

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE743 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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

7.4.3.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において燃料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、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」，「水位維持に失敗する事故」及び「オーバードレンとなる事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では，原子炉の運転停止中に，原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から，誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため，1次冷却材が流出することで，余熱除去機能が喪失し，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が露出し，燃料損傷に至る。

したがって，本事故シーケンスグループでは，炉心注水を行うことにより1次系保有水を確保し，燃料損傷を防止する。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) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して，燃料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に充てんポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため，高圧注入ポンプによる高圧再循

環及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を第7.4.3.1図に、対応手順の概要を第7.4.3.2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7.4.3.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.3.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計9名である。具体的には、初動に必要な要員として、中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転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は3名である。この必要な要員と作業項目について第7.4.3.3図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、9名で対処可能である。

a. 1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断

1次冷却材流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなり、余熱除去ポンプが停止する。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、低圧注入流量である。

b. 余熱除去機能喪失時の対応

余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1次冷却材の流

出原因調査及び隔離操作を行う。

(添付資料7.4.3.1)

c. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止

原子炉格納容器内にいる作業員に対して格納容器内退避警報又は所内通話設備により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。

(添付資料7.4.1.1)

d. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。

e. 充てんポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保

炉心水位を回復させるため、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁(3個取外し中)からの蒸発により崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

f. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa[gage]になれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。

アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力である。

g. 高圧再循環運転による1次系の冷却

長期対策として、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプによる炉心注水を継続して実施する。

また、余熱除去機能が回復しない状態で、燃料取替用水ピット水位指示が16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示が71%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプルから高圧注入ポンプにより炉心へ注水する高圧再循環運転に切替えることで、継続的な炉心冷却を行う。

高圧再循環運転による1次系の冷却操作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. 格納容器内自然対流冷却

長期対策として、C、D－格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

なお、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。

7.4.3.2 燃料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次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、1次系保有水の確保の観点から、崩壊熱が高く、1次系保

有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

(添付資料7.4.1.10, 7.4.1.11, 7.4.3.6)

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、期待できる蓄圧タンク等の緩和機能の台数が増えることから、1次系保有水が確保される状況にあり、炉心崩壊熱を考慮してもすべての評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系における冷却材流出及びECCS強制注入が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード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7.4.3.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料7.4.3.2)

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、余熱除去系統からの1次冷却材の流出を想定する。

ミッドループ運転中に1次系と接続されている系統には余熱除去系、化学体積制御系等があるが、1次系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系からの流出とする。

また、流出流量は余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量として、 $400\text{m}^3/\text{h}$ とする。

さらに、余熱除去機能喪失後も誤操作等による系外の漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するものとし、流出する口径は余熱除去系統の最大口径である燃料取替用水ピット戻り配管の約 0.2m （8インチ）相当とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点として、1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、その後さらに待機中の余熱除去系も機能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、ディーゼル発電機により充てんポンプ

による炉心注水が可能であることから、外部電源がある場合と事象進展は同等となるものの、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 充てんポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止72時間後を事象開始として、c. (a)で設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る流量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、29m³/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) 充てんポンプの原子炉への注水操作は、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、余熱除去機能喪失の20分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.4.3.2図に、1次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第7.4.3.4図から第7.4.3.13図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次系水位が低下し約2分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生の約22分後、充てんポンプによる炉心注水を開始し、余熱除去系及び加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流

量が釣り合うことにより 1 次系保有水量を確保することができる。

(添付資料7.4.3.3)

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第7.4.3.5図に示すとおりであり、充てんポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

(添付資料7.4.1.5)

炉心崩壊熱に伴う 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材の密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と 1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。

この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、事象発生後の 1 次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心である

ウラン平衡炉心において約 $-7.1\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。

したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。

(添付資料7.4.1.6)

燃料被覆管温度は第7.4.3.13図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

第7.4.3.10図及び第7.4.3.12図に示すとおり、事象発生の約30分後に、1次系保有水量及び1次冷却材温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、1次冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替値に到達後、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転に切替え、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱を継続すること、また、必要に応じて格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイにより除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。

(添付資料7.4.1.9, 7.4.3.4, 7.4.3.5)

7.4.3.3 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、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てんポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度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、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、余熱除去機能喪失が早くなることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水の操作開始が早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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、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が抑制されることにより、炉心露出に対する事象進展が遅くなることから、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始が遅くなる。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・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、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度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、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第7.4.3.9図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約1.2mの高さであるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.4.1.13)

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、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7.4.3.2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1次冷却材流出流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炉心崩壊熱より小さくなるため，1次冷却材の蒸発率は低下し，1次系保有水量の減少が抑制されることから，1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始が遅くなる。

1次冷却材流出流量を最確値とした場合，解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し，1次系保有水量の減少が抑制されることから，1次系水位低下が遅くなることで，余熱除去機能喪失に対する事象進展は遅くなるが，余熱除去機能喪失以降に1次系水位を起点に開始する運転員等操作はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。

(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炉心崩壊熱より小さくなるため，1次冷却材の蒸発率は低下し，

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。

1次冷却材流出流量を最確値とした場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、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が大きくなる。

b. 操作条件

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

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

充てんポンプによる炉心注水は、第7.4.3.3図に示すとおり、中央制御室からの操作であり、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

充てんポンプによる炉心注水の操作開始時間については、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によって操作開始が早くなる場合には、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は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発及び1次冷却材流出に伴う1次系保有水量の減少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は小さくなると考えられるが、
「(3) 操作時間余裕の把握」において、充てんポンプによる
炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、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の操
作時間余裕を確認する。

充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第
7.4.3.14図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水開始時点
の1次系からの流出量を維持するものとして概算した結果、炉心
が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで約26分の操作
時間余裕があることを確認した。

(添付資料7.4.3.7)

(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、運転員による充て
んポンプを用いた炉心注水により、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。

7.4.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、重大事故等対策時に必要な初動の要員は「7.4.3.1(3) 燃料損傷防止対策」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「原子炉冷却材の流出」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(1,700^m³:有効水量)を水源とする充てん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、高圧再循環へ切替え、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。

7.4.3.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、1次系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策として充てんポンプによる炉心注水、長期対策として高圧注入ポンプによる高圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ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、充てんポンプによる炉心注水により炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端

まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、炉心崩壊熱により1次冷却材にボイドが発生した場合においても未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、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、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

第 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」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. 1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	・ 1次冷却材流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなり、余熱除去ポンプが停止する。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。	-	-	低圧注入流量
b. 余熱除去機能喪失時の対応	・ 余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1次冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。	【余熱除去ポンプ】	-	-
c. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止	・ 原子炉格納容器内にいる作業員に対して格納容器内退避警報又は所内通話設備により退避の指示を行う。 ・ 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。	-	-	-
d. 原子炉格納容器隔離操作	・ 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。	-	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」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
e. 充てんポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸発により崩壊熱を除去する。 	充てんポンプ 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	-	加圧器水位 1次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材温度（広域－低温側） 燃料取替用水ピット水位
f. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa[gage]になれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。 	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	-	原子炉格納容器圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」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
g. 高圧再循環運転による 1 次系の冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・長期対策として、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプによる炉心注水を継続して実施する。 ・余熱除去機能が回復しない状態で、燃料取替用水ピット水位指示が 16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が 71%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプにより炉心へ注水する高圧再循環運転に切替えることで、継続的な炉心冷却を行う。 	充てんポンプ 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 高圧注入ポンプ 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	-	高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 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 燃料取替用水ピット水位
h. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・長期対策として、C、D－格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。 ・原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。 	C、D－格納容器再循環ユニット C、D－原子炉補機冷却水ポンプ C、D－原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク C、D－原子炉補機冷却海水ポンプ ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 【格納容器スプレイポンプ】 【格納容器スプレイ冷却器】 【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】	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ 可搬型温度計測装置	格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM 用） 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）

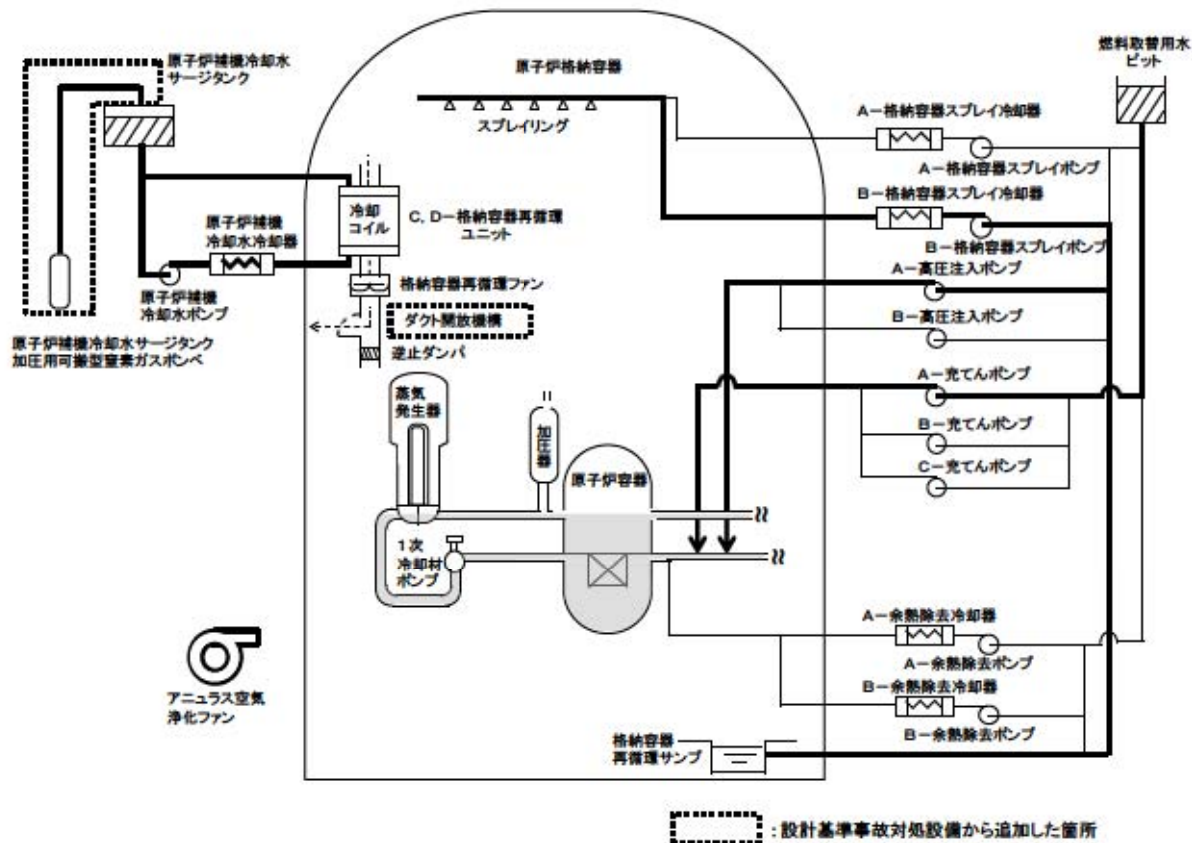
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.3.2 表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件
 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故) (1/2)

