

資料 5 - 1

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE742 r. 5. 0
提出年月日	令和5年3月31日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価

7. 4. 2 全交流動力電源喪失

令和 5 年 3 月
北海道電力株式会社

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

目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.4. 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
 - 7.4.2. 全交流動力電源喪失

添付資料 目次

- 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 RCS への燃料取替用水ピット重力注水について
- 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）

7.4.2 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」に含まれ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」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を想定する。このため，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次冷却系保有水量が減少することで燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，全交流動力電源が喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には，全交流動力電源に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，運転員が異常を認知して，代替非常用発電機による電源供給，代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行うことによって，燃料損傷の防止を図る。

また、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉及び原子炉格納容器を除熱する。

(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、初期の対策として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。また、安定状態に向けた対策として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、高圧注入ポンプを用いた高圧代替再循環による炉心冷却及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.4.2.1図に、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、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.4.2.1表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生3時間までの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16名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が7名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。また、事象発生3時間以降に追加に必要な要員は、タンクローリーによる燃料補給を行うための参集要員2名

である。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「0 V」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）、アンユラス空気浄化設備の空気作動弁への代替空気供給、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次冷却系保有水確保操作

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る代替炉心注水を開始し、1次冷却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次冷却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代替炉心注水が行えない場合、B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

（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原子炉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、現場で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（窒素ポンプ接続）及びダンパの手動開操作を行い、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、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、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. 高圧代替再循環による炉心冷却

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代替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再循環切替水位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）を経て炉心注水する高圧代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続する。

高圧代替再循環による炉心冷却に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

j. 格納容器内自然対流冷却

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. 原子炉補機冷却水系の復旧作業

参集要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を

考慮し、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

本事故シナシスグループを評価する上で選定した重要事故シナシスは、「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次冷却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。

本評価で想定するプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次冷却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る。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、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)

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，あわ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，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. 初期条件

(a) 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては，日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また，使用する炉心崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに，燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し，局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。

(b) 1次冷却材高温側温度

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、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

(c) 1次冷却材水位

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中の水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。

(d) 1次冷却材圧力

ミッドループ運転中は、1次冷却系は大気開放状態としていることから、1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、余熱除去機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

c. 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、「7.4.2.2(2) d. 重

大事故等対策に関連する操作条件」の(a)で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸発量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $29\text{m}^3/\text{h}$ とする。

d. 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) 代替非常用発電機による交流電源の供給は、事象発生25分後に開始するものとする。

(b) 代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水操作は、事象発生の検知及び判断、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、事象発生の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次冷却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次冷却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。

事象発生後の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は冠水を維持する。

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、放射線の遮蔽は維持される。

(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。

これらの効果を考慮し、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、事象進展中の炉心

反応度の最大値は、代表的な取替炉心である取替炉心において約 $-7.1\% \Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。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浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。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1次冷却材の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次冷却系保有水量及び1次冷却材温度は安定しており、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代替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)

本評価では、「6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

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，原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し，余熱除去系による余熱除去機能を喪失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の高さ位置であるため、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。

(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、最確条件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、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があることから、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

初期条件の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、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次冷却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

初期条件の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、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次冷却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、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作は、解析上の操作開始時間として、事象発生の60分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、余熱除去機能喪失判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性があることから運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の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

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、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次冷却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

操作開始時間の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し、その結果を以下に示す。

操作条件の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次冷却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次冷却系保有水量となるまでの時間を概算した。その結果、約30分の時間余裕がある。

(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操作時間余裕を確認した。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、操作時間には時間余裕がある。

(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おける事象発生3時間までに必要な要員は「7.4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり16名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明してい

る中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）の33名で対処可能である。また，事象発生3時間以降に必要な参集要員は2名であり，発電所構外から3時間以内に参集可能な要員の2名で確保可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700³：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，事象発生の約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压代替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，保守的に事象発生直後からの運転を想定すると，7日間の運転継続には約138.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については，保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると，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，事象発生の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11.4kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水注水

については、保守的に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。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて約540kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、代替非常用発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給、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及び使用済燃料ピットへの海水注水について、7日間の継続が可能である（合計使用量約158.6kL）。

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）未滿となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要な直流負荷の切離しを行うことにより、事象発生後24時間の直流電源供給が可能である。

（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、原子炉の運転停止中に送電システムの故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源システムが機能喪失する。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としては、初期の対策として、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、安定状態に向けた対策として、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）を用いた高圧代替再循環による炉心冷却及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱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」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を実施することにより、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、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について確認した結果、運転員等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は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災

害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

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ることが確認でき，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」の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	可搬型設備	計装設備
a. 全交流動力電源喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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、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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にあ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。 	—	—	—

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第7.4.2.1表 「全交流動力電源喪失」の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	可搬型設備	計装設備
e. 原子炉格納容器隔離操作	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込め、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次冷却系保有水確保操作	<ul style="list-style-type: none"> 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る代替炉心注水を開始し、1次冷却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 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*	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	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水が行えない場合、B-充てんポンプ*（自己冷却）による代替炉心注水を行う。 	B-充てんポンプ* 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*	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*
h. Aニュウ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"> 炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピット水の原子炉への重力注水が期待できる場合は実施する。 原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa [gage]となれば、Aニュウラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策のため、現場でAニュウラス空気浄化設備の空気作動弁への代替空気供給（窒素ポンプ接続）及びダンパの手動開操作を行い、B-アニュウ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、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。 	B-アニュウラス空気浄化ファン* B-アニュウ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*	Aニュウラス全量排気弁操作用可搬型タンクローリー ガスボンベ 可搬型タンクローリー	原子炉格納容器圧力*

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

□：有効性評価上考慮しない操作

第7.4.2.1表 「全交流動力電源喪失」の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	可搬型設備	計装設備	
i. 高圧代替再循環による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 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代替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再循環切替水位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）を経て炉心注水する高圧代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続する。 	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 デイゼル発電機燃料油貯油槽* A－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* 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"> 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* デイゼル発電機燃料油貯油槽*	格納容器内温度* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力（AM用） 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）	
k. 原子炉補機冷却水系の復旧作業	<ul style="list-style-type: none"> 参集要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、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の復旧を図る。 	—	—	—

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 □：有効性評価上考慮しない操作

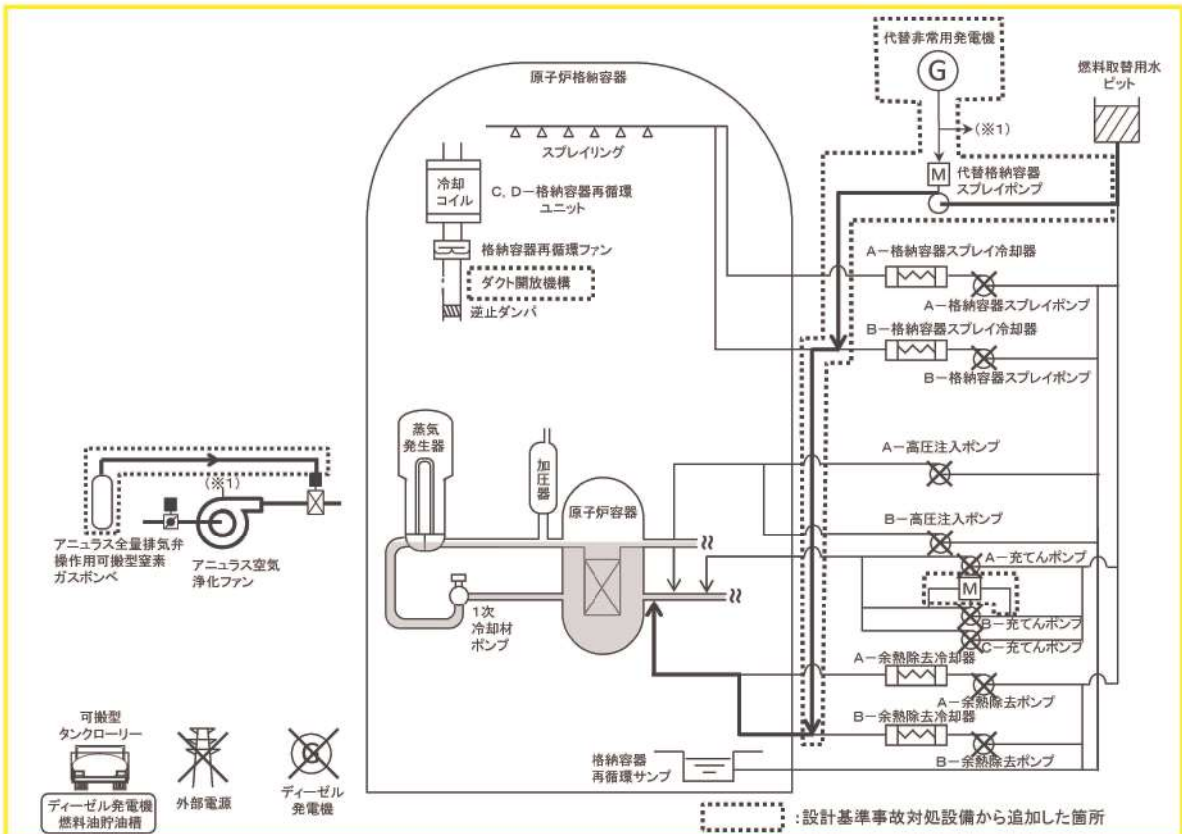
第7.4.2.2表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
 原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナリオ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。
原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするよう、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次冷却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次冷却系を大気開放状態としてのことから設定。
1次冷却材高温側温度 (初期)	93℃(保安規定モード5)	評価結果を厳しくするよう、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次冷却系の保有熱が大きくなり、1次冷却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	評価結果を厳しくするよう、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。ミッドループ運転時の水位が低いと1次冷却系保有水量が少なくなることから厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブ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次冷却系開口部	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次冷却系の状態	2次冷却系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発に伴い、1次冷却系保有水量の減少を早める観点から2次冷却系からの冷却は想定しない。

