

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE742 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

7.4.2 全交流動力電源喪失

7.4.2.1 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「全交流動力電源喪失」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、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

(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「全交流動力電源喪失」では，原子炉の運転停止中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により，外部電源が喪失するとともに，非常用所内交流電源系統が機能喪失する。また，従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し，原子炉補機冷却水が必要な機器に供給できなくなることに伴い，余熱除去系による余熱除去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，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次系保有水量を確保し，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「全交流動力電源喪失」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，代替格納容器スプレイポンプ及び充てん

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、可搬型大型送水ポンプ車を用いて高圧注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び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7.4.2.1図に、対応手順の概要を第7.4.2.2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、重大事故等対策の設備と手順の関係を第7.4.2.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.2.2(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14名であり、事象発生3時間以降は参集要員も考慮する。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は5名、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7.4.2.3図に示す。

a. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。

b. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗す

ることで、早期の電源回復不能と判断し、代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、アニュラス空気浄化設備の空気作動弁への代替空気供給、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開放及び可搬型大型送水ポンプ車の準備を行う。

c. 余熱除去機能喪失の判断

低圧注入流量等のパラメータにより余熱除去機能喪失を判断する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、低圧注入流量等である。

d. 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)

e. 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、電源回復後、原子炉格納容器隔離を行う。

f. 炉心注水及び1次系保有水確保操作

炉心水位を回復させるため、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次系保有水量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。

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。

また、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水が行えない場合、B-充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。

（添付資料7.4.2.1）

g. 燃料取替用水ピットによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピット水の炉心への重力注水が期待できる場合は実施する。

燃料取替用水ピットによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

（添付資料7.4.2.2）

h. 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のため、B-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。

i. 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代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を継続して実施する。

また、燃料取替用水ピット水位指示が16.5%到達、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%以上であること及び可搬

型大型送水ポンプ車による A－高圧注入ポンプ（海水冷却）への海水通水ラインによりポンプへ海水が通水されていることを確認し、格納容器再循環サンプから A－高圧注入ポンプ（海水冷却）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。

j. 格納容器内自然対流冷却

長期対策として、可搬型大型送水ポンプ車を用いた C，D－格納容器再循環ユニットへの海水通水により、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。

k. 原子炉補機冷却系の復旧作業

原子炉補機冷却水系統の機能喪失要因や復旧作業時間を考慮し、参集要員が予備品の原子炉補機冷却海水ポンプ電動機による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。

7.4.2.2 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、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水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から代表性があり、炉心崩壊熱が高く、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外部電源が喪失するととも

に非常用所内交流電源が喪失する事故」であるが、「外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失する事故」との従属性を考慮し、「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却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, 7.4.2.6)

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。

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となることで現場操作にかかる作業、要員等の必要な作業項目と要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により、併せて措置の有効性を確認する。

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7.4.2.2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7.4.2.3)

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として，外部電源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

非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

起回事象として，外部電源が喪失するものとしている。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 代替格納容器スプレイ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

量として、 $29\text{m}^3/\text{h}$ 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) 代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水操作は、事象発生を検知及び判断、代替交流電源の準備並びに代替格納容器スプレイ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、事象発生60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7.4.2.2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7.4.2.4図から第7.4.2.12図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い、余熱除去機能が喪失することにより、1次冷却材温度が上昇し、約1分で1次冷却材が沸騰、蒸発することで、1次系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する1次冷却材温度の上昇により炉心での発生蒸気量が増加し、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器からの流出流量は再び増加に転じる。

事象発生60分後に代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を開始することで、次第に加圧器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、炉心水位を確保することができる。

(添付資料7.4.1.4, 7.4.2.4)

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第7.4.2.5図に示すとおりであり、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水によって、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。

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)

炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材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7.4.2.12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7.4.2.9図及び第7.4.2.11図に示すとおり、事象発生の約120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、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、A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環運転に切替え、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、燃料の健全性を維持できる。

(添付資料7.4.1.7, 7.4.1.9, 7.4.2.5)

7.4.2.3 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、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水量を確保することが特徴である。また、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(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。しかし、炉心水位を起点に開始する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7.4.2.8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1.0m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)

(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7.4.2.2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。

(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、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、炉心水位を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(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。

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

代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水は、第7.4.2.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

代替格納容器スプレイ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。

(3) 操作時間余裕の把握

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

代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.2.13図に示すとおり、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作開始時点の1次系保有水量の推移と同様の

推移をするものとして、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の時間を概算した。その結果、約30分の操作時間余裕があることを確認した。

(添付資料7.4.1.14)

(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、運転員による代替格納容器スプレイ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。

(添付資料7.4.2.7)

7.4.2.4 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「全交流動力電源喪失」において、重大事故等対策時に必要な初動の要員は「7.4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり14名であり、事象発生3時間以降については参集要員も考慮する。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名及び参集要員で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シナシスグループ「全交流動力電源喪失」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）を水源とする代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水については、事象発生約59.6時間後までの注水継続が可能であり、この間に格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環運転が可能であるため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

b. 燃料

代替非常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日間の運転継続には約138.1kL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。

可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生約10.5時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.3kLの軽油が必要となる。

使用済燃料ピットへ海水を補給するための可搬型大型送水ポンプ車については、事象発生直後から使用済燃料ピット水が蒸発を開始すると想定し、使用済燃料ピット水位を維持するよう可搬型大型送水ポンプ車で間欠的に注水した場合、7日間の運転継続に約1.7kL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

158.5kL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

代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約1,638kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW(3,450kVA)にて供給可能である。

(添付資料7.4.2.8)

7.4.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉運転停止中に送電系統の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、原子炉補機冷却水が必要な機器に供給できなくなることに伴い、余熱除去系による余熱除去機能が喪失する。このため、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「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策として代替格納容器スプレイポンプ及びB-充てんポンプ(自己冷却)による炉心注水する手段を、長期対策として可搬型大型送水ポンプ車を用いてA-高圧注入ポンプ(海水冷却)及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、A-高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環及び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手段を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーク

ンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却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，代替格納容器スプレイ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，全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから，代替格納容器スプレイ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「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

第7.4.2.1表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（1／3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設備	可搬設備	計装設備
a. 全交流動力電源喪失の判断	・外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。	-	-	-
b. 早期の電源回復不能判断及び対応	・中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗することで、早期の電源回復不能と判断し、代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充電ポンプ（自己冷却）、アニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開放及び可搬型大型送水ポンプ車の準備を行う。	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型タンクローリー	-
c. 余熱除去機能喪失の判断	・低圧注入流量等のパラメータにより余熱除去機能喪失を判断する。	-	-	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）
d. 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。	-	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（2 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
e. 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、電源回復後、原子炉格納容器隔離を行う。	—	—	—
f. 炉心注水及び 1 次系保有水確保操作	・炉心水位を回復させるため、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1 次系保有水量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。 ・代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水が行えない場合、B-充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 【B-充てんポンプ（自己冷却）】	可搬型タンクローリー	加圧器水位 1 次冷却材圧力（広域） 1 次冷却材温度（広域—高温側） 1 次冷却材温度（広域—低温側） 燃料取替用水ピット水位 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
g. 燃料取替用水ピットによる炉心注水	・炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピット水の炉心への重力注水が期待できる場合は実施する。	—	—	—
h. アンユ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]となれば、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策のため、B-アンユ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。	B-アンユラス空気浄化ファン B-アンユ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 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	アンユラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスポンプ 可搬型タンクローリー	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 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（3 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
i. 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代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を継続して実施する。 ・燃料取替用水ピット水位指示が 16.5%到達、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が 71%以上であること及び可搬型大型送水ポンプ車による A-高圧注入ポンプ（海水冷却）への海水通水ラインによりポンプへ海水が通水されていることを確認し、格納容器再循環サンプから A-高圧注入ポンプ（海水冷却）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。 	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 A-高圧注入ポンプ（海水冷却） 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	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	高圧注入流量 加圧器水位 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） 燃料取替用水ピット水位 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
j. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・長期対策として、可搬型大型送水ポンプ車を用いた C、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、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。 	C、D-格納容器再循環ユニット ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー 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
k. 原子炉補機冷却系の復旧作業	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水系統の機能喪失要因や復旧作業時間を考慮し、参集要員が予備品の原子炉補機冷却海水ポンプ電動機による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。 	-	-	-