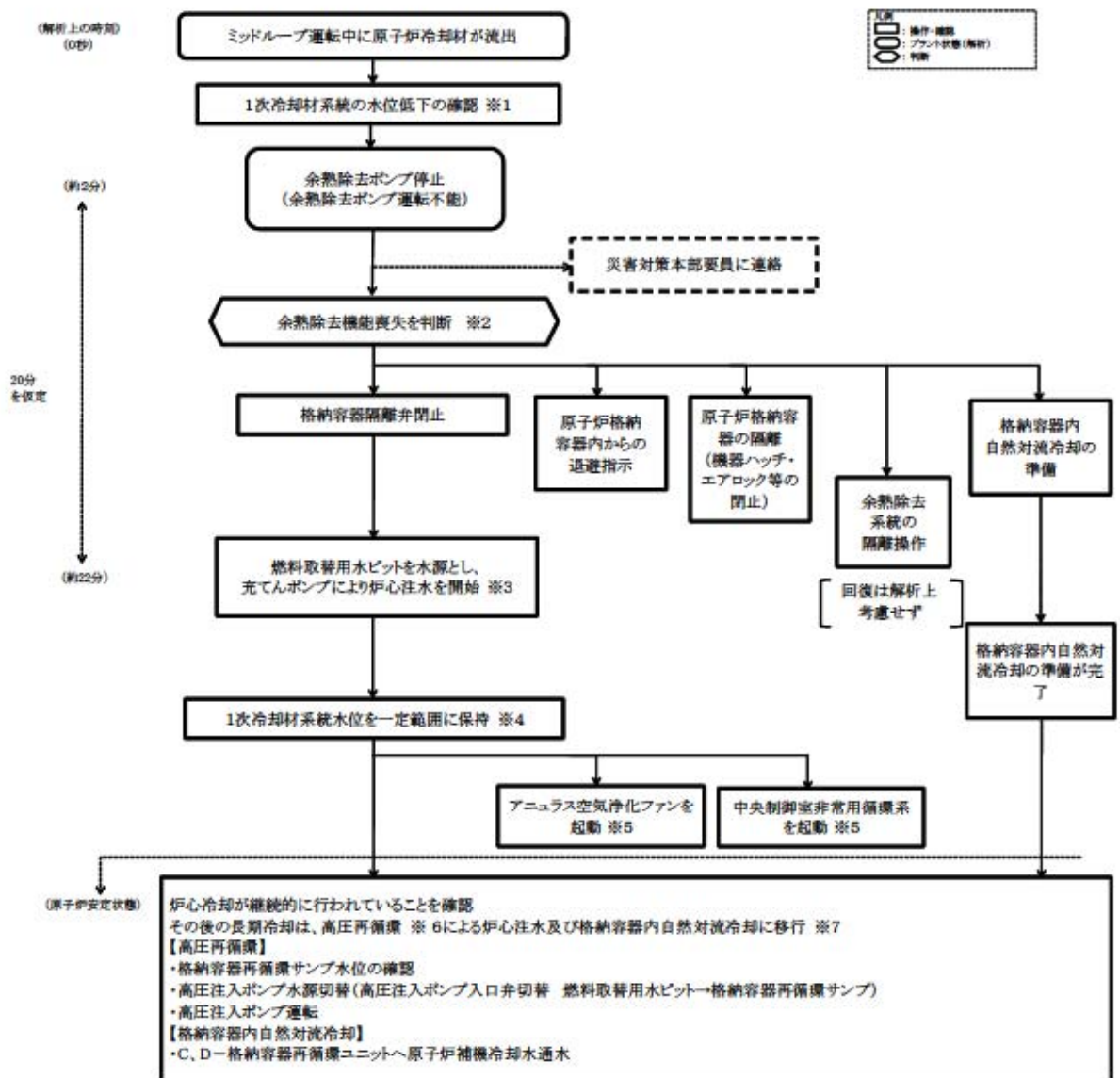
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化, 気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするように, 定期検査工程上, 原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり, 1 次冷却材の蒸発率も大きくなることから, 1 次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1 次冷却材圧力 (初期)	大気圧 (0MPa [gage])	ミッドループ運転時は 1 次系を大気開放状態としていることから設定。
	1 次冷却材高温側温度 (初期)	93°C (保安規定モード 5)	評価結果を厳しくするように, ミッドループ運転時の運転モード (モード 5) の上限値として設定。1 次冷却材温度が高いと 1 次系の保有熱が大きくなり, 1 次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1 次冷却材水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ +100mm	プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位として設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	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。
	1 次系開口部	加圧器安全弁 3 個取り外し 加圧器ベント弁 1 個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として, 確保している蒸気放出経路を設定。
	2 次系の状態	2 次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸発に伴い, 1 次系保有水量の減少を早める観点から 2 次系からの冷却は想定しない。

第 7.4.3.2 表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件
 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ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
事故条件	起因事象	余熱除去系からの1次冷却材の流出	400m ³ /h (余熱除去機能喪失まで流出)	余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量として設定(ミッドループ運転中に1次系と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系があるが、1次系保有水の早期流出の観点で、流量の多い余熱除去系統からの流出を想定)。
			燃料取替用水ピット戻り配管の口径である約0.2m(8インチ)口径相当の漏えい(余熱除去機能喪失後)	誤開した弁の復旧を見込まず、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出する口径は余熱除去系統の最大口径を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらにこれに伴い待機中の余熱除去系も機能喪失を仮定。	
	外部電源	外部電源なし		外部電源がない場合、ディーゼル発電機により充てんポンプによる炉心注水が可能であることから、外部電源がある場合と事象進展は同等となるものの、資源の観点から厳しくなる外部電源がない場合を設定。
重大事故等対策に 関連する機器条件	充てんポンプの 原子炉への注水流量	29m ³ /h		原子炉停止の72時間後を事象開始として、充てんポンプの起動時間約22分時点における崩壊熱による蒸発量約28.4m ³ /hを上回る値として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	充てんポンプ起動	余熱除去ポンプ機能喪失後 20分		運転員等操作時間余裕として、事象の検知・判断及び充てんポンプによる炉心注水操作に計20分を想定して設定。



第7.4.3.1図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図



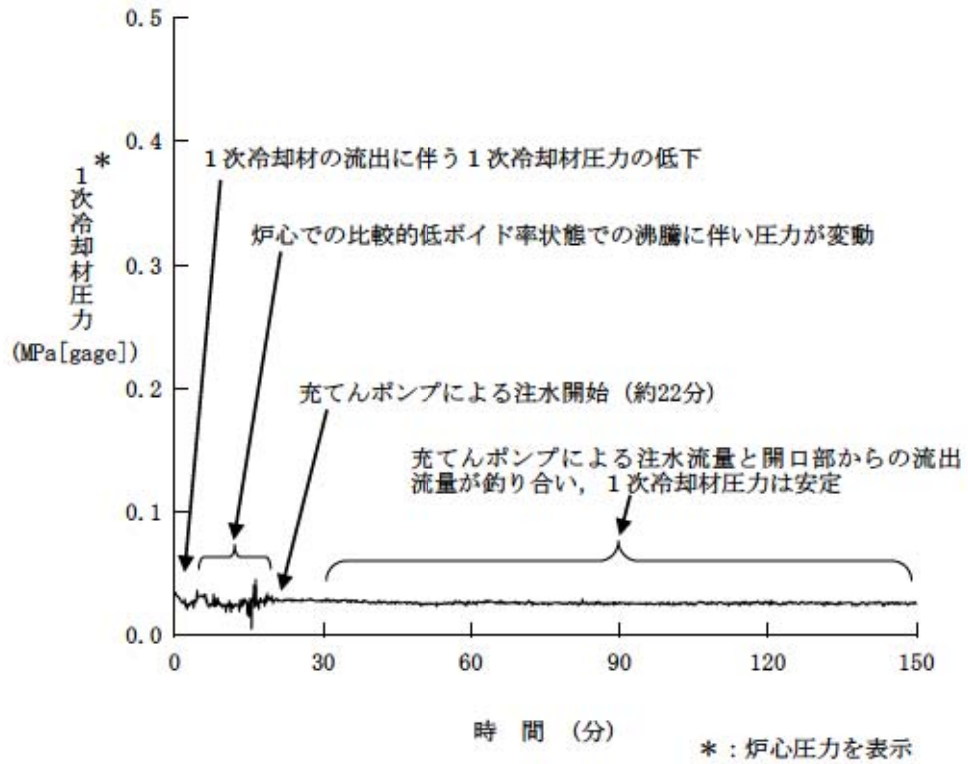
- ※1: 解析上、初期水位T. P. 22.67m (ノズルセンタ+10cm)、水位低警報はT. P. 22.62m (ノズルセンタ+5cm)にてRCSループ水位低 低圧抽出ライン隔離警報が発信
- ※2: 余熱除去ポンプ運転状態、低圧注入流量等により余熱除去機能喪失と判断する。
- ※3: 実際の操作では、充てんポンプによる炉心注水以外に、蒸気発生器を使用した除熱、燃料取替用水ビットからの重力注水等の冷却方法がある
- ※4: 1次冷却材系統水位は1次冷却材配管下端水位以上で適宜調整する
- ※5: 原子炉格納容器圧力指示が0.025MPa[gage]になれば起動する
- ※6: 燃料取替用水ビット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が71%以上(再循環切替水位)であることを確認し、高圧再循環に移行する
- ※7: 原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。

第 7. 4. 3. 2 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要
 (「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力
 バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)

