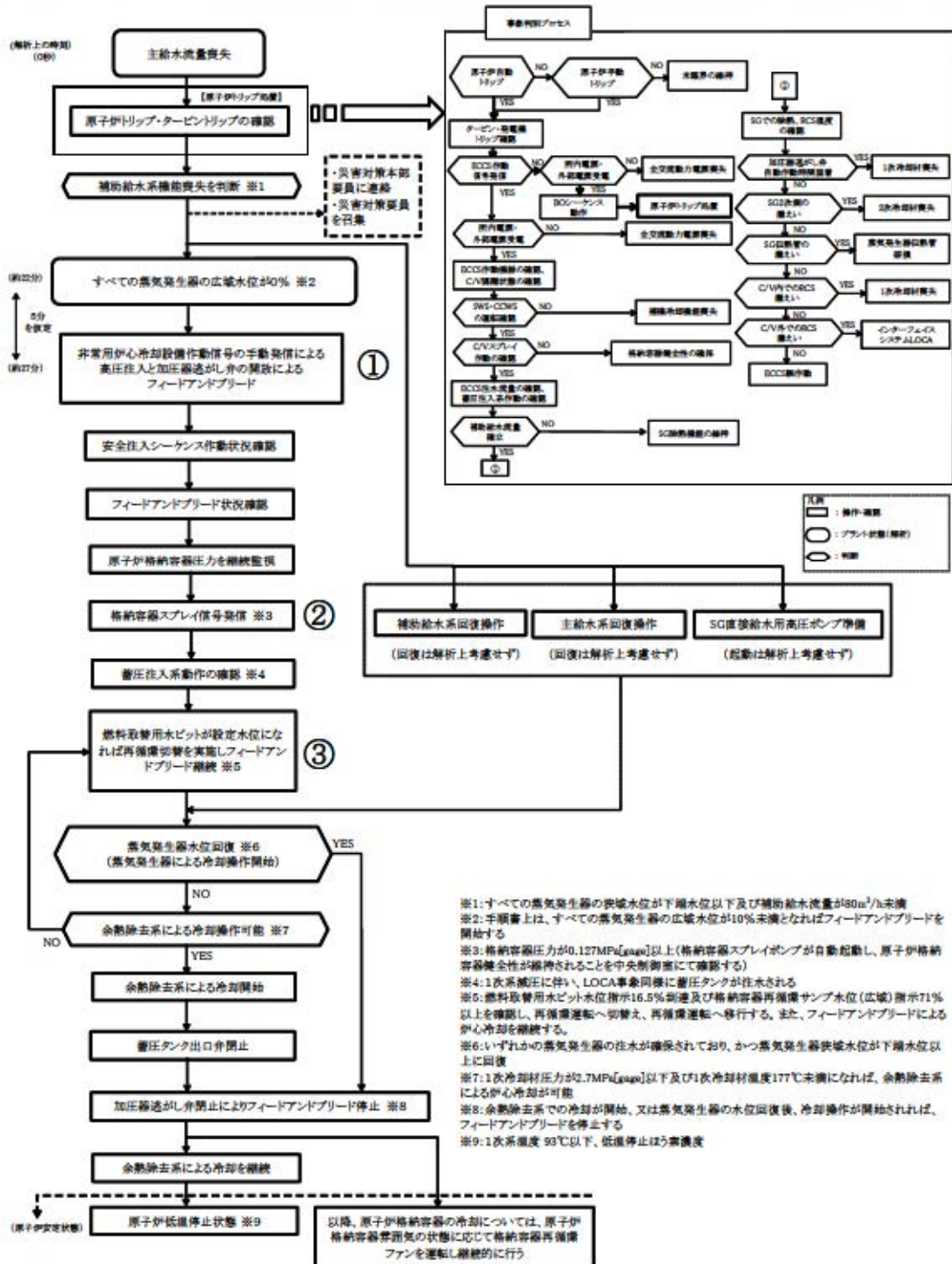
(2) 放出体積流量



前頁②の1次冷却材圧力上昇期間では、加圧器逃がし弁からの放出が気相から液相へ遷移することにより、体積流量が減少しており、放出による圧力減少効果が小さくなる。この期間は、蒸気発生器による除熱もほぼなく、炉心では沸騰が生じており、結果として圧力が上昇する。

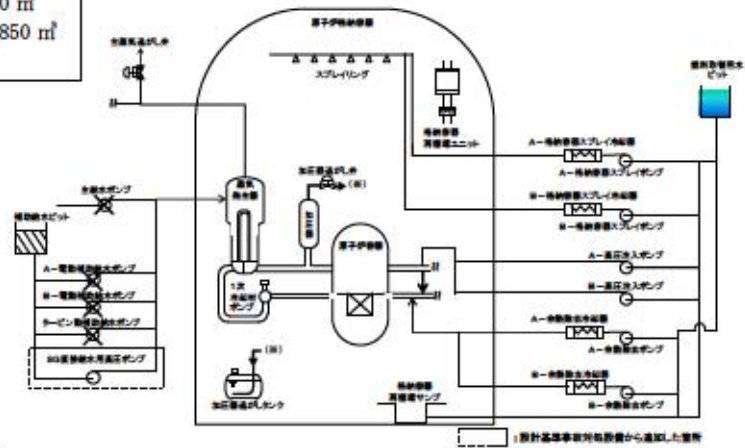
「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次系保有水量の収支について

「2次冷却系からの除熱機能喪失」における運転上の対応手順は図1のとおりであり、フィードアンドブリード運転開始以降の1次系保有水量の収支の概算値について図2に示す。



①フィードアンドブリード運転開始時点

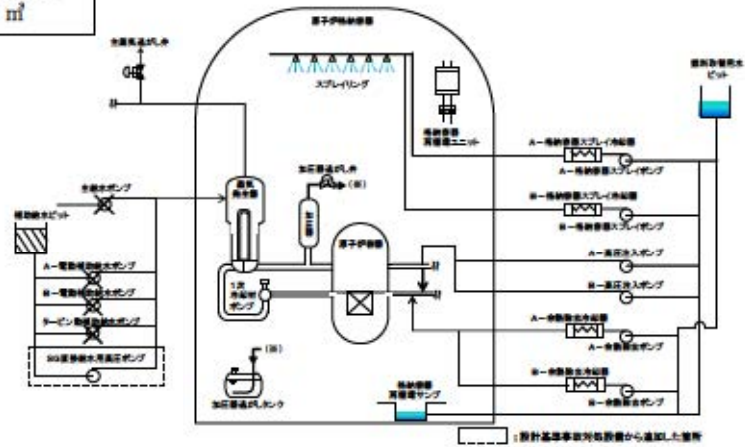
1次系保有水量	: 約 270 m ³
燃料取替用水ピット水量	: 約 1,850 m ³
格納容器再循環サンプ水量	: 0 m ³