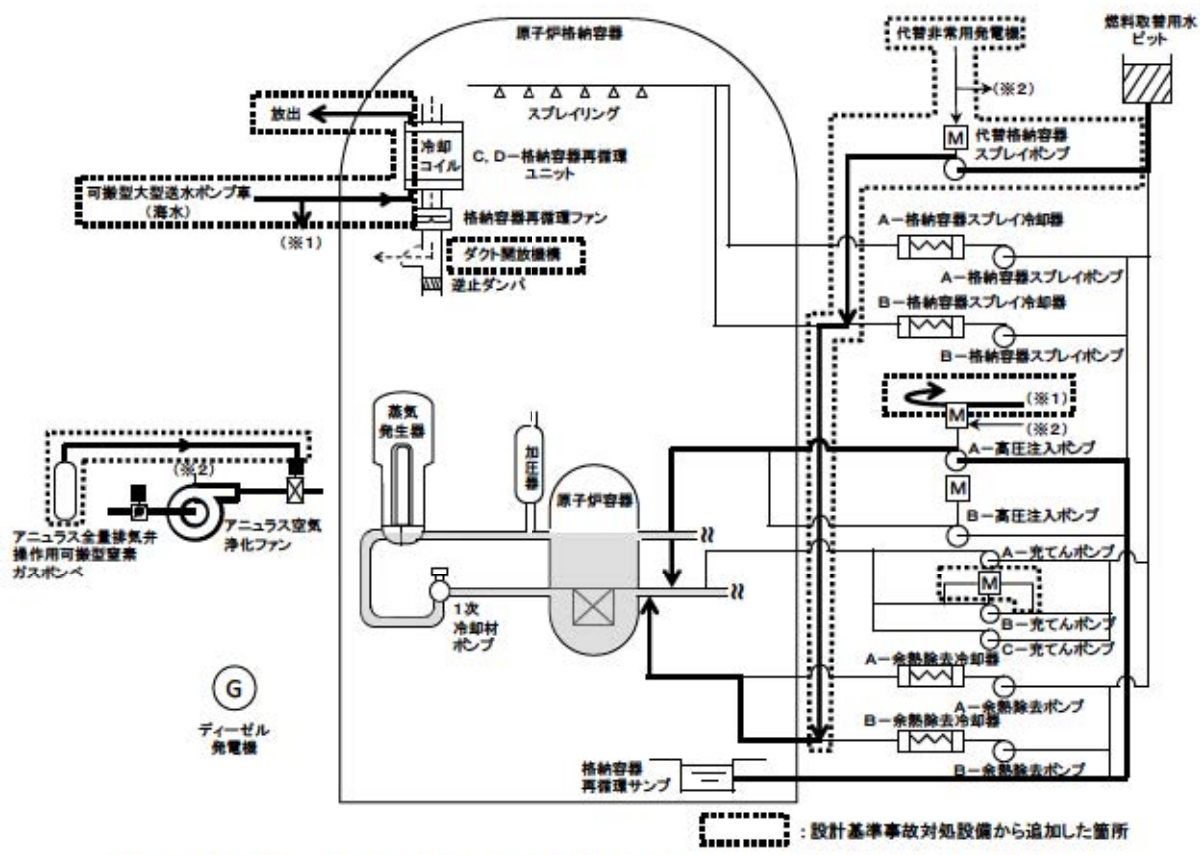
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
 原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (1/2)

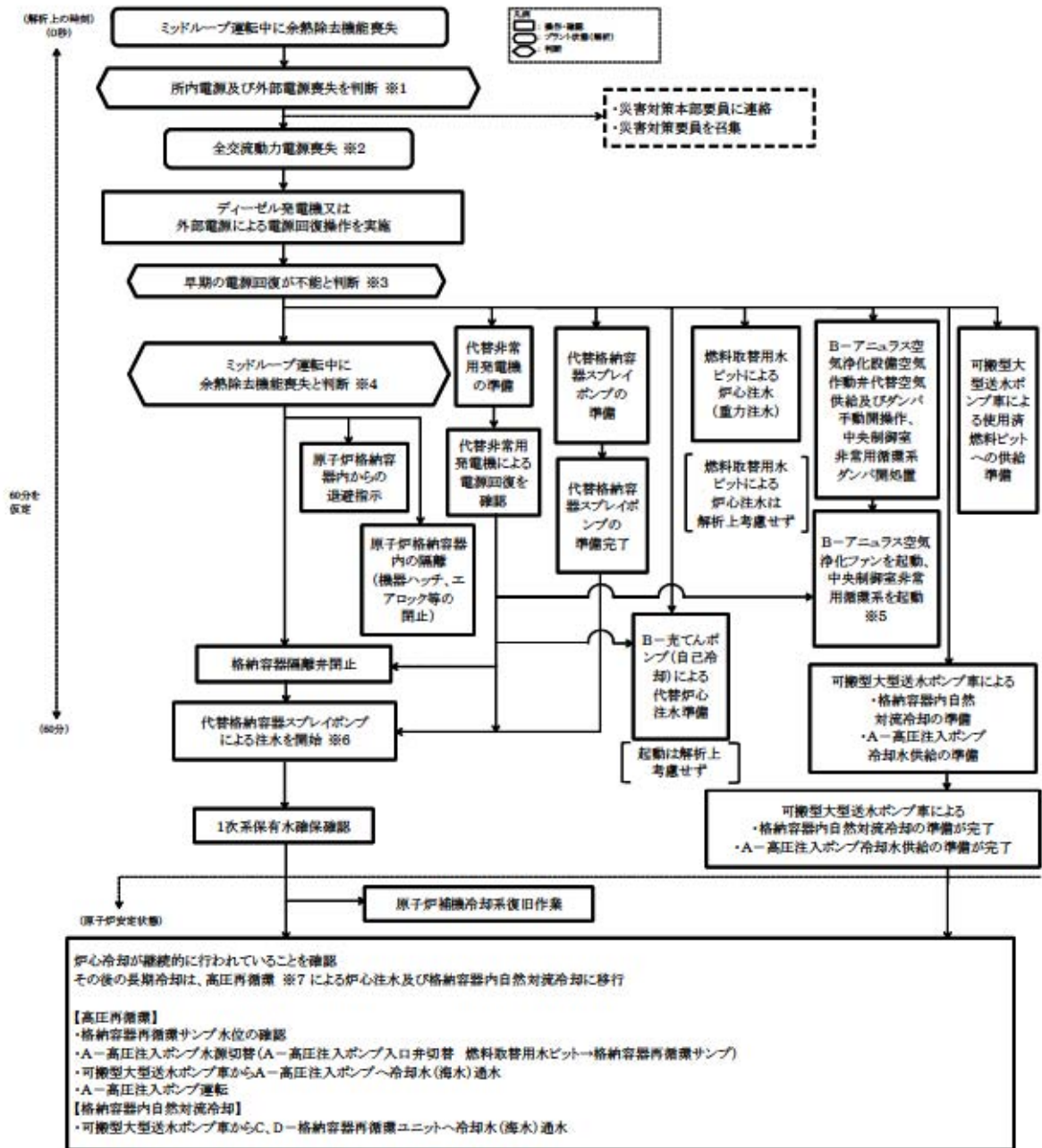
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	72 時間 評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1 次冷却材の蒸発率も大きくなることから、1 次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1 次冷却材圧力 (初期)	大気圧 (0MPa [gage]) ミッドループ運転時は 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 7.4.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
 原子炉補機冷却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	起回事象	外部電源喪失	起回事象として、外部電源が喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起回事象として、外部電源が喪失するものとしている。
重大事故等対策に関連する機器条件	代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量	29m ³ /h	原子炉停止72時間後を事象開始として代替格納容器スプレイポンプの起動時間60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	代替格納容器スプレイポンプ起動	事象発生の60分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断並びに代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間。



第7.4.2.1図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図



- ※1:すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示した場合
 ※2:非常用直流系統は使用可能
 ※3:中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合
 ※4: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。
 ※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:実際の操作では準備が完了し炉心に注水が可能となればその段階で実施する。また、注水流量は、29m³/hを下回らない流量とする
 ※7:燃料取替用水ビット水位指示が16.5%に到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示71%以上(再循環切替水位)であることを確認し、高圧再循環に移行する

第 7. 4. 2. 2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
 (「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

手順の項目	必要の要員と作業項目	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	経過時間(分)												備考
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
状況判断	運転員a, b	2	●格納容器隔離停止操作 (中央制御室操作) ●原子炉格納容器内からの遠隔・点呼 (現場操作) ●原子炉格納容器内からの遠隔確認 (現場操作) ●格納容器エアロック閉止 (現場操作) ●格納容器エアロック閉止確認 (現場操作)	10分												
格納容器隔離	運転員a 格納容器内作業員 格納容器出入管理員 運転員c	1 — — 1	●格納容器隔離停止操作 (中央制御室操作) ●原子炉格納容器内からの遠隔・点呼 (現場操作) ●原子炉格納容器内からの遠隔確認 (現場操作) ●格納容器エアロック閉止 (現場操作) ●格納容器エアロック閉止確認 (現場操作)	30分 30分 30分 20分												重大事故等対策に必要な要員とは関係のない一般作業員。 夜間・休日問わず24時間、エアロック前に待機する。
電源確保作業	運転員a 運転員b 災害対策要員A, B 運転員c	1 1 2 1	●代替非常用発電機からの前電源・起動操作、 起動確認 (中央制御室操作) ●非常用出力調整受電準備及び受電 (現場操作) ●充電器受取 (現場操作)	15分 15分 15分												
代替格納容器スプレイポンプ起動操作	運転員a 運転員d 災害対策要員D 運転員d	1 2 — 1	●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作) ●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作) ●代替格納容器スプレイポンプ起動～注水開始 (現場操作)	30分 30分 30分												
排ばく気減圧操作	運転員a 運転員c 災害対策要員C 災害対策要員B, D	1 1 1 2	●ロ-アニュラス空気浄化ファン起動操作 (中央制御室操作) ●中央制御室非常用電源系起動操作 (中央制御室操作) ●ロ-アニュラス空気浄化設備空気作動弁 代替空気供給及びダンパ手動開操作 (現場操作) ●中央制御室非常用電源系ダンパ閉位置 (現場操作)	20分 35分												原子炉格納容器圧力が0.025MPa[gage]になれば、排ばく気減圧としてアニュラス空気浄化ファンを起動及び作業環境確保のため中央制御室非常用電源系を起動する。
燃料取替用水ピットが心注水操作 (解析上考慮せず)	運転員a	1	●燃料取替用水ピットによる炉心注水操作 (中央制御室操作)	35分												
ロー充電ポンプ(自己冷却) 起動準備・起動操作 (解析上考慮せず)	運転員a 運転員b 災害対策要員A	1 — 2	●ロー充電ポンプ(自己冷却)系統構成 (中央制御室) ●ロー充電ポンプ(自己冷却)系統構成・ メンテナンス・過水 (現場操作)	15分 35分												代替格納容器スプレイポンプによる注水に成功した場合は実施せず
蓄電池置換気系ダンパ閉位置	災害対策要員B, D	2	●蓄電池置換気系ダンパ閉位置、 コントロールセンターコアタ置替え (現場操作)	20分												
蓄電池置換気ファン起動	運転員c	1	●蓄電池置換気ファン起動 (現場操作)	20分												
可搬型制御機接続 (有気性評価上考慮せず)	災害対策要員E	1	●可搬型制御機接続 (現場操作)	20分												