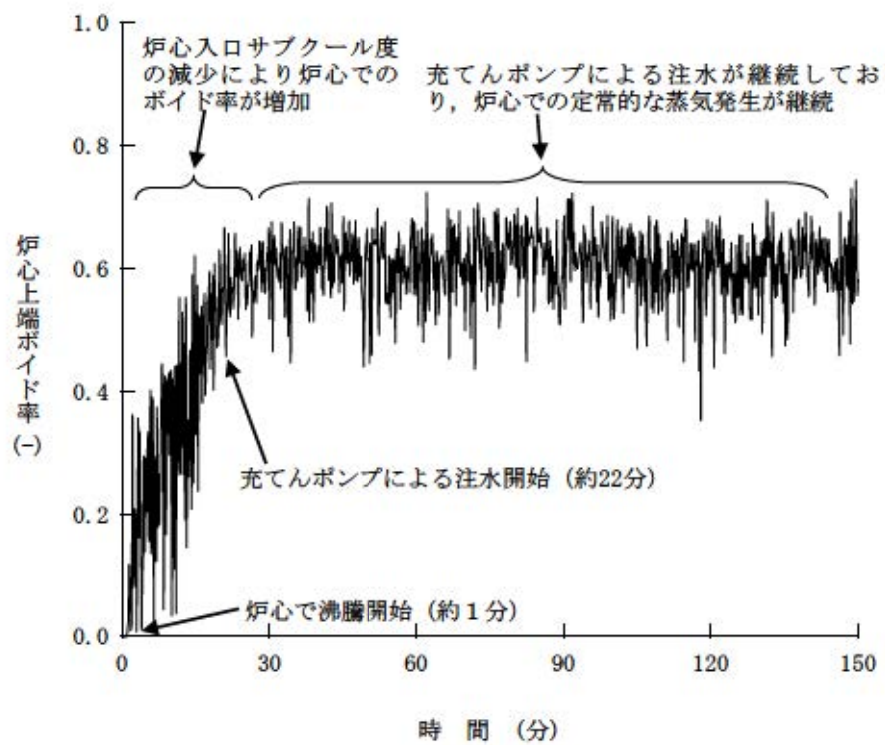
必要な要員と作業項目			経過時間(分)										備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	90	40		50	60	
			<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 事故発生 約2分 余熱除去系機能喪失 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 10px;"> プラント状況判断 約22分 充てんポンプによる炉心への注水 </div>													
	3号		<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 発電機員(両直) 1 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 5px;"> 副操 1 </div>													
状況判断	運転員a, b	2	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●運転操作指揮 10分 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 5px;"> ●1次冷却材系統水位・流量い状況確認 ●余熱除去ポンプ停止確認 ●原子炉格納容器内からの遠隔指示(中央制御室確認) </div>													
格納容器隔離	運転員a	【1】	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●格納容器隔離停止操作(中央制御室操作) 5分 </div>													
	格納容器内作業員	—	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●原子炉格納容器内からの遠隔・点検(現場操作) 30分 </div>													重大事故等対応に必要な要員とは確保のない一般作業員。
	格納容器出入管理員	—	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●原子炉格納容器内からの遠隔確認 30分 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 5px;"> ●格納容器エアロック閉止(現場操作) 10分 </div>													エアロック閉止要員が24時間常駐する。
	運転員c	1	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●格納容器隔離停止 25分 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 5px;"> ●格納容器エアロック閉止確認(現場操作) 5分 </div>													
充てんポンプによる炉心注水操作	運転員b	【1】	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●充てんポンプによる炉心注水操作(中央制御室操作) 5分 </div>													
余熱除去系統の隔離操作(解析と考慮せず)	運転員a	【1】	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●余熱除去系統隔離操作(中央制御室操作) 5分 </div>													適宜実施
	運転員c	1	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●余熱除去系統流量い原因調査・隔離操作(現場操作) </div>													適宜実施
格納容器内自然対流冷却	運転員a	【1】	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●原子炉格納容器冷却水系統加圧準備 10分 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 5px;"> ●格納容器再循環ユニットによる冷却操作(中央制御室操作) 5分 </div>													c, d-1 格納容器再循環ユニットへ原子炉格納容器冷却水を導水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。
	運転員c	【1】	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●原子炉格納容器冷却水系統加圧準備 25分 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 5px;"> ●原子炉格納容器冷却水系統加圧操作 5分 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 5px;"> ●原子炉格納容器冷却水系統加圧(現場操作) 30分 </div>													中央制御室で格納容器再循環ユニットの冷却水の流量監視ができない場合は可搬型流量計測装置を取り付ける。
高圧再循環運転操作	運転員a	【1】	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●高圧注入ポンプ系統構成 10分 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 5px;"> ●高圧注入ポンプ起動(中央制御室操作) 5分 </div>													燃料取出器水位指示15.5%到達及び格納容器再循環ポンプ水位(広域)指示が71%以上であることを確認し、高圧再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。
排ばく圧縮操作	運転員a	【1】	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ●エアニクス空気浄化ファン起動 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 5px;"> ●中央制御室非常用循環系起動(中央制御室操作) </div>													適宜実施 適宜実施

・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連絡を行う。
 ・移行型通報装置による遠隔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、運転員は手順書に従って各操作条件を満たすに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より算出)

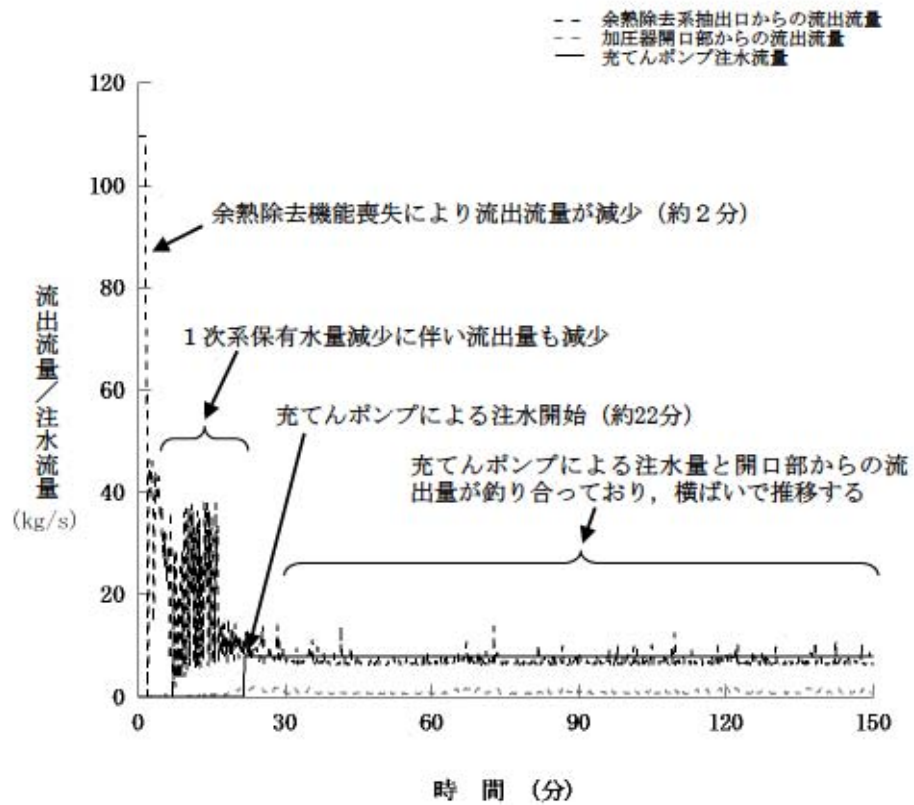
**第 7.4.3.3 図 「原子炉冷却材の流出」の作業と所要時間
 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)**



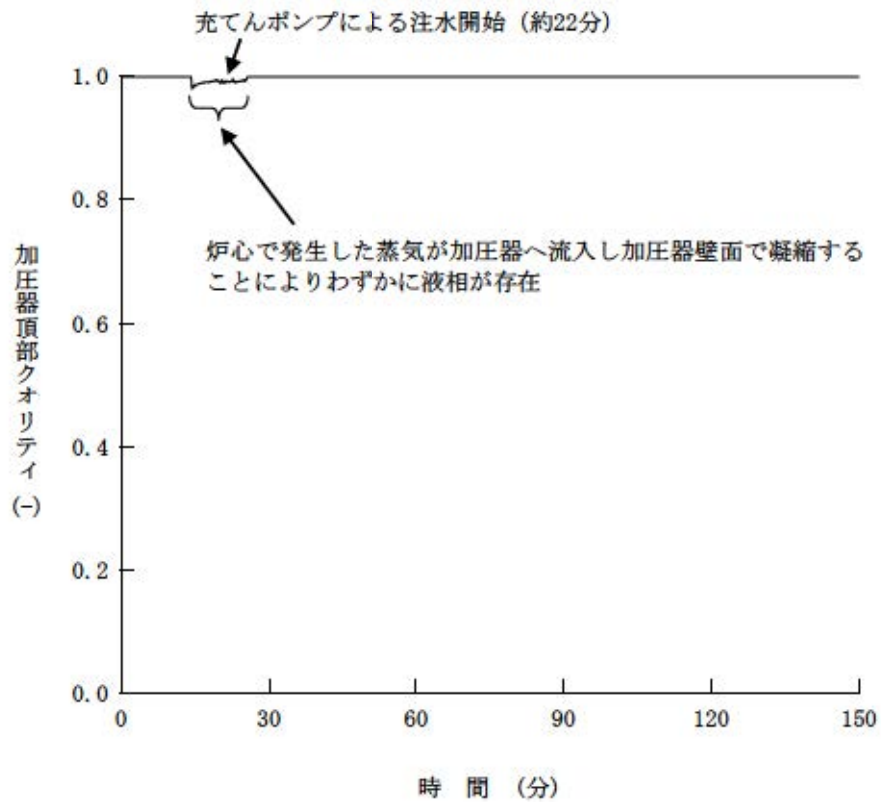
第7.4.3.4図 1次冷却材圧力の推移



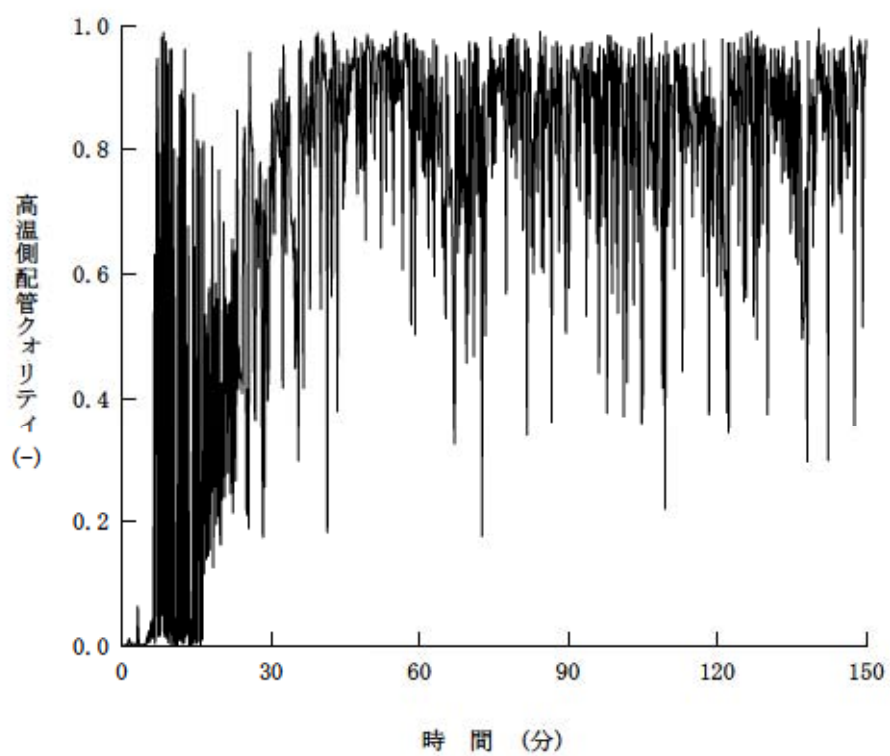
第7.4.3.5図 炉心上端ボイド率の推移



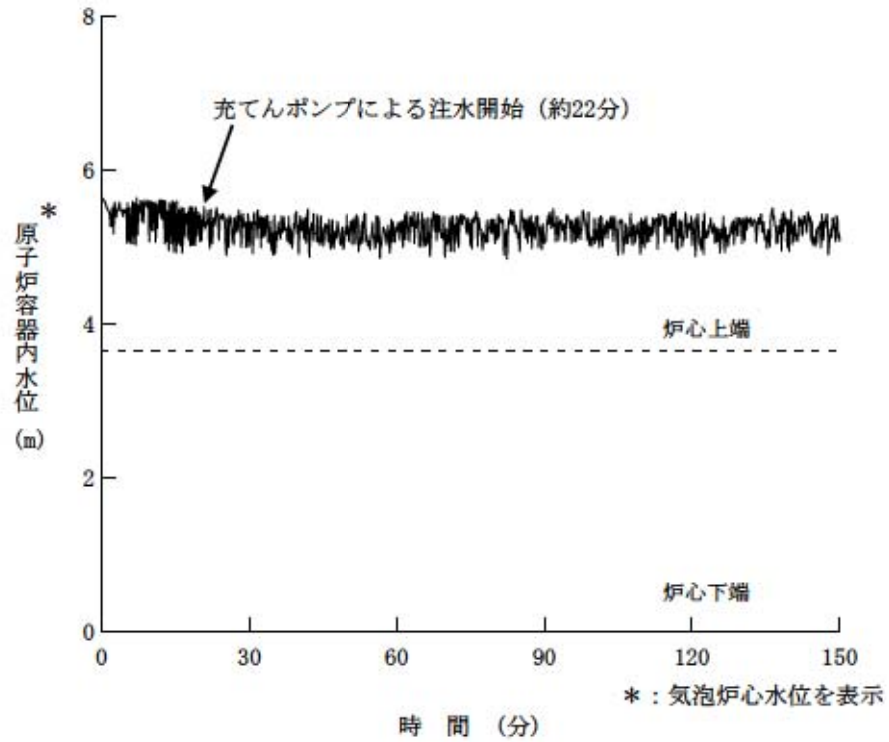
第7.4.3.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