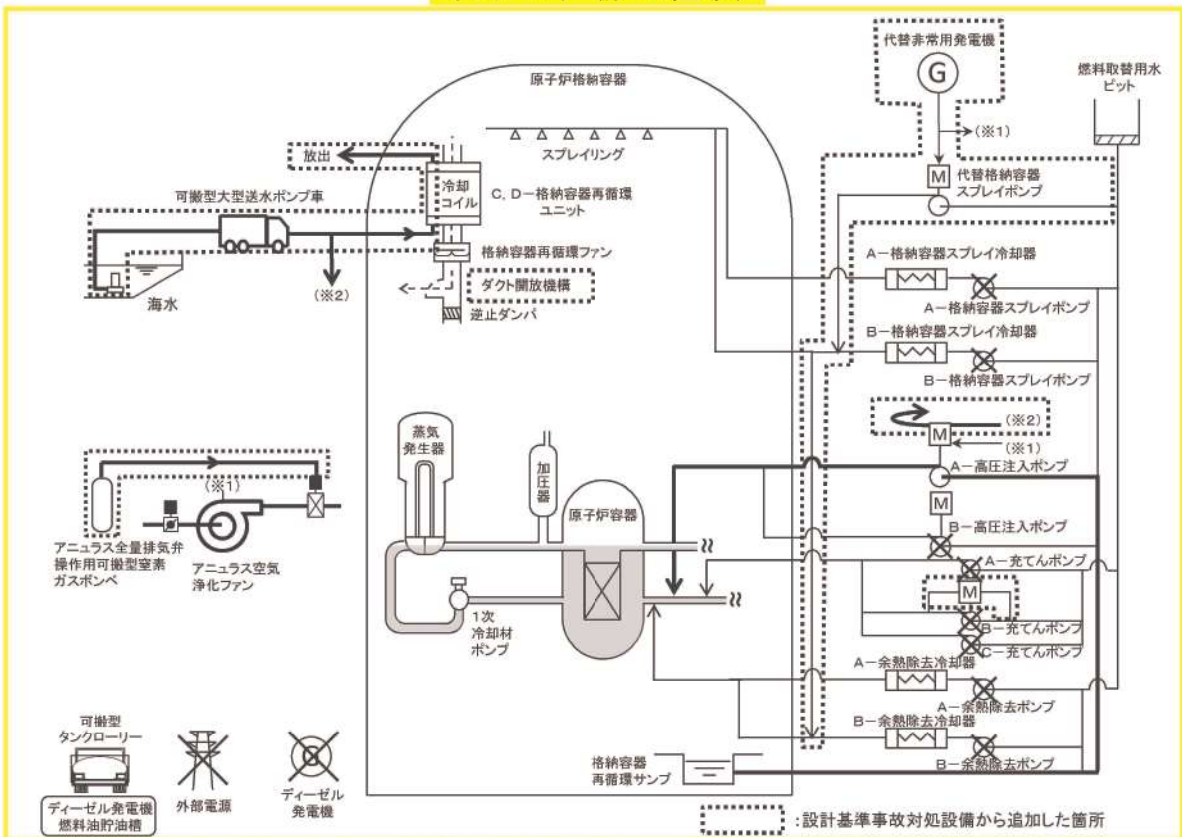
初期条件

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グ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)

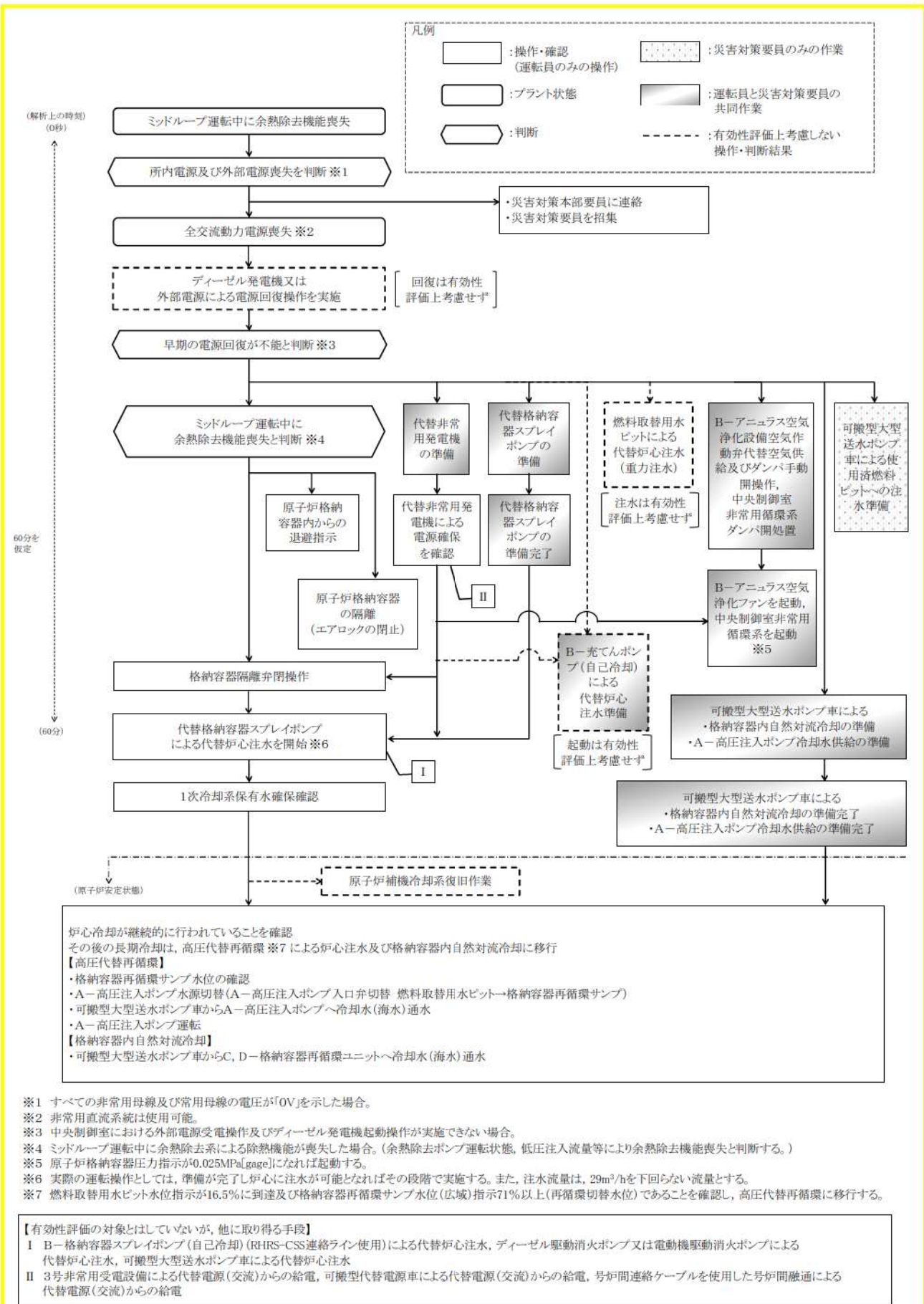
項目		主要解析条件		条件設定の考え方
	起因事象	外部電源喪失		起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失		非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし		起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
重大事故等対策に関連する機器条件	代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量	29m ³ /h		原子炉停止72時間後を事象開始として代替格納容器スプレイポンプの起動時間60分時点における炉心崩壊熱による蒸発量約28.4m ³ /h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、事象発生を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
(1/2) (炉心注水)



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
(2/2) (高圧代替再循環及び格納容器内自然対流冷却)