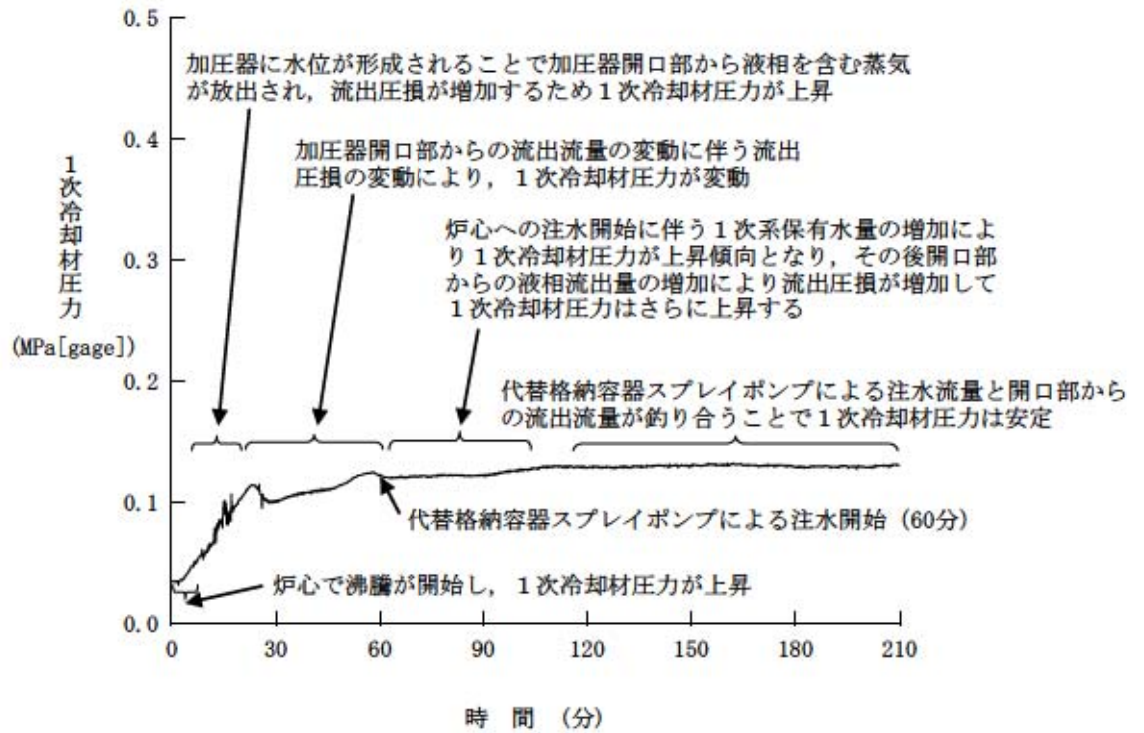
・上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に連絡連絡を行う。
 ・進行状況確認による遠隔運転手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作順序、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たすに順次操作を実施する。
 注、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間より長い)

第7.4.2.3図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
 原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (1 / 2)

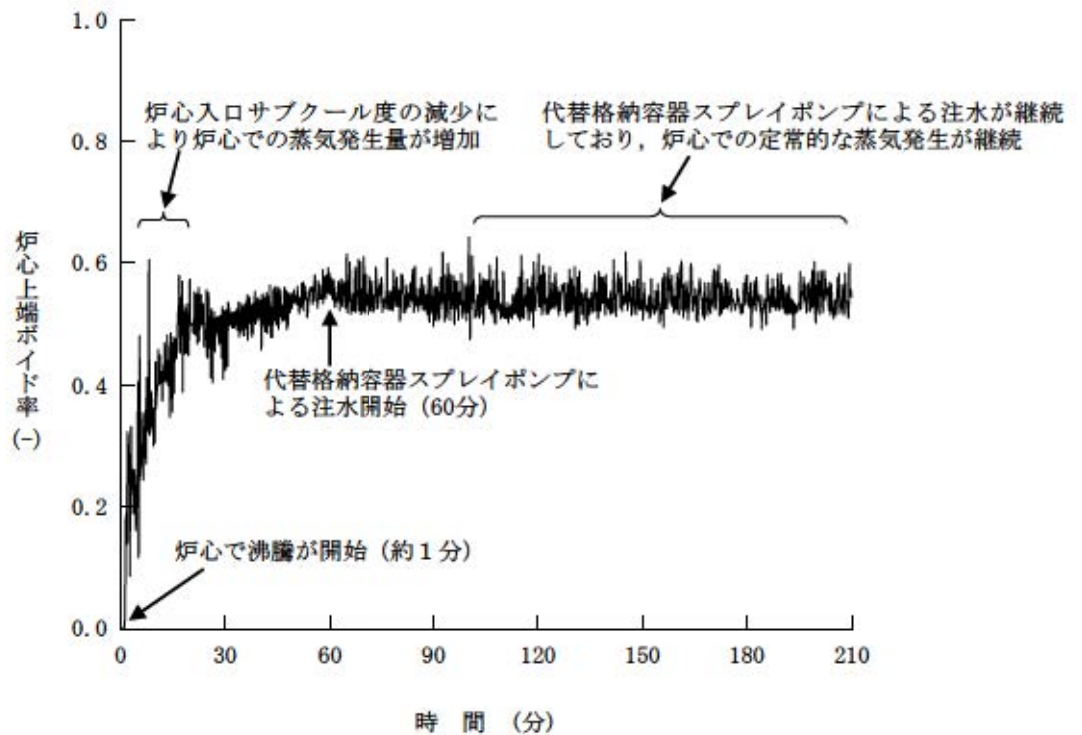
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)		備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	2	4 6 8 10 12 20 30 40 50 60	
使用済燃料ピットへの 排水確保(海水)	災害対策要員A', B', C'	[3] ●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの敷設、 ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水装置への水中ポンプ敷設 (復旧操作)			使用済燃料ピットへの排水は、使用済燃料ピット水面の積存量が約1.5m ³ /hとなる水位となる約1.5日後までに対応が可能。
	災害対策要員D'	[1] ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの排水 (復旧操作)			
原子炉補機冷却水系統への 漏水確保(海水)	災害対策要員A', B', C'	[3] ●可搬型ホース敷設、原子炉補機冷却水系統のホース接続ロッド接続、 ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの敷設、 ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水装置への水中ポンプ敷設 (復旧操作)			可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、Dロータリ容器内自然対流冷却システムへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉補機冷却水系統内の空気を継続的に実施する。
	運転員a	[1] ●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●A-高圧注入ポンプへの補機冷却水(海水)通水系統構成 (中央制御室操作)			
	運転員b	[1] ●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●A-高圧注入ポンプへの補機冷却水(海水)通水系統構成 (復旧操作)			
	運転員c	[1] ●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●A-高圧注入ポンプへの補機冷却水(海水)通水系統構成 ●可搬型流量計設置取付け (復旧操作)			
	災害対策要員D'	[1] ●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系統への通水 (復旧操作)			
高圧ろ過機運転操作	運転員a	[1] ●A-高圧注入ポンプ(海水冷却)系統構成 ●A-高圧注入ポンプ(海水冷却)起動 (中央制御室操作)			
燃料補給	作業要員	2 ●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●代替非常用発電機への燃料補給 ●可搬型クレーンへの燃料積み上げ (復旧操作)			
予備原子炉補機冷却海水ポンプ 電機機取替え	作業要員	— ●予備品原子炉補機冷却海水ポンプ電機機との取替え等 (復旧操作)			必要な資機材等の準備が整えば作業を開始する。