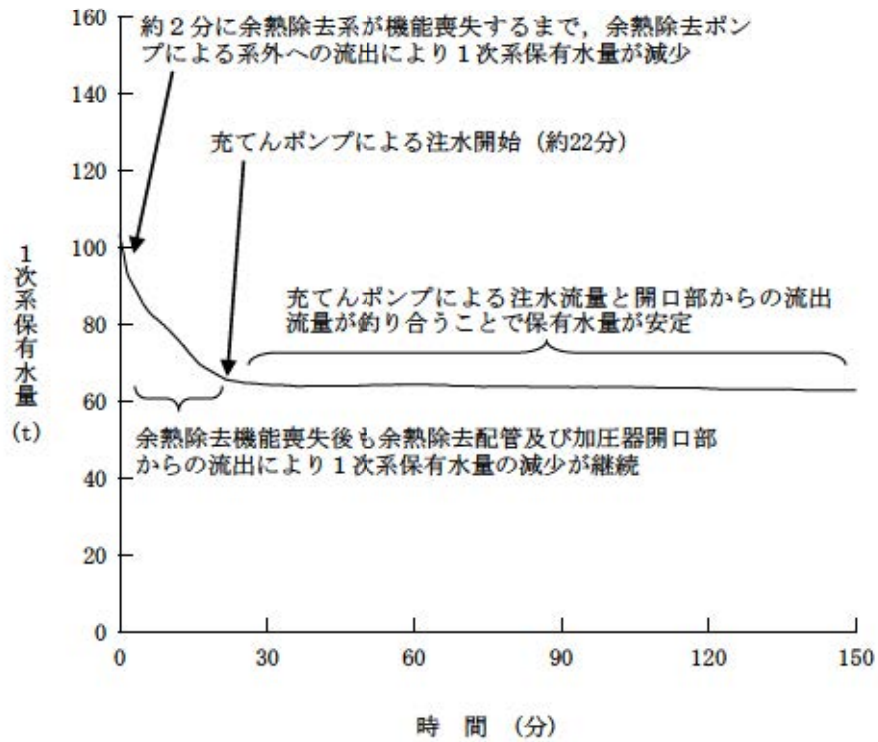
第7.4.3.7図 加圧器頂部クオリティの推移



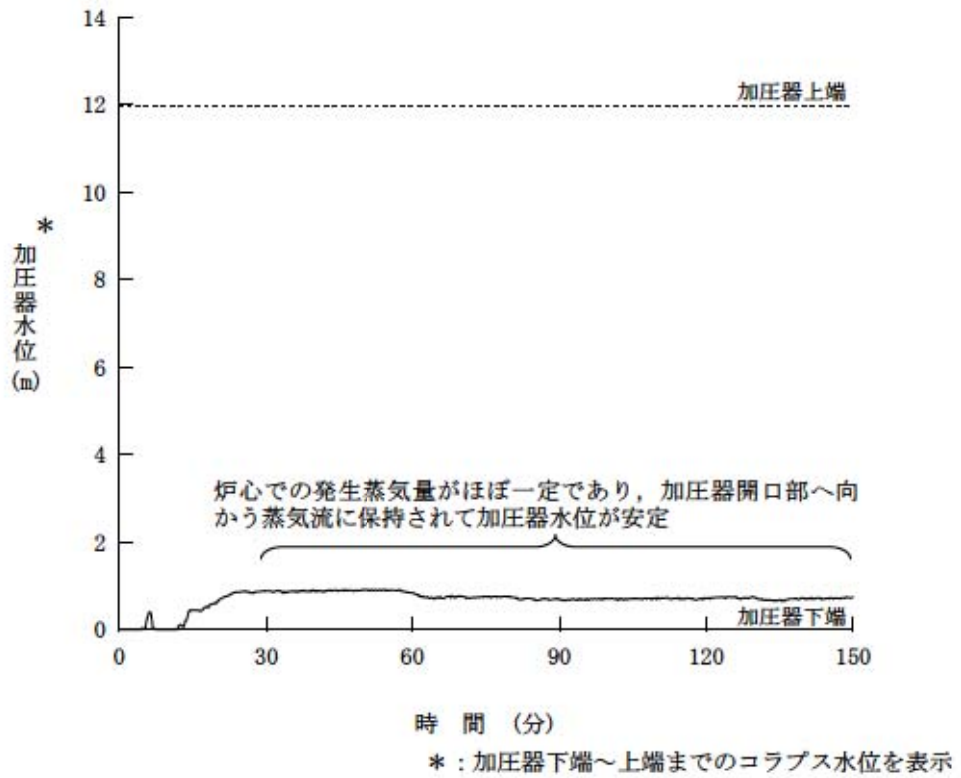
第7.4.3.8図 高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移



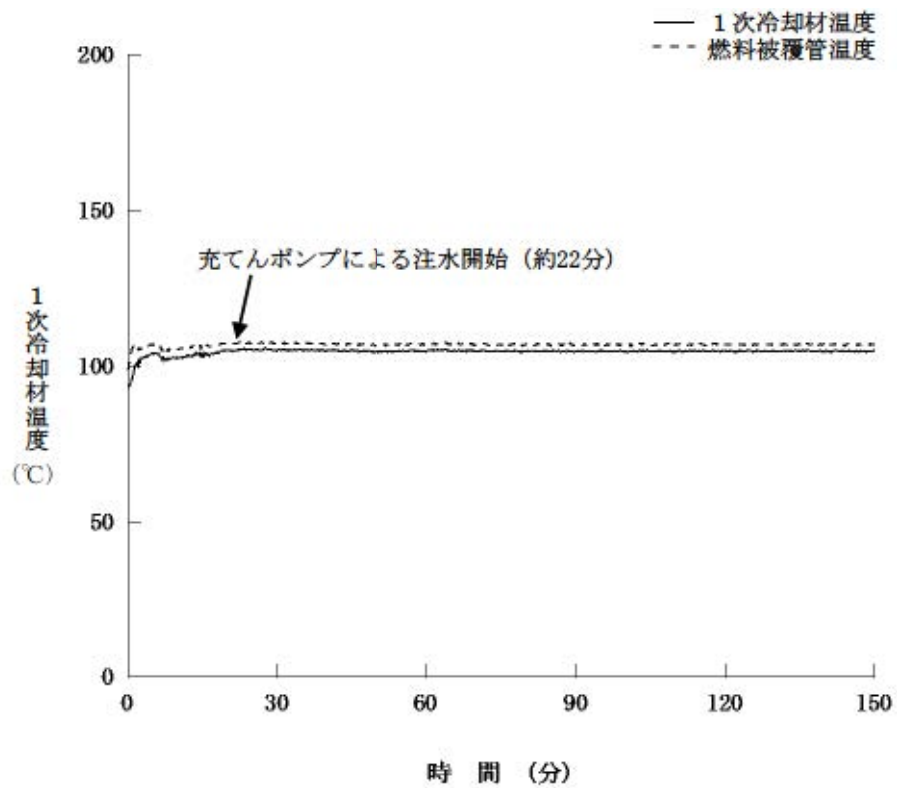
第7.4.3.9図 原子炉容器内水位の推移



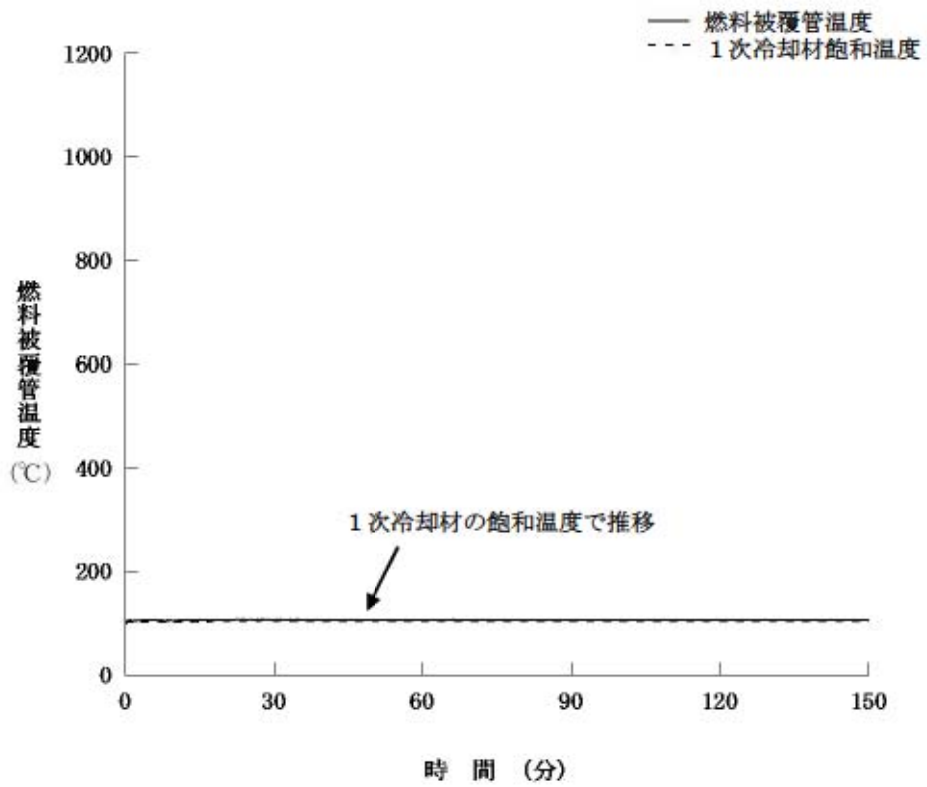
第7.4.3.10図 1次系保有水量の推移



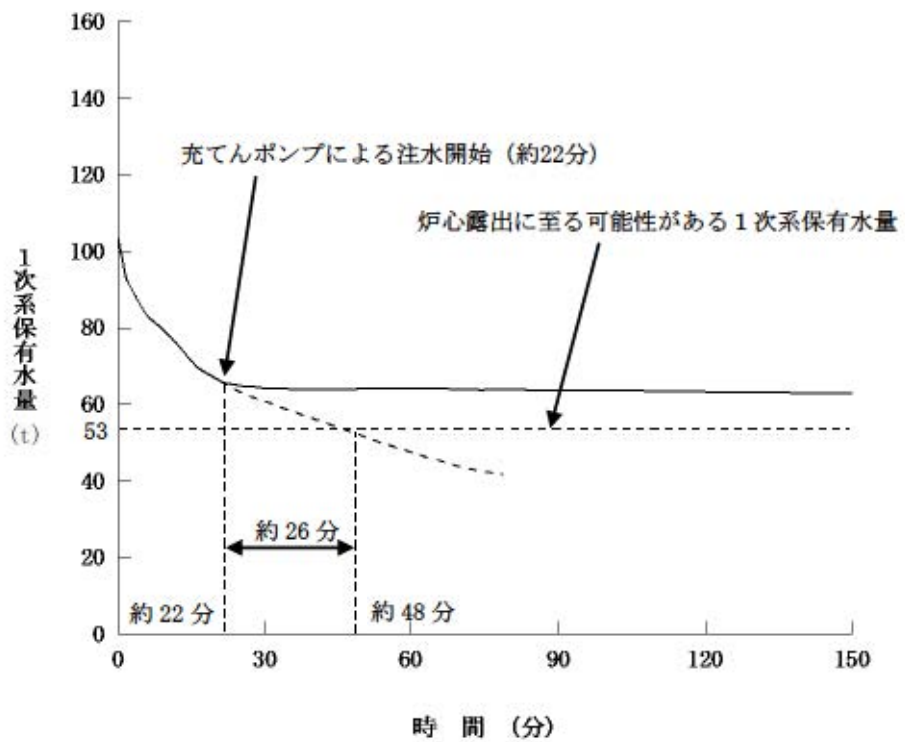
第7.4.3.11図 加圧器水位の推移



第7.4.3.12図 1次冷却材温度の推移



第7.4.3.13図 燃料被覆管温度の推移



第7.4.3.14図 1次系保有水量の推移
 (炉心注水操作開始の時間余裕確認)