②格納容器スプレイ開始時点*

1次系保有水量	: 約 210 m ³
燃料取替用水ピット水量	: 約 1,830 m ³
格納容器再循環サンプ水量	: 約 80 m ³

※格納容器スプレイ信号が発信されるものとして水量を想定。



③再循環開始時点*

1次系保有水量	: 約 140 m ³
燃料取替用水ピット水量	: 約 330 m ³
格納容器再循環サンプ水量	: 約 1,650 m ³

※格納容器スプレイ信号が発信されるものとして水量を想定。

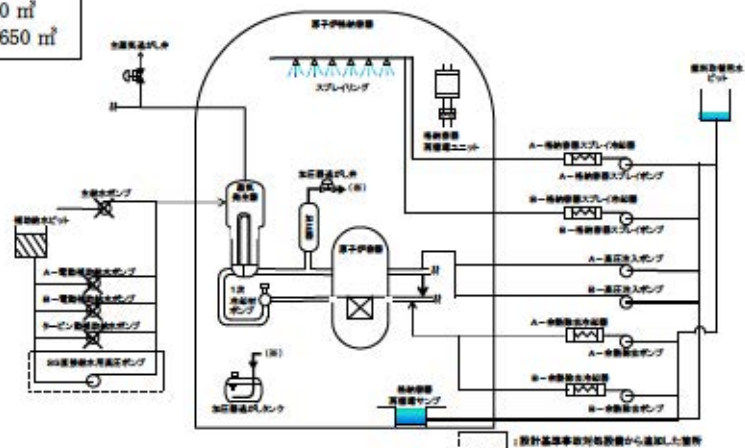


図2 「2次系冷却系からの除熱機能喪失」における1次系保有水量の収支の概算値

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

「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水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の図1及び図2に示す。

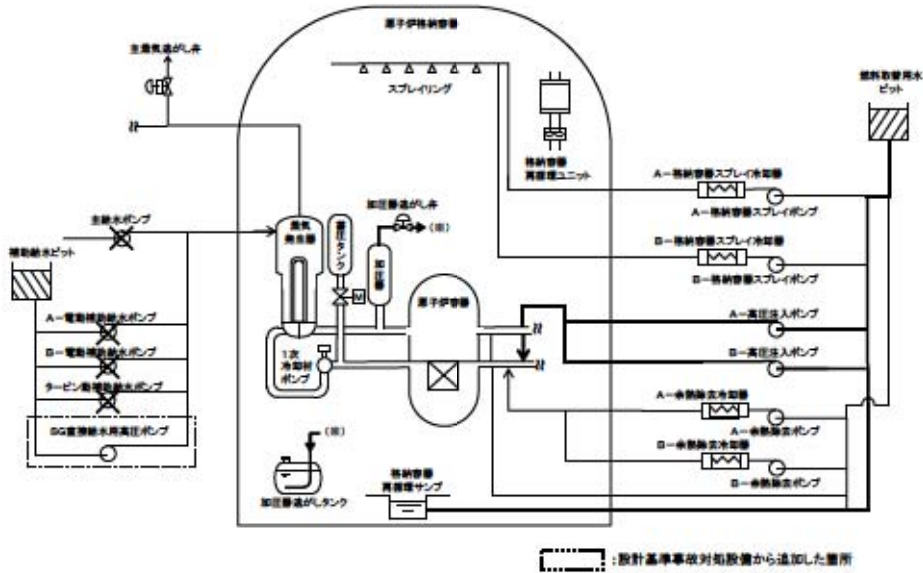


図1 「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

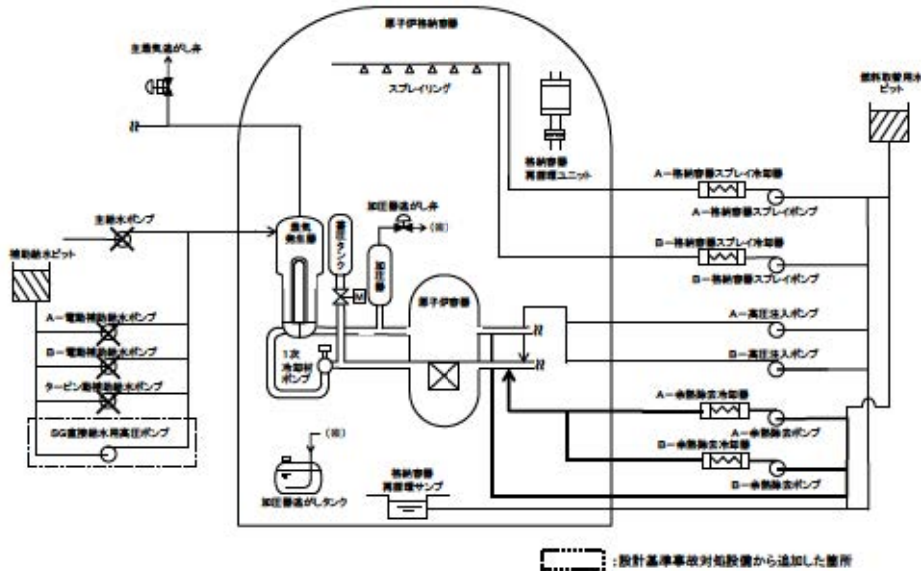


図2 「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）
（原子炉安定以降の対策）

安定停止状態について

2次冷却系からの除熱機能喪失（主給水流量喪失＋補助給水失敗）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次冷却材圧力及び温度の安定又は低下傾向

原子炉安定停止状態の確立について

蒸気発生器広域水位が10%未満となれば炉心冷却が脅かされるものの、1次系のフィードアンドブリード運転にて炉心注水することにより、炉心の冷却は維持される。

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、高圧再循環に切替え、再循環運転に移行する。また、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。余熱除去系が使用可能となる温度、圧力（177℃未満、2.7MPa[gage]）となれば、余熱除去系による冷却操作に移行する。

ここでは、余熱除去系が使用可能となる時間（約3.3時間）に、余熱除去系ウォーミング（約2時間：定検実績より算出）、加圧器気相消滅操作（約4時間）及び1次冷却材温度176℃から93℃までの冷却時間（約6.5時間：定検実績より算出）を足した時間（約15.8時間）を原子炉安定停止状態とした。

余熱除去ポンプによる長期冷却の継続について

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、余熱除去系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る。

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

加圧器逃がし弁の開操作により1次系を減圧し、高温側配管が二相化した後の高温側配管及び加圧器サージ管での流況を図1に示す。高温側配管の主流方向は、流体が低速であり低ボイド率の水平層状流となっていることから、高温側配管からサージラインへの流れについては、実際には蒸気による水の巻き込み（エントレイン）があったとしても、蒸気の方が多くサージ管側に流れ込む。

解析コードM-RELAP5では、エントレインを考慮した蒸気が主配管から枝管へ優先して流れる流況を模擬することが可能である。しかし、有効性評価の解析においては、フィードアンドブリードでの減圧を遅くするため、そのような模擬とはせずに、高温側配管のボイド率が低い状態の二相混合流体がサージ管に流れ込み、液相が多くサージ管方向に流出する模擬としている。これにより、高温側配管とサージ管を接続する流路では、上流側である高温側配管から液相を多く含む流体がサージ管に流れ込むため、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が抑制される。このため、解析コードM-RELAP5では、フィードアンドブリードでの減圧が遅くなる。