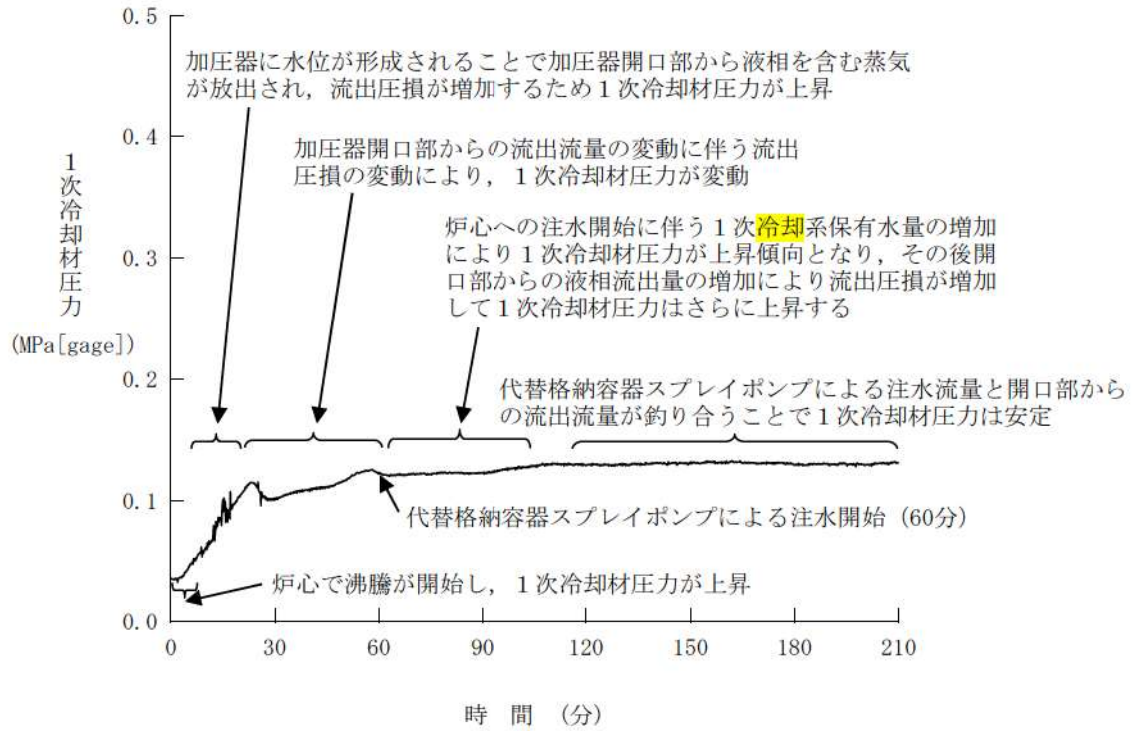
第 7.4.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
 (「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

作業項目		必要人数(作業員)				経過時間(分)										備考	
		班毎所定必要人数															
作業員	作業内容	作業員	必要人数	作業内容	10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	
作業員	作業内容	1人	1人	中央監視 運転操作手順 監視(必要時)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
班長	班長	1人	1人	運転操作手順	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
運転係	運転係	2人	2人	補助での作業 中央制御室連絡 監視(必要時)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
監視員	監視員	1人	1人	異常対策員	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
作業員	作業内容	1人	1人	中央監視 運転操作手順 監視(必要時)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
班長	班長	1人	1人	運転操作手順	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
運転係	運転係	2人	2人	補助での作業 中央制御室連絡 監視(必要時)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
監視員	監視員	1人	1人	異常対策員	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
作業員	作業内容	1人	1人	中央監視 運転操作手順 監視(必要時)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
班長	班長	1人	1人	運転操作手順	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
運転係	運転係	2人	2人	補助での作業 中央制御室連絡 監視(必要時)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
監視員	監視員	1人	1人	異常対策員	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
作業員	作業内容	1人	1人	中央監視 運転操作手順 監視(必要時)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
班長	班長	1人	1人	運転操作手順	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
運転係	運転係	2人	2人	補助での作業 中央制御室連絡 監視(必要時)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
監視員	監視員	1人	1人	異常対策員	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
作業員	作業内容	1人	1人	中央監視 運転操作手順 監視(必要時)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
班長	班長	1人	1人	運転操作手順	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
運転係	運転係	2人	2人	補助での作業 中央制御室連絡 監視(必要時)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
監視員	監視員	1人	1人	異常対策員	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	

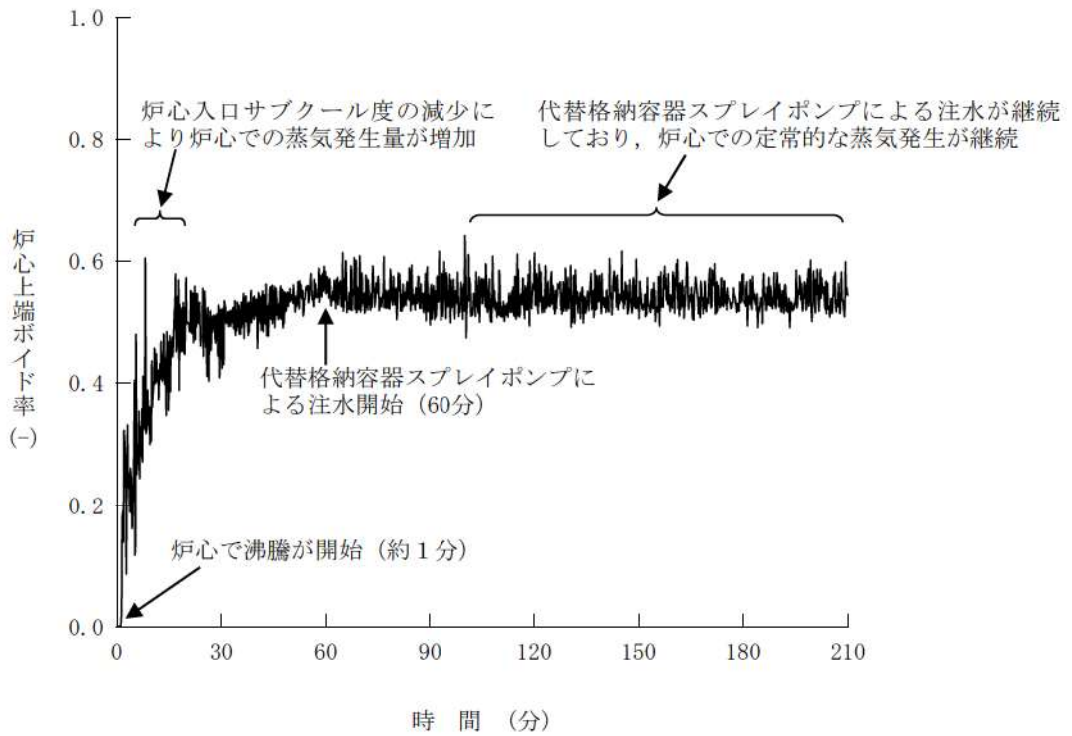
第7.4.2.3図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (1/2)

必要な要員と作業項目		経過時間(分)										備考	
		25	45	65	85	105	125	145	165	185	205		
作業項目	実施場所・必要人員数	作業内容											
	責任者	中央監視 運転操作指揮 変調調整並立調整											
	補佐	1人 副助長											
	通知調整等	3人 中央制御室連絡 緊急所長並立調整											
	運転員 (中央制御室)	1人 運転員 (現員)											
使用済燃料ピットへの 注水確保(注水)		3人 [A][B][C]	3時間20分	1時間10分	高圧再循環開始 約3.2日 使用済燃料ピットへの 注水開始								使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット本所の職員が0.15m³/hとなる本尺となる約3.2日後までに完了が可能。
原子炉循環冷却水系統への 通水確保(注水)		1人 [A]	4時間10分	4時間0分	通水実施								
燃料補給		2人 参集要員	20分	3時間	4時間	50分	1時間	可搬型大型送水ポンプ車を用いた燃料補給作業は、燃料補給ピットへの注水と並行して実施する。D-格納容器内循環ユニットへの注水確保は、格納容器内自然対流冷却水系統の注水と並行して実施する。					
原子炉循環冷却水系統への 通水確保(注水)		1人 [A]	10分	5分	通水実施								必要な燃料材等の準備が揃えば作業を開始する。