泊発電所 3号炉審査資料	
資料番号	SAE743H 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 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

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

ミッドループ運転中に想定される漏えい箇所、それぞれに対する異常の検知の方法及び対応処置について次頁以降に示す。

ミッドループ運転中の原子炉冷却材の流出」における対応手順と所要時間

必要作業員と作業項目			経過時間(分)		備考
手順の項目	作業員(名) (作業に必要な作業員数) 【】は必ず作業移動して来た作業員	手順の内容	00 10 20 30 40 50 60 70 80 90	経過時間(時間)	
	作業員(名)		00	00	
	作業員(名)		00	00	
状況判断	運転員A, B	運転員が運転室内からの遠隔操作(中央制御室監視)	00	00	
燃料芯棒格納庫の監視	運転員A	燃料芯棒格納庫中戻り操作(中央制御室監視)	00	00	
	燃料芯棒格納庫内作業員	燃料芯棒格納庫内からの遠隔操作(遠隔操作)	00	00	燃料芯棒格納庫内の作業員は監視のみの作業を行う。
	燃料芯棒格納庫出入作業員	燃料芯棒格納庫内からの遠隔操作(遠隔操作)	00	00	コアフロップ作業員は時間稼働する。
	運転員A	燃料芯棒格納庫中戻り操作(遠隔操作)	00	00	
炉内人ゴブツによる炉内状況確認	運転員A	炉内人ゴブツによる炉内状況確認(中央制御室監視)	00	00	
燃料芯棒格納庫の遠隔操作(炉内作業せず)	運転員A	燃料芯棒格納庫遠隔操作(中央制御室監視)	00	00	
	運転員A	燃料芯棒格納庫遠隔操作(遠隔操作)	00	00	
燃料芯棒格納庫内自動監視機能	運転員A	燃料芯棒格納庫内自動監視機能(中央制御室監視)	00	00	この一時的な監視機能は、燃料芯棒格納庫内の監視機能を継続的に確保する。
	運転員A	燃料芯棒格納庫内自動監視機能(遠隔操作)	00	00	
	運転員A	燃料芯棒格納庫内自動監視機能(遠隔操作)	00	00	中央制御室で燃料芯棒格納庫モニタの監視の遠隔監視が可能な場合は、遠隔監視の監視を行う。
炉内可視監視機能	運転員A	燃料芯棒格納庫内自動監視機能(遠隔操作)	00	00	
	運転員A	燃料芯棒格納庫内自動監視機能(遠隔操作)	00	00	燃料芯棒格納庫内の状況は、遠隔監視(遠隔監視)によって監視される。遠隔監視が可能な場合は、遠隔監視の監視を行う。
炉内可視監視機能	運転員A	燃料芯棒格納庫内自動監視機能(遠隔操作)	00	00	
	運転員A	燃料芯棒格納庫内自動監視機能(遠隔操作)	00	00	
炉内可視監視機能	運転員A	燃料芯棒格納庫内自動監視機能(遠隔操作)	00	00	

・上記作業員以上、災害対策本部作業員3名にて監視各所に遠隔監視を行う。
 ・燃料芯棒格納庫による遠隔監視手順の確保が必要な場合は、上記作業員に加え、上記作業員以外の災害対策作業員も要する。
 ・各設定時間は操作時間、操作条件並びに監視の監視移動を含む作業時間等を考慮した上で保守上の設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備えた後は既定時間を実施する。
 ※注、運転員が燃料上設定した操作条件監視範囲に於けることは監視等に基づく確認している。(一)監視の範囲については想定時間(1)作業員)

キャビティ満水時の原子炉冷却材の流出における対応手順と所要時間

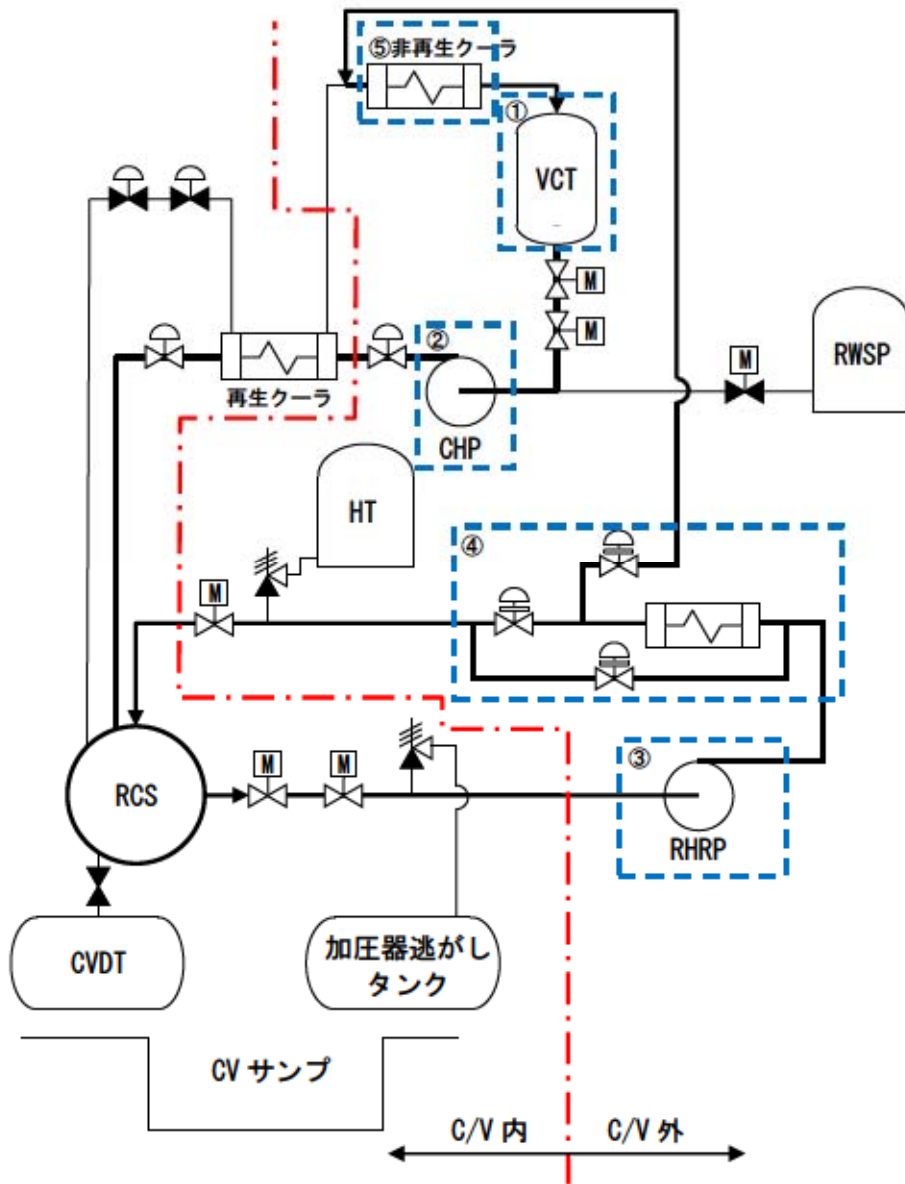
必要作業員と作業項目			経過時間(分)		備考
手順の項目	作業員(名) (作業に必要な作業員数) 【】は必ず作業移動して来た作業員	手順の内容	00 10 20 30 40 50 60 70 80 90	経過時間(時間)	
	作業員(名)		00	00	
	作業員(名)		00	00	
状況判断	運転員A, B	運転員が運転室内からの遠隔操作(中央制御室監視)	00	00	
燃料芯棒格納庫の遠隔操作	運転員A	燃料芯棒格納庫遠隔操作(遠隔操作)	00	00	

・上記作業員に加え、災害対策本部作業員3名にて監視各所に遠隔監視を行う。
 ・燃料芯棒格納庫による遠隔監視手順の確保が必要な場合は、上記作業員に加え、上記作業員以外の災害対策作業員も要する。
 ・各設定時間は操作時間、操作条件並びに監視の監視移動を含む作業時間等を考慮した上で保守上の設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備えた後は既定時間を実施する。
 ※注、運転員が燃料上設定した操作条件監視範囲に於けることは監視等に基づく確認している。(一)監視の範囲については想定時間(1)作業員)