* 災害対策要員の記号に付した「'」は、災害対策要員同士での担当作業の入替えを行っての対応が可能であることを示す。

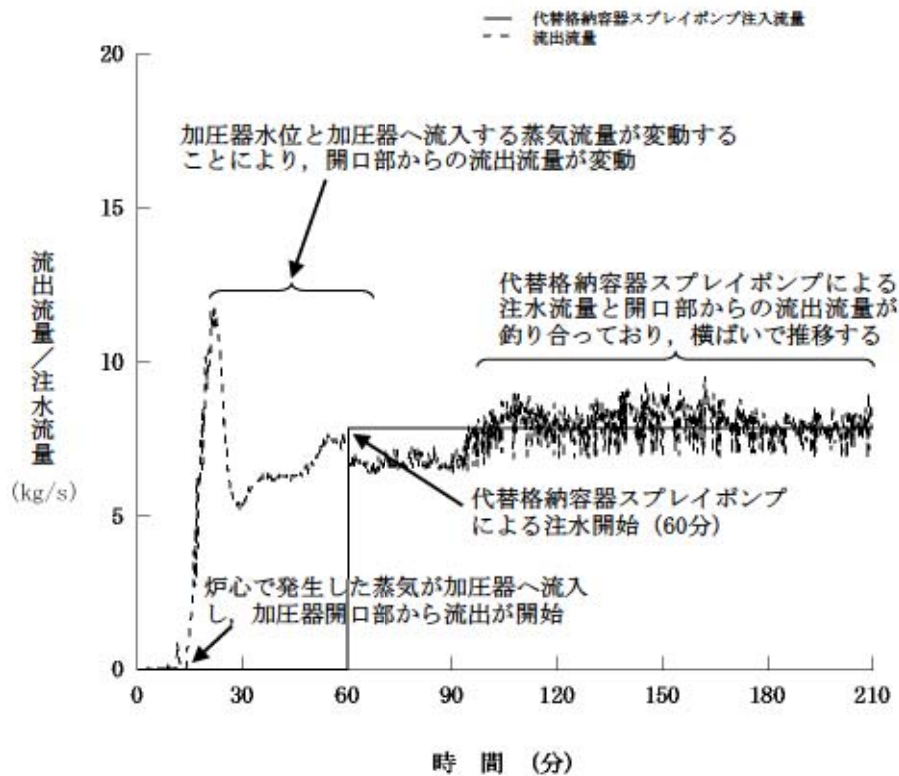
第7.4.2.3図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (2/2)



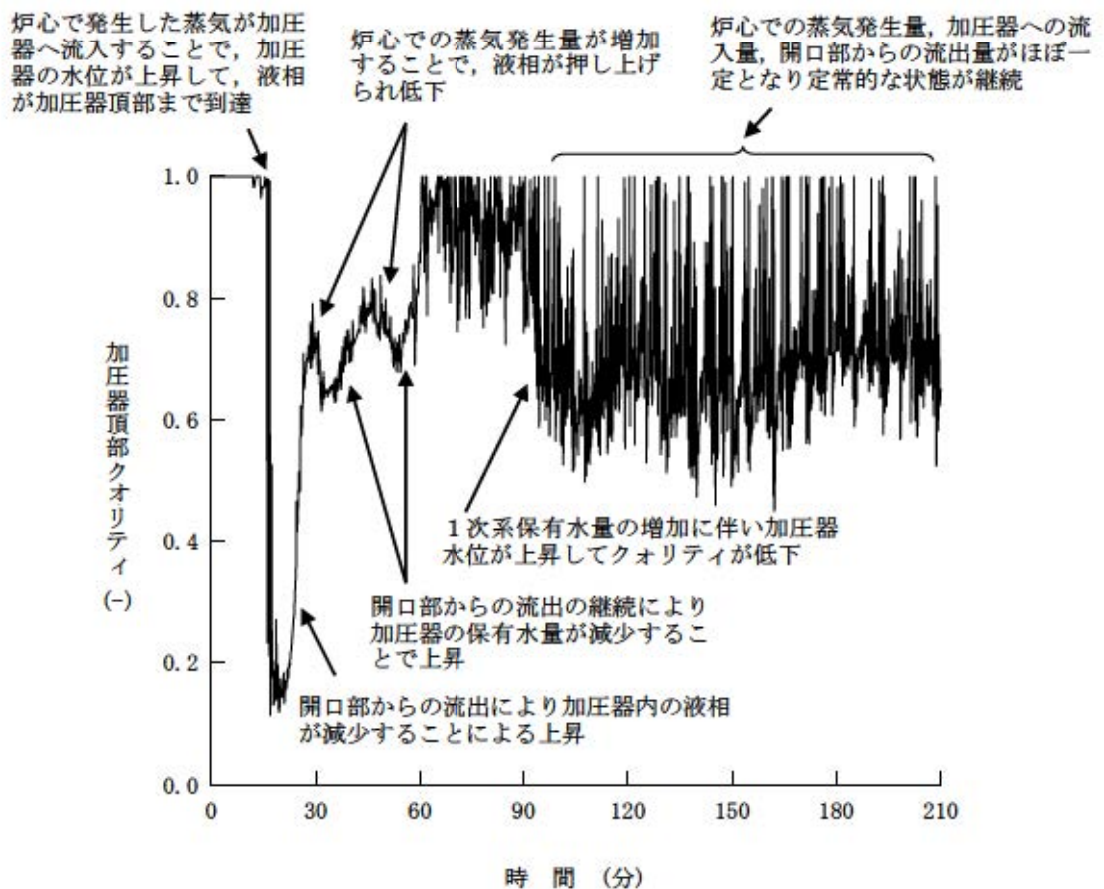
第7.4.2.4図 1次冷却材圧力の推移



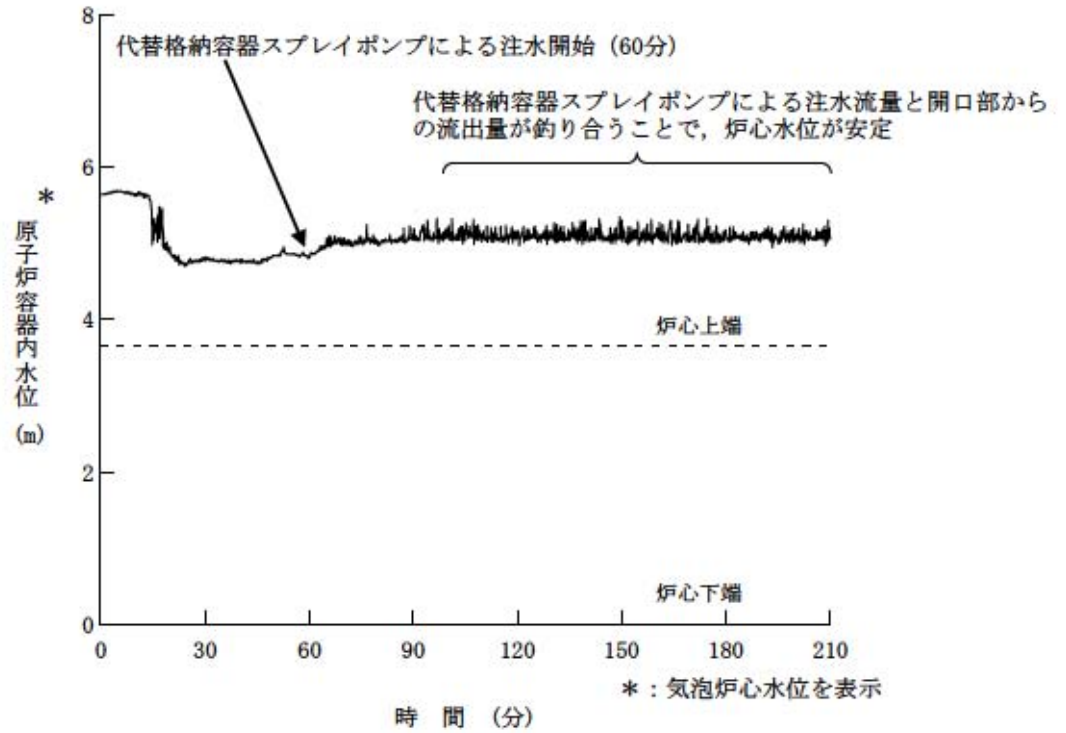
第7.4.2.5図 炉心上端ボイド率の推移



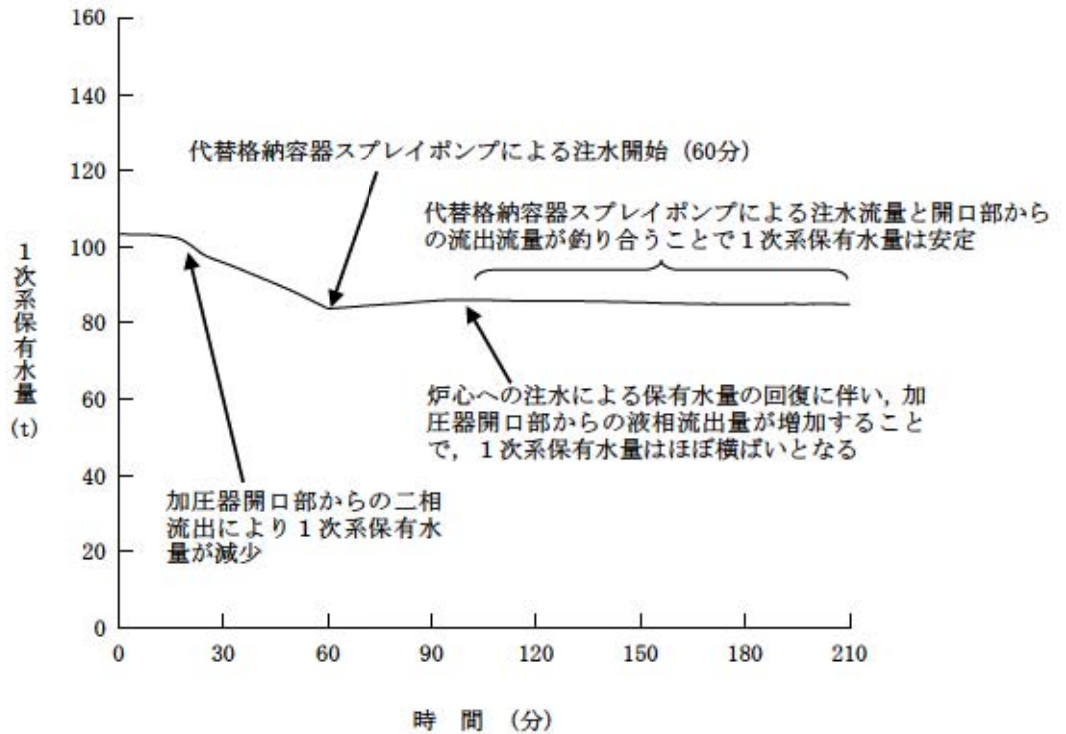
第7.4.2.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