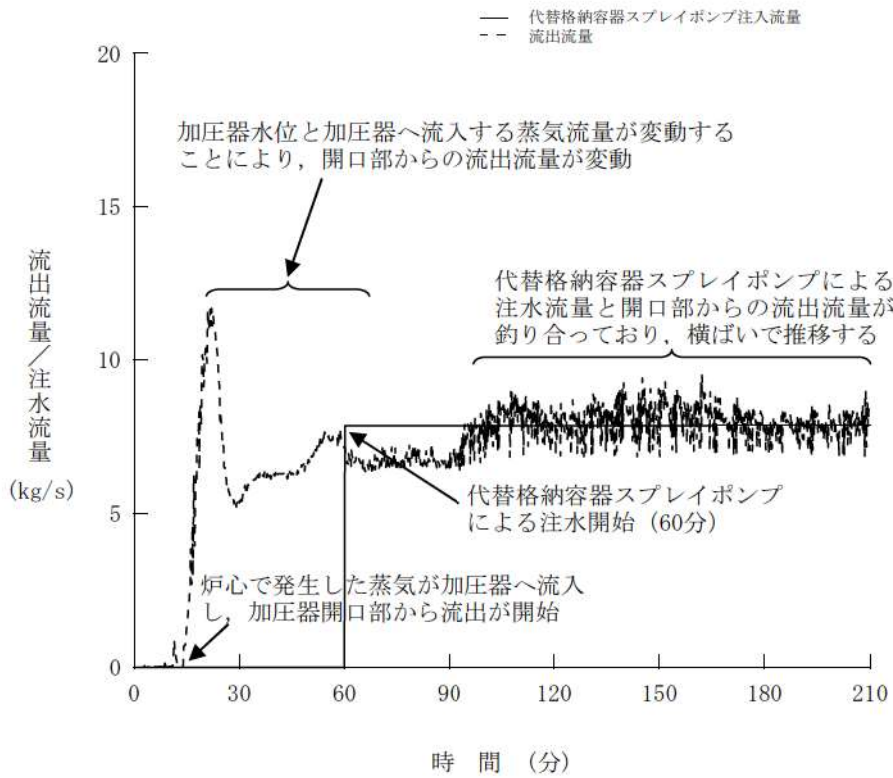
第7.4.2.3図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能喪失する事故) (2/2)



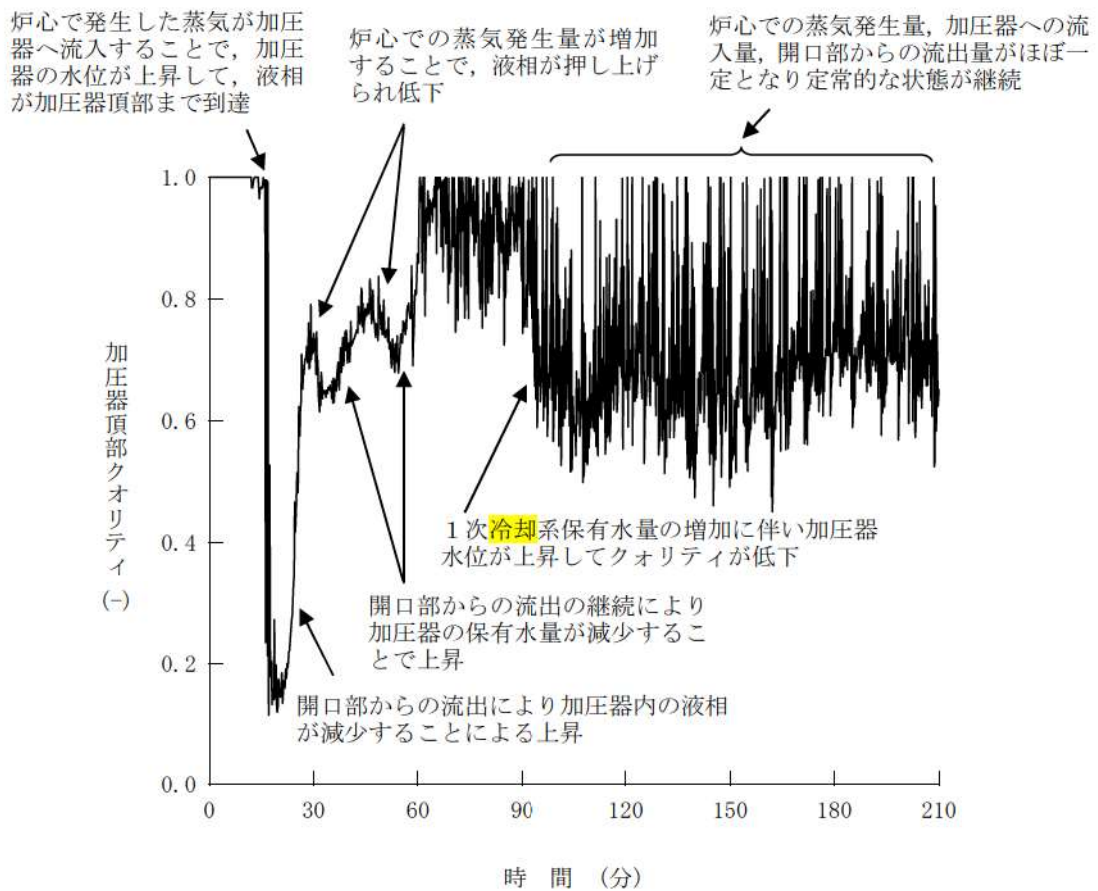
第7.4.2.4図 1次冷却材圧力の推移



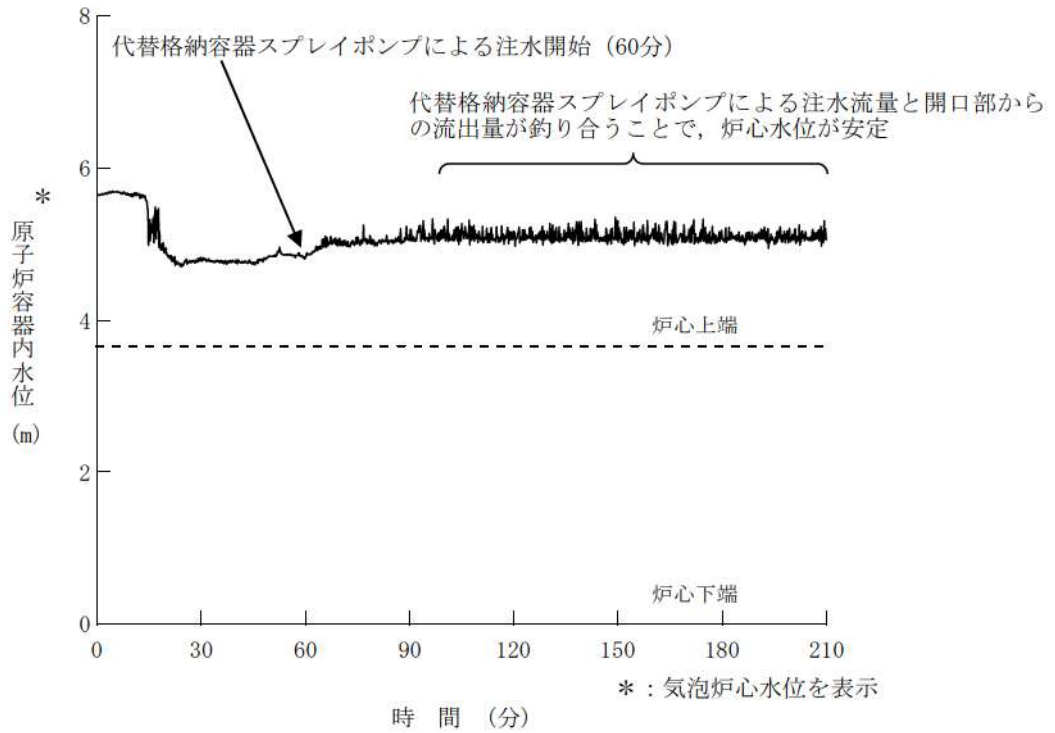
第7.4.2.5図 炉心上端ボイド率の推移



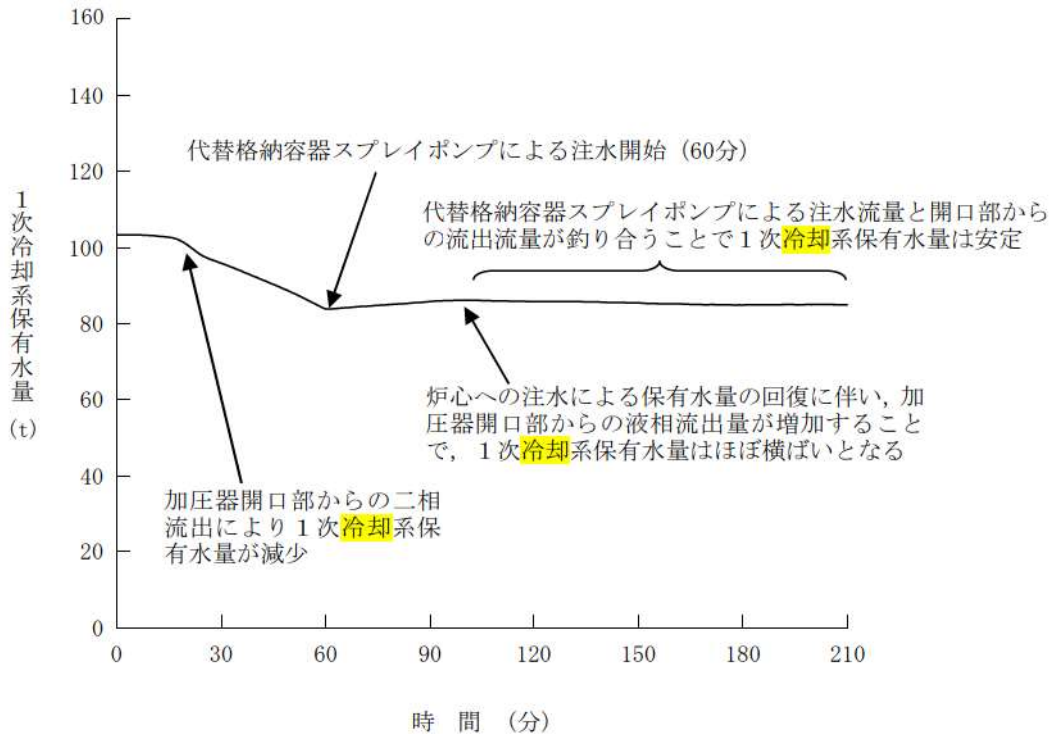
第7.4.2.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