ミッドループ運転中における原子炉冷却材流出の想定と対応について

想定される漏えい		漏えい検知のプロセス・判定		対応操作	
系統	主な流出先	漏えい発生の検知 パラメータ変化	警報 漏えい箇所判定に用いる主な警報		
RCS	フロア等への流出	CV サンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・RCS 水位低下 ・C/V サンプ水位上昇 ・CVDT 水位上昇 	<ul style="list-style-type: none"> ・C/V サンプ水位上昇率高、異常高 ・C/V サンプ水位高 	<ul style="list-style-type: none"> ➢RCS の現場確認、漏えい箇所の特定及び隔離（漏えい量が少ない場合） ➢冷却材補給操作 ➢ミッドループ運転中における LOCA 対応
	他系統への漏れ込み(弁)	CVDT		<ul style="list-style-type: none"> ・C/V 冷却材ドレンタンク水位高 	<ul style="list-style-type: none"> ➢RCS から CVDT への連絡弁の点検及び隔離（漏えい量が少ない場合） ➢冷却材補給操作 ➢ミッドループ運転中における LOCA 対応
CVCS	フロア等への流出	【CV 内】 CV サンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・RCS 水位低下 ・抽出水流量変化 ・充てん水流量変化 ・体積制御タンク水位低下 ・C/V サンプ水位上昇 ・A/B サンプ水位上昇 ・冷却材貯蔵タンク水位上昇 ・加圧器逃がしタンク水位上昇 	<ul style="list-style-type: none"> ・C/V サンプ水位上昇率高、異常高 ・C/V サンプ水位高 ・充てんライン流量高 ・体積制御タンク水位低 	<ul style="list-style-type: none"> ➢CVCS の現場確認、漏えい箇所の特定及び隔離（漏えい量が少ない場合）（CVCS の漏えい部位は充てんライン流量、抽出ライン流量等から判断） ➢充てん・抽出の停止 ➢冷却材補給操作 ➢ミッドループ運転中における LOCA 対応
		【AB 内】 AB サンプ		<ul style="list-style-type: none"> ・漏えい検知警報 ・充てんライン流量高、流量低 ・抽出ライン流量高 ・体積制御タンク水位低 	<ul style="list-style-type: none"> ➢CVCS の現場確認、漏えい箇所の特定及び隔離（CVCS の漏えい部位は充てんライン流量、抽出ライン流量等から判断） ➢充てん・抽出の停止 ➢冷却材補給操作 ➢ミッドループ運転中における LOCA 対応
	他系統への漏れ込み(弁)	冷却材貯蔵 タンク		<ul style="list-style-type: none"> ・抽出ライン流量高 ・体積制御タンク水位低 	<ul style="list-style-type: none"> ➢CVCS から冷却材貯蔵タンクへの弁状態の確認、漏れ込み箇所の特定及び隔離 ➢充てん・抽出の停止（流出停止操作に失敗した場合等必要により実施） ➢冷却材補給操作 ➢ミッドループ運転中における LOCA 対応
	他系統への漏れ込み(安全弁)	加圧器逃がし タンク		<ul style="list-style-type: none"> ・体積制御タンク水位低 ・加圧器逃がしタンク水位高 	<ul style="list-style-type: none"> ➢CVCS 安全弁状態の確認、漏れ込み箇所の特定 ➢充てん・抽出の停止 ➢冷却材補給操作
RHRS	フロア等への流出	【CV 内】 CV サンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・RCS 水位低下 ・C/V サンプ水位上昇 ・A/B サンプ水位上昇 ・余熱除去流量変化 ・抽出水流量変化 ・燃料取替用水ピット水位上昇 ・加圧器逃がしタンク水位上昇 ・冷却材貯蔵タンク水位上昇 	<ul style="list-style-type: none"> ・C/V サンプ水位上昇率高、異常高 ・C/V サンプ水位高 	<ul style="list-style-type: none"> ➢RHRS の現場確認、漏えい箇所の特定及び隔離（漏えい量が少ない場合）（RHRS の漏えい部位は RHR 流量、抽出水流量等から判断） ➢運転中 RHRS の切り替え・隔離 ➢冷却材補給操作 ➢ミッドループ運転中における LOCA 対応
		【AB 内】 AB サンプ		<ul style="list-style-type: none"> ・漏えい検知警報 ・余熱除去ライン流量低 	<ul style="list-style-type: none"> ➢RHRS の現場確認、漏えい箇所の特定及び隔離（RHRS の漏えい部位は RHR 流量、抽出水流量等から判断） ➢運転中 RHRS の切り替え・隔離 ➢冷却材補給操作 ➢ミッドループ運転中における LOCA 対応
	他系統への漏れ込み(弁)	燃料取替用水ピット		<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水ピット水位高 	<ul style="list-style-type: none"> ➢RHRS から燃料取替用水ピットへの弁状態の確認、漏れ込み箇所の特定及び隔離 ➢運転中 RHRS の切り替え・隔離 ➢冷却材補給操作 ➢ミッドループ運転中における LOCA 対応
	他系統への漏れ込み(安全弁)	加圧器逃がしタンク 冷却材貯蔵タンク		<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器逃がしタンク水位高 ・余熱除去ライン流量低 	<ul style="list-style-type: none"> ➢RHRS 安全弁状態の確認、漏れ込み箇所の特定 ➢運転中 RHRS の切り替え・隔離 ➢冷却材補給操作

RCS ミッドループ運転中における運転システムの概要と漏水監視の範囲の概念



系統	漏えい発生を検知		
RCS	C/V 内	C/V サンプル水位上昇	-
		C/V サンプル水位警報	
CVCS	体積制御タンク室	A/B サンプル水位上昇	①
	充てんポンプ室		②
	非再生クーラ室		⑤
RHRS	余熱除去ポンプ室	A/B サンプル水位上昇	③
		漏えい検知警報	
	余熱除去冷却器室	A/B サンプル水位上昇	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
(原子炉冷却材の流出)

第1表 システム熱水力解析用データ
(原子炉冷却材の流出)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 充てんポンプ i 注入開始 ii 注入流量	余熱除去機能喪失から 20 分後 29m ³ /h	運転員等操作余裕の考え方 蒸発量を上回る流量
(2) 初期条件 1) 1次系圧力 2) 1次系冷却材高温側温度 3) 1次系水位 4) 原子炉停止後の時間 5) 1次系開口部 6) 余熱除去ポンプ流量	大気圧 93℃ 原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm 72時間 加圧器安全弁配管 (3個) +加圧器のベント弁 (1個) 400 m ³ /h	ミッドループ運転時の現実的な設定 ミッドループ運転時の運転モード (モード5) の上限値 ミッドループ運転時の水位 最短時間に余裕をみた時間 ミッドループ運転時の現実的な設定 浄化運転時の最大流量
(3) 事故条件 1) 流出の想定	400m ³ /h (余熱除去機能喪失まで) 燃料取替用水ピット戻り配管の口径である約 20cm (8インチ) 口径相当 (余熱除去除去機能喪失後)	浄化運転時の最大流量 最大口径配管

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

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ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。

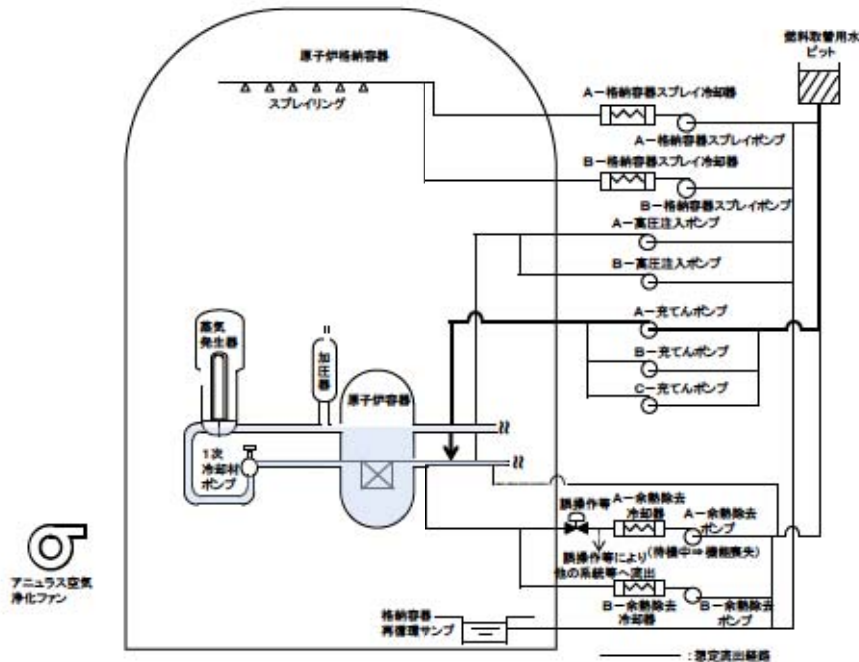


図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

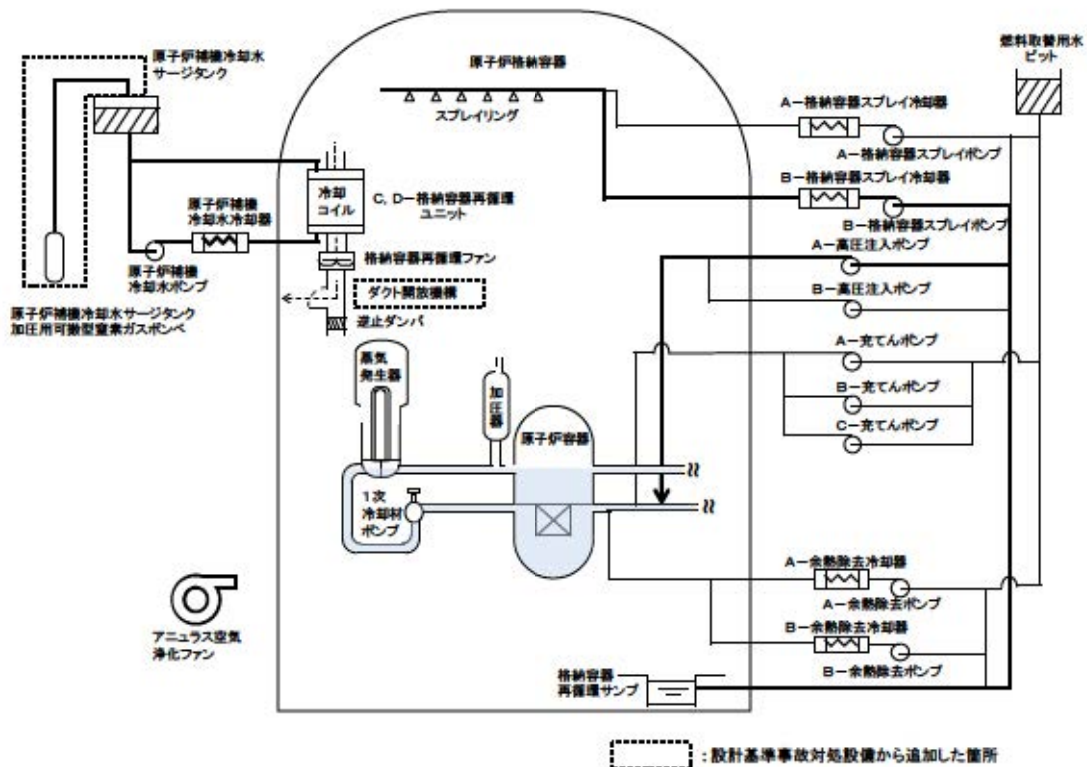


図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）

格納容器再循環サンプ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)

格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間を次ページの想定に基づき求めた。(図1、図2参照)

【計算式】

- ・再循環切替水位到達時間： $30/60\text{h} + (1,250\text{m}^3 \div 29\text{m}^3/\text{h}) = \text{約 } 43 \text{ 時間}$

本事象は交流電源や原子炉補機冷却水系が健全である想定としており、格納容器再循環サンプが再循環切替水位に到達した以降は速やかに高圧注入ポンプによる高圧再循環運転への切替が可能となることから、運転操作に対する時間余裕の観点で問題はないと考える。

また、本事象においては流出箇所の隔離操作を実施することにより高圧再循環運転への移行を想定しているが、隔離が遅れた場合には格納容器外への流出継続時間が長くなり、水源である燃料取替用水ピットの水量が不足することが考えられる。

しかしながら、再循環切替水位に相当する水量（約 $1,250\text{m}^3$ ）に対して、燃料取替用水ピットには $1,700\text{m}^3$ （有効水量）以上が確保されており、流出箇所からの流出率を解析結果に基づき約 $29\text{m}^3/\text{h}$ と見積もった場合においても、数時間の時間遅れは許容されると考える。