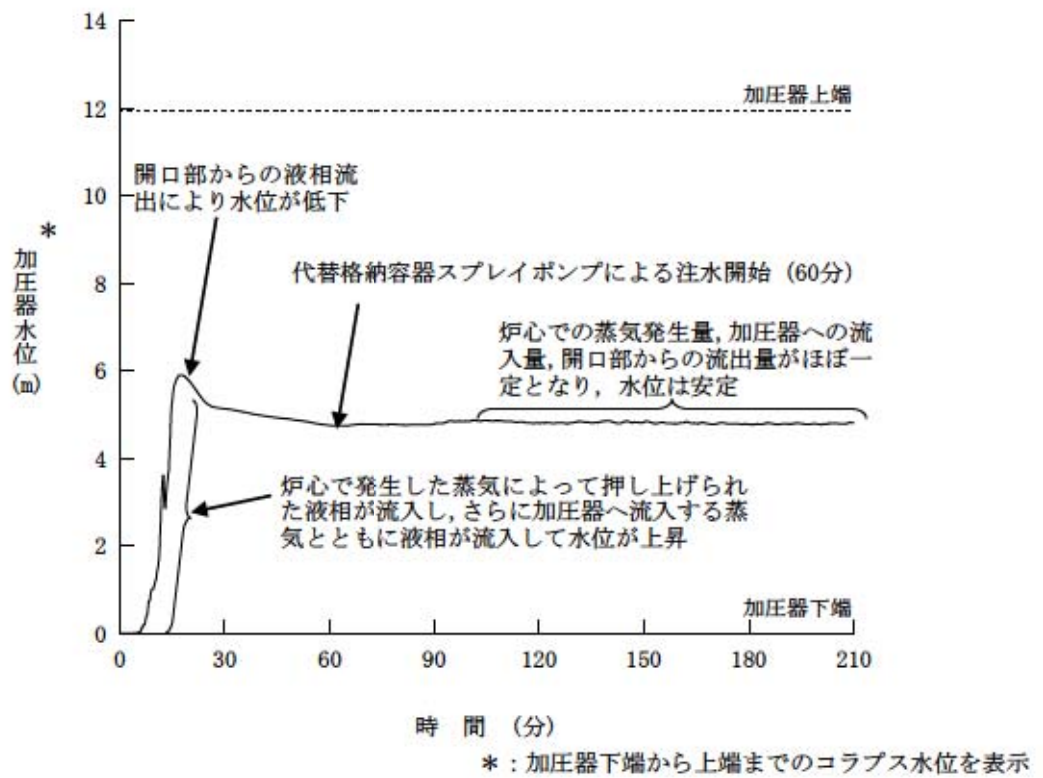
第7.4.2.7図 加圧器頂部クオリティの推移



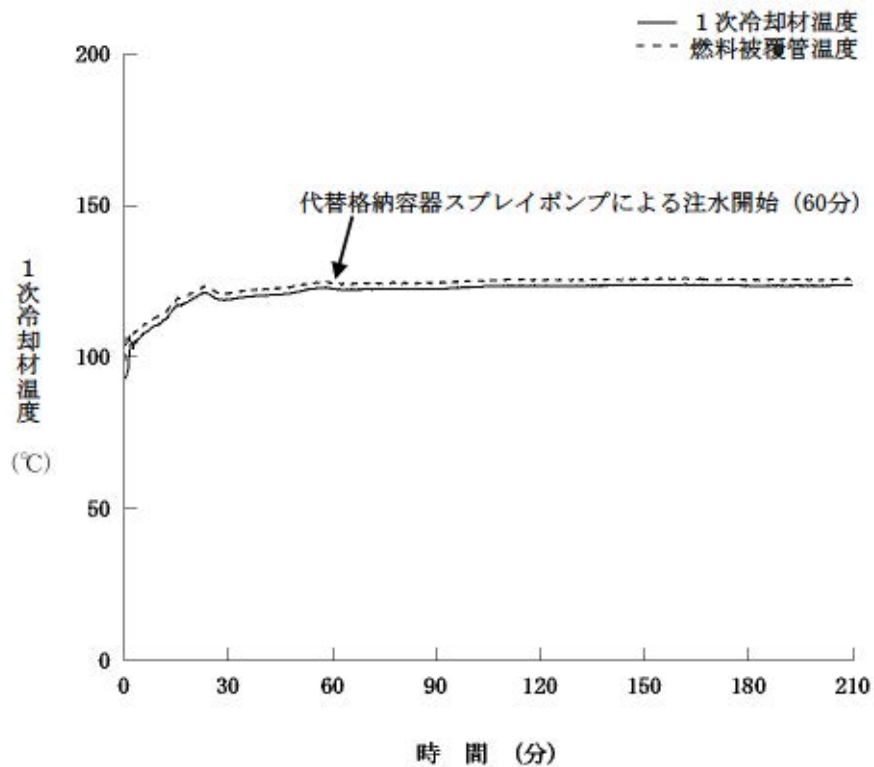
第7.4.2.8図 原子炉容器内水位の推移



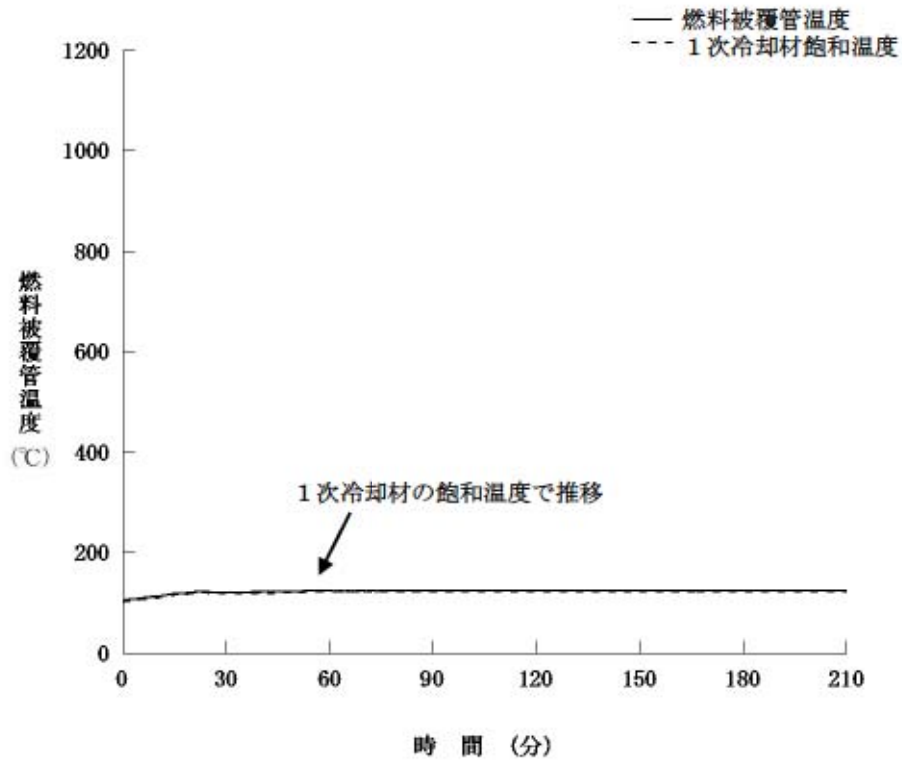
第7.4.2.9図 1次系保有水量の推移



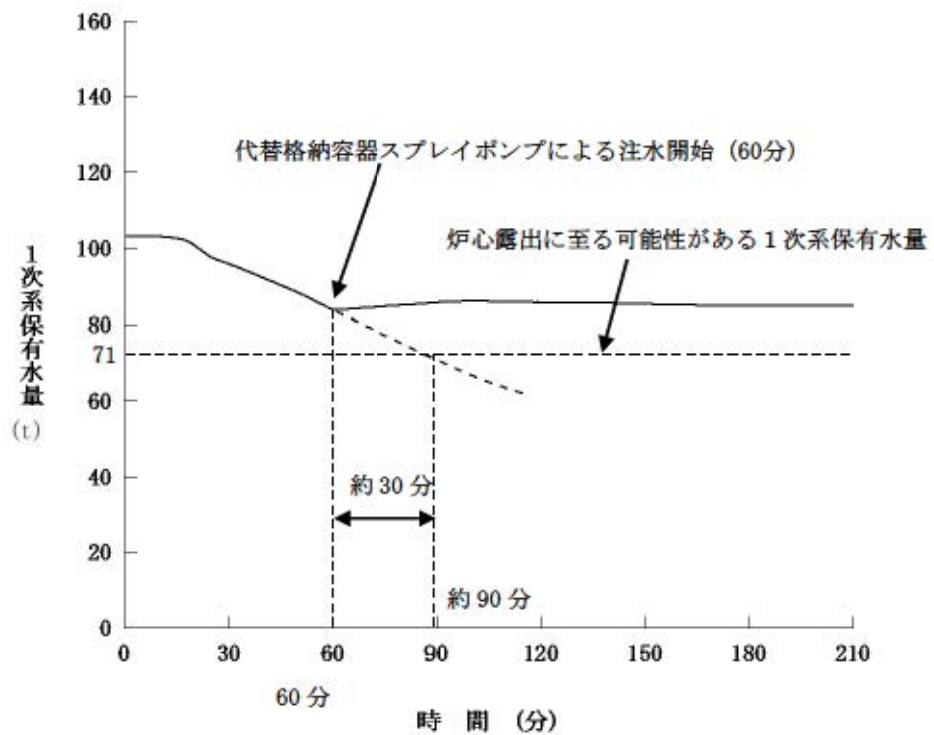
第7.4.2.10図 加圧器水位の推移



第7.4.2.11図 1次冷却材温度の推移



第7.4.2.12図 燃料被覆管温度の推移



第7.4.2.13図 1次系保有水量の推移 (代替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	SAE742H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