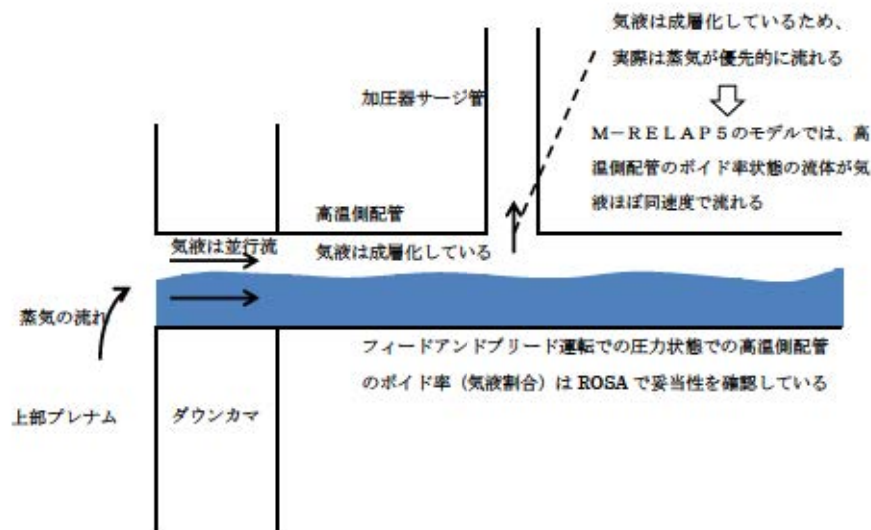


図1 実機PWR解析におけるフィードアンドブリード中の高温側配管の流況

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

事故シーケンスグループ「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は、蒸気発生器2次側の保有水が喪失した場合に炉心冷却を維持するための除熱手段確保として実施するものであり、非常用炉心冷却設備の手動作動及び加圧器逃がし弁の手動開放により実施するものである。ここで、非常用炉心冷却設備の手動作動において自動起動を想定する高圧注入ポンプの運転台数は2台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施した。

1. 解析条件

高圧注入ポンプ2台運転と1台運転の場合の高圧注入ポンプの注入特性を図1に示す。図1のとおり、1次冷却材圧力が約11MPa以上の高圧である場合を除き、1次冷却系への注入流量は2台運転時の約8割以上あり、フィードアンドブリード中の冷却材供給が不足して、冷却性が著しく低下するわけではない。

2. 解析結果

感度解析の結果を図2から図7に示す。高圧注入ポンプの運転台数が1台の場合、2台運転時に比べ炉心への注入流量が減少し、炉心へ流入する冷却水のサブクール度が小さくなる(図3)。このため、フィードアンドブリード運転開始直後は沸騰が起りやすくなり、1次冷却材圧力がより高圧で推移する傾向となる(図2の約30分～約50分)。その間、炉心への注入流量は減少し、一時的に炉心への注水が停止する期間が生じる(図3)。このため、1次系保有水量は減少し(図4)、原子炉容器内水位が低下することにより一時的に炉心上部が露出するが、加圧器逃がし弁からの放出が気相放出となり、1次系の減圧が促進することにより高圧注入流量が増加し、炉心は再冠水する(図7)。燃料被覆管温度は、炉心上部露出時に上昇するが、初期値を超えることはなく、その後炉心の再冠水に伴い低下するため影響はない。(図6)。

以上より、2次冷却系からの除熱機能喪失時のフィードアンドブリード運転について、高圧注入ポンプを1台運転とした場合においても、一時的に炉心は露出するものの、その後の水位回復により炉心は冠水を維持しており、燃料被覆管温度は初期値以下で推移することから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことが確認できた。