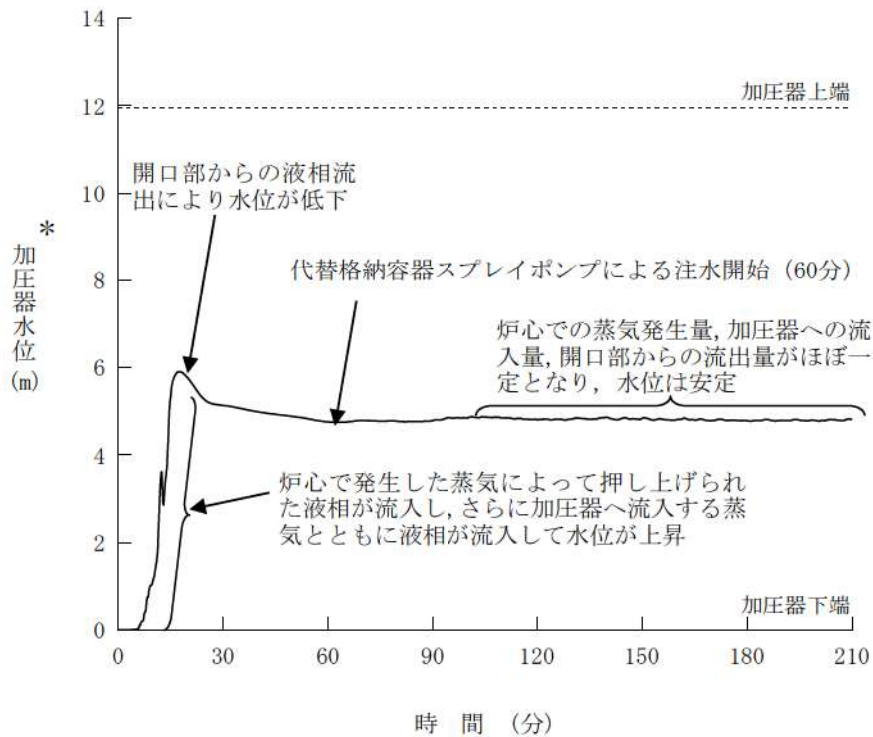
第7.4.2.7図 加圧器頂部クオリティの推移



第7.4.2.8図 原子炉容器内水位の推移

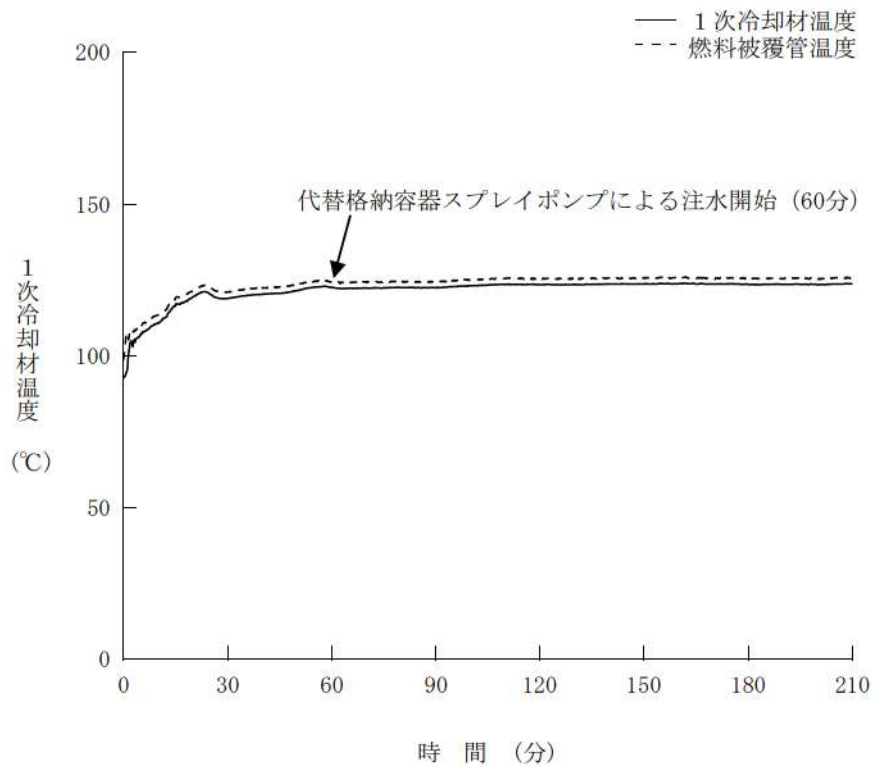


第7.4.2.9図 1次冷却系保有水量の推移

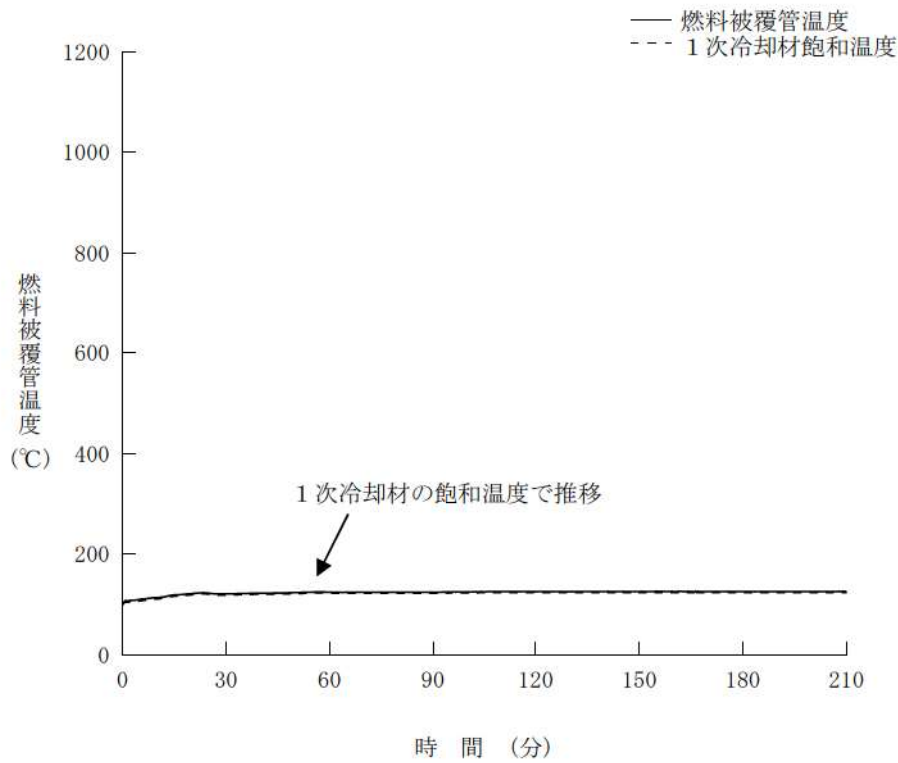


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

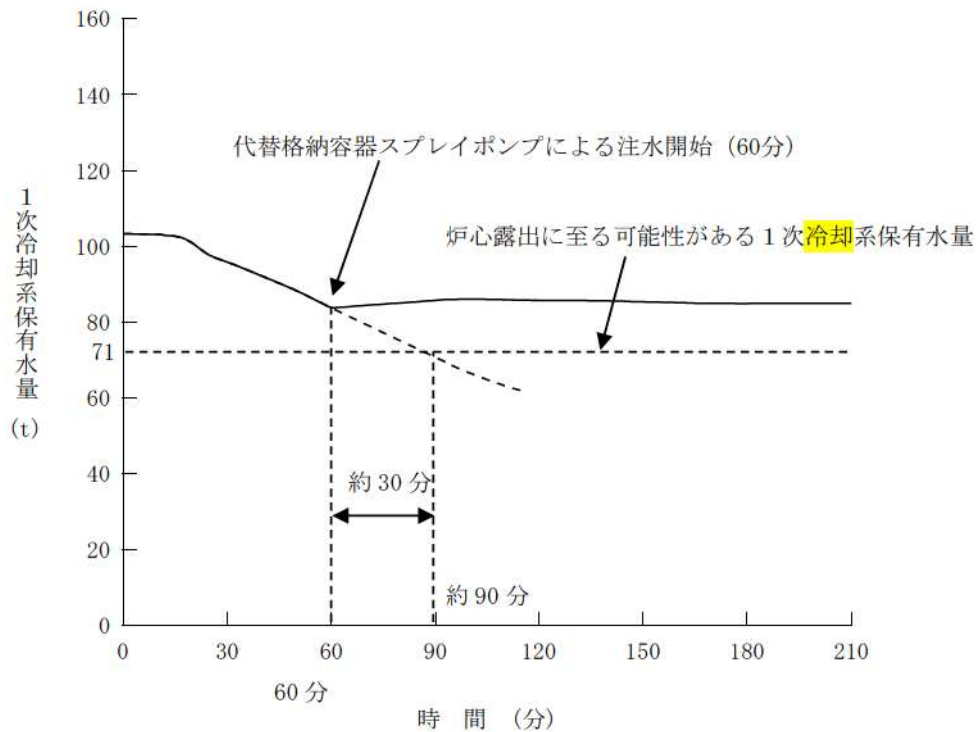
第7.4.2.10図 加圧器水位の推移



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次冷却系保有水量の推移
 (代替炉心注水操作開始の時間余裕確認)

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代替炉心注水のほか、蓄圧タンクによる炉心注水（その後続く代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水）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代替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。

表1 炉心注水手段の比較

代替格納容器スプレイポンプによる 代替炉心注水	蓄圧タンクによる炉心注水
<p>○代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水に関する考察</p> <p>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。</p> <p>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。(29m³/hで注水し、事象発生から約59.6時間後まで注水可能。その後は代替再循環による冷却となる。)</p>	<p>○蓄圧タンクによる炉心注水に関する考察</p> <p>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。</p> <p>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、3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90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)</p>

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1次冷却系の降温降圧操作の中で、RCS圧力6.89MPaにて閉止した後、誤作動防止管理のため、電源を切とする運用にしている。
- ・蓄圧タンクは、運転モード5（RCS温度93℃以下）に到達し、原子炉格納容器パージ後（原子炉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、ミッドループ運転まで蓄圧タンク圧力を4.4MPaに保持（待機）した場合、加圧器満水時に蓄圧タンク出口弁が誤開した場合の低温過加圧防護設備動作やミッドループ運転時に出口弁が誤開した場合の作業安全性について配慮する必要がある。

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。

3. 検討結果