重大事故等対策の有効性評価 添付資料

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

添付資料目次

(6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)

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

(7. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失)

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

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

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

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

（7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失）

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

事象進展について

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

(7.1.5 原子炉停止機能喪失)

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

(7.1.6 ECCS注水機能喪失)

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

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

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

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

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

(7.1.8 格納容器バイパス)

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

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

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

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

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

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

添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①

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

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

添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて

添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②

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

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

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

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

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

(7.2 重大事故)

(7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

(7.2.1.1 格納容器過圧破損)

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

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

（7.2.1.2 格納容器過温破損）

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

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

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

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

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

(7.2.4 水素燃焼)

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

慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について

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

（7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用）

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

（7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故）

（7.3.1 想定事故1）

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

（7.3.2 想定事故2）

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

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

(7.4.2 全交流動力電源喪失)

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

(7.4.3 原子炉冷却材の流出)

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

(7.4.4 反応度の誤投入)

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

(7.5 必要な要員及び資源の評価)

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

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

ミッドループ運転期間中において、全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合の炉心注水手段については、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水のほか、蓄圧タンクによる炉心注水（その後に続く代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水）が考えられる。

当社においては、以下に示す炉心注水手段の比較、原子炉停止時の蓄圧タンク運用見直しに対する検討より総合的に判断した結果、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水にて対応することとしている。

1. 炉心注水手段の比較検討

以下の比較結果より、炉心注水までの操作時間はほぼ同じであり、燃料損傷防止及び継続的な炉心冷却の観点ではどちらの手段も有効である。

代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水	蓄圧タンクによる炉心注水
○代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水に関する考察 ①事象発生から約60分で代替格納容器スプレイポンプの準備を完了し注水開始可能。 ②代替格納容器スプレイポンプにより、燃料取替用水ピットのほう酸水を継続的に注入することができ、長期にわたり炉心の冷却が維持できる。(29m ³ /hで注水し、事象発生から約59.6時間後まで注水可能。その後は高圧再循環による冷却となる。)	○蓄圧タンクによる炉心注水に関する考察 ①蓄圧タンクによる炉心注水は、代替非常用発電機からの給電準備・起動操作、出口弁の操作準備時間等を考慮し、事象発生後約60分で実施可能。 ②蓄圧タンク水を炉心注水する場合、1基当たり約30分間の炉心冷却に寄与でき、2基注水を考慮すると、代替格納容器スプレイポンプの準備までに約60分の操作余裕を確保可能。(継続的な炉心冷却には代替格納容器スプレイポンプが必要)

2. 原子炉停止時の蓄圧タンク運用見直しに対する検討

【現状の運用】

- ・原子炉停止操作において、蓄圧タンク出口弁はクールダウン途中のRCS圧力6.89MPaにて閉じた後、誤作動防止管理のために電源を切とする運用としている。
- ・蓄圧タンクは、運転モード5（RCS温度93℃以下）に到達し、CVページ後（格納容器への立ち入りが可能となった時点以降）N₂を放出し大気開放としている。

上記の運用を変更し、蓄圧タンク圧力を4.04MPaに保持（待機）することにより、以下のリスクを考慮する必要がある。

保安規定記載内容（参考）

第45条

- ・低温過加圧防護（モード4【130℃以下】、5及び6【RV蓋が閉められている状態】）
- ・蓄圧タンク全基が隔離されていること。隔離解除は蓄圧タンク圧力<RCS圧力を条件に、1基毎に許容される。

第50条

- ・蓄圧タンク（モード1、2及び3【RCS圧力>6.89MPa】）蓄圧タンクの全ての出口隔離弁が全開であること。

当社においては、ミッドループ運転期間中における全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合の炉心注水手段について、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施することとしているが、蓄圧タンクを加圧したまま残しておき、緊急時の水源として備えておくことに関する可能性について検討した。

検討の結果、蓄圧タンクを大気開放とせず低圧にて保持することは、補給源の多様性という面で有利ではあるものの、何より作業者の安全に配慮する必要があることから、従来通り蓄圧タンクは大気開放とし、炉心注水に期待しないものとする。

検討内容

	炉心注水に蓄圧タンクを使用しない場合 (大気開放)	炉心注水に蓄圧タンクを使用する場合 (4.4MPa保持)	炉心注水に蓄圧タンクを使用する場合 (低圧にて保持) (例：1.0MPa)	備考
低温過加圧防護機器の作動による保有水液相放出 (加圧器満水時の場合)	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合でも低温過加圧防護機器は作動しない。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合、蓄圧タンク圧力が高圧のため、炉心注水時1次冷却材系統が加圧され低温過加圧防護機器が作動し1次冷却材が系外へ放出される懸念がある。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合でも低温過加圧防護機器は作動しない。	
	○	×	○	
作業の安全性確保 (ミッドループ運転期間中の場合)	誤操作防止対策として、蓄圧タンク出口弁操作器を閉ロックし、蓄圧タンク出口弁閉止状態で蓄圧タンク出口弁の電源を「切」としている。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合、蓄圧タンク圧力が高圧のため、炉心注水により急激なRCS水位上昇が発生し、作業等による開口部から漏洩する恐れがあり、現場作業者の汚染並びに現場の汚染が懸念される。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合、炉心注水によるRCS水位上昇は緩やかなものの、作業等による開口部から漏洩が起きる恐れがあり、現場作業者の汚染並びに現場の汚染が懸念される。	【ミッドループ期間中作業】 ・キャビティ前清掃 ・配管及び支持構造物点検 ・原子炉容器点検 ・燃料取扱設備点検 ・蒸気発生器点検 ・RCPモータ点検 ・燃料関連機器点検 ・炉内核計測装置点検
	○	×	△	
総合判定	○	×	△	