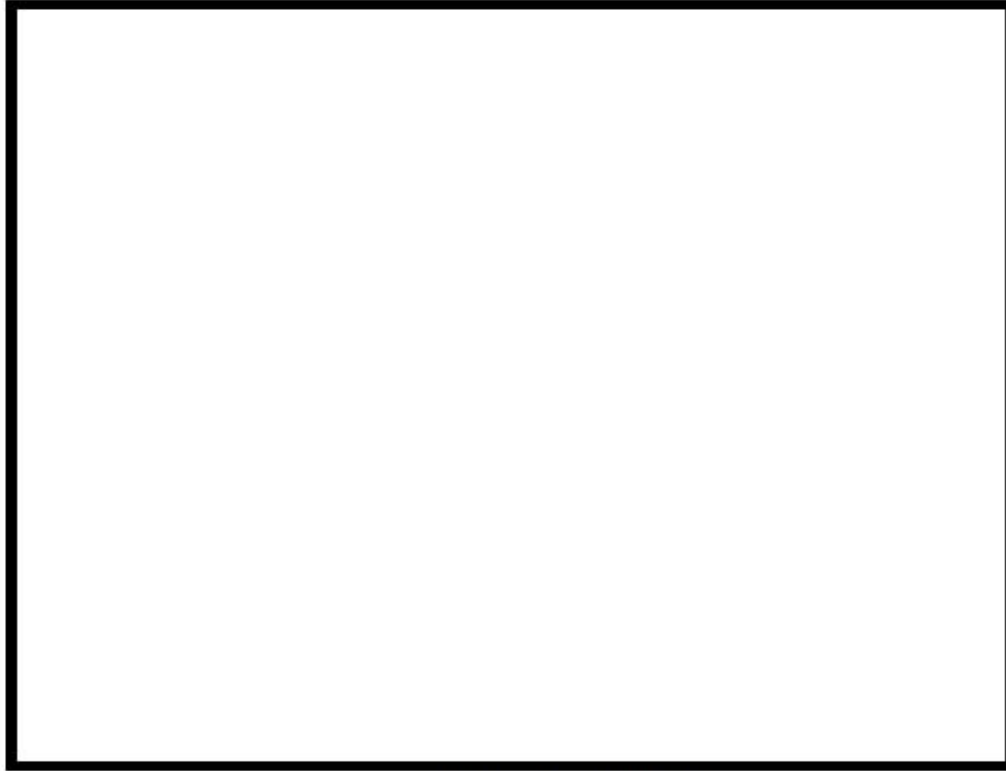



図 1 高圧注入特性

 : 枠囲みの内容は機密情報に属するものですので公開できません。

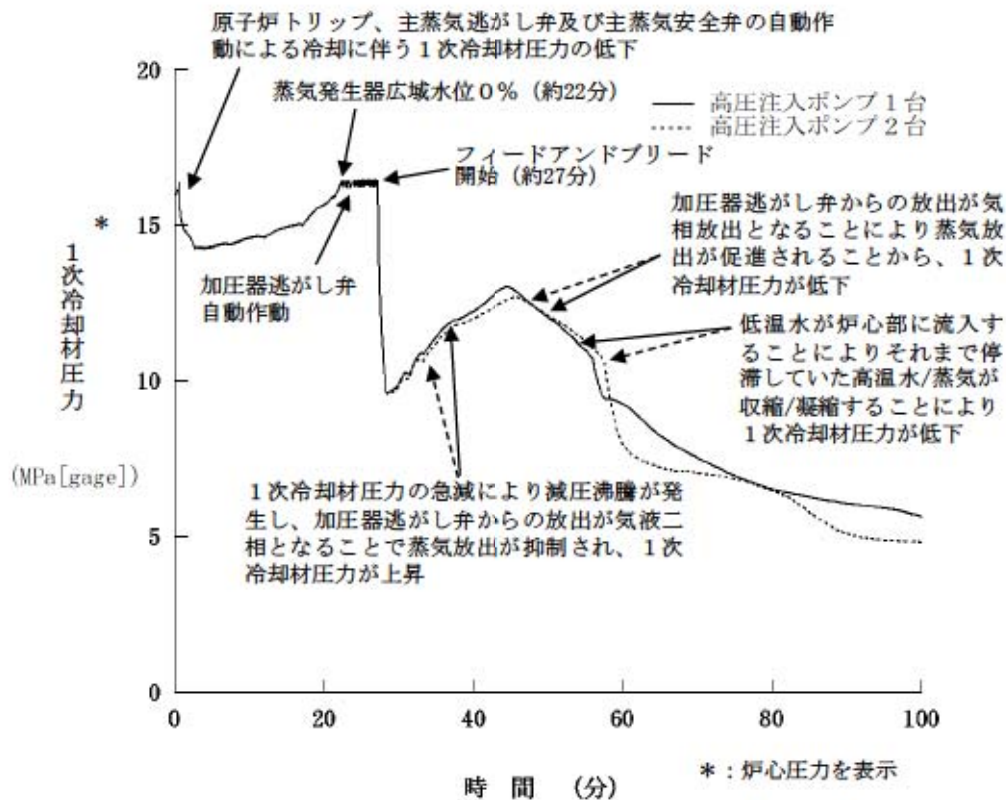


図2 1次冷却材圧力の推移

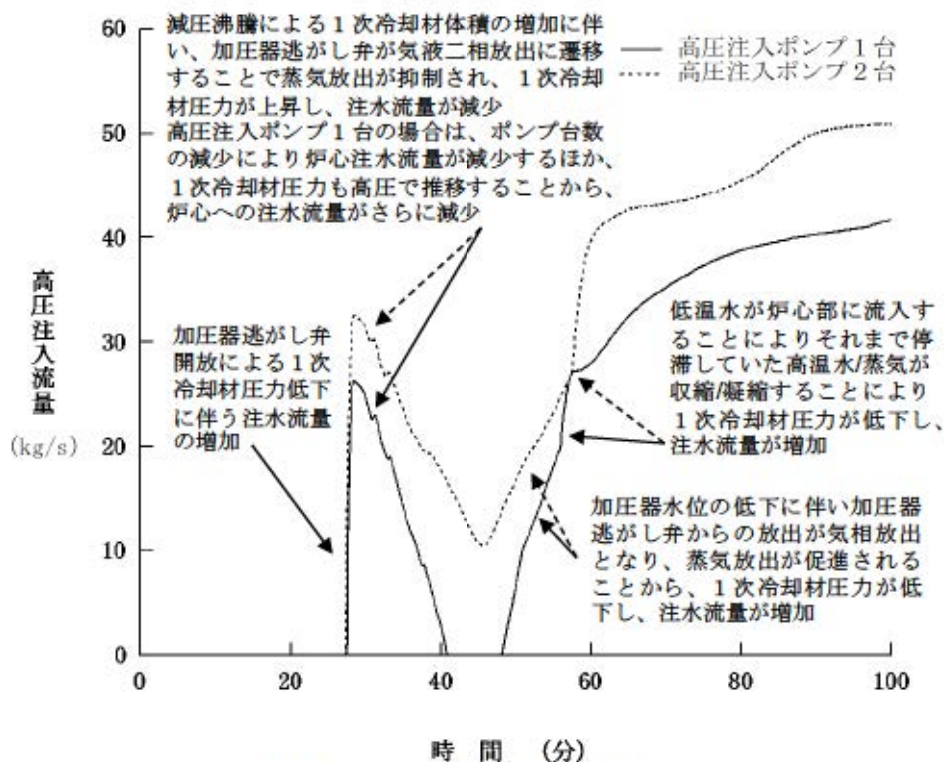


図3 高圧注入流量の推移

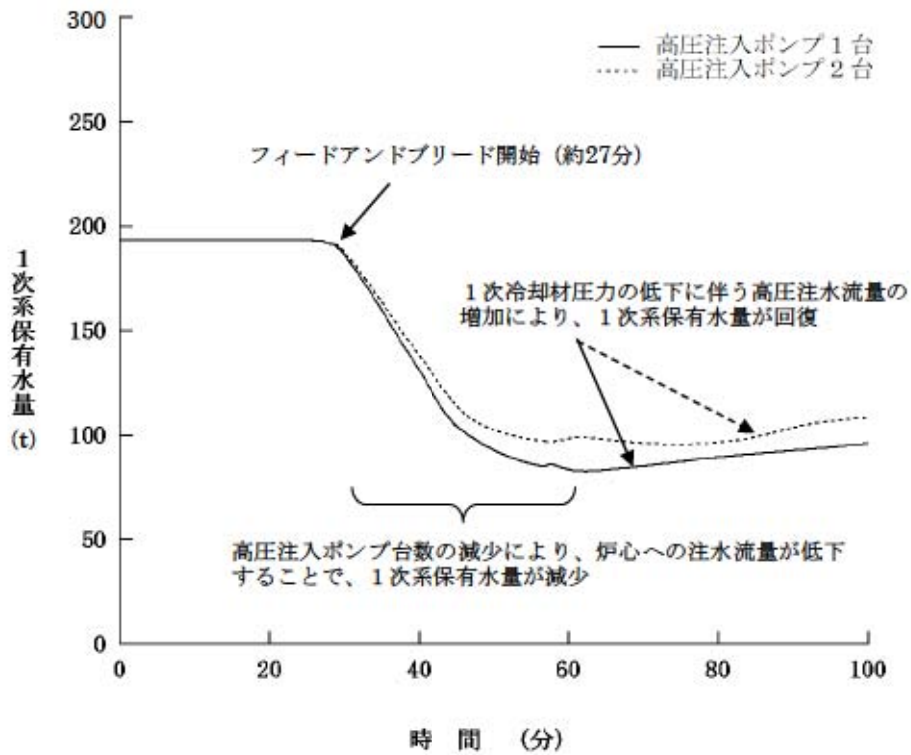


図4 1次系保有水量の推移

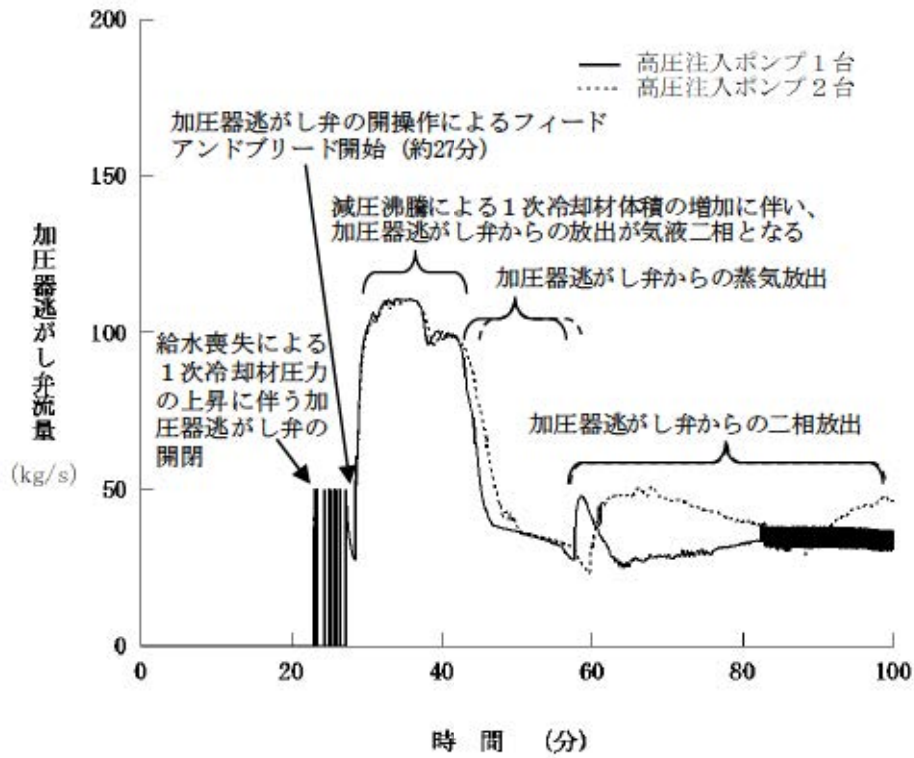


図5 加圧器逃がし弁流量の推移

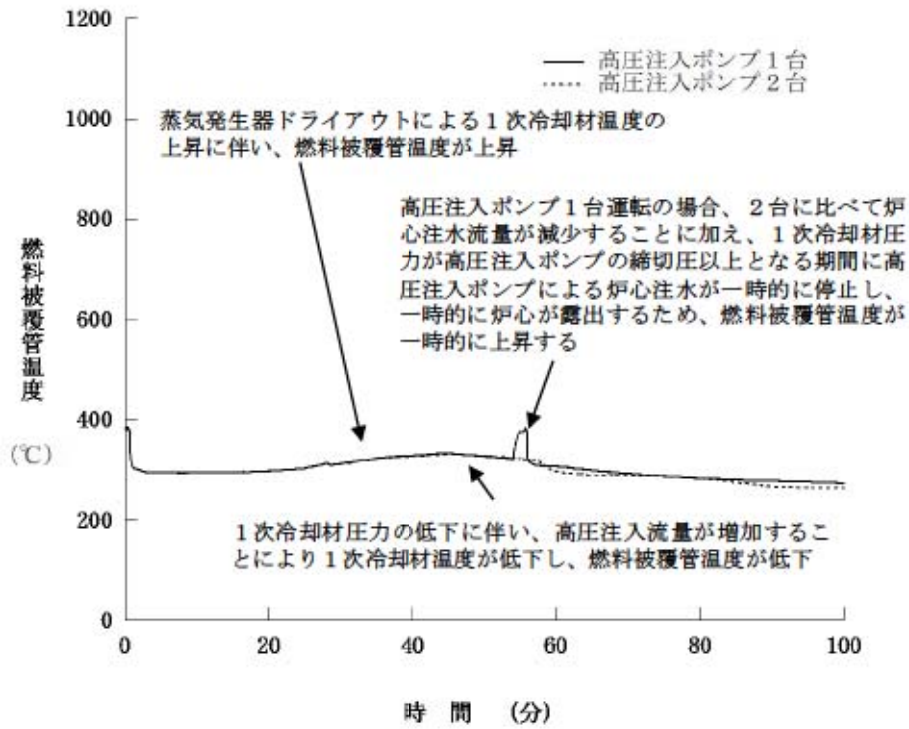


図6 燃料被覆管温度の推移

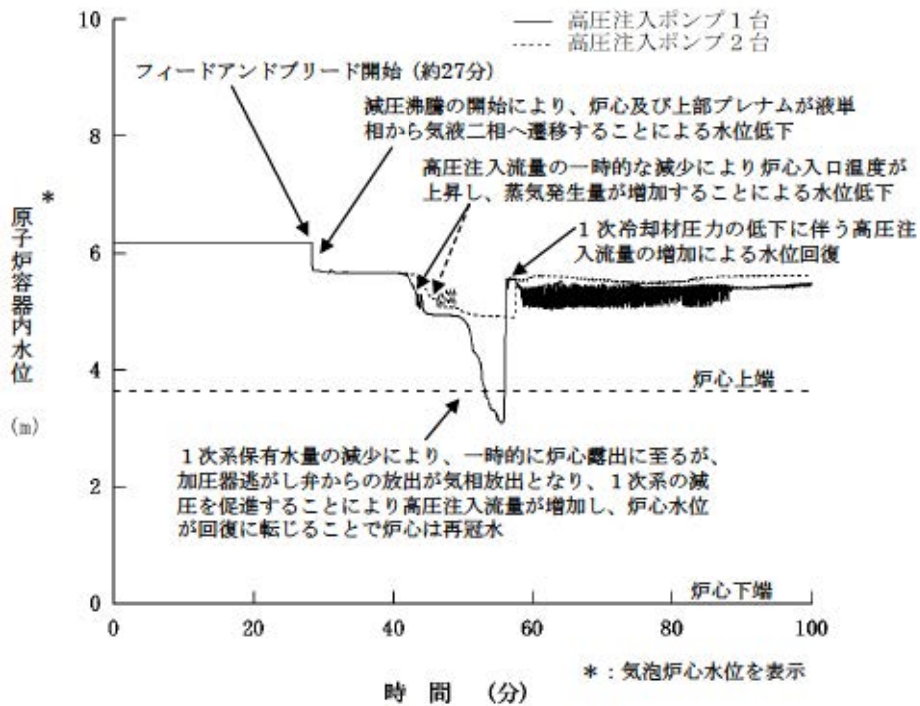


図7 原子炉容器内水位の推移

高圧注入ポンプ1台によるフィードアンドブリードに対して操作条件の不確かさを考慮した場合の影響評価について