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代替炉心注水を実施することとしているが、蓄圧タンクの保有水を、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、ミッドループ運転中に蓄圧タンクの圧力を保持することは、補給源の多様性という面で有利であるが、以下の理由により蓄圧タンク注入には期待しないこととした。

- 蓄圧タンクが誤動作した場合、開口部より1次冷却材が流出し、現場作業員の放射性物質による汚染が懸念されること。
- 長期的な1次冷却系保有水の確保には、代替格納容器スプレイポンプによる注水が必要なこと。
- 1次冷却系保有水の補給手段は、燃料取替用水ピットによる重力注水についても期待することができ、補給手段が多様化されていること。

表2 検討内容

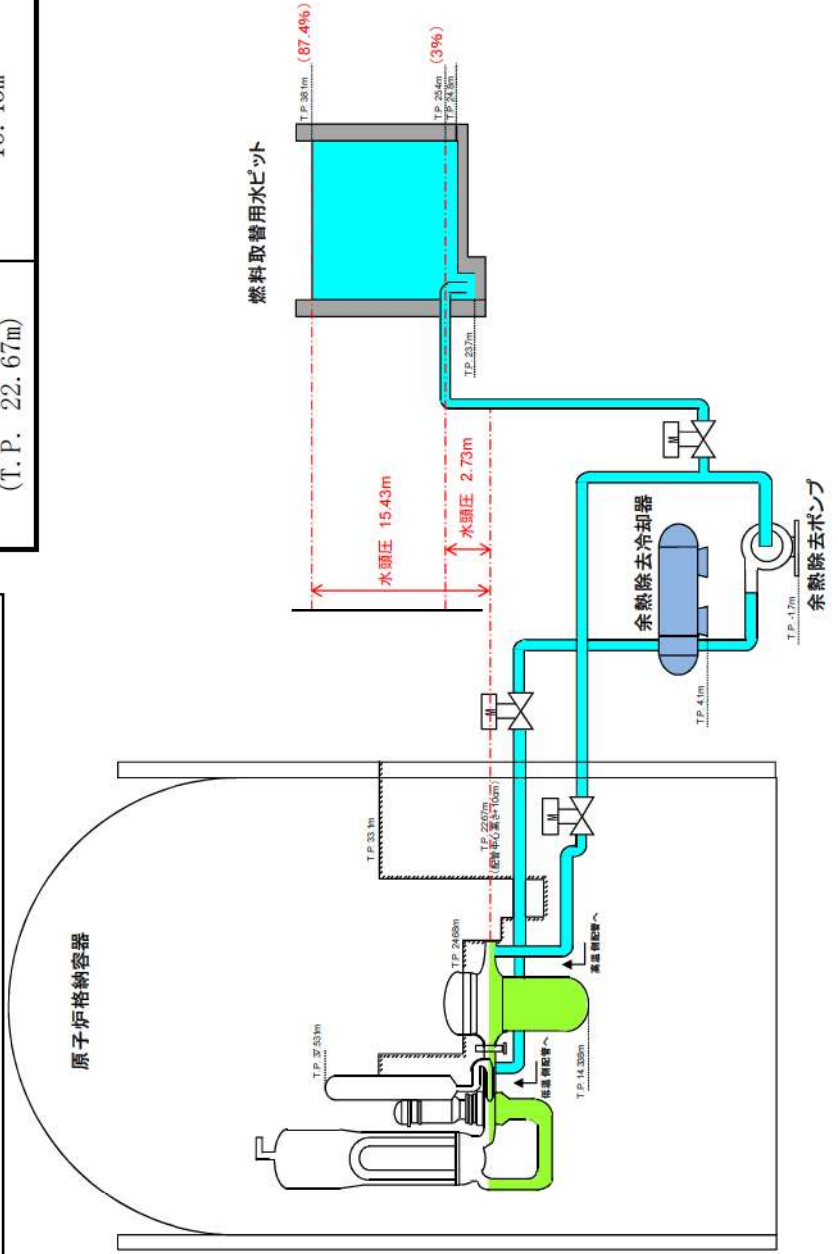
	炉心注水に蓄圧タンクを使用しない場合 (大気開放)	炉心注水に蓄圧タンクを使用する場合 (4.4MPa保持)	炉心注水に蓄圧タンクを使用する場合 (低圧にて保持) (例：1.0MPa)	備考
低温過加圧防護機器の作動による保有水液相放出 (加圧器満水時の場合)	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合でも低温過加圧防護機器は作動しない。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合、蓄圧タンク圧力が高圧のため、炉心注水時1次冷却材系統が加圧され低温過加圧防護機器が作動し1次冷却材が系外へ放出される懸念がある。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合でも低温過加圧防護機器は作動しない。	
	○	×	○	
作業の安全性確保 (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水について

泊3号炉のRCSへの燃料取替用水ピット重力注水について以下に示す。燃料取替用水ピットによる重力注水については、燃料取替用水ピット側と炉心側の水頭差及び1次冷却材圧力等がバランスする水位まで燃料取替用水ピットによる重力注水は継続する。

- (重力注水経路)**
- 燃料取替用水ピット→余熱除去ポンプスルー→1次冷却系低温側配管
 - 燃料取替用水ピット→余熱除去ポンプ入口ライン→1次冷却系高温側配管

	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)

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」における個別解析条件を第1表に示す。

第1表 システム熱水力解析用データ
(全交流動力電源喪失)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 初期条件		
1) 1次冷却材圧力	大気圧	ミッドループ運転時の現実的な設定
2) 1次冷却材高温側温度	93℃	ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値
3) 1次冷却材水位	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	ミッドループ運転時の水位
4) 原子炉停止後の時間	72時間	最短時間に余裕をみた時間
5) 1次冷却系開口部	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
(2) 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	事象発生から60分後	運転員等操作余裕の考え方
ii 注入流量	29m ³ /h	蒸発量を上回る流量