以上

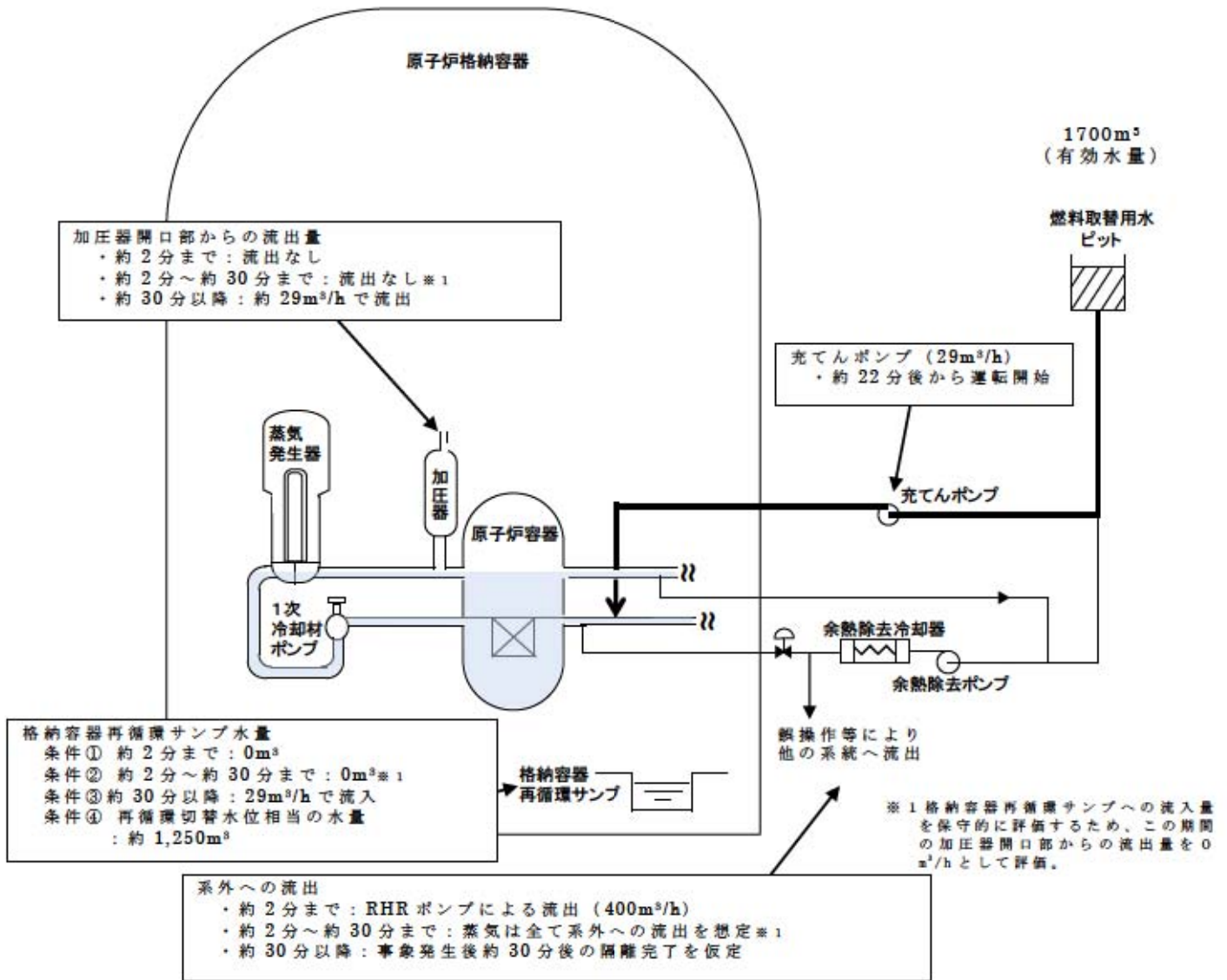


図1 再循環切替水位に到達するまでの時間評価の想定 (ミッドループ運転中の原子炉冷却材の流出)

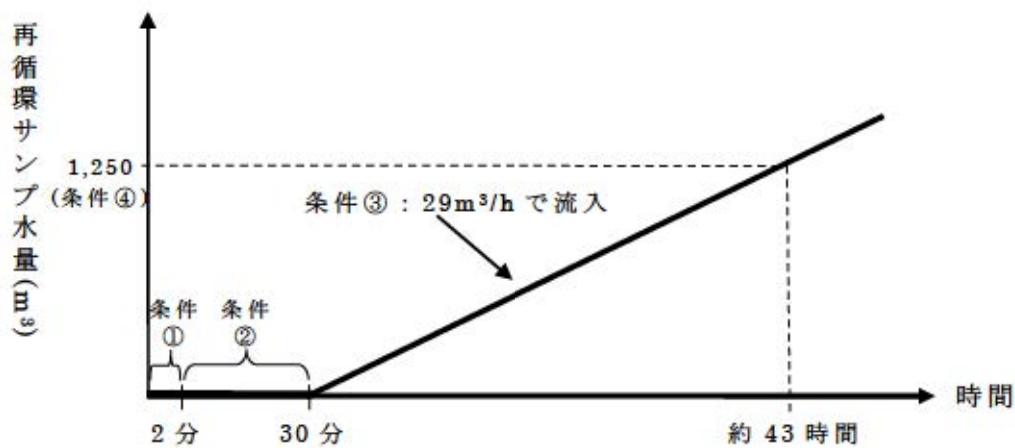


図2 時間評価結果

安定状態について

原子炉冷却材の流出（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定状態：冷却材の流出が停止し、1次系保有水及び1次冷却材温度が安定した状態

原子炉安定状態の確立について

第7.4.3.10図の解析結果より、1次系保有水量は事象発生約22分後から充てんポンプによる充てん注入にて維持可能である。また、第7.4.3.12図の解析結果より1次冷却材温度は事象発生直後に上昇するもののその後は有意な上昇がなく安定している。なお、第7.4.3.13図の解析結果より、燃料被覆管温度も初期温度から有意な上昇はなく安定している。以上のことから、充てんポンプによる注水を開始後、1次系保有水及び1次冷却材温度が安定する事象発生約30分後を原子炉の安定状態とした。

高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却による長期安定状態の維持について

1次冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転に切り替え炉心注水を継続すること及び格納容器内自然対流冷却による除熱を継続することで、燃料及び原子炉格納容器の健全性の維持が可能であることから、原子炉の安定状態を長期にわたり維持可能である。

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)

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして有効性評価を実施し、評価項目を満足することを確認している。

原子炉の運転停止中は主発電機の解列から並列までの期間であり、この期間中はプラントの状態が様々に変化する。このためプラントの運転状態、1次系の開放状態、1次系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況などに応じた緩和設備の状態等に応じて、図1に示すとおり、プラントの状態を適切に区分した上で、燃料取出前のミッドループ運転中以外の期間について、評価項目に対する影響を確認した。

表1に示すとおり、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においても全ての評価項目を満足できる。また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、蓄圧注入等の緩和機能に期待できることから、1次系保有水量が確保される状況にあり、崩壊熱を考慮しても、全ての評価項目を満足できる。

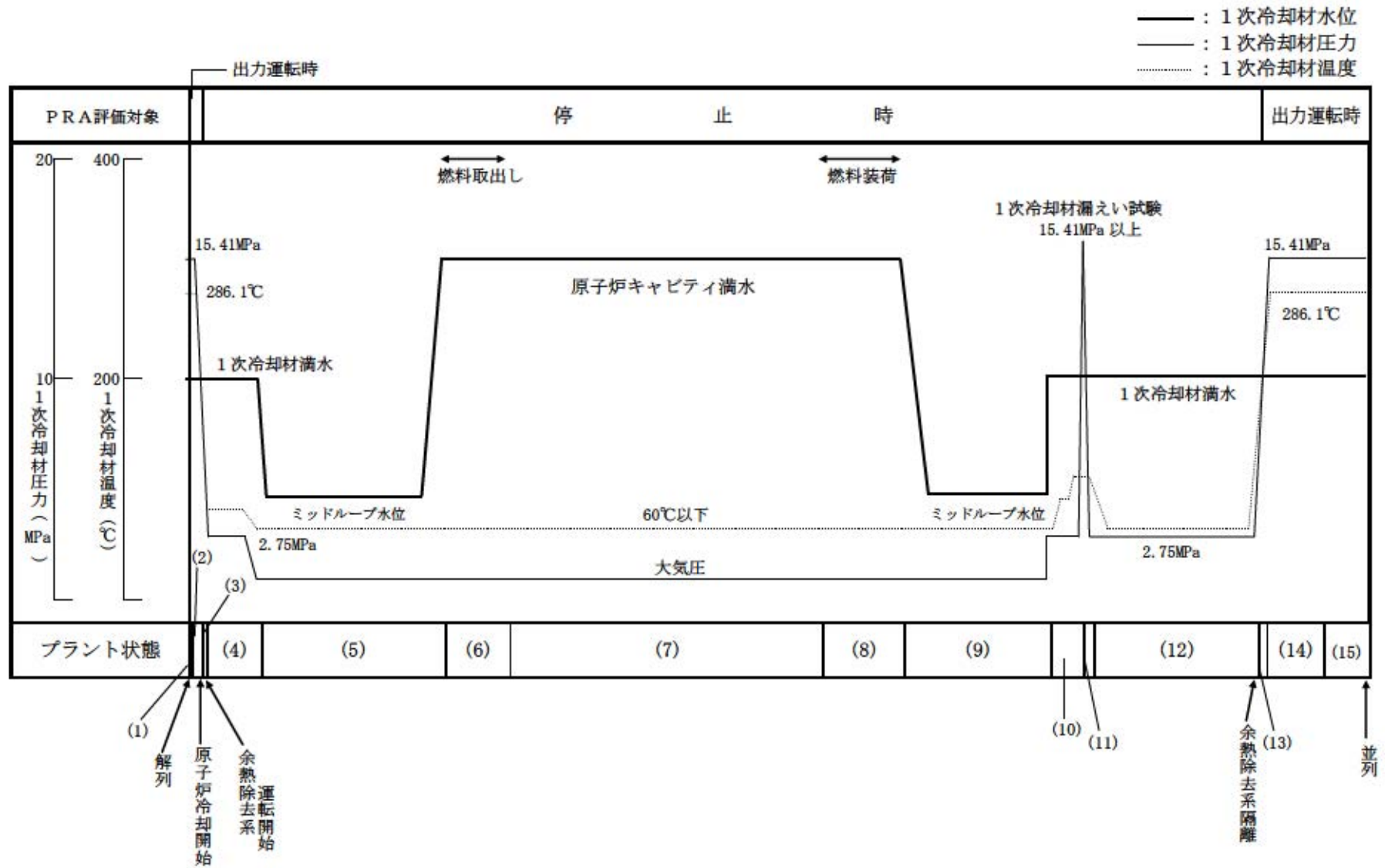


図1 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

表1 各プラント状態における評価項目に対する影響（原子炉冷却材の流出）（1/2）

プラント状態		運転停止中の評価項目		
		燃料有効長頂部冠水	放射線の遮へいが維持できる 水位の確保*	未臨界の確保
1	部分出力運転状態	出力運転時と同じ緩和手段がある。また、出力運転時と比較して1次系保有水量は同等であるが、崩壊熱は低い。そのため、出力運転時のLOCA事象に包絡される。出力運転時の有効性評価にて、燃料有効長頂部は冠水状態を維持できることを確認している。	○	部分出力運転状態の炉心は臨界状態であるが、この状態で1次冷却材の流出に伴い、1次系の熱除去機能が喪失し、1次冷却材の温度が上昇した場合でも、減速材温度係数が負であるため、負の反応度帰還効果により出力は低下する方向となる。なお、この状態から制御棒挿入により炉心を高温状態で未臨界とすることができる。また、1次冷却系へのほう酸水注入により、キセノン濃度変化に対しても高温状態で十分臨界未満を維持できる。
2	高温停止状態		○	
3	高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号ブロック)	非常用炉心冷却設備作動には期待できないため、手動起動が必要だが、緩和手段としては出力運転時と同等の設備に期待できる。ここで、出力運転時の有効性評価にて、燃料有効長頂部は冠水状態を維持できることを確認している。停止時は出力運転時と比較して崩壊熱が低いため時間余裕は十分あり、手動操作で多少の時間遅れがあったとしても、炉心露出に至ることはない。	○	原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、かつ、プラント状態5より1次系保有水量が多いため、プラント状態5に包絡される。
4	RHR系による冷却状態① (1次系は満水状態)	プラント状態5より崩壊熱が高いが、1次系保有水量が多く、かつ1次冷却系に開口部がないため、プラント状態5よりも炉心露出に対して余裕がある。したがって、プラント状態5に包絡される。	○	高温停止状態の炉心は保安規定により停止余裕が確保されており、未臨界状態である。また、1次冷却系へのほう酸水注入により、キセノン濃度変化に対しても高温状態で十分臨界未満を維持できる。一方、1次冷却系は加圧されていることから1次冷却材の密度変化はわずかであること及びほう素濃度はミッドループ運転状態よりも低いことから1次冷却材密度低下に伴う正の反応度帰還効果はプラント状態5での評価条件を考慮してもわずかであり影響は小さい。
5	RHR系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	有効性評価にて評価項目を満足していることを確認している。	○	有効性評価にて評価項目を満足していることを確認。
			-	原子炉容器蓋の取外し時は崩壊熱がさらに低下しており、かつ、炉心上部の広範な区画に水が確保されており、1次系保有水量の減少が遅いことから放射線の遮へいが問題となることはない。
6	原子炉キャビティ満水 (燃料取出し)	崩壊熱が低く、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。	-	プラント状態5より崩壊熱が高いが、1次系保有水量が多く、ボイドの発生が少なくなるため、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度帰還効果は小さくなることから、プラント状態5に包絡される。
				有効性評価にて評価項目を満足していることを確認している。
				崩壊熱が低く、また、1次系保有水量が多い。したがって、ボイドの発生が少なくなるため、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度帰還効果は小さくなることから、プラント状態5に包絡される。