重大事故等時の運転手順において、フィードアンドブリードは、高圧注入ポンプが1台しか使用できない場合においても実施することとしているが、その成立性は、「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策の有効性評価において、高圧注入ポンプ運転台数を2台から1台に減らした感度解析により確認されている。

ここでは、高圧注入ポンプ運転台数を1台とした場合の対策の成立性に対する余裕を確認するため、有効性評価における解析と同様の方法及び考え方に基つき、操作条件の不確かさを考慮した場合の影響評価を実施した。

なお、本評価は「保安規定変更に係る基本方針」に基つき、重大事故等対処設備としての高圧注入ポンプのAOTを設定する際に参考となるものである。

1. 操作開始が遅くなる場合

(1) 解析条件

上述の高圧注入ポンプの運転台数を1台とした感度解析（感度ケース1）では、安全注入信号の手動発信後、加圧器逃がし弁全2個の手動開操作を行い、フィードアンドブリードを開始することとしている。このときの運転員操作時間としては5分を仮定し、蒸気発生器広域水位0%到達から5分後には安全注入が開始されるものとしている。

ここでは、運転員操作が遅くなる場合の影響を確認するため、フィードアンドブリードを蒸気発生器広域水位0%到達から10分後に開始した場合の感度解析（感度ケース2）を実施する。解析条件を表1に示す。