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。

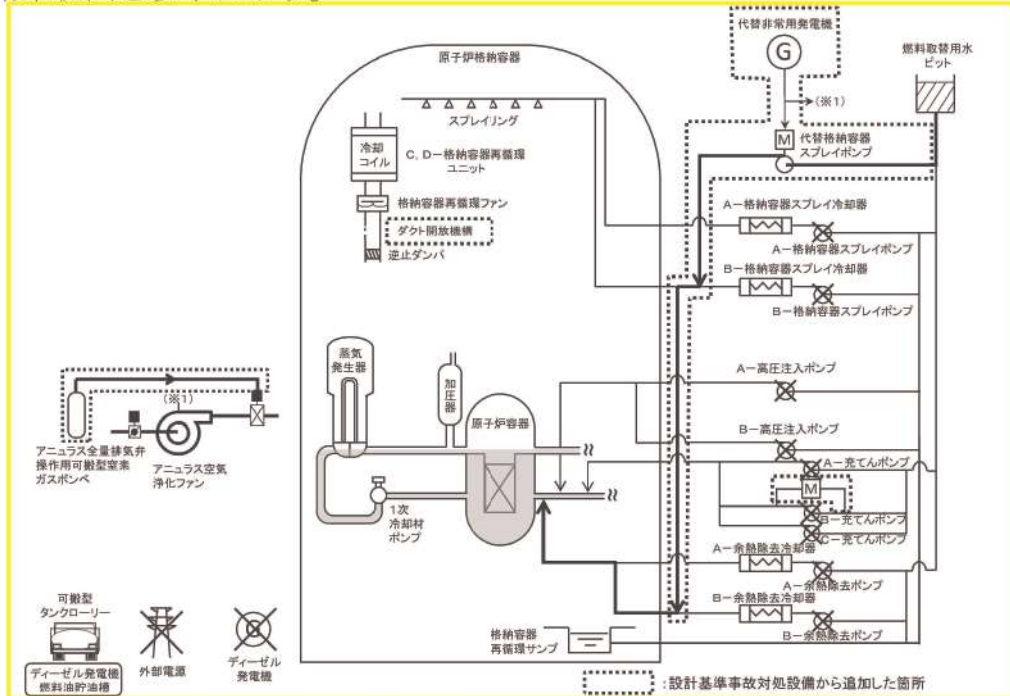


図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（炉心注水）

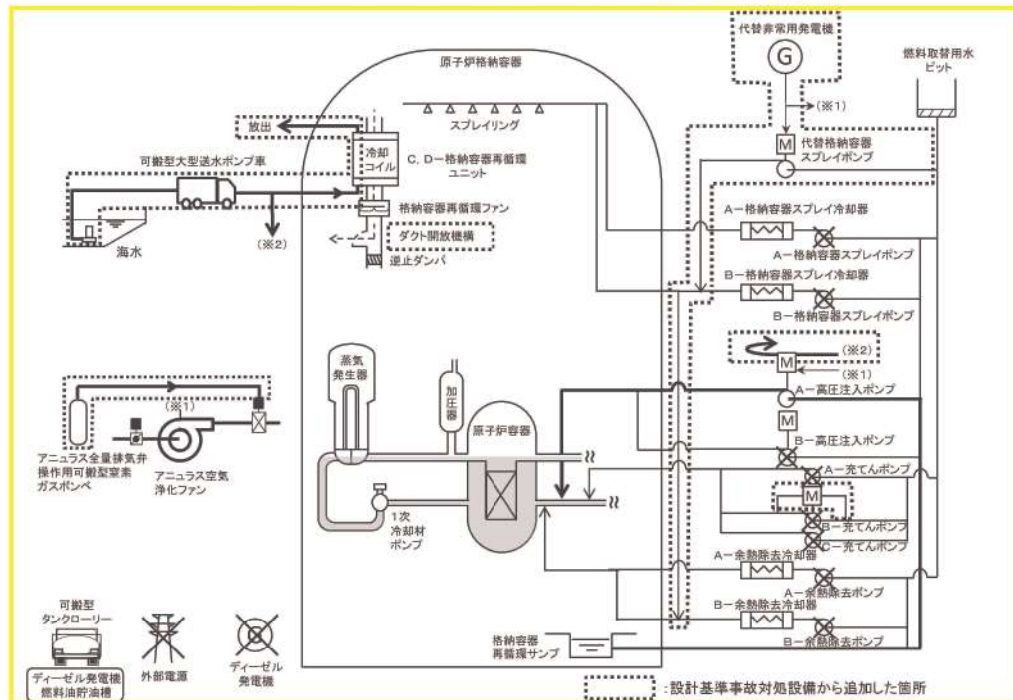


図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（高圧代替再循環及び格納容器内自然対流冷却）

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）時における安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

1次冷却系保有水量は第7.4.2.9図の解析結果より、事象発生の約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、事象発生の約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。

その後、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開始することで、原子炉安定停止状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

安定状態の維持について】

上記の燃料損傷防止対策により原子炉安定停止状態を維持できる。

また、高圧再循環運転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、安定停止状態後の安定停止状態の維持が可能となる。

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次冷却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次冷却系の開放状態、1次冷却系保有水量、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次冷却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全ての評価項目を満足できる。

— : 1次冷却材水位
 — : 1次冷却材圧力
 : 1次冷却材温度

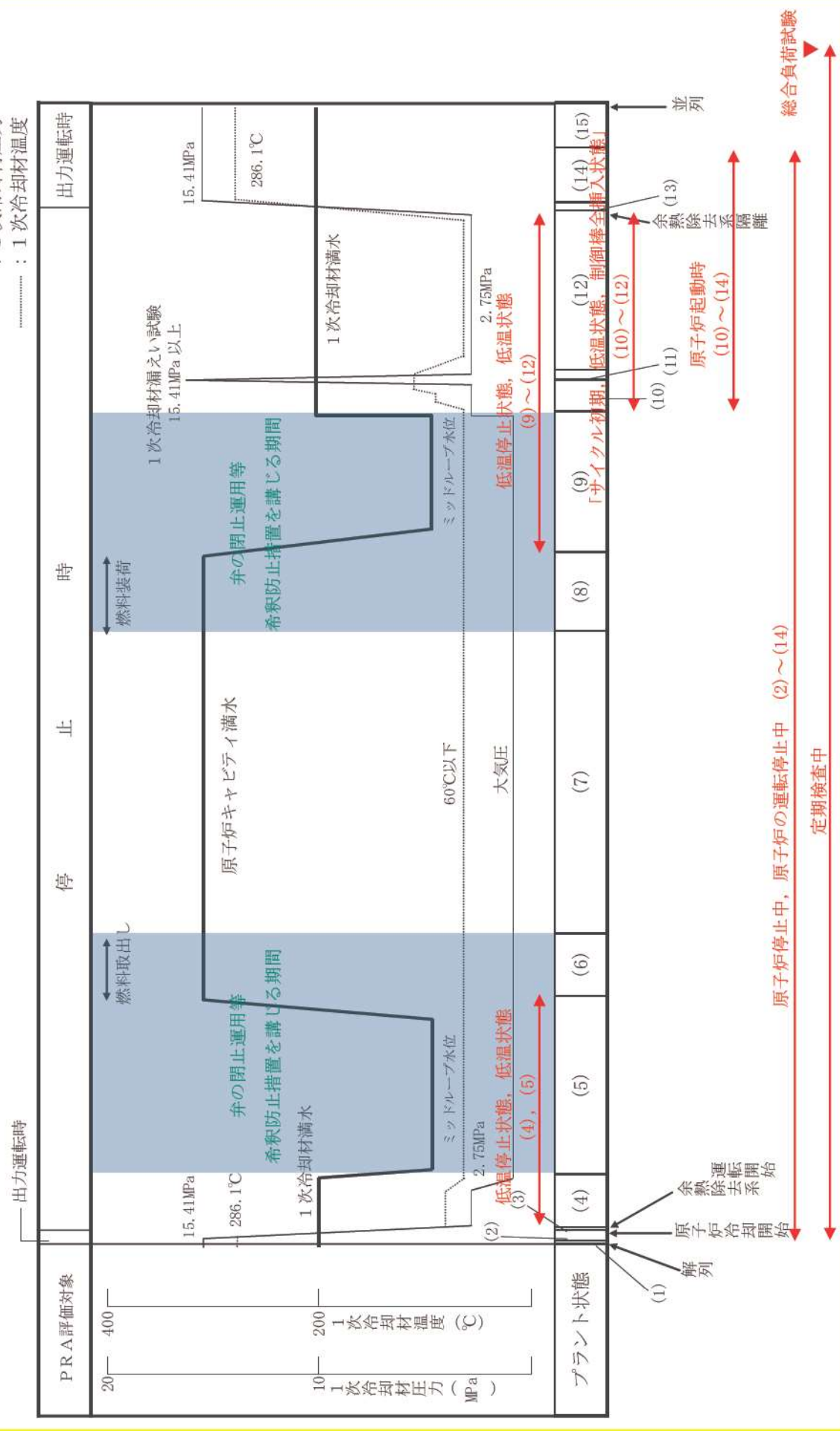


図1 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

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	放射線の遮蔽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次冷却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次冷却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、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。
3	高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号ブロック)		○	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なこと及びほう酸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なことである。
4	RHR系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	プラント状態5より崩壊熱が高いが、1次冷却系保有水量が多く、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。	○	プラント状態5より崩壊熱が高いが、1次冷却系保有水量が多く、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。
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。	○	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している。
		崩壊熱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次冷却系保有水量の減少が遅いことから放射線の遮蔽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次冷却系保有水量も多いため、1次冷却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次冷却系保有水量が多い。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	放射線の遮蔽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次冷却系保有水量も多いため、1次冷却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次冷却系保有水量も多いため、1次冷却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次冷却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と同じ。		
10	RHR系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）	崩壊熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、1次冷却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、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次冷却系は満水状態）				○
13	RHR系隔離から高温停止状態	崩壊熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、1次冷却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。	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次冷却系保有水量が多いため、プラント状態5に包絡される。	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。	
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。	○	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。	
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、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。	