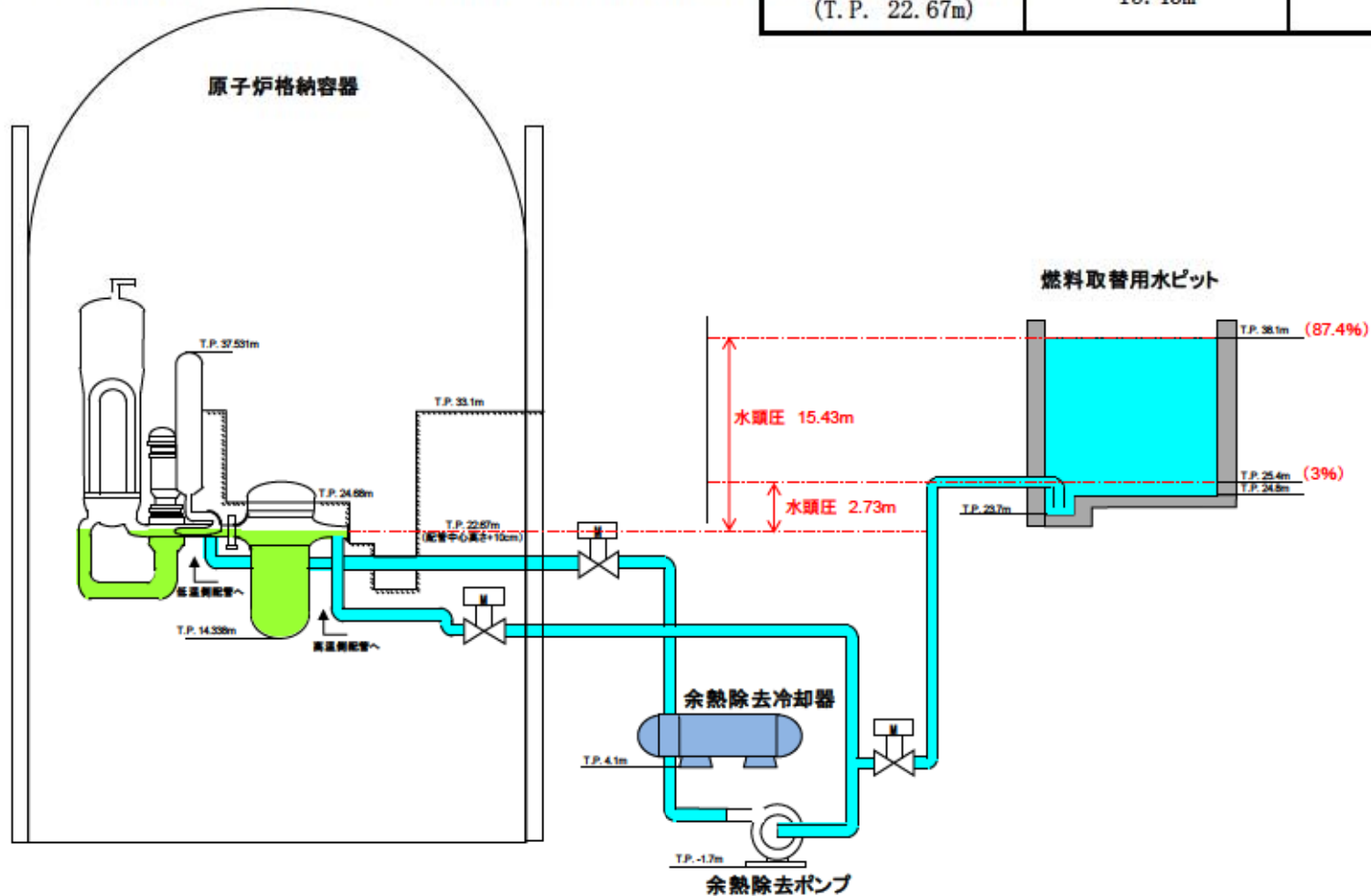
RCSへの燃料取替用水ピット重力注入について

燃料取替用水ピットから1次冷却材系統にかかる水頭圧は以下の通り

	燃料取替用水 ピット水位87.4% (T.P. 38.1m)	燃料取替用水 ピット水位3% (T.P. 25.4m)
配管中心高さ+100mm (T.P. 22.67m)	15.43m	2.73m

重力注入経路

- ・燃料取替用水ピット→余熱除去ポンプスルー→1次冷却材系統低温側配管
- ・燃料取替用水ピット→余熱除去ポンプ入口ライン→1次冷却材系統高温側配管



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)

第1表 システム熱水力解析用データ
(全交流動力電源喪失)

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) 代替格納容器スプレイポンプ i 注入開始 ii 注入流量	事象発生から 60 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	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)	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

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「全交流動力電源喪失」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外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却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。

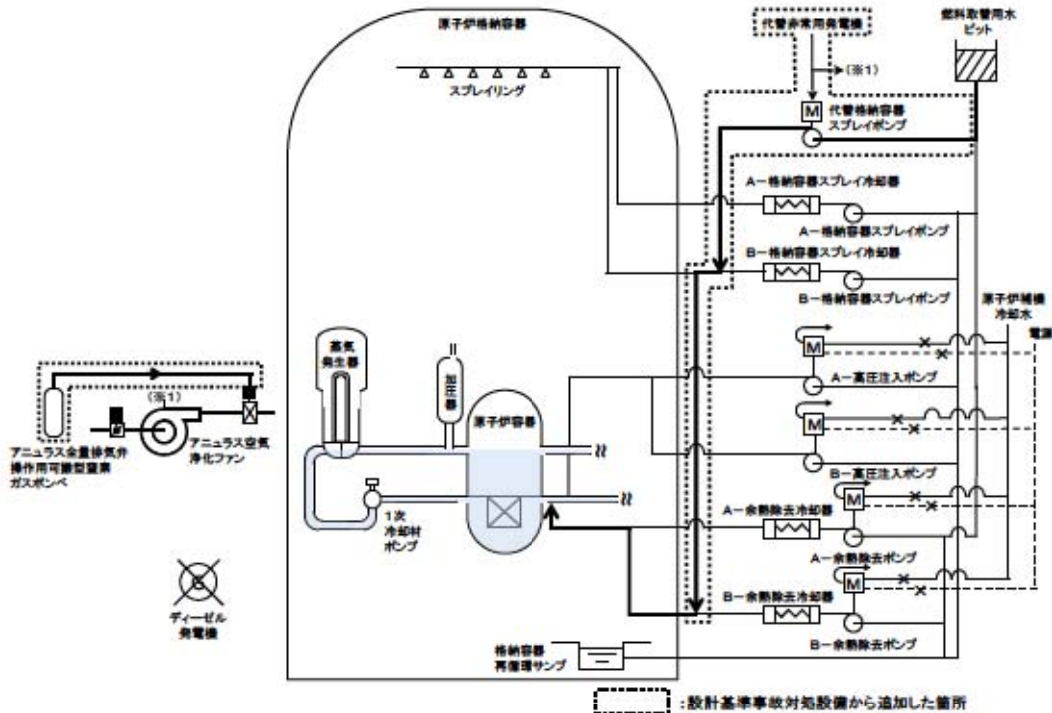


図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

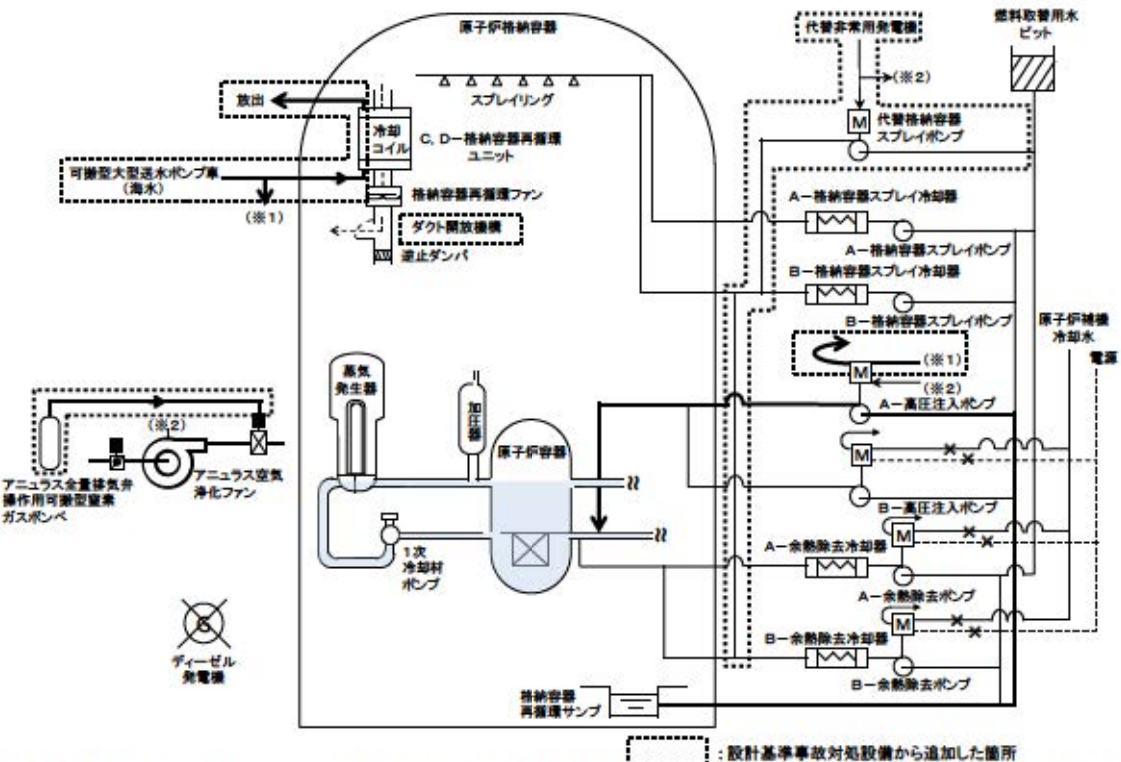


図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）

安定状態について

全交流動力電源喪失（燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失）時における安定状態については以下のとおり。

原子炉安定状態：1次系保有水が維持されており、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

1次系保有水量は第7.4.2.9図の解析結果より、事象発生約100分後に安定している。1次冷却材温度は第7.4.2.11図の解析結果より、事象発生約120分後に安定状態に至る。また、第7.4.2.12図の解析結果より、燃料被覆管温度も若干変動するものの初期温度から有意な上昇はなく安定していることから、事象発生約120分後を原子炉安定状態とした。

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

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 (全交流動力電源喪失)

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」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外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却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。