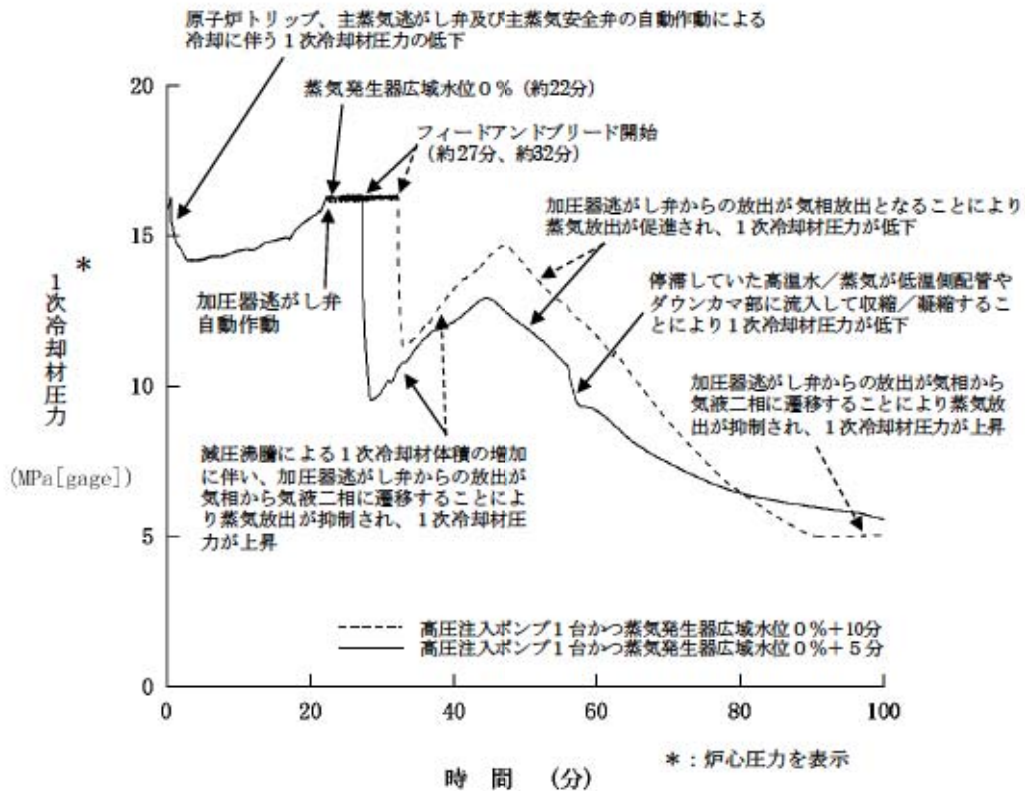
表1 感度解析の条件

	基本ケース	感度ケース1	感度ケース2
高圧注入ポンプ運転台数	2台	1台	1台
フィードアンドブリード操作開始 (蒸気発生器ドライアウト後の時間)	5分	5分	10分

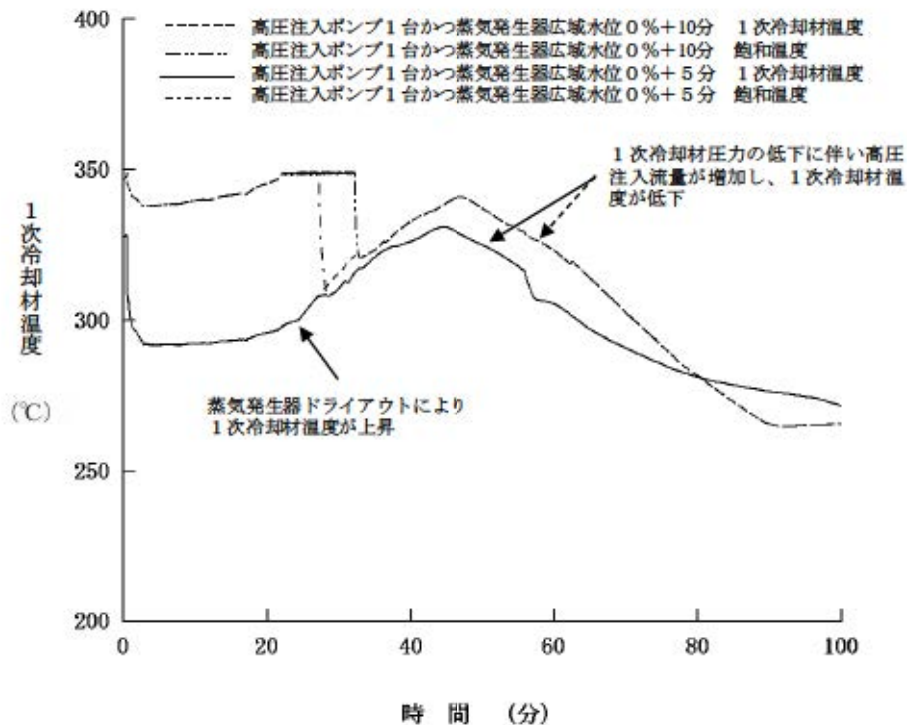
(2) 解析結果

感度ケース2の主要な解析結果を参考図1から参考図6に示す。フィードアンドブリードの開始が遅れることで、感度ケース1に比べて、1次冷却材温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することから、沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、1次冷却材圧力が高く推移する。この結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少するため、炉心上部が一時的に露出し、燃料被覆管温度の最高値は約477℃となるが、その後は炉心注水量の回復により炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下する。

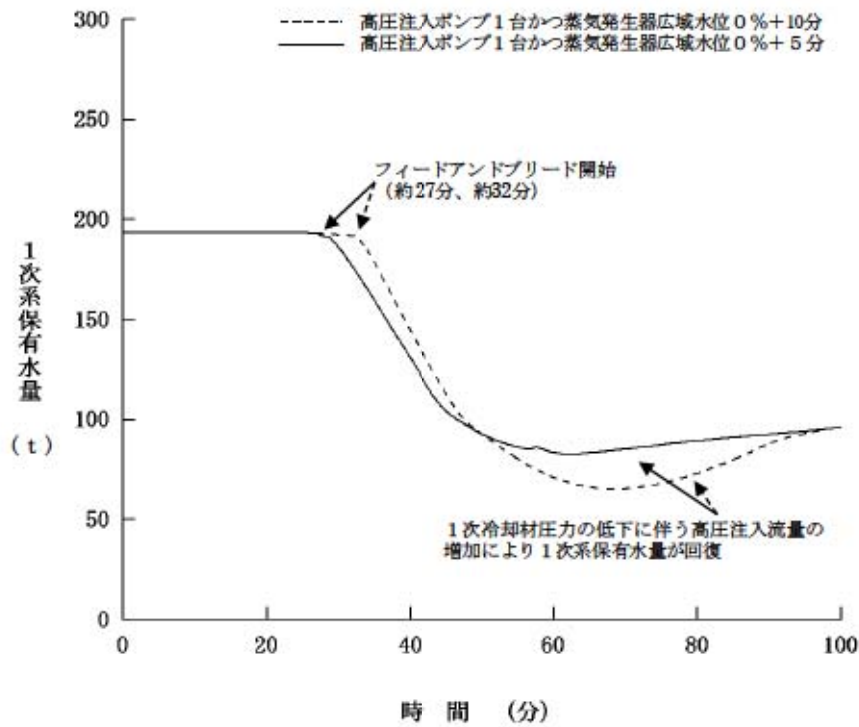
以上から、燃料被覆管温度の最高値は判断基準となる1,200℃に対して十分な余裕があるため、蒸気発生器ドライアウトからフィードアンドブリード開始までに10分以上の操作時間余裕があることを確認した。