※ ○：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
	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時間にはないことから、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。
炉心	沸騰・ボイド率変化			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/THEIIS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。 じかん 、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/THEIIS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1.0mの高さ 位置 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	ボイドモデル 流動様式	炉心水位：±0.4m		
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 (定期検査工率毎)	評価結果を厳しくするよう、定期検査工率上、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と見做して設定。原子炉停止後の時間が短いと前燃熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発率も大きくなることから、1次冷却系保水水量を確保しに厳しい設定。	解析条件で設定している炉心前燃熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率は低下し、1次冷却系保水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次冷却材圧力 (初期)	大気圧 (0 MPa [gauge])	大気圧 (0 MPa [gauge])	ミッドループ運転時は1次冷却系を大気開放状態としておくことから設定。	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°C (保安規定モード5)	93°C以下	評価結果を厳しくするよう、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次冷却系の保水有熱が大きくなり、1次冷却系保水水量を確保しに厳しい設定。	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次冷却系保水有熱が抑制されなくなり、1次冷却系保水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次冷却系保水水量の減少が抑制される。よって、1次冷却系保水水量の減少が抑制される。よって、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	評価結果を厳しくするよう、プラント系設備成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位が低いと1次冷却系保水水量が少なくなることから厳しい設定。	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。
炉心前燃熱	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型燃料集合体を装着した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前燃熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に前燃熱を設定。また、使用する前燃熱はウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮。	最確条件の炉心前燃熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心前燃熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率は低下し、1次冷却系保水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遅くなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心前燃熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心前燃熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率は低下し、1次冷却系保水水量の減少が抑制される。よって、炉心露出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次冷却系開口部	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次冷却系の状態	2次冷却系からの冷却なし	2次冷却系からの冷却あり	炉心前燃熱による1次冷却材の蒸発に伴い、1次冷却系保水水量の減少を早める観点から、2次冷却系からの冷却は想定しない。	解析条件に対して2次冷却系から冷却すること、1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次冷却系保水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次冷却系水位を起点に開始する運転員等操作は遅くなく、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次冷却系から冷却すること、1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次冷却系保水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。

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	起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失	
	安全機能の喪失に 対する仮定	外部電源喪失	外部電源喪失	起因事象として、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、評価項目となるパラメータに 与える影響はない。
		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	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとして いる。		
機器条件	代替格納容器サブ レイポンプの原子 炉への注水流量	29m ³ /h	原子炉停止後72時間後を事象開始として、代替格 納容器サブレイポンプの起動時間60分時点におけ る炉心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。	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、評価 項目となるパラメータに与える影響はない。

表3 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操作時間余裕

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
代替格納容器スプレイポンプ起動 操作条件	事後発生 60分後	運転員等操作時間と発生と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機動作を要する時間を上回る時間。	実際の操作において、余熱除去機能喪失した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性があることと、運転員等操作時間に対する余裕は大きくない。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作が重複しないことが前提である。また、操作開始時間から、操作開始時間に対する余裕は大きくない。	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水機動作は、運転員等操作時間と実際の操作開始時間との差が小さくなる場合、1次冷却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い。	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水機動作は、運転員等操作時間と実際の操作開始時間との差が小さくなる場合、1次冷却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い。	中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は30分を想定しているところ、訓練実績は27分。代替格納容器スプレイポンプの起動準備は5分を想定しているところ、訓練実績は3分。
		【認知】 中央制御室にて余熱除去ポンプの停止等を確認し、余熱除去機能喪失を判断した場合、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水機動作を開始する手順としている。そのため、認知遅れによる操作開始時間に与える影響は低い。 【要員配置】 代替格納容器スプレイポンプの起動操作は、現場にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員、代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響は低い。 【移動】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、中央制御室から機器操作場所まで通常11分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間と想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響は低い。 【操作所要時間】 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、現場操作盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作時、当該操作に対応する運転員(現場)及び災害対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響は低い。 現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は現場操作盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な操作であることから、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。 中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水機動作は、運転員等操作時間と実際の操作開始時間との差が小さくなる場合、1次冷却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い。	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水機動作は、運転員等操作時間と実際の操作開始時間との差が小さくなる場合、1次冷却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い。	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水機動作は、運転員等操作時間と実際の操作開始時間との差が小さくなる場合、1次冷却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い。	中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は30分を想定しているところ、訓練実績は27分。代替格納容器スプレイポンプの起動準備は5分を想定しているところ、訓練実績は3分。

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）

1. 水源に関する評価（炉心注水）

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】

○ 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イポンプ：29 m³/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が枯渇するまでの時間評価）

- ・1,700m³ ÷ 29m³/h = 約 58.6 時間（事象発生約 59.6 時間後）

○ 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。

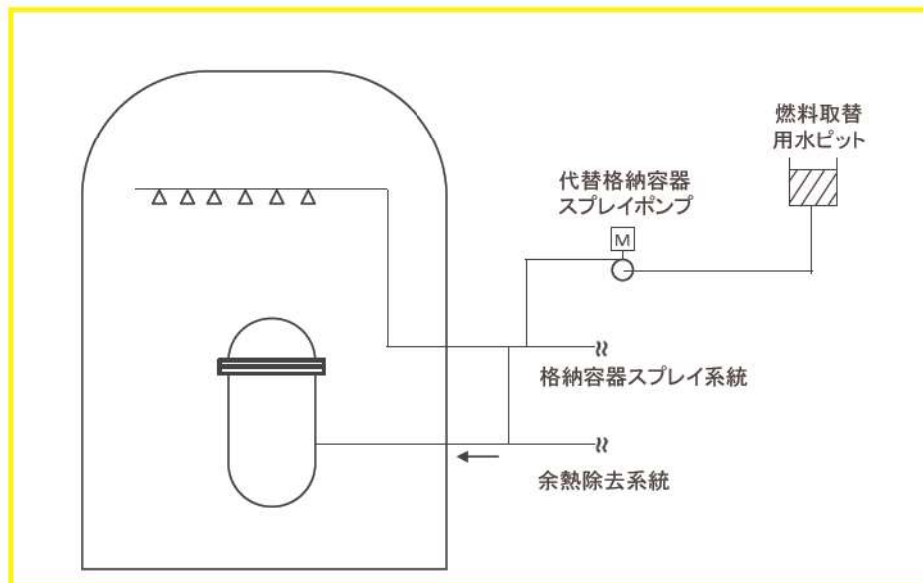


図 系統概略図

2. 燃料消費に関する評価

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】

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 (24.4 L/h×1台+19.3 L/h×1台)×24h×7日間 = 7,342 L = 約 7.4kL
	事象発生 9.8h 後～7日間 (=158.2h) <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×158.2h = 約 11.4kL
	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 72 L/h =1612.8 L =約 1.7kL
合計	7日間で消費する軽油量の合計 約 158.6kL	
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】

主要機器名称	容量 (kVA/kW)
高圧注入ポンプ	1,229/1,098
充電器 (A, B)	131/113
	131/113
計装用電源 (安全系) (A, B, C, D)	充電器Aに含む (27/22)
	充電器Bに含む (27/22)
	充電器Aに含む (27/22)
	充電器Bに含む (27/22)
代替格納容器スプレイポンプ	209/200
中央制御室給気ファン	27/21
中央制御室循環ファン	15/13
中央制御室非常用循環ファン	6/5
中央制御室照明等	23/23
中央制御室非常用循環フィルタ用電気ヒータ	13/13
アニュラス空気浄化ファン	45/39
合計 (kVA/kW)	1,829/1,638

主要負荷リスト