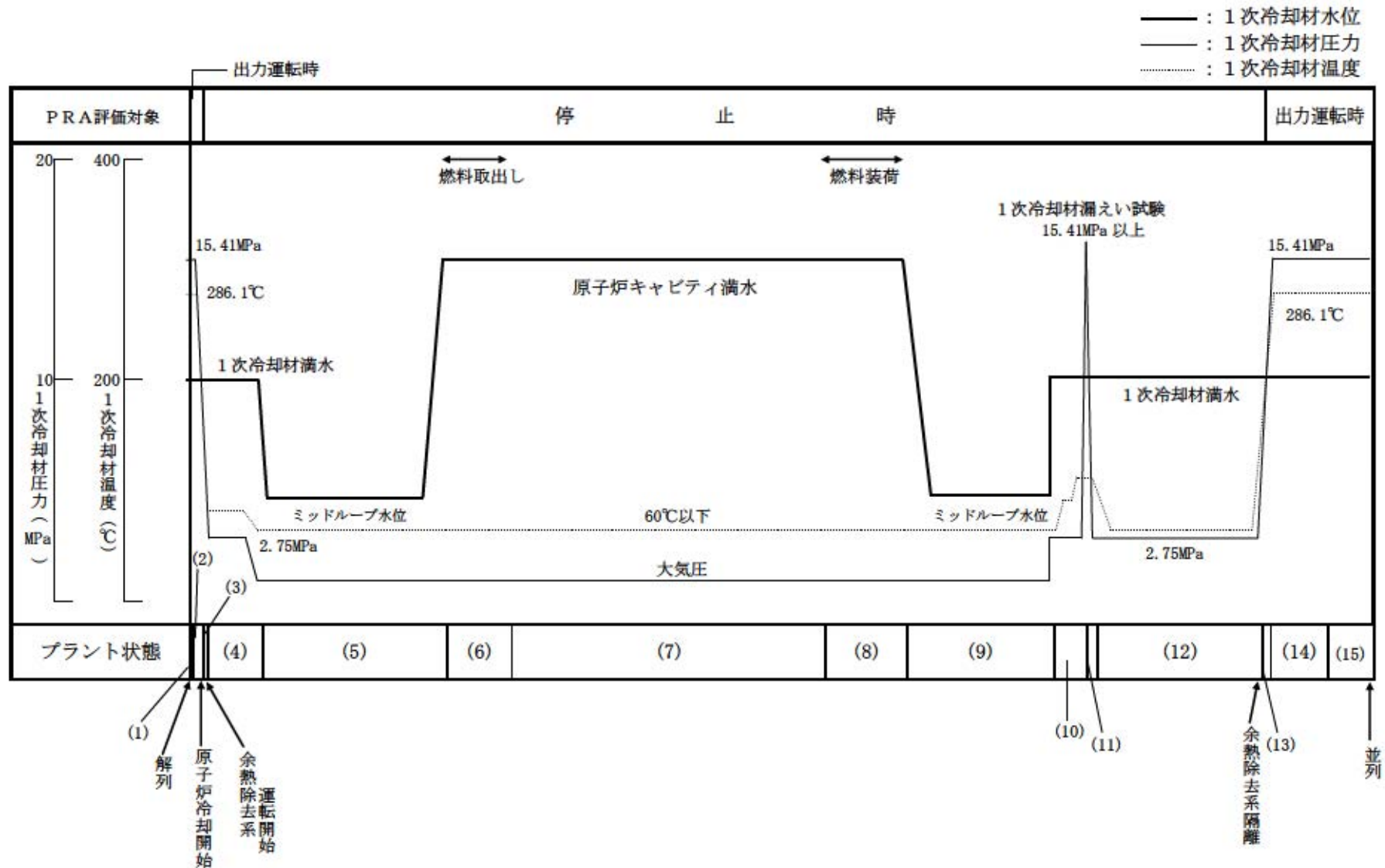


図1 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

表1 各プラント状態における評価項目に対する影響（全交流動力電源喪失）（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。（全交流動力電源喪失に対する緩和設備には、非常用炉心冷却設備作動信号ブロックの影響はない） 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、出力運転時の全交流動力電源喪失に包絡される。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	○		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。
3	高温停止状態 （非常用炉心冷却設備作動信号ブロック）			
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。		○
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している。
			—	
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。

※ ○：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（全交流動力電源喪失）（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、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。	—	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。
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、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。	○	
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		○	
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)		○	
15	部分出力運転状態		○	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。
		プラント状態1～3と同じ。		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、一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。
				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。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。
				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 7.4.2.6-4

※ ○：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

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)

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外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却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	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	熱伝達係数：0～40%	炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、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/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/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、不確かさを考慮した場合、実際の炉心水位は解析結果と異なるが、炉心水位を起点に開始する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、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、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約0.6m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	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	ECCS蓄圧タンク注入	安全系モデル(ECCS)	入力値に含まれる	蓄圧タンクは大気開放としており、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。	蓄圧タンクは大気開放としており、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。

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）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で、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 (MPa[gage])	大気圧 (MPa[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り、1次系保有水量の減少が抑制される。よって、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（事故条件、機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起回事象	外部電源喪失	外部電源喪失	起回事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
	安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。	
	外部電源	外部電源なし	外部電源なし	外部電源はないものとする。起回事象として、外部電源が喪失するものとしている。	
最確条件	代替格納容器スプレイ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、代替格納容器スプレイポンプの起動時間60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。	解析条件と重大事故等対策として設計した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	代替格納容器スプレイポンプ作動	事象発生から60分後	事象発生から約45分後	パラメータを起点に開始する操作でないことから影響はない。	パラメータを起点に開始する操作でないことから影響はない。	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断、代替格納容器スプレイ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設定。	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水は、中央制御室及び現場での操作であるが、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。	代替格納容器スプレイ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。	代替格納容器ポンプによる炉心注水の操作時間余裕は、炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして、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の時間を概算した。その結果、30分程度の操作時間余裕があることを確認した。 (添付資料7.4.1.14)

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）

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おける全交流動力電源喪失＋補機冷却水機能喪失】

1. 水源に関する評価（炉心注水）

- 水源
 - ・燃料取替用水ピット：約 1,700m³（有効水量）
- 水使用パターン
 - ・代替格納容器スプレィポンプ：29m³/h 事象発生 60 分（1 時間）以降運転
- 時間評価
 - ・燃料取替用水ピット容量（1,700m³）÷ 29m³/h + 1h ≒ 59.6 時間
- 水源評価結果
 - 事象発生約 59.6 時間後までに可搬型大型送水ポンプ車、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＋高圧再循環運転に移行することで対応可能。

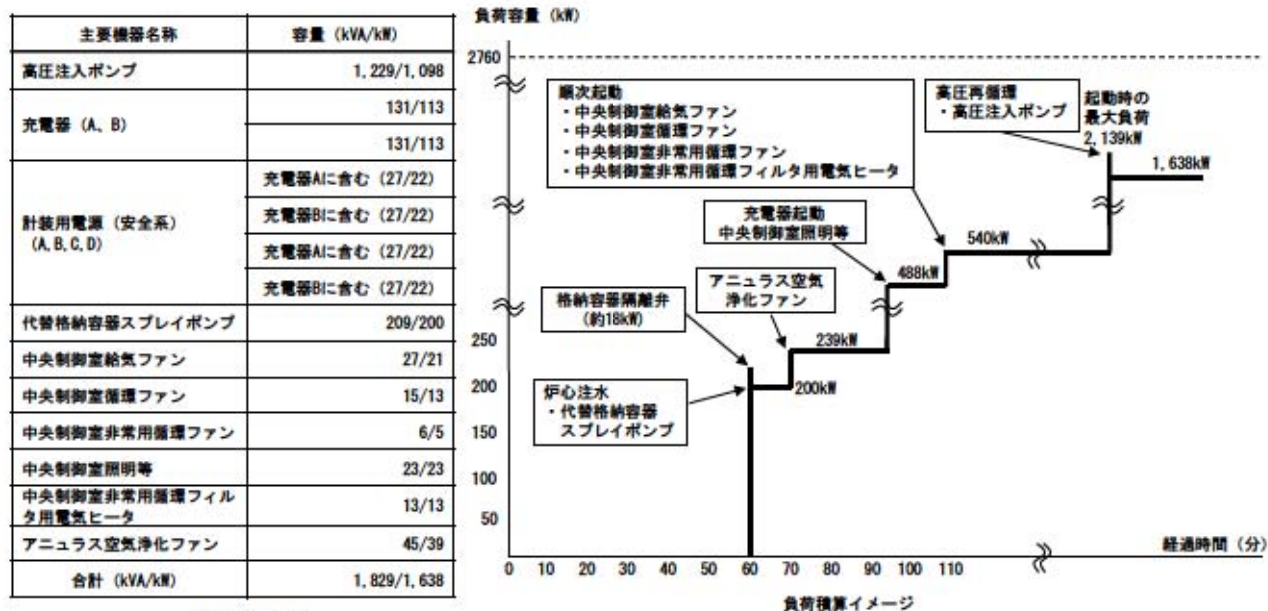
2. 燃料消費に関する評価

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 411 l/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約 138.1kℓ
	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、1～3号炉用)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=7,342ℓ = 約 7.4kℓ
	事象発生 11.1h後～7日間 (=156.9h) <格納容器内自然対流冷却>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72 l/h (最大負荷) ×1台×156.9h = 約 11.3kℓ
	事象発生直後～7日間 (=168h) <使用済燃料ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車起動。(保守的に事象発生後すぐに使用済燃料ピット水は蒸発を開始するものとし、使用済燃料ピット水位を維持するよう可搬型大型送水ポンプ車で間欠的に注水した場合を想定して、使用済燃料ピットへの7日間の必要給水量(7日間の使用済燃料ピット水蒸発量)から可搬型大型送水ポンプ車の燃料消費量を想定) 7日間の必要給水量: 使用済燃料ピット水の蒸発率約 20m ³ /h×168h=3,360m ³ 7日間の燃料消費量: 注水時間 (3,360m ³ ÷給水流量 150m ³ /h) ×燃費約 72ℓ/h =1612.8ℓ=約 1.7kℓ
合計	7日間で消費する軽油量の合計 約 158.5kℓ	
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	

3. 電源に関する評価

負荷リスト 代替非常用発電機(1,725kVA×2台(給電容量:2,760kW))

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おける全交流動力電源喪失+補機冷却水機能喪失】



主要負荷リスト