添 7.4.3.6-3

※ ○：原子炉容器蓋を設置している状態 -：原子炉容器蓋を取り外している状態

表1 各プラント状態における評価項目に対する影響（原子炉冷却材の流出）（2/2）

プラント状態		運転停止中の評価項目		
		燃料有効長頂部冠水	放射線の遮へいが維持できる 水位の確保*	未臨界の確保
7	燃料取出し状態	評価対象外		
8	原子炉キャビティ満水 (燃料装荷)	崩壊熱が低く、1次系保有水量も多いため、プラント状態5に包絡される。	—	崩壊熱が低く、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。
9	RHR系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	1次系保有水量は同等であるが、崩壊熱が低いため、プラント状態5に包絡される。	— ○	プラント状態5に同じ。
10	RHR系による冷却状態④ (1次系は満水状態)	崩壊熱が低く、1次系保有水量も多いため、プラント状態5に包絡される。	○	プラント状態5より崩壊熱が低く、ボイドの発生が少なくなるため、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度帰還効果は小さくなることから、プラント状態5に包絡される。
11	1次冷却系漏えい試験 (RHR系は隔離)		○	
12	RHR系による冷却状態⑤ (1次系は満水状態)		○	
13	RHR系隔離から高温停止状態	○	燃料取替停止時のほう素濃度に満たされており未臨界状態である。一方、1次系は加圧されていることから1次冷却材の密度変化はわずかであること及びほう素濃度はミッドループ運転状態よりも低いことから1次冷却材密度低下に伴う正の反応度帰還効果はプラント状態5での評価条件を考慮してもわずかであり影響は小さい。	
14	高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除)	プラント状態1～3と同じ。	○	
15	部分出力運転状態		○	部分出力運転状態の炉心は臨界状態であるが、この状態で1次冷却材の流出に伴い、1次系の熱除去機能が喪失し、1次冷却材の温度が上昇した場合でも、減速材温度係数が負であるため、負の反応度帰還効果により出力は低下する方向となる。なお、この状態から制御棒挿入により炉心を高温状態で未臨界とすることができる。また、1次冷却系へのほう酸水注入により、キセノン濃度変化に対しても高温状態で十分臨界未満を維持できる。

添 7.4.3.6-4

※ ○：原子炉容器蓋を設置している状態 —：原子炉容器蓋を取り外している状態

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

1. はじめに

運転停止時 冷却材流出が発生した場合において、1次系保有水量を確保し、炉心露出を防止する観点から早期に充てんポンプによる炉心注水を実施することとしており、その操作の時間余裕について確認した。

2. 影響確認

充てんポンプによる炉心注水操作は、炉心露出までに実施すれば問題ないことから、図1の1次系保有水量応答から確認できるとおり、炉心崩壊熱の低下により1次系からの漏えい率は減少するが、保守的に1次系からの漏えい率を炉心注水時間時点（事象発生から約22分後）のまま維持するものとして概算した結果、運転停止時 原子炉冷却材の流出時に燃料被覆管温度が上昇し炉心露出に至る可能性がある1次系保有水量である約53[t]となるまでには、26分程度の時間余裕がある。

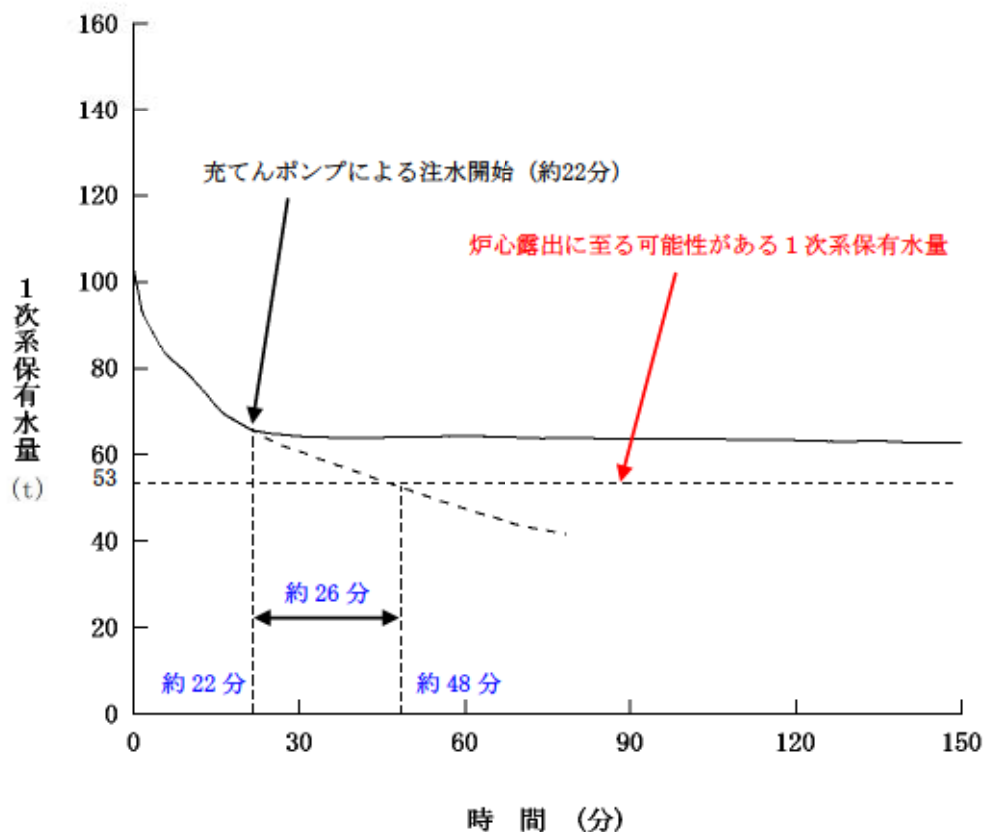


図1 1次系保有水量の推移

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(原子炉冷却材の流出)

重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の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	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/THIF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、燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の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。	炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THIF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、燃料被覆管温度が低くなることから、燃料被覆管温度上昇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：±0.4m	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、Winfrith/THEISISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。厳しめに想定をした場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、余熱除去機能喪失が早くなることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水の操作開始が早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒程度であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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、Winfrith/THEISISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを厳しめに考慮した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約1.1mの高さであるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	気液分離・対向流				
1次冷却系	冷却材流出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	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、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、炉心露出に対する事象進展が遅くなることから、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始が遅くなる。	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、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	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作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)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			
原子炉停止後の時間	72時間	72時間以上 (定期検査工程毎)	評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。	解析条件に対して炉心崩壊熱が小さくなることで、1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されること、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、1次系水位を起点に開始する操作ではなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件に対して炉心崩壊熱が小さくなることで、1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されること、炉心露出に対する余裕が大きくなる。
1次冷却材圧力(初期)	大気圧 (0MPa[gage])	大気圧 (0MPa[gage])	ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
1次冷却材高温側温度(初期)	93℃ (保安規定モード5)	93℃以下	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限值として設定。1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくくなることから、厳しい設定。	解析条件に対して初期の1次冷却材高温側温度が低くなることで、1次系の保有熱が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水操作の開始が遅くなる。	解析条件に対して1次冷却材高温側温度が低くなることで、1次冷却材系の保有熱が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する余裕が大きくなる。
1次冷却材水位(初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位として設定。	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。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
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。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率は低下し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、炉心水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率は低下し、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が大きくなる。
燃料取替用水ピット水量	2,000m ³	2,000m ³	燃料取替用水ピット水量の設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
1次系開口部	加圧器安全弁 3個取り外し 加圧器のベント弁 1個開放	加圧器安全弁 3個取り外し 加圧器のベント弁 1個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
2次系の状態	2次系からの冷却なし	2次系からの冷却あり	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。	解析条件に対して2次系から冷却することで1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、1次系水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件に対して2次系から冷却することで1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する余裕が大きくなる。

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

項目	解析条件の不確かさ(事故条件、機器条件)		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起回事象	余熱除去系からの1次冷却材の流出 400m ³ /h (余熱除去機能喪失まで流量一定で流出)	400m ³ /h以下	余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量を設定(ミッドループ運転中に原子炉冷却材系統と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系があるが、1次系保有水の早期流出の観点で、流量の多い余熱除去系からの流出を設定)。	最確条件の1次冷却材流出流量を用いた場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、1次系水位低下が遅くなることで、余熱除去機能喪失に対する事象進展は遅くなるが、余熱除去機能喪失以降に1次系水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
		燃料取替用水ピット戻り配管の口径である8インチ口径相当の漏えい(余熱除去機能喪失後)	8インチ口径以下	閉鎖した弁の復旧を見込まず、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出口径は余熱除去系統の最大口径を設定。	解析条件に対して、1次冷却材の流出口径が小さくなることで、1次系保有水量の減少が抑制され、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水操作の開始が遅くなる。
	安全機能の喪失に対する仮定	1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失	1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系の機能喪失し、さらにこれに伴い待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。	
	外部電源	外部電源なし	外部電源なし	外部電源がない場合、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
機器条件	充てんポンプの原子炉への注水流量	29m ³ /h	29m ³ /h	原子炉停止後72時間後を事象開始として、充てんポンプの起動時間約22分時点における崩壊熱による蒸発量約28.4m ³ /hを上回る値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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及び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				操作条件の考え方	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	充てんポンプ作動	余熱除去機能喪失後20分（事象発生後約22分）	事象発生から約20分後	<p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさにより、操作開始時間が遅くなる。</p> <p>炉心崩壊熱の不確かさにより、操作開始時間が遅くなる。</p>	<p>1次系における冷却材放出の不確かさにより、操作開始時間が遅くなる。</p> <p>1次冷却材流出流量の不確かさにより、操作開始時間が遅くなる。</p>	<p>運転員操作時間余裕として、事象の検知・判断及び充てんポンプによる炉心注水操作に計20分を想定して設定。</p>	<p>充てんポンプによる炉心注水は、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。</p>	<p>充てんポンプによる炉心注水の操作開始時間については、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によって操作開始が早くなる場合には、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は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発及び1次冷却材流出に伴う1次系保有水量の減少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は小さくなると考えられるが、充てんポンプによる炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕は、充てんポンプによる炉心注水開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで、操作時間余裕として約26分の操作余裕があることを確認した。（添付資料7.4.3.7）</p>