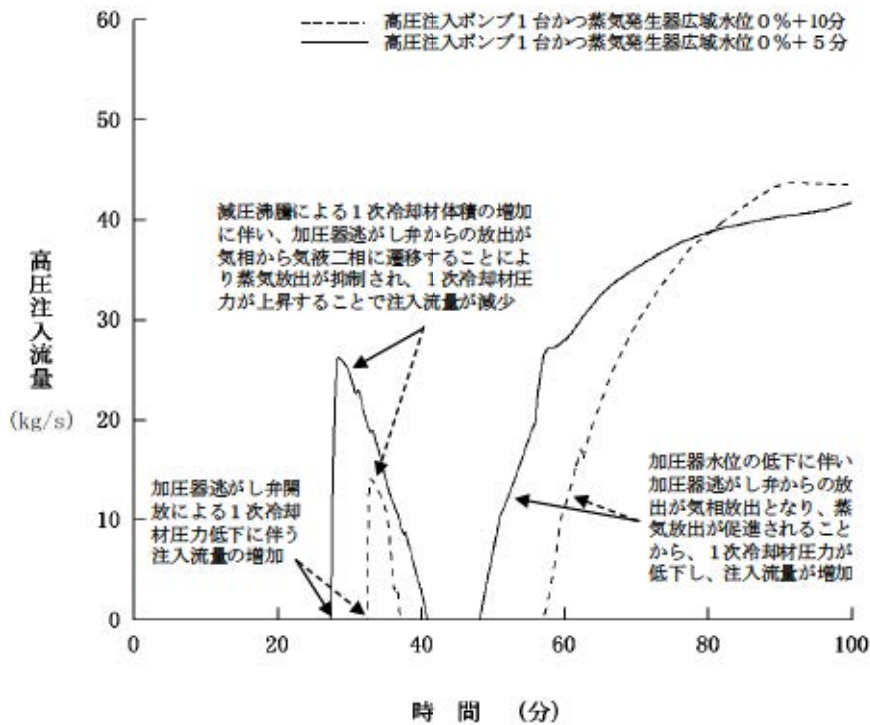
参考図1 1次冷却材圧力の推移 (感度ケース2)



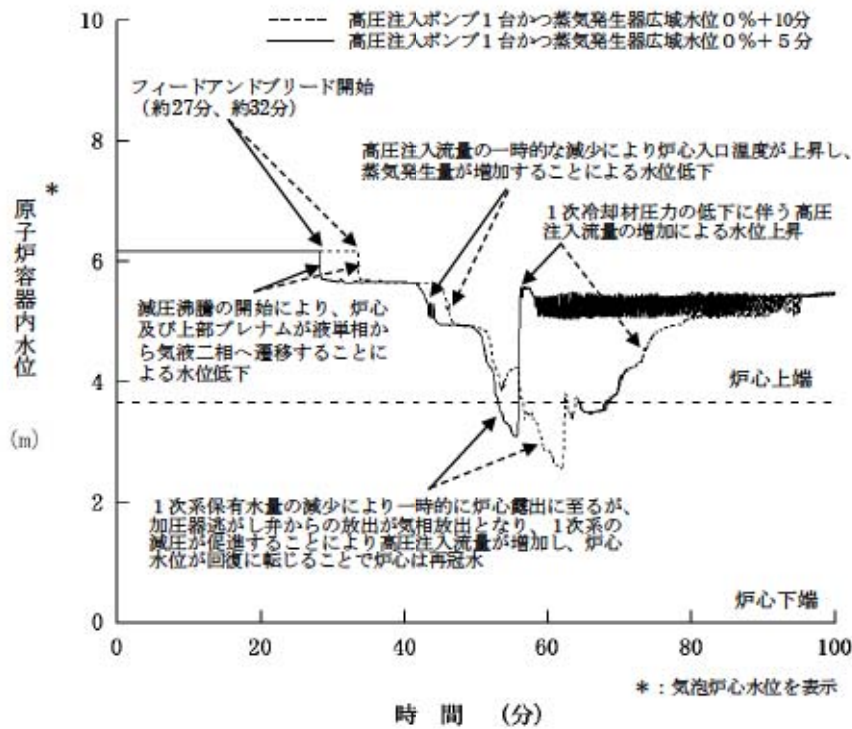
参考図2 1次冷却材温度の推移 (感度ケース2)



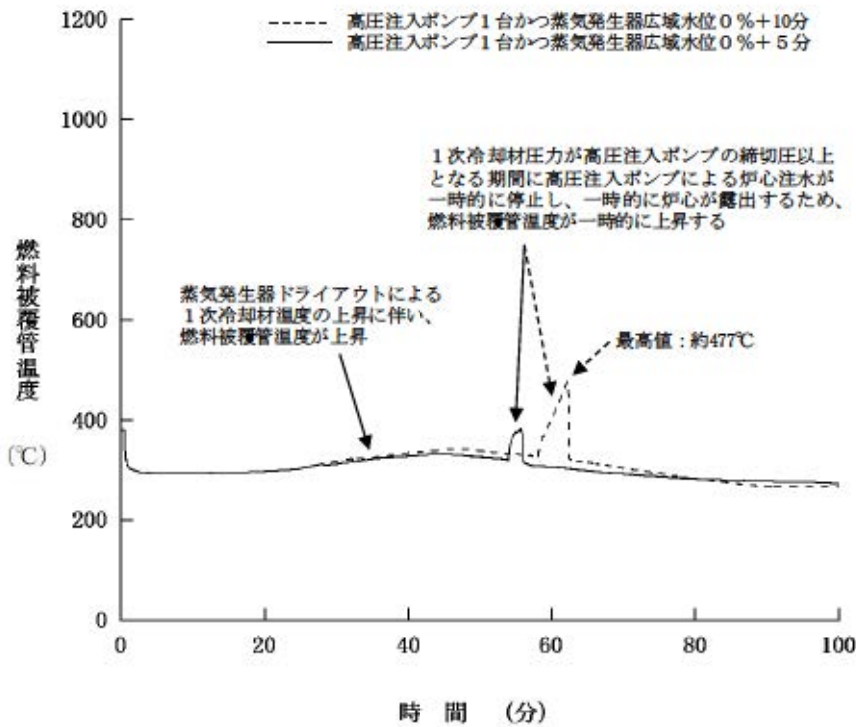
参考図3 1次系保有水量の推移 (感度ケース2)



参考図4 高圧注入流量の推移 (感度ケース2)



参考図5 原子炉容器内水位の推移 (感度ケース2)



参考図6 燃料被覆管温度の推移 (感度ケース2)

2. 操作開始が早くなる場合

感度ケース2とは反対に解析コードの不確かさ及び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により操作開始が早くなる場合には、有効性評価における基本ケースとフィードアンドブリード操作開始を早めた感度ケース（高圧注入ポンプ運転台数：2台、フィードアンドブリード操作開始：蒸気発生器ドライアウト+2分）の解析結果の比較により、1次冷却材温度がより低くサブクール度がより大きい状態で減圧を開始する感度ケースの方が、沸騰開始までの減圧幅が大きくなることが確認されている。このため、炉心注水流量の増加が大きく作用し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、参考図1から参考図6に示す感度ケース2の解析結果よりも評価項目に対する余裕は大きくなる。

3. 結論

上記1.及び2.での影響評価より、高圧注入ポンプ1台運転の場合において、「2次冷却系からの除熱機能喪失」時のフィードアンドブリード操作条件の不確かさを考慮すると、炉心は一時的に露出し、燃料被覆管温度が上昇するが、その後炉心注水の回復に伴い再冠水し、燃料被覆管温度は低下する。このため、対策の成立性に対する余裕が相当程度確保されていることが確認された。

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)

重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	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、燃料棒表面熱伝達を最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、実際の燃料棒表面での熱伝達は大き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、燃料棒表面熱伝達を最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、実際の燃料棒表面での熱伝達は大き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、炉心水位低下を数百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試験解析等の結果から、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性があるが、炉心水位を起点としてい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試験解析等の結果から、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性があるが、実際の炉心水位は高く推移することから、1次系保有水量の減少が抑制されることで、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				
1次冷却系	ECCS 強制注入（充てん系含む）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	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	解析期間中、蓄圧注入は作動しないため、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析期間中、蓄圧注入は作動しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	1次冷却材温度：±2℃ 1次冷却材圧力：±0.2MPa	加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに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及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT L6-1試験解析等の結果から、1次冷却材温度について±2℃、1次冷却材圧力について±0.2MPaの不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定をした場合、実際の1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達が大きくなることにより、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気発生器水位を起点とするフィードアンドブリードの操作開始が早くなる。	加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに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及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT L6-1試験解析等の結果から、1次冷却材温度について±2℃、1次冷却材圧力について±0.2MPaの不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定をした場合、実際の1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量は多く、高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1次系保有水量の減少が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、1次冷却材圧力の上昇はわずかであり、高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	水位変化	2流体モデル			
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル			
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：0～+0.5MPa ・加圧時 1次冷却材温度：±2℃ 1次冷却材圧力：±0.2MPa	なお、M-RELAP5では、高温側配管と加圧器サージ管の接続管路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる1次系の減圧が遅くなる模擬としているが、フィードアンドブリード開始後の1次冷却材圧力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。	なお、M-RELAP5では、高温側配管と加圧器サージ管の接続管路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる1次系の減圧が遅くなる模擬としている。このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水が可能となることから、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次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	ドライアウト特性を適切に模擬 1次冷却材温度：±2℃ 1次冷却材圧力：±0.2MPa		

(添付資料7.1.1.9)

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次冷却材の蒸発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、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなる。このため、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始が遅くなる。	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ることで、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上昇が緩やかとなる。このため、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始が遅くなる。	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、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることから、1次系保有水量の減少が抑制されることで、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上昇が緩やかとなる。このため、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始が遅くなる。	解析条件で設定している初期の1次冷却材温度より低くなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることから、1次系保有水量の減少が抑制されることで、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 3ルーブを包絡した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。	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上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始が遅くなる。	解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	蒸気発生器2次側保有水量	50t/基	50t/基	定格値を設定	解析条件と同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	蒸気発生器2次側保有水量	50t/基	50t/基	定格値を設定	解析条件と同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水の喪失が発生するものとして設定。		
	安全機能の喪失に対する仮定	補助給水系機能喪失	補助給水系機能喪失	補助給水系の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、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。
	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、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しい設定。		

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			
運転員等	原子炉トリップ 信号	蒸気発生器水位低 (狭域水位11%) (応答時間2.0秒)	蒸気発生器水位低 (狭域水位13%) (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、蒸気発生器2次側保有水量が多くなり、炉心冷却が促進されることから、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。このため、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることから、1次系保有水量の減少が抑制されること、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	高圧注入 ポンプ	最小注入特性	定格注入特性	炉心冷却性が厳しくなる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として、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水流量より多くなるため、フィードアンドブリード時における高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることから、1次系保有水量の減少が抑制されること、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 なお、本重要事故シークエンスにおいて想定する高圧注入ポンプの運転台数は2台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施した。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなり、一時的に炉心は露出するが、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料7.1.1.10)
	加圧器逃がし弁	95t/h/個	約95t/h/個	加圧器逃がし弁の設計値として設定。	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。

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 フィードアンドブリード開始 (安全注入信号 手動発信+加圧器 逃がし弁手動開)	蒸気発生器 広域水位 0%到達から 5分後	蒸気発生器 広域水位 10%未満になって から5分後	加圧器における気液熱 非平衡等の不確かさ により操作開始時間が 早くなる。	蒸気発生器がドライアウト に至る水位として設定 した蒸気発生器広域水位 からフィードアンドブ リード開始までの運転員等 操作時間余裕として、蒸 気発生器ドライアウト検 知に対する時間余裕とし て2分、「非常用炉心冷 却設備作動」信号手動発 信及び高圧注入ポンプの 起動確認として2分、加 圧器逃がし弁の手動開と して1分を想定してお り、必要な時間を積み上 げて設定。 なお、運転要領における 操作開始条件として設定 されている蒸気発生器広 域水位10%の根拠は、広 域水位計は全て停止中 に使用するため低温で校 正されており、出力運 転状態でドライアウトに 至った時の指示に計器誤 差を見込んだものとして いる。	フィードアンドブリー ド開始操作は、全補助 給水ポンプの起動失敗 を踏まえて蒸気発生器 水位を継続的に監視す ることで、全蒸気発生 器がドライアウトとな れば速やかに操作を開 始することができ、中 央制御室でフィードア ンドブリード操作を実 施する運転員は、その 前に他の操作がないこ とから、要員の配置に よる他の操作に与える 影響はない。	フィードアンドブリー ドの開始操作が解析上 の操作開始時間と運用 として実際に見込まれ る操作開始時間の差異 等によって早くなる。操 作開始が早くなる場 合には、1次冷却材温 度がより低くサブクー ル度が大きい状態で操 作開始することから、 沸騰開始までの減圧幅 が大きく、高圧注入ポ ンプによる炉心注水量 が多くなることが考え られる。一方で、操作 開始が早まることで、 フィードアンドブリー ド開始時の炉心崩壊熱 は大きくなるため、1 次冷却材温度及び圧力 の上昇並びに1次系保 有水量の減少が考えら れる。このため、解析 上の操作開始条件は蒸 気発生器ドライアウト の5分後であるのに対 し、3分早い蒸気発生 器ドライアウトの2分 後に操作開始した場合 の感度解析を実施し、 その結果、高圧注入ポ ンプによる炉心注水量 が多くなることで、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 る余裕が大きくなるこ とを確認した。 (添付資料7.1.1.4)	フィードアンドブリー ドの操作時間余裕を確 認するため、解析上の 操作開始条件は蒸気発 生器ドライアウトの5 分後であるのに対し、 5分遅い蒸気発生器ド ライアウトの10分後 に操作開始した場合の 感度解析を実施し、そ の結果、1次冷却材温 度がより高くサブクー ル度が小さい状態で減 圧を開始することで沸 騰開始までの減圧幅が 小さくなり、高圧注入 ポンプによる炉心注水 量が減少し、炉心は一 時的に露出するが、燃 料被覆管温度は初期値 以下で低く推移するこ とから、約10分の操 作時間余裕があること を確認した。 (添付資料7.1.1.4)

燃料評価結果について

1. 燃料消費に関する評価（2次冷却系からの除熱機能喪失）

重要事故シーケンス【主給水流量喪失+補助給水機能喪失】

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	